



平成 22 年度 安全研究センター成果報告会

－安全確保における科学的合理性の追求－
2011 年 1 月 14 日 東京

Proceedings of the Nuclear Safety Research Center Progress Meeting 2010
－ Improvement of Scientific Rationality in Nuclear Safety –
Tokyo, January 14, 2011

(編) 安全研究センター成果発信タスクグループ
(Ed.) Task Group for Research Results Dissemination

安全研究センター
Nuclear Safety Research Center

February 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

独立行政法人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
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2013

平成 22 年度 安全研究センター成果報告会
－安全確保における科学的合理性の追求－
2011 年 1 月 14 日 東京

日本原子力研究開発機構 安全研究センター
(編) 安全研究センター成果発信タスクグループ*

(2012 年 11 月 30 日 受理)

安全研究センターは、研究成果の発信や提言を通して原子力安全確保に貢献するとともに、原子力安全の専門家集団として社会に対してより一層の説明責任を果たす役割を担っている。その活動の一環として、同センターにおける最近の研究成果を発表し、研究内容や活動の方向性について広く意見を集めることを目的とした成果報告会を 2011 年 1 月 14 日に東京・秋葉原において開催した。同センターによる成果報告会は、原子力機構の発足後としては初めての開催である。関係省庁、大学、研究機関、電力、メーカーその他から約 100 名が出席し、中堅及び若手研究者による 4 件の技術講演及びポスターによる研究紹介に対して活発な議論が行われた。

本報告書は、同成果報告会における発表資料及びアンケート結果をまとめたものである。

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

安全研究センター

- | | |
|--------------|-------------------|
| ◎ 杉山 智之 | 燃料安全研究グループ |
| ○ 工藤 保 | 研究計画調整室 |
| 柴本 泰照 | 熱水力安全研究グループ |
| 勝山 仁哉 | 機器・構造信頼性研究グループ |
| 木村 仁宣 | リスク評価・防災研究グループ |
| 山根 祐一 | サイクル施設安全研究グループ |
| 邊見 光 | 廃棄物安全研究グループ |
| 知見 康弘 | 高度化軽水炉燃材料研究グループ |
| 海老根 典也 | 高経年化評価・保全技術研究グループ |
| 牛島 大介†、鈴木 悟‡ | 研究計画調整室 |

(現所属：†高崎量子応用研究所, ‡研究技術情報部)

(◎タスクグループリーダー、○幹事)

**Proceedings of the Nuclear Safety Research Center Progress Meeting 2010
– Improvement of Scientific Rationality in Nuclear Safety –
Tokyo, January 14, 2011**

(Ed.) Task Group for Research Results Dissemination*

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

(Received November 30, 2012)

The missions of the Nuclear Safety Research Center (NSRC) are to support the nuclear safety improvement by providing research results and proper recommendation, and to be responsible for correct information dissemination to the public as the specialists of nuclear safety. As a part of actions to achieve these missions, the meeting, Nuclear Safety Research Center Progress Meeting 2010, was held in Tokyo on January 14th, 2011, in order to present the latest safety research results and to collect opinions from participants on the researches and activities in the NSRC. This meeting was first held after the establishment of the Japan Atomic Energy Agency. Four oral presentations and poster sessions were made by active researchers and extensive discussions were conducted lively by approximately 100 participants from government agencies, universities, research institutes, utilities, manufacturers and so on.

This report summarizes the presentations in the meeting and the questionnaire results.

Keywords: Nuclear Safety, Progress, Fuel, Thermal Hydraulics, Criticality, Risk Analysis

* Tomoyuki Sugiyama (Leader)	Fuel Safety Research Group
Tamotsu Kudo (Coordinator)	Research Planning and Co-ordination Office
Yasuteru Shibamoto	Thermal-hydraulic Safety Research Group
Jinya Katsuyama	Reactor Component Reliability Research Group
Masanori Kimura	Risk Analysis and Applications Research Group
Yuichi Yamane	Fuel Cycle Safety Research Group
Ko Henmi	Waste Safety Research Group
Yasuhiro Chimi	Fuels and Materials Irradiation Research Group
Noriya Ebine	Aging and Maintenance Technology Research Group
Daisuke Ushijima†, Satoru Suzuki‡	Research Planning and Co-ordination Office

(†: currently Takasaki Advanced Radiation Research Institute,
‡: currently Intellectual Resources Department)

目次

1. 概要	1
2. 口頭発表資料	
2.1 安全研究センターにおける研究の概要	5
2.2 より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究	10
2.3 軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究	22
2.4 核燃料物質の安全かつ効率的な取り扱いに向けた臨界安全研究	31
2.5 緊急時計画の実効性向上に向けた原子力防災研究	41
3. ポスターセッション資料	
3.1 熱水力安全研究グループ	55
3.2 燃料安全研究グループ	57
3.3 機器・構造信頼性研究グループ	61
3.4 リスク評価・防災研究グループ	63
3.5 サイクル施設安全研究グループ	67
3.6 廃棄物安全研究グループ	69
3.7 高経年化評価・保全技術研究グループ	71
3.8 高度化軽水炉燃材料研究グループ	73
付録1 成果報告会プログラム	77
付録2 アンケート集計結果	78

Contents

1. Outline	1
2. Oral presentation	
2.1 Activities of the Nuclear Safety Research Center	5
2.2 Fuel safety research toward advanced utilization of light water reactors	10
2.3 Thermohydraulic safety research for improvement of LWR safety	22
2.4 Criticality safety research toward safer and more efficient handling of nuclear fuel	31
2.5 Study on the feasibility and effectiveness of nuclear emergency preparedness	41
3. Poster session	
3.1 Thermal-hydraulic Safety Research Group	55
3.2 Fuel Safety Research Group	57
3.3 Reactor Component Reliability Research Group	61
3.4 Risk Analysis & Applications Research Group	63
3.5 Fuel Cycle Safety Research Group	67
3.6 Waste Safety Research Group	69
3.7 Aging and Maintenance Technology Research Group	71
3.8 Fuels and Materials Irradiation Research Group	73
Appendix 1 Meeting program	77
Appendix 2 Results of questionnaire	78

1. 概要

安全研究センターは、研究成果の発信や提言を通して原子力安全確保に貢献するとともに、原子力安全の専門家集団として社会に対して、より一層の説明責任を果たす役割を担っている。その活動の一環として、同センターにおける最近の研究成果を発表し、研究内容や活動の方向性について広く意見を集めることを目的とした成果報告会を、2011年1月14日に東京・秋葉原において開催した。

安全研究センターによる成果報告会は、旧日本原子力研究所時代、安全性試験研究センター主催で1973年度から1996年度まで毎年開催された。その後、形を変えて、「日本原子力研究所成果報告会」の一部として（1999、2001年度）、また、「原研－サイクル機構合同安全研究成果報告会」として（2002、2003、2005年度）成果報告が行われた。しかしながら、日本原子力研究開発機構の発足後は安全研究センターとしての報告が行われておらず、今回、約5年の間隔を置いた報告会となった。本報告会では、センター内の若手研究者で構成した成果発信タスクグループが事務局となり、発表者及び発表トピックスの選定を行った。従来は、組織の長が全般的な報告を行っていたのに対し、中堅及び若手研究者が自ら取り組んだ課題について困難や工夫を交えて報告することとした。これにより報告の対象分野は限定されるが、今後も継続的に報告会を開催することで広い対象分野への対応を図ることとした。

4件の技術講演及び各研究グループの活動に関するポスター発表を行い、関係省庁、大学、研究機関、電力、メーカーその他から約100名の出席者を得て、活発な討論を行った。また、出席者に対して発表内容やセンターの活動内容等に関するアンケートを配布し、率直な意見を集約することとした。

本報告書は、安全研究センターの概要説明及び4件の技術講演のプレゼンテーション資料並びに各研究グループによるポスター発表資料をまとめたものである。また、報告会プログラム及びアンケート集計結果を付録に示す。

This is a blank page.

2. 口頭発表資料

This is a blank page.

2.1 安全研究センターにおける研究の概要

安全研究センター 副センター長 更田豊志¹

概要

本発表では、安全研究センターの活動や役割について概略を説明し、現在の組織構造及び外部機関との連携状況を示す。また、原子力機構が所有する多彩な大型試験施設を活用し、様々な原子力施設における課題に対応した安全研究を推進していることを示す。

今回の成果報告会は「安全確保における科学的合理性の追求」をテーマとしているので、ここで言う科学的合理性の意味を、基準類の性能規定化、リスク情報を活用した規制、最新の技術的知見の反映を例に挙げて解説する。次に、安全研究センターに所属する各研究グループの活動を一通り示した上で、今回の報告会で取り上げる4件のトピックスについて科学的合理性と関連付けて紹介する。

最後に、安全研究センターが活動を進める上での方針をまとめる。

¹ 現所属：原子力規制委員会

安全研究センターにおける研究の概要



(独)日本原子力研究開発機構
安全研究センター

更田豊志

平成22年度 安全研究センター成果報告会
平成23年1月14日
富士ソフト アキバプラザ



1

安全研究センター

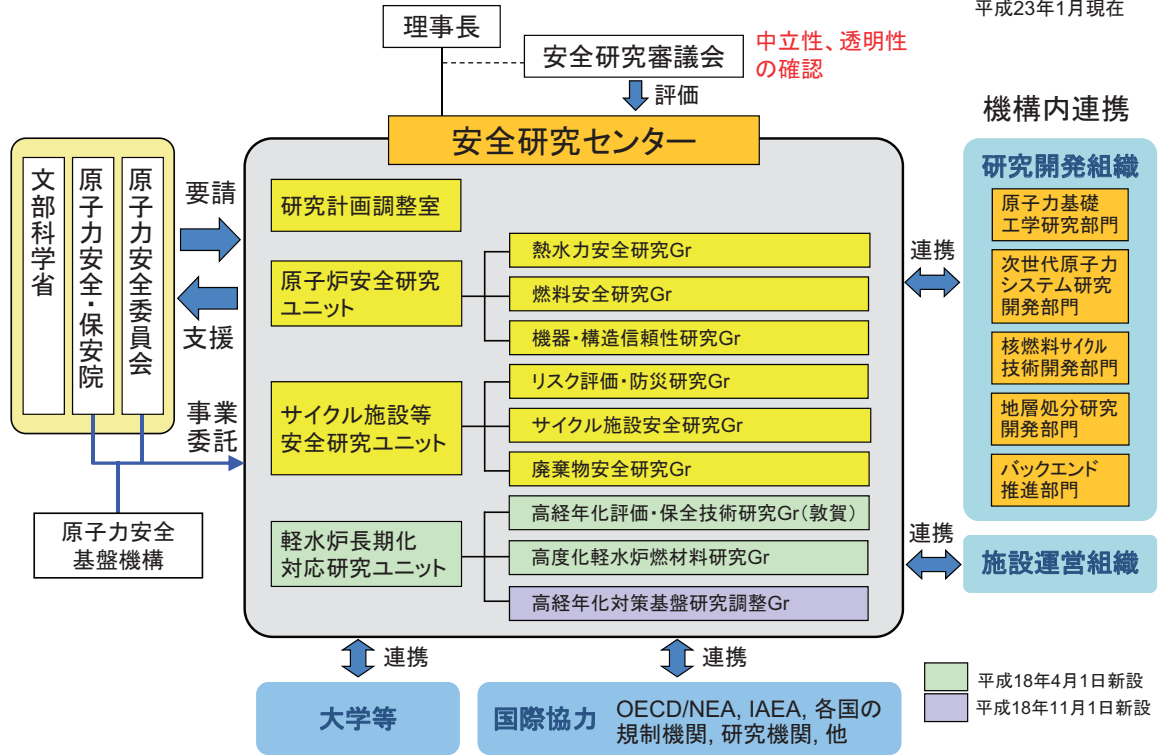
- 旧原研の「安全性試験研究センター」において昭和40年代より実証的研究を含めた安全研究を実施し、多くの国際協力活動を通して世界の安全研究を先導。
- 二法人の統合に関する報告書(平成15年9月)は、安全規制への技術的支援について『新法人内部の独立したセンター的な組織を活動の中核とするなど、原子力推進部門とは別の組織形態とし、業務の「透明性」「中立性」の確保に特段の配慮が必要』と記載。
 - ➡ 安全研究を統括する組織として**安全研究センター**を設置。
 - ➡ 中立性・透明性の確保のため、公開の安全研究審議会を設置。
 - ✓ 安全研究センターは、原子力機構が有する資源を活用して原子力の安全確保に有効な技術的知見を取得・蓄積し、系統的な整理・解釈を与えて利用可能な状態にした上で社会に発信。
 - ✓ 取得した知見に基づき、有益な提案などを通じて安全規制を技術的に支援するとともに、人材を育成し、必要な技術基盤を維持。

2



安全研究センターの体制

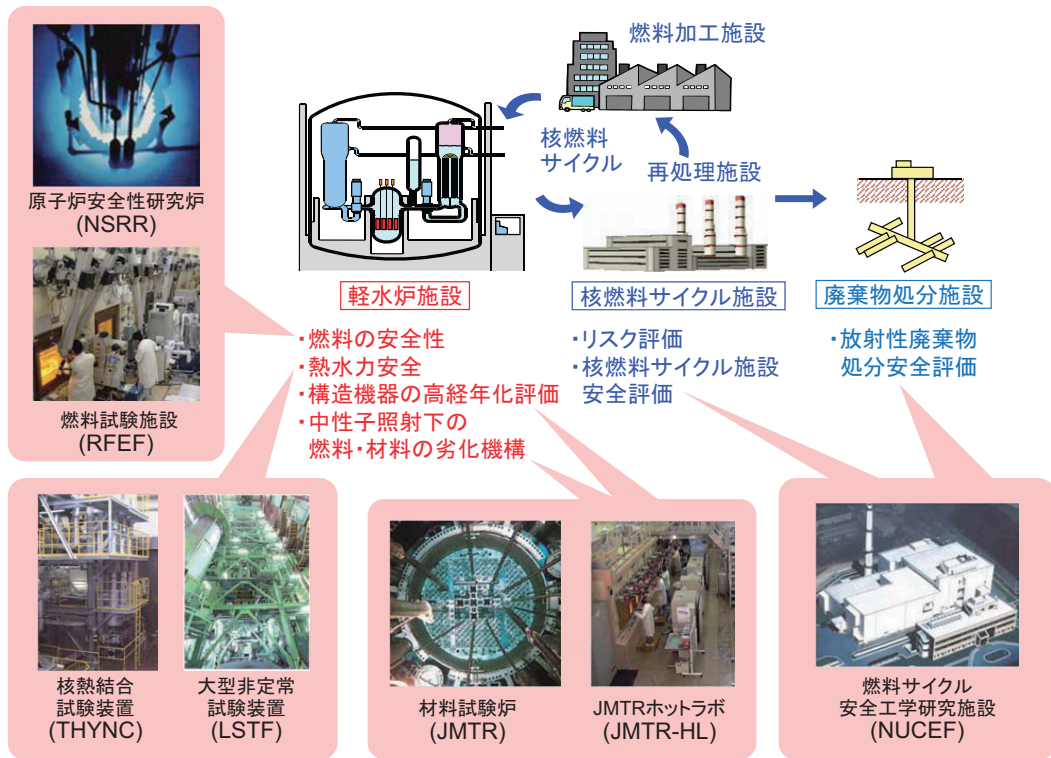
平成23年1月現在



3



原子力機構の安全研究施設





4

科学的合理性を備えた安全規制の例

■ 基準類の性能規定化

詳細な仕様や条件(材料、寸法、出力、経過年数など)ではなく、安全確保のために達成すべき性能や機能を規定する。

- ✓ 性能を達成する方法に自由度を与えることで、新知見や新技術の導入を促す

■ リスク情報を活用した規制

リスク上重要なものに資源を配分する。

- ✓ 安全上の効果が小さなところでの資源の浪費を排除

■ 最新の技術的知見の反映

より高い精度及び信頼性を備えた知見に基づいて判断する。

- ✓ 適切な性能指標の選定やリスク評価精度の向上のためにも最新知見の活用は効果的



5

研究分野 (1/2)

- 軽水炉の高度利用に対応した新型**燃料の安全性**に関する研究
燃料の高燃焼度化、最適運転サイクルの導入、出力増強などに対応した新型燃料の安全審査や安全基準の性能規定化に向け、**燃料の破損限界やその影響**を究明し、解析コードの高精度化を進める。 ➡ **本日の講演①**
- 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する**熱水力安全**研究
システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び**最適評価手法の高度化**を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。 ➡ **本日の講演②**
- 核燃料**サイクル施設の安全**評価に関する研究
リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した**臨界安全評価手法**や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。 ➡ **本日の講演③**
- **リスク評価・管理**技術に関する研究
リスク情報を活用した安全規制に資するため**リスク評価・管理手法の高度化**を進めるとともに、**原子力防災**における防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。 ➡ **本日の講演④**



6

研究分野 (2/2)

- **材料劣化・高経年化対策**技術に関する研究

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。 ➡ **平成23年度報告会のメインテーマ(予定)**

- **放射性廃棄物に関する安全評価**研究

地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、余裕深度処分等に対しては、地層処分研究で得た技術的知見を用いて、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。 ➡ **平成24年度報告会のメインテーマ(予定)**

廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。



7

おわりに

- ✓ 安全規制の目的は、「国民の健康、安全を守るとともに、環境を守る」ことにあり、「安全研究」は、「規制判断の独立性」(技術的独立性)の確保に貢献する。
- ✓ 安全研究は、**科学的知見の提供**を通じて、より科学的・合理的な規制の実現に資する。
- ✓ 技術基盤(人材、施設)の縮小は国際的な共通現象。規制行政機関、産業界とも研究開発予算が減少する状況下で、技術的独立性に留意しつつ、**産学官の協力、連携**を進める。
- ✓ 安全研究を通して、個別分野での技術力に加え、安全論理に対する深い理解とその適用能力を備えた**人材の育成**に努める。
- ✓ 将来の安全上の課題に先行的に対応するため、**国際協力活動**に積極的に参加、貢献する。
- ✓ 「**透明性**」の本質は、検証を可能とし、国民からの信頼を得ること。研究成果の公開に努め、広範なレビューを受ける。

2.2 より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究 —原子炉安全性研究炉 NSRR を用いた事故時燃料挙動の解明—

安全研究センター 燃料安全研究グループ 杉山智之

概要

軽水炉をより高度に利用するための様々な技術開発が行われている。燃料をより長期間利用する高燃焼度化や、混合酸化物 (MOX) 燃料の本格利用といった「高度化」を進めるにあたっては当然ながら安全性の確認が必要である。一般に、原子炉が安全に設計されていることを確認するためには、通常時に加え、様々な事故を想定した場合についても安全評価が行われる。そのような事故の代表例が、制御棒が急に抜けた際の出力暴走すなわち反応度事故 (RIA) である。

安全評価で RIA 時に燃料棒が破損に至ると判断するためには基準 (破損しきい値) が必要となり、長期間使用されて高い燃焼度に至った燃料に対して現在わが国で使われている破損しきい値は、原子炉安全性研究炉 (NSRR) で行われた RIA 模擬実験の結果に十分な安全余裕を持たせて定められた。燃料棒の被覆管は運転中の酸化・水素化により脆くなることから、現行の破損しきい値は燃焼度の増大に伴い燃料が破損しやすくなるという考え方に従っている。

最近の研究では、高い燃焼度領域や MOX 燃料のデータ拡充を進め、さらに、被覆管の酸化と水素化が破損に及ぼす影響を定量的に解明した。また、従来 NSRR 実験は室温で行っていたが、新開発の高温カプセルにより約 280°C での破損データの取得に成功し、高温では室温の場合より破損しにくいことを明らかにした。これらの成果を活用して、現行では燃焼度のみの関数として定められている破損しきい値を酸化膜厚さ等に応じて定め、さらに初期温度の影響を考慮することで、過剰な安全余裕を排除した上で、耐食性が向上した新型被覆管の性能を適切に評価できる基準を定めることが可能となる。

今後も、知見の蓄積と発信を継続するとともに、得られた知見を活用して、安全確保と新技術導入促進の両立を実現する高い科学的合理性を備えた基準案を検討し、提示していく所存である。

主な質疑応答

質問： p.14 で酸化膜厚さと水素吸収量、リム厚さの比例関係という仮定は、最近観測された、高燃焼度域で水素吸収が急増するケースには適用できないのでは？

回答： この関係はあくまでも近似であるが、応力除去焼鈍 (SR) された被覆管における傾向をよく表している。なお、ご指摘の事例は BWR の再結晶焼鈍 (RX) 被覆管燃料のみで確認されているが、今回示した結果は SR のものであり、SR では腐食の異常な増大は確認されていない。今後、RX についても、指標選定を含めて、検討を続ける。

質問： p.15 の被覆管温度分布について。PCMI 破損はかなり早期に発生すると理解されているが、室温実験でも内面温度がこれほど高温に達するのか。

回答： 高温に至ると理解している。これは概念図ではなく、燃料過渡挙動解析の結果をプロットしたものである。

より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究 —原子炉安全性研究炉NSRRを用いた事故時燃料挙動の解明—

(独)日本原子力研究開発機構
安全研究センター
原子炉安全研究ユニット
燃料安全研究グループ

杉山 智之

平成23年1月14日
平成22年度 安全研究センター成果報告会



発表内容

1. 軽水炉および燃料の高度化
2. 反応度事故時の燃料挙動研究
3. 反応度事故に関する現行基準
4. 基準の高度化に向けた取り組み
5. まとめ



今日進められている軽水炉の高度利用

◆ 燃料の高燃焼度化*

燃料をさらに長期間使用することで、使用済燃料発生量の低減および燃料経済性の向上を図る。

(現在の集合体平均燃焼度の上限: 55 MWd/kg → 60以上)

* 燃焼度: 燃料がそれまでに発生したエネルギーを表す。使用期間に比例。

◆ 長サイクル運転

運転サイクルの長期化により設備利用率の向上を図る。

(現在のサイクル 13ヶ月 → 例えば18ヶ月)

◆ 出力増強運転

出力密度を高め、プラント寿命中の総発電量を増大させることで経済性の向上を図る。

◆ MOX(混合酸化物燃料)燃料の本格的利用

ウラン資源の有効活用、高燃焼度における出力低下の割合がウラン燃料よりも小さいといったMOX燃料のメリット活用を図る。

燃焼度制限 MOX装荷率 1/3: 45 MWd/kg → ウラン燃料と同等に
全炉心装荷: 40 MWd/kg



軽水炉燃料の高度化

軽水炉の高度利用により燃料への負荷が増大するため、安全性能を向上させるための改良が進められている。

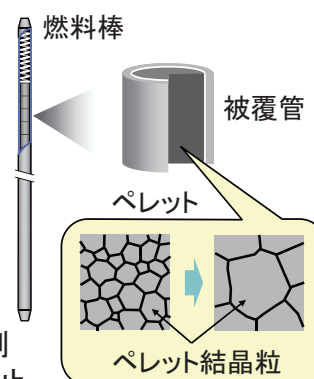
➤ 改良被覆管の導入

使用期間の長期化、使用温度の上昇に対応するため、耐食性を向上させた新合金被覆管が開発されている。

➤ ペレット大粒径化

ペレット結晶粒からの核分裂生成物(FP)の放出を抑制するため、拡散による移動距離をより長く設けるための改良、すなわち結晶の大粒径化が研究されている。

- FPガス(Xe, Kr等)の放出による燃料棒内圧の上昇を抑制
- よう素放出の抑制により被覆管内面の応力腐食割れを防止



- 通常運転時の安全確保は当然である。加えて、異常な状態(異常過渡、事故)についても安全性の確認が必要

■ 安全性を確認するためには技術的知見に基づく適切な判断基準が必要

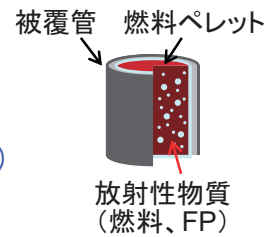


設計上要求される安全性能

- ・ 通常状態
- ・ 運転時の異常な過渡変化*1 (異常過渡)

- 燃料が破損しないこと
(被覆管による放射性物質閉じ込め機能の維持)

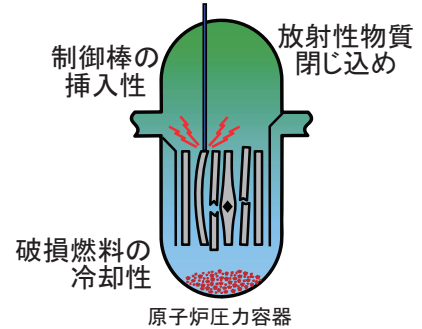
以下、「燃料の破損」=「被覆管の破損」とする



事故*2

- 原子炉圧力容器の健全性の維持
(放射性物質閉じ込め機能の維持)
- 閉じ込め機能を維持するために、
炉心が著しく損傷しないこと
(原子炉停止能力および冷却性の維持)

原子炉安全の原則: 止める・冷やす・閉じ込める



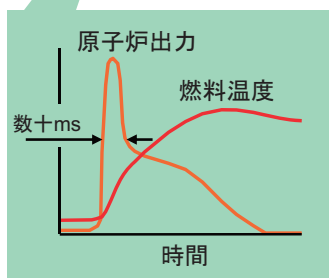
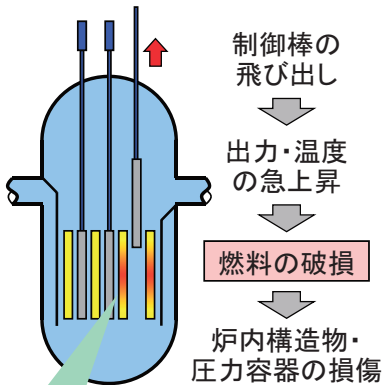
*1 原子炉の寿命中に1回は起こると想定される単一の原因による事象。

*2 異常過渡を超える事象で、施設外への放射性物質の放出が起こり得るもの。



安全評価における想定事象: 反応度事故

反応度事故 (RIA) とは



過去に米国で実施された実験から、炉心や原子炉容器の損傷は、いずれも、燃料破損の結果として発生すると理解されている。

原子炉全体ではなく、燃料の挙動に着目

判断のために必要な技術的知見

- 燃料破損のメカニズム
- 燃料が破損に至る条件
- 燃料破損が及ぼす影響

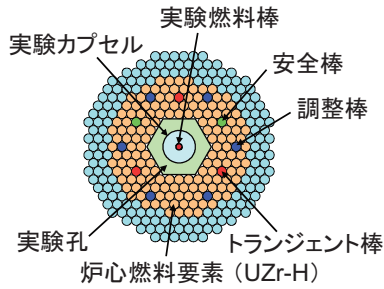
燃料の破損実験により評価



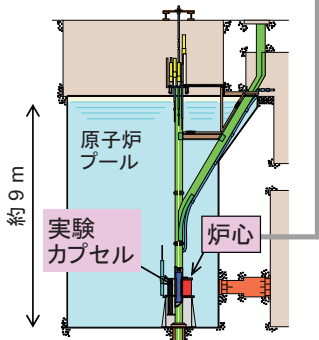
NSRRを用いた反応度事故模擬実験

NSRR: Nuclear Safety Research Reactor

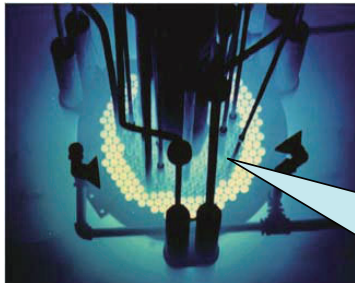
原子炉安全性研究炉 NSRR のパルス出力運転により反応度事故 (RIA) 時の出力急上昇を模擬し、実験カプセル内に設置した実験燃料棒の過渡挙動を計測。



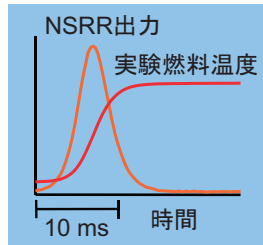
炉心の水平断面



NSRRの垂直断面



パルス運転中のNSRR外観

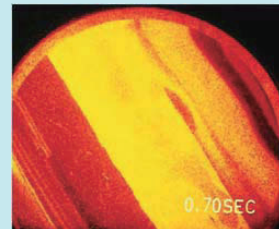


パルス出力によるRIAの模擬

実験燃料棒の様子



実験前



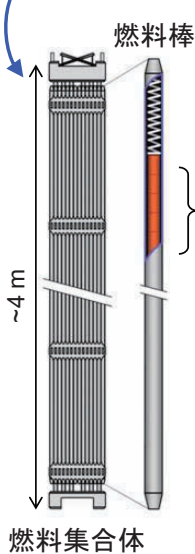
パルス運転中



照射済燃料を用いたNSRR実験



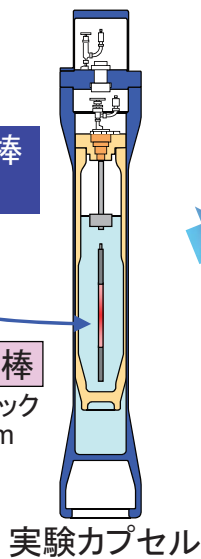
原子力発電所



実験カプセル組立

実験燃料棒の製作*

実験燃料棒
ペレットスタック
約110 mm



* 燃料試験施設で実施

NSRRパルス照射実験



過渡計測

- 被覆管表面温度、冷却材温度
- 燃料棒内圧力、カプセル内圧力
- 被覆管およびペレットスタックの伸び
- 冷却水塊の飛び上がり速度
- その他

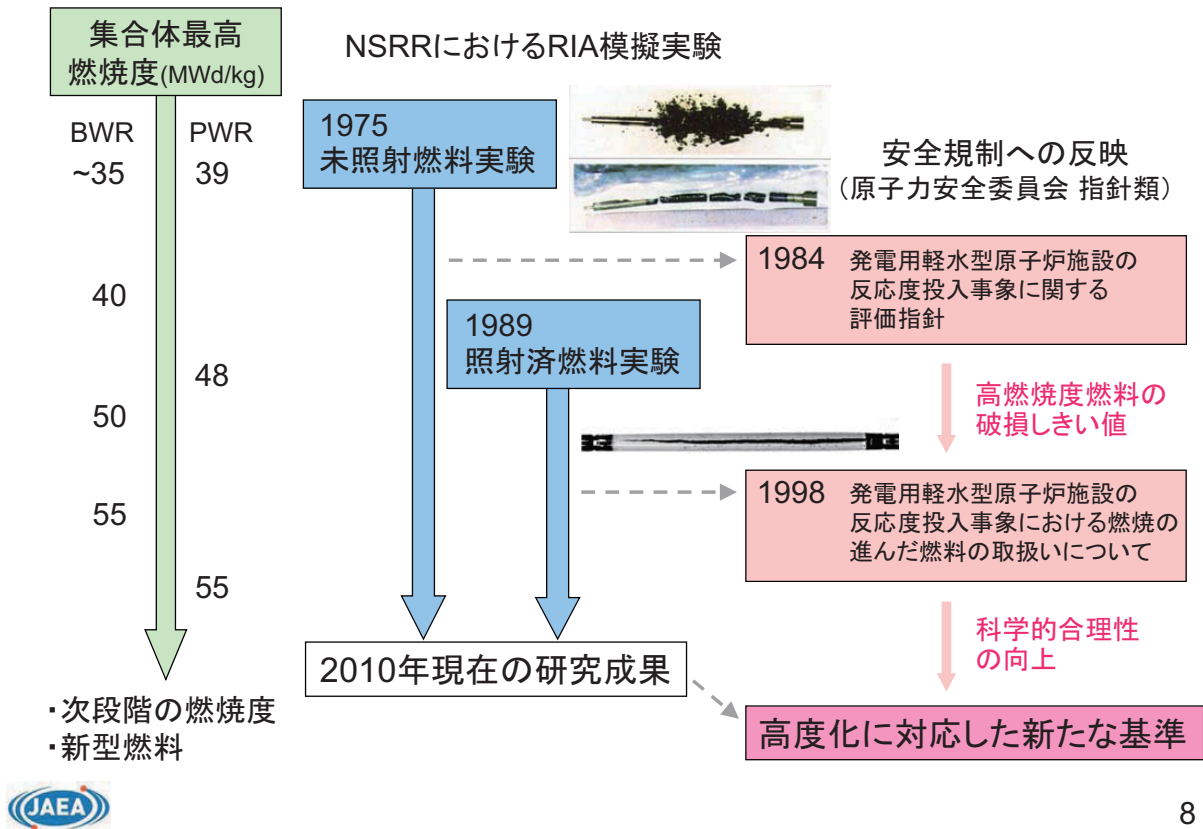
詳細な燃料検査*



- 外観検査
- 寸法測定
- X線写真
- 金相試験
- その他

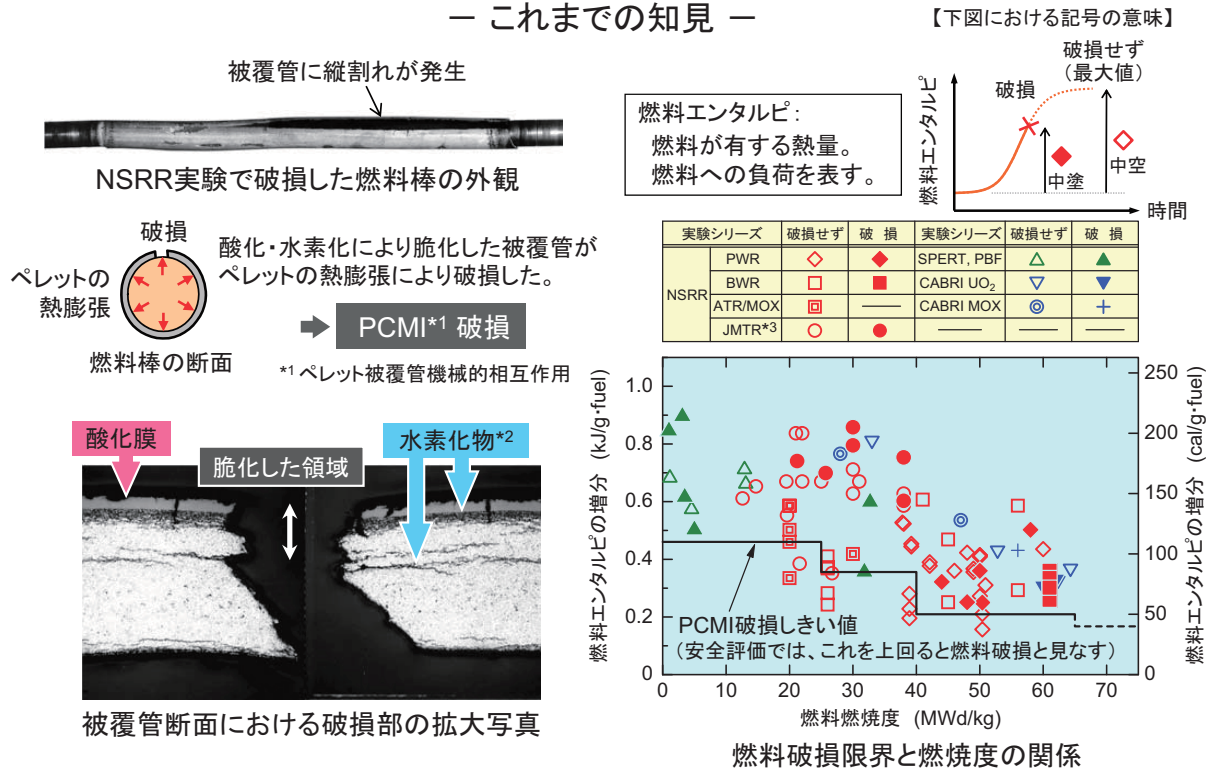


NSRRによる研究成果の安全規制への反映



燃焼の進んだ燃料の破損

— これまでの知見 —



*2 被覆管金属の固溶限界を超えた水素が析出したもの

*3 JMTRで照射した燃料に対する実験

基準の高度化に向けた取り組み

主としてPCMI破損しきい値に対して:

- 高燃焼度領域のデータ拡充
- MOX燃料に関するデータ取得
- 冷却材温度が破損限界に及ぼす影響の評価
 - 従来、照射済燃料を用いたNSRR実験は室温でのみ実施。
 - 運転時・高温待機時の冷却水温度(280℃以上)では被覆管脆化の影響が低減され、破損しにくいと予想される。よって、室温データに基づく現行基準は過剰に厳しい可能性がある。
- より適切な評価指標の検討
 - 近年導入された改良合金被覆管は同じ燃焼度でも酸化・水素化が少ないため、従来の被覆管より破損しにくい。しかし、燃焼度を指標とする基準では性能向上が正当に評価されない。
 - 合金の種類に依らないより普遍的な指標が望ましい。
- 燃料挙動解析コードの開発・高精度化
 - 通常時燃料挙動解析コード FEMAXI-6
 - 過渡時燃料挙動解析コード RANNS

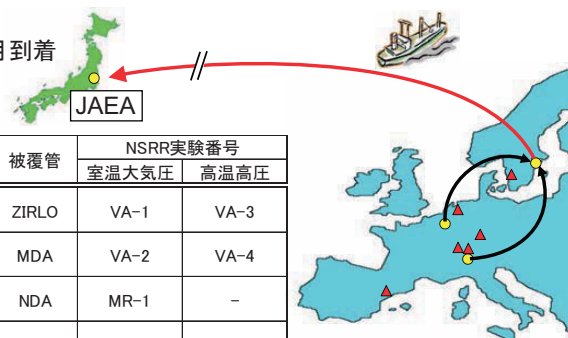
科学的合理性向上の余地



海外で照射された高燃焼度燃料を用いた実験

現時点で国内では達成できない高い燃焼度に達したウラン燃料およびMOX燃料を欧州から日本に輸送し、各種実験を実施。(経済産業省原子力安全・保安院からの委託による「燃料等安全高度化対策事業」)

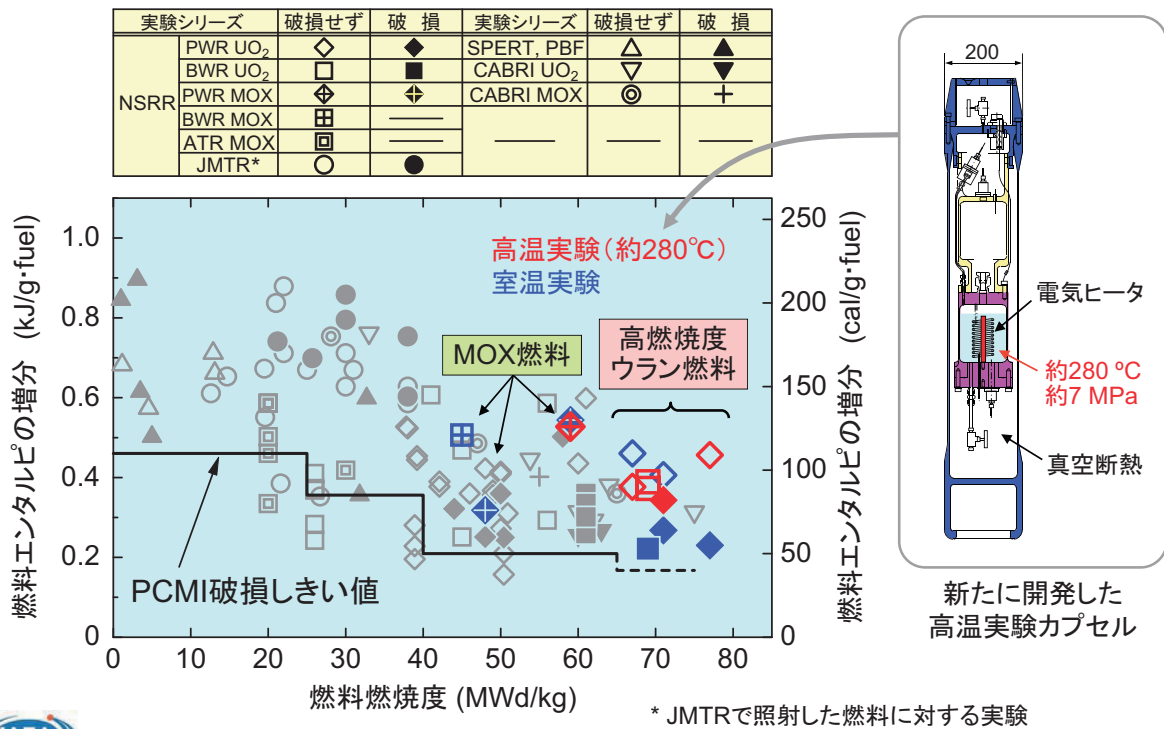
2004年9月到着



燃料	燃料タイプ		照射炉(国)	燃焼度 GWd/t	被覆管	NSRR実験番号	
	炉型	形式				室温大気圧	高温高圧
UO ₂	PWR	17×17	バンデロス (スペイン)	71	ZIRLO	VA-1	VA-3
				77	MDA	VA-2	VA-4
			マクガイア(米国) R2(スウェーデン)	71	NDA	MR-1	-
	リングハルス (スウェーデン)	67	M5	RH-1	RH-2		
BWR	10×10	ライブシュタット (スイス)	69	Zry-2	LS-1	LS-2	
						LS-3	
MOX	PWR	14×14	ベツナウ (スイス)	59	Zry-4	BZ-2	BZ-3
				48	Zry-4	BZ-1	-
	BWR	8×8	ドッドワード (オランダ)	45	Zry-2	DW-1	-
実験数						8	6

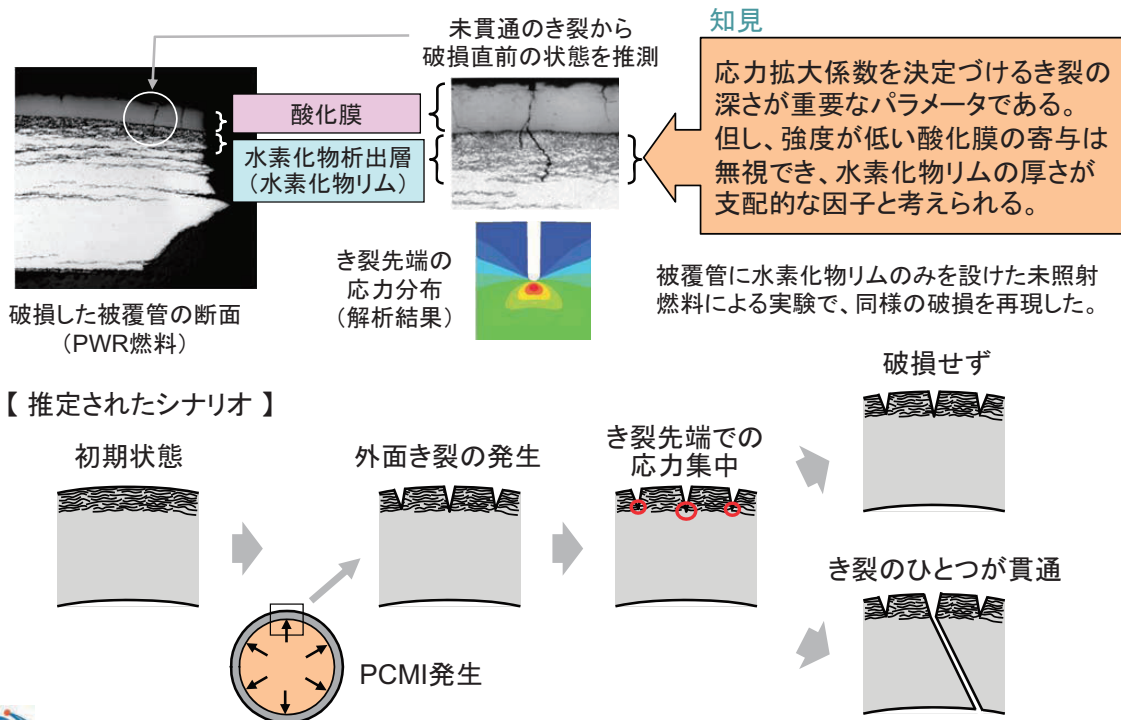


得られた知見(1) — データの拡充 —



得られた知見(2)

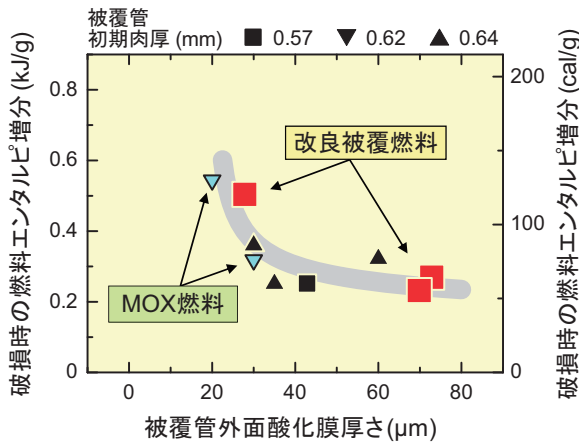
— PWR燃料被覆管のPCMI破損限界に対する支配因子 —



得られた知見(3)

— PWR燃料のPCMI破損しきい値に対する指標 —

- 水素化物リム厚さ** 破損メカニズムに直結しているが直接評価することが困難。
 水素化物リム厚さ ↔ 水素吸収量 ↔ 酸化膜厚さ 各々がほぼ比例関係にある
- 外面酸化膜厚さ** 強度が低いためメカニズム上は寄与しないが、計測等による評価が比較的容易であり指標として有力。



- NSRRで破損した全てのPWR燃料実験データ
- 改良被覆燃料以外はすべてジルカロイ4被覆

知見

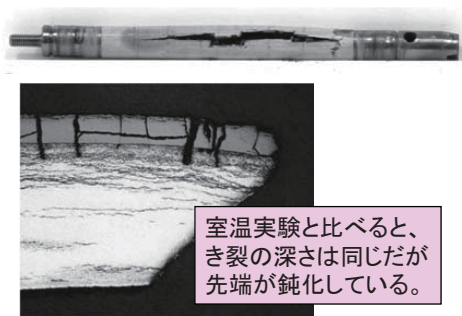
- 酸化膜厚さによる整理は改良被覆燃料のデータを併せた場合でもうまく傾向を表すことができる。
- MOX燃料とUO₂燃料とでは、駆動力であるペレット熱膨張に大きな違いがなく、また破損限界が被覆管の状態が決まるため、同一傾向となる。



← 新たな指標の提案

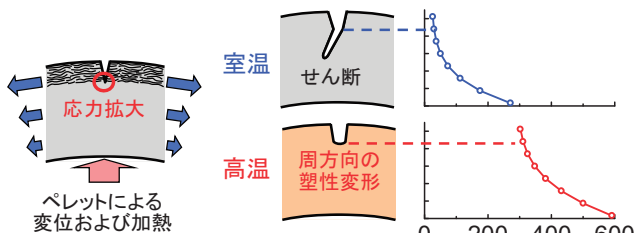
得られた知見(4)

— 冷却材温度が破損限界に及ぼす影響 —

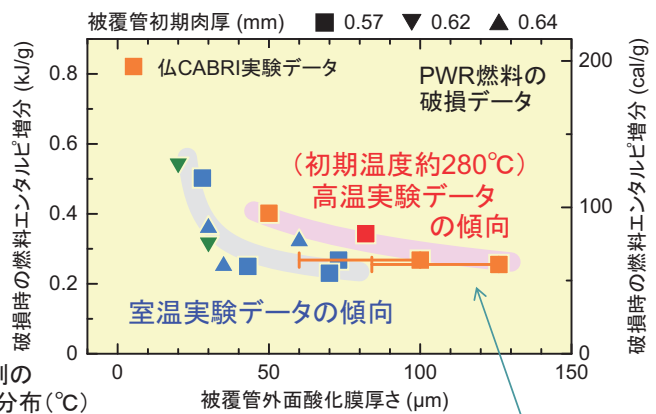


高温実験で破損したPWR燃料被覆管の断面

破損時刻の厚さ方向温度分布(°C)



被覆管温度が高いほど { 延性が高くなる。より多くの水素が固溶できる。



温度条件を考慮することの提案

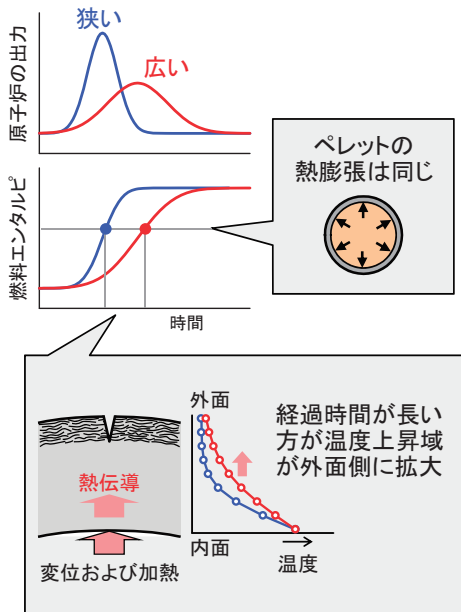
知見

- 酸化膜厚さが同じなら高温条件における破損限界は室温より約20cal/g高い。
- 現行の破損しきい値は室温実験結果に基づいているため、運転時・高温待機時に対しては保守的である。



得られた知見(5)

— 出力パルス幅が及ぼす影響 —



- ◆ NSRRの出力パルスは、実機で想定されるものよりも幅が狭い。
- ◆ 出力パルス幅が広い場合、ペレットの熱膨張が同じ大きさになるまでの時間が長いため、結果的に、被覆管のより広い範囲が高温に達する。
- ◆ 被覆管の温度が破損限界に及ぼす影響(前頁)および被覆管の熱膨張による周方向引張応力の緩和を考慮すると、出力パルス幅が広い場合には破損限界が高くなると予想される。

知見

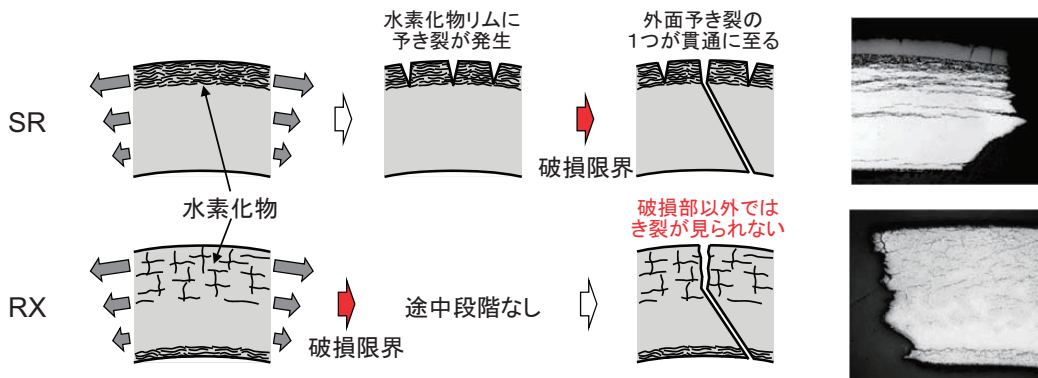
被覆管の温度分布を考慮することで、狭い出力パルス幅に起因するNSRR実験の保守性を定量的に評価できる。



残されている課題

— 被覆管の結晶組織による影響の定量化 —

- ◆ ここまでの議論の対象：応力除去(SR)焼鈍されたPWR燃料被覆管
- ◆ BWR燃料には一般に再結晶(RX)焼鈍し被覆管が使われている。
- ◆ 近年、PWR燃料にもRX材が使われるようになった。(AREVA製M5など)
- ◆ 結晶組織の違いにより、両者では水素化物の析出形態が異なる。
SR材：周方向に長く成長
RX材：SR材に比べてよりランダムな方向に析出

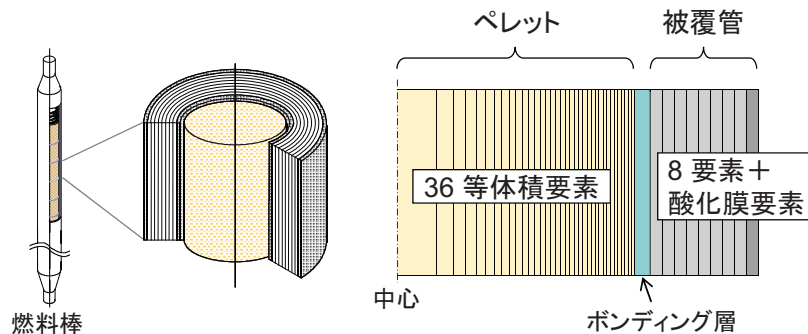


- ・ RX被覆管の破損には、SR被覆管とは異なる考え方が必要。
- ・ RX被覆管の破損データ拡充に向けて新たな実験を計画している。



今後の展望

- 蓄積した知見および今後取得する知見(被覆管の結晶組織による影響など)のすべてを、当研究グループが開発する燃料過渡挙動解析コードRANNSに反映する。
- RANNSコードの完成度を高めることで、NSRR実験で取得した破損限界データを、温度やパルス幅などに関して実機条件に変換することが可能となる。
- 変換後のデータに基づく破損しきい値の提案を目指す。



燃料過渡挙動解析コードRANNSの有限要素モデル



まとめ

- 今日進められている軽水炉の高度利用に対応した安全基準は、より多様な材料、より広範な条件に適用可能であることが求められる。そのためには、基準をより本質的・普遍的な要求で規定することが必要と考えられる。
- これまで、NSRR実験は反応度事故に関する安全基準の策定に必要なデータを提供してきた。引き続き、軽水炉の高度利用に対応した基準の整備に必要な技術知見を提供するため、海外照射燃料を用いた実験など、様々な取り組みによって知見を蓄積している。
- 知見の蓄積と発信を継続するとともに、得られた知見を活用して、安全確保と新技術導入促進の両立を実現する高い科学的合理性を備えた基準案を検討し、提示する。



2.3 軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究 —ROSA/LSTF 軽水炉システム実験を通じた熱水力解析手法の検証—

安全研究センター 熱水力安全研究グループ 竹田武司

我が国の安全評価手法は、保守的な評価モデル(EM)に基づく解析コードを用いると共に、初期条件や境界条件などに保守的な仮定を与えているため、安全上の判断基準に対する安全余裕の現実的精度での評価が困難である。一方、最近は科学的かつ合理的な安全規制の観点から、統計的安全評価手法(BEPU)の導入が検討されている。BEPU は、詳細なモデルを用いて現実的精度で現象を予測する最適評価(BE)コードを用いると共に、初期条件や境界条件、モデルが有するバラツキ（不確かさ）の範囲を統計的に入力した多数の計算を行うことによって、BE 手法の予測結果の不確かさの範囲を明示する方法であり、安全余裕を現実的精度で評価することができる。当研究グループでは、BEPU が我が国の安全解析へ適用される上で、実規模実験データを用いた BE コード本来の予測性能の検証と改善が不可欠であると考えている。このため、PWR の事故現象模擬性に優れた大型非定常実験装置(LSTF)を用いた実験により、事故時の複雑現象を模擬・再現して、事故現象の解明を進めると共に、得られたデータを基にして熱水力安全解析手法の現象予測精度の向上を目指した研究に取り組んでいる。

近年、各国共通の課題として、軽水炉の高経年化や高燃焼度燃料の利用、出力向上などの高度利用や新型軽水炉の導入に向け、より高精度の熱水力安全解析手法の整備と解析コード検証用データベースの構築が必要と考えられている。そのため、原子力機構は、我が国で初めて OECD/NEA プロジェクトである ROSA プロジェクトを主催し、14 カ国 18 機関参加の下、平成 17 年度から 4 年間に亘り実施した。ROSA プロジェクトでは、事故時の複雑現象を包含する 12 回の LSTF 実験を通じて、BE 手法や数値流体力学コード(CFD)の検証・開発に相応しい詳細なデータを取得したが、参加機関の要請により、短中期的な規制課題に対応した第二期計画を平成 21 年度に開始した。ここでは、ROSA プロジェクトの第一期、第二期計画より得られた成果のうち、代表例を 3 件紹介する。なお、第二期計画では、実験準備時に BE コードによる Blind 解析を実施し、第一期計画で課題とされた BE コード本来の予測性能を検証することとした。

(1) 圧力容器頂部破断 LOCA（第一期計画）

2002 年に米国 Davis Besse 炉の圧力容器頂部に、制御棒駆動装置貫通ノズル部での冷却材小漏洩に伴うボロン腐食による減肉が見出された。ROSA プロジェクトでは、このような減肉に起因した小破断 LOCA の発生が安全上の課題とされ、冷却材の減少に伴う炉心水位の顕著な低下と炉心温度の上昇、特に燃料棒被覆管最高温度(PCT)に大きな影響を及ぼす破断流量の精度良い予測が求められた。LSTF 実験では、冷却材が上部プレナムから制御棒案内管(CRGT)下端部の貫通孔を介して上部ヘッドに流入して、破断口上流の流動条件に影響を与えることを見出した。一方、BE コードを用いた実験後解析において、多くのプロジェクト参加機関は破断口から噴出する冷却材の流量を流出係数を調整して実験値に適合させたが、破断口形状など条件が異なる場合には破断流量の予測精度が不十分となることが判明した。そこ

で、原子力機構では、特に、破断流が蒸気／水二相になる条件に対して、蒸気と水の温度が非平衡のまま流出する現実的な条件を考慮したモデルを BE コードである RELAP5/MOD3 へ適用すると共に、流出係数をオリフィスに推奨される 0.61 に固定した。さらに、圧力容器のノード分割モデルに対して、上部ヘッド内での蒸気／水混合水位の予測を改善するために CRGT より上部を細かく分割すると共に、CRGT 下端部の貫通孔を介して上部ヘッドに流入する冷却材の流れを忠実に模擬するため、複数の流路で CRGT を上部プレナムへ接合するなどの工夫を提案した。これらの破断流モデルとノード分割モデルの組み合わせにより、破断流量が十分な精度で予測できるようになると共に、PCT の正確な予測に必要な炉心水位低下の開始時刻や速度を比較的良い精度で予測できるようになった。

(2) ECCS 注水時の温度成層（第一期計画）

LOCA 時には ECCS から低温水が低温側配管に注入され、水平配管及び圧力容器のダウンカマに温度成層が生じることから、PWR の高経年化に係る安全上の課題である加圧熱衝撃 (PTS) を検討する必要がある。LSTF 実験では実炉と同じ高温・高圧条件で ECCS より注水し、低温側配管と圧力容器ダウンカマに新たに付加した多数の熱電対マトリクスにより、詳細な流体温度分布を計測した。一方、CFD コード FLUENT を用いて低温側配管とダウンカマを 153 万のノード分割モデルで模擬し、三次元熱流動解析を行った。実験と解析より、低温側配管では低温の ECCS 水が底部を流れる温度成層がダウンカマまで生じ、強い温度分布ではないもののダウンカマでは低温水が圧力容器側を流下する場合は有ることを見出した。また、CFD コードは低温側配管とダウンカマでの三次元流体温度分布を概ね再現し、温度成層のような多次元現象を比較的良い精度で予測できることを確認した。

(3) 17%低温側配管破断 LOCA（第二期計画）

PWR の主配管がギロチン破断する大破断 LOCA の発生頻度は極めて小さいと予想するリスク情報に基づき、主配管の枝管のギロチン破断を想定した中口径破断 LOCA を設計基準事象の候補として考慮することが、より重要であると考えられている（米国 NRC など）。実験条件として低温側配管に接続する ECCS 配管の両端ギロチン破断を考慮して 17%破断を想定すると共に、破断口の無い健全ループでは ECCS の単一故障を模擬した。実験では、炉心水位の顕著な低下に伴って燃料棒表面が乾き、約 35 秒と比較的早いタイミングから温度上昇が開始して PCT は 978K に到達した。一方、参加機関からの Blind 解析結果は、PCT を概ね予測したものもあるが、ほとんどのケースで、そのタイミングや温度挙動が実験結果と大きく異なった。また、同じ BE コードを用いたケースでも、解析者に依存して結果に大きなバラツキが見られた。さらに、PCT が実験結果を大きく下回り、非保守的に予測したケースも多く見られた。これらの Blind 解析結果は、BE コードには依然として改善の余地があることを示すものであることから、今後、実験後解析を通じて、現象理解に基づいた最適なモデルの適用や開発の検討を行うなど、LSTF 実験のデータを BE コードの予測精度の改善により積極的に利用する計画である。

以上のように、当研究グループでは、LSTF 実験による OECD/NEA ROSA プロジェクトを通じて、事故時の複雑現象を模擬・再現して事故現象の解明を進めると共に、得られたデータを基に熱水力安全解析手法の現象予測精度の向上を目指す研究に取り組んでいる。今後は、ROSA プロジェクトの第二期計画（平成 23 年度末まで）を完遂すると共に、得られた経験を活かして、次世代軽水炉安全系の性能評価につながる LSTF 実験の実施と解析手法の整備に取り組む計画である。

主な質疑応答

質問：17%低温側配管破断実験の結果に対する再現性について

回答：LSTF 装置は良好な現象模擬能力と十分な計測能力を兼ね備えており、高い現象再現性と高信頼性の計測結果が得られることを、これまでに確認している。なお、プロジェクト参加機関との合意に基づき実験条件を定めており、全く同じ条件の実験は無いが、類似の実験は実施しており実験結果の傾向は同じである。

質問：17%低温側配管破断実験に対する Blind 解析において、同じ TRACE コードを用いても解析者に依存して燃料棒被覆管最高温度に大きなバラツキが生じた理由について

回答：解析者の入力データに対する作成能力や解析体系のノード分割、適用した解析モデル、係数の与え方など、複合的な影響によるものと考えている。

質問：ROSA プロジェクトに係る実験データの公開時期について

回答：ROSA プロジェクトの実験データは、第一期、第二期計画の終了から 3 年後、すなわち、各々 2012 年 4 月以降、2015 年 4 月以降にそれぞれ公開される。

質問：大破断 LOCA は発生頻度が低いですが、万一起きた場合を考えなくても良いのか？

回答：もしも将来、リスク情報に基づいた考慮によって中口径破断 LOCA が設計基準事象とされた場合でも、大破断 LOCA は設計基準事象を超える事象として、参考解析が行われると思われる。



軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究 —ROSA/LSTF軽水炉システム実験を通じた熱水力解析手法の検証—

竹田 武司

安全研究センター
原子炉安全研究ユニット
熱水力安全研究グループ

平成23年1月14日

平成22年度安全研究センター成果報告会



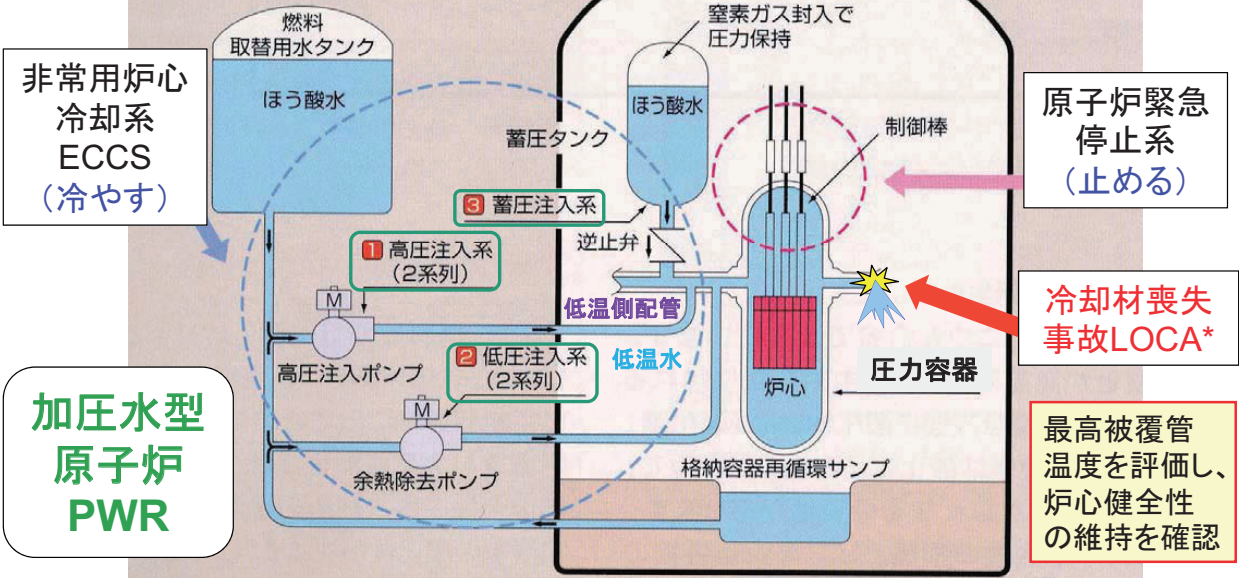
発表内容

- 研究の背景
- 大型非定常実験装置(LSTF)
- OECD/NEA ROSA国際共同研究プロジェクト
 - ✓ 圧力容器頂部破断LOCA
 - ✓ ECCS注水による温度成層
- OECD/NEA ROSAプロジェクト第2期計画
 - ✓ リスク情報を活用した中口径破断LOCA
- まとめと今後の計画



研究の背景(1/2)

軽水炉の安全機能 (深層防護の安全設備設計に基づく)



* 何らかの原因で主配管など一次系の圧力境界が破損して冷却材が流出し、冷却材の量を維持できなくなる事態

3



研究の背景(2/2)

軽水炉における熱水力の役割

- ✓ 冷却水と熱の挙動を扱い、燃料や構造材と密接に連携しつつ、軽水炉設計の中核を担う
- ✓ 安全設備の設計など安全性を包括的に評価

安全解析

- ✓ 軽水炉の安全設計の妥当性を定量的に確認

我が国の安全評価手法

- ◆ 保守的な評価モデル(EM*)解析コード
- ◆ 保守的な仮定(初期条件や境界条件など)
- ◆ 安全上の判断基準に対する安全余裕の現実的精度での評価が困難

科学的・合理的な規制

統計的安全評価手法(BEPU*)

- ◆ 詳細なモデルに基づく最適評価(BE)解析コード
- ◆ 現実的な仮定(初期条件や境界条件など)
- ◆ BE手法が有する、種々のモデルの予測精度などに依存したバラツキ(不確かさ)を統計的に処理することで、安全余裕を現実的精度で評価

研究のねらい

- BEPUを我が国の安全解析へ適用する上で、実規模実験データを用いた最適評価コードの予測性能の検証が不可欠

PWRの事故現象の模擬性に優れたLSTF実験により、事故時の複雑現象を模擬・再現し、詳細なデータを取得

- ◆ 事故現象の解明
- ◆ 解析コードの検証

一次元現象 ⇔ 最適評価(BE)コード
多次元現象 ⇔ 数値流体力学(CFD)コード

熱水力安全解析手法の
現象予測精度の向上

* EM: Evaluation Model, BEPU: Best Estimate plus Uncertainty

4



大型非定常実験装置 (LSTF) *Large Scale Test Facility

- ✓【**運転条件=世界唯一**】圧力・温度が実炉と同一
- ✓【**サイズ=世界最大**】高さが実炉と同一、体積1/48
- ✓LOCA(冷却材喪失事故)などの模擬
- ✓ECCS(非常用炉心冷却系): 全タイプ + 新型
- ✓計測: 独自開発を含む、1600点以上の詳細計測

良好な現象の模擬性と計測能力

国際的評価

NEA/CNSI/R(2007)6

OECD/NEA SESAR/SFEAR 施設評価 (安全研究上級専門家グループ)

- ✓ **熱水力分野で第1位**

ROSA-IV計画

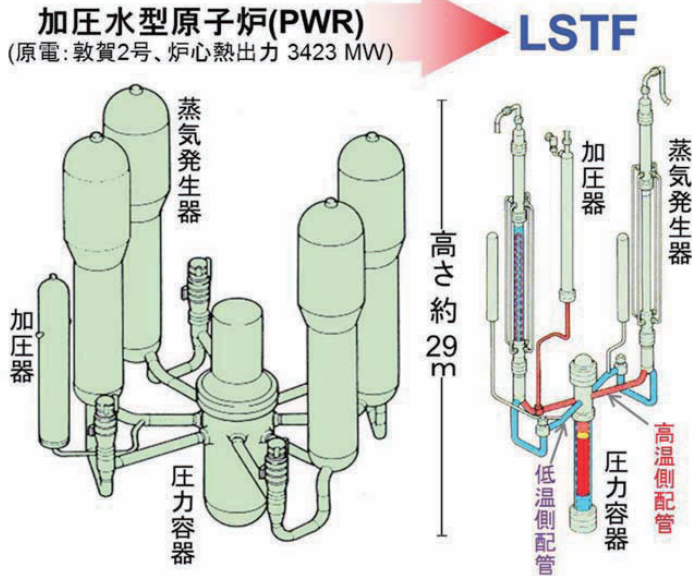
- '85 LSTF実験開始
- '86 TMI 事故の原因現象を解明
- '89 OECD/NEA国際標準問題(ISP)-26 にデータ提供
- '91 美浜2号炉蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 事故再現実験
→ **安全委員会に情報提供**

ROSA-V計画

- '92- Westinghouse社 AP600 受動安全設備の有効性を米国NRCと確認
→ **型式認証に貢献**
- '98- 新型BWR用静的格納容器冷却系 (PCCS)の有効性確認試験
- '05- **OECD/NEA ROSA*プロジェクト**

* ROSA: Rig-of-Safety Assessment

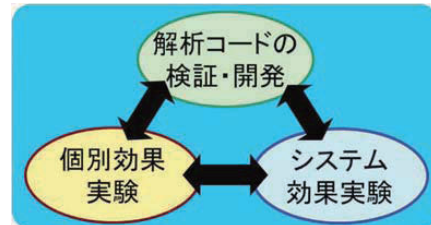
5



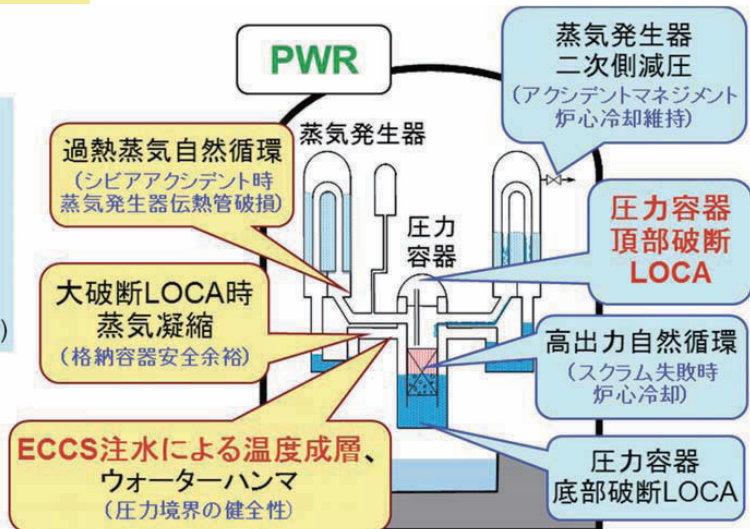
OECD/NEA ROSA国際共同研究プロジェクト

各国共通の課題

- 軽水炉の高度利用(出力向上など)、高経年化、新型軽水炉の導入
- より高精度の熱水力安全解析手法の整備と検証用データベースの構築



- 我が国で**初めての** OECD/NEAプロジェクトの主催
- **参加14カ国18機関** (規制、規制支援機関、産業界)
- H17年~4年間、**LSTF12実験** (事故時複雑現象を包含、成功裏に終了)



LOCA = 冷却材喪失事故

6

(例1) 圧力容器(PV) 頂部破断LOCA(1/2)



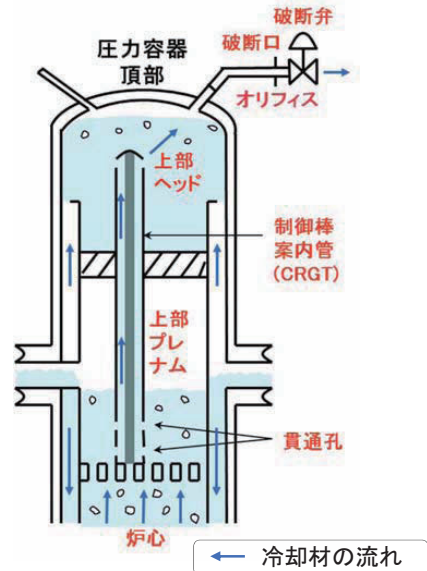
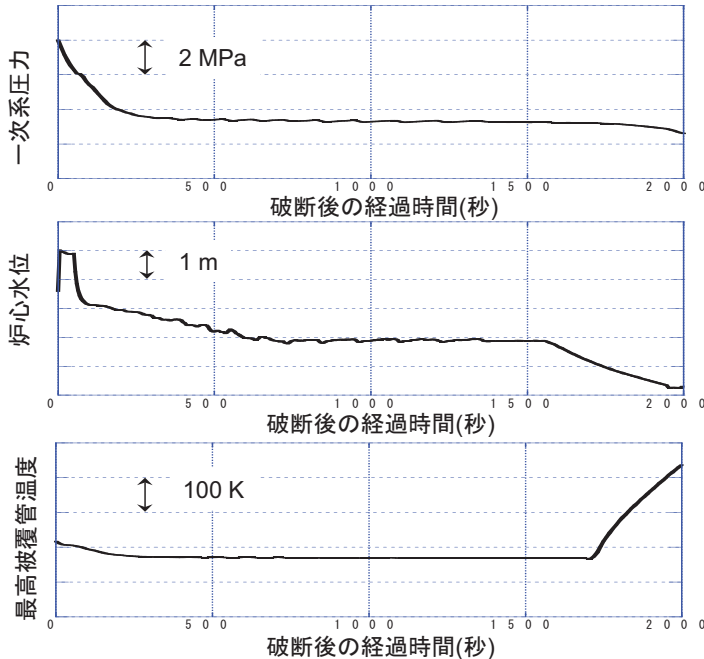
米国Davis Besse炉

➤ PV頂部の壁にボロン腐食による減肉 (2002年)

安全上の課題

小破断LOCAの発生と炉心水位の低下に伴う温度上昇が懸念

冷却材の減少を通じて燃料棒最高被覆管温度に大きな影響を及ぼす
破断流量の精度良い予測が必要



(例1) 圧力容器(PV) 頂部破断LOCA(2/2)

最適評価コードの予測性能の検証

ROSAプロジェクトの多くの参加機関

◆ 破断口から噴出する冷却材の流量を、流出係数(Cd)の調整により実験値に適合させる

➡ 破断条件が異なる場合に、破断流量の予測精度が不十分

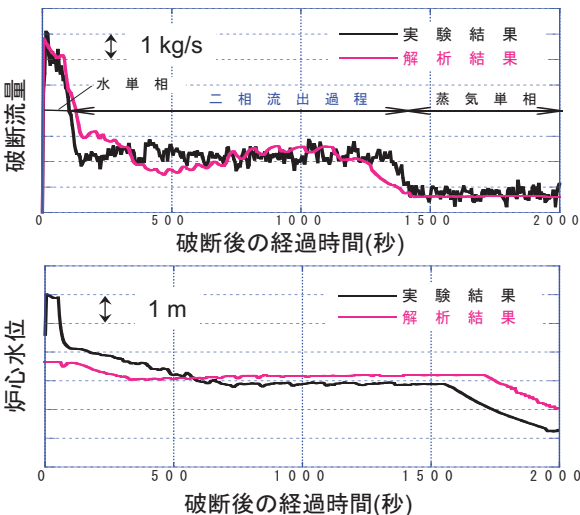
RELAP5/MOD3コード

- ◆ 二相破断流の流体条件を考慮したモデルの適用
- ◆ Cdは推奨値(0.61)に固定

破断位置が異なるLSTF小破断LOCA実験解析で解析手法の有効性を確認

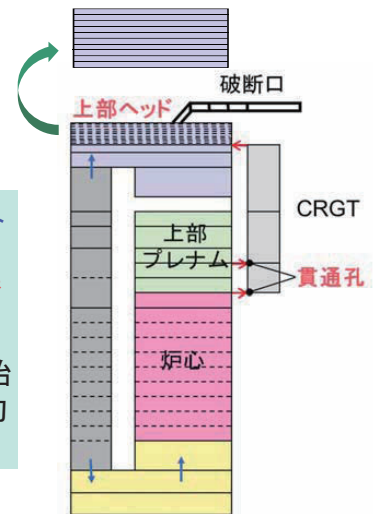
ノード分割モデルの提案

- ◆ 混合水位予測改善のため、上部ヘッドのCRGTより上部を細かく分割
- ◆ CRGT貫通孔を介した冷却材流れを忠実に模擬



✓ 適切なモデルの組み合わせにより、破断流量を十分な精度で予測

✓ 炉心水位低下の開始時刻や速度を比較的良好な精度で予測



PVノード分割モデル

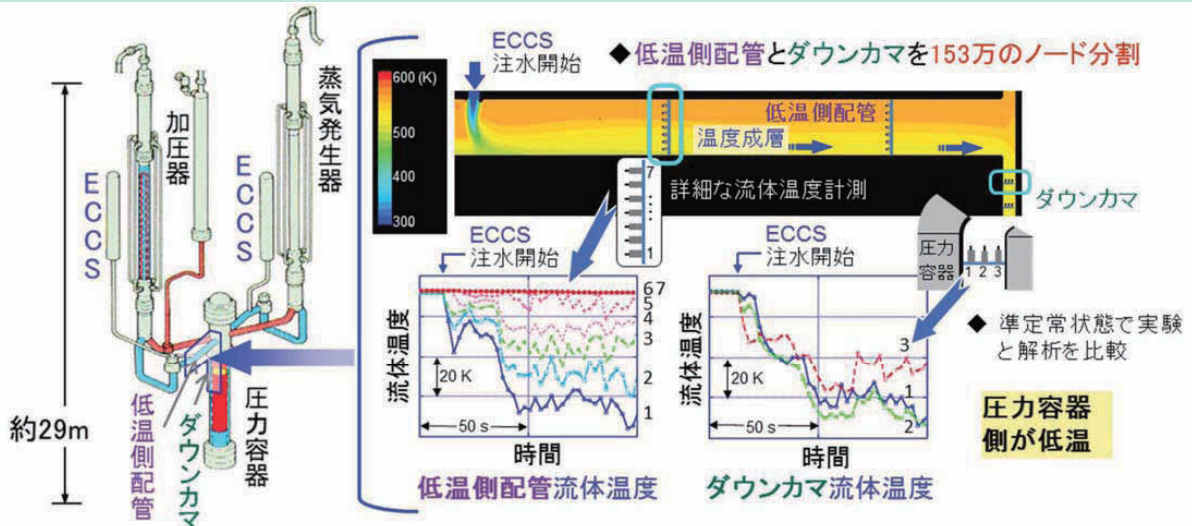


ROSAプロジェクト

(例2) ECCS注水による温度成層

多次元現象を十分な精度で予測する熱水力安全解析手法の開発・整備

- PWRの高経年化に係る安全上の課題である、ECCS注水時の加圧熱衝撃を検討
 - ✓ 実炉と同じ高温・高圧条件で、ECCS注水
 - ✓ 新たに付加した多数の熱電対マトリクスにより、詳細な流体温度分布を計測
 - ✓ 冷却材の不十分な混合により、配管底部を低温水が流れる温度成層が低温側配管からダウンカマにわたって生じ、ダウンカマでは低温水が压力容器側を流下することを見出す
- 数値流体力学コードは、三次元熱流動解析で流体温度分布を再現することを確認



9



OECD/NEA ROSA国際共同研究プロジェクト

● 第2期計画 (H21年～3年間)

参加機関の要請により、6実験を実施

短中期的な規制課題

✓ 中口径破断LOCA

➢ リスク情報の安全解析への活用(大破断LOCA:発生頻度極小)

✓ 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)事故からの回復操作

➢ 大気放出される放射性物質低減の検討

実験準備時のBlind解析

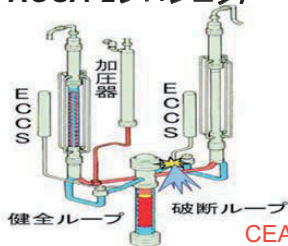
- ✓ 第一期計画では、参加機関との議論を通じて実験条件を定めるため、JAEAは実験準備解析を実施
- ✓ 実験準備解析において、実験結果の予測精度が不十分
- ✓ 多くの参加機関は実験後解析を行い、最適評価コードの調整パラメータ(例:Cd値)を調整して実験結果と適合
 - 実験後解析で用いたモデル類の実炉安全解析への適用に課題
- ✓ Blind解析(実験前解析)により、最適評価コードの本来性能を検証

10



ROSA-2プロジェクト

(例3) 中口径破断(17%低温側配管破断)LOCA

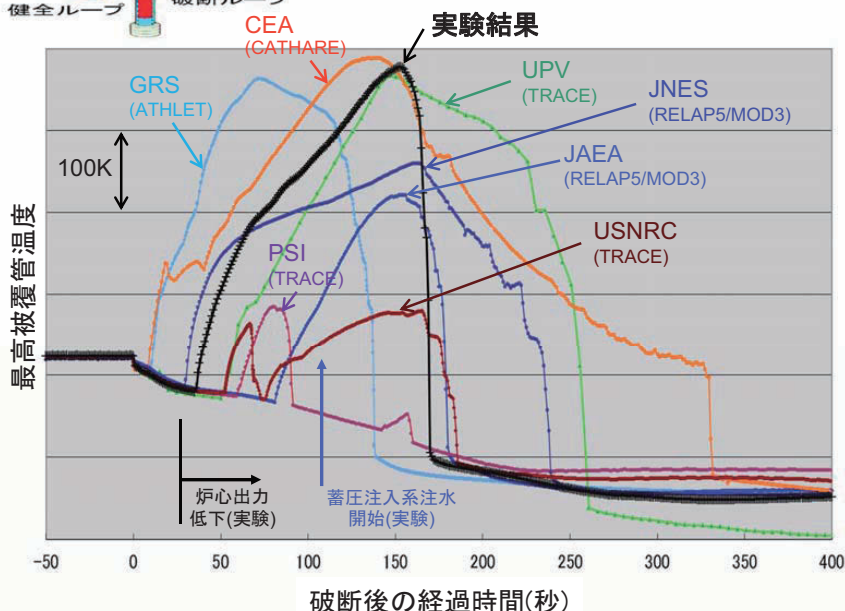


最適評価コードの予測性能の検証

- 低温側配管に接続する ECCS配管の破断を考慮
- ECCS注水は健全ループのみ

Blind解析結果との比較

- ✓ 炉心水位の顕著な低下に伴い、燃料棒表面が乾き、温度が上昇
- ✓ 最高被覆管温度(PCT)の解析結果は、同じ最適評価コード(TRACE)でも解析者によって大きなバラツキ
- ✓ 実験結果を大きく下回る、非保守的なPCTの予測
 - BEPUの範囲を逸脱
- ✓ 最適評価コードの予測性能には改善の余地があることを確認
- ◆ 今後、**実験後解析**を通じて現象理解に基づいた最適なモデルの適用や開発などを検討し、LSTFデータを予測精度の改善に利用



11



まとめ

- ◆ 安全余裕を現実的精度で評価するため、統計的安全評価手法(BEPU)を我が国の安全解析へ適用する上で、**実規模実験データ**を用いた最適評価コードの予測性能の検証が不可欠
- ◆ OECD/NEA ROSA国際共同研究プロジェクトの中で、PWRの事故現象模擬性に優れたLSTF実験による事故現象の解明や解析コードの検証を通じた**熱水力安全解析手法の現象予測精度の向上**を目指した研究を実施
 - ✓ 最近の事例から提起された圧力容器頂部破断LOCAに関する実験に対して、**最適評価コード**により破断流量を十分な精度で予測
 - ✓ ECCS注水による温度成層に関する実験に対して、**数値流体力学コード**は三次元熱流動解析で**流体温度分布を再現**することを確認
- ◆ ROSAプロジェクト第2期計画の中で、**リスク情報を活用した中口径破断LOCA**に関する実験を実施し、実験準備時のBlind解析を通じて、最高被覆管温度に対する**最適評価コードの予測性能には改善の余地がある**ことを確認

今後の計画

- ◆ ROSAプロジェクト第2期計画を継続(~H23年)
- ◆ 熱水力安全研究ロードマップに則した形で、**次世代軽水炉安全系の性能評価**につながるLSTF実験の実施と解析手法の整備

12

2.4 核燃料物質の安全かつ効率的な取り扱いに向けた臨界安全研究 －臨界量データの取得、解析手法の検証、安全担保の枠組み－

安全研究センター サイクル施設安全研究グループ 外池幸太郎

概要

燃料サイクルでは、多数の発電炉を加工、再処理等の少数のサイクル施設が支えており、そこでは多様・多量の核燃料物質が取り扱われている。そのため、原子炉以外の場所での連鎖反応を防止する「臨界安全」が重要となる。臨界安全は燃料を少量ずつ扱うことで容易に達成できるが、実際には、経済性を損なわずかつ安全性も犠牲にしない「合理性」を追求しなければならない。臨界事故が一旦起きてしまうと拡大防止や影響緩和の対処が難しいため、臨界安全のほとんどの努力が施設設計や運転管理における対策に注がれている。

連鎖反応を理解する長年の努力は、解析コードや核データという計算技術として結実し、現在、臨界安全管理に広く用いられている。しかし、その根本には、計算モデルの検証、あるいは、個々の核反応の定量のための、臨界実験による臨界量測定や加速器による断面積微分測定がある。最近では、新たに扱われる燃料に着目し断面積を定量・検証することに主眼が置かれることが多い。原子力機構では、例えば、商用再処理が本格化することに対応して、定常臨界実験装置 STACY を用いてウラン溶液燃料の臨界量測定を行ってきた。臨界実験の結果は、国際協力の下で各国で共有されており、海外からも有用な情報が得られている。このような実験データに基づいた検証・改良により、解析コード・核データが高精度化し、未臨界の判定に用いる中性子実効増倍率を 0.95 から 0.98 に引き上げることが出来た。このことにより、安全性向上と燃料取扱量の増大が実現できる。

軽水炉時代は長く続き、一層の高燃焼度化のため、 ^{235}U 濃縮度がより高い燃料や高富化度 MOX 燃料が新たに使われると予想される。基本的に核分裂性物質が増える方向の変化であり、さらに合理化した臨界安全管理が求められる。その解決策として、新たな中性子毒物クレジットや広範な燃焼度クレジットの導入が企図されているが、いずれも、燃焼特性の性格な把握に依拠する課題である。このため、照射後試験による燃焼燃料核種組成測定や、臨界実験による核種組成に応じた臨界特性の把握を両輪として、課題を解決することになる。

安全を犠牲にせず効率化を実現するという臨界安全管理技術開発のこれまでの姿勢を堅持しつつ、燃料設計の高度化に対応した研究を進めて適時に新知見を得て、軽水炉時代の基盤を支えて行く所存である。

主な質疑応答

質問： p.10。未臨界判定値の決定に統計的手法を用いているとのことだが、臨界事故の防止の観点で合理的と言えるのか？（事故発生の確率が有限の値で残っていて良いのか？）

回答： 科学的な手法で定量性を持って説明することが、本来の意味での「合理性」であると考え。また、このような検討結果が、ゆくゆくは、臨界事故のリスク評価などに繋がっていく。

質問： STACY 実験では本来プルトニウム溶液を用いた実験が計画されていたが、事情により出来なくなった。海外におけるプルトニウム溶液実験の状況は如何？

回答： 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト ICSBEP において、米・仏から過去に行われた実験データが何件か寄せられている。最近では、フランスにおいて希薄プルトニウム溶液を用いた臨界実験が行われており、今後 ICSBEP に報告されるものと期待される。今後の実験計画の議論では、核データの検証に重点が置かれると思われ、バルクな臨界量測定よりは個別の核データ検証の測定に向かう方向になろう。

質問： JAEA では高速炉サイクルの研究もやっているが、そこでは、プルトニウム富化度が高い、あるいは、プルトニウム濃度の高い溶液燃料の取り扱いが構想されている。これに対応した臨界安全研究計画は如何？

回答： 臨界安全研究の計画としては、軽水炉の新型燃料と、高速炉サイクルの FaCT 計画に対応したものと、両方掲げている。ただ、FaCT についてはプロセスの詳細が決まっておらず、まだ、実験的研究の具体的な検討に入る段階にはない。

コメ： 実際にはプロセスの決定は意外と早くなると思う。適時な成果を期待する。

質問： 照射後試験の成果を使い易い形とするために、既報の成果に比べて一層詳細な情報、例えば詳細な照射履歴なども示すべきと考えるが、今後の取り組みの方針は如何？

回答： 様々な事情により、照射履歴の完全開示は難しい模様。我々も、照射後試験の分析結果は高精度なものを出す努力を惜しまないが、照射履歴を把握している事業者・研究機関に上手く使っていただきたいという「願い」が強い。今後 FP クレジットの導入が大々的に行われるのであれば、正確な照射履歴と組成分析結果をセットにした成果を出す共同のプロジェクトを実施すべきと考える。

コメ： 古くは JPDR の燃焼度分布の測定実績があるが燃焼度が低すぎる。今後の新たな取り組みに期待。

質問： JNES-CEA 他国際共同実験では、照射済燃料、MOX 燃料の反応度測定が実施されているが、JAEA は参加している、あるいは参考にしているのか？

回答： 直接は参加していない。JNES から発表されている成果を間接的に用いている。

1



核燃料物質の安全かつ効率的な 取り扱いに向けた臨界安全研究

臨界量データの取得、解析手法の検証、 安全担保の枠組み

安全研究センター サイクル施設等安全研究ユニット
サイクル施設安全研究グループ
外池 幸太郎



Japan Atomic Energy Agency

平成 22 年度安全研究センター成果報告会 平成 23 年 1 月 14 日

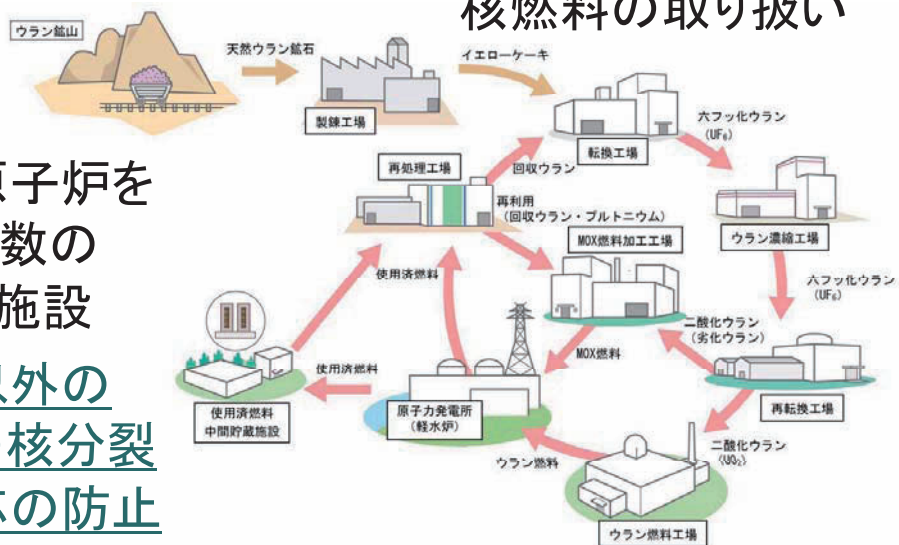
2



核燃料の生産・輸送・処理の 臨界安全

○ 多様な形態の多量の
核燃料の取り扱い

- 多数の原子炉を支える少数の
サイクル施設
- 原子炉以外の
場所での核分裂
連鎖反応の防止



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

3

臨界安全の関心事

トラブルの発生を防ぐ → 拡大を防ぐ → 影響を緩和する

- 臨界事故を防止する適切な施設の設計と手順の策定
 - ✓ 連鎖反応の解析(シミュレーション)

これまで、最も多くの努力が払われてきた



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

4

臨界安全の関心事

トラブルの発生を防ぐ → 拡大を防ぐ → 影響を緩和する

- 臨界事故に至る前に警報するための監視
 - ✓ 何らかの測定とデータ処理

核分裂性物質の濃度監視の実例はあり。
臨界への接近を直接測る例はない。



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

5

臨界安全の関心事

トラブルの発生を防ぐ → 拡大を防ぐ → 影響を緩和する

- 万一事故が起きた場合の影響評価
 - ✓ 事故進展の解析(シミュレーション)
 - ✓ 線量評価／放射性物質移行評価
- 臨界事故リスクの考え方(新しい方向性)

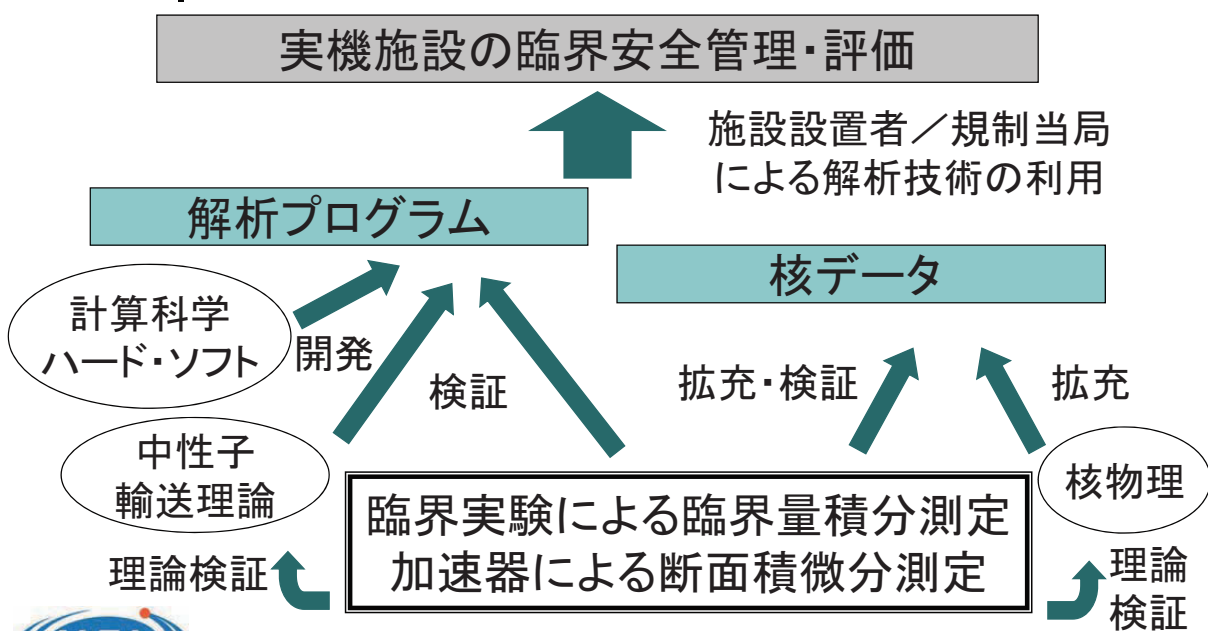


平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

6

臨界安全を支える技術

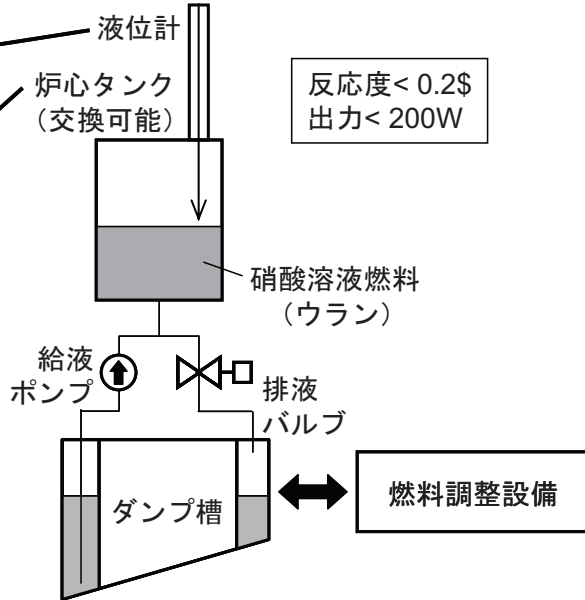
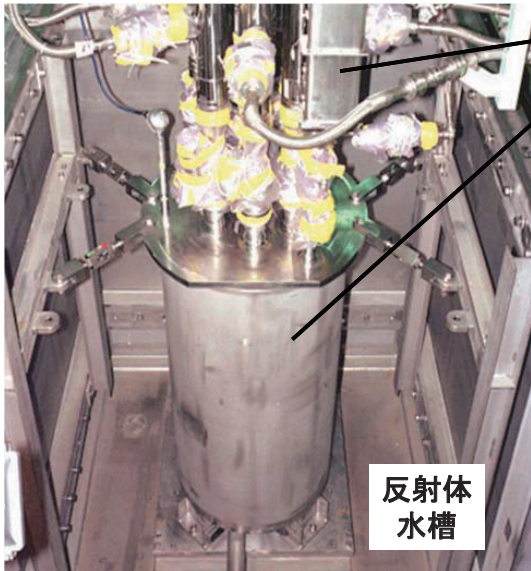


平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

7

実験データの取得 (定常臨界実験装置STACY)



均質体系 (600φ)

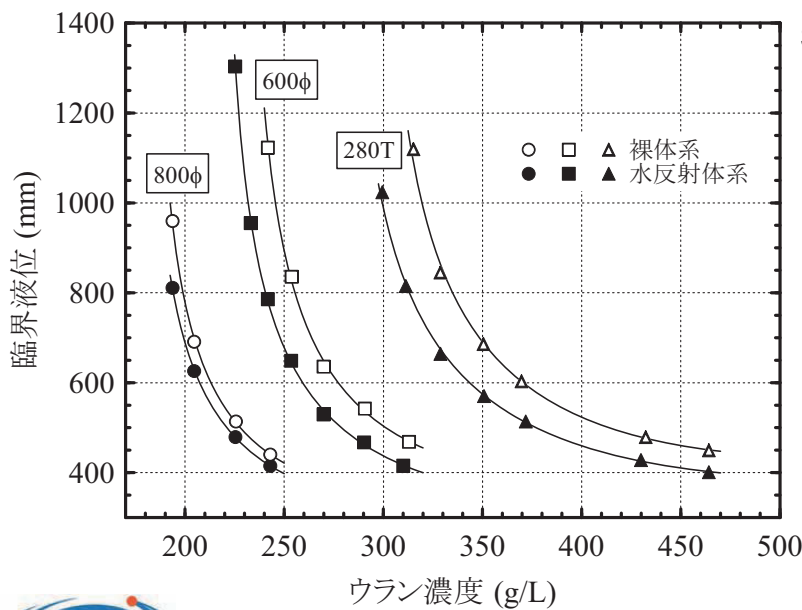


平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

8

実験データの取得 (臨界量測定結果の例)



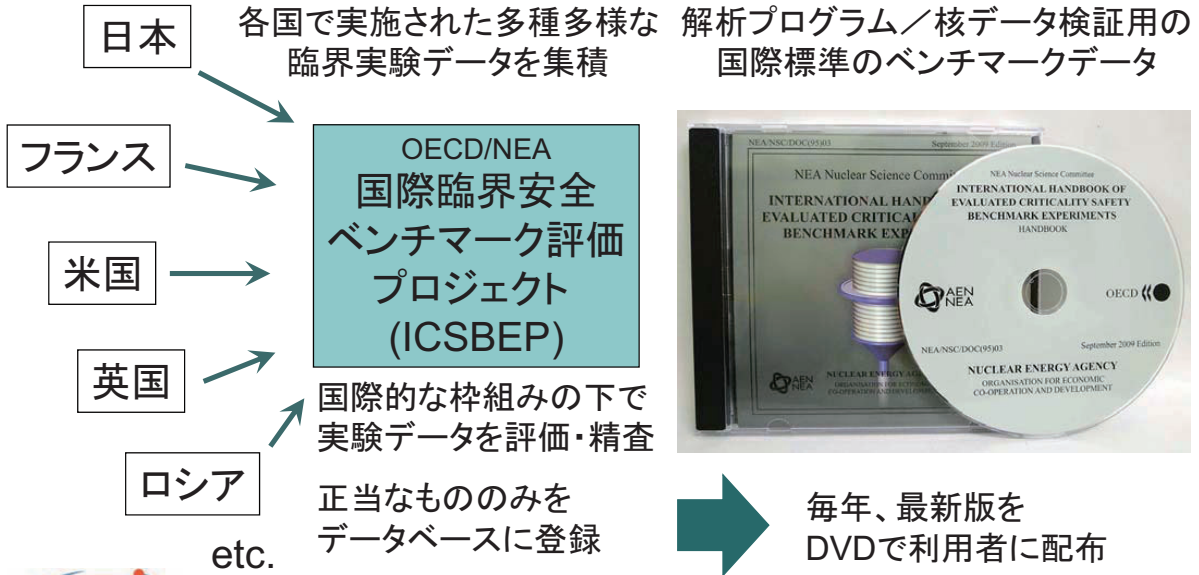
平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

9

実験データの整理

- ✓ 新しいデータの提供
- ✓ 国内で実施できない実験データの取得



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

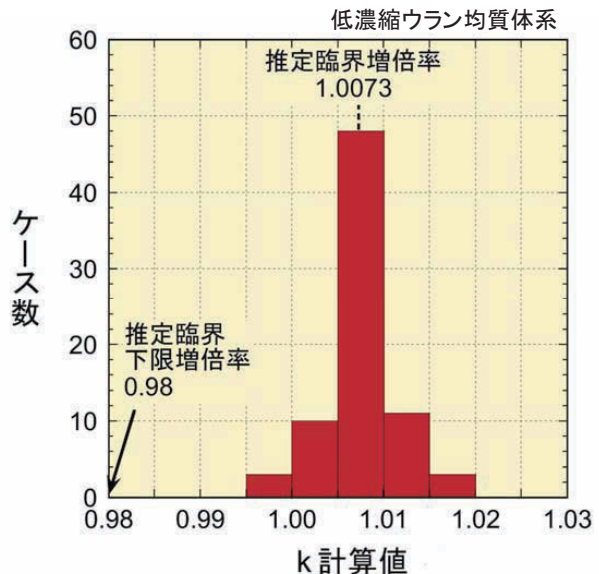
10

実験データの活用

(解析プログラム／核データの検証)

- ほぼ臨界状態の実験条件を解析で再現
- 連鎖反応の世代間で中性子の数は一定のはず (中性子増倍 $k=1$)
- ✓ 中性子増倍の計算結果を統計的に吟味
- ✓ 計算結果が < 0.98 ならば確実に未臨界

MVP/JENDL3.2の検証作業



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

11

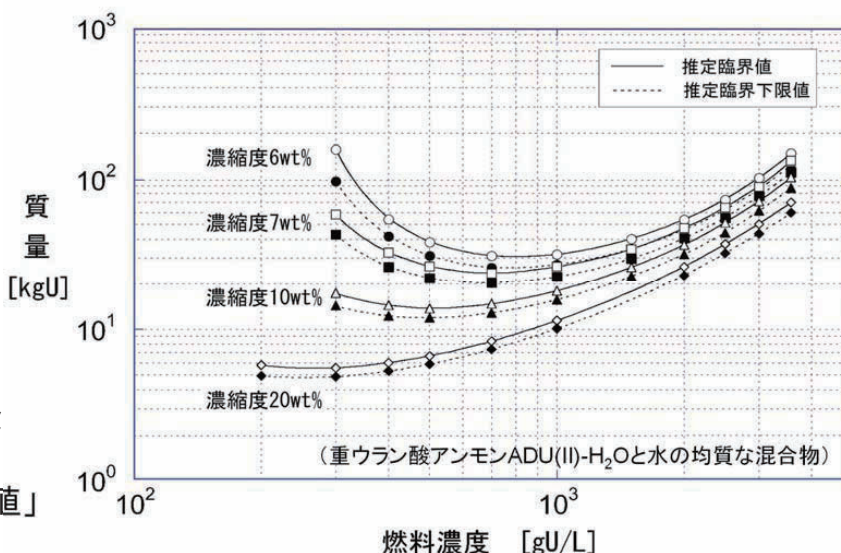
実験データの活用

(臨界安全ハンドブックデータ集第2版)



- ✓ 最も臨界である可能性が高い「推定臨界値」
- ✓ これ以下ならば未臨界が確実な ($k < 0.98$) 「推定臨界下限値」

MVP/JENDL3.2による臨界データの算出



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

12

臨界安全の今後の課題

(効率化しても安全を確保する)

- 長期にわたる軽水炉時代の中で、今後現れる各種の新型燃料とその高燃焼度化への対応
 - ✓ <10%濃縮度ウラン、高富化度MOXへの対応
 - ✓ 使用済燃料の効率的な取り扱い
- 適切な毒物クレジット／燃焼度クレジットの導入



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

13

臨界安全の今後の課題 (効率化しても安全を確保する)

- 燃焼度クレジットとは？
 - ✓ 使用済燃料は新燃料よりも臨界になりにくい
 - ✓ この性質を利用した核燃料取扱の効率化
- 毒物クレジットとは？
 - ✓ 中性子を吸収する材料(毒物)を適度に加える
 - ✓ 増量した核分裂性核種の効果を毒物で打ち消しつつ、燃焼につれて毒物も消失する
- これらのアイデアを実現するための、精密な実験データの取得が必要



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

14

必要とされる実験・測定

- 炉心における燃焼と核種組成変化の関係把握
 - ✓ 照射後試験

➡ 原子炉における核燃料の燃焼計算を検証
- 核種組成に依存した臨界特性の把握
 - ✓ 臨界実験(臨界量測定、反応率測定)

➡ 燃焼による核分裂性物質の量の変化や、FPの蓄積の臨界性への影響を検証



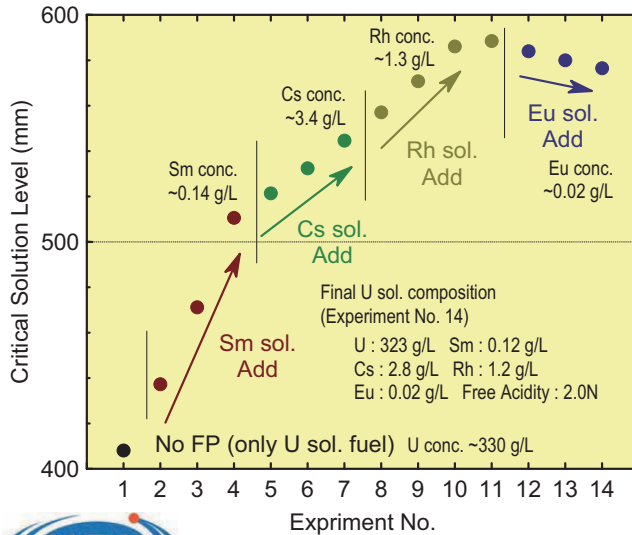
平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

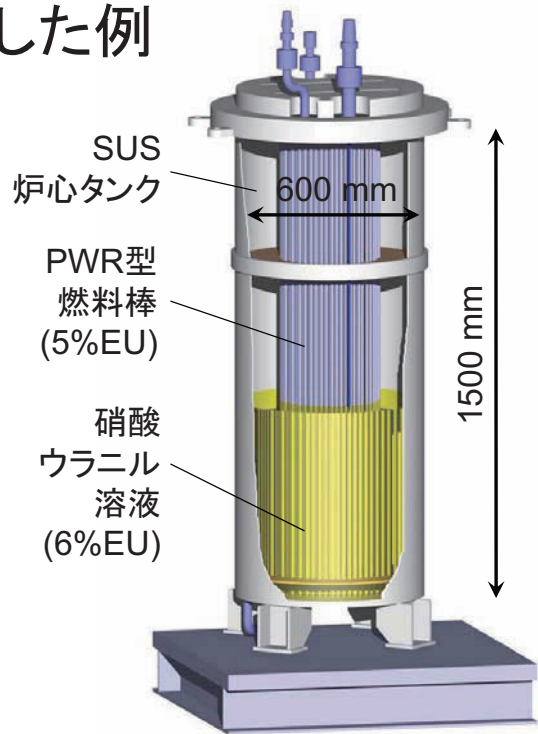
15

FPの効果測定した例

再処理施設・溶解槽を模擬し、
FPの効果測定



STACY非均質実験



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

16

まとめ

- 不用意な核分裂連鎖反応を防ぐ臨界安全は、計算技術によって支えられている。
- 計算技術の検証のために臨界量を測定する実験が行われ、結果は国際的に集約・活用されている。
- 検証された計算技術により算出された基礎データはハンドブック・データ集として公開している。
- 軽水炉時代の長期化を念頭に、燃料設計の高度化（核分裂性物質増大）に対応した研究を進める。



平成 23 年 1 月 14 日

Japan Atomic Energy Agency

2.5 緊急時計画の実効性向上に向けた原子力防災研究 —確率論的安全評価手法を用いた緊急時計画とその実現可能性の検討—

安全研究センター リスク評価・防災研究グループ 高原省五

1. 背景と目的

近年、国際的に原子力緊急事態に対する準備と対応の考え方に対する大きな変革が進み、事前計画の重要性が強調されている。例えば、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency: IAEA）の事前計画に対する考え方は安全要件「原子力又は放射線緊急事態に対する準備と対応（GS-R-2）」（IAEA, 2002）及び安全指針「原子力又は放射線緊急事態に対する準備の整備（GS-G-2.1）」（IAEA, 2007）に示されている。この中で IAEA は、原子力発電所での事故や事象を人々に及ぼす影響の観点から緊急事態区分に分類し、各区分に対して緊急時計画の目標を達成するために必要な準備と対応の整備を求めている。GS-R-2 では、原子力発電所に対し、確定的影響のリスクを低減するために放射性物質の放出前もしくは直後に予防的緊急防護措置を実施できるように整備がなされていなければならない範囲（Precautionary Action Zone: PAZ）と、緊急防護措置を迅速に実施するために整備がなされていなければならない範囲（Urgent Protective Action Zone: UPZ）を導入し、緊急時計画の目標を効果的に達成するための整備を要求している。

我が国においても原子力防護対策の実効性を高めるためには、PAZ や UPZ のような考え方を導入し、原子力防災体制の現状を踏まえて効果的な防護対策を検討するとともに、その実現に向けた社会基盤や住民意識の醸成が重要である。当研究グループではこのような認識の下、確率論的安全評価（Probabilistic Safety Assessment: PSA）手法を用いて効果的な緊急時計画の検討を進めている。PSA 手法は、施設内での事故解析から環境中へ放出された放射性物質により公衆が受ける影響を評価できる手法であり、防護対策のモデルを併せて考慮することで、対策の被ばく低減効果も評価することができる。ここでは PSA 手法を用いて事故時の影響と防護対策の被ばく低減効果を評価することで、科学的根拠に基づき効果の高い防護対策を検討し、さらにその実現可能性についても社会基盤の整備状況に関する知見と防護対策に対する住民意識の観点から検討を行う。

2. 確率論的安全評価（PSA）手法による合理的な防護対策の検討

PSA 手法を用いた解析では、例として大規模かつ事故進展の早い事故シナリオに対して、屋内退避、避難及び安定ヨウ素剤の服用といった防護対策による被ばく低減効果を原子力機構が開発したレベル 3PSA コード OSCAAR にて評価した。この事故シナリオは、ヨウ素の放出割合が炉内のインベントリに対して数%程度、環境中への放射性物質の放出開始が事故発生（炉心の損傷）から 3 時間というシナリオである。また、各防護措置については、次の 2 点に着目して被ばく低減効果の違いを検討した。

- ◆ 事故進展に対する対策導入のタイミングによる被ばく低減効果の変化
- ◆ 複数の対策を組み合わせ実施した場合の被ばく低減効果の変化

解析の結果、次の点が見出された。

- ◆ 大規模な放出が予想される場合には原子力発電所近傍の住民に対して確定的影響を予防するために迅速な対応が必要となる。
- ◆ 放射性物質の放出前に予防的に避難することで高い被ばく低減効果を期待できる。
- ◆ 避難が遅れた場合でも、コンクリート屋内退避により被ばくを低減することができる。
- ◆ 迅速に安定ヨウ素剤を服用することで甲状腺線量を効果的に低減することができる。

3. 実現可能性の検討

PSA による解析で見出された効果的な防護対策を現実に行うためには、国や自治体による防災体制の整備に加え、実際に対策の主体となる住民が対策の実施方法を理解している必要がある。本研究グループは、PSA 手法を用いた緊急時計画の策定支援研究に加えて、原子力防災に対する地域の状況についても情報の収集や集約を進めており、これらの情報や知見を PSA による解析にフィードバックしながら現実に行う可能な計画の検討を進めている。ここでは、このような検討のうち社会基盤の整備状況に関する知見と防護対策に対する住民意識について紹介した。

3.1 社会基盤の整備状況

PSA による解析で見出されたように、事故の発生から放射性物質が環境中へ放出されるまでの時間的余裕が短いシナリオにおいては、原子力発電所の近傍でのコンクリート屋内退避も有効な対策の一つである。コンクリート屋内退避は現在の原子力防災体制においても、県や市町村の地域防災計画の中で具体的対応策を検討しておくものとして位置付けられ、避難施設が指定されるなどの整備が進められている。そのため、コンクリート退避施設の遮へい機能をあらかじめ評価しておくことは、緊急時計画を策定する上で重要である。ここでは実際にコンクリート屋内退避施設の遮へい機能を評価した例として、島根県の地域防災計画に記載されている避難施設に関する調査結果について報告した。この調査では避難施設の材質や構造をデータとして収集し、モンテカルロコード MCNP を用いて施設の遮へい機能を評価した。この結果、避難施設の構造や材質上の特徴が施設の遮へい機能に及ぼす影響について、防災実務上有用な情報を得ることができた。

3.2 原子力防災対策に対する住民の理解

緊急時の対応の実効性を向上するためには社会基盤の整備だけでなく、実際に対応の主体となる住民の意識を計画に合わせて醸成しておく必要がある。本研究ではそのための出発点として、緊急時計画を住民がどのくらい理解しているのか現状を調査した。この結果、防護対策に対する住民の理解は、原子力発電所からの距離や自治体の取り組みによって異なることが見出された。また、年齢や職業、原子力発電所の事故に対する考え方といった個人属性も防護対策の理解には影響していることが示唆された。今後はこのような知見を基に緊急時の住民行動を予測し、合理的な計画を円滑に実行するために、住民の理解や認識をどのように醸成していけばよいのか検討を進めていく予定である。

4. まとめ

本研究では PSA 手法を用いて被ばく低減効果の高い防護対策の在り方について検討した。また、そのような防護対策は現実に実行可能であるのか、社会基盤の整備状況と住民意識という 2 つの観点から検討を進めた。実現可能性に関する検討の結果は PSA による解析にフィードバックすることができ、これらの情報を基に PSA による解析を行うことで地域の現状を反映した計画の策定に資することが期待される。本研究グループでは、PSA 手法のようなリスク評価技術を活用し、より実効性の高い防護対策の在り方について検討を進めていく予定である。

5. 主な質疑応答

コメント： PSA だけでなく対策の実現可能性という観点からも包括的に研究を進めており良いと思う。今後研究をより深めるために期待値だけでなく検討を進めて、分かりやすい緊急時計画を提案してほしい。

質問： ヨウ素の放出量の絶対値はどのくらいか。

回答： 今回の計算で用いた入力データは以下の通り。

放射能 (Bq)

I-131 3.144×10^{18}

I-132 4.618×10^{18}

I-133 6.598×10^{18}

I-134 7.222×10^{18}

I-135 6.211×10^{18}

放出割合

・無機ヨウ素： 3.937×10^{-3}

・有機ヨウ素： 7.481×10^{-2}

コメント： スライド 7 枚目の右図のような図を示す時には慎重に表示してほしい

質問： 6 頁では「各気象条件について各距離での値を評価、気象条件の発生頻度を用いて“最大の”期待値を算出」とすべきでは？

回答： 本研究では、32 方位 25 距離での線量を算出しているので、同じ距離でも方位が違えば線量が異なります。今回は、各距離における全方位の最大値を抽出して評価に用いているので 6 頁のような表現となりました。

質問： チャコールマスクを着用した場合、どうなるか？

回答： 国の防災指針には、身の回りの布や衣類等によるエアロゾルの除去効率について目安となる数字を提案しています。これによると、木綿のハンカチーフを折りたたまずにそのまま利用した場合で 27.5%、ハンカチーフを濡らした場合に

62.6%、ハンカチーフをしわくちやにして利用した場合に 88.1%の除去効率になると記載されています。チャコールマスクを着用した場合には、より高い除去効率が期待されるものと考えます。

質問： 耐震補強のようにコンクリート屋内避難場の補強を目指しているのか？

回答： 今回の調査および評価は、実効性の高い避難を可能とするための第一歩として、施設の遮へい機能の評価を試みたものです。今回の評価で明らかになったように、遮へい機能はそれぞれの施設の特徴に応じて様々です。例えば、体育館は屋根にコンクリートが使用されていないため、放射線雲に対する遮へい効果は低いものの、壁が厚く高いため、地表面沈着核種に対する遮へい効果は高くなります。このことは、遮へいの観点から言えば、事故直後の放射線雲通過時には体育館のような施設よりも教育施設等の方が避難施設として適していることを示唆しています。一方で、放射性核種の沈着後には体育館も他の施設と同様の遮へい効果を有していることもわかりました。このように、避難施設の特徴に反映して、実現可能かつ効果的な原子力防災の立案に資する知見の提供を目指しております。

質問： 安定ヨウ素の配布を、早期大規模放出時にも効果があるようにするために改善していく必要があるのか？

回答： 早期大規模事故の直後においては、揮発性が高いヨウ素が環境中へ多量に放出される可能性があります。特に、放射性ヨウ素の吸入摂取による内部被ばくは、事故直後における支配的な被ばく経路の一つであり、住民が迅速かつ確実に安定ヨウ素剤を服用できるように体制を整備しておく必要があると考えます。

緊急時計画の実効性向上に向けた 原子力防災研究

確率論的安全評価(PSA)手法を用いた緊急時計画とその実現可能性の検討

高原 省五
日本原子力研究開発機構
安全研究センター サイクル施設等安全研究ユニット
リスク評価・防災研究グループ



発表内容

- ◆研究の背景
- ◆PSA手法を用いた合理的な防護対策の検討
- ◆社会基盤の整備状況に関する研究
- ◆原子力防護対策に対する住民の理解
- ◆まとめ



研究の背景

3

◆重点安全研究計画

- 防災指針の見直し、地域防災計画策定への技術的支援研究を通じて、**国や地方公共団体における原子力防災対策の実効性向上に役立てる**(H22-)。

◆原子力防災の現状と最近の動向

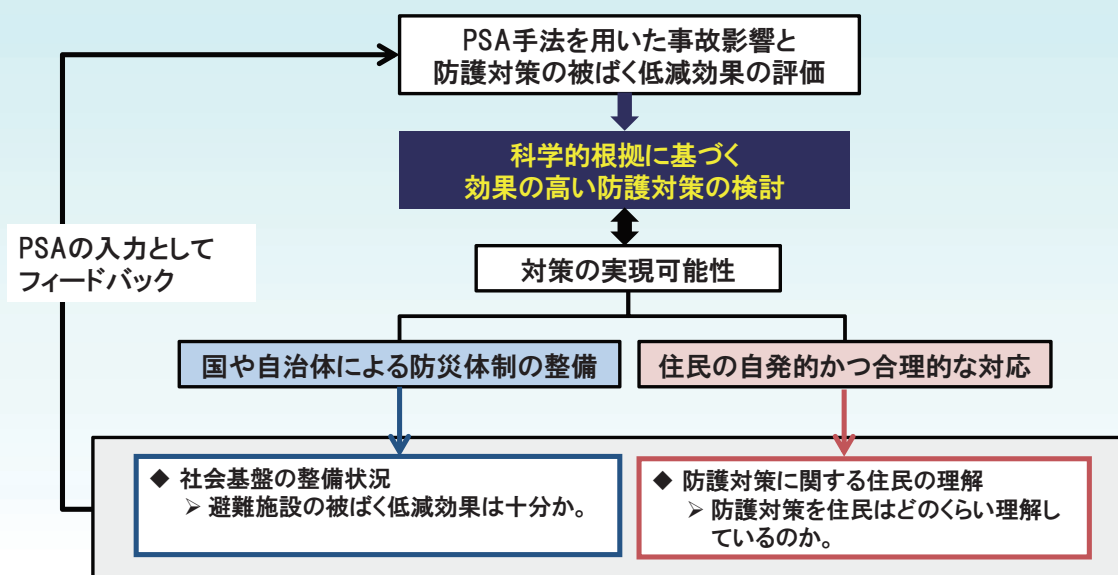
- JCO事故後、原災法等の法的な整備、またオフサイトセンター等の施設の充実化が図られてきた。
- 国際的にはICRPやIAEAにおいて、緊急事態に対する準備と対応の考え方に大きな変革が進み、具体的な防護目標を効果的に達成するための**事前計画の重要性が強調されている**。
- 具体的な地域防災計画の策定と実施に役立つガイドンス等の技術的情報が必要。



PSA手法を用いたより効果的な緊急時計画の検討

4

- ◆ 効果的な防護対策とはどのようなものか？
- ◆ 効果的な防護対策を現実に実行することは可能か？

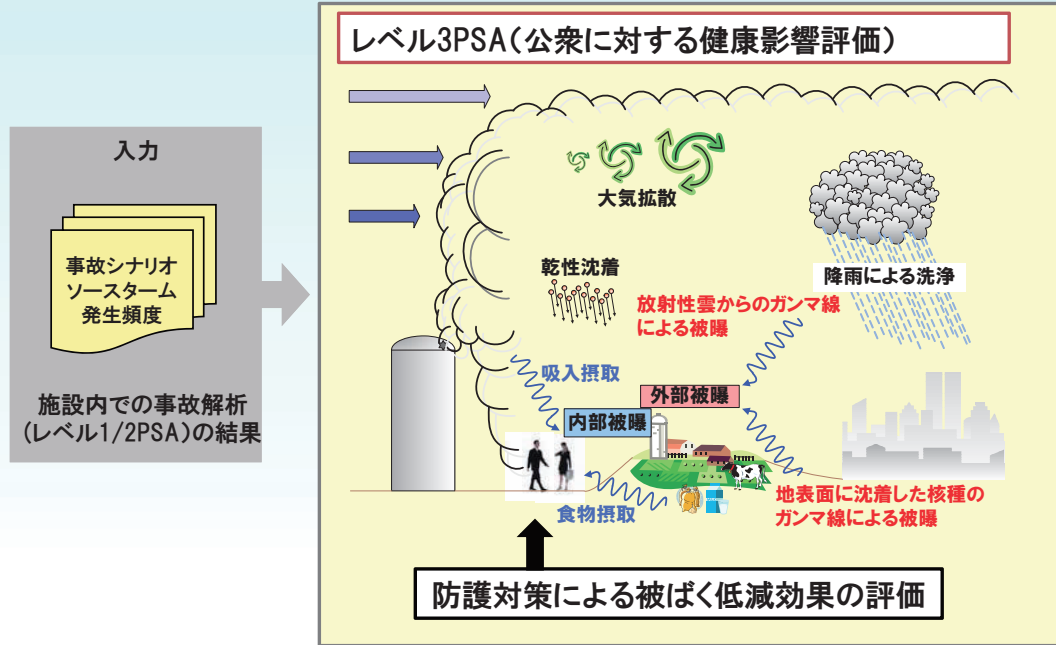




確率論的安全評価(PSA)手法

5

- ◆ 施設内での事故の発生から、放射性物質が放出され、環境中を移行して被ばくにいたるまでの一連のプロセスを評価

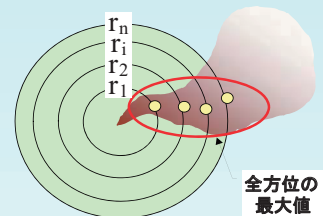


PSA手法を用いた被ばく低減効果の評価

6

- ◆ レベル3PSAコードOSCAARIによる事故影響評価

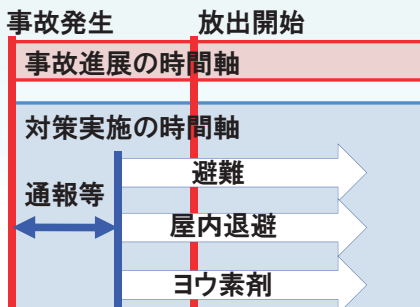
- 対象サイト：東海サイト
- 気象条件：248の気象条件(ピンサンプリング)
- 被ばく経路：外部被ばく(放射性雲、沈着核種)、吸入による内部被ばく
- 被ばく期間：1週間
- 各気象条件について各距離での最大値を評価、気象条件の発生頻度を用いて期待値を算出
- ソースターム情報(ヨウ素の放出量、放出開始時間)



- ◆ 避難、屋内退避、安定ヨウ素剤による被ばく低減効果の評価

- 屋内退避
➢ 避難
- ➔ 放射性物質の放出前後に対策を実施した場合の低減効果を観察
- 安定ヨウ素剤
- ➔ 放射性核種の体内挙動を考慮したモデルを利用して甲状腺線量に対する低減効果の時間依存性を反映

- ◆ 事故進展の早さと規模に応じて効果的な対策を検討



- 個々の措置による被ばく低減効果は、事故進展と措置の導入のタイミングで異なる。
- 戦略の被ばく低減効果は、事故シナリオ、対策のタイミング、組み合わせに応じて多様。

被ばく低減効果の高い戦略を事前に検討

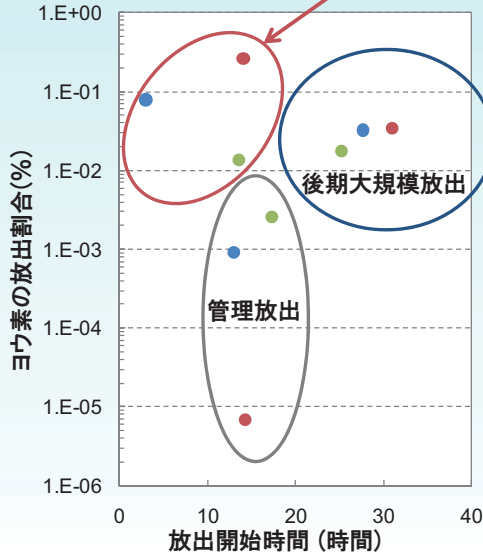
事故進展が早く、大規模な放出が予想される場合に効果的な対策はどのようなものであろうか？



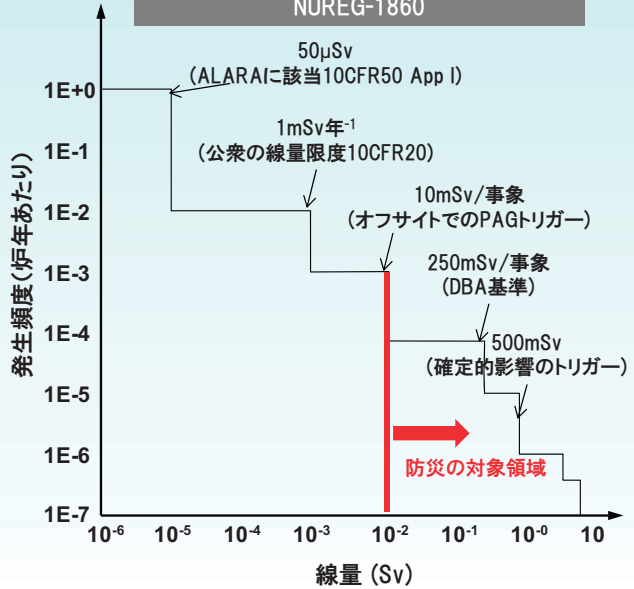
ソースタームの決定

7

早期大規模放出
(放出開始3時間、継続時間1時間、ヨウ素放出割合約8%)



事故の発生頻度と影響の曲線とリスク基準
NUREG-1860



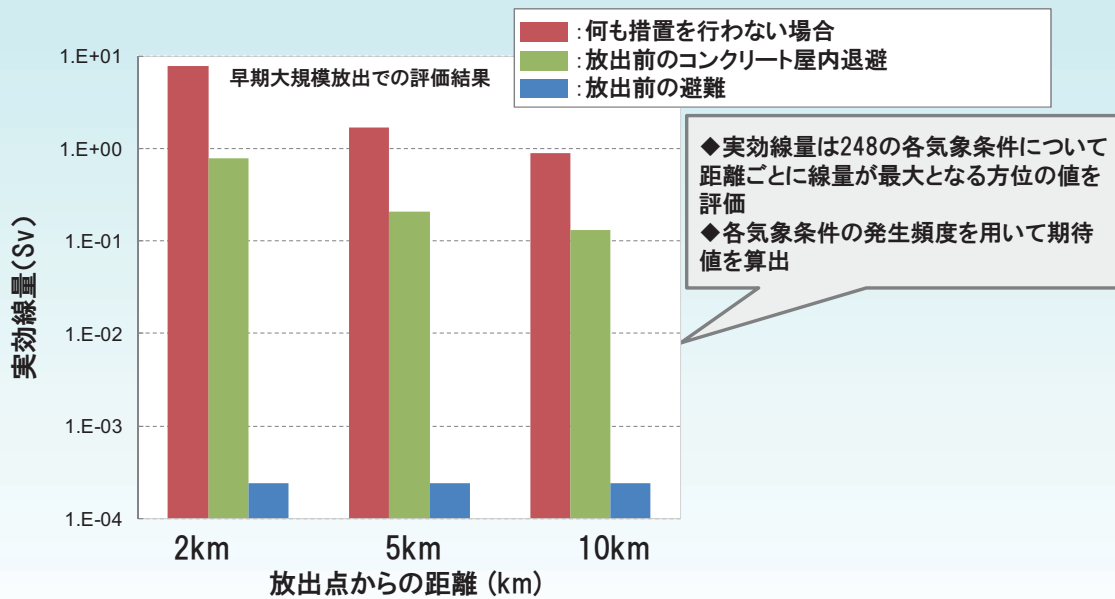
- 防護対策の策定においては、幅広い事故条件を考慮する。
- 今回の検討では、事故進展が早く、ヨウ素の放出量も大きなシナリオを選択。



対策の被ばく低減効果(1)

8

◆実効線量の距離に対する分布



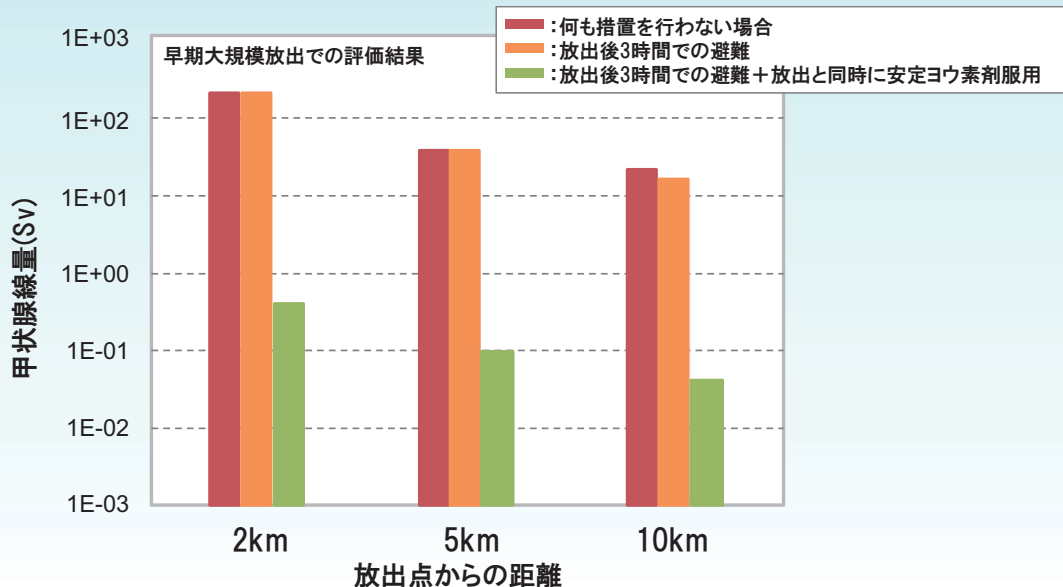
- 事故進展が早く、大規模な放出が予想される場合には、原子力発電所近傍の住民に対して、確定的影響を予防するために迅速な対応が必要となる。
- 放射性物質の環境中への放出以前に予防的に避難することで高い被ばく低減効果を期待できる。
- 原子力発電所近傍ではコンクリート屋内退避も有効な措置である。



対策の被ばく低減効果(2)

9

- ◆ 安定ヨウ素剤の服用による甲状腺線量の低減効果を評価
- ◆ ヨウ素の体内での挙動をJohnsonモデルで評価



- 避難が遅れた場合でも、迅速に安定ヨウ素剤を服用することで、効果的な甲状腺線量の被ばく低減を期待できる。



PSA手法を用いた検討のまとめ

10

- ◆ 事故進展が早く、大規模な放出が予想される場合には、迅速な対応が必要
 - 放射性物質が環境中へ放出される以前に予防的に避難することで高い被ばく低減効果を期待できる。
 - 避難の時間的余裕がない場合：
 - ・ コンクリート屋内退避は有効な措置の一つである。
 - ・ 安定ヨウ素剤を迅速に服用することで、甲状腺線量を効果的に低減できる。



合理的な防護対策は現実に実行可能か？

- ◆ 社会基盤の整備状況
 - 避難施設の被ばく低減効果は十分か。

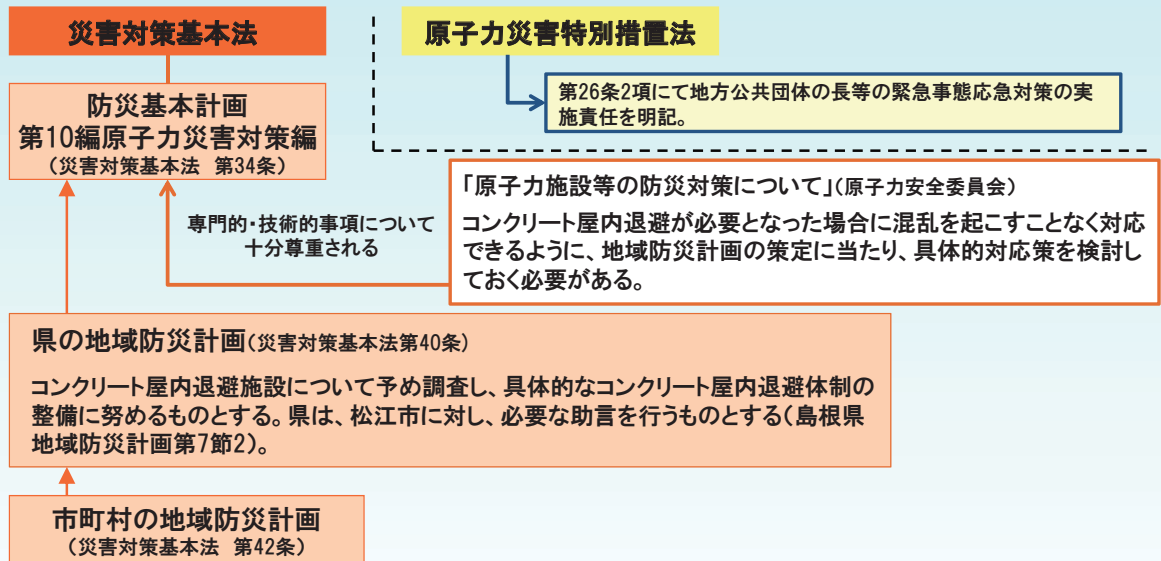
- ◆ 防護対策に関する住民の理解
 - 防護対策を住民はどのくらい理解しているのか。



社会基盤の整備状況

11

◆ 地域防災計画におけるコンクリート屋内退避の整備に資する基礎資料を提供(島根県受託)



◆ 地域防災計画に記載されているコンクリート屋内退避について、避難施設の遮へい機能を調査

- 島根原子力発電所のEPZ圏内の避難施設22件
- 施設の構造:床面積、部屋高さ、窓面積
- 施設の材質:遮へい体の材質、厚さ

施設名	施設数	部屋数
教育施設	12	228
公共施設	7	42
体育館	3	11



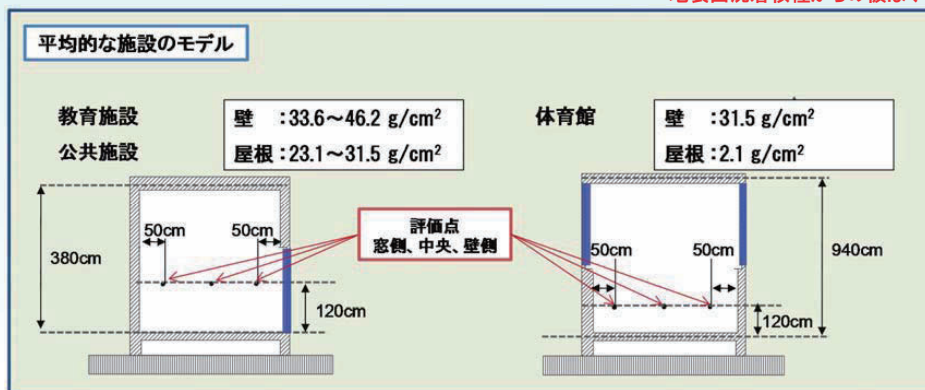
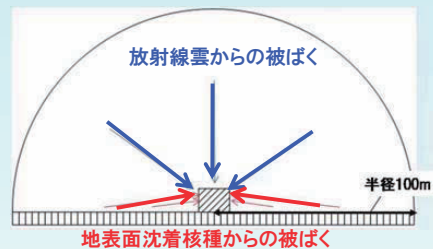
遮へい機能の計算体系

12

◆ モンテカルロコードMCNP5を用いて平均的な避難施設の遮へい機能を評価

- 設計図の調査に基づいて平均的な建屋のモデルを作成
- 放射性雲と地表沈着核種に対する遮へい機能を計算
- 遮へい機能を遮へい係数で評価

$$\text{遮へい係数} = \frac{\text{施設内での被ばく線量}}{\text{施設外での被ばく線量}}$$



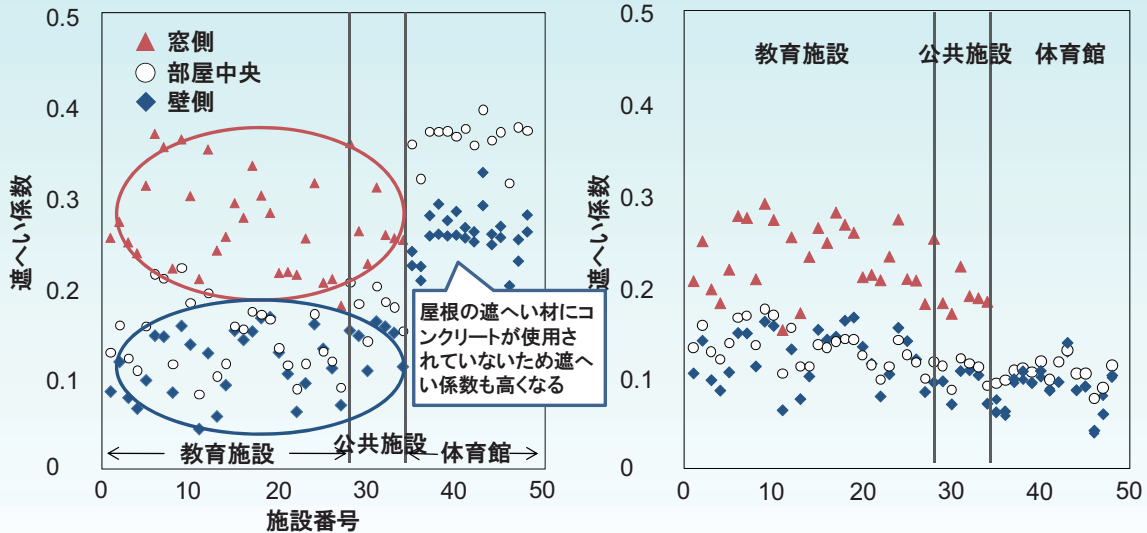
- 避難施設には、構造と材質の観点から特徴がある(体育館の窓と屋根材)。
- 室内の位置の違いによる遮へい機能の違いを観察。



施設の遮へい機能

13

- ◆ 0.5MeVの光子に対する放射性雲（左図）と沈着核種からの外部被ばくの低減（右図）
- ◆ 被ばく低減効果を遮へい係数で評価（施設内での被ばく線量/施設外での被ばく線量）



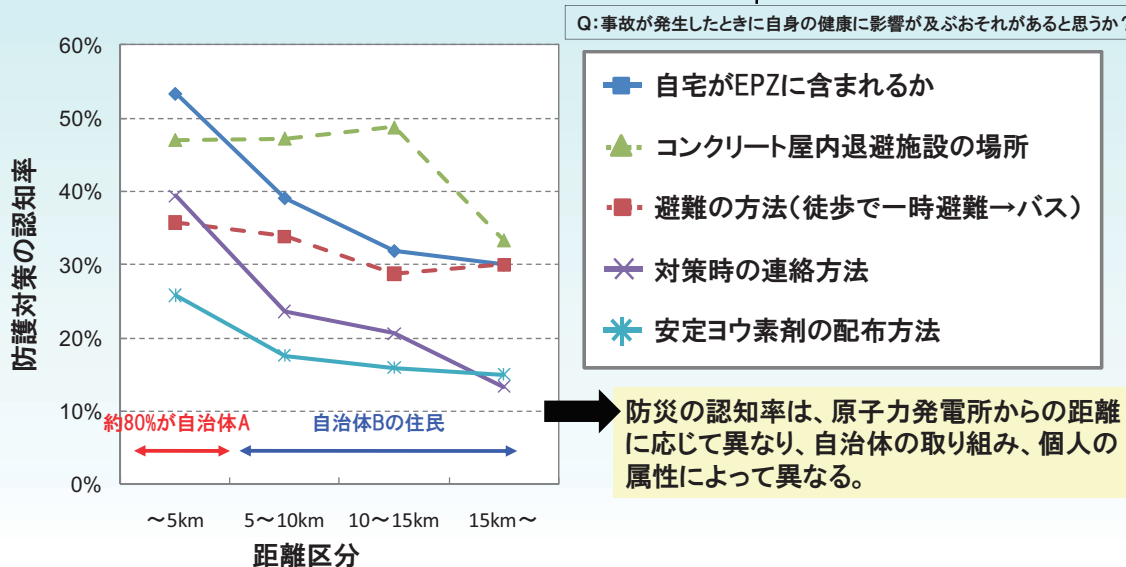
- 避難施設には構造や材質に応じて遮へい機能に特徴があり、被ばく経路にも応じて異なる。
- PSA手法を用いた評価にフィードバックし、より正確な評価を実施。
- 施設の被ばく低減効果は、遮へい機能だけでなく、密封機能にも影響を受けるのでさらなる研究が必要。



防護対策に対する住民の理解

14

- ◆ 防護対策の認知率を調査
 - 2010年1月(N=827)にある一つの原子力発電所のEPZに含まれる自治体を対象にして実施
 - 防護対策を知っているか5段階で質問(「知っている」と「少しは知っている」の割合を集計)
- ◆ 認知率を原子力発電所からの距離と個人属性(年齢、職業、**リスク認知**)を説明変数として分析



- 防護対策の認知率や個人属性と、原子力災害時の住民行動との関係を分析し、より効果的な防災計画の策定に基礎情報を提供(例、避難時の自主的避難など)。



まとめ

15

- ◆ PSA手法を用いて合理的な防災計画を検討した。
 - PSA手法を用いた検討の結果、事故の進展が早く、大規模な放出が発生する場合には、原子力発電所近傍の地域で確定的影響を防止するために、迅速な対策の実施が重要となる。

- ◆ 迅速な対応のために社会基盤の整備状況及び住民の防災意識について検討をすすめている。
 - 迅速な避難を現実に実行するためには、社会基盤を事前に整備するとともに、防護対策に対する住民意識・防災リテラシーを醸成しながら、防災体制を整備しておくことが大切。

リスク評価技術を活用し、国や地方自治体からの視点に加え、対策の主体となる住民のみなさんの視点からも検討を行い、自発的で効果的な自助を促す公助のあり方について研究を進めていく予定。

3. ポスターセッション資料

This is a blank page.

3.1 熱水力安全研究グループ

過熱炉心の液滴冷却効果

－沸騰遷移後の熱伝達率及びリウエット速度モデルの開発－

沸騰水型原子炉の炉心では、蒸発量の増加や流量の減少によって液膜が枯渇すると熱伝達が劣化して燃料温度が急上昇し、燃料被覆管の破損につながる恐れがあります。このような熱伝達の劣化を「沸騰遷移」と呼び、現行炉では通常運転時はもちろん、異常過渡時においてもこれを回避するように設計することが要求されています。一方これまでの研究で、沸騰遷移が起きたとしても短時間のうちに事象が終結すれば燃料の健全性は必ずしも脅かされないという知見が蓄積されてきています。日本原子力学会ではこれを踏まえ、沸騰遷移状態が持続する期間とその間の被覆管温度が定められた条件内に収まる場合には沸騰遷移の発生を許容するという基準（学会基準）を提案しています。我々原子力機構では、学会基準に示されている被覆管温度評価手法の技術的妥当性を検証することを目的に、色々な実験や解析を行っています。

沸騰遷移に関連する現象で予測が難しいとされているのがリウエットで、乾き面上を進行する液膜のスピードを意味する「リウエット速度」は、沸騰遷移の終結を決定する重要な因子となっています。従来研究では、原子炉異常過渡のような高圧・高流量過渡条件でのリウエット速度の計測例はほとんどありません。原子力機構では、被覆管を模擬した円管を試験部として、学会基準を包含する広い条件での実験を行い、リウエット速度とリウエット速度の計算に必要な熱伝達率を予測する独自のモデルを開発しました。

一連の研究から、冷却水の流量が高い条件では流路を流れる液滴の濃度が高く（ポスター下段左図参照）、この液滴が液膜先端付近の乾き面に衝突する等の効果で冷却を促進し、リウエット速度を向上させる可能性があることを見出しました。ポスター下段中央の図に液膜先端付近の乾き面を含む熱伝達率の計測結果とモデルの比較を示します。従来の液滴衝突を考慮しないモデルと比較して、我々が開発したモデルでは低過熱度領域での予測性能が大幅に改善されていることがわかります。

このような液膜先端付近での液滴衝突の効果は「先行冷却」として以前から知られていました。リウエット速度の予測モデルにはこの効果を組み込みました。ポスター下段右図に計測値とモデル計算値の比較を示します。先行冷却を考慮したモデルは実験データと良好に一致することがわかります。液滴濃度が高くなる高流量条件では先行冷却の効果が顕著に卓越して、リウエットに対する支配的な役割を果たすことを明らかにすることができました。

※ JAEA 成果普及広報誌「未来を拓く原子力 2009」61 ページより抜粋。

<http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2009/pdf/5-4.pdf>

過熱炉心の液滴冷却効果

－ 沸騰遷移後の熱伝達係数及びリウエット速度モデルの開発 －

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 熱水力安全研究グループ

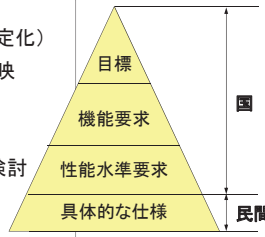
背景～安全規制の最適化

■科学的合理性の向上

- ✓技術基準の体系化(性能規定化)
- ✓公開の原則・最新知見の反映
 - 指針・基準の階層化
 - 民間基準の採用

■学協会・産業界での積極的な検討

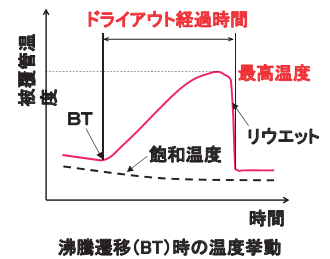
- ✓日本原子力技術協会
- ✓日本機械学会



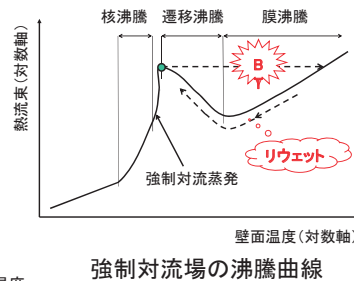
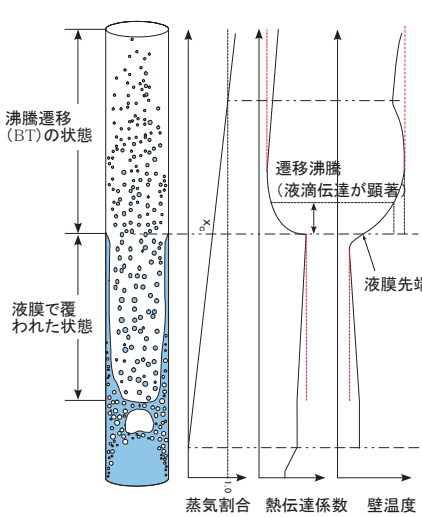
民間基準～日本原子力学会によるポストBT基準

■現行基準

- ✓通常運転時及び運転時の異常な過渡変化において沸騰遷移(BT)を許さない。
- 日本原子力学会(2003年)
 - ✓条件付きで沸騰遷移を許容。
 - ✓健全性・再使用の可否を被覆管温度と経過時間で判断。



新しい基準に対する研究の課題



強制対流場の沸騰曲線

■リウエット

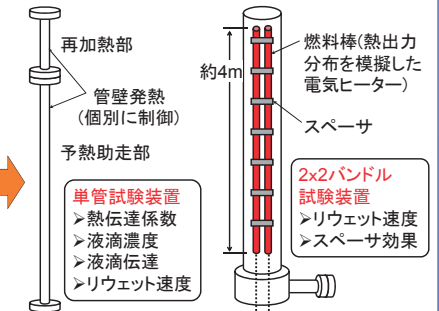
- ✓乾き面が液膜により再び濡れる現象。沸騰遷移(BT)の終了を意味。
- ✓実機条件に適用可能な信頼性の高いモデルがない。
- 液膜先端の熱伝達機構
 - ✓遷移沸騰に相当。現象が複雑。
 - ✓液滴の影響(壁への衝突)が重要。

学会基準のリウエットモデル

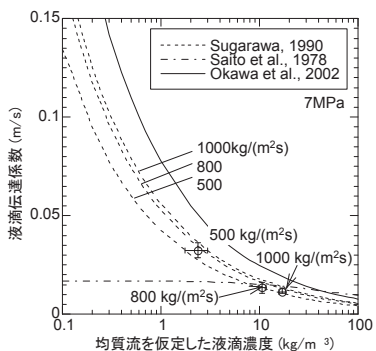
- 蒸気流量割合を基準に判断するモデル。
- リウエット(液膜)進展速度が重要な役割を果たす。
- 経験的な相関式。



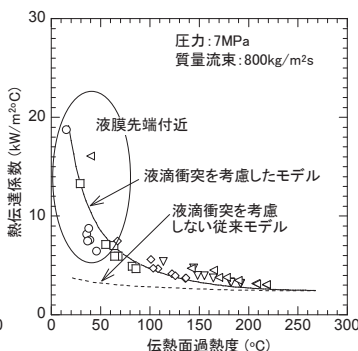
液膜先端に着目した計測



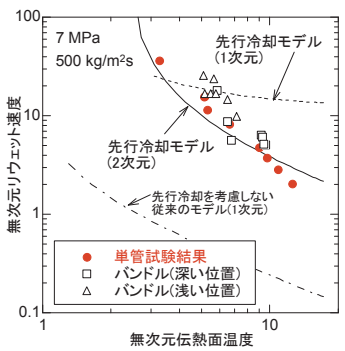
主な実験の結果



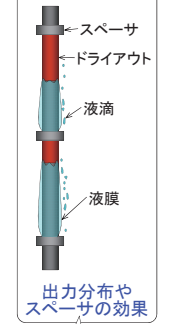
液滴伝達係数
■ Sugawaraのモデルで概ね予測が可能。



熱伝達係数(温度の関数)
■ 液滴伝達の効果を組み込むことで予測性能が改善。



リウエット速度
■ 熱伝達係数を距離の関数として減衰。
■ 先行冷却(液滴伝達)が支配因子。



出力分布やスペーサの効果
■ 乾き領域が分断される場合がある。

今後の展開

- リウエットに関するより詳細な機構論的検討(熱伝達係数とリウエット速度の関係の明確化)。
- 複雑な流路形状やスペーサ等による液滴挙動(液滴伝達, 液滴濃度, 液滴径)の把握。
- 検討結果のサブチャンネルコードへの適用。

3.2 燃料安全研究グループ

高燃焼度燃料の事故時挙動に関する研究

■ 反応度事故時の燃料挙動に関する研究

原子炉が安全に設計されていることを確認するため、通常時に加え、様々な事故を想定した場合についても安全評価が行われます。その1つが、制御棒が急に抜けた際の出力暴走すなわち反応度事故（RIA）です。安全評価では RIA 時に燃料棒が破損に至ると判断するための基準（破損しきい値）が必要です。長期間使用されて高い燃焼度に至った燃料に対し、現在我が国で使われている破損しきい値は、原子炉安全性研究炉（NSRR）で行われた RIA 模擬実験の結果に十分な安全余裕を持たせて定められました。燃料棒の被覆管は運転中の酸化・水素化により脆くなるため、現行の基準は燃焼度の増大に伴い破損しきい値が低下するという考え方に従っています。

最近の研究により、高い燃焼度領域や MOX 燃料のデータを拡充し、さらに、被覆管の酸化と水素化が破損に及ぼす影響を定量的に解明しました。この成果に基づき、現在は燃焼度の関数として定められている破損しきい値を酸化膜厚さ等に応じて定めることで、同じ燃焼度に達しても酸化・水素化が従来被覆管ほど進行しない新型被覆管の利点を活用することが可能となります。また、従来の NSRR 実験は室温で行われていましたが、新開発の高温カプセルによって約 280℃での破損データの取得に成功し、高温では室温の場合より破損しにくいことを明らかにしました。この知見に基づき、想定する温度条件に応じて破損しきい値を適切に使い分けることで、過剰な安全余裕を排除することが可能となります。

■ 高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関する研究

もう1つの想定事故である冷却材喪失事故（LOCA）では、一次系圧力バウンダリの破損により炉心水位が低下するため、燃料棒温度が上昇します。LOCA に備え炉心に冷却水を送り込む緊急炉心冷却系が装備されており、まもなく燃料温度は低下しますが、高温時に起こる酸化が著しい場合は被覆管が脆くなります。冷却時の熱衝撃による燃料棒の破断や破砕が広範に起こり原子炉の冷却性が低下しないよう、被覆管の著しい脆化を防ぐための基準が決められています。

運転中に被覆管で進行する腐食やそれに伴う水素吸収は、高燃焼度化に伴い顕著になります。また、耐食性を向上するために新しい合金を使った被覆管が開発され高燃焼度対応燃料で用いられています。原子力機構では、このような高燃焼度化に伴う変化が LOCA 時の燃料挙動や安全性に及ぼす影響を調べています。例えば、水素を予め吸収した被覆管が酸化した場合、酸化のみに比べて少ない酸化量で脆化することが分かりました。さらに大阪大学と協力し、水素吸収に伴う被覆管の脆化促進の原因も明らかにしました。また、原子力機構では、LOCA 時に燃料棒が曝される条件を模擬し、水蒸気雰囲気下で 1000 から 1200℃まで試験燃料体を加熱した後、冠水・急冷する実験を行っています。この実験により被覆管が脆化し急冷時に破断に至る酸化条件を調べることができます。実際に発電炉で照射した高燃焼度燃料被覆管を用いた実験により、調べた燃焼度範囲においては高燃焼度化の影響は小さく、現行の基準値が高燃焼度燃料に対しても安全余裕を有することを示しました。

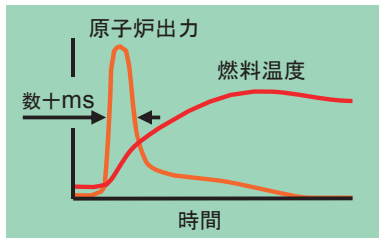
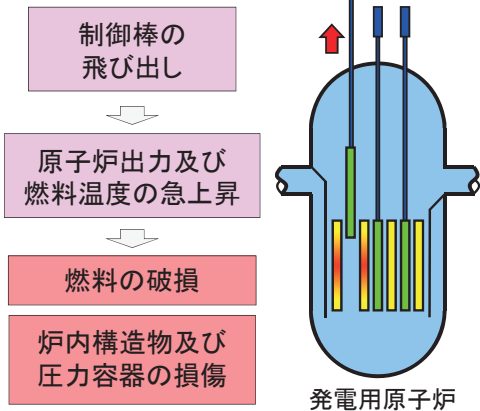
■ まとめ

これらの研究を通して、必要な安全を確保した上で、事業者による新技術導入や経済性向上を促進することができる、高い科学的合理性を備えた安全基準の実現に貢献しています。

反応度事故時の燃料挙動に関する研究

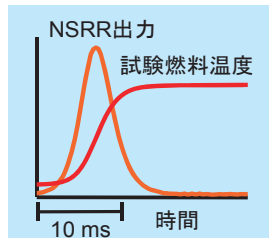
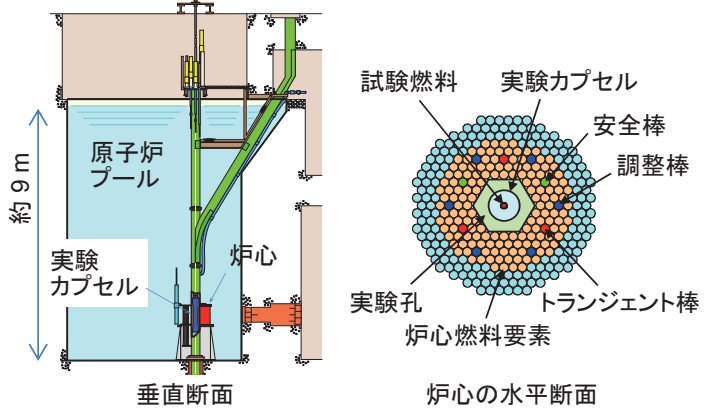
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全研究グループ

反応度事故(RIA)とは



RIAにおける原子炉出力の暴走

原子炉安全性研究炉(NSRR)

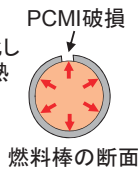


NSRRのパルス出力運転によりRIAを模擬

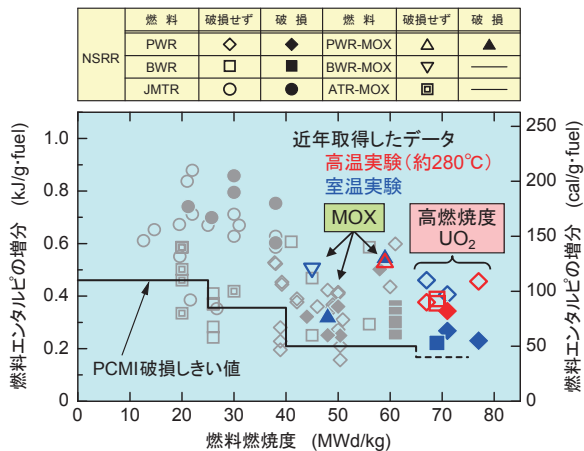
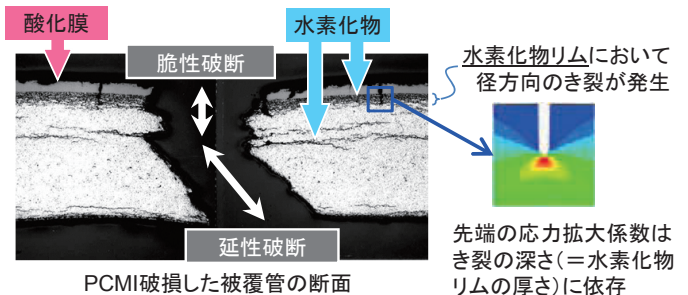


高燃焼度燃料を対象としたRIA実験の成果

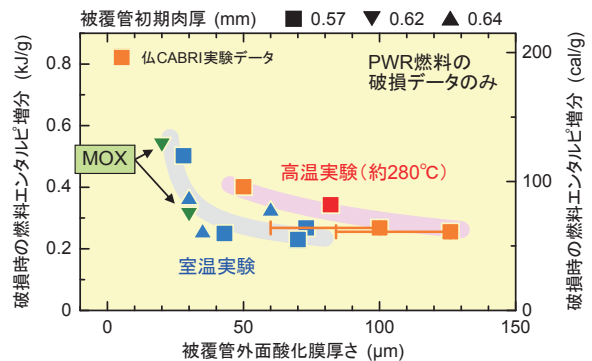
高燃焼度燃料では、原子炉の運転期間中に生じた酸化及び水素吸収により被覆管が脆化している。このため、RIA時にペレットが急速に熱膨張した場合に破損に至ることがある。この破損はペレット被覆管機械的相互作用(PCMI)破損と呼ばれる。



PCMI破損した高燃焼度PWR燃料棒



燃料が受ける負荷を表す指標として燃料エンタルピーの増分を用いる。上図は燃焼度が高いほど燃料が破損しやすくなる傾向を示している。近年取得した高燃焼度UO₂及びMOX燃料のデータは、現在のPCMI破損しきい値が80 MWd/kg程度までは妥当であることを示した。



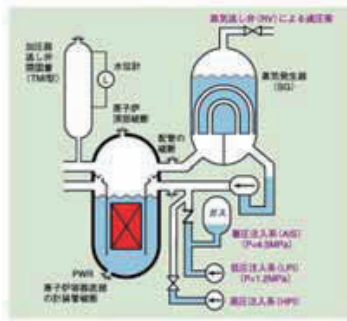
PWR燃料に関する破損時の燃料エンタルピー増分を被覆管外面酸化膜の厚さで整理した。被覆管の破損限界は水素化物リムの厚さに依存するが、酸化量と水素吸収量がほぼ比例するため、破損限界は酸化膜厚さとも強い相関を持つ。上図は、高温時に破損限界が上昇すること、また、MOX燃料の破損限界がUO₂と同じであることを示唆している。

高燃焼度燃料のLOCA時挙動に関する研究

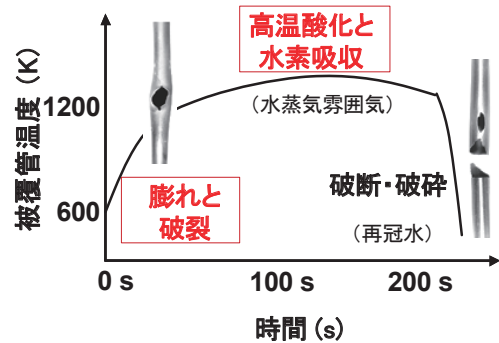
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全研究グループ

冷却材喪失事故(LOCA)とは

一次系圧力バウンダリが破損し、これにより炉心水位が低下するため、燃料棒温度が上昇する。LOCAに備え炉心に冷却水を送り込む緊急炉心冷却系が原子炉には装備されており、まもなく燃料温度は低下する。



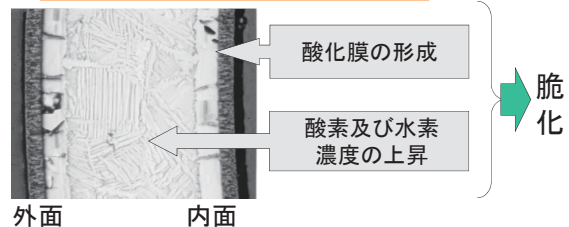
燃料被覆管の温度変化と主な被覆管挙動



被覆管の脆化に関する安全審査指針

- 目的**
被覆管の著しい脆化を防ぎ、炉心の冷却が可能な形状を維持する。(広範な燃料棒の破断や破砕を防止する)
- 基準値**
- 燃料被覆管最高温度は、1200℃以下
 - 酸化割合は、厚さの15%以下
- 根拠**
急冷によっても被覆管が破断しない酸化条件(未照射燃料に対する試験の結果に基づく)

高温酸化した被覆管の断面



高燃焼度化に対応する研究

- 燃料の高燃焼度化**
- 通常運転中の酸化量や水素吸収量の増大
 - 新合金の採用

高燃焼度化がLOCA時燃料挙動に影響を及ぼす可能性

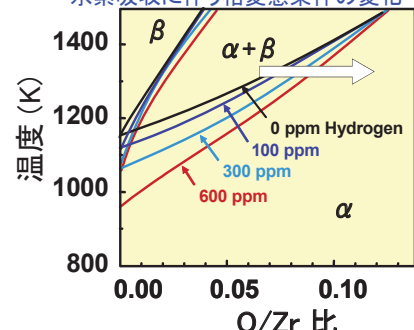
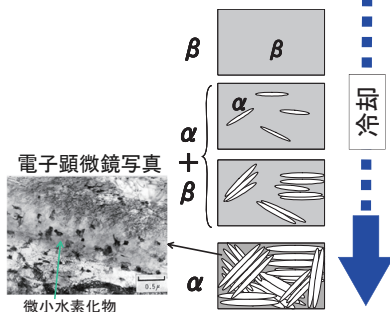
高燃焼度化に対応する安全審査や基準見直しのための知見を取得する必要

- 酸化速度
- 膨れ/破裂挙動
- 急冷時破断条件
- ペレット挙動(OECDハルデン)

水素を吸収した被覆管の脆化メカニズム

冷却に伴う組織の変化

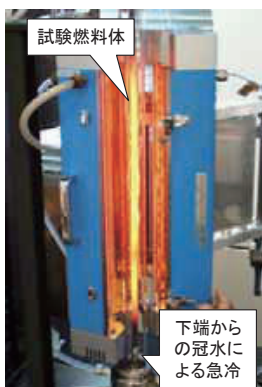
水素吸収に伴う相変態条件の変化



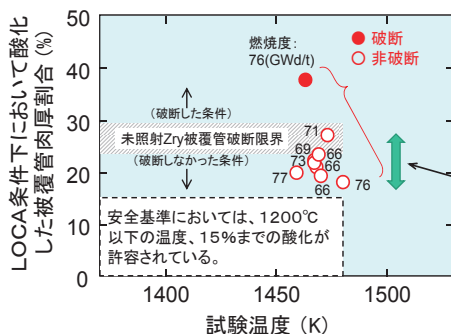
原因① (直接的な影響)
β相だった金属領域への微細な水素化物粒子の分散

原因② (間接的な影響)
冷却時にβ相中に析出するα相中の酸素濃度が上昇→延性低下

急冷時の被覆管破断条件



急冷破断試験
LOCA時の燃料挙動を総合的に模擬。また、拘束による軸方向荷重も考慮し、炉心の冷却可能形状維持に関する直接的かつ合理的なデータを提供



- 水蒸気雰囲気中、1000～1200℃で試験燃料体を酸化した後、冠水により急冷
- スペーサグリッド間で生じる軸方向拘束力も模擬
- 膨れ及び破裂挙動、破断条件等に関するデータを取得

● 高燃焼度化の影響は小さい。
● 基準値は高燃焼度燃料に対しても安全余裕を有する

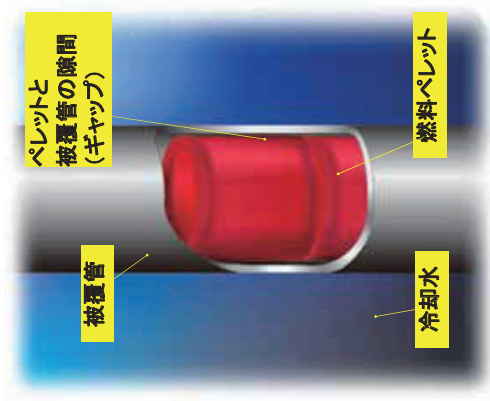


燃料挙動解析コードの開発

安全研究センター
燃料安全研究グループ

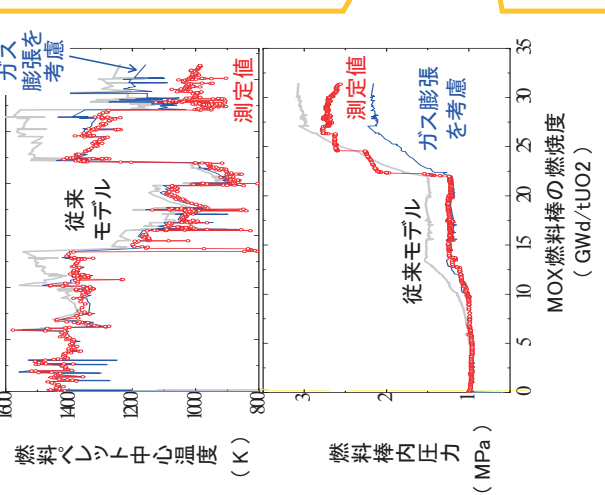
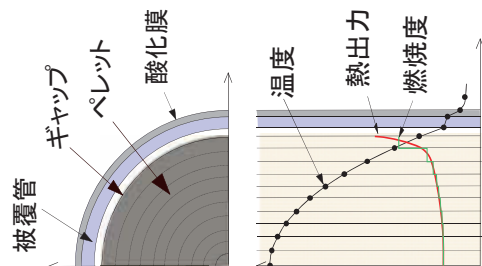
通常運転時燃料解析コードFEMAXI-7 / 事故時燃料解析コードRANNSの開発:

実験では直接測定することのできない燃料内部の状態を把握し、現象理解に役立てるため、NSRR実験やハルデン炉照射試験等で得られた知見やデータを解析モデルとして整理・集約した燃料解析コードFEMAXI-7/RANNSを開発しました(→)。燃料の長期の使用に伴い問題となる反応度事故時PCMI破損の発生条件、FPガス放出量等の正確な予測を目指し、モデル改良を重ねています。

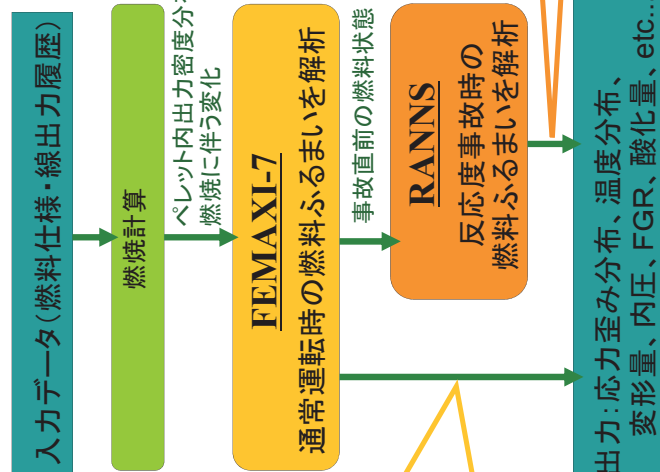


モデル化

- リング要素
- ペレット・被覆管熱物性モデル
- ペレット・被覆管機械特性モデル
- 被覆管表面熱伝達モデル
- FPガス放出モデル、etc...

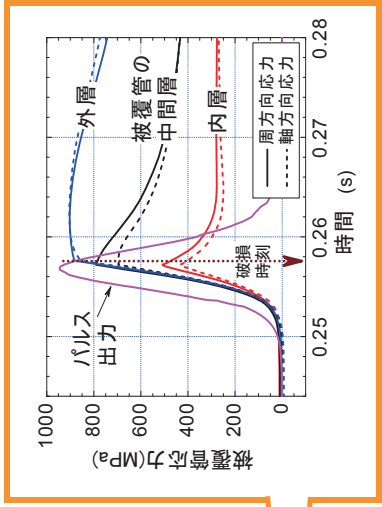


FEMAXI-7によるハルデン炉照射試験解析例



最近の改良:

RANNSの開発により、反応度事故時の急峻な燃料変形挙動の解析が可能になりました(↓)。またFPガス放出モデル、FPガスバブルスエリングモデルを開発し、検証を進めています(←)。



RANNSによるNSRR実験解析例

3.3 機器・構造信頼性研究グループ

確率論的構造健全性評価に関する研究

研究の概要

日本国内における初期の原子力発電所は40年を超えて長期使用されており、高経年化対策の観点から、安全上重要な圧力バウンダリを構成する機器の健全性評価を、高精度に行うことが必要となってきた。現状の高経年化技術評価等では、機器が劣化し破損する確率や破損した場合の影響などを保守的に評価して安全裕度を定めて決定論的に評価が行われている。しかしながら、今後さらなる長期利用を想定すると過度な保守性の最適化や最新知見を反映するなど科学的合理性を考慮した高精度な健全性評価が重要となる。このような背景の下、確率論的破壊力学 (PFM) 解析は、最新の技術的知見を反映しつつ、経年変化や残留応力等の不確かさを考慮して破損確率を評価する手法であり、保守性や安全裕度の相対的、あるいは定量的な評価等を可能とするものとして期待されている。本研究では、安全上重要な機器として、原子炉压力容器及び圧力バウンダリ配管を対象とし、特に溶接残留応力の取扱いに着目して、経年変化を考慮した PFM 解析手法に基づく確率論的構造健全性評価技術を確立し、その活用方策について検討した。

経年劣化事象として重要な中性子照射脆化を伴う原子炉压力容器炉心領域部におけるクラッド部、及び応力腐食割れが顕在化している圧力バウンダリ配管溶接部を対象として、有限要素法に基づき開発した残留応力評価技術による溶接残留応力評価、及び PFM 解析コードの開発並びに溶接残留応力等が原子炉压力容器部や圧力バウンダリ配管の構造健全性に及ぼす影響の評価を行った。主な知見は以下のとおりである。

○原子炉压力容器クラッド部

残留応力測定の実験値との比較を通じて、压力容器クラッド鋼の肉盛溶接時における相変態を考慮した高精度な溶接残留応力解析技術を構築した。構築した解析技術を応用し、クラッド部が原子炉压力容器の健全性に及ぼす影響を評価するとともに、PASCAL ver.2 を用いて加圧熱衝撃時の原子炉压力容器の健全性について評価した。この結果、原子炉压力容器の健全性評価においては、クラッド部の肉盛溶接に伴う残留応力を考慮することが重要であることを示唆する結果を得た。

○圧力バウンダリ配管溶接部

溶接条件ばらつきを考慮した高精度な溶接残留応力解析技術を開発し、配管溶接部の残留応力分布とそのばらつきをデータベース化した。BWR 圧力バウンダリ配管溶接部の応力腐食割れ等を対象とした PFM 解析コード PASCAL-SP を開発し、現行健全性評価法の安全率に関する検討等を行った。この結果、PFM 解析を活用することにより、安全率の保守性に関わる定量的な議論が可能であることを示した。

まとめ

原子炉压力容器および圧力バウンダリ配管を対象とした PFM 解析コードを開発し、原子力発電所の高経年化対策に関する規制基準の高度化に対して、確率論的構造健全性評価の有用性を示した。今後も、構造材料不連続部への応用や高経年化対策に係る基準への活用方策等を継続的に検討し、国内外の学会での発表や論文投稿等を通じて、得られた知見を公表するとともに、規格基準類への反映を目指す。

参考：PASCAL シリーズのダウンロード用 URL: <http://prodas.jaea.go.jp/>

確率論的構造健全性評価に関する研究

原子炉安全研究ユニット
機器・構造信頼性研究グループ

研究背景: 現状と課題

- 初期の原子力発電所は40年を超えて長期使用されており、高経年化技術評価として機器・設備の経年劣化の進行が想定内であり健全性が維持されていることを定期的に点検・検査により確認しながら運用がなされている。現状の高経年化技術評価等では、機器が劣化し破損する確率や破損した場合の影響などを保守的に評価して安全裕度を定めて決定論的に評価が行われている。一方、今後さらなる高経年化を想定すると過度な保守性をとり除いた科学的合理性に基づく高精度な健全性評価が必要となる。
- また、新検査制度の導入に伴い、保全活動の検査に対する合理的な判断に対して、**経年劣化や残留応力等の不確かさを考慮した健全性評価手法の確立は安全規制の高度化に有用である。**
- 確率論的破壊力学(PFM)解析は、最新の知見を反映しつつ、経年変化や残留応力等の不確かさを考慮して破損確率を評価する手法**であり、保守性や安全裕度の定量評価や、確率論的安全評価における故障率(破損頻度)の経年影響評価等を可能とするものである。

研究の目標

- 安全上重要な機器として、**原子炉圧力容器および圧力バウンダリ配管を対象**とし、特に溶接残留応力の取扱いに着目して、経年変化を考慮した**PFM解析手法に基づく確率論的構造健全性評価技術を確立**する。
- 原子力発電所の設備の維持や高経年化対策に関連する規格基準類の科学的合理性に基づく改訂等に資する**技術基盤を構築**する。

原子炉圧力容器クラッド部

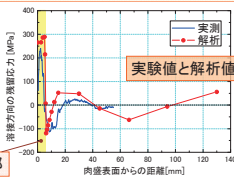
クラッド部の残留応力評価

クラッド部の説明 クラッド部モックアップ試験体 有限要素モデル



クラッド部近傍に発生する残留応力の評価

実験:クラッド部モックアップ試験体を用いて、クラッド部の残留応力を測定した。
解析:試験体と同一形状の有限要素モデルを用いて、クラッド部を模擬した非定常熱弾塑性解析、及び溶接後熱処理を模擬したクリープ解析を実施した。



✓ 実験と解析の比較を通じて、高精度な残留応力解析手法を構築できたことを確認した。
➢ 本手法を以下に示す圧力容器の健全性に及ぼすクラッド部の影響評価に適用する。

クラッド部の残留応力分布(溶接後熱処理)

J. Katsuyama et al., E-Journal of Advanced Maintenance Vol. 2, No. 2, pp. 50-64 (2010)

クラッド部を考慮した原子炉圧力容器の健全性評価

健全性評価を行う上で最も重要な、**加圧熱衝撃発生時の健全性評価法について検討**する。

(クラッド部を考慮)

1. クラッド溶接
2. 溶接後熱処理 (620°C, 6h)
3. 耐圧試験 (20°C, 21.45MPa)
4. 運転状態 (288°C, 15.4MPa)
5. 加圧熱衝撃

比較

(現行の評価:クラッド部なし)

1. 運転状態 (288°C, 15.4MPa)
2. 加圧熱衝撃

加圧熱衝撃に対する容器の健全性評価について、製造工程を忠実に再現した場合と、現行の評価法とを比較した。
西川ら, 機械学会論文集, 76巻, 770号 A編, pp.1286-1294 (2010)

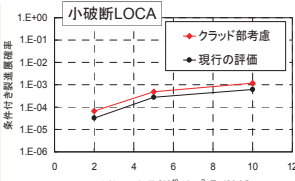
PFM解析コードPASCAL ver.2 (PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR version 2)

原子炉圧力容器炉心領域部に対する中性子照射量や材料の化学成分等のばらつきを考慮して、加圧熱衝撃発生時に圧力容器に**き裂進展や破壊が発生する確率**を計算する解析コード
※現在、本コードに改良を加えたPASCAL ver.3を公開手続き中である。 K. Osakabe et al., JAEA-Data/Code 2006-020 (2006)

応力解析結果を用いて、原子炉圧力容器の内表面にき裂が存在したと仮定した時、そのき裂が進展する確率を**PASCAL ver.2**で計算した。

小破断LOCAの場合、き裂進展確率を比較すると、クラッド部を考慮した場合のき裂進展確率が考慮しない場合の確率よりも高い。

原子炉圧力容器の健全性評価では、クラッド部の考慮が重要であることが示唆された。



クラッド部の考慮の有無による条件付きき裂進展確率の比較

鬼沢ら, 日本原子力学会 平成22年 秋の大会

圧力バウンダリ配管溶接部

配管溶接部の残留応力評価

応力腐食割れや疲労き裂が顕在化する可能性がある配管溶接部においては、**溶接による残留応力**がき裂進展の駆動力となる。

対象部位

条件ばらつきを考慮した溶接シミュレーション + 実測による解析手法の妥当性確認

溶接残留応力分布とばらつきをデータベース化 ⇒ PFM解析に用いる入力データに利用

勝山ら, 溶接学会論文集, 第28巻, 第2号, pp.193-202 (2010)

欠陥評価に用いる安全率に関する検討

PASCAL-SPの開発

PFM解析コードPASCAL-SP

(PFM Analysis of Structural Components in Aging LWR - Stress Corrosion Cracking at Welded Joints of Piping)
原子炉配管溶接部における応力腐食割れ・疲労き裂進展を対象とし、運転状態・供用期間中検査・地震・残留応力等のばらつきを考慮して、**漏えい確率や破損確率**を評価する解析コード
※本コードは既に開発完了し、一般公開済みである。 H. Itoh et al., JAEA-Data/Code 2009-025 (2009)

現在のJSME維持規格

- 供用期間中検査で検出されたSCC欠陥に対し**欠陥評価**を実施
- ✓ 欠陥評価では下表の**許容状態A~D**について**破壊評価**を実施
- ✓ 各許容状態A~Dの破壊評価において、評価式で用いる**安全率SF**を規定

$$P_s' = (SF) \left(P_m + P_b + \frac{P_c}{(SF)} \right) - P_m$$

クラス1 オーステナイト系ステンレス鋼管、フェライト鋼管における安全率SF

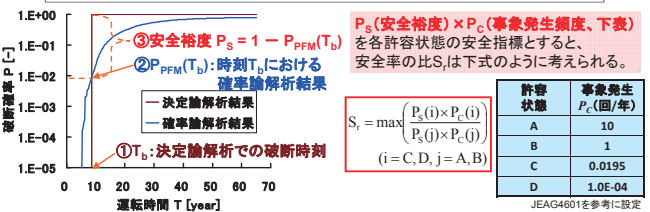
許容状態	安全率SF
A, B (通常運転)	2.77
C, D (緊急・損傷状態)	1.39

破断評価式(極限荷重法)

PASCAL-SPを用いた安全率SFの検討

- ✓ ①**決定論解析(安全率考慮)**と②**PFM解析**で破断確率を算出 ⇒ ③**安全裕度**を定量的に評価する。
- ✓ 事象の発生頻度を設定し、**安全率の比を基に保守性**を検討する。

例)BWR PLRライザー管(300A, SUS316NG)の許容状態A, Bに対する解析結果



300A~600A配管について行ったPFM解析結果から、 $SF_{CD} = 1.04$ と算出された。これより、現状の $SF_{CD} = 1.39$ は十分保守的な設定であることが示唆された。

➡ **解析条件を精度良く定めることにより、より定量的な議論が可能**

鬼沢ら, 日本原子力学会 平成22年 秋の大会

まとめ

- 原子炉圧力容器および圧力バウンダリ配管を対象としたPFM解析コードを開発し、原子力発電所の高経年化対策に関する規制基準の高度化に対して、確率論的構造健全性評価の有用性を示した。
- 今後も、構造材料不連続部への応用や高経年化対策への活用方策等を継続的に検討し、国内外の学会での発表や論文投稿等を通じて、得られた知見を公表するとともに、規格基準類への反映を目指す。

平成16~21年度 原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価調査」の成果

3.4 リスク評価・防災研究グループ

リスク評価・管理技術に関する研究

確率論的安全評価（PSA）は、原子力施設で起こり得る事象を対象に、炉心損傷事故等の発生頻度と公衆や社会への影響を定量的に推定し、潜在的なリスクを総合的に評価する手法である。これは様々な意思決定を安全上の重要度を考慮して合理的に行うための有力な参考情報を与えるものであり、我が国を含めた各国において PSA 手法の整備と活用が進められている。本研究グループは、原子力施設のもつ潜在的なリスクに関する情報を活用した合理的で透明性の高い規制の構築を支援するため、以下の課題に取り組んでいる。

1. リスク情報の活用（PSA 手法の高度化・開発整備、事故故障分析）

(1) 原子炉施設でのリスク情報活用（未来を拓く原子力 2007）

原子力発電所のリスク評価の結果を、達成すべきリスク抑制水準（安全目標）と比較する場合など、評価結果の不確かさの情報は重要である。このうち、公衆のリスクの評価に必要なソースターム（放射性物質の環境へ放出されるタイミングと、環境への放出量）については、現象が複雑で長時間の計算が必要なため、不確かさの評価手順は確立されていなかった。そこで、原子力機構で開発したシビアアクシデント解析コード THALES2 を用いたソースタームの不確かさ評価手順を構築し、国内代表プラントの一つである BWR5/Mark-II プラントの評価に適用した。

不確かさ評価手順は、「不確かさ因子の抽出」、「変動パラメータの選定」、「変動パラメータの確率分布の検討」、「不確かさ伝播解析の実施」で構成される。特に、「不確かさ因子の抽出」では、シビアアクシデント時の事故進展を四つの段階に分割し、系統的に重要因子の抽出を行った。また、「変動パラメータの確率分布の検討」では、既往の研究の知見や専門家判断を調査し反映することが評価結果の信頼性を高める上で重要と考え、最新知見との整合性や対象プラントへの適用性などデータの信頼度に基づき設定する方法を検討した。

格納容器が過圧破損に至る 6 つの事故シナリオを対象に、この手順に従いソースタームの不確かさ伝播解析を実施し、不確かさの幅や不確かさに寄与するパラメータなどの情報を得た。例として、ヨウ化セシウム（CsI）の放出量の不確かさ幅を示す。結果はサンプリング数に応じて累積確率分布で得られるが、ここでは 5%値、95%値、平均値で代表させた。平均値は、初期炉内内蔵量に対し 10%程度であり、1～2桁程度の不確かさ幅を持つことが明らかになった。

(2) 核燃料施設でのリスク情報活用（未来を拓く原子力 2006）

核燃料施設では、原子炉施設とは異なり核燃料などの放射性物質が各工程や保管箇所等に分散して存在し、多様な事故が想定される。そのため、同施設の PSA では、施設全体から抜け落ちなく潜在的な異常事象を同定し（網羅性）、数多くの異常事象候補の中から有意な数の事象を選別し（効率性）、詳細な評価を行う（精度の確保）手法開発が必要となった。

開発した PSA 実施手順は、「概略的な PSA」、「より詳細な PSA」の 2 段階で構成される。まず、「概略的な PSA」にて、ハザード分析により潜在的な異常事象を抽出し、リスクマトリックスを基にリスク上重要な異常事象候補を選別する。次に「より詳細な PSA」にて、これらの事象に対し、原子炉施設と同様な手法による事故シナリオ分析、発生頻度評価に加え事故影響評価を行う。

検討した PSA 実施手順に従い、モデルプラントを対象に、一連の分析を実施し、発生頻度及び放射性物質放出量の評価結果からリスクプロファイル図を作成して、リスク上重要な事故シナリオ設備・機器を同定した。

(3) 新重要度指標の提案（未来を拓く原子力 2010）

PSA では、機器の故障率や人の過誤率を入力変数として原子炉の炉心損傷頻度等を評価する。これらの変数は不確実さを持ち、確率分布で表される。PSA では、入力変数の不確実さ情報を用い、モンテカルロ法で出力変数の不確実さを求めることが一般的であり、以下の手順で行われる。

- 1) 各入力変数の確率分布に沿ってランダムに値をサンプリングし、一組の入力変数のセットを造る。これを繰り返し、数千から数万個のセットを作成する。
- 2) 各セットの入力変数の値を用いて計算し、出力変数Yの値を求める。
- 3) 得られた数千から数万個のYの値から、Yの確率分布を求める。

一方、Yの不確実さに大きく寄与する入力変数を見いだすために、感度解析を行う必要がある。従来の感度解析手法では、出力変数の不確実さを分散で表し、ある入力変数を固定した場合の出力変数の分散の平均値と全ての入力変数の不確実さを考慮した場合の出力変数の分散との比をとり、当該入力変数の重要度と定義する。しかし、出力変数の確率分布の歪みが大きい場合、分散で確率分布の不確実さを適切に表すことはできなかった。

そこで、出力変数の確率分布の歪みが大きい場合でも出力変数の不確実さに大きく影響する入力変数を同定できるよう、新重要度指標を提案した。全ての入力変数の値を変動させ、得られた出力変数Yの累積分布関数（CDF）を $F_Y(y)$ 、着目した入力変数 X_i をある値に固定し、他の全ての入力変数を変動させ得られたYの条件付き累積分布関数を $F_{Y|X_i}(y)$ とし、二つの分布間の相違（面積： $s(X_i) = \int |F_{Y|X_i}(y) - F_Y(y)| dy$ ）によるYの不確実さへの影響を評価する。そして、 $F_{Y|X_i}(y)$ と $F_Y(y)$ の間に生じた相違 $s(X_i)$ の期待値を新重要度指標と定義した。そして、この新重要度指標を適用してPSAにおける不確実さ及び感度解析を行う汎用コードGSALab（Global Sensitivity Analysis Lab）を開発することで、より精度の高いPSAの結果を得ることが可能となった。

(4) 環境影響評価モデルOSCAARの妥当性検証（未来を拓く原子力 2009）

環境中における放射性核種の移行挙動を評価し、人への被ばく経路を予想し、被ばくの程度を推定するため、様々な数学モデルが用いられる。これらの評価モデルの結果が安全や許容レベルに関する規制の判断等に用いられる場合、科学的な理解だけでなく公衆の理解を得るという点からも、測定データに対する評価結果の信頼性の程度を明らかにしておくことが重要である。このような観点から、放射性核種の生態圏における移行モデルの妥当性を検証するための国際共同研究に参加し、様々な被ばく状況、環境媒体及び放射性核種について、野外の実測データを利用して関連する移行モデルの妥当性、信頼性の検証研究を進めている。

その一つとして、国際原子力機関（IAEA）のEMRAS計画に参加し、チェルノブイリ事故で得られた野外の測定データを利用して、原子力施設の確率論的安全評価に用いるため原子力機構で開発した環境影響評価モデルOSCAARにおける生態圏移行及び被ばく評価モデルの妥当性を検討した結果を示す。ここでは原子力施設に起因する環境影響評価で重要なI-131とCs-137に着目し、大気、土壌、農畜産物などの環境媒体中のI-131とCs-137の測定データを用いて、大気から農作物、土壌から農作物、牧草から畜産物への移行モデル及び人のヨウ素代謝モデルの妥当性を検証した。このような研究からモデルの予測性能を検証し、モデルやパラメータの不確かさを評価して、環境評価モデルの信頼性向上に役立てている。

(5) 事故・故障分析（未来を拓く原子力 2008）

原子力施設、特に原子力発電所で事故が起ると、その被害は甚大に及ぶ可能性がある。そのため、実際に起こった事故や故障の事例を数多く集めて分析を行い、再発を防ぐための対策を検討することは不可欠であり、また、こうした分析を継続的に行うことも重要である。原子力機構では、旧原研の頃からこのような活動を進めている。

ここでは、最近の分析結果の一例として、PWRの原子炉圧力容器や一次冷却系配管等で発生する一次冷却水応力腐食割れ（PWSCC）の事例を示す。原子炉圧力容器や一次冷却系配管が破れると冷却材喪失事故（LOCA）が起これ、原子炉の冷却や放射性物質の閉じ込めといった機能の一部が失われる。こうした重大な事態になるのを防止するのに役立つ知見を得るため、PWSCCの発生箇所やその発見方法について分析を行った。これによれば、PWSCCは、原子炉圧力容器上蓋に取り付けられている制御棒駆動機構（CRDM）ノズルや加圧器ヒータスリーブといった高温の環境にさらされる機器に多く見られることが分かった。また、PWSCCの発見には、目視による検査の他、検査対象箇所に応じて超音波試験あるいは渦電流試験などを適宜組み合わせることが重要であることが分かった。この他、修理方法についても分析を行い、我が国の原子力発電所におけるPWSCCの早期発見の方法や対策の検討に役立つ情報としてまとめた。これらの成果は、随時、原子力安全委員会や原子力安全・保安院、電力会社などの関係機関に提供されている。

2. 原子力防災に関する技術的支援研究

(1) 緊急時専門家支援のための技術マニュアルの整備

原子力緊急事態が発生した際、原子力専門家はオフサイトセンター等に参集し、プラントデータや気象データ、モニタリングデータ等を用いて、事故の進展状況及び環境への影響を評価するとともに、必要に応じて住民への防護対策の実施方法を検討、判断し、関係機関に対して助言を行うことになる。緊急事態での限られた状況において得られた各データや、時間の制約がある中で効率的に判断を行うためには、必要なデータを体系的に集約し、迅速に活用できるよう整備しておく必要がある。

そこで、緊急時の意思決定プロセスにおける専門家を支援することを目的に、事故進展解析、ソースターム評価、大気拡散評価、及び線量評価に関する評価手順とデータベースからなる技術マニュアル案を整備した。さらに、本マニュアルを支援するためのPCベースのツールを整備した。本ツールは、現場の事故条件および気象条件を入力して、ソースターム評価から大気拡散評価及び線量評価を迅速に行い、被ばく線量等の評価結果を地図上に表示することで、専門家が防護対策実施の判断に役立てるためのものである。

参考文献

- 未来を拓く原子力 2006, 5-2 MOX燃料加工施設のリスク情報の活用をめざして -MOX燃料加工施設のPSA手法の整備-
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2006/5_2.html
- 未来を拓く原子力 2007, 5-1 原子力施設のリスク情報活用を目指して -ソースタームの不確かさ評価手法の整備-
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2007/5_1.html
- 未来を拓く原子力 2008, 5-1 運転経験から学ぶために -加圧水型原子力発電所における1次冷却水応力腐食割れ事例の分析-
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2008/5_1.html
- 未来を拓く原子力 2009, 5-1 チェルノブイリデータで環境評価モデルを検証する -環境影響評価モデルOSCAARの妥当性検証-
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2009/5_1.html
- 未来を拓く原子力 2010, 6-6 リスク評価結果の不確かさへの寄与を調べる -新重要度指標の提案と汎用コードの開発-
http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai/2010/6_5.html



リスク評価・管理技術に関する研究

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

リスク評価・防災研究グループ

はじめに

本グループでは、原子力施設のもつ潜在的なリスクに関する情報を活用した合理的で透明性の高い規制の構築を支援するため、以下の研究に取り組んでいます。

1. リスク情報の活用 (PSA手法の高度化・開発整備、事故故障分析)

- 原子力施設を対象としたリスク情報の安全規制への活用を実施する上で、リスク評価結果に付随する不確実さの大きさや不確実さに寄与する要因を明らかにすることは重要な課題です。そのため、不確実さ・感度解析の手法整備やその高度化を目指すとともに、国の安全規制の枠組みやその構築に参考となるような技術的な基礎情報の検討を実施しています。
- また、核燃料サイクル施設のリスクを評価するため、その評価手順を整備するとともに、事故時の影響評価に必要な放射性物質の放出割合等の基礎的データを収集・分析しています。
- 海外の原子力施設での事故・故障を調査し、安全性に係わる課題の抽出やリスクの傾向の分析を行い、原子力施設の安全性向上に役立てています。

2. 原子力防災に関する技術的支援研究

- 「原子力施設等の防災対策について(防災指針)」の見直しに資するため、PSA手法を活用し、防護対策指標等の整備に向けた技術的課題の検討を進めています。
- また、地域防災計画策定支援に資するため、PSA手法を活用し、最適な防護対策戦略のための研究を実施しています。

まとめ

【これまでの主な研究成果(第1期中期計画:H17-21年度)】

1. リスク情報の活用

- PSA手法の高度化・開発整備**
 - レベル2及び3PSAの不確実評価手法を整備するとともに(①)、重要度指標の新計算手法を提案(③)。
 - MOX燃料加工施設の内的事象PSA手法を整備し、実施手順書を作成(②)。事故影響評価に必要な基礎的データを整備するとともに、再処理施設PSA用機器故障率を整備し、核燃料サイクル施設の性能目標策定手順を提示。
 - 国際原子力機関(IAEA)のEMRAS(放射線安全のための環境モデリング)計画にて、チェルノブイリデータを基にレベル3PSAコードOSCAARの妥当性を検証(④)。

● 事故・故障分析

- 2005~2009年にOECD/NEA-IAEAの事象報告システム(IRS)に報告された事例378件(非公開)及び国際原子力事象評価尺度(INES)に報告された事例141件について、内容を分析。
- 安全上重要な事象として、米国PWRにおける一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例及び安全弁・逃がし弁の設定点変動事例に関して分析を行い、発生箇所、原因、対策などを整理(⑤)。

2. 原子力防災に関する技術的支援研究

- レベル2/3PSA手法を用い、短期防護措置の複合的実施の課題(防護指標、実施範囲、時期)を分析。また、長期防護措置の介入レベルの最適化に関する費用便益分析を実施し、技術的課題を抽出。
- 地方自治体と協力し、避難施設の選べ機能調査・解析を実施し、地域防災計画策定に貢献。
- 緊急時専門家支援のため、事故進展・ソースタム評価、線量評価の評価手順及びデータベースを含む技術マニュアル一案等を作成(⑥)。

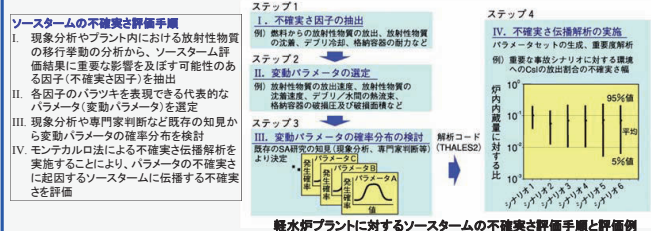
研究成果の概要

● PSA手法の高度化・開発整備

① 原子力施設でのリスク情報の活用

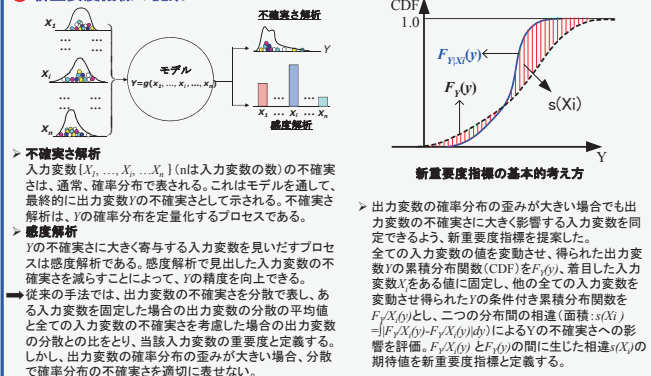
原子力発電所のリスク評価の結果を、達成すべきリスク抑制水準を示す安全目標と比較する場合など、評価結果の不確実さの情報は重要である。しかし、公衆のリスクの評価に必要なソースタムに関する不確実さの評価には、現象が複雑で長時間の計算が必要のため、その評価手順は確立されていなかった。

本研究では、シビアアクシデント解析コードTHALES2を用いたソースタムの不確実評価手順を構築し、それを国内代表プラントの一つであるMark-II格納容器型BWRプラントの評価に適用した。



軽水炉プラントに対するソースタムの不確実評価手順と評価例

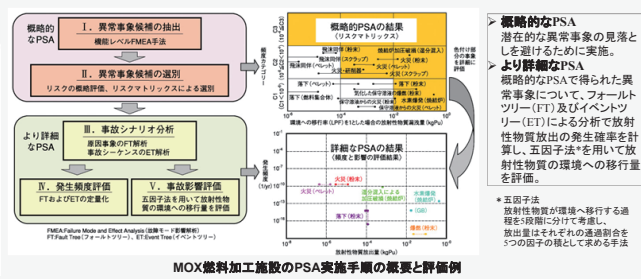
③ 新重要度指標の提案



② 核燃料施設のリスク情報の活用

原子炉施設とは異なり、核燃料などの放射性物質が各工程や保管箇所等に分散して存在し、多様な事故が想定される。

核燃料施設のPSAでは、施設全体から抜け落ちる潜在的な異常事象(異常事象候補と呼ぶ)を同一し(網羅性)、数多くの異常事象候補の中から有意な数の事象を選別し(効率性)、詳細な評価を行う(精度の確保)ための手法開発が必要となる。

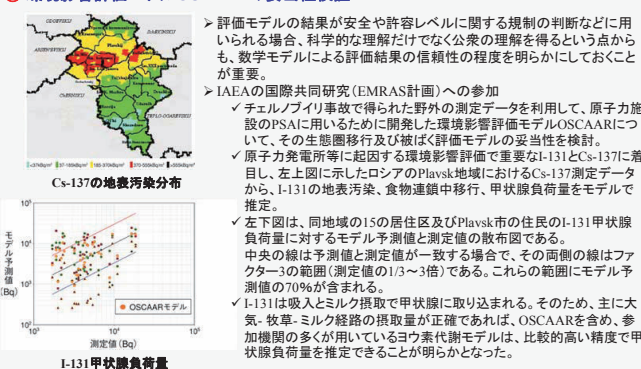


網羅的なPSA
潜在的な異常事象の見落としを避けるために実施。

より詳細なPSA
網羅的なPSAで得られた異常事象について、フォールトツリー(FT)及びイベントツリー(ET)による分析で放射性物質放出の発生確率を計算し、五因子法を用いて放射性物質の環境への移行量を評価。

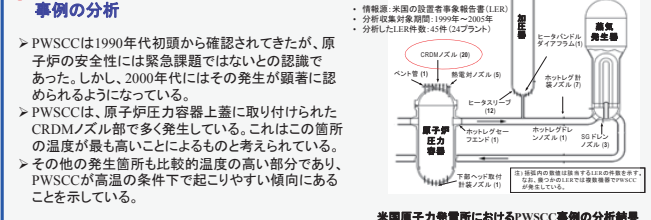
● 五因子法
放射性物質が環境へ移行する過程を段階に分けて考慮し、放出量はそれぞれ透過割合を二つの因子の積として求める手法

④ 環境影響評価モデルOSCAARの妥当性検証



● 事故・故障分析

⑤ 一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)事例の分析

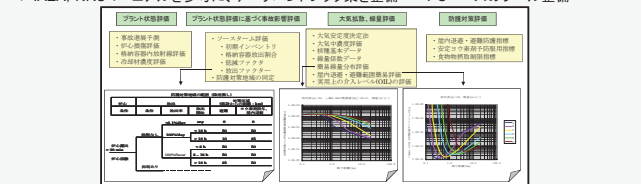


● 原子力防災に関する技術的支援研究

⑥ 緊急時専門家支援のための技術マニュアルの整備

限られたプラント情報や時間の制約の中で効率的に判断が行えるよう必須のデータ等を体系的に集約

IAEA, NRCマニュアルを参考に、データハンドブック案を整備 → PCベースのツール整備



3.5 サイクル施設安全研究グループ

核燃料サイクル施設の火災事故時の閉じ込め評価研究

緒言：

当研究グループでは、核燃料サイクル施設の安全性の確認に資するため、火災事故時の閉じ込め機能の健全性を評価するための手法の整備を進めている。同施設に存在する各種有機材料の燃焼に伴う煤煙化率等の燃焼特性データ及びHEPAの差圧上昇データ等を実験的に取得するとともに、これらを相互に関連づけることにより具体的な火災事故シナリオに基づいたHEPAの差圧上昇の時間的進展を評価した。

試験：

試験には原子力機構が所有する火災時ソースターム実験装置を用いた。同施設に存在する代表的な有機材料として、グローブボックスパネル材(アクリル(PMMA)及びポリカーボネート(PC))及びケーブル被覆材(エコマテリアルケーブル(EM-E/F)及び高難燃ノンハロゲンケーブル(NH-E/F))を試験対象とした。一边を5mm程度に粒状化した試験体約60gを燃焼させ、試験体の質量減少速度や煤煙放出速度等の燃焼特性データと煤煙の目詰まりによるHEPAフィルタの差圧上昇データを、ハロゲンスポットヒータを用いて試験体に供給する輻射熱流束の大きさ(~40 kW/m²)及び試験体に対する給気流速等をパラメータとして、それぞれ取得した。

試験結果及び考察：

燃焼セル内への給気流速と試験体の燃焼に伴う質量減少速度及び煤煙化率(単位燃焼質量当たりの煤煙発生量)の関係をそれぞれ示す。また、HEPAの単位濾過面積当たりの積算煤煙負荷重量と差圧の関係を示す。PMMAに40 kW/m²の輻射を与えた場合をのぞき、質量減少速度は給気流速に対して大きな影響は受けないことがわかる。一方、煤煙化率は給気流速が大きくなるに従って大きくなる傾向がみられた。PMMAとEM-E/F及びPC(40 kW/m²条件)の燃焼では、HEPAの単位濾過面積当たりの煤煙負荷重量と差圧との間に二次の関係を見いだすことができ、両者間のフィッティングによりHEPAの目詰まり係数を算出した。NH-E/Fでは、この関係を見いだすことができず、煤煙負荷重量が少量の範囲では差圧上昇は緩やかであったが、その後の煤煙負荷重量の増大に伴って急激に増大した(40 kW/m²条件)。PMMAは燃焼による質量減少速度が他の試験体よりも大きい(すなわち燃焼速度が大きい)が、逆に煤煙化率は最も小さい値となった。さらにPMMAの燃焼によって発生する煤煙は、他の試験体のものよりもHEPAの目詰まりをもっとも早く引き起こすことがわかる。

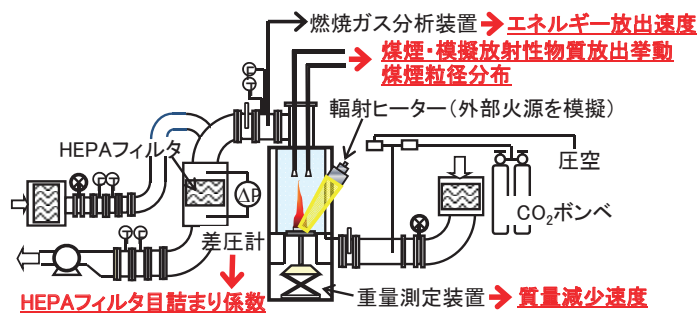
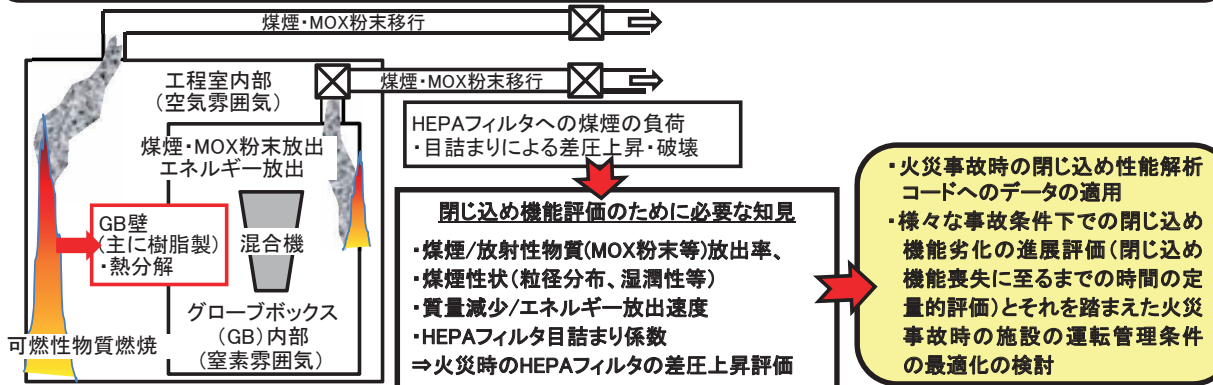
火災事故時の閉じ込め機能の健全性評価のためには、HEPAが破損するまでの猶予時間を見積もることが重要である。そこで、これらの有機材料の燃焼に伴う質量減少速度、煤煙化率及びHEPAの目詰まり係数を組み合わせることで、具体的な火災事故シナリオに基づいたHEPAの差圧上昇の時間的進展を評価した。最下図は各物質が50 cmφの円に相当する燃焼面積で一様に燃焼するものと仮定した場合の評価結果である。この例ではPMMAは1.5時間以降では、差圧上昇が最も低い結果となったが、逆にNH-E/Fは、煤煙の負荷が進むと急激に差圧が上昇することがわかった。

核燃料サイクル施設に存在する可燃性物質に対してこのような知見を蓄積し、これらを組み合わせることで、閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間を定量的に推定することが可能となり、事故拡大防止の観点から重要な猶予時間を踏まえた施設の運転管理条件の具体化への反映が期待される。

核燃料サイクル施設の火災事故時の閉じ込め評価研究

Study on Evaluation of Confinement Capability of Fuel Cycle Facility under Fire Accident
 サイクル施設等安全研究ユニット サイクル施設安全研究Gr ○阿部 仁、鹿島陽夫、内山 軍蔵

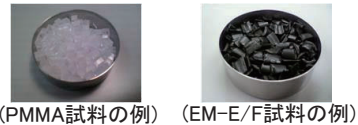
目的:核燃料サイクル施設の火災・爆発等の事故時における可燃性物質の燃焼特性、放射性物質の放出・移行特性等に関する基礎データの取得を行い、安全評価のための技術的知見を蓄積する。



火災時ソースターム実験装置の概要

試験試料:

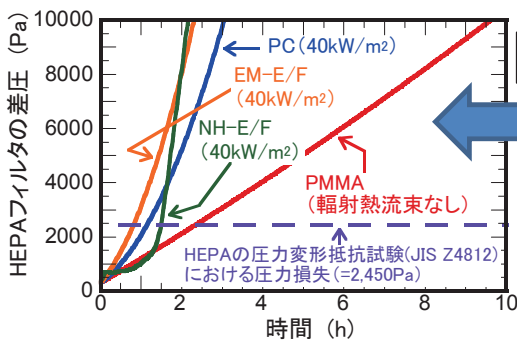
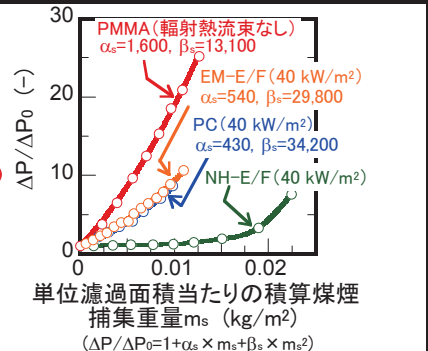
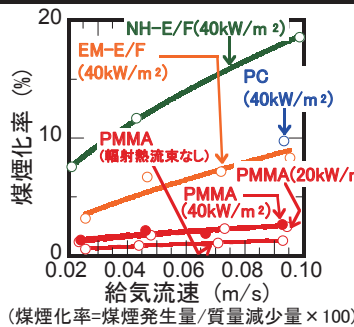
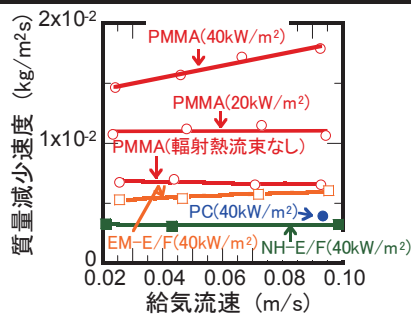
- 2種類のグローブボックスパネル材料 (アクリル(PMMA)及びポリカーボネート(PC))
 - ・PMMA: 可燃性、PC: 自己消炎性
- 2種類のケーブルシース材料 (EM-E/F及びNH-E/F)
 - ・EM-E/F: 60度傾斜難燃試験に合格
 - ・NH-E/F: 垂直トレイ燃焼試験(VTFT)に合格



(PMMA試料の例) (EM-E/F試料の例)

試験パラメータ:

- ・給気流速、給気酸素濃度、放射熱量等



火災時のHEPAフィルタ差圧上昇評価結果の一例

各物質の燃焼に伴うソースタームデータ及びHEPAフィルタ目詰まり評価データを、様々な燃焼条件下で取得
 ⇒これらを組み合わせることで、閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間を定量的に推定することが可能
 ⇒事故拡大防止の観点から重要な猶予時間を踏まえた施設の運転管理条件の具体化への反映

* 本報告は、(独)原子力安全基盤機構からの受託事業「平成21～22年度火災時エアロゾル評価試験」の成果の一部である。

3.6 廃棄物安全研究グループ

岩盤中での物質の移行挙動を解明する

ー 地下の還元的な条件における収着実験 ー

高レベル放射性廃棄物の地層処分は、使用済燃料を再処理した後に残る高レベル放射性廃液をガラス固化した後、オーバーパックという鉄の容器で密封し、その周辺をベントナイトという粘土鉱物を主成分とした緩衝材で覆い、300m より深い安定な岩盤中に埋設する方法です。高レベル放射性廃棄物の中には、長寿命の放射性核種が含まれているので、地層処分の安全性を評価する際には、長い期間のうちにはそれらが溶け出し、岩盤中を移行し、人間に被ばくを与える可能性を考慮します。放射性核種が岩盤中を地下水の流れによって移行する際には、岩盤を構成する鉱物に収着されることにより、その移行が遅延されることが期待されています。そこで、処分場のまわりの岩盤内で、放射性核種がどのように移行し得るかを理解する必要があります。地下深部は地表に比べて酸素が乏しく還元性の条件になっており、また、地下水中の塩濃度によって放射性核種の収着性が影響される可能性があります。

本研究では、天然の岩盤から地下の還元状態を変化させないように注意しながら採取した地下水と岩石を用いて、地下水の塩濃度が放射性核種の収着性に与える影響を調べました。地下の還元状態を維持するため、アルゴンガスを循環させたグローブボックスを使用して、酸素濃度の非常に低い雰囲気（1ppm 以下）において実験を行いました。

地層処分の安全性評価において被ばく線量を支配する元素の 1 つであるセレンの砂質泥岩への収着性は、地下水の塩濃度（NaCl や NaNO_3 の濃度）が高くなることによってやや低下するものの、低下の程度は緩やかであることが確認されました。また、セレンは岩石に収着しにくい負イオンを形成しますが、還元性の実験環境では鉱物表面との特異的な結合により、陽イオンであるセシウムと同等の収着性を有することがわかりました。

このように、岩盤中の鉱物には放射性核種を収着する働きがあることを実証し、地下水の塩濃度に変化してもこの働きが大きく阻害されることがないことを確認しました。処分場のまわりで起こりうる環境の変化によって、放射性核種を収着する働きがどのように変化するかについて、信頼性のある評価に必要な情報の蓄積を進めています。（本研究は原子力安全・保安院「平成 18 年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」として実施した。）

● 参考文献

飯田芳久ほか，地下の還元的な条件下でのセレンの砂質泥岩への収着分配係数，原子力バックエンド研究，vol.15, no.2, 2009, p. 57-67.



岩盤中での物質の移行挙動を解明する — 地下の還元的な条件における収着実験 —

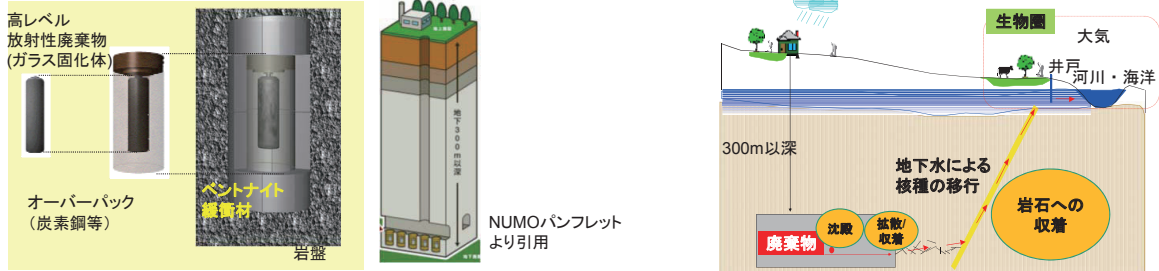
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 廃棄物安全研究グループ

(本研究は原子力安全・保安院「平成18年度放射性廃棄物処分の長期的評価手法の調査」として実施した)

概要

高レベル放射性廃棄物の地層処分は、使用済燃料を再処理した後に残る高レベル放射性廃液をガラス固化した後、オーバーパックという鉄の容器で密封し、その周辺をベントナイトという粘土鉱物を主成分とした緩衝材で覆い、300mより深い安定な岩盤中に埋設する方法です。高レベル放射性廃棄物の中には、長寿命の放射性核種が含まれているので、地層処分の安全性を評価する際には、長い期間のうちにはそれらが溶け出し、岩盤を移行し、人間に被ばくを与える可能性を考慮します。放射性核種が岩盤中を地下水の流れによって移行する際には、岩盤を構成する鉱物に収着されることにより、その移行が遅延されることが期待されています。そこで、処分場のまわりの岩盤内で、放射性核種がどのように移行し得るかを理解する必要があります。地下深部は地表に比べて酸素が乏しく還元性の条件になっており、また、地下水中の塩濃度によって放射性核種の収着性が影響される可能性があります。

本研究では、天然の岩盤から地下の還元状態を変化させないように注意しながら採取した地下水と岩石を用いて、地下水の塩濃度が放射性核種の収着性に与える影響を調べました。



岩石および地下水の採取

地下の還元的な状態を維持したまま地下水と岩石を採取するため、極力空気に触れさせないように工夫をして掘削を実施しました。

- 掘削には、脱気した水にアルゴンガスを吹き込んだ掘削水を用い、地下水と岩石の急激な酸化を防止。
- 地下水試料は密閉型採水器で採取し、高純度アルゴンガス雰囲気下で凍結。
- コアの地上出口は無酸素水中コア取扱システムに接続されており、コアは無酸素水中で15 cmに切り分け、さらにグローブボックス内で厚さ5 mmのディスク切り分けた。
- ディスクをゴムスリーブ、アルミニウムラミネートからなる三重袋に包装し、三軸加圧容器中に無酸素水で加圧した状態で保管。



密閉型採水器による
地下水試料の採取



孔口の水槽における
コアの回収、チューブ
への収納



無酸素水を満たした
水槽内での切り分け

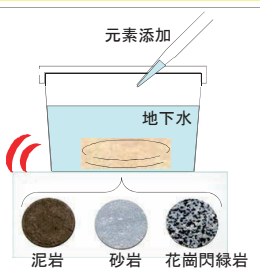


三重袋(ラミジップ)に
包装されたディスク状
試料

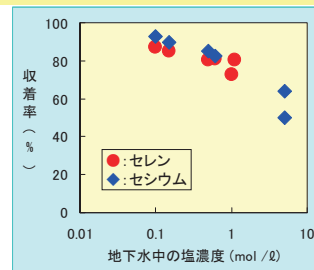
還元環境下における核種の収着性に与える塩濃度の影響

結果の例として、地層処分の安全性評価において被ばく線量を支配する元素の1つであるセレンとセシウムについて砂質泥岩への収着性を示します。セレンは岩石に収着しにくい負イオンを形成しますが、還元性の実験環境では鉱物表面との特異的な結合により、陽イオンであるセシウムと同等の収着性を有することがわかりました。また、収着率は地下水の塩濃度が高くなることによって緩やかに低下するものの、その影響は顕著ではないことが確認されました。

このように、岩盤中の鉱物には放射性核種を収着する働きがあることを実証し、地下水の塩濃度が変化してもこの働きが大きく阻害されることがないことを確認しました。処分場のまわりで起こりうる環境の変化によって、放射性核種を収着する働きがどのように変化するかについて、信頼性のある評価に必要な情報の蓄積を進めています。



地下の還元状態を維持するため、アルゴンガスを循環させたグローブボックスを使用して、酸素濃度の非常に低い雰囲気(1ppm以下)において実験を行いました。



セレンの収着性は、地下水の塩濃度(NaClやNaNO₃の濃度)が高くなることによってやや低下するものの、低下の程度は緩やかであることが確認されました。

3.7 高経年化評価・保全技術研究グループ

ふげんを活用した軽水炉の高経年化調査研究 保全技術等有効性確認試験(配管減肉)

配管減肉については、「高経年化対応技術戦略マップ 2009」の検討において、配管減肉管理の信頼性向上を目的とした「評価手法の妥当性及び精微化のための長期運転状況下に於ける各種データ・知見の収集を行っていくこと、並びに、減肉メカニズムの解明が必要であること」が指摘されている。それに従い、本調査研究では、解体撤去が進められている原子炉廃止措置研究開発センター（ふげん）の実機材を用いて、解体実施工程に基づいて以下の調査研究を進めてきた。

① 配管減肉状態の測定

ふげんの主蒸気管、抽気管、給水加熱器付近の高圧給水管を中心にこれまでに調査対象箇所全 148 箇所（総数約 28,000 ポイント）の配管減肉状態の測定を実施した。また、「接触式 3次元座標測定装置」、「レーザ顕微鏡」等による腐食減肉面の観察などの詳細調査を行った。この配管減肉状況の調査結果から、「必要肉厚」を下回る箇所が皆無であることが確かめられた。このことから、プラント供用期間中の「ふげんの配管減肉管理方法」が、保守的で妥当であることが確認できた。

また、減肉率に負の値を示すなどのばらつきが少なくなく、従来から知られる公称肉厚の他に、曲げ管部、溶接部などに存在するマクロな変形分布が測定値に影響することを明らかにすることができた。減肉率の平均値は低い値（ $<0.10\text{mm}/10,000\text{h}$ ）を示し、腐食面に「鱗片模様」あるいは「オレンジピール」と呼称される組織は観察されなかったことから、FAC（流れ加速型腐食）の事象の存在は確認できなかった。

② 熱流動解析及び PASCAL-EC による減肉解析

一次元熱流動解析コード（NETFLOW++）により、「ふげん」の配管減肉管理対象箇所の流動状態を確定するために必要な環境条件（温度、圧力、流量、乾き度、ボイド率、クオリティ等）を求め、三次元熱流動解析及び PASCAL-EC（減肉配管構造信頼性解析コード）による減肉解析などを実施し、超音波厚さ計による減肉測定結果との比較、検討を行った。PASCAL-EC による推定値は、ほぼ全ての配管で実測平均減肉率を若干下回る低い値を示した。また、レイノズル数との相関は認められなかった。

③ 配管減肉データベースの構築

「ふげん」の減肉管理対象箇所の主要な配管系統の、150A 以上のほぼ 100%を網羅する配管減肉状況の調査データと、運転条件（運転温度、運転圧力、水質分析結果等）、及び材料記録（ミルシート）記載情報等を収録したデータベースを構築した。

ふげんを活用した軽水炉の高経年化調査研究

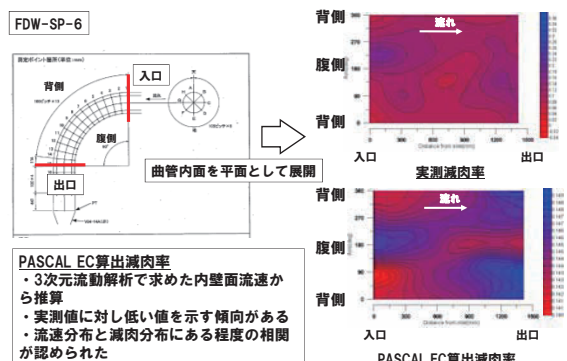
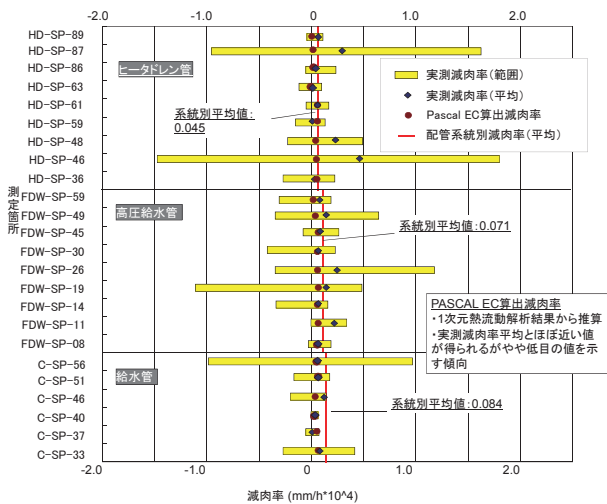
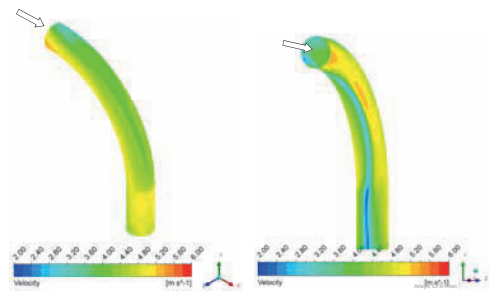
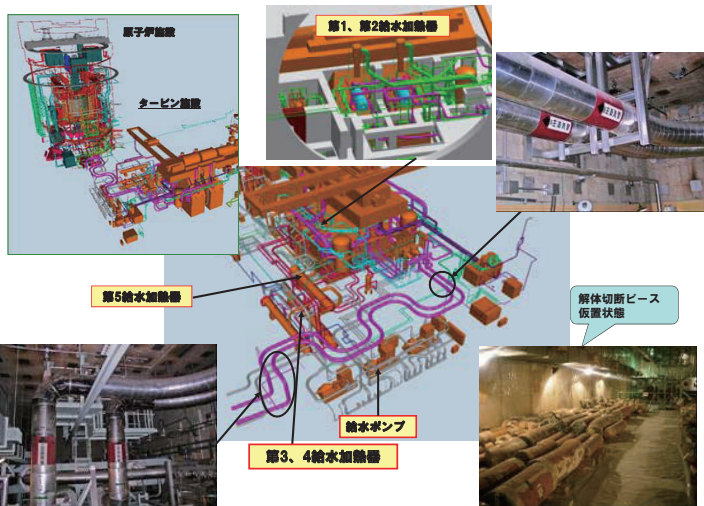
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 高経年化評価・保全技術研究グループ

保全技術等有効性確認試験（配管減肉）

目的

- 「ふげん」実機材の長期運転状況における減肉発生状況の正確な把握。
- 「ふげん」実機材を用い、配管減肉管理技術（予測、評価、検査等）の妥当性を国がより適切に判断できるようにするための各種データ・知見の収集を行う。

- 配管減肉管理の妥当性の検証及び信頼性向上
- 規格基準、規制基準の整備への貢献



・全測定箇所（約28,000点）の減肉率の平均値は0.10mm/10000h以下と低い値を示す。

主な成果

- 高圧給水管を中心に配管減肉状況の調査を実施した。
 - ① 全148箇所（約28,000点）で測定配管肉厚が「必要肉厚」を下回る箇所は無かった。
 - ② このことからプラント供用期間中の「ふげんの配管減肉管理方法」の妥当性が確認された。
 - ③ 減肉率の平均値は低い値を示し（<0.10mm/10000h）、流動加速型（FAC）腐食組織は観察されなかった。
- 配管分岐合流部等の減肉加速部について、減肉予測法（JAEAコードPASCAL-EC）による予測精度を確認した。
- 配管減肉管理の信頼性向上、評価手法の妥当性確認並びに精緻化に資するべく、配管減肉データベースを構築した。

3.8 高度化軽水炉燃材料研究グループ

軽水炉の燃料高燃焼度化及び高経年化に関する照射研究

1 概要

現行の発電用原子炉である軽水炉の高度利用や長期利用に対応して、燃料の高燃焼度化及び運転年数の長期化による高経年化対策といった課題が挙げられている。本研究では、安全審査、高経年化評価等の国の規制判断に必要な技術的知見を収集・整備することを目的として、燃料及び材料の照射環境下での健全性について、平成 23 年度から再稼働する日本原子力研究開発機構（JAEA）の材料試験炉（JMTR）を活用した実機模擬環境での照射試験による調査研究を実施する。

2 研究の必要性・目的

既設の軽水炉を安全に効率良く長期間運転して最大限活用するためには、燃料の高度利用（高燃焼度化や高出力化など）及び材料の高経年化に対応して、実機の状況を踏まえた、より精度の高い安全性の判断のための技術的知見の拡充が必要である。また、これまでの実機でのトラブルに対応した原因調査研究等の実績、及び安全基盤研究施設としての JMTR の重要性を踏まえ、国の規制判断に必要な技術的知見の収集・整備を目的として、炉心での放射線（中性子、ガンマ線）照射環境での燃料及び材料の健全性について、実際に JMTR を使った照射試験による調査研究を実施する。

3 研究の内容

3.1 燃料異常過渡試験

高燃焼度化に対応した BWR 新型（10×10 型）燃料を対象に、出力過渡事象を模擬した照射試験を実施し、出力過渡条件と燃料破損しきい値の関係を調べるとともに、破損のメカニズムを明らかにする。これにより、新型高燃焼度燃料の安全評価手法や民間基準の妥当性評価に寄与する。

3.2 原子炉压力容器鋼の照射脆化

原子炉压力容器に使用されている低合金鋼を対象に、監視試験片サイズの小型試験片、マスターカーブ法の標準サイズである大型試験片（1T-CT 試験片）により、60 年以上の運転期間に相当する照射量までの中性子照射材の破壊靱性試験を実施し、現行の監視試験片による間接的な破壊靱性評価手法の妥当性確認に寄与する。

3.3 炉内構造材の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）

BWR 炉心シュラウドに使用されている SUS316L 鋼を対象に、炉内模擬環境（水、放射線）における照射下 IASCC 試験を実施し、照射後試験（PIE）との比較により、IASCC き裂進展挙動への照射環境の影響を明らかにする。これにより、現行の IASCC 健全性評価手法の妥当性確認、及び炉内水質評価の高精度化に寄与するとともに、材料の照射量に応じた炉内での環境緩和効果の有効性を確認する。

本報告は、経済産業省 原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」の成果の一部である。



軽水炉の燃料高燃焼度化及び高経年化に関する照射研究

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 高度化軽水炉燃材料研究グループ

概要

現行の発電用原子炉である軽水炉の高度利用や長期利用に対応して、燃料の高燃焼度化及び運転年数の長期化による高経年化対策といった課題が挙げられている。本研究では、安全審査、高経年化評価等の国の規制判断に必要な技術的知見を収集・整備することを目的として、燃料及び材料の照射環境下での健全性について、平成23年度から再稼働する日本原子力研究開発機構(JAEA)の材料試験炉(JMTR)を活用した実機模擬環境での照射試験による調査研究を実施する。

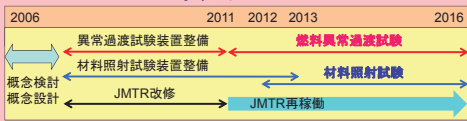
研究の必要性・目的

研究の必要性

- 既設の軽水炉を安全に効率良く長期間運転で最大限活用
- 燃料の高燃焼度化への対応：長期間使用した燃料(高燃焼度燃料)の健全性の評価
- 材料の高経年化への対応：長期間運転した機器の健全性の評価、予防保全
- 実機の状態を踏まえた、より精度の高い安全性の判断のための技術的知見の拡充が必要

安全審査、高経年化評価等の国の規制判断に必要な技術的知見の収集・整備を目的として、炉心での放射線(中性子、ガンマ線)照射環境での燃料・材料の健全性について、実際に材料試験炉(JMTR)を使った照射試験による調査研究を実施する。
(経済産業省 原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」の一環として実施)

事業スケジュール



研究背景

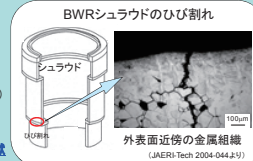
安全基盤研究施設の整備

『高度燃料利用分野及び高経年化対応技術分野に關し、技術戦略マップ等を踏まえ、日本原子力研究開発機構 原子炉安全性研究炉(NSRR)、燃料試験施設(RFEF)、及び材料試験炉(JMTR)(照射後試験施設など、これらの付属する施設を含む)を「戦略的に重要な安全基盤研究施設」と位置づける。』
(原子力安全・保安部会 原子力安全基盤小委員会報告 ～原子力の安全基盤の強化について～平成19年10月)

→ JMTRの改修、照射試験装置の整備が進行中

これまでの研究実績

- BWR炉心シュラウドのひび割れ調査(平成14年8月)
- 原子炉圧力容器鋼照射脆化における破壊靱性マスターカーブ法に関する国際ラウンドロビン参加
- BWRハフニウム型制御棒のひび割れ調査(平成18年1月)
- 炉内封筒を用いた照射済燃料の出力変動時におけるFPガス放出挙動等の解明
- トラブルに対応した原因調査研究や国際協力等への貢献



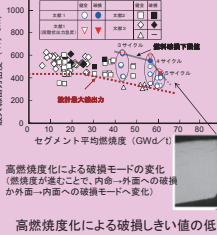
研究の内容

燃料異常過渡試験

燃料の高度利用(高燃焼度化や高出力化など)における課題

- 燃料の使用条件が、従来に比べて厳しくなる。
- 制御棒誤操作などで生じる急激な出力上昇(出力過渡)時においても、燃料は健全である必要がある。
- 長期に使用された燃料は、被覆管の腐食や水素脆化などにより劣化し、健全性に対する問題が顕著化し易い。炉の高度利用に対応すべく開発が進められている新型燃料について、照射試験による出力過渡時健全性の確認が望まれる。

→ JMTRを用いて、出力過渡現象を模擬した照射試験を実施し、出力過渡条件と燃料破損しきい値の関係を調べるとともに、破損のメカニズムを明らかにする。



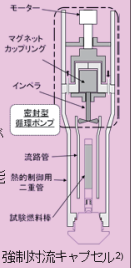
照射試験

- 対象燃料：高燃焼度化に対応したBWR新型(10x10型)燃料
- 試験パラメータ：線出力、出力急昇モード等

照射試験技術開発

より実際の発電所に近い熱流動条件での燃料照射試験を実現するために、キャプセル内の高温高圧水を強制循環させることのできる強制対流型キャプセルの技術開発を進めている。

- 積極的な燃料表面温度の制御や高出力条件での試験が可能期待される成果
- 新型高燃焼度燃料に対する出力過渡時の破損限界等の挙動を把握
- 安全評価手法や民間基準の妥当性評価に寄与



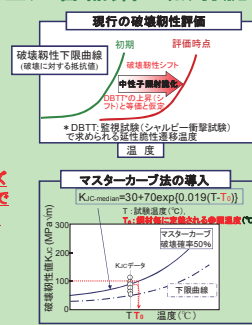
原子炉圧力容器鋼の照射脆化

原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化^{※)}の評価手法の高精度化における課題

- 60年を超える長期間運転への対応
- 一高照射量領域でも材料の脆化因子が変化しないことの確認
- 現行のシャルピー衝撃試験に基づく間接的な破壊靱性^{※※)}評価手法の妥当性確認
- 一高照射量材(高脆化材)に対する間接評価の妥当性確認
- 直接的な破壊靱性評価手法であるマスターカーブ法の導入
- 一中性子照射材での破壊靱性値に及ぼす試験片形状・板厚効果の確認

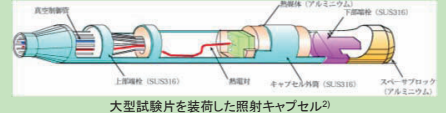
→ JMTRを用いて、監視試験片サイズの小型試験片、マスターカーブ法の標準サイズである大型試験片(1T-CT試験片)により、60年以上の運転期間に相当する照射量までの中性子照射材の破壊靱性試験を実施し、現行の監視試験片による間接的な破壊靱性評価手法の妥当性を確認する。

※) 中性子照射脆化：中性子照射により材料が脆くなること
※※) 破壊靱性：脆くなり破壊すること(脆性破壊)に対する抵抗値



照射試験

- 対象材料：原子炉圧力容器に使用されている低合金鋼
- 試験パラメータ：中性子照射量(60年以上の運転期間相当まで)、試験片形状・板厚、鋼材組成、照射速度等



期待される成果

- 60年以上の運転期間に相当する照射量までの中性子照射を受けた材料について、マスターカーブ法での参考温度T₀とシャルピー延性脆性遷移温度(DBTT)のシフトの等価性、破壊靱性値への試験片形状・板厚効果、破壊靱性値の温度依存性(マスターカーブ形状)、及び脆化因子の変化の有無を把握
- 現行の破壊靱性評価手法の妥当性確認に寄与

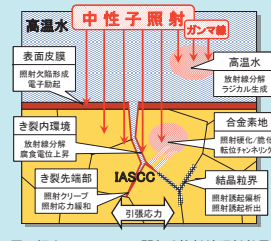
炉内構造材の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)

炉内構造物(炉心シュラウド等)の照射誘起応力腐食割れ(IASCC)^{※※※)}に対する健全性評価手法の高精度化における課題

- 現在、照射材の炉外での試験(照射後試験(PIE))によるデータに基づく評価方法が構築されつつあるが、実際の原子炉内では、材料は炉心からの放射線照射環境にさらされるため、照射下で起こる現象(材料劣化や水の放射線分解等)のIASCC挙動に及ぼす影響を確認する必要がある。
- 試験炉による照射下試験とPIEとの比較データにおいては、中性子照射量、水質等の試験条件が限定されている。
- 水質を評価するための腐食電位(ECP)は、照射下試験では必ずしも実測されていない。

→ JMTRを用いて、炉内模擬環境(水、放射線)における照射下IASCC試験を実施し、PIEとの比較により、IASCCき裂進展挙動への照射環境の影響を明らかにする。

※※※) 照射誘起応力腐食割れ(Irradiation-Assisted Stress Corrosion Cracking; IASCC)：高温高圧水中の腐食環境に置かれた材料に引張応力が掛かることにより、ひび割れが発生して進む応力腐食割れ(SCC)が、材料の中性子照射により加速される現象



照射試験

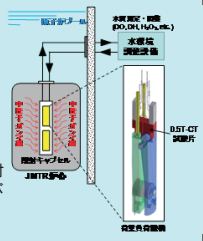
- 対象材料：炉心シュラウドに使用されているSUS316L鋼
- 試験パラメータ：中性子照射量(60年以上の運転期間相当まで)、水質条件、応力状態等

照射下試験のための技術開発

- 荷重負荷機構：照射キャプセル中で試験片に荷重を掛けながら、き裂の長さを測定
- ECPセンサー：照射キャプセル中の水質を評価

期待される成果

- 60年以上の運転期間に相当する照射量までの中性子照射を受けた材料について、炉内と炉外でのき裂進展速度及び酸化皮膜性状等の相違を把握する
- 現行のIASCC健全性評価手法の妥当性確認に寄与
- 照射環境下でのECPを実測し、き裂進展速度への環境緩和(ECP低減)の影響を把握
- 炉内水質評価の高精度化に寄与するとともに、材料の照射量に応じた炉内での環境緩和効果の有効性を確認



参考文献

- 1) 田、上村、河野 他、「軽水炉高燃焼度燃料の照射ふるまい」、日本原子力学会誌、Vol.45 (2003) 682.
- 2) T. Nakamura, Y. Nishiyama, Y. Chimi, et al., "New JMTR Irradiation Test Plan on Fuels and Materials", Proc. 16th Pacific Basin Nuclear Conf. (16PBNC), Oct. 13-18, 2008, Aomori, Japan, P16P1117, (2008).

付録

This is a blank page.

付録 1

平成 22 年度 安全研究センター成果報告会
—安全確保における科学的合理性の追求—

(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター

プログラム

日時：平成 23 年 1 月 14 日(金) 13:30–17:30

会場：富士ソフト アキバプラザ 6 階セミナールーム 1

- 13:30 開会挨拶
理事 横溝英明
- 13:40 安全研究センターにおける研究の概要
副センター長 更田豊志
- 14:00 より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究
—原子炉安全性研究炉 NSRR を用いた事故時燃料挙動の解明—
原子炉安全研究ユニット 燃料安全研究グループ 杉山智之
- 14:35 軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究
—ROSA/LSTF 軽水炉システム実験を通じた熱水力解析手法の検証—
原子炉安全研究ユニット 熱水力安全研究グループ 竹田武司
- 15:10 休憩（ポスターセッション：セミナールーム 4, 5）
- 15:40 核燃料物質の安全かつ効率的な取り扱いに向けた臨界安全研究
—臨界量データの取得、解析手法の検証、安全担保の枠組み—
サイクル施設等安全研究ユニット サイクル施設安全研究グループ 外池幸太郎
- 16:15 緊急時計画の実効性向上に向けた原子力防災研究
—確率論的安全評価（PSA）手法を用いた緊急時計画とその実現可能性の検討—
サイクル施設等安全研究ユニット リスク評価・防災研究グループ 高原省五
- 16:50 総合討論
- 17:10 閉会挨拶
センター長 平野雅司

付録 2

アンケート集計結果

出席者数(原子力機構を除く): 68

アンケート提出者数: 47

提出率: 69%

以下、()内数字は各質問への回答者数を表す。

1. 所属 (47)

民間企業	55%	法人・団体	17%	官公庁	19%
教育機関	6%	その他	2%		

2. 年齢 (47)

20代	15%	30代	19%	40代	15%
50代	30%	60代	19%	70代以上	2%

3. 発表について

1) より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究

わかりやすさ (44)

よくわかった	59%	概ねわかった	41%	わからなかった	0%
--------	-----	--------	-----	---------	----

面白さ (39)

面白かった	72%	普通	28%	つまらなかった	0%
-------	-----	----	-----	---------	----

重要性 (39)

重要性が高い	77%	比較的重要	23%	重要性が低い	0%
--------	-----	-------	-----	--------	----

意見・感想

- ・ 研究の目的を達成するためには、どの程度の実験データが必要か。大きな絵が必要。
- ・ 問題点がわかりやすかった。今後の研究の参考にしたい。
- ・ FBR、MOX 燃料への取り組みも大事である。
- ・ 高燃焼度燃料、MOX 燃料利用のための、反応度事故に関する合理的な規制につながる成果を期待したい。
- ・ より具体的なデータ例を示して欲しかった。
- ・ 事故時燃料挙動研究は、講演(2)と連動して実炉のシミュレーションに貴重なデータベースである。今後も成果を期待する。
- ・ 12 頁 PCMI 破損しきい値の図を高温実験のデータで線を引き直した基準化を要望する。
- ・ 再結晶焼鈍し(RX)材に関する研究を推進していただきたい。

2) 軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究

わかりやすさ (44)

よくわかった 34% 概ねわかった 61% わからなかった 5%

面白さ (40)

面白かった 60% 普通 40% つまらなかった 0%

重要性 (39)

重要性が高い 64% 比較的重要 36% 重要性が低い 0%

意見・感想

- ・「リスク情報を活用」の基本的内容（17%中口径破断と破断場所の選定根拠等）を知りたかった。
- ・中小径破断の再現シミュレーション結果が余りに悪く、解析技術の向上が必要と感じた。
- ・大破断 LOCA について発生率が低いため解析を行わないようだが、万が一起きた場合を考えなくて良いのか？（本質問への回答は口頭発表資料に添えた質疑応答記録に記載）
- ・成果を広く公開して欲しい。
- ・具体的な数値のデータが提示されているとよい。
- ・LSTF は世界で最もすぐれた LOCA 模擬装置であり、今後も多くの成果が得られることを期待する。
- ・11 頁 実験結果に良くフィットする解析コード開発を JAEA に要望したい。
- ・BWR の中口径破断の研究も推進していただきたい。

3) 核燃料物質の安全かつ効率的な取り扱いに向けた臨界安全研究

わかりやすさ (46)

よくわかった 65% 概ねわかった 33% わからなかった 2%

面白さ (41)

面白かった 56% 普通 44% つまらなかった 0%

重要性 (40)

重要性が高い 68% 比較的重要 32% 重要性が低い 0%

意見・感想

- ・現在、臨界予測計算の精度は十分に高いと考えており、これ以上の研究の必要性について整理が必要。燃焼度毒物クレジットについて、更なる研究を進めて欲しい。
- ・溶液 U-Pu 系の臨界実験によるデータ取得を FaCT 研究の一環として進めてほしい。
- ・加工施設の安全体制の合理化を進める上で参考になった。
- ・日本ではバックエンド施設安全性は重要だと思う。今後とも、民間にもデータベースやコードの情報提供機会をつくってほしい。
- ・燃料冷却の高温化に対応した研究を着実に進めてください。
- ・臨界下限増倍率 0.98 は解析システムに依存すること（10 頁）に関して、解析システムの検証方法の基準化 0.98 の残存リスク（ $< 10^{-6}$ ）の評価基準策定を要望したい。

- ・ JNES-CEA 他国際共同実験では、照射済燃料、MOX 燃料の反応度測定が実施されているが、JAEA は参加している、あるいは参考にしているのか？
(上記の質問に対する回答は口頭発表資料に添えた質疑応答記録に記載)

4) 緊急時計画の実効性向上に向けた原子力防災研究

わかりやすさ (46)

よくわかった 54% 概ねわかった 44% わからなかった 2%

面白さ (42)

面白かった 67% 普通 31% つまらなかった 2%

重要性 (41)

重要性が高い 61% 比較的重要 37% 重要性が低い 2%

意見・感想：

- ・ PSA 手法が使えるようになればレベル3で幅広く多様な研究が行えると思った。また、地域住民に理解してもらうためにこれからの研究が鍵になると思う。
 - ・ 線量の表記をわかりやすくした方が良い。
 - ・ 認知率について、「恐怖を抱いているほど低い」と説明があったが、なかなか難しいと感じた。
 - ・ PSA と防災を組み合わせ、今後の指針策定に反映していただきたい。
 - ・ 防災訓練シナリオに具体的に反映したいと思う。
 - ・ この種の研究は、できるだけ公開し、地域住民の認識を高めるようにしてほしい。
 - ・ 防災計画は日頃の活動が重要だと思う。事業者との研究成果の活用を考えて欲しい。
 - ・ 防災計画の実効性を PSA で可視化するのは判り易くて効果的。PA に活用できると思う。
 - ・ 6 頁では「各気象条件について各距離での値を評価，気象条件の発生頻度を用いて“最大の”期待値を算出」とすべきでは？
 - ・ チャコールマスクを着用した場合、どうなるか？
 - ・ 耐震補強のようにコンクリート屋内避難場の補強を目指しているのか？
 - ・ 安定ヨウ素の配布を、早期大規模放出時にも効果あるようにするために改善していく必要があるのか？
- (上の質問に対する回答は口頭発表資料に添えた質疑応答記録に記載)

4. ポスターセッションについて

延べ回答者数: 23

各分野の回答者数

熱水力	7	燃料	5	機器・構造	0
サイクル施設	2	リスク評価・防災	3	廃棄物	3
高度化軽水炉燃材料	1	高経年化評価・保全	2		

各ポスター発表に対する意見

熱水力

- ・ 人気があり説明を聴けなかったことが残念。電中研 SIRIUS 実験との関連が知りたかった。
- ・ さらに研究を進めてください。
- ・ 私も被覆管最高温度に注目して安全解析を行っているのでとても興味が沸いた。リウエット速度モデル開発は今まで行われていなかったようなので、面白いと思った。
- ・ わかりやすかった。
- ・ 直接業務関係しており、JAEA の成果をどう取り入れるかが重要と思っている。

燃料

- ・ 質問に丁寧に答えていただき発表をよく理解できた。
- ・ RIA/LOCA 挙動について良く現状を理解できた。
- ・ 直接業務関係しており、JAEA の成果をどう取り入れるかが重要と思っている。

サイクル施設

- ・ サイクル施設の安全規制の向上に参考になりました。

リスク評価・防災

- ・ 分かりやすい説明だった。

廃棄物

- ・ 地層処分を進めるために大事である。
- ・ 興味深く見させていただいた。埋設処分のデータ蓄積を要望したい。

高度化軽水炉燃材料

- ・ 興味深く見させていただいた。

高経年化評価・保全

- ・ 興味深く見させていただいた。

ポスターセッション全体

- ・ 原子力開発関連課題として全てに興味があり、担当者の努力を感じることができた。

5. 今回の成果報告会について

1) 開催を何で知ったか (44)

郵便物	11%	e-mail	30%	メーリングリスト	16%
機構ウェブサイト	2%	同僚・知人から	41%		

2) 開催地 (43)

適当	98%	不適當	0%
----	-----	-----	----

その他の希望開催地: 関西地区 (1)

- 3) 開催時期 (41)
- | | | | |
|----|-----|-----|----|
| 適当 | 95% | 不適當 | 0% |
|----|-----|-----|----|
- その他の希望開催時期: 5~6月頃 (1), 秋頃 (1)
- 4) 報告会の長さ (42)
- | | | | | | |
|------|----|----|------|------|----|
| 長すぎる | 0% | 適当 | 100% | 短すぎる | 0% |
|------|----|----|------|------|----|
- 5) 発表件数 (43)
- | | | |
|-------|-----|------------------------|
| 多すぎる | 2% | ・ 1時間/件で午後に3件程度がよい (1) |
| 適当 | 96% | |
| 少なすぎる | 2% | |
- 6) 1件の発表の長さ (44)
- | | |
|------|-----|
| 長すぎる | 0% |
| 適当 | 95% |
| 短すぎる | 5% |
- ・ 1時間/件で午後に3件程度がよい (1)
 ・ 時間が短すぎるテーマもあった (1)
- 7) 発表テーマの選定に関する意見、今後聞いてみたいテーマ
- ・ FBR について
 - ・ 熱水力
 - ・ 次世代炉
 - ・ 燃料破損基準に対する取り組み (MOX も含む)
 - ・ 廃棄物処理処分の安全研究
- 8) 会場の大きさ (43)
- | | | | | | |
|-------|----|----|-----|-------|-----|
| 大きすぎる | 0% | 適当 | 88% | 小さすぎる | 12% |
|-------|----|----|-----|-------|-----|
- 9) 会場の設備に関する意見
- ・ 良い。駅にも近い
 - ・ 立派な場所で、良い。
 - ・ 室温が高すぎた。
- 10) 報告会の運営に関する意見
- ・ 良い。
 - ・ 初めて参加したが、日常的には触れることがなかったテーマについても興味深く聴くことができた。
6. その他の意見・感想、安全研究センターに対する意見など
- ・ 年1度の開催を希望する。
 - ・ 成果報告会が定常化したら、安全研究センター外の関連研究の報告も含めると一層有意義なものになると思う。

- ・ 様々な安全評価手法、安全を考える観点を知ることができた。また、それぞれのグループでどのような研究が行われているか知ることができた。
- ・ 原子力安全をトータルで知ることができた。
- ・ 安全研究の維持・発展に期待している。
- ・ 原子力防災について、IAEA 等の動向、原子力安全委員会の防災指針改定の必要性、PSA を考慮した防災への反映等、直接研究者から聞きたい。

以上

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質	モル	mol
光	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	数メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz	1	s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についての、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CF-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘り	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電表面積電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ³ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=11=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

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

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
ストルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≡ (10 ³ /4π)A m ⁻¹

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	fm	1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

