

2019年3月21日(木)

B会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2B_PL] カナダの原子力事情

座長:橘 幸男(JAEA)

13:00 ~ 14:30 B会場 (共通教育棟2号館 1F 10番)

[2B_PL01] カナダの原子力事情

*Jean-Philippe Davignon¹ (1. カナダ大使館)

[2B_PL02] カナダの原子力事情

*Roman Bilak¹ (1. Terralog Tech.)

D会場

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1 (「シビアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、核燃料部会、水化学部会)

[2D_PL] 核分裂生成物と燃料デブリの比較 ―廃炉作業時の影響比較の観点より

座長:高木 純一(東芝ESS)

13:00 ~ 14:30 D会場 (共通教育棟2号館 1F 12番)

[2D_PL01] 燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまい

*中村 勤也¹ (1. 電中研)

[2D_PL02] 核分裂生成物の基礎特性と事故時のふるまい

*宮原 直哉¹ (1. JAEA)

[2D_PL03] 廃炉作業時に想定される燃料デブリと核分裂生成物の挙動の比較

*逢坂 正彦¹ (1. JAEA)

[2D_PL04] 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

*高木 純一¹ (1. 東芝ESS)

F会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2F_PL] 電子顕微鏡の現状と将来展望

座長:高橋 浩之(東大)

13:00 ~ 14:30 F会場 (共通教育棟2号館 2F 23番)

[2F_PL01] 先進原子分解能電子顕微鏡による材料局所電磁場解析

*柴田 直哉¹ (1. 東大)

[2F_PL02] 走査透過電子顕微鏡および電子エネルギー損失分光法による材料評価

*木本 浩司¹ (1. 物材機構)

[2F_PL03] 電子線ホログラフィーによる材料解析

*谷垣 俊明¹ (1. 日立)

G会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2G_PL] 加速器・ビーム科学部会20周年を迎えて

「未来」を考える

座長:林崎 規託(東工大)

13:00 ~ 14:30 G会場 (共通教育棟2号館 2F 26番)

[2G_PL01] 加速器の将来

*山口 誠哉¹ (1. KEK)

[2G_PL02] 加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けた他学会との連携の可能性

*羽島 良一¹ (1. QST, 日本加速器学会長)

[2G_PL03] 産業界における加速器応用

*櫻畠 広明¹ (1. 電機工業会)

[2G_PL04] 総合討論

H会場

企画セッション | 委員会セッション | 広報情報委員会

[2H_PL] 日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

座長:布目 礼子(原環セ)

13:00 ~ 14:30 H会場 (共通教育棟2号館 2F 27番)

[2H_PL01] ポジションステートメントの再編と方向性

*山本 隆一¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] プレスリリースの役割と実施方針

*佐賀井 美都¹ (1. 電中研)

[2H_PL03] チーム110の活動について

*布目 礼子¹ (1. 原環セ)

I会場

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[社会・環境部会共催]

[2I_PL] 原子力防災の現状と課題

座長:土田 昭司(関西大)

13:00 ~ 15:00 I会場 (共通教育棟2号館 3F 30番)

[2I_PL01] 開会挨拶

*駒野 康男¹ (1. 会長)

[2I_PL02] 原子力防災の現状(仕組み)について

*荒木 真一¹ (1. 内閣府)

[2I_PL03] 広域避難計画策定における課題について

*土信田 法男¹ (1. 茨城県)

[2I_PL04] 被災者支援から見てきた原子力防災の課題

*原口 弥生¹ (1. 茨城大)

[2I_PL05] 総合討論

J会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[2J_PL] 核変換炉研究の動向

座長:高木 直行(東京都市大)
13:00 ~ 14:30 J会場 (共通教育棟2号館 3F 32番)

- [2J_PL01] 高速炉
*大木 繁夫¹ (1. JAEA)
- [2J_PL02] 加速器駆動システム
*卞 哲浩¹ (1. 京大)
- [2J_PL03] 軽水炉
*日野 哲士¹ (1. 日立)

K会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2K_PL] 自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線
座長:伊藤 啓(京大)
13:00 ~ 14:30 K会場 (共通教育棟2号館 3F 33番)

- [2K_PL01] 自然ハザードによるリスク評価への HPCの活用
*西田 明美¹ (1. JAEA)
- [2K_PL02] 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法
*白井 孝治¹ (1. 電中研)
- [2K_PL03] 放射性物質の大気拡散予測
*永井 晴康¹ (1. JAEA)

L会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[2L_PL] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について
座長:堺 公明(東海大)
13:00 ~ 14:30 L会場 (共通教育棟2号館 3F 36番)

- [2L_PL01] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）に係る審査対応について
*近江 正¹ (1. 原電)
- [2L_PL02] 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について
*伊藤 信郎¹ (1. 原電)
- [2L_PL03] BWRメーカーによる許認可対応への取組について
*今野 隆博¹ (1. 日立GE)

M会場

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2M_PL] 第11回 フェローの集い
座長:横溝 英明(フェロー企画小委員委員長)
13:00 ~ 14:30 M会場 (共通教育棟2号館 3F 37番)

[2M_PL01] 原子力研究開発における目標設定と実践
*齋藤 伸三¹ (1. 元JAEA)

N会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

[2N_PL] 原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言
座長:宮野 廣(法政大)
13:00 ~ 14:30 N会場 (共通教育棟2号館 4F 42番)

- [2N_PL01] 原子力学会 SS分科会活動の概要
*出町 和之¹ (1. 東大)
- [2N_PL02] 定性的核セキュリティリスク評価
*鈴木 美寿¹ (1. JAEA)
- [2N_PL03] 核セキュリティと深層防護
*高田 孝¹ (1. JAEA)
- [2N_PL04] 2Sインターフェイス机上訓練
*出町 和之¹ (1. 東大)

O会場

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2O_PL] 核融合中性子源 A-FNS計画
座長:横峯 健彦(京大)
13:00 ~ 14:30 O会場 (共通教育棟2号館 4F 46番)

- [2O_PL01] A-FNS計画全体の概要
*春日井 敦¹ (1. QST)
- [2O_PL02] A-FNS試験モジュールの全体概要
*佐藤 聡¹ (1. QST)
- [2O_PL03] 核融合炉研究開発における位置づけ
*室賀 健夫¹ (1. 核融合研)
- [2O_PL04] 応用利用分野からの要望
*鬼柳 善明¹ (1. 名大)
- [2O_PL05] 総合討論

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 海外情報連絡会

[2B_PL] カナダの原子力事情

座長: 橘 幸男(JAEA)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 B会場 (共通教育棟2号館 1F 10番)

[2B_PL01] カナダの原子力事情

*Jean-Philippe Davignon¹ (1. カナダ大使館)

[2B_PL02] カナダの原子力事情

*Roman Bilak¹ (1. Terralog Tech.)

International Nuclear Information Network Session

Nuclear Energy in Canada

(1) An Overview

*Jean-Philippe Davignon¹¹ Embassy of Canada to Japan**1. Introduction**

Canada sees nuclear energy as a strategic asset, a driver of innovation, a source of good jobs, and a key part of its growing non-emitting energy mix. Nuclear energy is considered reliable, safe, and environmentally responsible as long as it is developed in a robust regulatory framework to address safety, security, and waste management concerns. It has a role to play, alongside renewables, in bolstering economic growth, energy security and access, and environmental stewardship in support of clean energy goals.

This is why Canada joined the U.S. and Japan to launch a new nuclear energy initiative at the Ninth Clean Energy Ministerial (CEM9) on May 24, 2018 in Copenhagen, Denmark. The “Nuclear Innovation: Clean Energy Future” (NICE Future) initiative aims to promote and accelerate the use of nuclear energy as an important part of the global clean energy transition by ensuring that nuclear energy receives appropriate representation in high-level discussions about clean energy. Nuclear energy plays an important role in Canada’s energy mix, and will contribute to Canada’s overall strategy to combat climate change.

2. Canada’s Policy Regarding Climate Change

Canada’s plan to fight climate change at home – The Pan-Canadian Framework on Clean Growth and Climate Change – is effective: we are phasing out coal, putting a price on carbon emissions, making historic investments in public transit, green infrastructure and clean technologies, promoting energy efficiency, and protecting more of our nature for our children and grandchildren. Furthermore, Canada’s national “Generation Energy” consultations in 2017, in which over 380,000 Canadians participated, emphasized that our population wants to move toward a low-carbon economy. Four identified pathways to that clean energy future to mitigate climate change are: using more renewable fuels; switching to clean power; increasing energy efficiency; and, producing cleaner oil and gas. Canada will continue to reinforce its commitment to meet its obligations under the Paris Agreement through the ongoing implementation of this plan, including investing in innovation, clean tech and in the resilience of our communities.

Canada is also working together with its international partners to fight climate change on a global scale, including helping developing countries gain increased access to financing in their transition to low-carbon and climate-resilient economies. In November 2015, in support of the Paris Agreement, Canada’s Prime Minister pledged \$2.65B over five years to advance international climate change objectives. This support is being delivered through a variety of channels, including through the United Nations Framework Convention on Climate Change (UNFCCC) financial mechanism – the Green Climate Fund – as well as through a number of multilateral and bilateral initiatives.

Canada and the UK co-launched the Powering Past Coal Alliance on the margins of the UNFCCC’s COP23. The Alliance is a voluntary coalition of governments, businesses and organizations, established to help lead global efforts to end the use of unabated coal power – power generated by plants without technology to capture and

store carbon emissions. As of December 2018, a total of 80 members have joined the Powering Past Coal Alliance, comprising 30 national governments, 22 sub-national governments, and 28 businesses or organisations. Eliminating coal power and shifting to less-polluting energy is essential for clean air and healthy communities, a safe climate and cleaner economic growth.

3. Overview of Canada's Nuclear Sector

Nuclear energy plays an important part in Canada's energy mix and assists in meeting greenhouse gas emission targets (Canada has committed to have 90% of its electricity coming from non-emitting sources by 2030, up from 80% now). It is the second-largest source of non-emitting electricity generation in Canada, after hydropower, with 19 CANDU reactors located in two Canadian provinces producing 15% of Canada's electricity. Furthermore, Canada is the second largest exporter of uranium in the world, with uranium mining, milling, and processing operations concentrated mainly in the province of Saskatchewan. Canada's nuclear sector also includes research facilities, medical facilities, irradiation facilities, isotope producers and processing and fuel fabrication facilities. In total, the nuclear sector contributes \$6 billion annually to Canada's economy, and accounts for 30,000 direct jobs.

In Canada, nuclear energy falls within the jurisdiction of the federal government, whose role encompasses Research and Development (R&D), non-proliferation and nuclear security, and international engagement and collaboration, as well as the regulation of all nuclear materials and activities in Canada. The government places top priority on health, safety, security and the environment in relation to nuclear activities in Canada. While the federal government has important responsibilities relating to nuclear energy, the decision to invest in electric generation rests with the provinces. It is up to the provinces, in concert with the relevant provincial energy organizations/power utilities, to determine whether or not new nuclear power plants should be built.

4. Canada's Small Modular Reactor Roadmap

A stakeholder-driven roadmap identifying the opportunities for on and off-grid applications of Small Modular Reactors (SMRs) in Canada was published on November 7, 2018. It takes a pan-Canadian approach towards nuclear energy, which may help to guide important decisions on existing and emerging nuclear energy technologies. Canada has a promising domestic market for SMRs. Conservative estimates place the potential value for SMRs in Canada at \$5.3B between 2025 and 2040. Globally, the SMR market has an estimated value of \$150B annually in 2040. This represents a large potential market for Canada, which has already exported nuclear reactor technology to six countries.

Canada has a window of opportunity to lead as it has all the necessary elements:

- A strong international brand and flexible and performance based regulator,
- World class nuclear laboratories and demonstration sites—with a federal investment of \$1.2 billion to revitalize infrastructure at Canada's national nuclear laboratories in Chalk River
- Mature supply chain and domestic uranium mining industry—leveraging \$26 billion in investments to refurbish 10 nuclear reactors in the Canadian province of Ontario,
- Extensive nuclear operating experience, and strong science and technology in related areas (materials science, medicine, irradiation/sterilization, food safety).

The roadmap is a “call to action” for all key enablers in Canada. It includes 53 recommendations for action by governments, industry, and stakeholders. The roadmap proposes that these enablers respond to its recommendations with concrete commitments for action to seize Canada's SMR opportunity.

5. Conclusion

Canada will host the next Clean Energy Ministerial (“CEM 10”) and the Fourth Mission Innovation Ministerial from May 26 to the 29th, 2019 in Vancouver, and looks forward to working closely with member countries to accelerate progress towards a clean energy future. With respect to nuclear energy development and innovation, strategic partnerships will be key to success—both across the sector and internationally. Through the “NICE Future” initiative under the Clean Energy Ministerial, Canada is partnering with leading global economies to ensure appropriate representation of nuclear energy in broader clean energy discussions—including the role that SMRs could play in meeting climate change and clean energy goals.

2019年春の年会

International Nuclear Information Network Session

Nuclear Energy in Canada

(2) Technology for Radioactive Waste Disposal:
Slurry Fracture Injection (SFI) Zero Discharge Deep Well Disposal
- Considerations for the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Site Clean-up -

*Roman Bilak¹¹Terralog Technologies Inc.**1. Introduction**

Slurry Fracture Injection (SFI) is an environmentally sustainable and advanced deep well disposal technology. SFI is used to dispose of large volumes of various waste streams including: contaminated soil, sludge, slurry, tank bottoms, and contaminated water. Such waste streams may also be low-level radioactive wastes or Naturally Occurring Radioactive Material (NORM). SFI disposal has been used extensively as a secure and permanent solution to achieve a Zero-Discharge Waste Management Strategy.

2. Advanced Deep Well Disposal

The SFI technology is an advanced deep well disposal process with Process Control. Deep geological sequestration has been proven as a viable solution for the permanent disposal of waste streams such as contaminated soil, sludge, and slurry. Large volumes of these waste streams, including NORM, (10,000+ m³/month) have been successfully disposed by using the SFI process. The same approach has potential viability for large volumes of such waste streams that are contaminated with low-level radioactivity. However, additional HSE controls need to be implemented to ensure safe handling and slurry preparation of these radioactive waste streams. Implementation of the SFI process results in significant environmental advantages including elimination of run-off & contamination risks to surface and groundwater; elimination of surface land use impairment; elimination of landfills and surface storage; and elimination of long-distance transport risks & costs.

3. SFI Process

To describe the SFI process in its basic terms, waste material is screened to specified injection criteria (if required), then slurried in a stream of waste-water. Slurry is made with as high a waste concentration as possible and pumped down a waste disposal well at in situ fracturing pressures into a suitable deep geologic formation. SFI disposal occurs into thick, porous, permeable geologic formations of intermediate depth (350 to 2000+ m). Special emphasis is placed on the use of industry Best Practices and Process Control features to mitigate risks and achieve Zero-Discharge waste disposal.

SFI is an innovative, sustainable, cyclic hydraulic fracturing process using lower injection rates and pressures (versus conventional hydraulic fracturing methods). The SFI process has been applied to unconsolidated sand formations. The formation geomechanics induced by the SFI process cause the development of a uniform, expansive stimulated rock volume around the disposal well, with significant formation storage capacity. SFI mechanics mitigate development of induced seismicity or fault reactivation.

Extensive process monitoring must be utilized during SFI operations in order to ensure effective Process Control (i.e. ensure in situ containment, optimization of disposal formation response, maximize formation storage capacity, and mitigate wellbore integrity risks). Monitoring techniques include: well logging, formation testing, bottomhole pressure monitoring and engineering analyses (indicator pressure analyses, pressure fall-off analyses,

injection pressure analyses, etc.). This data is continuously used to modify and optimize the slurry design and injection strategies to ensure Process Control during active SFI disposal operations.



Figure 1: Schematic of SFI Facility

4. Conclusion

The SFI technology is being used as an advanced deep well disposal process for many waste streams in different countries, including NORM.

This workshop will review:

- Best Practices (geological, technical, regulatory, and environmental aspects) for the use of SFI technology.
- Geology and technical considerations for assessing the SFI process for the Zero Discharge Deep Well Disposal of certain waste streams generated from the decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant.
- SFI field cases, comprehensive risk assessments, and regulatory issues for deep well disposal.

企画セッション | 合同セッション | 合同セッション1 (「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、核燃料部会、水化学部会)

[2D_PL] 核分裂生成物と燃料デブリの比較 — 廃炉作業時の影響比較の観点より

座長: 高木 純一 (東芝ESS)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 D会場 (共通教育棟2号館 1F 12番)

[2D_PL01] 燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまい

*中村 勤也¹ (1. 電中研)

[2D_PL02] 核分裂生成物の基礎特性と事故時のふるまい

*宮原 直哉¹ (1. JAEA)

[2D_PL03] 廃炉作業時に想定される燃料デブリと核分裂生成物の挙動の比較

*逢坂 正彦¹ (1. JAEA)

[2D_PL04] 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

*高木 純一¹ (1. 東芝ESS)

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より

Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

(1) 燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまい

(1) Basic properties of fuel debris and their behavior under severe accident

*中村勤也¹、高野公秀²

¹電力中央研究所、²日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所（1F）1～3号機の各建屋には、損傷燃料や溶融燃料が冷えた固まった燃料デブリが核分裂生成物（FP）とともに残存していると考えられている。FPと燃料デブリの性状、組成および分布等は事故進展によって変わり、また、事故進展はFPと燃料デブリの性状、組成および分布等を調査することによって明らかになるものがある。本講演では、廃炉作業時に留意すべきFPと燃料デブリを比較して議論するにあたっての予備知識として、燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまいについて既存知見[1]をベースに解説する。また、廃炉作業を進めるうえでのデブリ性状に関する課題もあわせて報告する。

2. 事故進展時の燃料ふるまい

2.1 BWR 燃料の構造

事故時の1F1～3号機には、ステップⅢ燃料（9×9型）を中心に1号機ではステップⅡ燃料（8×8型）が68体、3号機ではMOX燃料が32体装荷されていた。BWR燃料は、集合体レベルで軸方向および径方向に濃縮度およびガドリニア濃度が異なるペレットを配置し、出力分布や燃焼度分布を調整している。また、部分長燃料棒（A型）や集合体中心にウオーターロッド／チャンネルを有し、集合体をチャンネルボックスで取り囲む構造をしている。

2.2 事故進展時の燃料ふるまい

シビアアクシデント（SA）時の燃料ふるまいの概念図を図1に示す。露出した燃料棒は次第に温度上昇し、被覆管は膨れて破裂しFPガスが放出される。温度上昇と時間経過とともに水蒸気酸化による被覆管の減肉が進行し、発生した水素の吸収または放出が起こり、延性の低下とともに脆性破壊しやすくなる。燃料／被覆管界面では、相互拡散により一部に低融点相が形成され、 β -Zrの融点以上では被覆管が破損すると内部の液相が燃料棒の外側へリロケーションし炉心損傷が拡大する。下部プレナムに移行した溶融燃料は、圧力容器の貫通部等を破壊して一部はペDESTALに落下しコンクリートと反応したと推定されている。一部の燃料棒は、未溶融の切株状のまま直立または倒壊する場合がある。

制御棒は、顆粒状のB₄C中性子吸収材がステンレス鋼製の被覆管に充填され、この制御棒被覆管を十字型に集合した構造である。1200℃以上の高温に達すると共晶反応により鉄を主成分としホウ素を含有する低粘性融体が形成され、燃料棒に先行して制御棒の形状が喪失される。この融体は、水蒸気によって酸化されにくく、下部タイプレートを通して下部プレナムに排出されやすい特性が報告されている。

3. 燃料デブリの性状

1F1～3号機ともに炉心構造材料のうちUO₂が約62wt%、ジルカロイが約26wt%を占めることから、燃料デブリの主成分はU、Zr、Oと考えられよう。これまでに、TMI2号機やチェルノブイリ4号機の燃料デブリに加え、炉外SA模擬試験で得られた模擬デブリの性状が報告されている。国内では、未照射材を用いた実験室規模での溶融試験やTMI-2デブリとの比較等により、炉心溶融固化物やMCCI（炉心溶融物－コンクリート相互作用）生成物の生成相や微細組織、硬さ等の機械特性に関する性状データが蓄積されている。

*Kinya Nakamura¹, Masahide Takano², ¹CRIEPI, ²JAEA

炉心溶融固化物の主成分は $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 系固溶体である。 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 擬二元系状態図[2]を図2に示す。立方晶($\text{U,Zr})\text{O}_2$ が全率固溶する温度領域は、融点直下の高温領域に限られ、温度低下とともに正方晶の($\text{Zr,U})\text{O}_2$ が新たに生成する。これは、急冷条件では立方晶($\text{U,Zr})\text{O}_2$ が単相のまま保持されやすいが、徐冷条件では U リッチの立方晶($\text{U,Zr})\text{O}_2$ と Zr リッチの正方晶(+単斜晶)($\text{Zr,U})\text{O}_2$ に相分離しやすくなることを示している。また、炉心溶融物が水中に落下して急冷されると、小規模では粒子状になり大規模では溶融固化物の表面が粉体化する。溶融状態の($\text{U,Zr})\text{O}_2$ には、炉心構造材料が一定量固溶し、Fe や Gd、Ca の溶解度が調べられている。今後、1F サンプル分析の結果から、事故時の到達温度や酸素ポテンシャルの評価が期待される。

一方、金属質デブリは、溶融進展時の酸化状況に応じて、Zr-(Fe,Cr,Ni)系金属間化合物あるいは(Fe,Ni)系合金等を形成する。実験と熱力学解析より、ホウ素は Zr または Fe と高硬度のホウ化物を形成して金属質デブリ中に析出する可能性が指摘されている。

MCCI では、炉心溶融物とコンクリート界面の近傍で大きな温度勾配が生じ、到達温度領域に応じて階層構造を形成する可能性がある。コンクリートは 1200°C 以上から液相が出始めてガラス化するとともに、($\text{U,Zr})\text{O}_2$ との反応生成物の固相線温度は約 2500°C から 2000°C 前後まで低下することが推測される。MCCI が進行しているとき、コンクリートから放出される水蒸気によって酸化雰囲気に近いと考えられ、酸化されずにリロケーションした Zr 等の溶融金属は水蒸気による酸化発熱反応が進行することが推測される。

4. 1F サンプル分析との比較

1F1～3号機の格納容器内から回収された固体サンプルを分析することにより、FPの化学的特性やデブリ分布、事故進展に関する知見が得られるため、分析作業が進められている。1号機PCVのペDESTAL外側の底部から回収された堆積物からは、立方晶($\text{U,Zr})\text{O}_2$ や正方晶($\text{Zr,U})\text{O}_2$ のU含有粒子が認められた[3]。また、2号機オペフロ養生シートからは立方晶($\text{U,Zr})\text{O}_2$ や立方晶 UO_2 のU含有粒子が確認された[3]。これらの結果は、既存知見と整合すると考えられる。

5. まとめ

廃炉作業時に留意すべき FP と燃料デブリを比較して議論するにあたり、予備知識として、燃料デブリの基礎特性と事故時のふるまいについて、既存知見をベースに解説した。今後、廃炉作業を進めるうえで、デブリ性状に関する主な課題として次の項目が挙げられる：デブリサンプルの代表性、マクロ性状、経年変化挙動、取出時の粉体化、臨界管理に重要な核種の分布。特に、チェルノブイリ事故で生じた溶岩状燃料含有物質（LAVA）では、自己照射損傷や熱応力による機械的破損等により、エアロゾルや二次鉱物の生成、水中への浸出等の性状変化が観測されており、経年変化挙動は大きな課題の一つであろう。

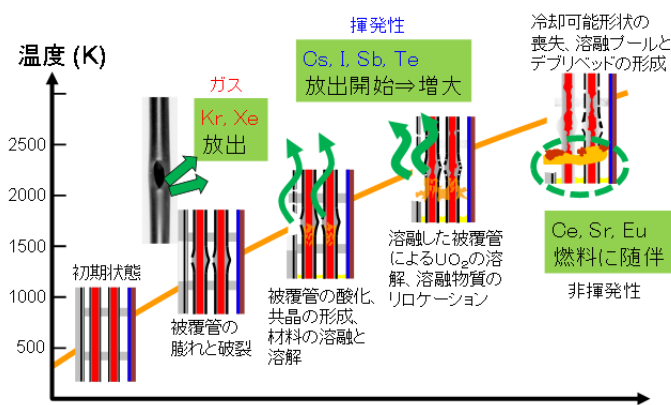


図1 SA時の燃料ふるまいの概念図

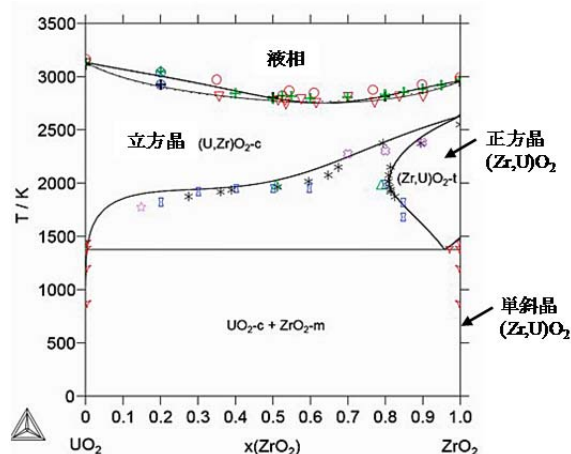


図2 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 擬二元系状態図[2]

<参考文献>

[1] 例えば、“福島第一原子力発電所の事故進展および燃料デブリ性状に関する検討,” 燃料デブリ研究専門委員会報告書(近日学会HPに公開予定), [2] A. Quaini, et al., J. Nucl. Mater. 501 (2018) 104-131. [3] 1～3号機原子炉格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果、東京電力HD、2018/8/10.

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2018/images2/handouts_180810_04-j.pdf,

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より
Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on
decommissioning work

(2) 核分裂生成物の基礎特性と事故時のふるまい

(2) Basic properties of fission products and their behavior under severe accident

*宮原 直哉¹、逢坂 正彦¹

¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)の炉内各所には未だ多くの核分裂生成物(FP)が残存しており、セシウム(Cs)等の γ 線放出核種は主に外部被ばく、ストロンチウム(Sr)等の β 線放出核種は内部被ばくの要因として、廃炉作業の妨げとなる可能性がある。1F炉内に残存するFPの分布や性状を把握し、廃炉作業時におけるFPの影響を予測あるいは低減するためには、FPの基礎特性及びシビアアクシデント(SA)時のふるまい(どのような放出・移行過程を経て、付着に至ったのか)を理解する必要がある。本講演では、廃炉作業時におけるFPの影響に係る議論を行うにあたっての予備知識として、FP(主にCs)の基礎特性やSA時のふるまいの概要を、既存知見をベースとして解説する。また、1F事故により明らかとなったFP関係の課題についても、その研究の動向を紹介する。

2. SA時におけるFPのふるまいの概要

図1に、SA時における炉心溶融及び燃料デブリ形成の過程と、それに伴って放出されたFPの炉内各所におけるふるまいの概念図を示す。燃料温度の上昇、炉心の溶融に伴い、Cs、ヨウ素(I)等の揮発性FPは大部分が炉内へと放出される(In-vessel放出)。一方、Sr等の非揮発性FPは、その大部分が溶け落ちた燃料に随伴して移行し、燃料デブリ内に残存する。Phèbus試験によれば、炉心インベントリに対するCsの放出割合は60~80%である一方、Srの放出割合は1%以下である[1]。炉内に放出されたFPは凝縮、化学反応等による物理化学変化を伴いながら一次冷却系を移行し、格納容器に到達する。一方、压力容器破損に伴って格納容器内に移行した燃料デブリからも、コア-コンクリート反応(MCCI)等に伴ってFPが放出される(Ex-vessel放出)。以下に、これら炉内各所におけるFP挙動の概要を記す。

2-1. 一次冷却系におけるFPの移行

炉内に放出されたFPは、気相中の化学反応によって化学形態を変えながら一次冷却系を移行する。一方、压力容器内のように比較的高温な領域においては、ステンレス鋼等の構造材とも化学反応を起こして吸着する(化学吸着)。これらの化学挙動には、燃料デブリ形成過程で溶融した制御棒材から放出されるホウ素(B)蒸気種が影響する可能性が指摘されている(後述)。また、FP蒸気種は低温部に移行するに伴って過飽和となり、壁面への凝縮、エアロゾル化といった物理形態の変化が生じる。これらの吸着または凝縮挙動は、FPの化学形態(揮発性)に依存し、また、温度や雰囲気の変化によっては再蒸発が生じる可能性もある。一次冷却系においては、これらの現象が同時に起こるため、FPのふるまいは非常に複雑である。

2-2 格納容器内におけるFP挙動

温度が400 K前後である格納容器内においては、FP(I等、一部の高揮発性FPを除く)の大半はエアロゾルとして存在し、重力沈降、熱泳動等により壁面に付着する他、スプレー等の注水によって水相に移行する。通常、格納容器内のエアロゾル挙動は、これらの各メカニズムの理論式を解くことで求められる。Iについては格納容器内でも化学反応を起こし、それに伴って水相への溶解や再蒸発が生じる。

*Naoya Miyahara¹ and Masahiko Osaka¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

2-3 压力容器破損に伴う Ex-vessel 放出

模擬燃料デブリの加熱試験である Phèbus FPT4 試験[2]では、燃料デブリ内の Cs の 80 %以上が放出され、モリブデン (Mo) 等の中揮発性 FP についても、In-vessel 放出と同等の放出が見られた。また、MCCI を模擬した ACE 試験[3]では顕著なテルル (Te) の放出が見られたが、その他の FP は殆ど放出されなかった。

3. 1F 事故により明らかとなった課題の例

3-1. Cs 化学挙動に対するホウ素の影響

1F においては制御棒材として炭化ホウ素 (B_4C) が使用されていたことから、そこから放出される B 蒸気種が一次冷却系内の Cs と結合して $CsBO_2$ を形成し、Cs 化学形態に影響を与える可能性が指摘されている。また、B 蒸気種は一次冷却系内に沈着した CsI と化学反応を起こし、結果としてガス状 I の再浮遊を引き起こすとされている。そこで、一次冷却系内の Cs 化学挙動評価の精度を向上させるため、Cs-I-B-Mo-O-H 系における化学反応速度データベースの構築等が行われている[4]。

3-2. 構造物への FP 吸着、付着、浸透メカニズム

1F の廃炉においては除染や廃棄物処理等の観点から、炉内に残存した FP の性状に係る情報が必要となる。そのため、FP の構造物への吸着、付着及び浸透メカニズムを解明するための研究が行われている。压力容器上部におけるステンレス鋼への Cs 化学吸着については、Cs がステンレス鋼中の微量成分である Si と結合して非水溶性の Cs-Fe-Si-O 系化合物を形成することが分かっている[5]。また、コンクリートへの Cs の付着・浸透メカニズムについても、現象把握及びモデル化が進められている。

3-3. 水相を介した FP の放出挙動

1F において、FP の大半は水相に存在しているとされている[6]。その要因としては、燃料デブリ内に存在する Sr 等の FP が浸出 (リーチング) によって水相に放出されていること、注水によって構造物に吸着又は付着した FP が水相に移行していることが考えられる。これらの水相を介した FP の放出挙動を解明するため、1F 燃料デブリからのリーチング挙動等に関する研究が実施されている。

4. まとめ

上述のように、本講演では炉内各所における FP の基礎特性及び SA 時のふるまいの概要を既存のデータに基づいて解説すると共に、1F 事故によって明らかとなった FP に関する課題を紹介する。本講演が廃炉作業時における FP の影響をより深く考えるきっかけとなること、廃炉作業を円滑に進めるための新たな研究課題等について議論する場となることを望む。

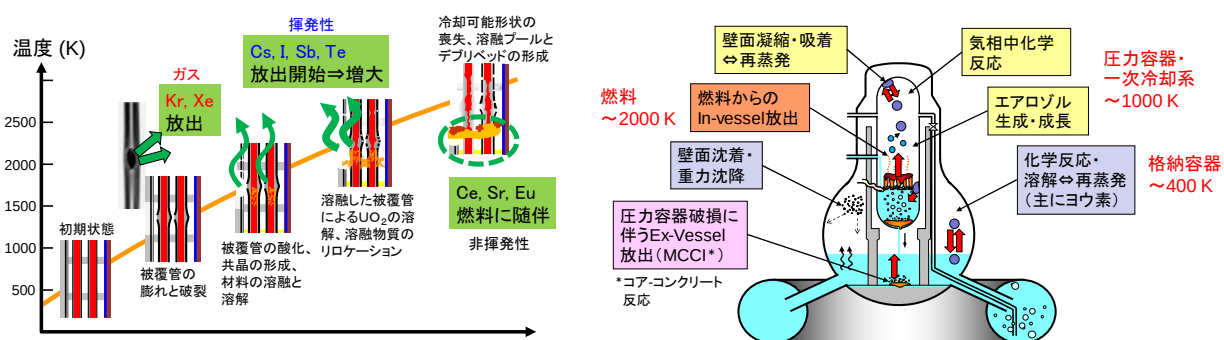


図1 SA時の燃料デブリ形成過程と炉内各所におけるFPのふるまいの概念図

<参考文献>

- [1] A.-C. Grégoire, et al., Ann. Nucl. Energy, 2013, 61, 63-74.
- [2] P. D. W. Bottomley et al., Nucl. Eng. Technol., 2006, 38, 163-174.
- [3] J. K. Fink, et al., OECD/CSNI Report NEA/CSNI/R(92)10, Forschungszentrum Karlsruhe, 1992.
- [4] N Miyahara, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 2019, 56, 228-240.
- [5] F. G. Di Lemma, et al., Nucl. Eng. Des., 2016, 305, 411-420.
- [6] S. Uchida, et al., Proc. of Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems (NPC2016), 2016, Oct 2-7, Brighton (UK).

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会，核燃料部会，水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on decommissioning work

(3) 廃炉作業時に想定される燃料デブリと核分裂生成物の挙動の比較

(3) Comparison of fuel debris and fission products assumed under decommissioning work

*逢坂 正彦¹、宮原 直哉¹

¹ 日本原子力研究開発機構

1. 本比較の目的・ねらい

デブリ取出し作業等において不可欠なデブリの格納容器内分布の把握において、放射性セシウム等の FP による高放射線量が大きな阻害要因となるため、FP 分布の把握も極めて重要である。数十年にわたる作業期間中には、デブリ切削等の取出し作業の進展や雰囲気・放射線等格納容器内環境の影響により、デブリや FP の性状が変化し、ひいては分布の変化につながることから、デブリ・FP の分布とその長期的な変化をできるだけ正確・精緻に把握することが根源的な課題となる。本シリーズ発表(1)(2)においてそれぞれ報告されたデブリ及び FP の挙動を踏まえ、本報告においては、デブリ及び FP 両者の分布と変化を整理して比較することにより、特に今後必要となる研究課題案の抽出を試みる。抽出された研究課題案は、後報における廃炉時の管理面での考察に資するとともに、「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会等における今後の検討に反映する。

2. 「比較」の視点の整理

前 2 報から、主に、Sr 等の非揮発性の FP は燃料の溶融・移行と挙動を共にしてデブリに残留するためその分布はデブリ分布に準拠する一方、Cs 等の揮発性の FP は燃料から放出され格納容器内では構造材表面に付着物等として存在しデブリとは異なる分布状態となることが予想される。これらについては、事故後 TMI-2 の炉内、既往の SA 再現実験 PHEBUS 等において得られた FP 分布の評価結果に表されている(図 1、[1][2])。

これらを踏まえ、本報においてデブリ・FP の分布の比較を容易にするために、FP の分布状態として、主にデブリに随伴する FP が含まれるデブリと、主に揮発性 FP が含まれる構造材等への付着 FP の 2 種類の分布状態を考える。便宜上、前者を「デブリ随伴 FP (分布)」、後者を「付着 FP (分布)」と称することとする。

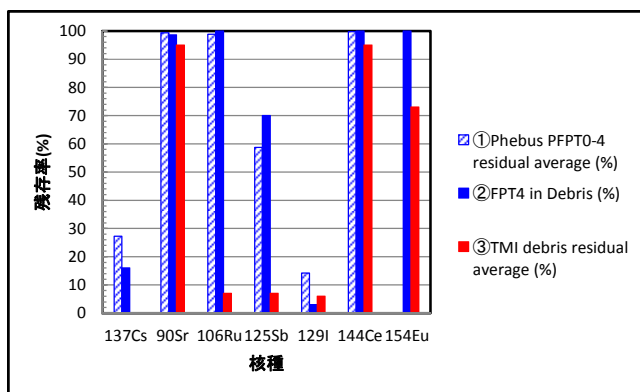


図 1 既往研究等における主な FP のデブリ内残存傾向

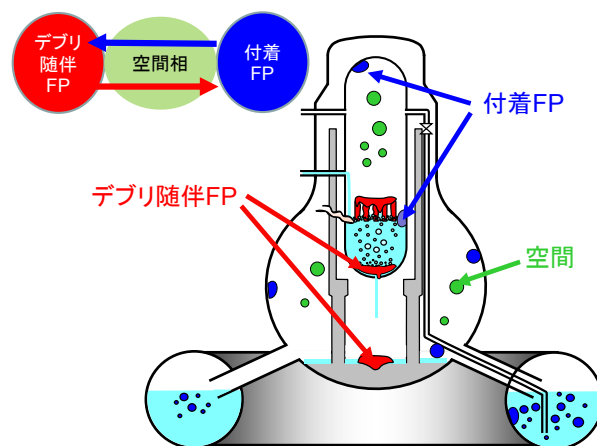


図 2 FP 分布状態の区分概念

* Masahiko Osaka¹ and Naoya Miyahara¹

¹ Japan Atomic Energy Agency.

以上の2種類のFP（分布）に加えて、両者の間に介在する気相や水相であって、短期・長期的に両者間をFPが移行することができる「空間（分布）」を加えた3種類のFP（分布）に区分した（図2）。本報では、多数のFPのうち、インベントリや人への被ばくに与える影響等を考慮して、FPのうち主にCs, I, Te, Ru, Sr等を対象とした。

3. FPの分配傾向の整理

表1に、主なFPについて、それらの挙動がデブリ随伴FPと付着FPに係る分布に与える影響を整理したものを示す。デブリ随伴FPと付着FPのうち、各FPが主に含まれるものに下線を付している。主な付着FPとしてはCs, I, Teが含まれ、これらは溶融に至るまでの高温状態で燃料から放出し、冷却系移行による温度低下に伴う凝縮やエアロゾル生成により配管等の構造物表面に付着して主要な外部放射線源となる。デブリ随伴FPとしては主に非揮発性のSr, Baがあり、これらはデブリ内の放射線源や熱源となる。

表1 付着FP／デブリ随伴FP分布状態への影響

核種	特徴	付着FP	デブリ随伴
Cs	γ線放出、揮発性、長期影響	<u>構造物等に物理的・化学的に付着</u>	デブリ表面等への再付着？
Sr	β線放出、非揮発性、長期影響	海水注入・還元雰囲気下での揮発性増大	<u>デブリ随伴(主要な放射線源)</u>
Te	β線放出、揮発性	<u>構造物等に物理的・化学的に付着(挙動に不明な点あり)</u>	被覆管に化学的にトラップされる影響？
Ba	β線放出、準揮発性	Moとの複合化合物形成による揮発性増大	<u>デブリ随伴(主要な熱源)</u>
Ru	γ線放出、可変揮発性	空気混入で揮発性増大	デブリ随伴
I	γ線放出、可変揮発性	<u>構造物等に物理的に付着</u>	デブリ表面等への再付着？

4. 研究課題案の抽出

3.で述べた各FPの基本的な分布状態に加えて、それらと異なる分布状態をもたらすFP挙動の考慮が重要であり、今後の研究課題である。例えば、Ruについては事故時空気混入条件において非揮発性であったものが揮発性となることが知られている。また、CsやTeについてはステンレスやジルカロイ等と高温で化学的に反応すること、Mo等他のFPや制御材B等はCs, I等と化学反応を生じることなど、これら化学的挙動についてはFP挙動全体に影響を及ぼす重要課題として認識されている[3,4,5]。さらに、数十年間に及ぶことが予想されるデブリ取出し作業期間中には、付着FPの水分への溶出や作業時の圧力変動による再浮遊、長期間の酸化等によりチェルノブイリ原発事故で生じたデブリ表面の変性とそれによる放射性物質の再浮遊等、空間へのFP放出を介して分布状態変化に与える挙動を考慮する必要がある。

これらの課題解決のためには、各々の現象・挙動評価とそれに基づくモデル化を継続的に行って炉内FP分布推測へ反映することが不可欠であり、1F事故により環境中や格納容器内に放出されたFPの詳細な分析結果はそれら継続的反映のための重要な検証材料となる。

<参考文献>

- [1] 日本原子力学会水化学部会、日本原子力学会水化学部会報告書#2017-0001(2017).
- [2] 永瀬文久、エネルギーと動力、2012年秋季号(279) 2-7(2012)
- [3] S. Suehiro, et al., Nucl. Eng. Des., 286 (2015) 163-174.
- [4] M. Osaka et al., Proc. ERMSAR 2017, 2017.
- [5] L.E.Herranz, et al., Nucl. Eng. Des., 288 (2015) 56-74.

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会、核燃料部会、水化学部会合同セッション

核分裂生成物と燃料デブリの比較 - 廃炉作業時の影響比較の観点より
Comparison of fission products and fuel debris - From the viewpoints of their effects on
decommissioning work

(4) 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

(4) Remarks on radioactive material control under decommissioning work

*高木 純一¹、内田 俊介²

¹東芝エネルギーシステムズ、²日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業は、まずは、燃料デブリの存在箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に安全に保管することで終結する。長期にわたる燃料デブリ取り出し作業においては、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に廃炉作業に従事する作業者の放射線被ばく（外部被ばく、内部被ばく共）を最小に抑制することが必須である。

原子炉あるいは格納容器内の燃料デブリの分布位置は、シビアアクシデント解析コードによる予測とムーオンを用いた測定で推定はされているものの、その正確な位置は、今後の調査により少しずつ明らかになって行くものと考ええる。一方で、作業を進めて行く上で障害となるのが、セシウムを初めとする放射性の核分裂生成物（FP）である。もともと燃料体に存在したウラン他の核原料物質、超ウラン元素（TRU）とFPのうち、メルトダウンの過程で揮発性のFPは原子炉内、格納容器内に飛散し、燃料デブリ中にはウラン、TRUと不揮発性のFPなどが燃料被覆材や構造材の酸化物と混在して含まれる。

従って廃炉作業を進めるにあたっては、取り出し対象とする燃料デブリのみでなく、FPの挙動にも十分配慮し、放射性物質の飛散、被ばく抑制を図ることが必須である。

本セッションでは、前3報において、燃料デブリとFPの基礎特性と事故時のふるまいを述べた上で、両者の挙動を比較し、FPの分配傾向の整理を行った。

以下では、これらの発表に基づいて、マスマランスを含めた炉内でのFP分布の差異、廃炉作業時の燃料デブリ及びFPの取扱い、被ばく影響、環境影響についてまとめる。

2. 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

廃炉作業の今後の進展においては燃料デブリ取り出しが主体となるが、放射線影響（被ばく管理）や汚染インベントリー（廃棄物管理）の観点からは、FP挙動及び分布を把握することが必須である。特に、燃料デブリ中に存在しているFPの存在について知見を深める必要がある。そこで、前報では、作業対象となる放射性核種を、“デブリ随伴FP”（燃料デブリ中のFP）、及び、“付着FP”（PCV内の構造材等への付着FP）に分類することとした。以下では、廃炉作業時の観点から両者の比較検討を行う。表1に放射性物質管理の留意事項を示す。

2.1 放射能分布

デブリ随伴FP：固体の表面線量率は¹³⁷Cs等の高γ線放出核種で決まるが、その残存率は小さいと考えられる。⁹⁰Sr等のβ線放出核種の残存率は比較的大きいと想定される。

付着FP：¹³⁷Cs等の高γ線放出核種の残存率は比較的大きいが、汚染水への移行割合は大きいと推定される。

2.2 存在形態

デブリ随伴FP：主として固体中に存在すると考えられる。取り出し作業中に一部粉体化する可能性がある。難溶性だが一部溶解性の場合がある。飛散性は比較的軽微だが、破碎作業時に一部飛散する可能性がある。

*Junichi Takagi¹ and Shunsuke Uchida²

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation, ²Japan Atomic Energy Agency

付着 FP：粒子として壁面に付着していると考えられる。一部可溶性であり汚染水へ移行する。広範囲に分布していることが特徴である。揮発性の FP の飛散には注意が必要であり、ガス状の FP への対応も必要である。

2.3 作業対象

デブリ随伴 FP：燃料デブリは取り出しの主対象となる。ただし、残存する FP は阻害要因となる。

付着 FP：FP 自体は燃料デブリ取り出しの阻害要因であり対象外である。場合により作業前除染が必要となる。

2.4 臨界管理

デブリ随伴 FP：重点評価項目であり、厳密な臨界管理が必要となる。

付着 FP：FP 単独であれば、臨界評価は不要である。

2.5 被ばく影響

デブリ随伴 FP： α 核種、 β 核種を含み、内部被ばくへの配慮が必要である。外部被ばくは ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 等の γ 線源が主要線源である。体積線源であり、線源強度に比較して線量率は小さいと考えられる。

付着 FP： β 核種（特に ^{90}Sr ）の内部被ばくへの配慮が必要である。外部被ばくは ^{137}Cs が主要線源である。面積線源であり、線源強度に比較して線量率が大きいと考えられる。

2.6 環境影響

デブリ随伴 FP：直接的な影響は比較的小さい。流出に対しての影響も比較的軽微と考えられる。ただし、粉塵や微粒子の挙動には注意が必要である。

付着 FP：ガス・粒子としての飛散、汚染水としての拡散に留意が必要である。特に、流出による汚染水への影響が大きいと考えられる。

表 1 廃炉作業時の放射性物質管理の留意事項

分類	項目		デブリ随伴 F P	付着 F P
F P 分布	1	放射能分布	固体の表面線量率は ^{137}Cs 等の高 γ 線放出核種で決まるが、その残存率は小さい。 ^{90}Sr 等の β 線放出核種の残存率は大きい。	^{137}Cs 等の高 γ 線放出核種の残存率は比較的大きいが、汚染水への移行が大きい。
	2	存在形態	主として固体中に存在。取り出し作業中に一部粉体化。難溶性だが一部溶解。飛散性は比較的軽微だが、破碎作業時に一部飛散の可能性あり。	粒子として壁面に付着。一部可溶性であり汚染水へ移行。広範囲に分布。揮発性の FP の飛散には注意が必要。ガス状の FP への対応も必要。
作業対象	3	取扱い方法	燃料デブリは取り出しの主対象。ただし、残存する FP は阻害要因。	FP は燃料デブリ取り出しの阻害要因であり対象外。場合により作業前除染が必要。
影響評価	4	臨界管理	重点評価項目であり、管理が必要。	臨界評価は不要。
	5	被ばく影響	α 核種、 β 核種を含み、内部被ばくへの配慮が必要。外部被ばくは ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 等が主要線源。体積線源であり、線源強度に比較して線量率は小さい。	β 核種の内部被ばくへの配慮が必要。外部被ばくは ^{137}Cs が主要線源。面積線源であり、線源強度に比較して線量率が大きい。
	6	環境影響	直接的な影響は比較的小さい。流出に対しての影響も比較的軽微。	ガス・粒子としての飛散、汚染水としての拡散に留意。特に流出による汚染水への影響が大きい。

3. まとめ

以上より、燃料デブリ中の“デブリ随伴 FP”と構造物等への“付着 FP”について、FP 分布、作業対象、影響評価の観点から両者の挙動を比較評価し、以下の観点から今後の廃炉作業に資するものとする。

1. 廃炉計画時には、核種の存在量と存在場所を推定して計画する。
2. 廃炉作業の進捗とともに、存在量と存在場所の把握精度を向上させ、併せて、存在形態を把握する。
3. 廃炉作業時の影響評価として、被ばく影響、環境影響を適切に評価する。
4. 上記 2.、3. に則り、適宜、廃炉作業、工程の見直しを図る。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 放射線工学部会

[2F_PL] 電子顕微鏡の現状と将来展望

座長:高橋 浩之(東大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 F会場 (共通教育棟2号館 2F 23番)

[2F_PL01] 先進原子分解能電子顕微鏡による材料局所電磁場解析

*柴田 直哉¹ (1. 東大)

[2F_PL02] 走査透過電子顕微鏡および電子エネルギー損失分光法による材料評価

*木本 浩司¹ (1. 物材機構)

[2F_PL03] 電子線ホログラフィーによる材料解析

*谷垣 俊明¹ (1. 日立)

先進原子分解能電子顕微鏡による材料局所電磁場解析

Direct electromagnetic field imaging in materials by advanced atomic-resolution electron microscopy

*柴田 直哉

東京大学

収差補正走査透過型電子顕微鏡法（aberration-corrected STEM）は、原子サイズにまで絞った電子線を用いて、材料内部の原子構造を実空間直接観察する手法である。現在、40.5pm の空間分解能が達成されており、水素やリチウムなどの軽元素原子の直接観察も可能である。近年、我々のグループでは原子分解能観察に対応可能な多分割型 STEM 検出器を独自開発し、検出面上の位置や角度に敏感な原子分解能 STEM 像を 16 画像同時に取得可能なシステムを構築した。現在、この分割型検出器を用いて走査型透過電子顕微鏡法（STEM）の一手法である微分位相コントラスト法（Differential Phase Contrast: DPC）の開発に注力している。この手法は、材料内部の電場・磁場構造を直接観察できることから、材料・デバイスの超微細構造解析の分野において大きな注目を集めている。この DPC STEM 法を原子分解能 STEM に応用することによって、原子内部の電場を直接観察することに世界で初めて成功している[1,2]。Fig.1 に SrTiO_3 の原子分解能 DPC STEM 像を示す。(A)は同時取得した HAADF 像、(B)(C)はそれぞれ電場ベクトルカラーマップ及び電場強度マップを示す。電場像から、原子中心の原子核から電場が放射状に湧き出す様子を実空間で直接観察できていることがわかる。つまり、原子分解能 DPC STEM は原子の存在だけでなく、その内部構造の直接観察をも可能にする手法であると言える。その他、材料中の磁場観察への応用例(磁区、磁気スキルミオン観察) [3,4]なども報告する。更に、現在開発中の原子分解能磁場フリー電子顕微鏡について、その進捗状況及び将来展望について紹介する。

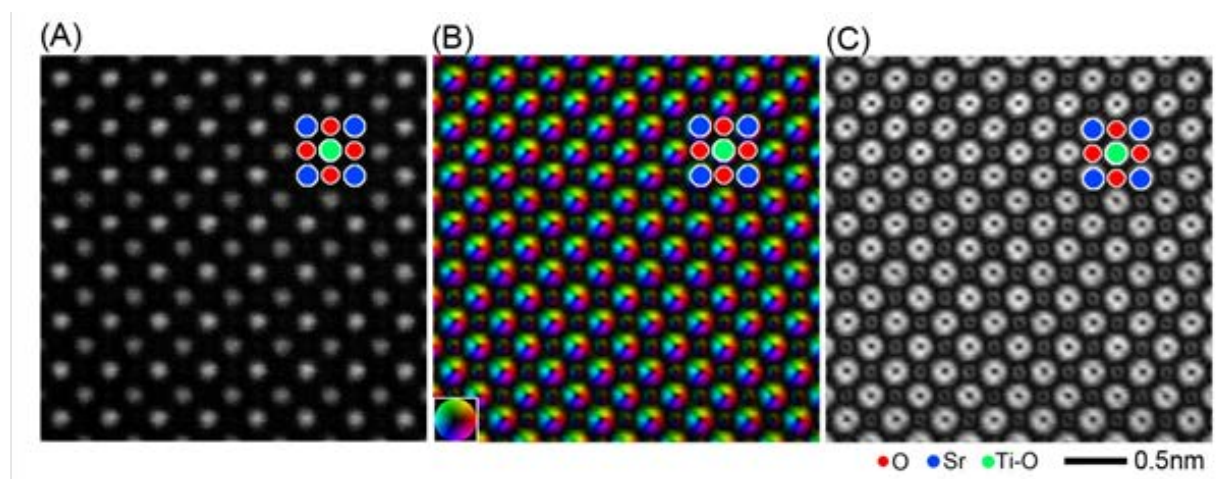


Fig. 1: SrTiO_3 [001]の原子分解能 DPC STEM 観察結果[2]. (A) ADF 像. (B)DPC STEM による原子電場ベクトルマップ. (C) DPC STEM による原子電場強度マップ.

[1] N. Shibata *et al.*, *Nature Phys.*, **8**, 611-615 (2012).

[2] N. Shibata *et al.*, *Nature comm.* **8**, 15631 (2017).

[3] T. Matsumoto *et al.*, *Sci. Adv.* **2**, e1501280 (2016).

[4] N. Shibata *et al.*, *Acc. Chem. Res.*, **50**, 1502-1512 (2017).

*Naoya Shibata

UTokyo

放射線工学部会セッション

電子顕微鏡の現状と将来展望

Current status and future trends in electron microscopy

走査透過電子顕微鏡および電子エネルギー損失分光法による材料評価

Material characterization using scanning transmission electron microscopy
and electron energy-loss spectroscopy*木本浩司¹¹物質・材料研究機構

走査透過電子顕微鏡(Scanning Transmission Electron Microscopy; STEM)と電子エネルギー損失分光法(Electron Energy-Loss Spectroscopy; EELS)を組み合わせることにより、局所領域で結晶構造解析や元素分析が可能になる。本発表では、STEM および EELS を使って現状どういった解析ができるのか紹介したい。

STEM 像観察による結晶構造解析

STEM を用いると投影した原子配列を直接観察できる。空間分解能は収束した電子のプローブ径に依存し、収差補正装置を備えた装置では 50 pm 以下まで向上している。透過電子を環状暗視野(Annular Dark-Field; ADF)検出器や環状明視野(Annular Bright-Field; ABF)検出器を使って、原子配列を可視化できる(図 1)。ADF 像では Ga が輝点として、ABF 像では Ga と N が暗点として観察でき、原子位置をピコメートルオーダーで決定できる[1]。ADF 像強度は定量的に解析して、原子数に変換することも可能であり、ドーパントの検出などにも利用されている[2]。ADF 散乱強度は軽元素では原子番号のべき乗(1.5~2.0)に比例するため元素の識別も可能である[3]。現在はセグメント化された検出器を使って回折図形を取得してデータを解析する 4D-STEM が実用化されつつある[4]。

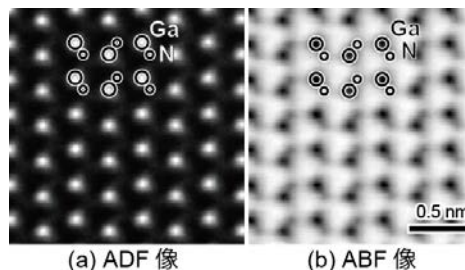


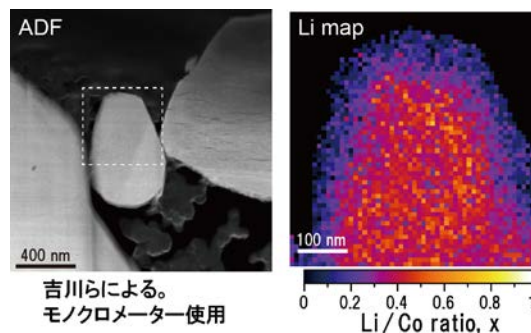
図 1 GaN の STEM 像観(加速電圧 300kV)。

STEM-EELS による原子配列の可視化

試料の内殻電子を励起した EEL スペクトルから、元素毎に原子配列を可視化できる[5]。プローブ径を微小にするだけでは不十分で、非弾性散乱過程が原子レベルで局在している必要があり、よりエネルギー損失の大きな(より内殻の電子励起)非弾性散乱過程を捉える必要がある。さらにスペクトルの微細構造(ELNES)を利用すれば、化学結合状態の異なる元素を可視化する事も出来る[6]。EELS は軽元素のマッピングに特に適しており、Li 電池正極材料中の Li マッピングにも利用している(図 2)[7]。モノクロメーターを使うことにより放射光の X 線吸収スペクトル(XANES)と同様のエネルギー分解能(<0.1eV)が実現できる[8]。材料研究者のニーズを正しく捉え、材料開発と計測手法の開発双方の発展に寄与したい。

- 1) Kimoto et al. *Ultramicroscopy* **110** (2010) 778.
- 2) Kimoto et al. *App. Phys. Lett.* **94** (2009) 041908.
- 3) Yamashita, Kimoto et al. *Sci. Rep.* **8** (2018) 12325.
- 4) Kimoto & Ishizuka *Ultramicroscopy* **111** (2011) 1111.
- 5) Kimoto et al. *Nature* **450** (2007) 702.
- 6) Haruta, Kimoto et al. *Appl. Phys. Lett.* **100** (2012) 163107.
- 7) Kikkawa, Kimoto et al. *J. Phys. Chem. C* **119** (2015) 15823.
- 8) Kimoto *Microscopy* **63** (2014) 337.

本研究の一部は、元素連略拠点(東工大細野教授)、新学術領域(複合アニオン JP16H06440)によるものです。

*Koji Kimoto¹¹National Institute for Materials Science図 2 STEM-ADF 像と STEM-EELS による Li_xCoO_2 ($x \sim 0.4$) の Li マップ[7]。

放射光工学部会セッション

電子顕微鏡の現状と将来展望

Current status and future trends in electron microscopy

電子線ホログラフィーによる材料解析

Material Analysis by Electron Holography

*谷垣 俊明¹¹日立製作所 研究開発グループ

電子線ホログラフィーは電子波の干渉を用い、観察対象の電場・磁場を高い分解能で観察することができる手法である。さらに回折波を干渉させる方法により、材料内部の歪みも観察することができる。これらの基本的な電子線ホログラフィーの観察機能は次世代の材料開発に有用な知見を与えると期待されるが、従来の手法では観察可能な領域が薄片試料のエッジに限られており、電子線ホログラフィーの適用範囲は限られていた。この問題を解決するため、電子波を電子線バイプリズムで分離し、観察したい領域を狙って電子波を照射する分離照射電子線ホログラフィーを開発した[1]。また、電子線ホログラフィーとトモグラフィーを組み合わせることで、電磁場を三次元的に観察することができる。1MV 超高压電子顕微鏡を用いると比較的厚い試料が観察できる。その高い透過能を利用し、磁気渦を三次元的に観察することに成功している[2]。一方、電磁場を高い分解能で観察する点でも、超高压電子顕微鏡は威力を発揮している。世界唯一の収差補正器を搭載した、1.2MV 原子分解能・ホログラフィー電子顕微鏡は電場観察用のモードで 43 pm、磁場観察用の試料に磁場が印加されないモードで 0.24 nm の TEM 分解能を有する。近年、磁場観察のため電場情報と磁場情報を分離するパルス磁場印加システムを開発し、0.67 nm 分解能での磁場観察に成功している[3]。

Reference

[1] T. Tanigaki *et al.*, *Appl. Phys. Lett.* 101 (2012) 043101.[2] T. Tanigaki *et al.*, *Nano Lett.* 15 (2015) 1309.[3] T. Tanigaki *et al.*, *Sci. Rep.* 7 (2017) 16598.

謝辞：本研究は内閣府最先端プロジェクトの支援を受けず総合科学技術会議により制度設計された最先端研究開発支援プログラムにより、日本学術振興会を通して助成されたものです。また、本研究の一部は JST CREST (JPMJCR1664)の支援を受けたものである。

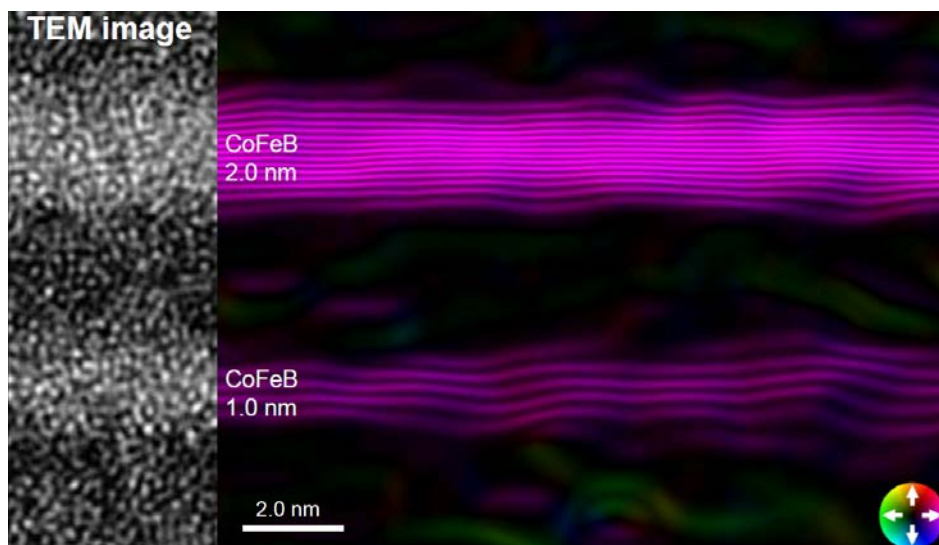


図1 サブナノメートル分解能で観察した CoFeB/Ta 多層膜内の磁束線分布

*Toshiaki Tanigaki¹¹Research & Development Group, Hitachi, Ltd.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 加速器・ビーム科学部会

[2G_PL] 加速器・ビーム科学部会20周年を迎えて「未来」を考える

座長:林崎 規託(東工大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 G会場 (共通教育棟2号館 2F 26番)

[2G_PL01] 加速器の将来

*山口 誠哉¹ (1. KEK)

[2G_PL02] 加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けた他学会との連携の可能性

*羽島 良一¹ (1. QST, 日本加速器学会長)

[2G_PL03] 産業界における加速器応用

*櫻畠 広明¹ (1. 電機工業会)

[2G_PL04] 総合討論

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

加速器の将来

Future of Particle Accelerators

* 山口 誠哉¹¹高エネルギー加速器研究機構

戦後、欧米の先進諸国に遅れてスタートした日本の加速器は、TRISTAN によりビームエネルギーの世界記録を塗り替え、KEKB によりルミノシティーの世界記録を更新し、J-PARC により世界最高クラスのビーム強度を達成し（パルス当たりの粒子数は世界一）、日本は加速器科学分野における世界の 3 極のひとつとなるに至った。ビーム性能（エネルギー、強度、ルミノシティー、輝度、パルス幅等）のさらなる向上を目指し、基礎研究用の大型加速器の開発・建設は、いまでも世界各国で国際協力により強力に進められている。

また、加速器の応用は、医療をはじめ、各種産業・安全保障・分析・環境浄化・原子力など様々な分野に広がってきている。

本講演では、基礎研究用大型中型加速器及び応用加速器の現状と将来を紹介するとともに、加速器要素技術の展開について簡単に触れる。

*Seiya Yamaguchi¹

¹High Energy Accelerator Research Organization

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けた他学会との連携の可能性

Possible inter-academic-society cooperation for a bright future of
the Particle Accelerator and Beams Science Subcommittee

*羽島 良一^{1,2}

¹量研, ²日本加速器学会長

1. はじめに

日本原子力学会にて加速器・ビーム科学部会が活動を開始してから 20 年が経過した。部会の設立趣意書には、加速器が原子炉よりも早く発明されたこと、素粒子/原子核等の基礎研究用として巨大科学を支える重要な装置として発展し、その利用が医療、材料照射、分析、環境照射等の分野に大きな広がりを見せていること、放射光、粒子線がん治療、未来のエネルギーシステム（加速器駆動原子炉）等でも重要な役割を果たすことが述べられ、関連分野全体を総合的に支える活動の拠点として部会が設立されたことが記されている。冒頭の一節で「加速器」と「原子炉」が対比されているように、加速器を中心とした放射線利用は、エネルギーを生み出す原子炉と並び、原子力研究、原子力利用の柱として位置づけられてきた。本講演では、加速器・ビーム科学部会のさらなる発展に向けて、他学会との連携の可能性を論じてみたい。

2. 他学会との連携の可能性

加速器・ビームに関連した学会にはどのようなものがあるだろう。日本加速器学会、日本放射光学会、レーザー学会のように学会名そのものが、加速器やビームを表すものから、日本物理学会、応用物理学会、日本中性子科学会、日本放射線化学会、日本放射線腫瘍学会など、加速器・ビームを内包した研究分野、あるいは、加速器・ビームの利用を前提とした研究分野を対象とする学会が数多く存在する。それぞれの学会は、独自のミッションを掲げて活動をしており、一部の重なりはあるものの異なる会員から構成されている。

そもそも学会を作ることの理由のひとつが、コミュニティを形成することによって個人の力では及ばない活動を展開することであるならば、複数の学会が連携して、より大きな力を発揮するのは自然な流れである。

学会の役割の第一は、所属する会員の研究活動の拡大や充実に寄与することだろう。華々しい研究成果の創出を促す役割も大事であるが、研究者の身近な問題に対するサポートも重要である。この 20 年間に深刻化した問題のひとつに、若手研究者の雇用問題がある。それぞれの学会で若手研究者のキャリア形成について議論がなされてきたが、若手研究者が自分たちの意見を集約して社会に発信しようという動きも始まっている。日本学術会議に若手アカデミー、若手科学者ネットワーク分科会が作られ、若手科学者サミットが 2016 年から毎年開催されるようになった。私が会長を務めるビーム物理研究会では、ビーム物理研究会・若手の会を組織化し若手科学者サミットへの研究者の派遣を行うほか、若手の会が主催する研究会を持ち回りで開催している。若手の会の入会資格は 45 歳未満であるが、現在までに 89 名の会員が登録されている。日本放射光学会も同様の若手部会を設立している。このような若手研究者が自らの視野を広げるための活動は、複数の学会が連携することでさらに活性化できるのではないだろうか。

私が会長を務める日本加速器学会では、日本中性子科学会からの申し入れを受けて連携を開始した。J-PARC の大強度パルス中性子源が完成したところから、中小型の加速器中性子源の建設計画が進められるようになっており、日本中性子科学会では小型中性子源から大型中性子源まで共創的に発展させる枠組みを構築しようとしている。中性子の発生と利用の専門家が集まる日本中性子科学会であるが、加速器の専門家が手

薄なことから、日本加速器学会へ連携の呼びかけがなされたという経緯である。二つの学会がそれぞれの専門性を活かして連携を行っている例である。

日本原子力学会の加速器・ビーム科学部会に所属する会員の研究分野を年会・大会の講演プログラムから俯瞰すると、加速器・ビームの発生から利用まで一通りカバーしているように感じられる。しかし、加速器・ビームの利用をいっそう高度化し、また、経済性を追求する流れの中で、研究すべきテーマは多岐にわたっている。AI の台頭に代表されるテクノロジーの進歩や、激しさを増す国際競争、後継者育成への対応も求められている。所属する会員の研究活動の促進、効率化を支援する学会活動の在り方を考えるとき、他学会との連携は一つの選択肢となろう。年会の部会セッションに他学会の講師を迎えるなどからはじめてみるのはいかがであろうか。

3. まとめ

日本原子力学会の加速器・ビーム科学部会が歩んだ 20 年の間に、多くの技術が進歩し、また、社会情勢の変化もあったが、加速器・ビーム科学が果たすべき役割が拡大しているのは間違いない。加速器・ビーム科学の研究をさらに進め、その成果を社会に還元することを目指すためには、加速器・ビーム科学部会をさらに活性化することが望まれる。その手段として、他学会との連携は有効な選択肢のひとつとなろう。

*Ryoichi Hajima^{1,2}

¹QST, ²President of Particle Accelerator Society of Japan.

加速器・ビーム科学部会セッション

加速器・ビーム科学部会 20 周年を迎えて「未来」を考える
THINK THE FUTURE, in commemoration of the 20th anniversary of
the Subcommittee on Particle Accelerator and Beam Science

産業界における加速器応用 - JEMA の活動紹介 -

Application of accelerators in the industry -Activity introduction of JEMA-

*櫻畠 広明, 馬場 隆, 工藤 達郎, 大友 清隆, 松原 雄二, 佐藤 耕輔, 殖栗 敦,
葭谷 昌之, 足立 吉隆, 森 威男, 仙波 智行, 吉村 信二, 服部 行也, 石川 拓也,
花川 和之, 白根 秀一, 笹子 雅純, 野崎 智恵子
一般社団法人日本電機工業会 加速器特別委員会

産業界における加速器応用製品の普及活動の一つとして、加速器メーカ 9 社で構成される日本電機工業会 (JEMA) 加速器特別委員会の活動内容について報告する。

1. 日本電機工業会 (JEMA)

JEMA は、電気機械産業における業界団体であり、重電から白物家電まで幅広い製品を取り扱っている。会員企業は約 300 社。昨年、創立 70 周年を迎えた。

2. 加速器特別委員会

2005 年 4 月より加速器の普及拡大を目的として発足、14 年間活動を継続している。

2-1. 加盟企業

(株)NHV コーポレーション、住友重機械工業(株)、東芝エネルギーシステムズ(株)、ニチコン(株)、ニチコン草津(株)、(株)日立製作所、日立造船(株)、(株)日立パワーソリューションズ、三菱電機(株) 以上 9 社。

2-2. 活動内容

2-2-1. 自主統計

加速器および関連製品に関する自主統計を実施し、人員数、生産金額、輸出金額、受注金額について統計対象会社の合算値としてその動向を取りまとめている。

2-2-2. 調査事業

加速器の民間利用の実態や今後の展開の可能性を考察することを目的とした調査事業を行っている。

これまでの調査実績として、2005 年度「医療用機械向け加速器の使用状況調査」に始まり、近年では「北米並びにアジアにおける加速器の普及状況と将来展望調査」、「環境分野における加速器の活用と将来展望に関する調査」、「治療用加速器の市場調査」を実施した。

今回、2018 年度に実施した「社会インフラにおける加速器の活用と将来展望に関する調査」の結果概要の一部を紹介する。わが国は今後、急速に高齢化人口が増えるだけでなく、高度成長期に建てられ老朽化した社会インフラを多く抱えることとなり、その健全性を維持管理するための監視と検査の優れた技術を開発することが期待されている。

2-2-3. PR パンフレット

加速器が社会の様々な場面で役立っていることを周知するパンフレットを作成、無料配布している。

3. まとめ

日本電機工業会 (JEMA) 加速器特別委員会は、今後とも加速器関連機器の製造に関わる業界団体として、関係諸機関との連携を進めながら、加速器分野の発展に寄与していく所存である。

*Hiroaki Sakurabata, Takashi Baba, Tatsuro Kudo, Kiyotaka Ohtomo, Yuji Matsubara, Kosuke Sato, Atsushi Ueguri, Masayuki Yoshitani, Yoshitaka Adachi, Takeo Mori, Tomoyuki Semba, Shinji Yoshimura, Yukiya Hattori, Takuya Ishikawa, Kazushi Hanakawa, Shuichi Shirane, Masazumi Sasako, Chieko Nozaki
Accelerator Special Committee, The Japan Electrical Manufacturers' Association

(2019年3月21日(木) 13:00 ～ 14:30 G会場)

[2G_PL04] 総合討論

企画セッション | 委員会セッション | 広報情報委員会

[2H_PL] 日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

座長: 布目 礼子(原環セ)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 H会場 (共通教育棟2号館 2F 27番)

[2H_PL01] ポジションステートメントの再編と方向性

*山本 隆一¹ (1. JAEA)

[2H_PL02] プレスリリースの役割と実施方針

*佐賀井 美都¹ (1. 電中研)

[2H_PL03] チーム110の活動について

*布目 礼子¹ (1. 原環セ)

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES

-Activities of the Public Information Committee-

* 山本隆一¹、* 佐賀井美都²、* 布目礼子³¹日本原子力研究開発機構、²電力中央研究所、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下PR)、ポジション・ステートメント(以下PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PRに加えて、異常事象解説チーム(以下チーム110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできたPRおよびPSの役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム110の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PSの再編と方向性

PSは、10年ほど前にANSの同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基にPS(特に提言等学会の意思表示に関わるもの)とPRによる学会の意思表示との関係を整理し、学会の意思表示は原則PSに集約する方向で議論を進めている。このPRを起点とするPSの作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該PR文のPS化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないと思われる。従来型のPS作成・審議プロセスにおけるPR後のメッセージのPS化プロセスの位置を図-1に示す。

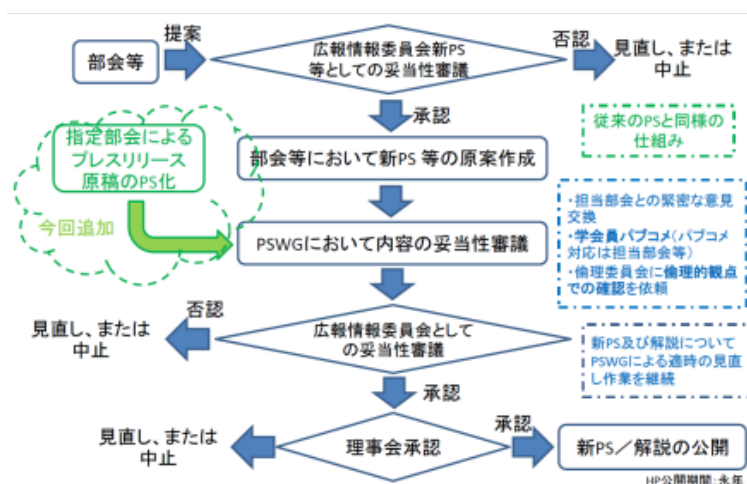


図-1 PSの提案から公開に至るプロセス(PRのPS化を含む)

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック&レビューのプロセスに異なるところはなく、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック&レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。このようにした場合、現在公開されている PS の約 25% (5 件) が「新 PS」に再区分され、残り約 75% は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- ・ PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- ・ 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- ・ 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図-2 に示す。
- ・ PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行することとする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

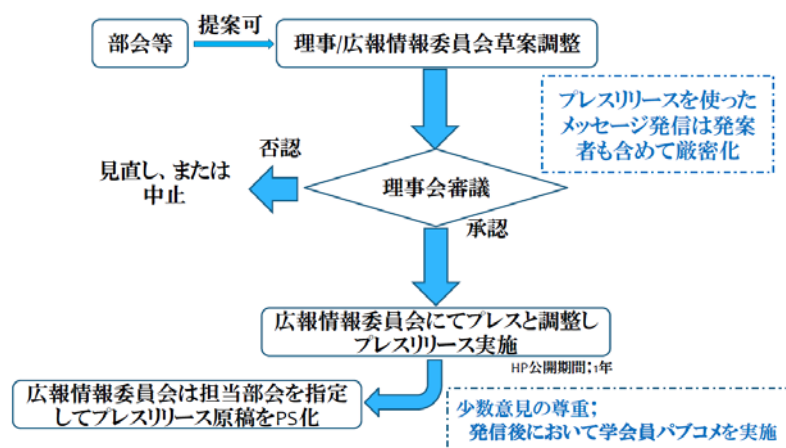


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表示の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始) 設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム 110 は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto¹, *Mito Sagai², *Reiko Nunome³

¹ JAEA, ² CRIEPI, ³ RWMC

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES

-Activities of the Public Information Committee-

* 山本隆一¹、* 佐賀井美都²、* 布目礼子³¹日本原子力研究開発機構、²電力中央研究所、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下PR)、ポジション・ステートメント(以下PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PRに加えて、異常事象解説チーム(以下チーム110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできたPRおよびPSの役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム110の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PSの再編と方向性

PSは、10年ほど前にANSの同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基にPS(特に提言等学会の意思表示に関わるもの)とPRによる学会の意思表示との関係を整理し、学会の意思表示は原則PSに集約する方向で議論を進めている。このPRを起点とするPSの作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該PR文のPS化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないと思われる。従来型のPS作成・審議プロセスにおけるPR後のメッセージのPS化プロセスの位置を図-1に示す。

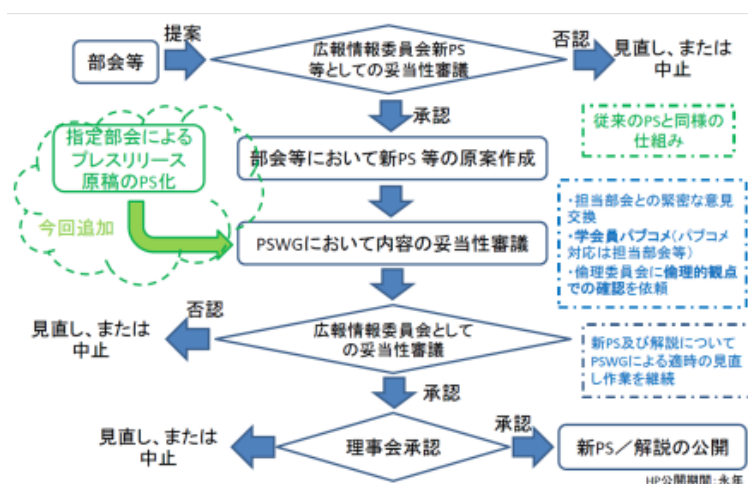


図-1 PSの提案から公開に至るプロセス (PRのPS化を含む)

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック&レビューのプロセスに異なるところはなく、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック&レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。このようにした場合、現在公開されている PS の約 25% (5 件) が「新 PS」に再区分され、残り約 75% は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- ・ PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- ・ 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- ・ 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図-2 に示す。
- ・ PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行することとする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

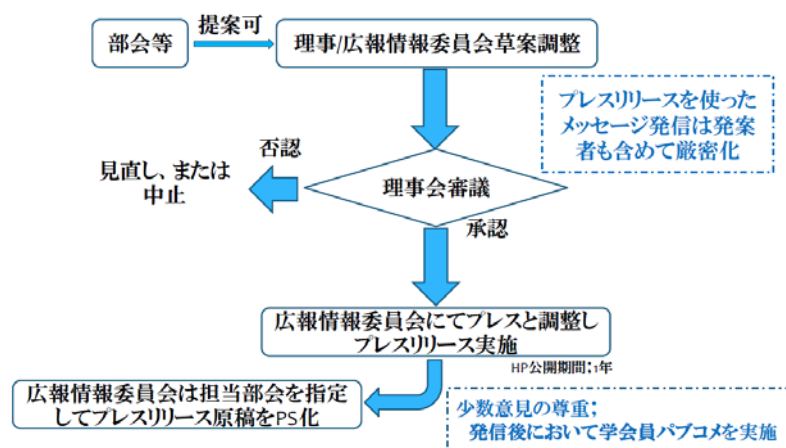


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表示の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始) 設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム 110 は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto¹, *Mito Sagai², *Reiko Nunome³

¹ JAEA, ² CRIEPI, ³ RWMC

広報情報委員会セッション

日本原子力学会としての社会への情報発信のあり方

How to disseminate information to society as JAES

-Activities of the Public Information Committee-

*山本隆一¹、*佐賀井美都²、*布目礼子³¹日本原子力研究開発機構、²電力中央研究所、³原子力環境整備促進・資金管理センター

1. はじめに

現在、原子力ムラとも揶揄されている原子力界はこれまでになく社会から正確な情報の提供と共有が求められている。一方、原子力界を構成する各原子力関連機関はその組織の性格や立場によって情報提供の目的、内容における注目点、発信手段に違いが生ずることはやむを得ないと考えられる。こうした状況において、本会では、科学的正しさに主眼を置いた情報発信を社会に対して適切に行うため、「広報、情報伝達に関する規程」を定め、会長記者会見、プレスリリース(以下PR)、ポジション・ステートメント(以下PS)を直接的情報発信として実施している。更に、緊急時や異常発生時には、会長記者会見、PRに加えて、異常事象解説チーム(以下チーム110)が情報発信を行うこととしている。

本セッションでは、先の秋の大会での議論を基に広報情報委員会として見直し作業に取り組んできたPRおよびPSの役割や発信手段などについて紹介し見直し内容を確認する。また、チーム110の役割や活動について、設立経緯等を含め現状について報告する。

2. PSの再編と方向性

PSは、10年ほど前にANSの同様な仕組みに倣う形で始まったが、その公開は学会ホームページのトップページからのアクセス性があまり良くないため、多くの学会員がその存在について認識が薄く、広報情報委員会の企画セッションを聴講して初めてその存在に気付くということすらあった。そのような状況ではあったが、4年前の秋の大会から始めた広報情報委員会セッションでの報告・議論により、徐々に学会員の関心も高まっている様に感じている。

そこで後述するように、広報情報委員会ではこれまでの議論を基にPS(特に提言等学会の意思表示に関わるもの)とPRによる学会の意思表示との関係を整理し、学会の意思表示は原則PSに集約する方向で議論を進めている。このPRを起点とするPSの作成については、ある程度時間が掛けられることから、広報情報委員会にて当該PR文のPS化を行うに相応しい専門性を有する部会等を選定し、作成依頼するのが現実的ではないと思われる。従来型のPS作成・審議プロセスにおけるPR後のメッセージのPS化プロセスの位置を図-1に示す。

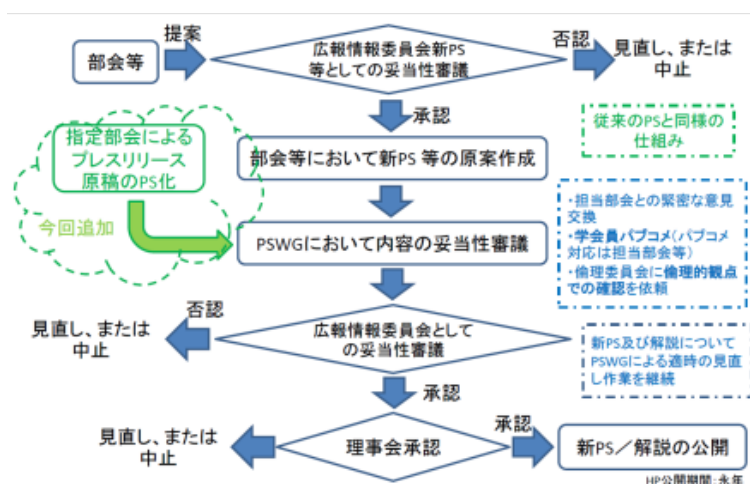


図-1 PSの提案から公開に至るプロセス (PRのPS化を含む)

また、従来の PS は大別して前記と同様な「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)の類と「用語の解説」の類とに分けられ、その説明責任の重さはかなり異なると考えられるが、これまではそのチェック&レビューのプロセスに異なるところはなく、同じように数か月から、物によっては年オーダーの時間をかけてきた。しかしながら、責任の重さに軽重が有るのなら、特に「用語の解説」の場合はそのチェック&レビュープロセスにおいてある程度の合理化が期待できるのではないか、との議論が当然の様に出てきた。現時点においては、その具体的な方策について十分な議論が出来ているわけではないが、今後の議論を促すために、これまでの PS を「学会の立場の表明」(見解・提言・宣言)と用語の解説の類とに分け、前者を「新 PS」として定義し、後者を「解説」として区分けすることを提案したい。このようにした場合、現在公開されている PS の約 25% (5 件) が「新 PS」に再区分され、残り約 75% は「解説」に区分されることになる。ただし、今後前記のように PR を起点とした PS の作成と言う新たな枠組みを設けることで、「新 PS」は確実に増加傾向となることが期待される。

この他、PS 作成プロセスの合理化を考慮すると、これまでのような単独の部会等による起案・作成ではなく、当初より関連する複数の部会の共同企画と言った形で、例えば案件ごとに PS 起草委員会のようなものを設置して、起案当初から完成度を上げることを通じて、その後の PSWG による確認作業をより合理化し、起案から公開までの期間を短縮することも考慮すべきかもしれない。

3. PR の役割と実施方針

2018 年秋の大会において、本会の情報発信のあり方を議論するなかで PR の定義と実施方針を整理する必要性についてご意見をいただいた。広報情報委員会では PR の役割(定義)を明確にすることで、速やかな情報発信を行うことを目指しており、主な見直点は、PR の種別と内容、発信元クレジット、実施可否の決定プロセスとその権限などである。また、PS との役割の棲み分けについても議論がなされた。具体的には、前回大会で挙げられた PR の問題点として①定義がなく役割が明確でない②提言、見解、解説、会長会見、その他イベントなどの別がなく同列の扱いである③広報情報委員長の判断によって実施可否が決まる④『本会として正式に情報・コメントできる活動等であることを前提とする活動』であれば手続きを経ることで実施を妨げることはできない⑤クレジットは原則発信元の組織名で実施されるものの学会の総意と受け取られがち等が挙げられ、これらの課題について広報情報委員会で検討を行った。また、議論が必要な提言、見解、解説はむしろ PS の枠組みに切り分ける必要性についても議論し、PR の役割(定義)と実施要領案についても検討した。

その結果、PR は本会として事務的に周知すべき案件や提言、見解、解説のうち適時性と緊急性の高いもの(時事案件)に限定する一方、PS は本会としてのスタンス・考え方を表明するものと定義した上で、PR のうちの後者(緊急性の高い時事案件)と PS はいずれも科学的根拠に基づくものであるべきとの基本理念を共通の考え方として検討を進め以下のような方向性が示された。

- ・ PR について、学会主催(年会・大会やシンポジウム)案件については、事務局のみの発案とし、学会として発信すべき緊急メッセージ(時事案件)は、理事会のみの発案とし管理は事務局が行う。
- ・ 学会からのお知らせは、部会や委員会からの依頼も可能とするが、起案は事務局とし、部会や委員会は依頼書を作成することとする。
- ・ 時事案件の PR 文作成は案件関連の理事が行い、広報情報委員会に情報共有として通知した上で、理事会に諮ることとし、理事会にて承認を受けた PR 文を基に、広報情報委員会が PR を実施する。この手続きの流れを図-2 に示す。
- ・ PR した時事案件は、後日会員へパブリックコメントを行い、見直した上で、すべて PS に移行することとする。作成要領は、PS 作成要領に準拠する。保存期間を公開期間と修正し、原則永年公開とする。

今後、広報情報委員会では、上述の方向性に基づく PR を実施するために、具体的な PR 実施要領案を整備し意思決定プロセスを反映した本会としての実施方針を示していく。

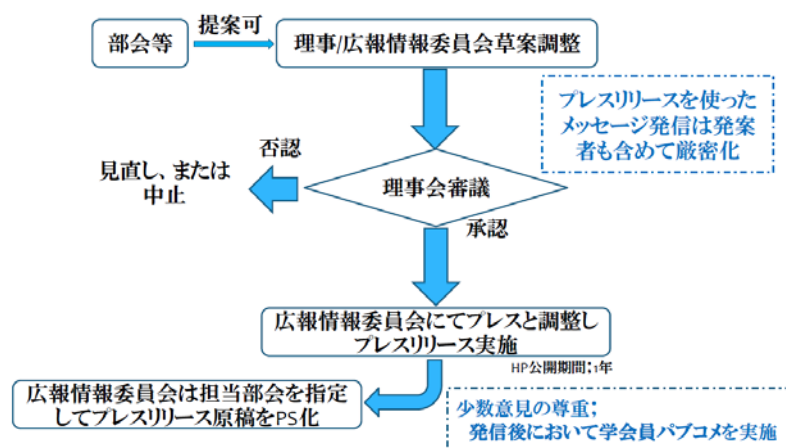


図 - 2 プレスリリースによる学会の意思表示の流れ

4. チーム 110 について

チーム 110 とは、原子力施設における異常事象について専門家の見解が求められた場合に、国や事業者から独立した立場で、速やかにわかりやすい解説を行うことを目的に、2010 年 1 月 27 日に設立された。(2 月 1 日より運用開始) 設立当初の構成メンバーは、全員大学関係者からなる解説担当者が 10 名、技術支援者が約 40 名(100 名を目指す)となっており、合計 110 名が活動する組織として、略称「チーム 110」とした。

活動の流れとしては、自治体関係者またはマスコミ関係者からの依頼に基づき、広報情報委員長(または代理者)とチーム 110 主査が解説担当者を決定し、本人の確認を経た後、依頼者へ紹介する。解説担当者は、技術支援者から情報支援を受けながら解説を行うというもの。

これまでの活動として、東京電力福島第一原子力発電所事故に関する解説を実施したが、想定をはるかに超える活動となり、チームとしての機能を発揮することができなかった。これを受けて、メンバー構成を変更し、解説担当者を各部会より推薦してもらい約 60 名の体制とした。また、マスコミ対応を円滑に進めるために、メディアトレーニングを実施した。

原子力施設の異常事象に対する解説という特化した目的を持つ組織であるため、通常時に活動がなく、メンバーのモチベーションを維持することが難しい状況にあるが、学会としてチーム 110 を継続しなくても良いのか、他の任務はないのか、今後、運営方法等を含めた検討が必要と考えている。

5. まとめ

PS、PR については、今回の見直し内容についての本企画セッションでの議論を踏まえ、広報情報委員会において整理したそれぞれの定義に合わせた発信の決定プロセスや方法、クレジットなどを要領として定め運用していきたいと考えている。チーム 110 は、近年の動向を鑑み当会が置かれた状況に見合うマスメディア対応チームとしてどのような役割を担ってもらうのか、今後も年会・大会の場での議論を含め引き続き検討していきたいと考えている。

*Ryuichi Yamamoto¹, *Mito Sagai², *Reiko Nunome³

¹ JAEA, ² CRIEPI, ³ RWMC

企画セッション | 委員会セッション | 理事会[社会・環境部会共催]

[2I_PL] 原子力防災の現状と課題

座長:土田 昭司(関西大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 15:00 I会場 (共通教育棟2号館 3F 30番)

[2I_PL01] 開会挨拶

*駒野 康男¹ (1. 会長)

[2I_PL02] 原子力防災の現状（仕組み）について

*荒木 真一¹ (1. 内閣府)

[2I_PL03] 広域避難計画策定における課題について

*土信田 法男¹ (1. 茨城県)

[2I_PL04] 被災者支援から見てきた原子力防災の課題

*原口 弥生¹ (1. 茨城大)

[2I_PL05] 総合討論

(2019年3月21日(木) 13:00 ～ 15:00 |会場)

[2I_PL01] 開会挨拶

*駒野 康男¹ (1. 会長)

原子力規制委員会による審査が終了した発電用原子炉の再稼働が進められるなか、地元自治体では避難計画を含む原子力防災業務計画の策定が行われています。原子力防災は重大事故発生時の住民の安全確保の上で非常に重要であり、計画策定後も常にその改善が求められています。このような状況を踏まえ、本会として原子力防災に対してどのように取り組んでいくべきかを検討するために、本セッション「原子力防災の現状と課題」を企画しました。

このセッションでは、国の専門家、自治体の防災担当者、防災にかかる研究者による講演を行った後、総合討論を行い、避難計画を中心とした原子力防災の課題とその解決に向けた取り組みについて議論します。

理事会セッション

原子力防災の現状と課題

Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

原子力防災の現状（仕組み）について

Framework of Nuclear Emergency Preparedness and Response in Japan

*荒木 真一¹¹内閣府

1. 概要

本セッションでは、我が国の原子力防災の現状（仕組み）として、平時・緊急時における原子力防災体制、原子力災害時の基本的な対応行動、各自治体の避難計画を含む地域の「緊急時対応」の取りまとめ状況及び計画策定に際しての課題、訓練や研修の現状等について紹介する。

・平時・緊急時における原子力防災体制：

現在の原子力防災体制については、平時は、内閣総理大臣を議長、内閣官房長官、環境大臣、内閣府特命担当大臣（原子力防災）及び原子力規制委員長を副議長とし、すべての国務大臣等を議員とする原子力防災会議が常設されている（環境大臣を事務局長とする事務局体制）。

緊急時には、原子力緊急事態宣言がなされた際には、内閣総理大臣を本部長とし、すべての国務大臣等を本部員とする原子力災害対策本部が臨時に設置される（上記の副議長が副本部長）。

また、現地では、自治体と共に住民の避難の支援等の防護措置等への対応を行うため内閣府副大臣を本部長とする原子力災害現地対策本部（オフサイトセンター）が設置される。

・原子力災害時の基本的な対応行動：

所在市町村での震度6弱以上の地震、所在市町村沿岸を含む津波予報区での大津波警報発令、原子力規制委員長が重大な事象と認めた場合等により警戒事態となった場合は、原子力規制委員会・内閣府原子力事故合同警戒本部が設置され、その後事態の悪化に伴い施設敷地緊急事態から、全面緊急事態となった場合は、原子力災害対策本部が設置される。

・各自治体の地域防災計画・避難計画の策定と支援：

原子力発電所立地地域ごとに、地域原子力防災協議会を設置して、地域防災計画・避難計画の充実化の支援を行い、それらを「緊急時対応」として取りまとめ、原子力災害対策指針等に照らして具体的かつ合理的であることを確認している。

取りまとめるにあたり、要配慮者の安全な避難を行うための対策、バス等の移動手段の確保、複合災害時の避難、安定ヨウ素剤の事前配布、避難受け入れ自治体による「受け入れ体制」の整備、避難退域時検査・簡易除染実施体制の整備等が課題とされている。

・地域防災計画・避難計画作成充実化の取り組みと「緊急時対応」の取りまとめ状況：

これまでに川内地域、伊方地域、高浜地域、泊地域、玄海地域、大飯地域の地域原子力防災協議会において「緊急時対応」を取りまとめ、原子力防災会議に報告し了承されている。

・訓練や研修の現状：

原子力災害発生時の的確な判断に基づいた活動を実施し、組織の対応能力の検証と向上を図るとともに、緊急時対応の実効性を高めることを目的として、原子力防災訓練を行っている。

また、原子力防災に関する知識を高めるために、原子力防災研修事業を行うことにより、原子力防災業務従事者の人材育成に取り組んでいる。

・内閣府原子力防災 ホームページ https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/index.html

*Shin-ichi Araki¹

¹Cabinet Office

原子力防災の現状と課題

Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

広域避難計画策定における課題について

Issues on Regional Evacuation Planning

* 土信田 法男¹¹茨城県

1. 現 況

茨城県では、防災基本計画（原子力災害対策編）に基づき、あらかじめ避難計画を策定することとされている市町村の取組を支援するため、平成27年に茨城県地域防災計画（原子力災害対策計画編）に基づき、広域的な避難先や避難経路、避難の流れなど基本的な事項を定めた茨城県広域避難計画を策定した。

これに基づき、現在、東海第二発電所から概ね30Km 圏内の14市町村において避難先市町村と避難に関する協定を締結し、避難所の割振りや避難所までの経路設定など具体的な協議が進められている。

2. 広域避難計画について

県広域避難計画の策定にあたっての基本的な考え方ははじめ、住民の避難先や避難経路など防護措置の流れなど計画の概要を説明するとともに、あわせて市町村の避難計画の策定状況などについて紹介する。

3. 主な課題について

当該計画の実効性を高める上で、住民等の放射性物質による汚染状況を確認する避難退域時検査や安定ヨウ素剤の配布体制、病院・社会福祉施設の入院・入所者や自家用車を持たない住民の移動手段の確保、自然災害等により当初予定する避難先が使用できない場合等の複合災害への対応など、取り組むべき課題について報告する。

4. 今後の対応について

避難計画における課題に対して、引き続き市町村とともに検討を進めるとともに、関係機関や交通事業者等民間の協力も頂きながら課題の解決を図っていく必要がある。

また、他県等との広域的な調整を要する課題など、県のみでは解決が困難な課題に対しては、内閣府主催の東海第二地域原子力防災協議会作業部会において国とともに検討を進めていく。

このような取り組みを通じて、引き続き県及び14市町村の避難計画の策定・充実を進めていく予定である。

*Norio Doshida¹¹Ibaraki Prefecture

原子力防災の現状と課題

Present Status and Issues on Nuclear Emergency Preparedness and Response

被災者支援から見てきた原子力防災の課題

Issues on Nuclear Disaster Preparedness and Response: Lesson from Support of Victims

*原口 弥生¹¹茨城大学

東日本大震災・福島第一原発事故後、多くの県外避難者が茨城県で生活を送っている。その方々への支援活動を通して、この8年間、今となってみると信じがたい壮絶な経験・想いを聞いてきた。避難者支援の経験から、現在提案されている原子力防災の課題について、問題提起させていただく。

1. 被ばく防護・最小限化と妊婦・子ども

第一に、原子力災害対策は、被ばくを防ぐ・最小限化することが目的とされている。3.11 後も子どもの被ばくは、大きな論争を呼んでいるし、当事者には口に出せない不安を残している。現在進められている原子力防災計画では、子どもに関してわずかな記載があるのみで、学校と職場は同列に扱われ「子どもを被ばくから守る」という強い姿勢は感じられない。また、ヨウ素剤の事前配布の予定もなく、屋内退避が命じられているなかで、UPZ 圏内の妊婦・子どもたちが、安定ヨウ素剤をどのように入手・服用することになるのか疑問が残る。

2. 避難後の生活再建と心・福祉へ

原子力防災は上記のように、放射線被ばく対策が主であるが、避難生活が始まると同時に心身・生活・福祉という問題が浮上する。震災から8年が経過し、茨城では半数以上が自宅を確保し、生活は安定している方が多い。ところが、筑波大学アンケート結果からも震災から5年経過した時点での心の状態は、通常時に比べて著しくうつ傾向や PTSD 症状が高いことが示されている。今年度においても新興住宅地に移り住んだ複数の方がうつ症状を訴えられるなど、外から見える生活再建と、当事者の心の状態の乖離がみられることには留意が必要である。心のケアに加え、県外避難者が望む「二重住民票」は実現しておらず、茨城では多くの避難者が避難元に住民票を置いたままの生活を送っている。「どう避難するか」だけではなく、避難後の生活をどうサポートするのかという視点が欠落している点は非常に残念である。

3. 茨城県内の 3.11 県外避難者受入れ態勢

茨城県内のほぼ全ての市町村が県外避難者の受け入れを行っており、その経験からどのような教訓が得られているのか伺いたい。東日本大震災の被災地域である茨城県が、県外避難者を受け入れたという意味では、困難な状況もあったと思われる。とは言え、2012 年に報告者が行った広域避難者アンケートでは、残念ながら自由記述において受入れ先の市町村への苦情に近いコメントが少なくなかった。制度面においても、応急仮設住宅として民間賃貸住宅借上制度が実施されたが、茨城県内では市町村議会を通したために住宅の提供が2012年1月にずれこんだ自治体もあった。避難者には、他県に比べ提供が半年遅くなるなどの負担を強いたことになる。3.11 後の受け入れ経験・教訓からの改善点を伺いたい。

*Yayoi Haraguchi¹¹Ibaraki University

(2019年3月21日(木) 13:00 ～ 15:00 I会場)

[2I_PL05] 総合討論

原子力規制委員会による審査が終了した発電用原子炉の再稼働が進められるなか、地元自治体では避難計画を含む原子力防災業務計画の策定が行われています。原子力防災は重大事故発生時の住民の安全確保の上で非常に重要であり、計画策定後も常にその改善が求められています。このような状況を踏まえ、本会として原子力防災に対してどのように取り組んでいくべきかを検討するために、本セッション「原子力防災の現状と課題」を企画しました。

このセッションでは、国の専門家、自治体の防災担当者、防災にかかる研究者による講演を行った後、総合討論を行い、避難計画を中心とした原子力防災の課題とその解決に向けた取り組みについて議論します。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 炉物理部会

[2J_PL] 核変換炉研究の動向

座長:高木 直行(東京都市大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 J会場 (共通教育棟2号館 3F 32番)

[2J_PL01] 高速炉

*大木 繁夫¹ (1. JAEA)

[2J_PL02] 加速器駆動システム

*卞 哲浩¹ (1. 京大)

[2J_PL03] 軽水炉

*日野 哲士¹ (1. 日立)

核変換炉研究の動向
(1) 高速炉

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research
(1) Fast Reactors

*大木 繁夫¹, 丸山 修平¹, 杉野 和輝¹
¹原子力機構

1. はじめに

高速炉の主たる目的はウランをプルトニウム (Pu) に転換して資源利用率を飛躍的に高めることであるが、良好な中性子経済を活用した長寿命放射性核種の核変換による環境負荷低減も重要な目的として研究開発を進めている。使用済燃料からの核種の分離・核変換による環境負荷低減効果として、①放射性廃棄物の減容、②廃棄物処分場占有面積の減少（発熱源の除去による固化体定置間隔の減少）、③放射性廃棄物の潜在的な有害度低減、④廃棄物処分場の被曝リスク低減、を挙げることができる。Pu に加えマイナーアクチノイド (MA) をリサイクルすることにより、上記①、②、③の観点で効果を期待できる。④に対しては、長寿命核分裂生成物 (LLFP) の核変換が寄与する可能性があるが、長期的に進める研究開発に位置づけており、本稿では割愛する。以下では、MA リサイクルを行う次世代高速炉の設計や関連する研究開発について、炉物理的な話題を中心に最近の動向をレビューする。

2. 次世代高速炉における MA 核変換

我が国は高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 (FS, 1999-2005) 並びに高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT, 2006-2010) 等を通して、MA 核変換を性能要求の一つとした代表炉概念 (JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor) を構築した^[1-3]。図 1 に実証炉と実用炉の炉心配置、表 1 にそれらの主要炉心特性、図 2 に当時検討された典型的な高速炉導入シナリオを示す。MA の装荷方式としては炉心燃料に一樣に添加する均質装荷 (均質リサイクル) 方式を採用している。図 3 に高速炉導入期からリサイクル平衡期にかけての新燃料における MA 含有率の推移を示す^[4]。高速炉導入期は軽水炉使用済燃料から回収した Pu 及び MA を用いることから、高速炉用新燃料には重金属あたり 3~5 wt%程度の MA が含有する。リサイクルに伴いネプツニウム (Np) とアメリシウム (Am) の核変換が進み、MA 含有率はしだいに減少する。

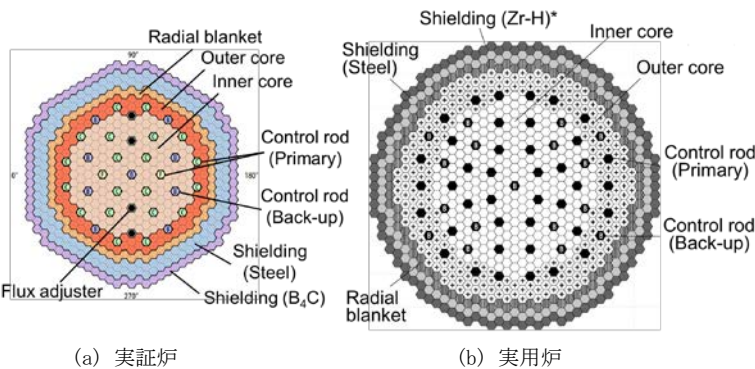


図 1 JSFR 実証炉及び実用炉の炉心配置

* 水素発生リスクを排除するため遮蔽体構成がその後見直された。

表 1 JSFR 実証炉及び実用炉の主要炉心特性

項目	実証炉	実用炉		
電気出力 [万kWe]	75	150		
増殖比(BR)	1.1	1.03	1.1	1.2
炉心高さ [cm]	100	100	100	75
炉心燃料ピン径 [mm]	10.4	10.4	10.4	9.3
集合体配列ピッチ [mm]	206	206		
炉心等価直径 [m]	3.8	5.4		
炉心部取出平均燃焼度 [GWd/t]	148 (83)*	150 (115)*	145 (89)*	149 (60)*
運転サイクル長さ [月]	18	26.3	26.3	21
燃料交換バッチ	6	4	4	4
MA 含有率 (炉心平均) [wt%]	< 3	< 3		

* ブランケットを含む全炉心取出平均燃焼度

*Shigeo Ohki¹, Shuhei Maruyama¹, Kazuteru Sugino¹

¹Japan Atomic Energy Agency

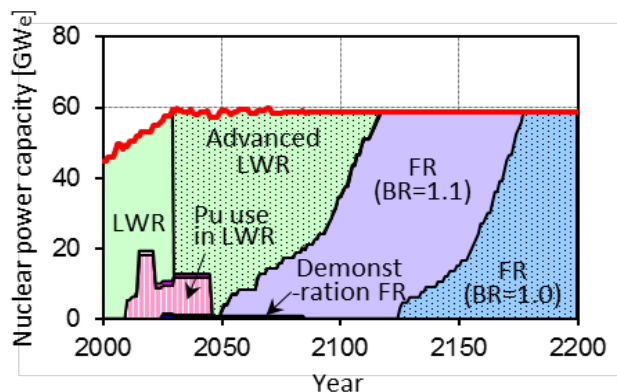


図2 JSFR 検討時の高速炉導入シナリオ

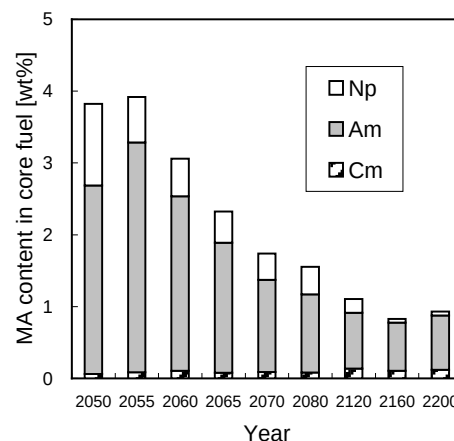


図3 高速炉導入後の MA 含有率の変化

キュリウム (Cm) は少量ではあるが、リサイクルに伴い蓄積し平衡値に漸近していく。こうして高速炉のみのリサイクル平衡期においては、MA 含有率 1 wt%程度で炉内生成と核変換が釣り合った状態となる。

均質リサイクルではあるが Pu や MA の核種組成が常に一定というわけではなく、軽水炉使用済燃料から回収した Pu・MA の核種組成は、炉型、燃焼度、炉外期間に依存して様々であり、さらに図 3 に示すように高速炉におけるリサイクルを通じて変化していく。このため、JSFR では高速炉導入期から平衡期にかけての燃料核種組成の変動幅を設定し、その範囲で燃料組成の混載が続くことによる炉心特性への影響を包絡可能な炉心設計手法を構築している^[2,5-7]。

MA による炉心特性への影響として、Np や Am による反応度係数（ボイド反応度、ドップラー反応度）の悪化、 ^{241}Am から生成した ^{242}Cm の α 崩壊によるヘリウム生成量の増加、 ^{244}Cm 等の蓄積による新燃料発熱量の増加に注意する必要がある。特に新燃料発熱量の増加が燃料製造に与える影響は大きく、FS・FaCT では上限を重金属あたり 20 W/kg に設定して検討を行ってきた^[8]が、均質リサイクルであれば MA 含有率が比較的小さく、技術開発を見通しやすい。炉物理的な課題としては、MA 核データの妥当性確認、炉心燃焼特性の試験データを設計に反映させることが重要である。

3. 最近の研究開発状況（廃棄物減容・有害度低減研究）

3-1. 概要

2014 年のエネルギー基本計画をきっかけとして、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発が開始された。高速炉に関しては 2013 年 9 月の「もんじゅ研究計画」をベースとしている。炉物理・炉心検討に関係しては、既存施設である常陽、もんじゅ、さらには国際協力を最大限活用して MA や高次化 Pu に関する実験データを収集し、炉心設計手法を開発、Pu・MA 燃焼炉心の概念を構築するとしている。これらは増殖だけでなく燃焼の機能を高速炉に持たせることで、Pu 需給バランス調整等に柔軟な対応を可能にしようとするものである。その後、2016 年にもんじゅの廃炉が決定されるに至ったが、廃棄物減容・有害度低減研究はもんじゅ以外の部分で継続しており、炉物理・炉心検討に関しては 3.2 節と 3.3 節で述べる研究開発を進めている。

3-2. Pu・MA 燃焼炉心の検討

Pu の増殖・持続的利用や MA 核変換を行う次世代高速炉の開発目的は変わらないが、昨今の原子力を取り巻く情勢の変化により、軽水炉での Pu 利用が長期化し、導入期の高速炉の受け入れる Pu 組成が従来想定よりも高次化する可能性や、Pu 受給バランスの調整のため増殖だけでなく Pu の燃焼機能も必要となる可能性が出てきている。また、高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった後の遠い将来のフェーズ

アウトモードを考えると、高速炉サイクルシステム内に存在する Pu 及び MA のインベントリを最小化できることを示しておく必要がある（図 4 参照）。

導入期において、高次化 Pu の受け入れや Pu の燃焼が可能な炉心を、JSFR の炉心設計と炉心構成要素のサイズや配置、プラントとの取合条件が同一となる条件で検討した^[9]。本炉心は、典型的

な軽水炉使用済燃料から回収した Pu (^{239}Pu 同位体組成比 58%) から高次化した Pu (同 37~39%) や MA の受け入れが可能であり、Pu と MA を合わせた超ウラン元素 (TRU) の変換量として 64~134 kg/GWe-y を達成、ブランケットの増設により増殖比を 1.0 以上とすることも可能である。ただし、炉心部取出平均燃焼度を JSFR の約 80%に制限され、さらに高次化組成では一部 MA の積み残しが発生（後段のリサイクルで使用）するデメリットも生じる。今後、従来から大きく変化しつつある高速炉の導入シナリオ検討の中で、本炉心の適用性を評価していくものとした。

フェーズアウトモードについては、150 万 kWe 実用炉を多数基運転するリサイクル平衡状態から、75 万 kWe、30 万 kWe の燃焼炉を用いて、段階的な炉心サイズの小型化と基数減少により TRU インベントリを減少させる可能性を検討した^[10]。燃焼とともに進む Pu・MA の高次化に伴う反応度係数の悪化に対応するため、燃焼度の縮小あるいは炭化ケイ素 (SiC) 構造材による中性子スペクトル調整を取り入れた。炉心コンパクト化と TRU 変換量最大化の観点から燃料ピン径 8.0 mm を選択、350~370 kg/GWe-y の TRU 変換量を達成した。簡易リサイクル計算によるフェーズアウトの評価

(図 5) によると、75 万 kWe 燃焼炉では後半期に 60 GWd/t までの燃焼度縮小で高次化に対応し、TRU インベントリを 1/5 まで低減可能。その後を引き継いだ 30 万 kWe 燃焼炉心 (SiC 構造材使用) により TRU インベントリをさらに低減できる。SiC には TRU 高次化の抑制効果 (Pu 同位体組成比の安定化 (^{239}Pu 同位体組成比 30%程度)、MA 蓄積の抑制 (MA 含有率 6~7 wt%)) があり、TRU 核種組成平衡状態を実現し、最後の 1 基分になるまで Pu と MA のバランスをとりながら TRU インベントリを減少可能であることを示した。本炉心は概念検討の初段階にあり、炉物理でも炉心設計でも検討すべきことがまだまだ多い。

3-3. 高次 Pu・MA 核データに着目した実験解析

① MA サンプル照射試験解析

捕獲反応の妥当性確認のための有効な手段の一つが、高純度核種サンプルの照射及び照射後試験における核種組成分析である。我が国では常陽を用いた MA サンプル (^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm) の照射試験解析の実績を有していたが、英国原型炉 PFR や仏国原型炉 Phénix において実施された同様のサンプル照射試

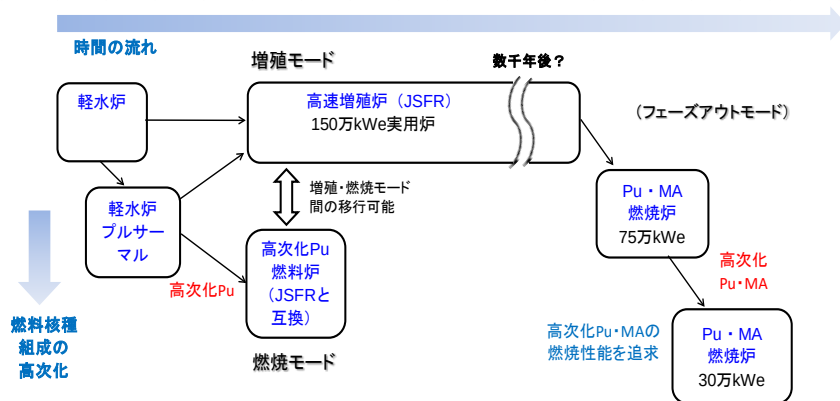


図 4 高速炉の増殖モードと燃焼モード

高次化：核変換が進み、 ^{240}Pu や ^{242}Pu など核分裂を起こしにくい核種の組成比が増えることをいう。

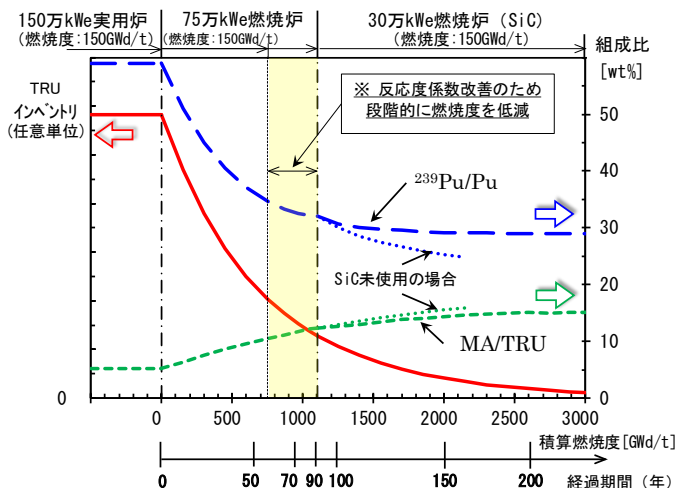


図 5 フェーズアウトの簡易評価例

験解析を公開情報に基づき実施し、3つの炉の照射試験の解析結果を比較、相互の整合性を確認した。図6に示すように、炉定数調整計算によりMA捕獲反応断面積の不確かさを2~4% (1σ) まで低減可能な見通しが得られた。独立に実施された3つの実験により、系統的な誤差や異常データを排除することができ、大幅な信頼性向上を図ることができた^[11]。

②もんじゅ性能試験解析

もんじゅは長期の炉停止期間を経て2010年に臨界を達成したが、 ^{241}Pu の β 崩壊が進んだ結果として炉心燃料平均で重金属あたり約1.5 wt%の ^{241}Am が蓄積しており、MA核変換炉心の設計精度検証の観点から貴重な実験データを得ることができた。1994年と2010年のそれぞれの炉心に対して、燃料組成が異なるにも係わらず、良好で同程度の解析値と実験値の一致性が得られている^[12]。常陽等のサンプル照射試験から示唆される核データ改善傾向との整合性も良好である。

③高次Pu実験解析

高次Puについての実験解析は、従前はMASURCAのPuベクター置換反応度測定等の限られたものしか行われていなかったため、国内外の実験データベースを調査することでその拡充を図った。具体的には、常陽におけるMAサンプル照射試験の $^{241}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 原子数比、ZEBRAの $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 核分裂反応率比、ZPPRの $^{241}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ 核分裂反応率比、 ^{240}Pu サンプル反応度、PFRのサンプル照射試験より $^{241}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$ 、 $^{243}\text{Am}/^{242}\text{Pu}$ 各原子数比、BFS-1の ^{240}Pu サンプル反応度等を取り上げ、実験解析を行った^[13]。炉定数調整法により核設計精度の改善効果を評価した例を図7に示す。これは高次化Puを燃料とした炉心の取出燃料中の核種インベントリの不確かさである。MAについては常陽サンプル照射試験解析結果の反映によって不確かさが低減されていた(2012年時点)が、高次Pu実験解析の追加により、さらに顕著な不確かさ低減効果を得ることができた^[14]。

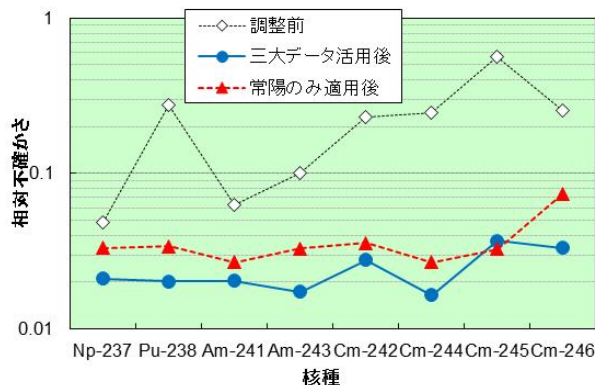
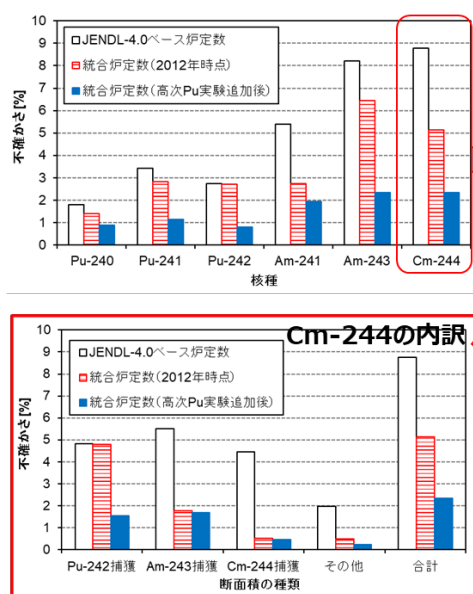


図6 三大MAサンプル照射試験(常陽、PFR、Phénix)によるMA捕獲反応断面積の不確かさの低減



Pu-242実験データが、Cm-244生成量の不確かさを低減に寄与

図7 高次Pu実験解析による燃焼後核種組成の不確かさの低減

以上の高次Pu・MAの炉物理実験や照射試験の解析結果を反映した統合炉定数ADJ2017が2019年3月に公開される予定である^[15]。高速炉体系の核変換研究にぜひ活用いただきたい。今後も常陽や国際協力を活用して更なる実験データの拡充を目指していきたい。例えば原子力機構では日露のMA核変換研究協力の準備を進めており、今後MA実験データの交換や共同解析を行う計画である^[16]。もんじゅで測定データを得ようとしていた炉心燃焼特性の妥当性確認も代替方法を工夫しなければならない課題の一つである。

4. まとめと今後の展望

MA核変換を目標とした次世代高速炉の炉心設計・検討が進展し、MAや高次Puに関する炉物理実験・照射試験データの収集と解析は既存データ分についてほぼ完了した。

今後、次世代高速炉については 2018 年 12 月に決定された「戦略ロードマップ」に基づき開発が展開される。高速炉の実用化時期が従来よりも後年度にシフトし、核変換炉研究についても時間的な余裕が生まれている。高精度の解析手法や妥当性確認のための実験データの整備といった技術基盤の整備とともに柔軟な発想でより魅力的な炉概念を創出することが求められていくだろう。

参考文献

- [1] T. Okubo, *et al.*, “Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (3) Core Design in JSFR,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).
 - [2] S. Ohki, *et al.*, “Core Performance Requirements and Design Conditions for Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).
 - [3] T. Kan, *et al.*, “Core Design of the Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).
 - [4] S. Ohki, *et al.*, “Design Study of Minor-Actinide-Bearing Oxide Fuel Core for Homogeneous TRU Recycling Fast Reactor System,” *Proc. Tenth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, October 6-10, 2008, Mito, Japan (2010).
 - [5] S. Maruyama, *et al.*, “Study on FBR Core Concepts for the LWR-to-FBR Transition Period,” *Proc. Int. Conf. Global 2009*, September 6-11, 2009, Paris, France (2009).
 - [6] S. Maruyama, *et al.*, “Correlations among FBR Core Characteristics for Various Fuel Compositions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 640-654 (2012).
 - [7] S. Maruyama, *et al.*, “Consideration of Methods to Determine an Enrichment of Commercial Fast Reactor Fuel,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).
 - [8] K. Kawaguchi and T. Namekawa, “Conceptual Study of Measures Against Heat Generation for TRU Fuel Fabrication System,” *Proc. Int. Conf. Global 2007*, September 9-13, 2007, Boise, Idaho (2007).
 - [9] 大木, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (1) 概要,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F05.
 - [10] 曾我, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (2) 高次化 Pu・MA 燃焼炉心,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F06.
 - [11] K. Sugino and T. Takeda, “Development of a Fast Reactor for Minor Actinides (MAs) Transmutation (III) -Evaluation of Measurement Data with MA Transmutation-,” *Proc. Int. Conf. Global 2015*, September 20-24, 2015, Paris, France (2015).
 - [12] T. Hazama, *et al.*, “Criticality Evaluation for the Monju Restart Core,” *Nucl. Technol.*, **179**, 250 (2012).
 - [13] 沼田, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (3) 高次 Pu の炉物理実験解析,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F07.
 - [14] 杉野, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (4) 高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度評価,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F08.
 - [15] 横山, 他, “高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成,” to be published as JAEA-Research.
 - [16] World nuclear news, “Japan and Russia join forces on waste management,” (posted on September 8, 2017) <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Japan-and-Russia-join-forces-on-waste-management-08091701.html>
-

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(2) 加速器駆動システム

(2) Accelerator-Driven System (ADS)

* 卞 哲浩

京都大学 複合原子力科学研究所

1. はじめに

加速器駆動システム (Accelerator-Driven System: ADS) は Rubbia 博士によって提唱された新たな原子力システムとして、加速器と原子炉を組み合わせたエネルギー増幅装置 [1] の開発としてスタートした。その後、ADS の概念は、Generation-IV [2] (第 4 世代原子力システム: 表 1) で検討されている鉛冷却高速炉の特性をベースにした鉛ビスマス (Pb-Bi) 冷却高速炉と高出力・高エネルギー陽子加速器を組み合わせたシステムの応用 [3]-[4] として、核破砕中性子を発生させて炉心に入射し、高速中性子スペクトル場においてマイナーアクチノイド (Minor Actinide: MA) を核種変換 (核変換) させるシステムとして発展した。ADS 研究が開始された当初はヨーロッパおよび日本において、ADS の概念設計や臨界集合体を用いた ADS の成立性の実証に関する基礎実験が行われた。本稿では、ADS による核変換処理の国内外の研究の状況を紹介するとともに、ADS 研究で取り組んだ研究課題などについて紹介する。

表 1 Generation-IV における各国の研究開発状況 [2]

System	CA	CN	EU	FR	JP	KR	RU	CH	US	ZA
SFR		✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓	
VHTR		✓	✓	✓	✓	✓		✓	✓	
SCWR	✓		✓		✓		✓			
GFR			✓	✓	✓			✓		
LFR			P		P		P			
MSR			P	P			P			

✓ = Signatory to the System Arrangement; P = signatory to the Memorandum of Understanding; Argentina, Brazil, and the United Kingdom are inactive.

2. ADS 研究の国内外の動向

2-1. 国内の動向

日本原子力研究開発機構 (Japan Atomic Energy Agency: JAEA) では、J-PARC プロジェクトにおいて開発されている高エネルギー陽子ビーム加速器を用いて ADS による核変換技術を実験的に実証するための核変換実験施設 (Transmutation Experimental Facility: TEF [3]) の建設が検討されている。JAEA では TEF の設計および建設に先立って、①超伝導加速器の開発、②液体 Pb-Bi の挙動の研究、③ADS 用の窒化物燃料の開発および④MA 核種の断面積測定の研究課題に重点的に取り組んでいる。

JAEA における ADS 設計では、これまで不純物を含まない理想的な燃料組成 (プルトニウム・MA 窒化物燃料) に基づく検討が行われていた。しかし、実際にはウランや希土類元素の混入が考えられることから、これらの元素の炉内における中性子経済の影響を検討し、分離工程におけるこれらの元素の混入量がプルトニウムや MA に対してどの程度許容されるかを定量的に評価した結果が得られている [5]。さらに、

*Cheol Ho Pyeon

Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

加速器と未臨界炉の境界を成すビーム窓について、設計条件を緩和することを目的とした未臨界度調整機構の検討を行っている。未臨界度調整機構として制御棒のような未臨界度調整棒を導入することを数値解析で検討した結果、陽子ビーム電流値（発熱量）の低減は可能であり、これは ADS 設計における有望なオプションであることがわかった [6]。

京都大学複合原子力科学研究所（Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science: KURNS）を中心とする国内の大学（北海道大、東北大、名古屋大、福井大および近畿大）では、京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly: KUCA）における固体減速架台（A 架台）、DT 中性子源（14 MeV 中性子 [7]-[10]）および FFAG 加速器（Fixed-Field Alternating Gradient: FFAG; 100 MeV 陽子 [11]-[15]）を用いて、ADS の成立性および ADS を用いた核変換技術の応用に関する基礎基盤技術の構築に向けた実験研究を 2003 年から行っている。そこでは、ADS における MA の核データ起因による不確かさ解析、決定論的手法の検討、動特性パラメータの不確かさ解析、未臨界度測定技術の高度化、未臨界度オンラインモニタの開発などを行っている。さらに、KUCA においては、ADS による MA の核変換技術の応用に関する実験が本格的に開始され、臨界照射による核変換技術の原理実証の実験が終了し、100 MeV 陽子および Pb-Bi ターゲットを用いて未臨界体系での MA 照射実験の妥当性を検討する段階に入った。

2-2. 海外の動向

実験炉級の ADS 施設 MYRRHA (Multi-purpose hybrid Research Reactor for High-tech Application [4]) の実現を目指したプロジェクトでは、ベルギー（SCK・CEN）が中心となってヨーロッパ各国の研究者が様々な研究課題に取り組んでいる。図 1 および表 2 に示すように、MYRRHA の燃料として考えられている MOX+MA の照射試験や ADS の実証試験（GUINEVERE 計画）などは既に終了し、低エネルギー加速器に対して、2019 年度から 20 年間の建設および運営の費用が 2018 年にベルギー政府によって承認された。

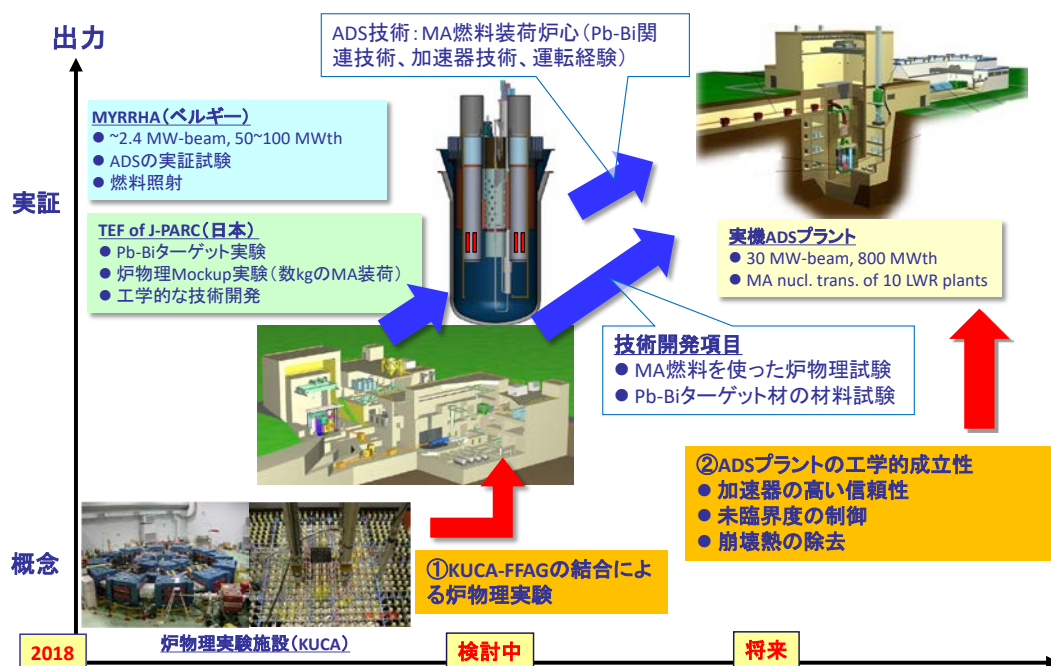


図 1 ADS 研究のロードマップ（私信：JAEA 辻本氏より提供）

中国では CLEAR (China Lead-Alloy-cooled Reactors, CLEAR-1: 臨界集合体装置; 10 MW, CLEAR-S: 実証炉) プロジェクトが中国科学院・核能安全技术研究所（CAS/INEST）で推進され、CLEAR-0（未臨界実験装置）の建設および運転が 2017 年で終了した。その後、CLEAR 計画は CLEAR-1 および CLEAR-S の建設が開始されることなく、計画が事実上中止になった。現在は、中国国内の ADS 研究の主要機関は中国科学院・近代物理研究所（CAS/IMP）および中国原子能科学研究院（CIAE）に移され、高速および熱ハイブリッド実験設備

(VENUS-II) と DT 加速器を用いた ADS 施設において、ADS の成立性に関する研究が行われている。さらに、2025 年までに 10 MWt 級 ADS を建設する CIADS 計画が進んでいる。

表 2 ADS 実験設備における実験プロジェクト (2019 年 2 月現在)

プロジェクト または施設	国名	燃料	反射材または冷却材	スペクトル	加速器 (ターゲット)	出力	備考
MUSE	フランス	MOX	Na (Metal)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
YALINA (Booster)	ベラルーシ	LEU	Metal (Solid)	高速 & 熱	14 MeV - n	Zero	終了
VENUS-F	ベルギー	LEU (MOX)	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
KUCA	日本	HEU (NU)	Poly., Pb & Pb-Bi (Solid)	熱 (高速部分 模擬)	14 MeV - n 100 MeV - p (W or Pb-Bi)	Zero	進行中
CLEAR-1	中国	UO ₂	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	10 MWth	計画中止
TEF	日本	LEU + MA (Pu)	Pb-Bi (Solid)	高速	400 MeV - p (Pb-Bi)	Zero	検討中
MYRRHA	ベルギー	MOX + MA	Pb-Bi (Liquid)	高速	600 MeV - p (Pb-Bi)	100 MWth	一部建設 開始

3. ADS 研究の開発項目

3-1. MA 反応率の積分データ解析

OECD/NEA レポート [16]-[18] によると、世界各国の実験施設で取得された MA 照射実験や MA サンプルワース実験結果が、MA 核変換に関する積分実験データベースとして整備されている。そこには、MA 反応率比、MA サンプル反応度価値、²³⁷Np ペレットを用いたモックアップ実験などの結果が収録されている。また、OECD/NEA レポートでは、MA 照射実験において ²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am, ²⁴⁴Cm および ²⁴⁵Cm の捕獲反応率や ²³⁵Cm の核分裂反応率については、核データに起因する不確かさ解析などに関する追加実験の必要性が強調されている。近年では、FCA や米国で行われた MA 照射実験を用いた MA 反応率比の数値解析 [19]-[20] が行われている。これまで ADS による MA 照射実験は行われていないが、KUCA においては、2018 年度に FFAG 加速器から発生する 100 MeV 陽子と Pb-Bi ターゲットを用いた ADS による MA 照射実験が計画されている。

3-2. Pb-Bi 同位体の不確かさ解析

実機 ADS では液体 Pb-Bi が冷却材およびターゲット材の候補として用いることが考えられている。JAEA が行った予備設計計算において、冷却材ボイド反応度や各種設計パラメータに関して、核データライブラリ JENDL-3.3 と JENDL-4.0 との間に有意な差が確認され、その主な原因が Pb および Bi 同位体の核データに起因する不確かさの違いであることがわかっている。そこで、KUCA において Pb および Bi を用いたサンプルワース測定実験 [21]-[23] を行い、確率論的手法および決定論的手法によるサンプルワースの臨界性および反応度についての Pb および Bi 同位体の不確かさの定量化を、JENDL などの主要ライブラリを用いて行った。また、KUCA における ADS 実験では、100 MeV 陽子に対する Pb-Bi ターゲット [13] による中性子発生量や中性子スペクトルなどの中性子特性の定性的および定量的な評価が行われた。

3-3. 動特性パラメータ解析

未臨界度測定手法としてこれまで様々な手法が提案されているが、理論導出には一点炉近似が仮定されており、検出器位置の違いによる空間高次モードによる影響が議論されて久しい。JAEA では、この空間高次モ

ードに起因する誤差低減を目的とした線形結合法 [24] を提案している。線形結合法は、パルス中性子源 (PNS) 法において複数の検出器で測定される計数率を線形結合させることによって、基本モードに関する情報を抽出し、空間高次モードの影響を低減する手法である。モンテカルロ法による計算結果や KUCA 実験での PNS 法を用いた即発中性子減衰定数の測定結果を本手法に適用すると、空間高次モードに由来する系統誤差を低減できることが確認されている。

ADS における炉物理分野の基礎基盤研究として、未臨界度 (ρ)、即発中性子減衰定数 (α)、実効遅発中性子割合 (β_{eff}) などの動特性パラメータについて、外部中性子源 (DT 加速器による 14 MeV 中性子および FFAG 加速器による 100 MeV 陽子) の中性子スペクトル、測定手法および検出器特性などに起因するエネルギー依存性、空間依存性、測定手法依存性などの検討が、KUCA における ADS 実験を通して行われている。また、KUCA における ADS 実験は 2007 年以降、国際原子力機関 (IAEA) の ADS 国際ベンチマーク実験として 4 件の課題が採択されている。特に、動特性パラメータの測定手法において、実験値から得られる ρ および α を用いて $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ (Λ : 中性子生成時間) の値についての外部中性子源依存性や空間依存性に加えて、 Λ の値の変化が動特性パラメータの解析において重要であることの知見が得られている。

4. まとめ

ADS の成立性および ADS による MA 核変換技術の応用に関する研究は、1990 年代末からこれまで約 20 年近くにわたって日本およびベルギーを中心に行われてきた。そこでは、臨界集合体を用いた ADS 基礎実験において炉物理分野の基本的なパラメータの測定技術の向上が達成され、決定論および確率論的手法を用いた様々な計算手法が提案された。このような炉物理分野における ADS に関連する基礎基盤技術はこの 10 年間で飛躍的に発展し、貴重な研究成果として IAEA の ADS 国際ベンチマーク実験や学術論文において高く評価された。しかし、ADS による MA の核変換技術に関する実験研究をはじめ、ADS による核変換技術の重点的な研究課題である核データ起因による MA 断面積の不確かさ解析に関する研究環境は、決して楽観的な状況ではないことは周知の事実である。その理由として、現存する実験データの不足や複雑な測定手法、国内の実験施設の整備および縮小などに伴う実験機会の減少などが挙げられる。

軽水炉から発生する放射性廃棄物の減容化を目的とする核変換技術の向上において、ADS を用いた MA 核変換の位置づけは高速炉開発の進捗と並行して今後も検討されるべきである。そのためには、国内の実験施設における人材を含めた限られた資源の活用を、研究炉・臨界集合体の今後の在り方を議論する場において、積極的に検討する必要があると考える。さらに、数値計算の飛躍的な発展をベースにした Virtual Reactor や Multi Physics を含めた数値実験、MA 核データの不確かさの検討なども、ADS による MA 核変換技術の今後の進展に資するのではないかと考える。

参考文献

- [1] C. Rubbia, "A High Gain Energy Amplifier Operated with Fast Neutrons," *AIP Conf. Proc.*, **346**, 44 (1995); see also *Proc. Int. Conf. Accelerator-Driven Transmutation Technol. and Appl.*, Las Vegas, July 25-29 (1994).
- [2] OECD/NEA, "Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems," Jan. (2014).
- [3] K. Tsujimoto, T. Sasa, K. Nishihara, *et al.*, "Neutronics Design for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 21 (2004).
- [4] H. A. Abderrahim and P. D'hondt, "MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Application Status at Mid-2005 and Perspective towards Implementation," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 491 (2007).
- [5] T. Sugawara, R. Katano, K. Tsujimoto, "Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Revised Accelerator-Driven System," *Ann. Nucl. Energy*, **111**, 449 (2018).
- [6] T. Sugawara, Y. Eguchi, H. Obayashi, *et al.*, "Conceptual Design Study of Beam Window for Accelerator-Driven System with Subcriticality Adjustment Rod," *Nucl. Eng. Design*, **331**, 11 (2018).
- [7] C. H. Pyeon, Y. Hirano, T. Misawa, *et al.*, "Preliminary Experiments for Accelerator Driven Subcritical Reactor with Pulsed Neutron Generator in Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 1368 (2007).

- [8] C. H. Pyeon, M. Hervault, T. Misawa, *et al.*, “Static and Kinetic Experiments on Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 1171 (2008).
- [9] C. H. Pyeon, H. Shiga, T. Misawa, *et al.*, “Reaction Rate Analyses for an Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 965 (2009).
- [10] C. H. Pyeon, Y. Takemoto, T. Yagi, *et al.*, “Accuracy of Reaction Rates in the Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons at the Kyoto University Critical Assembly,” *Ann. Nucl. Energy*, **40**, 229 (2012).
- [11] C. H. Pyeon, T. Misawa, J. Y. Lim, *et al.*, “First Injection of Spallation Neutrons Generated by High-Energy Protons into the Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 1091 (2009).
- [12] C. H. Pyeon, T. Azuma, Y. Takemoto, *et al.*, “Experimental Analyses of External Neutron Source Generated by 100 MeV Protons at the Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Eng. Technol.*, **45**, 81 (2013).
- [13] C. H. Pyeon, H. Nakano, M. Yamanaka, *et al.*, “Neutron Characteristics of Solid Targets in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Technol.*, **192**, 181 (2015).
- [14] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, T. Endo, *et al.*, “Experimental Benchmarks on Kinetic Parameters in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *Ann. Nucl. Energy*, **105**, 346 (2017).
- [15] C. H. Pyeon, T. M. Vu, M. Yamanaka *et al.*, “Reaction Rate Analyses of Accelerator-Driven System Experiments with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 190 (2018).
- [16] OECD/NEA, “Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles,” No. 3109 (2002).
- [17] OECD/NEA, “Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management,” No. 7222 (2015).
- [18] OECD/NEA, “International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhe Project),” No. 7329 (2017).
- [19] D. Loaiza, R. Sanchez, D. Hayes, *et al.*, “Results and Analysis of the Spherical ^{237}Np Critical Experiment Surrounded by Highly Enriched Uranium Hemispherical Shells,” *Nucl. Sci. Eng.*, **152**, 65 (2006).
- [20] M. Fukushima, K. Tsujimoto and S. Okajima, “Analyses with Latest Major Nuclear Data Libraries of the Fission Rate Ratios for Several TRU Nuclides in the FCA-IX Experiments,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 795 (2017).
- [21] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, “Validation of Pb Nuclear Data by Monte Carlo Analyses of Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**, 602 (2016).
- [22] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, “Sensitivity and Uncertainty Analyses of Lead Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Sci. Eng.*, **185**, 460 (2017).
- [23] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, A. Oizumi, *et al.*, “Experimental Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 1324 (2018).
- [24] R. Katano, “Estimation Method of Prompt Neutron Decay Constant Reducing Higher Order Mode Effect by Linear Combination,” *Nucl. Sci. Eng.* (2019). [in print] <https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1528803>

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(3) 軽水炉

(3) Light Water Reactors

* 日野 哲士¹¹日立研開

1. はじめに

本稿では、軽水炉による核変換研究の経緯を簡単に振り返るとともに、日立の資源再利用型軽水炉 RBWR (Resource-renewable BWR) の開発への取り組みについて紹介する。

2. 軽水炉による核変換の経緯

欧米では 1970 年代中頃から PWR 高転換炉の研究が開始され、特に米国[1]やドイツ[2]から多くの論文が公開されている。また、スイスのポール・シェラー研究所では臨界試験も行われた[3]。しかし、再処理工場の閉鎖や建設中止が決定されると、軽水炉による核変換炉の研究も少なくなっていく。欧米では、核廃棄物の減容・有害度低減を目的とした分離変換研究は継続して行われているものの、その中で軽水炉を対象とする研究開発の目立った動きは見られない。

国内では 1990 年代後半から、世界的に Na 冷却高速炉の開発がスローダウンしている状況を踏まえ、実現性の高い代替技術を開発することを目的に低減速軽水炉の開発が推進された[4]。欧米での核変換炉研究と比較すると、転換比 1.0 以上のブレイクイーブンをめざした炉の開発が中心となった点が特徴である。炉概念だけでなく、除熱、燃料要素、核特性予測など必要となる要素技術の開発も進められた[5]。

日立は BWR プラントメーカーとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR 特徴を活かした低減速軽水炉の開発に早くから着手し、1988 年にプルトリウム系のブレイクイーブン炉を提案している[6]。その後、1995 年には MA を含めた多重リサイクルでブレイクイーブンを実現する RBWR-AC (Actinide Recycler) を[7]、2007 年には Pu および MA の組成比を一定に保ちつつも絶対値を減らしながら多重リサイクルすることで、Pu および MA を最終的に燃やし尽くすことをめざした RBWR-TB (TRU Burner) を提案した[8]。

軽水炉による核変換研究を進めているのは、現在では日立と連携する一部の海外機関を除けばほぼ日本だけであり、特に核廃棄物の減容・有害度低減に関しては、過去を含めても日本だけという状況である。核変換は BWR を進化させるテーマとして、国内および海外連携を図りつつ研究開発を進めている。

3. RBWR の開発状況

RBWR の概念を図 1 に示す[9]。炉心以外のタービン系や安全システムなどは商用実績のある現行 BWR 技術をそのまま適用する。低減速軽水炉の主要課題の一つは負のボイド反応度係数の確保であり、RBWR は図 2 に示すように TRU を上下 2 領域に扁平に配置し、ボイド率増加時の中性子漏れを増やすことで負のボイド反応度係数を実現している。一方で、この軸方向非均質な炉心構成により炉の出力分布が非均質となるため、日立は、日本原子力研究開発機構 (JAEA)、MIT/ミシガン大/カリフォルニア大バークレーの米大学チームおよび英国 Wood と連携して炉心解析手法の適用性確認に取り組んでいる。

*Tetsushi Hino¹¹Hitachi, Ltd. R&D group

図 3 は RBWR の炉心軸方向および径方向出力分布を日立および米大学チームがそれぞれ評価し[10]、JAEA と連携して実施した全炉心モンテカルロ計算[11]と比較した結果を示している。日立と米大学チームの解析手法の主な違いは炉心 3 次元拡散計算に用いる核定数の作成方法にあり、日立は 2 次元格子計算を用いるのに対し、米大学チームは RBWR の軸方向非均質性をより厳密にモデル化するため 3 次元集合体計算を用いる。図から、米大学チームによる評価結果は全炉心モンテカルロ計算の結果に近づき、モデル高度化の効果が現れていること、また日立と米大学チームともに径方向のモデル化に改善の余地があることが分かる。計算機性能の向上により、全炉心モンテカルロ計算が可能になってきたとは言え、多数のパラメータサーベイによる最適化が必要な炉心設計には高速な解析手法が有用である。そのため、全炉心モンテカルロ計算との差の分析と、それを踏まえた解析手法の改良を Wood と進めているところである[12]。

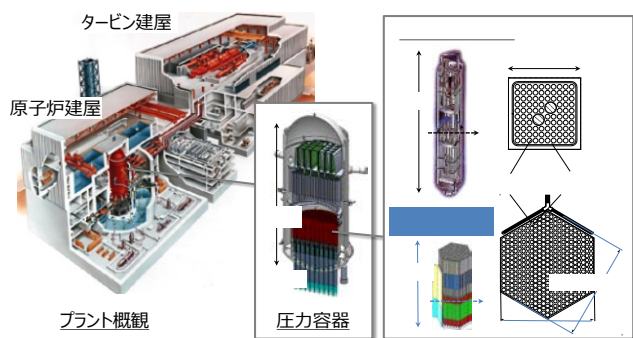


図 1: RBWR 概念[9]

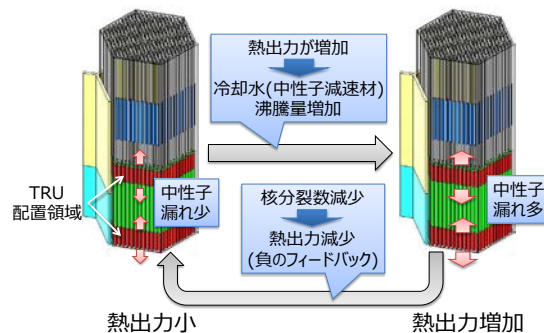


図 2: RBWR 燃料の特徴[9]

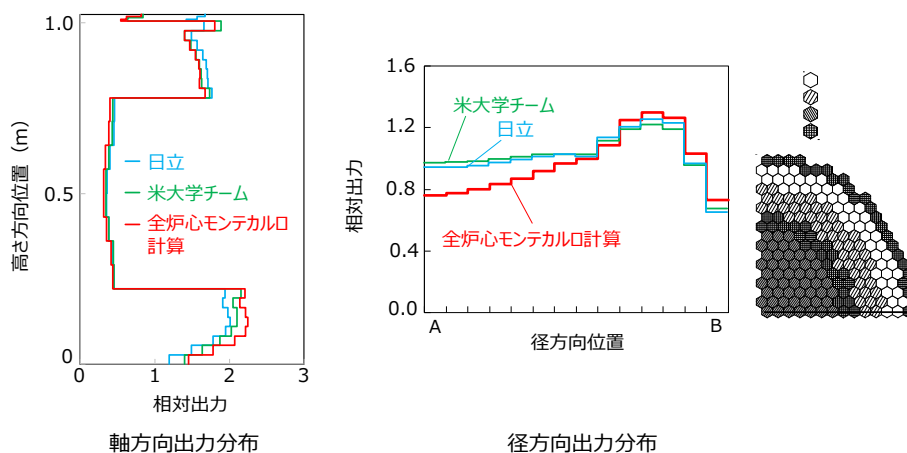


図 3: 炉心出力分布の評価結果[13]

4. 既設炉への RBWR 概念の適用

RBWR は、社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていくことを考えている。そのため、まずプルサーマル利用をさらに高度化するものとして、稠密燃料を現行 BWR に適用し、余剰プルトニウムの削減に寄与する RBWR の開発に着手した[14]。図 4 にその概念（四角格子 RBWR 燃料）をオリジナルの RBWR 燃料（六角格子 RBWR 燃料）と比較して示す。また、図 5 に RBWR の導入コンセプトを示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR の燃料集合体、制御棒など、取替や追加が容易なコンポーネントの交換、設置のみで実現する。また、現在の六ヶ所再処理工場や MOX 燃料工場の利用を想定している。これにより、稠密燃料棒配置の MOX 燃料導入をより容易にし、プルトニウムを消費しつつ、低減速軽水炉の特性を活かして使用済 MOX 燃料を将来のリサイクル利用に適した組成で残すことで、本格的な燃料リサイクルフェーズへのスムーズな移行に寄与する。このように、燃料サイクルの推進に寄与しつつ、軽水炉での稠密燃料や低減速スペクトルの実績を積み、再処理や燃料製造技術などの進展に合わせて六角格

子 RBWR を実用化していくねらいである。

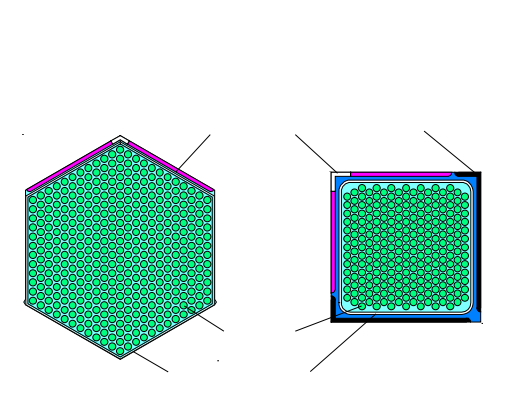


図 4: 既設 BWR に適用する RBWR 概念[14]

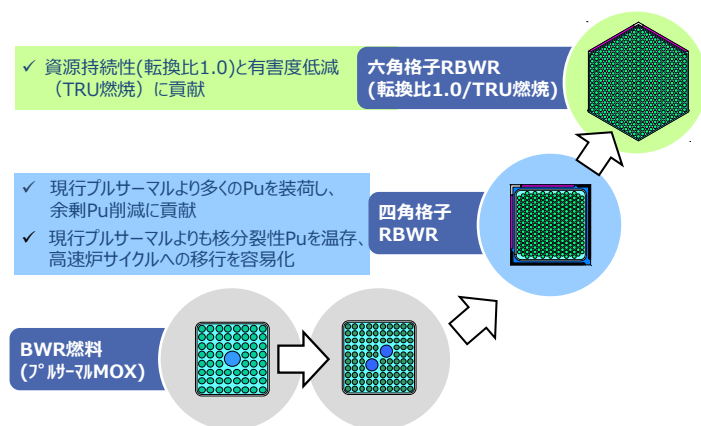


図 5: RBWR 導入コンセプト[15]

5. まとめ

軽水炉による核変換研究の経緯と、日立が開発を進める RBWR の開発状況について述べた。軽水炉による核変換の研究は、炉心解析手法の高度化や軽水炉における炉物理の理解の深化を通して、軽水炉のさらなる進化につながるものと考ええる。

謝辞

本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

- [1] M.C. Edlund, “High conversion ratio plutonium recycle in pressurized water reactors,” Annals of Nuclear Energy, Volume 2, Issues 11–12 (1975) など
- [2] C. H. M. Broeders and M. D. Donne, “Conceptual Design of a (Pu,U)O₂ Core with a Tight Fuel Rod Lattice for an Advanced Pressurized Light Water Reactor,” Nuclear Technology, Volume 71 (1985) など
- [3] https://oecd-neo.org/science/wpec/sg39/Meeting2_Nov2013/06b_PROTEUS_FDWR-II.pdf
- [4] 日本原子力研究所、“低減速スペクトル炉の研究”、JAERI-Research 99-058 (1998) など
- [5] 日本原子力研究開発機構、“超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発成果報告書”、平成 17 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業 (2006) など
- [6] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)
- [7] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)
- [8] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)
- [9] 日野他、“核廃棄物の環境負荷を低減する軽水炉システム”、日立評論 2014 07-08 (2014)
- [10] T. Hino, J. Miwa, T. Mitsuyasu, Y. Ishii, M. Ohtsuka, K. Moriya, K. Shirvan, V. Seker, A. Hall, T. Downar, P. M. Gorman, M. Fratoni and E. Greenspan, “Core Design and Analysis of Axially Heterogeneous Boiling Water Reactor for Burning Transuranium Elements,” Nuclear Science and Engineering, Vol. 187, pp.213-239 (2017)
- [11] 日立製作所、“高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発成果報告書”、平成 27 年度文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業 (2016)

- [12] B.A. Lindley, B. Tollit, T. Hino, P.J. Smith, J.T. Murgatroyd, and P.N. Smith, “Development of a core design capability for innovative boiling water reactor designs for burning transuranic isotopes using WIMS/PANTHER,” *Annals of Nuclear Energy*, 123, pp. 162–171 (2019)
- [13] Y. Murakami, et al., Whole Core Monte Carlo Analysis of Resource-Renewable BWR, ANSWER Software Service Seminar (2018)
- [14] 日野他,” 長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発 (16)サステイナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与”、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L02 (2018)
- [15] 日立製作所・日立 GE ニュークリア・エナジー,” 高速炉の新たな可能性について”、第 13 回高速炉開発会議戦略ワーキンググループ (2018)

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 計算科学技術部会

[2K_PL] 自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

座長:伊藤 啓(京大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 K会場 (共通教育棟2号館 3F 33番)

[2K_PL01] 自然ハザードによるリスク評価への HPCの活用

*西田 明美¹ (1. JAEA)

[2K_PL02] 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法

*白井 孝治¹ (1. 電中研)

[2K_PL03] 放射性物質の大気拡散予測

*永井 晴康¹ (1. JAEA)

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(1) 自然ハザードによるリスク評価への HPC の活用

(1) Utilizing HPC for natural hazard risk assessment

*西田 明美¹¹日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所事故以降、地震等の外的事象に対するリスク評価の重要性は益々高まり、喫緊の課題となっている。原子力施設のリスク評価では、プラント全体を俯瞰的に捉えて事故に至るリスクを評価し、事故を未然に防ぐための対策に有効な情報を提供することが重要である。そのための有効な手法として、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）があげられる。原子力機構では、これまで原子力施設の3次元詳細モデルを用いた耐震シミュレーション技術（3次元耐震シミュレーション技術）の高度化に取り組んできた^{1,2)}。本発表では、本技術の地震 PRA への適用例として、原子力施設の3次元詳細モデルを用いた地震リスク評価手法の高度化への取り組みについて紹介する。なお、本稿は文献 3)の一部に加筆したものである。

2. 原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み

2-1.モンテカルロシミュレーションを用いた次世代地震リスク評価手法の構築

(1) 概要

原子力施設の地震 PRA は、設計想定を超える地震動の発生可能性を考慮して安全を一層確実にするための強化策として有力な手段であることが期待されている。そこで、これまでに開発してきた3次元耐震シミュレーション技術を活用した地震リスク評価手法の高度化の試みとして、モンテカルロシミュレーション（MCS）を用いた地震リスク評価手法の提案を目的とし、研究開発に取り組んでいる。従来の地震リスク評価では、地震動（ハザード）評価と建屋・機器の損傷（ fragility ）評価において、分離した手法を用いることが一般的である。すなわち、地震動の特性を地動加速度（PGA）といったスカラー量で表現し、また、建屋・機器の耐力も地動加速度の大きさを表現することを基本としており、地震動の複雑な特性や建屋・機器の多様な損傷特性を十分表現できていないことが問題であった。本来、分離手法を用いずに一気通貫で個々の地震動に対するシミュレーションにより建屋や機器の損傷を評価することが適切であり、本検討ではその構築を目標としている。本手法のメリットは、対象とする機器が損傷しやすい地震動の震源特性の同定、また、機器間の損傷の相関などを直接評価できること等にある。なお、本研究の一部は、東京大学、東京都市大学、CSAJ、大成建設との共同研究として実施しているものである。

(2) 入力地震動の生成

はじめに、入力となる地震動の生成法の検討に着手した。従来の地震リスク評価における地震動評価法は、距離減衰式による地震ハザード等に基づく経験的手法と断層モデルによる物理的手法の大きく二つに分けることができる。前者では地震動の震源特性を十分に反映できないという課題があり、後者では地震動の発生頻度を考慮できないという課題があった。そこで、これらの課題を解決するために、両者を組み合わせた手法を考案した。すなわち、対象敷地の距離減衰式による地震ハザードに調和し、かつ断層モデルを考慮した多数の時刻歴波形の集合（地震波群）を作成する手法を提案した。対象敷地の地震ハザードと地震波作成範囲を図1に示す。作成した地震波群は、地震ハザードとの関係が明確であり、更に地震波群の各地震波は互いに異なる震源特性を有しているため、地震波の時刻歴波形と震源特性を結びつけることができるという点で地震リスク評価の精度向上に資することが期待される。

これまでに、原子力機構の大洗地区周辺で起こり得る地震動を MCS で発生させ、発生頻度に応じた地震動を抽出する試みを行った⁴⁾。抽出した地震動の例を図 2 に示す。このように、ハザード曲線上で同程度の最大加速度領域においても、その条件を満足する地震動は多様な波形から構成されることが分かる。解析結果より、震源特性のうち平均応力低下量や高振動数遮断フィルタは地震動の最大加速度への影響が大きいという知見が得られている。

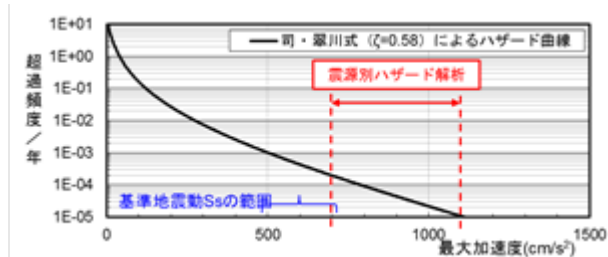


図 1 距離減衰式に基づく地震ハザード曲線の例

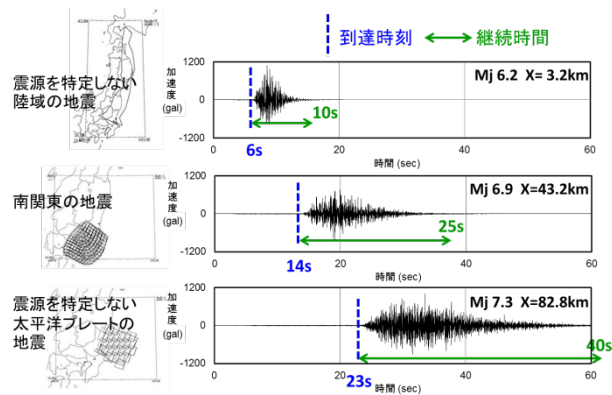


図 2 作成した地震波の時刻歴波形の例

(3) 地震応答シミュレーションの例

(2)で生成した地震動群を入力とする原子力施設の地震応答シミュレーションを実施し、得られた建屋や機器の応答を耐力と比較することで、建屋や機器の損傷を評価する。これまでに、同サイトに立地する原子力施設（建屋）の 3 次元有限要素モデルによる地震応答シミュレーションに着手している⁵⁾。シミュレーションに用いている原子力施設（建屋）の 3 次元有限要素モデルの例を図 3 に示す。本モデルの解の妥当性は、複数の地震観測記録との比較において確認している。(2)で生成した 200 種類の地震動を用いて地震応答シミュレーションを実施し、建屋耐震壁の同一階における応答の相関や、最大応答のばらつきの分析等を行っている。多様な地震動を入力して得られる結果を分析することで、建屋や機器の応答のばらつきや、応答と入力した地震動の震源特性との相関など、詳細な分析を行うことが可能となる。

2-2 地震リスク評価の信頼度向上への取り組み

原子力施設の地震リスク評価にかかわり、文部科学省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ「リスクマネジメント基盤技術としての地震リスク評価の信頼度向上に関する研究」（代表：東京都市大学 村松 健教授）（H24-26 年度）が採択された⁶⁾。本研究では、地震起因事象の確率論的リスク評価（地震 PRA）の手法について、炉心損傷頻度評価に伴う不確実さをより適切に取り扱うための新たな数学的枠組みと、専門家の知識（専門知）を活用した地震時損傷評価（フラジリティ評価）の手法を検討・提案するとともに、その適用に必要な地震時システム信頼性解析用計算コードを開発することにより、地震 PRA の信頼度を向上させ活用促進に資することを目的としている。原子力機構は、原子力施設機器のフラジリティ評価手法の検討にかかわり、機器の地震時入力となる建屋応答の感度解析を担当し、3 次元有限要素モデルを用いた多数の地震応答シミュレーションと分析を実施した⁷⁾。特に、リスク評価における不確実さを自然界に存在する偶然的な不確実さと知識不足に起因する認識論的不確実さに分類し、低減可能な不確実さである認識論的不確実さの定量化を試みている。本研究は、研究期間終了後も前述の東京大学等との共同研究の一部として継続的に実施している。

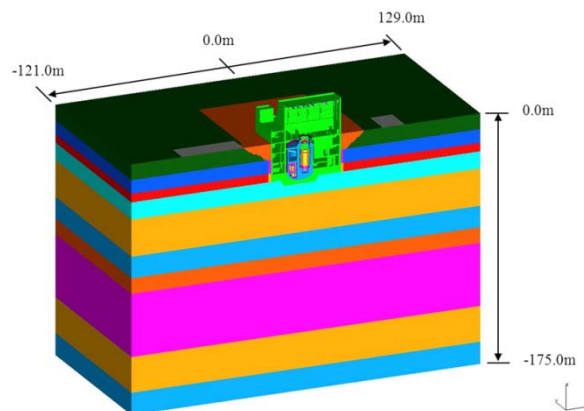


図3 原子力施設（建屋）の3次元有限要素モデルの例⁵⁾

3. おわりに

原子力機構において開発している原子力施設のための3次元耐震シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組みについて紹介した。計算機の発達とともに、計算処理の大規模化等に起因する課題は徐々に克服され、実形状を模した3次元有限要素モデルなどを用いた解析を多数同時に行うようなシミュレーション技術が実用化される時期はそう遠くないことが予想される。そのような中、原子力機構では、3次元詳細モデルを用いた原子力施設（建屋）の地震応答解析手法の標準化への取り組みを開始した。より現実的な建屋応答を得るためのモデリングやシミュレーションにおける留意事項をまとめ、原子力施設の地震安全に係る評価手法の信頼性向上に寄与することを目指している。

謝辭

本研究の一部は、文部科学省 HPCI 戦略プログラム、および、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業として実施したものである。

参考文献

- 1) 西田明美、他 8 名：原子力プラントのための 3 次元仮想振動台の構築—組立構造解析法による巨大施設解析システムの提案、日本原子力学会和文論文誌、Vol.6、No.3、pp.376-382、2007.
- 2) Yamada, T., et al.: Proposal of vibration table in an extended world by grid computing technology for assembled structures, Theoretical and Applied Mechanics Japan, Vol.57, pp.81-87, 2008.
- 3) 西田明美：3 次元地震応答シミュレーション技術を活用した原子力施設の地震リスク評価手法の高度化への取り組み、日本地震工学会会誌“特集：ここまでの数値シミュレーション”、第 30 号、2017.
- 4) Nishida, A., et al.: Hazard-Consistent Ground Motions Generated with a Stochastic Fault-Rupture Model, Nuclear Engineering and Design, Vol.295, pp.875–886, 2015.
- 5) 西田明美、他 4 名：原子力施設の地震リスク評価手法の高度化のための原子力施設建屋・機器の地震応答解析、JCOSSAR 2015 論文集、2015.
- 6) http://www.jst.go.jp/nuclear/result/h26/pdf/ini_p04.pdf
- 7) Nishida, A., et al: Reliability Enhancement of Seismic Risk Assessment of NPP as Risk Management Fundamentals, Part III: Sensitivity Analysis for the Quantification of Epistemic Uncertainty on Fragility Assessment, SMiRT23, 2015.

*Akemi Nishida¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(2) 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法

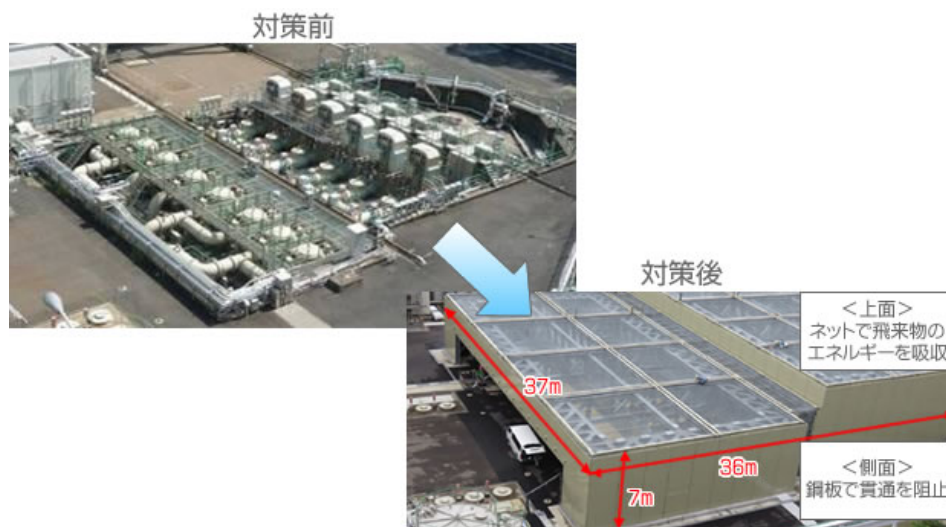
(2) Methodology to evaluate tornado-generated missile protection for structures of Nuclear Power Plants

* 白井 孝治¹, 南波 宏介¹¹電力中央研究所

1. 原子力発電所における竜巻防護対策に関する取り組み

原子力規制委員会¹⁾は、平成 25 年 6 月に原子力発電所の竜巻影響評価ガイド²⁾を定め、電気事業者は、この評価ガイドに基づき、竜巻飛来物による衝撃荷重を受けても、竜巻防護施設の安全機能維持に必要な構造強度を確保できるよう、原子力発電所における竜巻飛来物防護対策を実施してきた。図 1 に、原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例³⁾を示す。具体的な防護工法として、鋼板を取り付けた構造物や竜巻襲来時の風荷重や地震荷重の軽減が可能な防護ネットを採用し、耐貫通防護設計評価手法^{4,5)}が提案され、構造健全性評価に関しては日本機械学会 (JSME) で策定中のガイドライン⁶⁾に反映されている。鋼板構造物の要求性能については、竜巻飛来物により貫通しないことが求められ、一般に貫通限界厚評価式 (例えば、BRL 式⁷⁾) が用いられるが、評価式の根拠が非公開であるため、評価式の保守性を確認するための知見の蓄積が行われている^{8,9)}。一方、形状が複雑な形鋼材や構造物の健全性を評価する場合、近年のコンピュータの演算処理能力の向上から、FEM 解析による直接シミュレーションが行われている。例えば、米国・原子力エネルギー協会 (NEI) の原子力発電所に対する航空機衝突評価手法¹⁰⁾が準用されつつあるが、飛来物衝突を受ける鋼製材料の破断の判定方法や、竜巻飛来物の想定速度と同程度の高速度域における評価手法の適用性の検証は未だ十分ではない。また、我が国では、JSME より PWR 鋼製格納容器を対象としたシビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (SA ガイドライン)¹¹⁾が発刊されており、主に熱荷重、圧力荷重を想定した有限要素解析モデルを用いた静的弾塑性解析による評価方法、局所的な破断基準が示されている。

本報は、鋼板構造物の耐貫通性能に着目し、汎用衝撃解析コードを用いて、JSME の SA ガイドラインと同様なひずみ規準の耐貫通性能問題への適用性について述べたものである。

図 1 原子力発電所に設置された竜巻防護工法の例³⁾*Koji Shirai¹ and Koji Tasaka¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

2. ひずみ評価基準

竜巻飛来物が鋼板構造物に衝突する場合、竜巻飛来物先端と鋼板との衝突部には局所的大変形や、局所的大変形の進行による破断・貫通が発生する。局所的に変形が集中するモードに対し、従来の応力基準での設計では高強度材料の選定や系全体の剛性を高める設計を採用することになり、靱性の少ない構造物となる。一方、鋼板構造物の局所的な塑性変形を考慮したひずみ基準による設計を用いた場合、高い靱性を確保でき、吸収エネルギーに富む合理的な設計が可能となる。鋼板構造物の局所変形の評価においては、衝突部に発生する応力場による材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準を用いて、解析で得られる最大相当塑性ひずみが応力状態に応じた鋼板構造物材料の延性低下の影響を適切に考慮できるひずみ基準値を超えないことを確認する。飛来物先端と鋼板の衝突部近傍では多軸応力場が発生し、材料の延性が低下することが知られておる。このため、応答評価においてもその影響を考慮することが必要となり、式(1)で表される多軸応力場の指標に応力多軸度係数 (Triaxiality factor、以下 TF) が用いられる。

$$TF = \frac{\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3}{\sigma_e} \quad (1)$$

ここで、 $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ は主応力、 σ_e はミーゼス相当応力である。TF は主応力の和をミーゼス応力で除した値であり、多軸応力場での延性低下の影響を示す係数である。例えば、等 2 軸引張では 2、平面ひずみ引張では $\sqrt{3}$ 、単軸引張では 1 となる。JSME の SA ガイドラインでは、局所的な破損のひずみ制限として、式(2)で示される限界 3 軸ひずみ ϵ_L を採用している。

$$\epsilon_L = \epsilon_{Lu} \cdot \exp\left(\frac{-\alpha_{sl}}{1+m_2} \left\{ \frac{1}{3} (TF - 1) \right\}\right) \quad (2)$$

ϵ_L は限界 3 軸ひずみ (=局所相当塑性ひずみの限界値)、 ϵ_{Lu} は真破断伸び (= m_2 : 一様伸び) である。

本報では、式(2)で示される SA ガイドラインによる ϵ_L をひずみ制限値を準用し、鋼製パイプにより高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価への適用性について述べる。

3. 鋼製パイプ型飛来物を用いた鋼板貫通試験

図 2 に、鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置の概要を示す。飛来物を火薬の推力により水平方向に飛翔させ、支持架台上に鉛直姿勢で固定した鋼板試験体に衝突させる。試験体は二辺支持条件となるようにボルトで固定された SS400 材の鋼板であり、鋼板厚さは 4.5mm と 6mm の 2 種類とした。飛来物は衝突径 50mm、質量 8.4kg の鋼製円柱体であり、衝突速度は 49m/s である。図 3 に、鋼板試験体の損傷状況を示す。鋼板厚さ 4.5mm の場合は貫通する結果となり、飛来物の残留速度は 32m/s であった。以上の結果より、本試験条件における鋼板の貫通限界厚さは 4.5～6.0mm の間にあることがわかる。

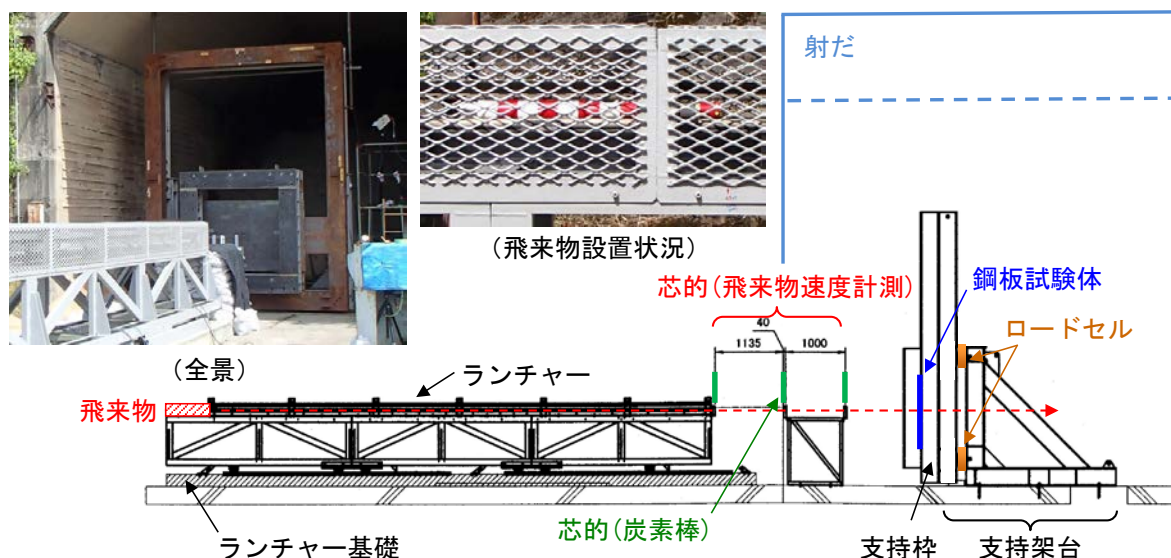
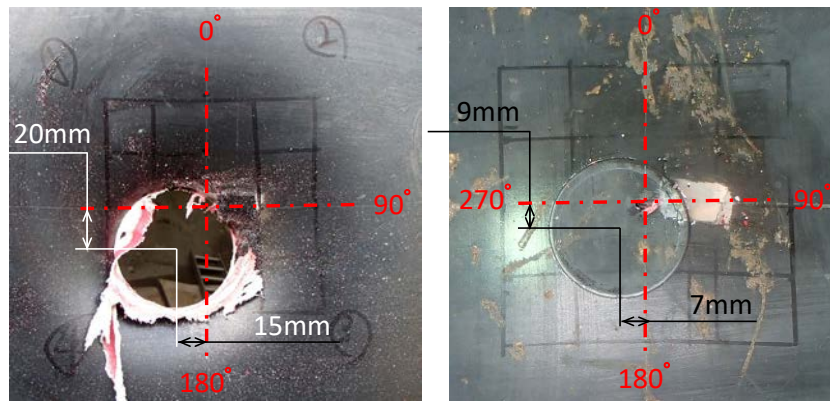


図 2 鋼製パイプを用いた高速飛来物衝撃試験装置



(鋼板厚さ 4.5mm)

(鋼板厚さ 6.0mm)

図3 鋼板試験体の損傷状況（衝突速度：49m/s）

4. 数値解析による耐貫通性能評価

(1) 解析モデル

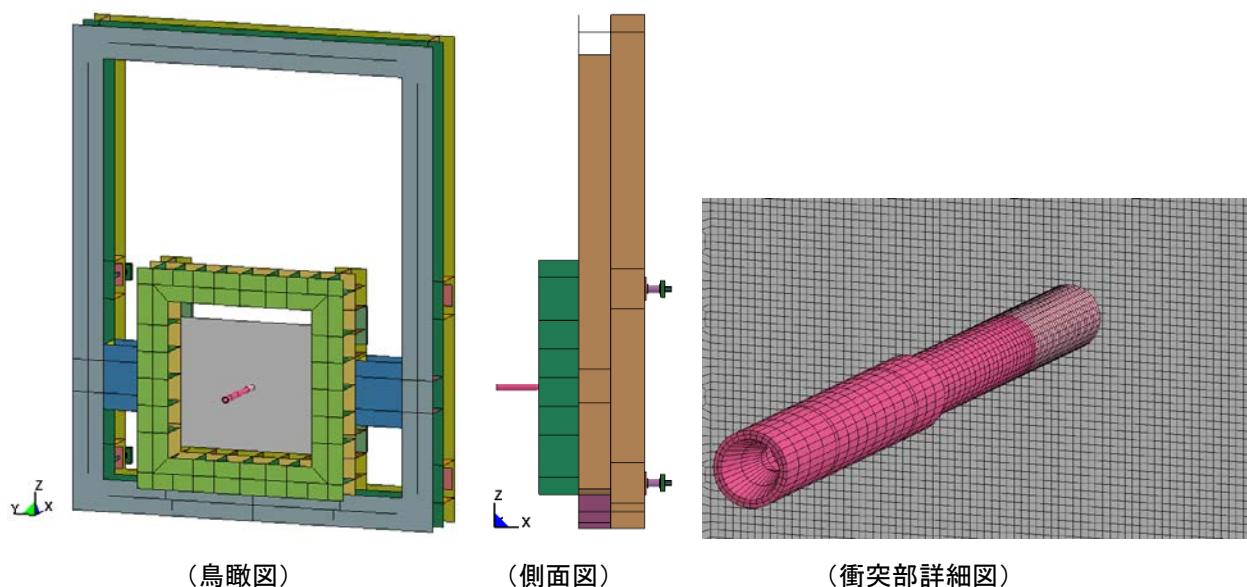
解析には、汎用衝撃応答解析コード LS-DYNA Ver.971¹²⁾を用いた。図4に、衝突試験の解析モデルを示す。要素モデルは、飛来物の燃焼部やロードセル、PC鋼棒を三次元固体要素でモデル化し、その他の飛来物先端のパイプ、試験体、支持枠、押さえ枠等に Belytschko-Tsay シェル要素¹³⁾を適用した。また、衝突を受ける試験体の要素寸法は板厚と同程度とした。

(2) 材料モデル

応力-ひずみ関係は等方弾塑性型のトリリニア型とし、von-Mises の降伏条件とした。ひずみ速度依存性は、衝撃荷重を直接的に受ける試験体と飛来物パイプ部に考慮し、ひずみ速度毎の応力-ひずみ関係を定義した。鋼材の降伏応力と引張強度のひずみ速度依存性については、(社)日本溶接協会“動的繰り返し大変形を受ける溶接鋼構造物の脆性破壊性能評価方法 (WES2808)¹⁴⁾”で示されている動的強度の推定式を用いた。

(3) 接触・境界・初期条件

飛来物-試験体間、ロードセル球座等の接触面に接触剥離を伴う滑りを考慮した接触条件を定義した。飛来物-試験体間には摩擦力を考慮し、摩擦係数は文献値¹⁵⁾を参考に 0.52 とした。また、ロードセル底面の全節点に完全固定の境界条件を設定し、解析モデルを支持した。飛来物モデルの全節点に、試験時に測定された実測衝突速度を初速度として付与した。また、試験体を固縛している PC 鋼棒に先行緊張荷重を導入した。



(鳥瞰図)

(側面図)

(衝突部詳細図)

図4 解析モデル

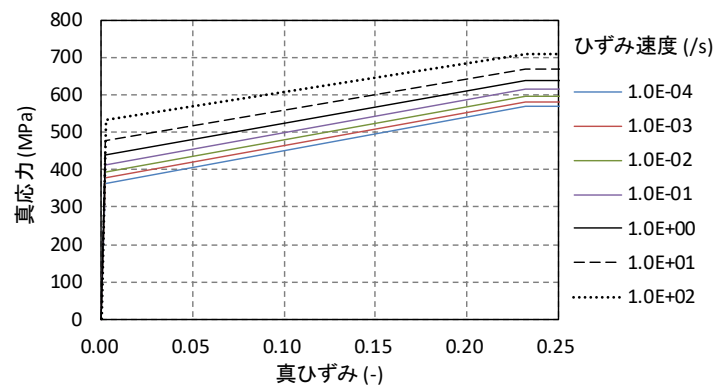


図5 ひずみ速度を考慮した応力-ひずみ関係

(4) 貫通評価

貫通条件は、衝突により生じる局所の相当塑性ひずみ ε_{eq} が限界 3 軸ひずみ ε_L を上回った場合に貫通が生じた場合とした。すなわち、要素内の各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$ の平均値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)_{average}$ を要素の代表応答値とし、真破断伸び ε_{Lu} と比較することで破断の有無を評価した。

図 6 に、鋼板厚さ 4.5mm と 6.0mm に対する解析で得られた飛来物衝突部近傍の試験体の平均相当塑性ひずみ分布を示す。相当塑性ひずみは、飛来物との接触近傍に集中している。さらに、解析で得られた最大相当塑性ひずみ発生要素における各積分点の応答値 $f(\varepsilon_{eq}, TF)$ の時刻歴と許容値 ($\varepsilon_{Lu} = m_2$) を比較して示す。なお、 TF は圧縮荷重作用時に 1 未満となるが、その場合は保守的 $TF=1$ とした。鋼板厚さ 4.5mm の解析では、要素の代表応答値が許容値を上回り、貫通が生じると判定できる。一方、鋼板厚さ 6.0mm の解析では、要素の代表応答値は許容値を下回っており、貫通が生じないと判定できる。これらの判定結果は、試験結果と符合することがわかる。

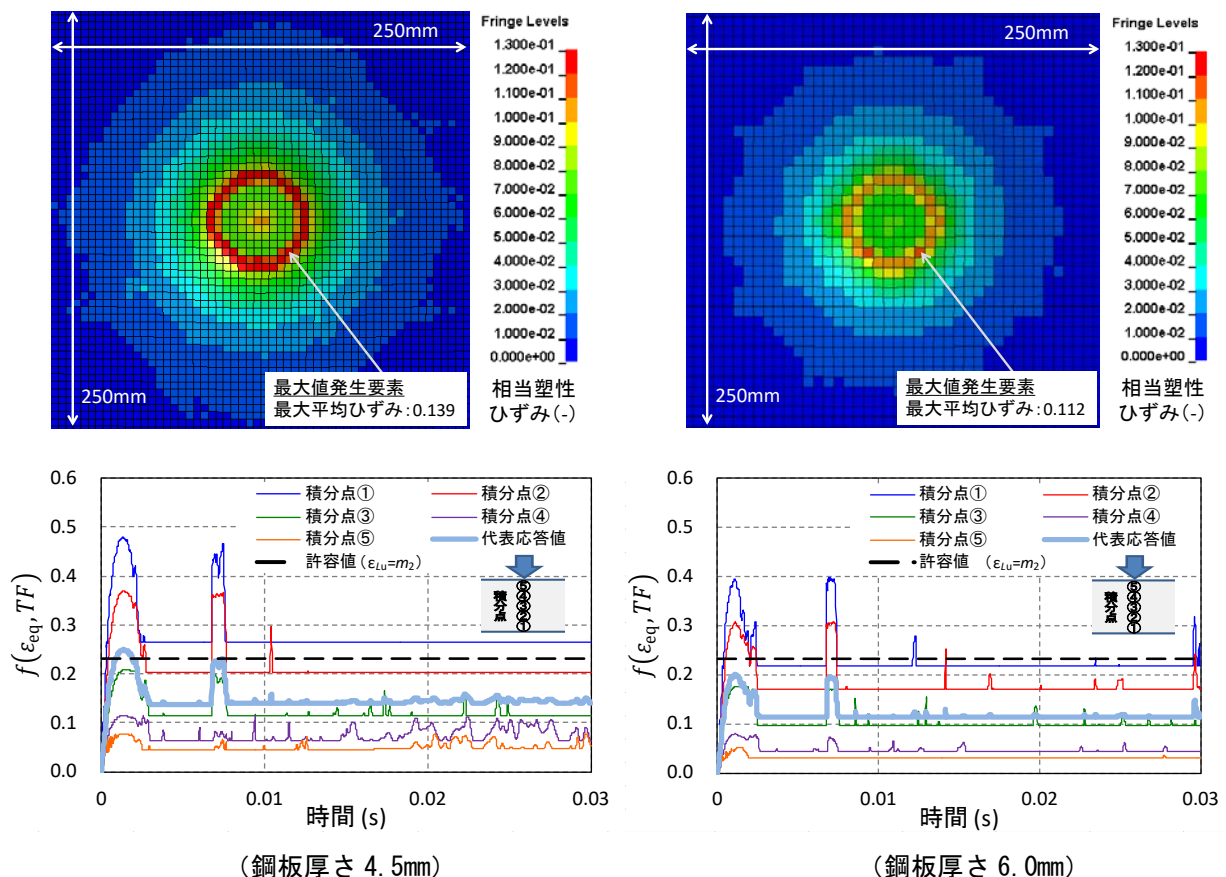


図6 相当塑性ひずみ分布図と破断評価に用いた代表応答値の時刻歴

5. 結 言

竜巻飛来物の衝突を受ける鋼板構造物の貫通評価を実施する際、有限要素解析モデルを用いた弾塑性解析による評価方法が有用であり、局所的な破断基準については JSME の SA ガイドラインが参考になる。しかしながら、面外からの高速度衝突を受ける鋼板への評価事例はほとんどなく、これまで破断基準の適用性に関する知見が十分でない。

本報では、竜巻影響評価ガイドに例示されている竜巻飛来物の一つである鋼製パイプの衝突径、衝突速度を模擬した飛来物を用いた鋼板試験体に高速で衝突させる鋼板貫通試験に対し、高速度衝突を受ける鋼板を対象とした破断評価に SA ガイドラインの局所ひずみ基準を適用し、その有用性を検討した。その結果、JSME の SA ガイドラインで提案されている局所的な破損のひずみ制限値である限界 3 軸ひずみ ε_L を許容値（真破断伸び ε_{Lu} ）として、要素の代表応答値（要素内積分点の多軸応力場での延性低下の影響を考慮した応答値の平均）と比較する耐貫通性能評価手法を提案し、鋼板貫通試験によりその評価手法が実務的に有用であることを確認した。

近年、衝撃解析における数値解析技術の進歩はめざましいものがあり、鉄筋コンクリート構造物やネット構造物への耐貫通性能評価手法への適用が期待されている¹⁴⁾。

参考文献

- 1) 原子力規制委員会：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，平成 25 年 6 月 19 日，原規技発第 1306193 号。
- 2) 原子力規制委員会：原子力発電所の竜巻影響評価ガイド，制定 2013，改訂 2014，原規技発第 1409172 号。
- 3) 関西電力株式会社：高浜発電所だより第 108 号，2014.10。
- 4) 坂本裕子，白井孝治，宇田川敏子，近藤俊介，“竜巻飛来物と鋼板の衝突挙動に対するひずみ制限による破壊基準の適用性”，土木学会構造工学論文集 Vol.62A, 2016。
- 5) 南波宏介，白井孝治，坂本裕子，“竜巻飛来物衝突を受ける鋼板の耐貫通性能に関する数値解析的評価”，土木学会構造工学論文集 Vol.63A, 2017。
- 6) 日本機械学会 発電用設備規格委員会，竜巻飛来物の衝撃荷重による構造物の構造健全性評価手法ガイドライン（案）（ドラフト版公衆審査中）
- 7) 土木学会，“構造工学シリーズ6，“構造物の衝撃挙動と設計法”，1993。
- 8) 土田恭平，小笠原義浩，別府万寿博，和内博樹，松浦淳，間瀬辰也，萩原実，“鋼製飛来物に対する鋼板の貫通評価に関する研究（その 1）衝突実験によるBRL式の検証”，日本建築学会大会学術講演会梗概集，2015。
- 9) 北田 明夫他，“竜巻飛来物を模擬した落下衝突試験による鋼板貫通評価手法の検証”，日本機械学会論文集”，Vol.83, No.851, 2017年6月。
- 10) Nuclear Energy Institute (NEI), “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”, NEI 07-13 (Rev.8P), 2011年4月。
- 11) 日本機械学会，“発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWR鋼製格納容器編）”，JSME S NX4-2015, 2015。
- 12) 株式会社JSOL，“LS-DYNA 使用の手引き（Second Edition）”，2016。
- 13) T.BELYTSCHKO et al, “EXPLICIT ALGORITHMS FOR THE NONLINEAR DYNAMICS OF SHELLS”, Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering Vol.42, 1984。
- 14) 日本原子力技術協会，“BWR配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）”，2010
- 15) 日本機械学会，“機械工学便覧”，2014。

計算科学技術部会セッション

自然現象に立ち向かう計算科学技術の最前線

Frontiers of Computational Science and Engineering to Face Natural Phenomena

(3) 放射性物質の大気拡散予測

(3) Predicting atmospheric dispersion of radionuclides

*永井 晴康¹, 寺田 宏明¹, 谷森 達²¹原子力機構, ²京都大学

1. はじめに

原子力事故等の緊急時対策には、放射性物質の大気放出による早期の直接的な被ばく防護と、大気から土壌や海洋への移行に伴う、中・長期的なモニタリングや食物摂取制限・立ち入り制限がある。これらの対策に有用な情報を提供する計算システムとして、緊急時環境線量情報予測システム SPEEDI が旧日本原子力研究所（現在の日本原子力研究開発機構、以下原子力機構）により開発され、文部科学省により運用されていた。SPEEDI のような大気拡散予測システムの役割は、(I)事故時の放射性物質の放出に対して、大気拡散状況の予測情報を提供することで放射線防護対策に活用すること、及び(II)事後における詳細な解析により大気拡散と地表汚染状況を明らかにすることで、被ばく評価や長期的な対策立案に資することである。しかし、2011年3月に発生した東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故において、(I)の役割については、放射性物質の放出量情報が得られなかったこと、事故当時に周辺のモニタリングデータが十分得られていなかったことなどにより、SPEEDI の予測結果は定量性及び信頼性に問題があるとして利用されず、SPEEDI はその役割を果たせなかった。そして、このような不確実性を有する予測結果の活用方法についての様々な議論があったが、原子力規制委員会の方針として、放射線防護対策には SPEEDI の計算結果を利用しないこととなった。一方、(II)の役割に関して、環境影響や公衆の被ばく線量を評価する上で、放射性物質の大気中への放出量と拡散状況を明らかにすることを目的として、原子力機構では、環境モニタリングデータと世界版緊急時大気拡散予測システム WSPEEDI-II を用いた大気拡散シミュレーションに基づき、放射性物質の大気放出量推定と大気拡散解析を行ってきた。この放出量推定及び拡散解析結果は、国内外の多くの機関による 1F 事故の環境影響評価や被ばく線量推計に活用されている。また、事故後に追加された大気拡散予測システムの新たな役割として、(III)地域防災計画・避難計画に係る具体化・充実化に当たって大気拡散計算を活用することが、中央防災会議の防災基本計画に記載された。このような状況に対して、原子力機構では、1F 事故における教訓や詳細解析による対応経験から、上記(II)及び(III)の役割に対して、大気拡散シミュレーションを最大限に活用するとともに、将来的には(I)の役割も担えるように、予測性能と信頼性を高めるための研究開発を進めている。

2. 大気拡散予測システム

大気拡散予測システム WSPEEDI-II は、領域気象モデルによる気象場計算とこれに引き続く大気拡散モデルによる放射性物質の移流、拡散、沈着及び被ばく線量計算により構成される（図 1）。

2-1. 領域気象モデル

領域気象モデルには、米国大気研究センター（NCAR）等で開発された非静力学気象モデル MM5 及びその後継モデル WRF を用いている。領域気象モデルは、運動量 3 成分及び熱エネルギーに加えて、水蒸気量、雲水量（液体、固体）についての保存式を解くことにより、対応する風速 3 成分、温位等の気象要素を計算する。また、降水、放射、地表面過程、大気境界層（乱流）などの個別過程それぞれについて、物理過程を考慮することにより、大気拡散計算の精度に大きな影響を及ぼす気象場の再現性を向上させることができる。例えば、3 次元風速場に加えて、鉛直拡散係数、降水量、雲量等が予測可能なため、大気拡散計算において鉛直拡散係数や降雨、雲量の時間・空間変動を考慮して、鉛直混合や湿性沈着を詳細に予測できる。

2-2. 大気拡散モデル

大気拡散モデルは、原子力機構で開発した粒子拡散モデル GEARN を用いている。大気拡散モデルにおいて、放射性物質の大気中濃度は、移流拡散方程式を数値的に解くことにより求められる。原子力事故を対象とした放射性物質拡散計算では、通常解析格子に対して放出源が点状とみなされ、近距離での局所的な高濃度分布からの放射線影響を厳密に評価する必要性から、ラグランジュ型粒子拡散モデルを採用している。つまり、大気中に放出された放射性物質を多数の仮想粒子で模擬し、粒子の移動を追うことにより、放射性物質の大気中での濃度、地表面沈着量及び被ばく線量を求める。大気中での濃度は、3次元の気象場に基づいて、タイムステップ毎に平均流による移流と、サブグリッドスケールの気流や乱流による拡散による粒子の移動を計算する。仮想粒子には、設定した放出率に基づき核種ごとの放射エネルギーが与えられ、放出後の時間経過に伴い核種ごとの半減期で減衰する。地表面への沈着については、乱流による乾性沈着と降雨による湿性沈着が考慮されている。乾性沈着による粒子の持つ放射エネルギーの減少は、沈着速度と関係づけた沈着率を用いて計算される。降雨沈着については、領域気象モデルから提供される3次元の降雨、雲量分布を考慮した洗浄係数を基に、粒子の持つ放射エネルギーの減少が計算される。大気中濃度及び沈着量は、仮想粒子の持つ放射エネルギー及び沈着放射エネルギーの各計算セルへの寄与を出力時間幅内で積分することで計算される。

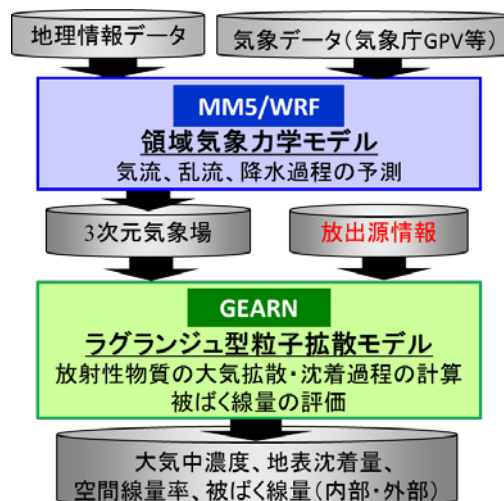


図1 WSPEEDI-IIの構成

3. 研究開発の現状

3-1. 大気拡散データベースシステム

WSPEEDI-IIで用いる高度な気象及び拡散予測モデルは、従来のSPEEDIのモデルよりも計算時間を要するため、計算条件を設定してから予測結果を得るまでに時間を要し（3日先までの計算に数時間）、様々な条件の計算結果を比較検討するような利用は困難だった。そこで、様々な条件に対する詳細な大気拡散計算結果を即座に作成できるように、新たな拡散計算手法を開発した（2018年秋の大会2K11）。この計算手法では、原子力施設など放出点が定まっている場合に、放出条件のうち放出点以外の不確定情報である放射性核種、放出率、及び放出期間を特定することなく、単位放出条件（放出率、放出期間）の拡散計算を全計算期間に対して実施して計算結果を作成しておき、放出条件を設定するとその条件に基づく予測結果を単位放出条件の計算結果の線形結合により即座に得ることができる。この手法に基づき、以下の手順で計算を行う大気拡散データベースシステムを開発した。

- 1) 放出期間を一定の間隔で分割したそれぞれの期間について、単位放出条件（1Bq/h）による大気拡散を計算し、全ての放出期間ケースの結果（単位放出拡散データ）をデータベースとして保存する。
- 2) 毎日の気象解析・予報データの更新に合わせて、上記大気拡散計算を定常的に実行し、単位放出拡散データを連続的に蓄積することにより、過去から数日先までの連続的なデータベースを整備する。

3) 実際の放出条件が与えられた際には、分割期間ごとの放出条件を、単位放出拡散データに適用する。これによって得られる大気拡散計算結果を、全放出期間について合算することにより、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を作成する。

この計算システムで作成されるデータベースは、過去から数日先まで任意の解析期間を切り出し、任意の放出条件に対する大気拡散計算結果を即座に得ることを可能にした。試験計算の結果、WSPEEDI-IIを用いた通常の拡散計算の120分の1程度の時間で計算結果を得ることができる(図2)。これにより、データベースの将来予測期間は、緊急時において想定されるさまざまな放出条件に対する予測結果を即座に提供することで対策立案に利用可能である。また、長期間蓄積された過去の期間のデータは、原子力事故時に想定すべき大気拡散事象の把握、モニタリング計画の最適化など、地域防災計画・避難計画に係る事前計画の立案への活用が期待される。

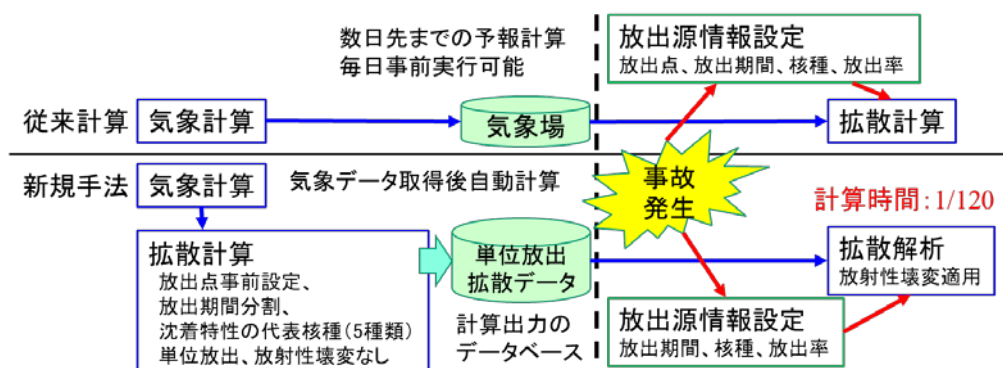


図2 新規拡散計算手法と従来手法の比較

3-2. 放出源推定システム

原子力機構では、WSPEEDI-IIによる大気拡散シミュレーションと環境モニタリングデータの融合解析により、1F事故による放射性物質の大気放出量推定を行ってきた。この経験に基づき、原子力事故時に放射性物質の放出源情報を推定するシステム(図3)の開発を行っている。このシステムは、上記大気拡散データベースシステムを発展させ、任意に設定した放出条件により得られる計算結果と環境モニタリングデータを比較し、測定データを最も再現する放出条件を探索することにより放出源情報を推定する。さらに、気象場についてアンサンブル計算により多数の候補を作成し、それぞれについて大気拡散データベースを生成することで、モニタリングデータを再現する気象場の最適解を求めることもでき、気象計算の不確実性の低減も期待できる。また、1F事故を対象とする試験において、解析に利用するモニタリングデータを変えて得られる最適解を比較することで、各モニタリングデータの放出源推定への有効性を評価する計画である。これにより、実際にデータ取得可能な時期などを考慮して、優先的に実施すべきものや測定点の最適配置など、モニタリング計画策定に役立つ情報を提供できる。

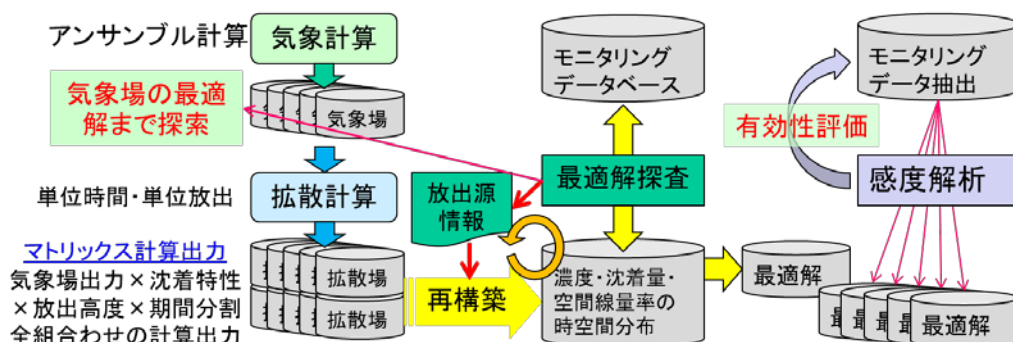


図3 放出源推定システムの概念図

2-3. 放射線計測と融合したプルーム可視化システム

大気拡散シミュレーションの信頼性を向上するための新たな研究開発として、放射性物質の大気拡散シミュレーションと放射線計測を融合して大気中放射性核種の3次元濃度分布を導出するシステム（プルーム可視化システム）の開発を進めている。ここで用いる放射線計測技術は、京都大学が新規開発した電子飛跡検出型コンプトンカメラ（ETCC）である。ETCCは、 γ 線のコンプトン散乱における3次元電子飛跡を検出することで γ 線到来方向を決定し、 γ 線の幾何光学に基づく完全可視化を世界で初めて実現した（Tanimori et al., 2017）。 γ 線完全可視化により、近傍の強線量に影響されず遠方の弱線量分布を測定でき、反射・散乱 γ 線のスペクトル分布と強度の正確な測定が可能となる。ETCCにより得られる γ 線の定量的画像（入射角度分布）から放射性核種ごとにその量と空間分布を特定できることから、大気中に放出された放射性物質からの γ 線に対するETCC測定結果から3次元濃度分布を推定する手法を開発する。この手法では、複数箇所で測定されたガンマ線画像の組み合わせから大気中の放射性物質の核種ごとの濃度分布を一定の時間間隔で再構成するとともに、時間間隔ごとの濃度増加量から放出量も推定することを目指している（図4）。これにより、原子力施設周辺の複数地点にETCCを設置し連続測定を行うことで、放射性物質が放出された場合に放出量と施設周辺の濃度分布のデータを得ることができる。また、得られた放射性物質の放出量と濃度分布データをWSPEEDI-II計算に取り入れることで、より現実に近い大気拡散状況の予測が可能となる。

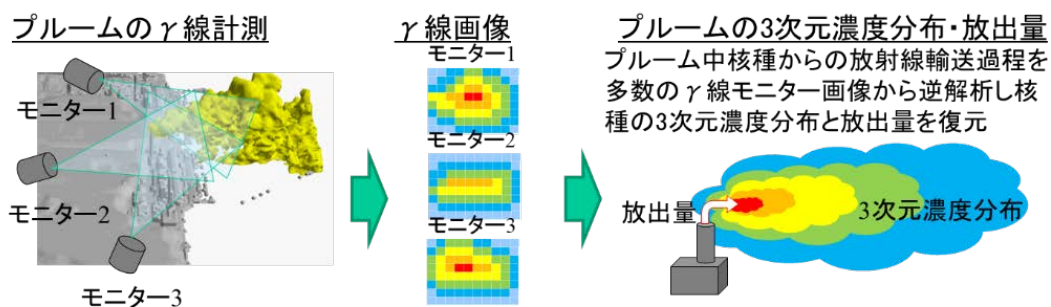


図4 γ 線画像から大気中3次元核種分布及び放出量を逆解析する手法の概念図

参考文献：

T. Tanimori, et al., 2017, Establishment of Imaging Spectroscopy of Nuclear Gamma-Rays based on Geometrical Optics, Scientific Reports 7, 41511.

*Haruyasu Nagai¹, Hiroaki Teradai¹, and Toru Tanimori²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Kyoto Univ.

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 原子力発電部会

[2L_PL] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）及び運転期間延長認可に係る審査対応について

座長: 堺 公明(東海大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 L会場 (共通教育棟2号館 3F 36番)

[2L_PL01] 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）に係る審査対応について

*近江 正¹ (1. 原電)

[2L_PL02] 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について

*伊藤 信郎¹ (1. 原電)

[2L_PL03] BWRメーカーによる許認可対応への取組について

*今野 隆博¹ (1. 日立GE)

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

(1) 東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
に係る審査対応について

(1) Great Efforts to Pass Safety Review (Permission for Change in Reactor Installation and Approval of Plan for Construction Works) in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for Tokai-II Power Plant

*近江 正¹¹日本原子力発電株式会社

原子力発電部会企画セッションの目的

東海第二発電所は、沸騰水型炉として初めて 40 年超の運転期間延長認可を受けたプラントである。また、東北地方太平洋沖地震時に外部電源が喪失し、更には東日本の太平洋側に面しているため、津波の影響も受けたプラントでもある。

この東海第二発電所が、運転開始から 40 年である平成 30 年 11 月までに運転期間延長認可を受けるためには、新規制基準に基づく原子炉設置変更許可、及び工事計画の認可を取得する必要があった。

本セッションは、3つの講演から成り、まずは、沸騰水型炉として最初に運転期間延長認可を受けるまでに必要となる原子炉設置変更許可、及び工事計画認可の取得に係る審査対応の概略を紹介する。次に、運転期間延長認可のための評価内容について紹介し、最後に、メーカとして設備設計から評価に至る対応内容について、具体的に紹介する。

1. 原子炉設置変更許可の概要

1-1. 審査の経緯

東海第二発電所は、平成 26 年 5 月 20 日に新規制基準の適合性に係る原子炉設置変更許可申請を原子力規制庁に提出した。平成 30 年 9 月 26 日に原子炉設置変更許可を得るまでの約 4 年 4 カ月間に、審査会合は 97 回、現地調査は 2 回、申請書の補正は 6 回を数えた。

1-2. 審査中に変更した内容

審査中に得られた最新データの反映、審査会合で原子力規制庁から出された疑問点への対応等により、原子炉設置変更申請内容を以下の通り変更した。

基準地震動見直し（最大値）	: 901 ガル	⇒ 1,009 ガル
防潮堤の設計変更	: セメント固化盛土	⇒ 鋼管杭鉄筋コンクリート防潮壁
非難燃ケーブル	: 防火塗料を塗布	⇒ 難燃ケーブルへの取替、防火シートの設置
その他	: 代替循環冷却系、緊急用海水系など新設	

1-3. 基準地震動の見直し

耐震設計に用いる地震動（基準地震動：Ss）については、強い地震が発生する領域をより発電所に近づけ、かつその強さを大きく設定するなど不確かさの重ね合わせを追加したこと等により、最大値は 901 ガルから 1,009 ガルとなった。

1-4. 防潮堤の設計変更

基準津波による防潮堤前面の最高水位が標高 17.1m になることを踏まえ、前面が標高 20m、側面が標高 18m

の防潮堤を設計した。当初申請では、総延長の約 8 割を「セメント固化盛土」とする計画であったが、より一層強固で十分な支持性能を有する「鋼管杭鉄筋コンクリート防潮堤」に変更し、鋼管杭は岩盤まで到達させて支持する構造とすることによって、地盤の強制的な液状化を仮定した場合であっても安全性を確保できるよう変更した。

1-5. ケーブルの内部火災への対応方法変更

安全機能を有する機器に使用されているケーブルのうち、非難燃ケーブルを使用している部分について、「防火塗料による対応」から、先行例を参考に「難燃ケーブルへの取替えと防火シートの設置」に変更することとした。

1-6. 格納容器破損防止への対応

万一、既存の残留熱除去系設備による原子炉格納容器の冷却が出来ない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系 2 系統を追加する。これにより、原子炉格納容器圧力逃がし装置の起動を回避、または遅らせることが可能になる。

1-7. 緊急用海水系の設置

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、緊急用海水ポンプで熱交換器に海水を送水することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する。

2. 工事計画認可の概要

2-1. 審査の経緯

原子炉施設の詳細な設計内容及び工事の方法に関して記載した工事計画を、平成 26 年 5 月 20 日に申請し、平成 30 年 10 月 18 日に認可を得るまでに、審査会合は 15 回、現地調査は 1 回、申請書の補正は 5 回を数えた。第 5 回の補正では本文一式約 45,000 頁、補足説明資料一式約 20,000 頁であった。

審査では、工事計画（申請書本文）の各設備の仕様に関する事項（要目表）及び各設備の基本設計方針が、原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の仕様（種類、個数、容量など）及び設計方針と整合していることを説明した。

同時に、工事計画（申請書本文）の各設備が、技術基準規則の各条文に適合するものであることが議論された。東海第二発電所や沸騰水型原子炉の特徴から、審査会合において鋼製防護壁の止水機構の地震時における追従性など計 22 項目が論点として議論になったが、最終的に基準適合性が確認された。

また、申請した品質保証計画における品質保証の実施に係る組織、保安活動の計画、保安活動の実施、保安活動の評価及び保安活動の改善に係る事項について、品質管理基準規則の要求事項に適合していること、並びに工事計画に係る設計が、品質保証計画に基づき実施されたこと及び工事、検査が同品質保証計画により計画されていることについても確認された。

2-2. 原子力規制委員会委員・規制庁職員による現地での確認

審査の一環として、各種設備の実証試験（鋼製防護壁止水機構の加振試験等）について、原子力規制委員会委員・規制庁職員により現地での確認が行われた。

*Tadashi OUMI¹

¹The Japan Atomic Power Company

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応についてSafety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change
Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II
Power Plant

(2) 東海第二発電所の運転期間延長認可に係る評価について

(2) Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

*伊藤 伸郎¹¹日本原子力発電株式会社

1. はじめに

原子力発電所では、機器・構造物の運転に伴う経年劣化事象に対して、点検や取替等の保全により安全性・信頼性を維持している。また、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえ、日常的な点検では検知が困難な経年劣化事象については、劣化試験や定量的な評価を行うことで、安全性・信頼性を確認している。これらを高経年化技術評価として取りまとめ、60年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく追加保全策を抽出し、長期保守管理方針として策定してきた。

一方、福島第一原子力発電所事故を受けて原子炉等規制法が改正され、原子力発電所の運転期間は40年を原則とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り最大20年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

制度導入後、加圧水型軽水炉（PWR）については3基のプラントの運転期間の延長が認可されており、沸騰水型軽水炉（BWR）である東海第二発電所についても、2018年11月に運転期間の延長の認可を受けた。

運転期間の延長の可否を判断するために、原子炉等の『特別点検』を実施し、この結果や監視試験結果等を踏まえた高経年化技術評価を『劣化状況評価』として取りまとめ、抽出した追加保全策を『保守管理に関する方針』としてまとめることで、適切な保全を行うことで60年の運転に際して十分な安全性を有することを確認している。

ここでは、東海第二発電所の運転期間延長に係る評価について紹介する。

2. 運転期間延長に関する評価

2-1. 特別点検

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器と、原子炉建屋に代表されるコンクリート構造物については、重要性や取替の困難性より、十分な安全裕度を考慮した設計となっている。これまでの高経年化技術評価においても、これらの機器・構造物については、長期運転を考慮しても十分な安全性を有するものと評価してきた。これら設計や評価の裏付けと、現時点での安全性を確認するために『特別点検』を行っており、異常のないことを確認している。

具体的に、原子炉圧力容器については、燃料による中性子照射の影響が大きい炉心領域について母材を含む全面の超音波探傷試験を実施するとともに、プラントの起動・停止時の過渡の影響の大きい給水ノズルコーナー部について渦電流探傷試験を実施した。さらに、圧力容器底部の溶接部等の目視試験や渦電流探傷試験、基礎ボルトの超音波探傷試験を実施している。

原子炉格納容器については、内外面の塗装の状態を目視により確認した。高所には足場を設置し、サプレッション・プール内（水中）には潜水士が潜ることで、物理的に可能な範囲の目視試験を実施している。

コンクリート構造物については、原子炉建屋等よりコアサンプルを採取し、強度、遮蔽能力、中性化深さ、塩分浸透、アルカリ骨材反応の観点で試験を行っている。

2-2. 劣化状況評価

機器・構造物は経年使用により劣化が徐々に進行するが、それぞれの経年劣化事象に対して必要な点検や取替等の保全を継続的に行うことで、機能を回復し故障等に至ることがないように管理している。また、原子炉压力容器のように取替が不可能な機器については、解析やこれまでの知見を基に長期運転を考慮した健全性を評価することができる。各原子力発電所では、これまでも高経年化技術評価として、保全を前提とした機器の健全性を評価し、必要に応じ追加保全策を抽出してきた。

これまでの高経年化技術評価に特別点検の結果や今回の評価のために実施した監視試験結果を加え、さらに詳細に評価したのが、劣化状況評価である。

劣化状況評価では、原子力規制委員会が定める高経年化技術評価ガイドで着目すべきとされている6つの事象（低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、2相ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリートの強度低下）に腐食等その他の経年劣化事象を加え、各経年劣化事象に対する長期健全性とそれを達成するために必要な保全の妥当性を評価した。さらに、これらの経年劣化事象を踏まえた耐震・耐津波安全性評価を実施し長期健全性を評価した。

劣化状況評価では、BWRでこれまで影響が軽微と評価していた2相ステンレス鋼の熱時効や原子炉压力容器の中性子照射脆化に伴う加圧熱衝撃事象等についても詳細に評価している。

東海第二発電所は、2011年3月の東北地方太平洋沖地震の影響を受けたプラントであることから、震災影響評価を合わせて実施しており、これらの劣化状況評価結果を踏まえて、いくつかの追加保全策を抽出した。

2-3. 保守管理に関する方針

劣化状況評価で抽出した追加保全策は、それぞれ有効に機能するよう、実施時期を定める必要がある。追加保全策に実施時期を組み合わせたものを保守管理に関する方針として策定し、原子炉施設保安規定に明記することで、確実に実施していくこととなる。

3. まとめ

東海第二発電所の評価で、PWRと共通的な低サイクル疲労、原子炉压力容器の中性子照射脆化、電気・計装品の絶縁低下やコンクリートの強度低下に加え、BWR特有の箇所の考慮が必要な照射誘起型応力腐食割れ、その他さまざまな経年劣化事象についてもプラントの長期運転に際して問題とならないことを確認した。また、これまで影響は軽微と評価していた2相ステンレス鋼の熱時効や原子炉压力容器の加圧熱衝撃等についても、詳細に評価することで改めて問題とならないことを確認した。

この結果、先に確認されているPWRに加え、BWRにおいても適切な保全を継続することで長期運転が可能であることを確認した。

*Nobuo Ito¹

¹Japan Atomic Power Company

原子力発電部会セッション

東海第二発電所の新規制基準適合性（設置変更許可、工事計画認可）
及び運転期間延長認可に係る審査対応について

Safety Review by Regulatory Body with New Regulatory Requirements (Installation Change Permission, Construction Plan Approval) and Evaluation on Operating Period Extension of Tokai-II Power Plant

(3) BWRメーカーによる許認可対応への取組について

(3) Great Efforts to Pass Safety Review in Order to Comply with the New Regulatory Requirements for BWR Plant by the Supplier

*今野 隆博¹

¹日立 GE ニュークリア・エナジー(株)

1. はじめに

東海第二発電所は、1978年11月に運転開始した1100MW級沸騰水型原子力発電所であり、運転開始から40年が経過する前に運転期間延長認可を取得する必要があった。運転期間延長認可の条件は、設置変更許可及び工事計画認可の取得であるため、東海第二発電所では運転期間延長を含めた3つの許認可対応が同時に行われた。特に工事計画認可と運転期間延長は、BWRプラントとしては新規制基準施行後初の審査であり、多くの論点について、規制当局との技術的議論が実施された。審査を受けるのは日本原子力発電株式会社殿であるが、弊社も原子力プラントメーカーとしての技術的検討を通じ、今回の許認可対応に協力させて頂くことが出来た。本稿では、弊社で行なった技術的検討の一部について紹介する。

2. BWRメーカーとして取り組んだ主な技術的課題

2-1. ブローアウトパネル閉止装置

ブローアウトパネルは、主蒸気管破断事故（MSLBA）時の原子炉区域圧力開放を目的に、建設時から取り付けられている設備であるが、東日本大震災後の規制変更に伴い、MSLBA以降の原子炉建屋負圧維持（放射性物質拡散防止）、及び中央操作室居住性確保の観点から、ブローアウトパネルに閉止装置を設けることにした。装置概要を図2-1-1に示す。本装置は、

- ・事故後に手動または自動で閉止すること
- ・閉止後、外部からの放水取り込みを可能にするため、開放可能であること
- ・気密要求を満足すること
- ・Ss地震に耐えること

等の要求があるため、兵庫県のE-ディフェンスで実機大試験体を加振し、加振後の動作確認及び機密性能確認を行った。試験体外観を写真2-1-1に示す。

試験により、当該機構が要求を満足する製品であることが確認出来た。

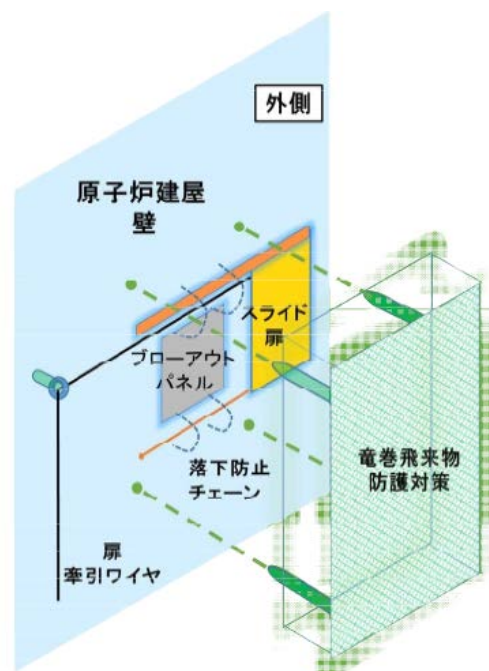


図 2-1-1 ブローアウトパネル閉止装置概要

ブローアウトパネルの扉部分

試験体用支持架台

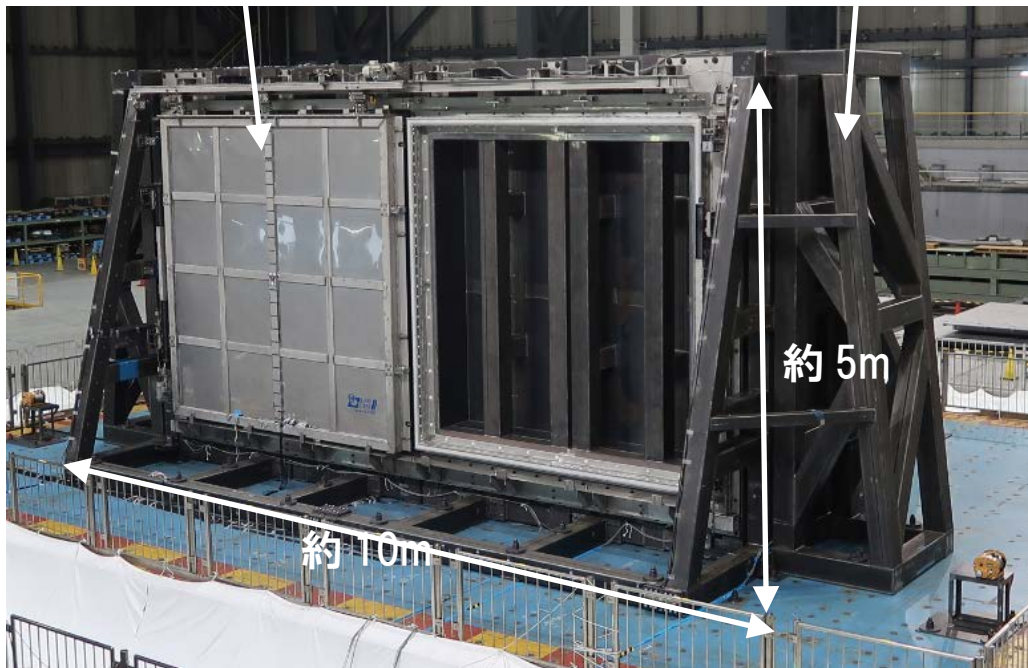


写真 2-1-1 ブローアウトパネル閉止装置の加振試験体

2-2. ECCS ストレーナ

ECCS ストレーナに関し、「異物付着による圧損上昇の評価につき、追加試験を実施すること」との原子力規制庁コメントを受け、特急対応での試験を実施した。

ストレーナの性能評価は、通常下記要領で実施するが、それぞれのステップに保守性を持たせることで、より説明性の高い手順で試験を行った。

- (1) 保温材の破損量評価
- (2) 破損保温材の ECCS 水源への移行量評価
- (3) 破損保温材以外の異物の ECCS 水源への移行量評価
- (4) 異物付着による圧損上昇の評価
- (5) NPSH（有効吸込みヘッド）の評価

試験は米国 CDI 社の試験装置を用いた。図 2-2-1 に試験装置概要、写真 2-2-1 にストレーナ写真を示す。試験の結果、圧損上昇を考慮した ECCS ポンプの NPSH が、当該ポンプの必要 NPSH 以上であることが確認出来た。

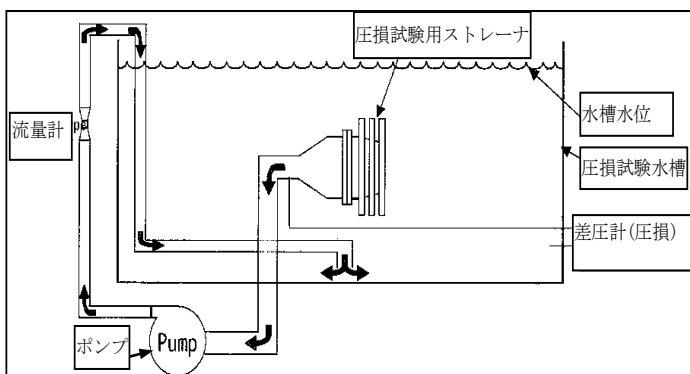


図 2-2-1 試験装置概要



写真 2-2-1 ストレーナ

2-3.MCCI/FCI 対策

熔融炉心コンクリート相互作用（MCCI）、及び熔融燃料落下による燃料冷却材相互作用（FCI）を防止する観点から、ペDESTAL内の水位を 1m に維持した上で、コリウムシールドを据え付ける方針としている。

MCCI/FCI 対策に関し、「コリウムシールドの施工は、国内プラントでは初めてとなることから、構造・手順・環境の面で施工に係わる実現性を確認する必要があるため、コリウムシールドの施工性について示すこと。」との原子力規制庁コメントを受けた。通常であれば、詳細施工計画を踏まえて手順を策定するものであるが、特急で施工ステップ毎の施工内容や管理項目を検討し、下記 6 ステップについてイメージ図を用いて説明することで、コメント対応を完遂した。

- ステップ 1：既設サンプ除染、撤去
- ステップ 2：スリット設置、モルタル打設
- ステップ 3：アンカーボルト、下地材設置
- ステップ 4：コリウムシールド設置
- ステップ 5：床・機器ドレンサンプ設置
- ステップ 6：完成

2-4. 燃料落下評価

使用済み燃料プール（SFP）ライニングに関し、「燃料交換機（FHM）から燃料集合体が落下した場合でも SFP ライニングの健全性を担保すること。」との原子力規制庁コメントを受けた。文献での説明を試行したが、文献の評価式で使用している抗力係数を測定するよう指導を頂き、特急で試験を実施した。模擬燃料集合体を試験水槽内で水平に移動させ、抗力係数を実測する試験を行い、文献で用いている抗力係数の保守性を確認することができた。図 2-4-1 に試験概要を示す。

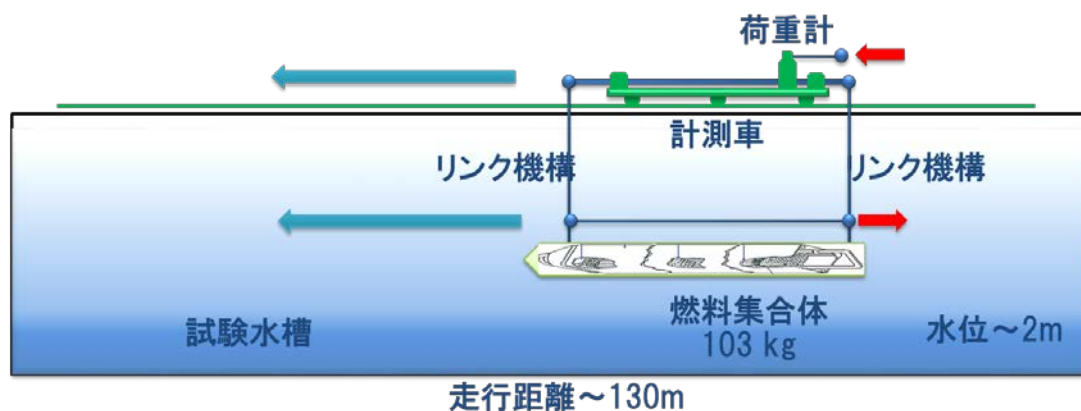


図 2-4-1 燃料集合体抗力係数測定試験概要

2-5. スタンドパイプ耐震評価

スタンドパイプ耐震評価に関しては、既工認では公式等を用いた応力評価を行っていたが、機能限界を踏まえた許容限界をより現実的に示す観点で、JEAG4601 及び JSME 設計・建設規格で定められた極限解析による評価を採用した。極限解析による評価方法は規格基準に定められた方法であるが、工認での適用実績が少ないことから、以下の解析及び確認試験を実施した。

2-5-1 極限解析

FEM 解析により、荷重と変位の関係を求めた。なお、実機形状を踏まえ、下記検討を行った。

- ・評価位置の違いによる影響の確認
 - 中央部及び最外周部の 2 種類のスタンドパイプをモデル化

- ・最外周部モデルの地震荷重の作用方向による影響の確認

→3 方向（中心方向、外側方向、
周方向）の解析を実施

FEM 解析による応力分布例を図
2-5-1-1 に示す。許容荷重が地震荷
重より大きいことが確認できた。

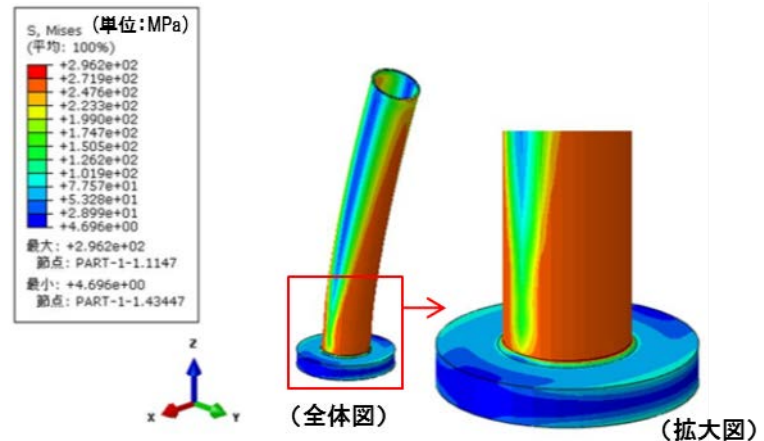


図 2-5-1-1 2 倍勾配交点でのミーゼス応力分布の例 (IV_AS、中央部)

2-5-2 試験による確認

実機スタンドパイプの一部を縮尺した試験体を用いた試験を行い、極限解析を用いたスタンドパイプの耐震評価手法の保守性を確認した。図 2-5-2-2 に試験結果と極限解析結果の比較を示す。試験で健全性が確認された荷重（モーメント）は極限解析で得られた崩壊荷重の下限より大きく、極限解析による評価は十分な保守性を有していることが確認できた。

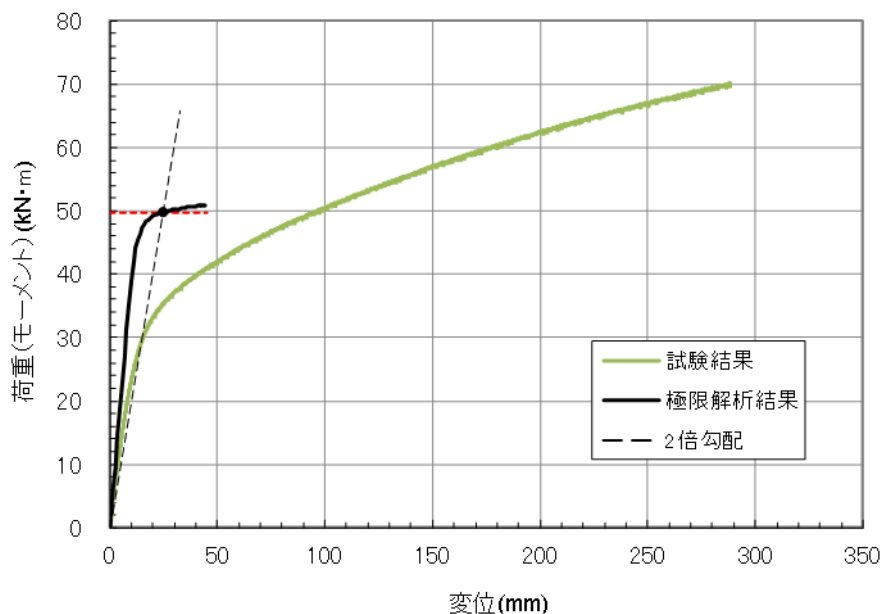


図 2-5-2-2 試験結果と極限解析結果の比較

3. まとめ

新規規制基準施行後の審査は、これまで PWR が先行していたが、今回東海第二発電所が BWR として初の工事計画認可、運転期間延長認可を取得した。炉型に係らず原子力発電プラントの安全性が確認されたという観点で、極めて大きな前進と言える。今回の許認可対応では、新たに取り付ける設備の設計思想から成立性までを短期間で確立させるケースも有ったが、関係各位のご指導の下、検討を纏めることが出来た。今後も BWR プラントの新規準適合性審査の支援や工事を通じて、原子力プラントメーカーとしての役割を果たして行きたい。

*Takahiro Konno¹

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

企画セッション | 委員会セッション | フェロー企画運営小委員会

[2M_PL] 第11回 フェローの集い

座長:横溝 英明(フェロー企画小委員委員長)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 M会場 (共通教育棟2号館 3F 37番)

[2M_PL01] 原子力研究開発における目標設定と実践

*齋藤 伸三¹ (1. 元JAEA)

原子力研究開発における目標設定と実践 - 2, 3 の例

Target Establishment and Practice in Nuclear Research and Development - A Couple of Examples

*齋藤 伸三

元原子力機構, 元原子力委員会

1. はじめに

一般的に研究の目的は、明確な目標を持って進める研究開発と、当初はどのように役立つかは明瞭でなく自然、生物、宇宙等の真実、真理を探究する研究がある。原子力の研究開発は、一般に前者であり、目標をしっかりと見定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが肝要である。ここでは、経験した 2, 3 の事例を示す。

2. 高速実験炉の安全評価の確立

日本原子力研究所（原研）が、わが国で初めて高速実験炉の設計・開発に取り組んだのは、昭和 40 年（1965 年）前後である。ナトリウム冷却高速炉の設計は、全く未経験であり、況してや、その安全評価体系も存在しなかった。そこで、①高速炉の安全体系の確立と設計への反映 ②安全評価手法の確立が急務であると判断し、これを目標とした。主要な研究開発項目としては、図 1 に示す項目を抽出した。

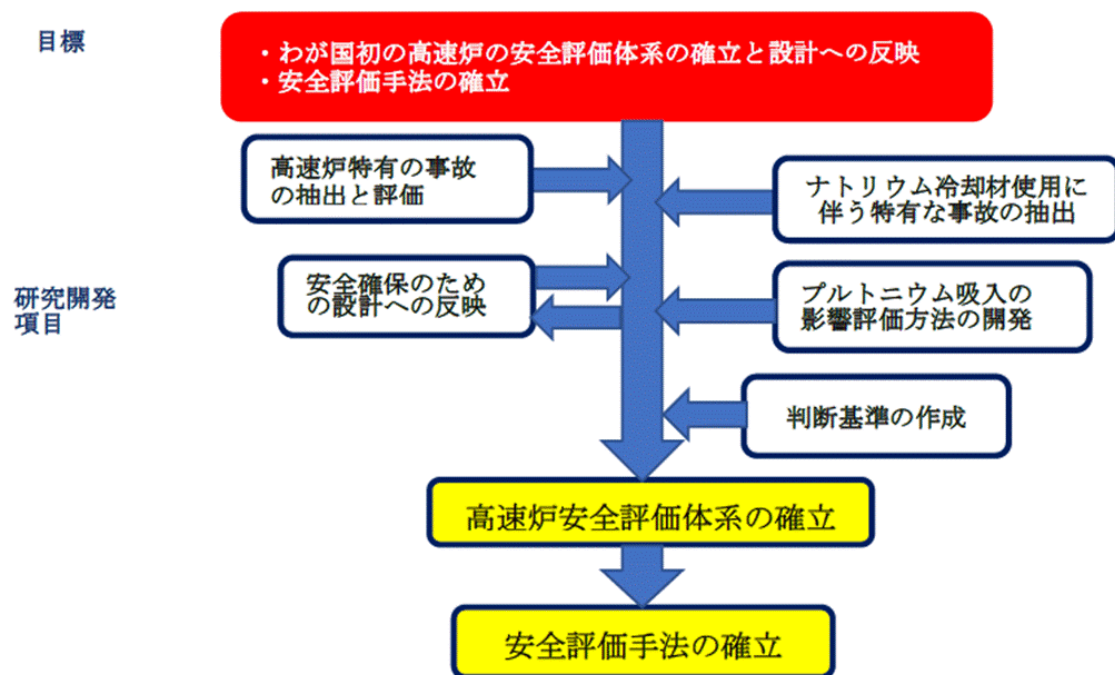


図 1 高速実験炉安全評価体系及び評価手法の確立

(1) 高速炉特有の事故の抽出と評価

いわゆる各種事故については、わが国の軽水炉（当時、国の審査済みのものは福島第 I - 1 のみ）では、反応度事故と機械的事故に分類していることに鑑み、これに習って評価した。ただし、高速炉では、一次冷却系は高圧でないので制御棒の飛び出し事故は考えられないこと、配管破断事故でも瞬時に冷却材が喪失することはないが、元々炉心出力密度が高いので炉心が露出することは避けるべきであることを明確にした。

*Shinzo Saito

Former JAEA, Former JAEA

これに対処するために、原子炉容器の外側に安全容器を設置し、その空間の体積を制限するとともに邪魔板を設ける設計とした。さらに、炉心レベルより下部に通ずる配管にはサイフォンブレーカを設けた。

一方、高速炉では最小臨界となる燃料量の7～8倍の燃料を有することから、燃料の熔融や微小な移動があると爆発的な即発臨界状態（再臨界事故と称していた）になることが想定される。仮想事故では、上記の対策にも拘わらず、万一、炉心が露出し、燃料が熔融することを想定した。燃料熔融に伴う反応度挿入量とその速度を評価し、発生する有効破壊エネルギーを算出して原子炉容器の健全性を評価することとした。容器の健全性は、実際に火薬を用いた耐爆実験で実証した。

（２）ナトリウム冷却材使用に伴う特有な事故の抽出

ナトリウムは、常圧下における沸点は 881℃であり、沸騰による原子炉の不安定性等は考慮の対象外である。最大の課題は、空気及び水と化学的に激しく反応し火災を起こすことである。仮想事故時には、再臨界事故に伴い原子炉容器上部の回転プラグ貫通孔からナトリウムが吹き出すことを仮想したナトリウム火災が発生すると評価し、これによる格納容器の内圧上昇を算出し、健全性を確認した。

（３）プルトニウム吸入の影響評価方法の開発

高速炉では、燃料にプルトニウムを用いることから、仮想事故時に破損した燃料から粒子状になったプルトニウムが大気中に放出され、公衆が吸入摂取することが考えられる。体内における移行評価方法が確立されていなかったため、“Lung Dynamics” モデルを用いて決定臓器である肺、骨、肝に長期に亘って沈着した場合のそれぞれにおける線量評価を実施した。各部位におけるめやす線量は、この評価結果も参考にして原子力委員会の下動力炉安全基準部会において決定された。（昭和 44 年指針）

（４）安全評価手法の確立

反応度事故、機械的事故の評価については、それぞれモデルを開発し電子計算機（当時は、IBM7040）で計算出来るようにし、一次冷却系～三次冷却系まで含むプラント全体の評価用には大型のアナログ計算機で計算する手法を開発した。再臨界事故解析には、米国で開発された AX-1 を改良して用い、ナトリウム火災解析は独自の解析コードを開発した。敷地外における放射線被曝は、放射性雲の拡散に関しては英国気象庁方式を取り入れたモデルに従った解析コードを開発した。これらにより、一通りの安全解析手法を確立した。

３．燃料破損挙動の可視化

NSRR を用いた実験により、軽水炉の反応度事故における審査指針（発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針）策定の基礎データを提供したが、燃料破損のメカニズムを破損挙動を可視化することによって解明することに挑戦した。しかし、空間的には極めて限定され、かつ、高放射線下であると言う極めて困難な状況である。（図 2）

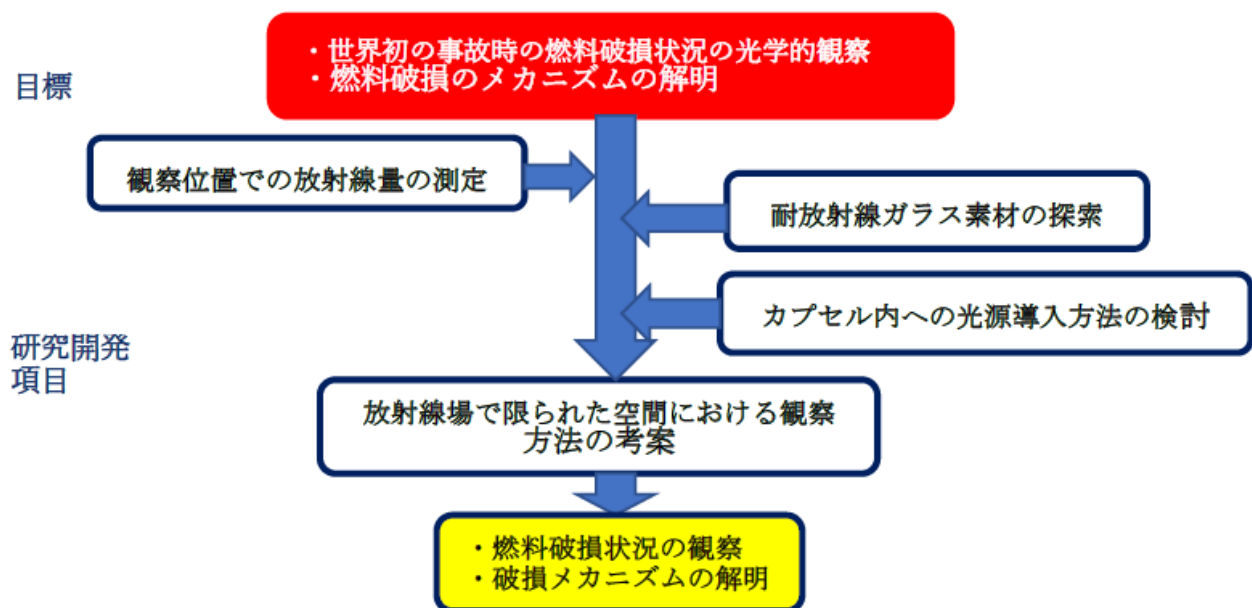


図 2 燃料破損状況可視装置の開発

(1) 観察位置での放射線量の測定

まず、NSRRの実験孔内における放射線量を測定するとともに、パルス運転によるフィルムの感光を調べた結果、フィルムを収める位置における γ 線量は1R以下にすべきことが分った。

(2) 耐放射線ガラス素材の探索

密閉状態のカプセル内部の様子を光学的に観察するにはファイバーを使用することが考えられ、光源を持ち込むとともに映像ガイドとしてもファイバーで観測することを試みたが、満足なガラス素材がなくファイバーは適さないことが判明した。そこで、種々の耐放射線ガラスの光透過率をNSRRのパルス照射の有無について調べた。その結果、BK7は照射の有無に拘わらず透過率が90%と高いことが分かり、これをレンズの材料としたペリスコープを映像ガイドとした。さらに、限定された空間内で十分な光源を得るために漁船用のイカライト（商品名）を採用した。

(3) 放射線場で限られた空間における観察方法の考案

各種個別試験結果に基づいて安全性上の対策も考慮してペリスコープの先端は耐圧窓ガラス付きの保護筒を介して耐圧機密性の試験部容器内にペリスコープを挿入し、上部は同様に耐圧機密性を有し、かつフィルムの感光を防ぐため放射線のストリーミングを避けるとともに十分な遮蔽を施した容器に高速度カメラを収めることとした。これらを一体として実験孔内に挿入し試験部容器内の過渡現象をペリスコープを介して高速度カメラにより撮影する独特な装置を開発した。本装置を用い燃料棒急速加熱時の過渡現象を高速度写真撮影した結果、燃料棒の加熱、周囲の水の沸騰、被覆管の変形、破損、急冷などの一連の過程が鮮明に観察され、破損メカニズムの解明に役立つものとなった。

4. 高温ガス炉の開発

わが国初の高温ガス炉（HTTR）の開発、それも高温の熱を水素製造等のプロセス用に用いることを目的に世界的に類を見ない原子炉出口温度 950℃の達成を目標に開発することとした。このためには、炉心には金属材料を使うことなく、冷却材はヘリウムガスとし、炉外に取り出す配管の設計にも工夫を要する。炉心は燃料棒を収めた黒鉛ブロックを積み重ねた構造のため、黒鉛の熱及び中性子照射による伸びの異方性が極力小さいことが求められるとともにブロックの積層構造となる炉心・反射体の耐震構造及び燃料ブロック間の隙間流れの伝熱特性の影響評価も重要となる。一方、被覆粒子燃料、燃料コンパクト、燃料棒、耐熱・耐腐食超合金材料、高品質黒鉛等新素材の開発が喫緊の課題となった。その他、高温鋼構造設計、黒鉛構造物設計等の方針の確立、核設計、熱設計手法の開発とその妥当性の実証等々が研究開発の対象である。

(図3)

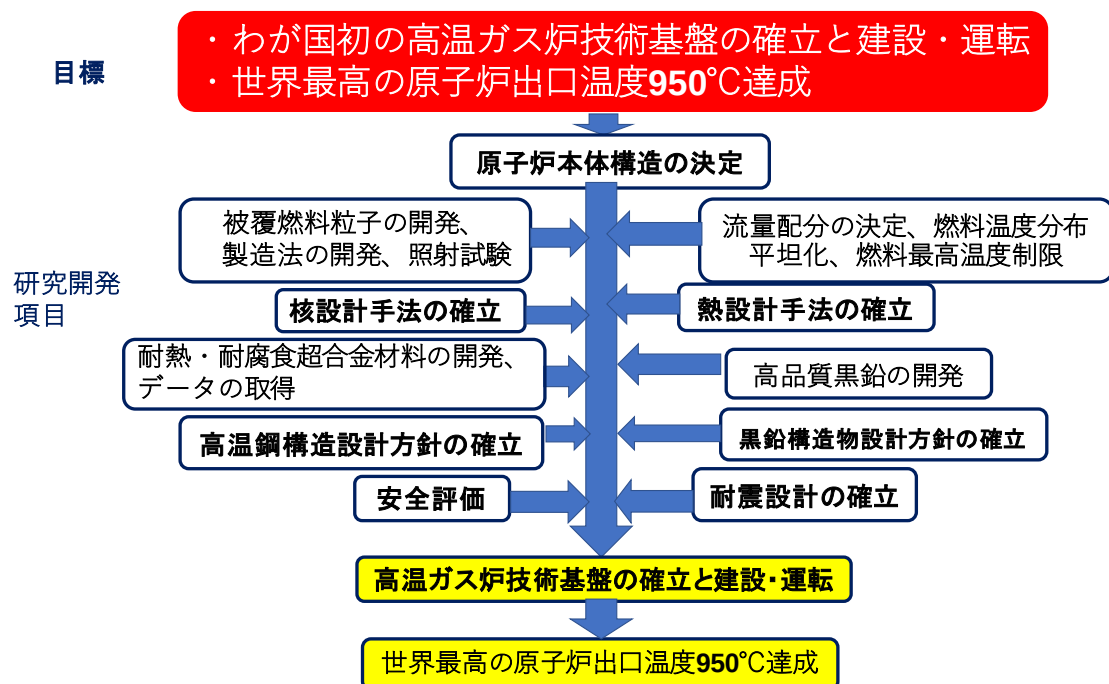


図3 高温ガス炉の開発

(1) 原子炉本体構造の決定

原子炉本体は、鋼製圧力容器、炉心、炉内構造物、原子炉停止設備等とし、炉内構造物の主要部は高温部となり、黒鉛または炭素材を用いることとした。高温部は、炉心支持黒鉛構造物、固定反射体、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層である。一方、低温部は、炉心支持黒鉛構造物を下部及び側部で支持する炉心支持鋼構造物、炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構となる。(図4)

(2) 素材の開発、照射試験

被覆燃料粒子、耐熱・耐腐食超合金及び高品質黒鉛は、新たに開発し、実際の使用条件で性能確認を要する。素材の開発はメーカの協力を得て行った。

① 被覆燃料粒子、燃料コンパクト

直径 0.6 mm の高真球度・高密度 UO_2 燃料核製造方法としては振動滴下法を採用し、セラミックの各被覆層の被覆条件の最適化を求めた。また、これらの量産にかかわる技術開発、即ち、製造装置大型化とそれに伴う各種開発を実施した。また、燃料コンパクト製造について、マトリックス成分の決定に関わる技術開発、プレス方法、条件に関する技術開発を実施し、温間成型した後、熱処理する方式を採用することとした。セラミックス被覆の燃料では僅かであるが、照射により核分裂生成物が放出される。その許容限界を定める指標として、 $Kr85$ の放出量/生成量が用いられる。JMTTRを用いて照射試験を行い破損率は 10^{-7} 以下と低いことを確認した。さらに、被覆燃料粒子の高温における破損は $1900^{\circ}C$ まで発生しないことを確認し、許容温度を $1600^{\circ}C$ とした。

② 耐熱・耐腐食超合金

既存合金ハステロイ X をベースに、Mn, Si, Al, Ti, Co の含有量を最適化し (ハステロイ XR と命名)、ヘリウム中の不純物による腐食を抑制することに成功した。さらに、ハステロイ XR の長期荷重によるクリープ破壊試験等を行い、クリープ破断強度は $1000^{\circ}C$ まで安定であることを確認した。これらにより、 $950^{\circ}C$ で使用可能な金属材料として中間熱交換器材に採用した。

③ 高品質黒鉛

従来の黒鉛は押し出し成形法で作られ、引張強度が低い上、熱及び照射により異方性が出現し、高温、高燃焼度を目指す高温ガス炉には不向きである。そこで、等方的な構造と特性を持たせるため静水圧成形法を開発した (IG-110)。IG-110 について、強度特性、熱特性、腐食等のデータを取得するとともに、照射試験を実施し、高温ガス炉で十分使用出来ることを確認した。

(3) 各種構造設計方針の確立

金属材料を用いた高温における構造設計は、軽水炉の基準を適用することは出来ず、独自に作成することが必要であった。また、高温で用いる黒鉛についても同様である。

① 高温構造設計方針

ハステロイ XR

ハステロイ XR は、独自に開発した材料であり、このため、7つの破損モードに関するデータを集積した。それらは、短期荷重による延性破壊及び座屈、長期荷重によるクリープ破壊及びクリープ座屈、クリープ・疲れ破損、ラッチェティング等による変形、過大な変形 (塑性変形及びクリープ変形) による機能喪失である。この7つの破損モードに対する破損防止策として「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」(FBR指針) を適用することの妥当性、並びに約 $950^{\circ}C$ という超高温での構造設計法として必要なクリープ解析法の検討を行い、基本的にはFBR指針を適用出来ることを確認し、FBR指針を参考にして作成した。

2 1/4Cr-1Mo 鋼 NT 及び SUS321TB 及び SUS316

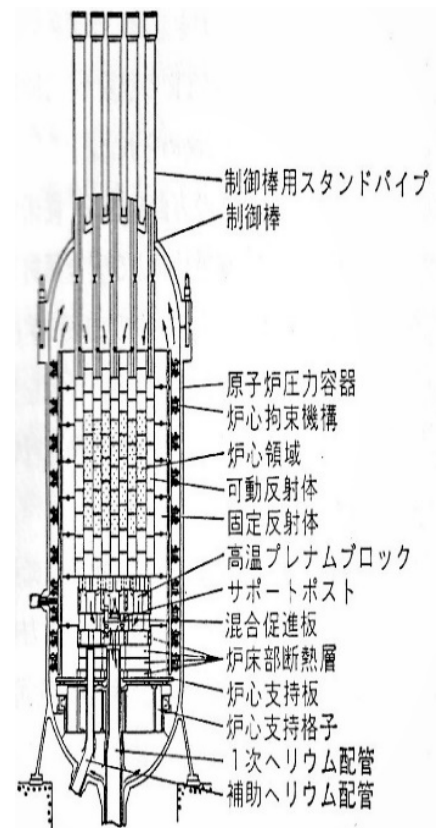


図4 HTTR縦断面

高温ガス炉での使用温度は、F B R 指針の適用温度範囲内であることから、F B R 指針を参考に作成した。

② 黒鉛構造設計方針

黒鉛材料（炭素材料含む）の延性は金属材料より著しく小さいため、金属材料と応力-歪挙動が異なり、金属材料の技術基準をそのまま黒鉛材料に適用出来ない。そこで、原研等の黒鉛材料に関する研究成果及び金属材料の設計思想を踏まえてH T T R用の黒鉛構造設計方針を策定した。本設計方針では、黒鉛構造物の機能及び交換の可能性等を考慮して、「炉心黒鉛構造物」と「炉心支持黒鉛構造物」に分類し、各々の構造物に要求される安全上の機能に見合った応力制限を設けている。

（４）炉内・炉外各種試験

全く新しい概念の原子炉を開発するためには、可能な限り想定される実条件に合致した個別試験が要求される。このため、燃料、黒鉛、金属材料等は、炉外試験に加え、J M T Rに専用のループ（O G L - 1）を取り付け照射試験を実施した。また、開発した核設計手法については、核的特性を模擬した高温ガス炉臨界実験装置（V H T R C）で各種炉物理実験を実施し、得られた実験値と計算値を照合し核設計計算手法の改良及び妥当性を確認した。さらに、熱流動に関しては、H T T Rと同一の温度、圧力（950℃、4MPa）で、炉心、炉床部構造物、高温配管、ヘリウム循環機などの主要機器の実証試験を行えるヘリウムガスループ、HENDEL（Helium Engineering Demonstration Loop）を建設し、各種実証試験を行った。特に、炉心、炉床部構造物については、燃料棒ブロックの製法、組み立て性、構造健全性、伝熱特性、ヘリウム冷却材のブロック間の隙間流れ特性等詳細なデータの取得、それに基づく改良等を行った。

これら研究開発により、わが国初の高温ガス炉技術基盤を確立し、世界最高の原子炉出口温度 950℃を達成することが出来た。（図５）

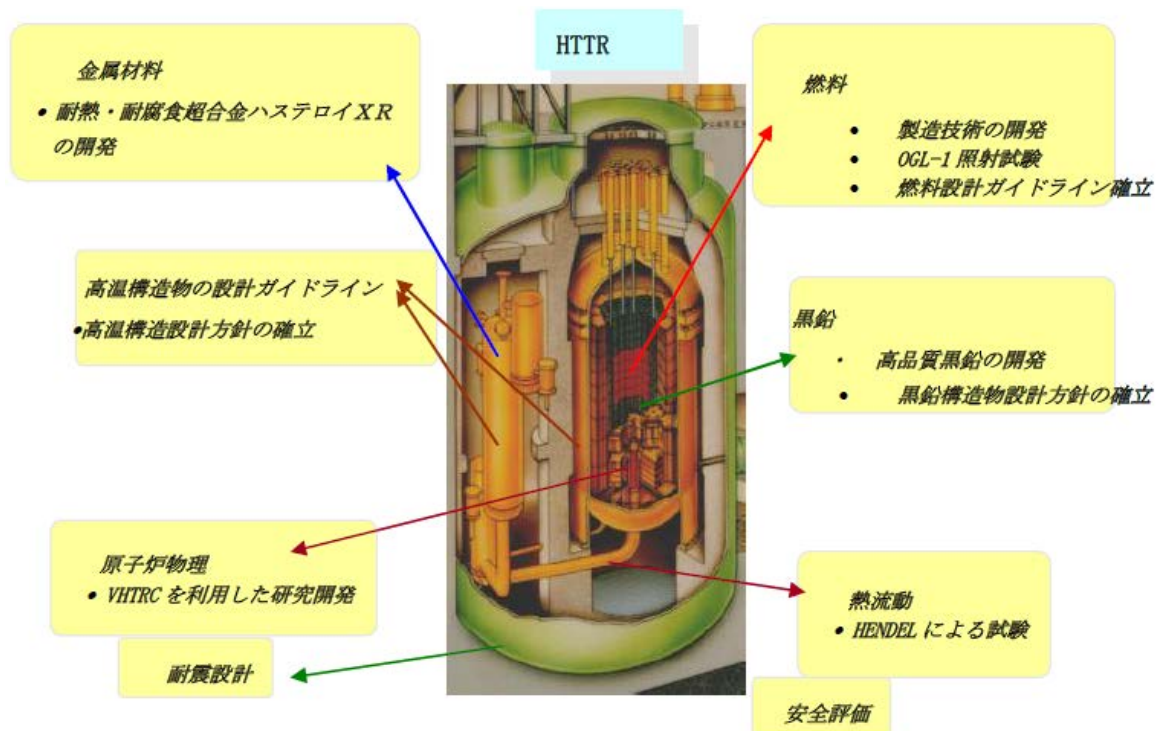


図5 高温ガス炉主要技術の開発

わが国の原子力は、現在極めて厳しい状況にある中、今後の研究開発は何を行うべきか、その対象について関係者間でコンセンサスを共有することが、まず求められる。原子炉に限定した場合、半ば頓挫し、先の展望も開けず、責任主体も不明瞭な高速炉の研究開発に従前通りの予算とマンパワーを投入することが適切であるか責任ある議論が必要である。一方、従前通りの大型軽水炉路線を踏襲し、重大事故対策を取り入れた発電炉を目標とするのであれば産業界を主体とした共同体で進めるべきであろう。また、新たな中小型炉の開発を目指すのであれば、産官学の協力体制を組織し、場合によっては、将来の利用を考え得る途上国の技術者の参加も視野に入れて、目標をしっかりと定め、それを達成するための研究開発の項目を過不足なく抽出し、最善のアプローチを持って進めることが望まれる。

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

[2N_PL] 原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス実現のための提言

座長:宮野 廣(法政大)

2019年3月21日(木) 13:00 ～ 14:30 N会場 (共通教育棟2号館 4F 42番)

[2N_PL01] 原子力学会 SS分科会活動の概要

*出町 和之¹ (1. 東大)

[2N_PL02] 定性的核セキュリティリスク評価

*鈴木 美寿¹ (1. JAEA)

[2N_PL03] 核セキュリティと深層防護

*高田 孝¹ (1. JAEA)

[2N_PL04] 2Sインターフェイス机上訓練

*出町 和之¹ (1. 東大)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス
実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(1) 原子力学会 SS 分科会活動の概要

(1) Overview of SS Subcommittee Meeting

*出町 和之¹, 鈴木 美寿², 高田 孝², 木村 祥紀², 中村 陽², 鈴木 正昭³, 成宮 祥介⁴, 宮野 廣⁵

¹東京大学, ²原子力機構, ³東京理科大学, ⁴関西電力, ⁵法政大学

本発表では、日本原子力学会安全分科会 Safety-Security (SS)検討会の平成 27-29 年度における活動報告として、原子力安全とセキュリティとのインターフェイス構築のための課題を検討した結果について述べる。

福島第一事故の原因の一つは、津波による第一の絶対的防護策である敷地高さが破られて以降の対策を考慮していないことやその後発生した安全対策に発生した同時多発機能喪失事象については全く想定していないことであった。世界中におけるテロ頻発といった状況悪化や、ドローンやスカイアタックやサイバー攻撃などテロ行為手段そのものが進化していることを鑑みると、核セキュリティについても想定外の状況、すなわち、テロ行為者による妨害破壊行為が核セキュリティ設計を凌駕し、原子力安全に関わる事故が発生する状況を検討しておく必要がある。

事故発生後の原子力プラントでは、深層防護のレベルに応じて安全対策が実施される。妨害破壊行為の特徴のひとつは、テロリストが今度はその安全対策そのものに対する妨害破壊行為を引き続き実施する可能性があることである。このため、事故後の核セキュリティは、深層防護の各レベルの安全対策に対し、セキュリティ⇒安全（敵対者の攻撃能力（人数・装備・知識）と攻撃状況（場所）に関するリアルタイム情報）、安全⇒セキュリティ（安全対策を講じるとともに、安全対策を妨害するための次なる敵対者の TS を予測）、セキュリティ⇒安全（予測された次なる TS のセキュリティを強化、対抗部隊への指示）といった安全とセキュリティとの間での交換すべき情報の事前検討、および情報交換の仕組み、分担、訓練の事前構築が必要である。また、そのような状況では、安全と核セキュリティが共通の現場・時間で活動するため、安全と核セキュリティとのインターフェイス（シナジー（相乗）とコンフリクト（相反））を考慮しなければならない。すなわち、各々の有効性を確保できるための共通要素は何か、また、互いの障壁となり得る相反要素は何か、などの事例を、深層防護の異なるレベル毎に事前に抽出しておく必要がある。さらにはそれらの抽出された事例に対する改善策を提案することができれば、安全と核セキュリティとのインターフェイスの実現への貢献が期待できる。

核セキュリティでは起因事象が人為であるため PRA のようにリスク値を直接的に定量的評価することはできない。したがって、具体的な核セキュリティのシナリオを展開し、時系列で対応策をシミュレーションすることで脆弱点等を見つけるというアプローチが必要である。十分な数と範囲の核セキュリティのシナリオを展開するためには、複数のプレイヤーが各々の役割に分かれて行うロールプレイングゲーム(RPG)形式の机上演習が有効であると考えられる。

*Kazuyuki Demachi¹, Mitsutoshi Suzuki², Takashi Takata², Yohiski Kimura², Yo Nakamura², Masaaki Suzuki³, Yoshiyuki Narumiya⁴ and Hiroshi Miyano⁵

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Tokyo University of Science, ⁴Kansai Electric Power Company, ⁵Hosei University

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス
実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(2) 定性的核セキュリティリスク評価

(2) Qualitative evaluation for nuclear security risk

*鈴木 美寿¹¹原子力機構

1. 背景

我が国の原子力発電所は、意図的な航空機衝突等のテロ対策に備える為に特定重大事故等対処施設が建設され、これらの施設の運用まで考慮すれば、高額な核セキュリティ対策費用が必要となっており、テロ対策を含む外部事象を考慮した費用対効果の検討は重要性を増して来ている。

米国では、受動的安全炉や小型炉の安全確保方策、サイバーセキュリティ等の新たな脅威に対して、原子力発電所に対する被害評価リスクを、従来の構成設備機器の信頼性に基づくのではなく、人間の判断や意図的行為も包含して、安全と核セキュリティを併せた2S統合化リスクとして考える方法論(STAMP)1)の研究が行われて来ている。

ここでは、2S検討会において議論して来た、原子力発電所に対するサボタージュによる核セキュリティリスクの定性的な評価を行ったので報告する。

2. 定性的リスク評価

(1) リスクの表式

サボタージュのリスク評価式として、米国で1980年代に提案された以下の表式を用いる。[2]

$$R = \sum_{i=1}^{\eta_C} \sum_{j=1}^{\eta_i} \sum_{m=1}^i \pi_j \prod_{k=1}^{\eta_j} q_{jk} P_{DC_{jlm}} P_{CM_{jmi}}$$

π_j : シナリオjの生起頻度
 η_j : シナリオj完了迄のイベント数
 η_i : 被害iに至るシナリオ数
 q_{jk} : シナリオjのk番目のイベント成功確率
 $P_{DC,CM}$: 被害対応・最小化による被害の低減確率
 C_i : 被害の程度i

これより、サボタージュリスクを低減させる為には、以下のことが必要となる。

- a. サボタージュ生起頻度の低減 ($\pi_j \rightarrow$ 小)
- b. 被害 i に至るシナリオ(ターゲットセット)数の低減 ($\eta_i \rightarrow$ 小)
- c. シナリオ j 完了迄のイベント数の増加 ($\eta_j \rightarrow$ 大)
- d. シナリオ j におけるイベント k 成功確率の低減 ($q_{jk} \rightarrow$ 小)
- e. 損害対応(Damage Control)及び被害最小化(Consequence Mitigation)による被害程度(放出カテゴリ)の低減 ($P_{DC_{jlm}} P_{CM_{jmi}} \rightarrow$ 大)

(2) 評価手順

○ステップ1

- ・ 新規規制基準のPWRの8シーケンスグループに着目。
- ・ PRAで考えられる4つの重要事故シーケンスのET/FTを使用。

○ステップ2

- ・ PRAの起因事象をサボタージュの起因事象としても成立すると仮定。
- ・ 枢要区域特定手法(VAI)を用いてターゲットセットを特定。

○ステップ3

- ・ 上記によって得られたターゲットセットを参考として、シナリオの検討。

- 原子力発電所に対するサボタージュシナリオの設定。

○ステップ4

- 定性的リスク評価指標（生起性、検知性、接近性、堅牢性、干渉性、進展速度）の設定と評価の実施。

(3) 評価結果

サボタージュシナリオ	生起性	検知性	接近性	堅牢性	干渉性	進展速度	計
サボタージュシナリオ	サボタージュ事案が発生する可能性	攻撃が検知出来ない確率	対象物に接近出来る可能性	対象物を機能喪失出来る可能性	損害対応が出来ない可能性	被害最小化が出来ない可能性	リスク
j	π_j	$\prod q_{jk}$			$P_{DC_{jtm}}$		R
外部敵対者による外電喪失+海水ポンプ破壊 ($j=1$)	高(0.9)	低(0.1)	低(0.1)	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	
		$0.1 \times 0.1 \times 0.5 = 0.005$			$0.5 \times 0.5 = 0.25$		0.0011
外部敵対者+内部脅威者による外電喪失+EDG,DC破壊 ($j=2$)	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	中(0.5)	高(0.9)	中(0.5)	
		$0.5 \times 0.5 \times 0.5 = 0.125$			$0.9 \times 0.5 = 0.45$		0.0281
スタンドオフ ($j=3$)	低(0.1)	高(0.9)	高(0.9)	高(0.9)	小(0.1)	高(0.9)	
		$0.9 \times 0.9 \times 0.9 = 0.729$			$0.1 \times 0.9 = 0.09$		0.0066
航空機テロ ($j=4$)	極低(0.01)	高(0.9)	高(0.9)	高(0.9)	小(0.1)	高(0.9)	
		$0.9 \times 0.9 \times 0.9 = 0.729$			$0.1 \times 0.9 = 0.09$		0.0007

3. リスク評価の目指すもの

- 大量放射能放出に至るシステムや設備の基本的な妨害破壊メカニズムの防止
- 敵対者が枢要区域にアクセス可能な侵入経路の低減
- 敵対者が大量放射能放出を起こす為に機能不全とする枢要設備を、複数の区域に物理的な離隔配置
- 大量放射能放出に至ることを防止する為に多重性の考慮
- 妨害破壊行為に対する防護システムの強化
- 妨害破壊行為に対する枢要設備の脆弱性の改善
- 効果的な被害対応の手段の確保
- 効果的な被害最小化の手段の確保

参考文献

- [1] Nancy G. Leveson, “Engineering a Safer World”, MIT Press Open Access, 2012.
- [2] D. Ericson and B. Varnado, “Nuclear Power Plant Design Concepts for Sabotage Protection”, NUREG/CR-1345, SAND80-0477, 1981.

*Mitsutoshi Suzuki¹¹Japan Atomic Energy Agency

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス
実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(3) 核セキュリティと深層防護

(3) Defence in Depth and Nuclear Security

*高田 孝¹¹原子力機構

1. はじめに

深層防護の概念は、「安全に対する脅威から人を守ることを目的として、ある目標をもったいくつかの障壁（防護レベル）を用意して、あるレベルの防護に失敗したら次のレベルで防護する」^[1]のものであり、原子力安全を確実にするための非常に有効な概念である。ここでの原子力安全とは、「人と環境を原子力の施設と活動に起因する放射線の有害な影響から防護すること」が目的^[2]となっている。従って、核セキュリティにおける深層防護の目的は、「人と環境を、原子力施設における妨害破壊行為に起因する原子力事故による放射線の有害な影響から防護すること」となる。

本報では、核セキュリティにおける深層防護の各レベルに関する提案を行うと共に、原子力安全と核セキュリティ（2S）として、実際にセキュリティ事象が発生した際のインターフェイスに関する考察を行った。

2. 核セキュリティにおける深層防護の各レベル

深層防護では、対象とする事象の進展を考慮し対応する防護レベルを設ける。核セキュリティにおける事象進展は必ずしも原子力安全における事象（主に内的事象を対象としている）をもとにした防護レベル（ここではIAEAの深層防護レベル^[3]を対象とする）と同一とは限らない。一般に深層防護の概念では、発生防止（prevention）と影響の緩和（mitigation）がセットになって各レベルを構成する。そこで発生防止の観点で、計画段階での発見・防止を最初のレベルとした核セキュリティにおける深層防護レベルを、図1の通り定義した。

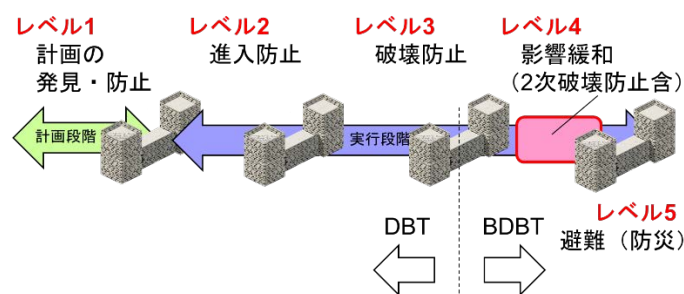


図1 核セキュリティにおける深層防護の各レベル

2-1. レベル1：計画の発見・防止

レベル1は妨害破壊行為計画そのものの未然防止であり、発電所外部者による国際的、国内的テロ行為の監視や調査であり、発電所内部者に対しては、不平、不満や動向の監視や把握が挙げられる。特に発電所内部者が妨害破壊行為となる場合、発電所敷地内への侵入が比較的容易となるため、レベル1が重要となる。なおレベル1では事業者だけではなく、国内、国際的な監視機関（警察等）の協力が必須となる。

*Takashi Takata¹¹Japan Atomic Energy Agency

2-2. レベル 2 : 侵入防止

レベル 2 における最終的な侵入防止は、直接的な発電所敷地内への侵入防止となるが、国際的には入国防止も含め周辺地域への侵入防止も含まれる。周辺地域への侵入防止では、レベル 1 と同様に国内、国際的な監視機関の協力が必要であり、敷地内への侵入防止は、施設側の設備や運用での対応となる。

2-2. レベル 2 : 侵入防止

レベル 2 における最終的な侵入防止は、直接的な発電所敷地内への侵入防止となるが、国際的には入国防止も含め周辺地域への侵入防止も含まれる。周辺地域への侵入防止では、レベル 1 と同様に国内、国際的な監視機関の協力が必要であり、敷地内への侵入防止は、施設側の設備や運用での対応となる。

2-3. レベル 3 : 破壊防止

レベル 3 では、敷地内侵入後における（最初の）妨害破壊行為の防止である。妨害破壊行為が実施された場合、原子力安全に係る事象に発展するため、レベル 3 以降では核セキュリティ(Security)と原子力安全(Safety)とのインターフェイス（以下、SS インターフェイスとする）が重要となる。妨害破壊行為防止の対応として、防護、遅延、対抗等の妨害破壊行為の中和が挙げられ、これらは施設側の設備は警備等の運用により対応される。なお、核セキュリティにおける深層防護レベル 3 までは設計基準脅威(Design base threat, DBT)と言える（図 1 参考）。

2-4. レベル 4 : 事故進展防止

レベル 4 では、妨害破壊行為の実行への対応として原子炉システムの過酷事故への進展を防止することに加え、2 次的な妨害破壊行為の防止を行う。レベル 4 以降は設計基礎脅威を超えた状態（Beyond DBT, BDBT）となる。またここからは上記に加え、原子力安全の観点から必要となる対応を行う必要がある。原子力安全の深層防護のレベル 4 と同様に想定を超える事態への対応であり、同様の AM 策が施される。しかし難しいのは、妨害破壊行為が継続する可能性もあり、対応は核セキュリティ対応と原子力安全対策と柔軟に連携したものとしなければならないことである。

想定外への対処と言う観点では原子力安全対策との共通点が多い一方で、人為事象であるため安全対策によって妨害破壊行為が変化する可能性があることに留意する必要がある。

2-5. レベル 5 : 避難（防災）

核セキュリティにおける深層防護の最終的な目標は、「人と環境を放射線の有害な影響から防護すること」であり、原子力安全と同様に最終的な防護レベルは避難（防災）となる。レベル 5 においては、原子力防災との関連性、住民への情報伝達が重要な要素となる。重要な点は、核セキュリティでは、この段階でも妨害破壊行為が終結していない場合も想定されることである。

3. 深層防護レベルと SS インターフェイス

原子力安全では妨害破壊行為の実施によりその対応が発生する。従って SS インターフェイスは主に核セキュリティの深層防護レベル 4 で重要となるが、妨害破壊行為に至る可能性の発生時（レベル 2 が突破された直後）ならびに防災（レベル 4 が突破される段階）においてもインターフェイスが必要と考えられる。図 2 に深層防護レベルと必要なる SS インターフェイスをまとめて示す。

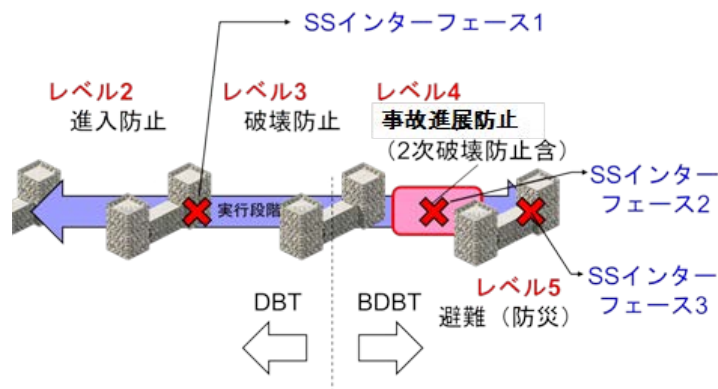


図 2 核セキュリティの深層防護レベルと SS インターフェイス

3-1. SS インターフェイス 1

SS インターフェイス 1 では、セキュリティ側から侵入者に関する情報（規模、破壊力、想定される侵入区画等）を安全側に伝達する。図 3 に核セキュリティにおける一般的なシナリオのフローチャートと SS インターフェイス 1 の関係を示す。

SS インターフェイス 1 では、侵入者に関する情報（規模、破壊力、想定される侵入区画等）をもとに、発電所の緊急停止、人質回避のための従業員対応を行うとともに、セキュリティ側では妨害破壊行為への対抗処置が行われる。この場合、緊急停止の判断を誰が行うのか（侵入者の規模、破壊力をもとに安全側で判断可能か？あるいはセキュリティ側の判断で停止を実施するのか？）、具体的な従業員への対応をどうするのか等、安全側とセキュリティ側で合意された発電所全体の枠組み（プロトコル）と判断基準の明確化が必要となる。なお図 3 に示すように、妨害破壊活動への対抗処置に失敗した場合、原子力安全の深層防護レベルとは無関係に機器やシステムが破壊される可能性があることに注意が必要である。

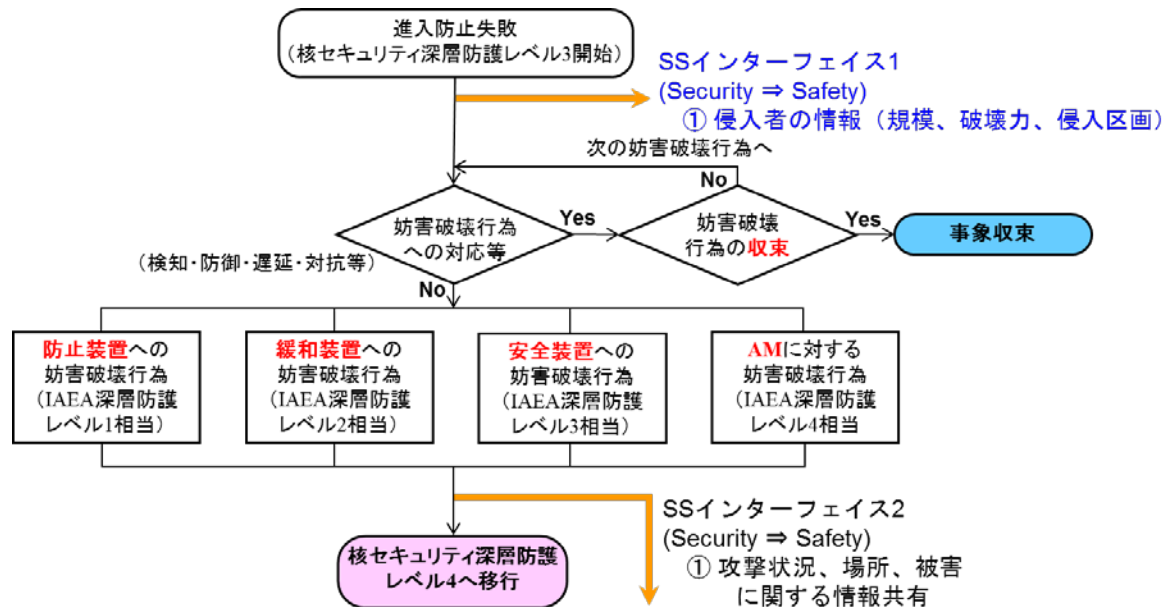


図 3 SS インターフェイス 1

3-2. SS インターフェイス 2

妨害破壊活動への対抗処置に失敗した後に行われるのが SS インターフェイス 2 である（図 4）。ここでは、セキュリティ側から妨害破壊内容（具体的な機器、システム、被害状況等）を安全側に伝達する。安全側では得られた情報からプラント状態を予測し、原子力安全上のリスクを把握するとともに、今後の安全上重要となる機器、システムや区画を判断（意思決定）するとともにそれらの情報をセキュリティ側に伝達する。セキュリティ側は得られた情報をもとに今後の対抗処置を決定し、行動する。また安全側は同時に妨害破壊された機器、システムの復旧や影響緩和の措置、すなわち安全の深層防護レベル 4、想定を超える事態への対応処置を行う。これら一連の行為は、図 4 に示すように妨害破壊事象が収束するまで続けられる。

SS インターフェイス 2 で最も重要となるのは、セキュリティ側からの情報をもとにプラント状態予測や安全上のリスクを把握、分析（安全としてのリスク定量化）し、得られたリスク情報を活用して意思決定を行う（Risk informed decision making, RIDM）ことである。RIDM を効果的に行うためには、効果的な訓練（机上訓練等）を行うとともに、緊急時においても客観的なリスク評価が可能なツール開発が有効と考えられる。

3-3. SS インターフェイス 3

SS インターフェイス 3 では、図 5 に示すように放射性物質が敷地外放出に至りうる状況でどこまでセキュリティを維持するかを判断するための情報伝達（現状および予測される被ばく量等）を安全側から行う必要がある。一般に原子力安全においては避難（原子力防災、IAEA における深層防護レベル 5）に至る状況においても、合理的に実行可能な範囲で事故の進展を食い止める努力が敷地内で続けられる。セキュリ

ティ側についても同様に、何時まで対応を行う必要があるか？その判断を誰が行うか？公衆の避難と核セキュリティとの関係（妨害破壊活動の対象の拡大の可能性等）を含め、防災関係機関を含めた発電所全体のプロトコルと判断基準の明確化が必要となる。

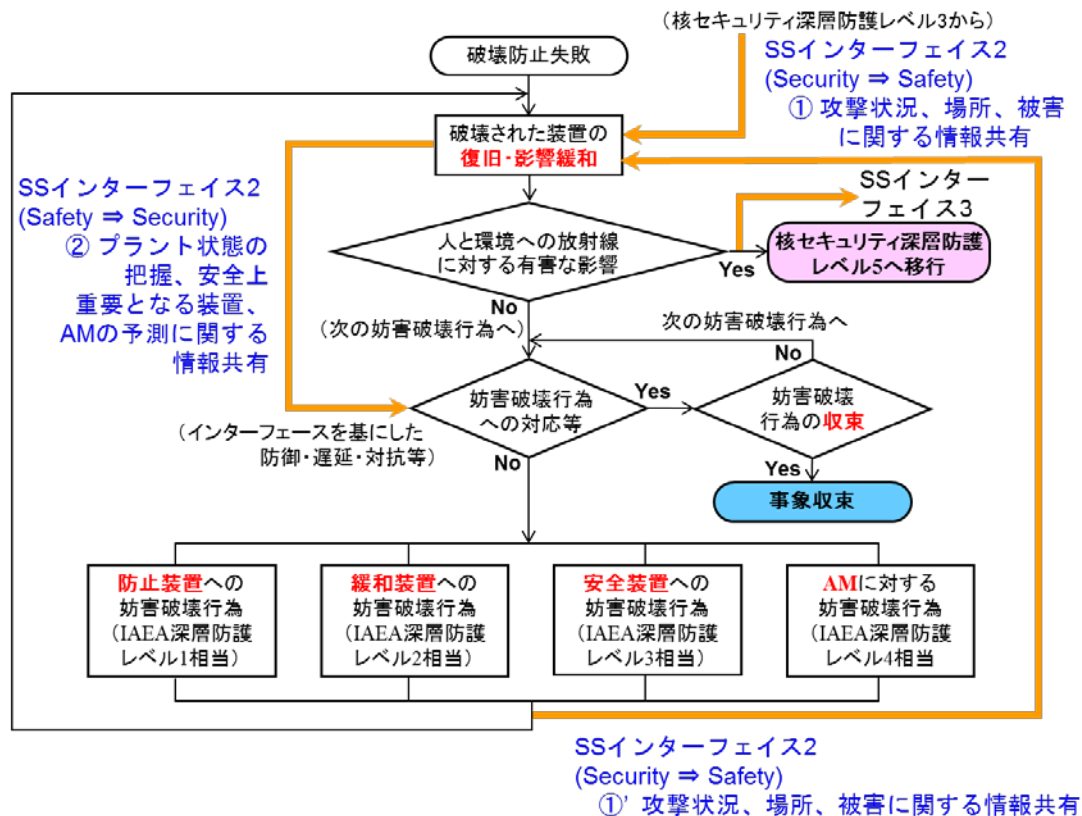
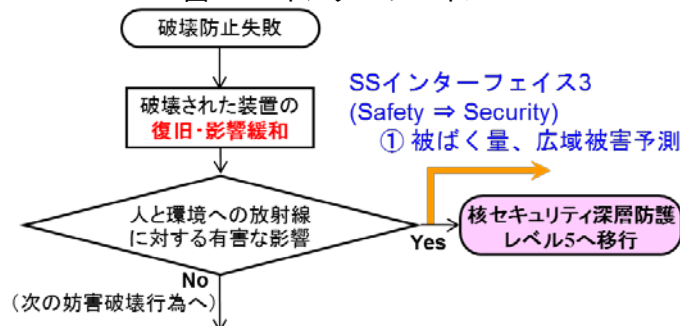


図 4 SS インターフェイス 2



注) 図 4 から部分的にフローチャートを抜粋

図 5 SS インターフェイス 3

4.まとめ

本報では、核セキュリティにおける深層防護の各レベルに関する提案を行うと共に、実際にセキュリティ事象が発生した際の2Sインターフェイスに関する考察を行った。核セキュリティと原子力安全は、特に破壊妨害行為が実行された状態では密接な関係があり、より高い原子力安全性の向上のためには、両者のコミュニケーションを深めるとともに、効果的な机上検討、対応訓練が重要となる。

参考文献

- [1] 日本原子力学会, AESJ-SC-TR005(ANX):2013.
- [2] 日本原子力学会, AESJ-SC-TR005:2012.
- [3] IAEA, INSAG10, ISBN 92-0-103295-1, 1996.

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

原子力における2S（原子力安全と核セキュリティ）インターフェイス
実現のための提言

Challenges and Proposal for Implementation of Nuclear Safety and Security (2S) Interface

(4) 2S インターフェイス机上訓練

(4) 2S interface desktop exercise

*出町 和之¹, 鈴木 美寿², 高田 孝², 木村 祥紀², 中村 陽², 鈴木 正昭³, 成宮 祥介⁴, 宮野 廣⁵¹東京大学, ²原子力機構, ³東京理科大学, ⁴関西電力, ⁵法政大学

机上演習（Table Top Exercise: TTX）とは、参加者が実際に身体を動かすことなく、時間経過とともに変化する模擬的な状況を想定・付与して行う訓練と定義される。想定・付与された状況での対応や意思決定を試験することで、刻々と変換する被害状況等を具体的にイメージし、迅速かつ的確な対応や意思決定を学ぶことが可能となるのが特徴である。

物理的防護システムを評価するための TTX では、「原子力施設の既存の防護システムに対する敵対者の攻撃をシミュレートし、システムの基本機能にあたる「検知」「遅延」対応」の性能・有効性を総合的に評価する」ことが目的となる。TTX では盗取・妨害破壊行為等の事象発生後を含めた施設の防護性能を分析することができるだけでなく、施設の安全分野の緊急時対応等も含めて総合的にシステム性能を評価することができる。

机上演習の最も重要な目的は、役割、責任、優先度、悪意行為によって事象が発生したときの対応責任を持つ各組織活動と設備の活用について、鍵となる参加者の相互理解を確立することである。これを理解することは、悪意行為を想定した演習における対応を成功させるに役立つものとなる。

従来、原子力プラントの安全担当者と核セキュリティ担当者との間では、例えば「情報公開」と「機密保持」といった性質上の違いから十分な情報交換・意志交換が行われていないという事例もあった。今回、ここで設計する机上演習システムは、安全担当者と核セキュリティ担当者とが、共に参加するように設計することで、両者が相互協力して共通の課題に取り組み、核燃料施設・RI 施設・原子力施設における安全・核セキュリティ性能向上のための対策を議論することができ、両者の十分な情報交換・意志交換を促進することに貢献できると期待する。

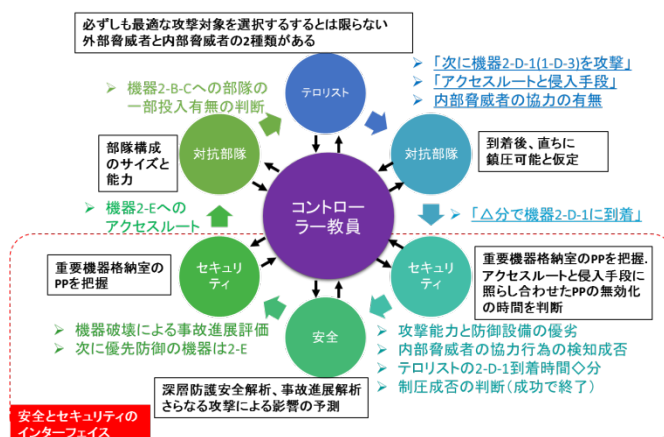


図1: 机上演習プレイヤーとその役割 (案)

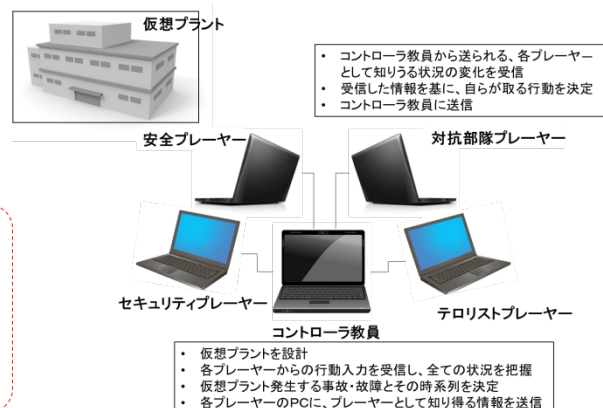


図2: 机上演習プレイヤー間の情報伝達ツール (案)

*Kazuyuki Demachi¹, Mitsutoshi Suzuki², Takashi Takata², Yohiski Kimura², Yo Nakamura², Masaaki Suzuki³, Yoshiyuki Narumiya⁴ and Hiroshi Miyano⁵

¹The University of Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency, ³Tokyo University of Science, ⁴Kansai Electric Power Company, ⁵Hosei University

企画セッション | 部会・連絡会セッション | 核融合工学部会

[2O_PL] 核融合中性子源 A-FNS計画

座長:横峯 健彦(京大)

2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 O会場 (共通教育棟2号館 4F 46番)

[2O_PL01] A-FNS計画全体の概要

*春日井 敦¹ (1. QST)

[2O_PL02] A-FNS試験モジュールの全体概要

*佐藤 聡¹ (1. QST)

[2O_PL03] 核融合炉研究開発における位置づけ

*室賀 健夫¹ (1. 核融合研)

[2O_PL04] 応用利用分野からの要望

*鬼柳 善明¹ (1. 名大)

[2O_PL05] 総合討論

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画

Plan of A-FNS

(1) A-FNS 計画全体の概要

(1) Outline of the A-FNS Project

*春日井敦¹、佐藤聡¹、落合健太郎¹、太田雅之¹、中村誠¹、小柳津誠¹、権セロム¹、朴昶虎¹

¹量子科学技術研究開発機構 六ヶ所核融合研究所

文部科学省の下に設置されている核融合科学技術委員会では、核融合原型炉の推進に向けて、原型炉段階への移行判断のためのチェックアンドレビュー（C&R）項目を列挙し、目標を定めている。そのなかで原型炉に関わる材料開発として、炉材料の候補材である低放射化フェライト鋼の 20dpa 照射データ、ブランケット及びダイバータ機能材料の初期照射データ、ブランケットのトリチウム挙動評価技術の検証、計測・制御機器材料の耐照射性評価を 2035 年頃までに取得するように定めている。そのためには、核融合反応と同様の中 14MeV 中性子を発生する核融合中性子源が必要である。2018 年に承認されたロードマップでは、2020 年頃の第 1 回中間 C&R で概念設計の完了、2025 年頃の第 2 回中間 C&R で核融合中性子源の建設開始判断、及び材料照射データ取得計画の作成を行うこととしている。ロードマップには「核融合中性子源（A-FNS）」について、下記のようにまとめられている。

- (1) 原型炉開発には、炉内中性子環境を模擬し、材料データ取得が不可欠である。
- (2) 日欧でそれぞれ核融合中性子源の構想検討が進んでいる（日：A-FNS、欧：DONES）。
- (3) 第 2 回中間 C&R で建設移行を判断する。
- (4) IFMIF/EVEDA の成果を活かし、国際協力を得ながら、A-FNS 構想を具体化すること。

このように国が定める計画に基づいて、日本として核融合中性子源を検討することとし、核融合材料開発だけにとどまらず、中性子の医療・産業利用も視野に入れた核融合中性子源 A-FNS の検討を開始した。

図 1 に A-FNS の構成を示す。A-FNS は大きく分けて、重陽子を 40MeV まで加速する重陽子線形加速器、ターゲットである液体リチウムを循環させる液体リチウムループ、発生した中性子を照射する照射部、遠隔保守系、照射後試験施設、トリチウム処理系から構成される。

その基本コンセプトとして、加速器系は IFMIF の 1 ライン分（125mA）とし、設計は IFMIF の中間工学設計をベースにする。国際協力で進める IFMIF/EVEDA の成果を活用し国内メーカーの技術力を結集して A-FNS の加速器系として再構築する。ターゲット系は IFMIF/EVEDA の成果を反映させ、純化系については今後 5 年間で国際協力で進める BA フェーズ II において R&D を実施する。照射モジュール系は核融合材料試験用を中心に様々な核融合材料照射モジュールの検討を行っている。メンテナンスや照射モジュール交換などは、遠隔保守システムを採用する。また、産業応用可能な多用途中性子源とする。これらは大学および産業界との連携の下、オールジャパン体制で行うことを想定している。

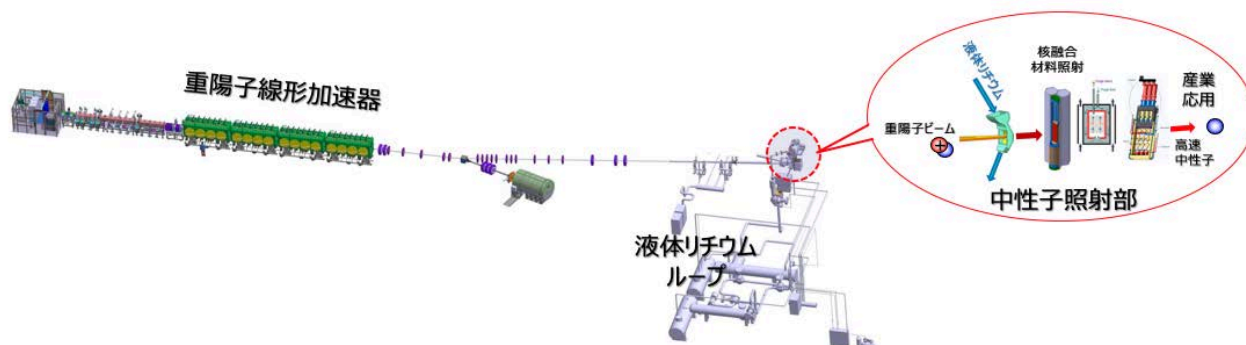


図 1 A-FNS の概念図

* Atsushi Kasugai, Satoshi Sato, Kentaro Ochiai, Masayuki Ohta, Makoto Nakamura, Makoto Oyaidzu, Saerom Kwon, ChangHo Park
National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画

Plan of A-FNS

(2) A-FNS 試験モジュールの全体概要

(2) Overview of A-FNS test modules

*佐藤 聡¹, 権 セロム¹, 太田 雅之¹, 中村 誠¹, 朴 昶虎¹, 落合 謙太郎¹, 春日井 敦¹
¹量子科学技術研究開発機構 六ヶ所核融合研究所

1. A-FNS 照射場

A-FNS では、40MeV/125mA の重陽子と液体リチウムターゲットとの核反応により、線源強度 $6.8 \times 10^{16} \text{n/s}$ の 14MeV 近傍にピークを有する中性子を発生させ、様々な試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行う。A-FNS では、核融合材料試験モジュールに加えて、A-FNS で発生する莫大な量の中性子を利用して、医療用や産業用の RI 生成等の核融合以外の多目的利用にも使用する。試験モジュールを設置する照射場の大きさはビーム方向に 1.5m、ビームと直交方向に 1.5m である。図 1 に照射場の全中性子束分布を示す。全中性子束は約 $5 \times 10^{14} \text{n/cm}^2/\text{s} \sim 1 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$ であり、中性子束強度や中性子スペクトルに応じて、各種試験モジュールを設置する。

2. 試験モジュール

A-FNS では、中性子束計測モジュール、ブランケット構造材料照射試験モジュール、ブランケット機能材料照射試験モジュール、トリチウム放出回収特性試験モジュール、放射化腐食生成物試験モジュール、ブランケット核特性試験モジュール、計測制御機器照射試験モジュール、クリープ疲労試験モジュールを用いて、核融合材料照射試験を行い、核融合原型炉建設判断に資する必須の材料照射データを取得する。図 1 には、照射場での核融合材料試験モジュールの配置を示す。多目的利用では、気送管を利用しての高エネルギー中性子を利用した医療・工業・農業用の RI 製造、試験セル外側での低エネルギー中性子照射によるシリコン半導体の製造、ビーム孔を利用したビーム状の中性子を用いた中性子イメージング、液体や気体のループを利用して試験セル内部での照射により製造された放射性核種から放出されるガンマ線や陽電子利用を実施する。

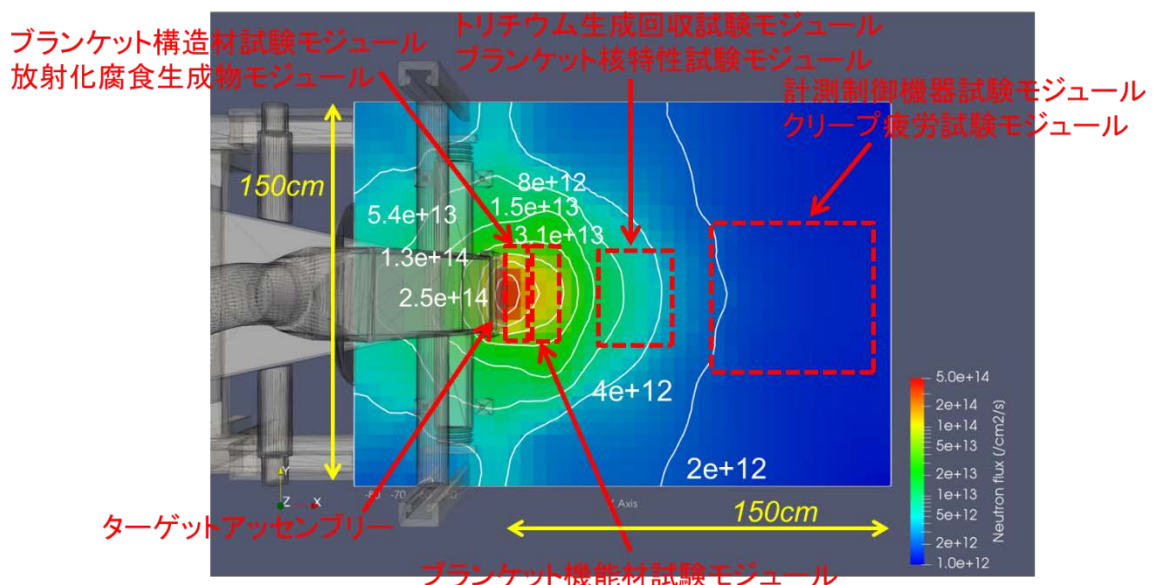


図 1 A-FNS 照射場の全中性子束分布及び試験モジュールの配置

*Satoshi Sato¹, Saerom Kwon¹, Masayuki Ohta¹, Makoto Nakamura¹, ChangHo Park¹, Kentaro Ochiai¹ and Atsushi Kasugai¹

¹National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画

Plan of A-FNS

(3) 核融合炉研究開発における位置づけ

(3) Positioning in the research and development of nuclear fusion reactors

*室賀 健夫¹¹核融合科学研究所

1. はじめに

核融合炉の研究開発において材料照射用 14MeV 中性子源の整備が必須であるという認識で、中性子源の仕様、利用計画が長い間議論されてきた。それらの検討の中で、近未来に実現可能な高フラックスの 14MeV 中性子源の候補は d-Li 型に絞られた。中性子源は材料開発のツールであり、試行錯誤を経て進める各開発段階で必要なものなので、本来材料開発の初期段階から整備されるべきものである。実際アメリカの核融合プログラムにおいては早くから強力中性子源 FMIT の設計、技術開発が進められ[1]、1982 年に建設が始まった。しかし直後に財政切り詰めの影響を受けキャンセルとなった。その後は日本国内における小型化の検討 (ESNIT 計画[2])、段階的建設計画[3]などがあったが、建設を見込んだ大掛かりな工学設計、R&D は BA 活動における IFMIF-EVEDA プロジェクトが初めてである。しかし、現在の原型炉開発計画では中性子源を材料開発に向けて広範に活用する資金的、時間的余裕は無く、限られた期間内に必要な照射試験を行うことが求められている。足りない部分は核分裂炉照射や他の照射データ、モデリング等によって補う必要がある。従ってこれらを総合的に進める、開発ロードマップに対応した精緻な試験計画を立てることが求められている。

本稿では現在の原型炉研究開発計画、及び長期的な高度化の視点から A-FNS の位置づけを行うとともに材料照射の基礎研究の観点からの必要性についても述べる。なお、A-FNS は核融合炉の様々な機能材や部材の照射試験への適用も期待される。特に必要性が高いと思われるのが、ブランケットモジュールの照射試験であるが、これについては別の機会とさせていただきたい。

2. 核融合炉研究開発と A-FNS

2-1. 14 MeV 中性子による照射効果

14 MeV にピークを持つ中性子源の必要性の説明は繰り返されてきたので、ここでは概要と最近の動きについて報告する。1～数 MeV にピークのある核分裂中性子と 14 MeV にピークのある D-T 核融合炉中性子による材料への損傷の最大の違いは核変換ヘリウムの発生量である。D-T 中性子ではステンレス鋼で 1 dpa あたり 10 ppm 程度のヘリウムが発生し、これは核分裂炉の 10~100 倍となる(図 1 [4,5])。かなり以前の研究であるが、dpa に対してヘリウム発生量を大きく変えた原子炉照射をオーステナ

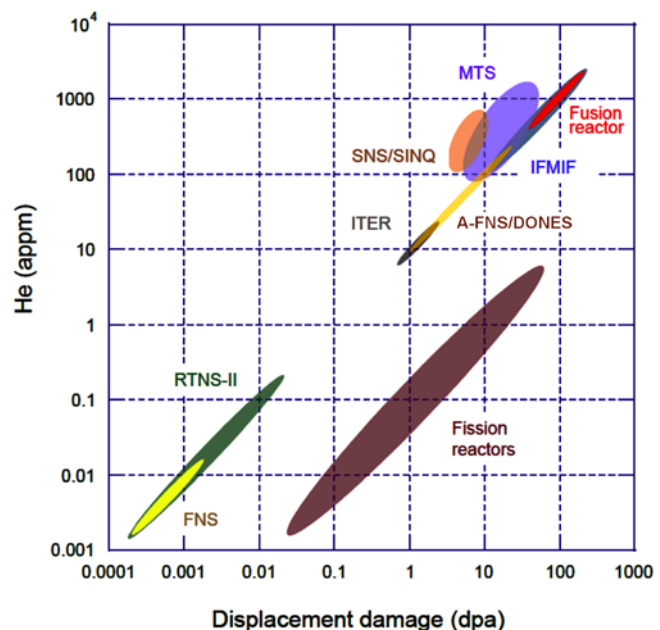


図 1. 各中性子照射施設における He/dpa 比 (ステンレス鋼換算) [4,5] :

RTNS-II, FNS -- DT 中性子源

MTS, SNS/SINQ -- 核破砕中性子源

イウムを大きく変えた原子炉照射をオーステナ

イト鋼でおこなったところ核融合炉の条件付近が最もボイドスエリングが大きくなるという結果が報告され、大きな衝撃を与えた(図2[6])。この試験は、材料に含まれるニッケルの熱中性子による核反応を用いてヘリウムを発生したもので、ニッケルをほとんど含まない低放射化フェライト鋼など最近の候補材料には適用できない。

原子炉において核分裂中性子の照射中に核融合炉相当のヘリウムを発生させる数々の手法が試みられたが、ヘリウム効果について十分な理解を得られるには至っていない。

オーステナイト鋼から、ボイドスエリングの問題が比較的小さい低放射化フ

ェライト鋼へ第一候補材が変わり、ヘリウムをマトリクスに閉じ込める能力の大きなマルテンサイト相の材料やナノ粒子分散材料を用いることにより、ヘリウム効果もある程度限定的な範囲に抑えられるとの認識が高まってきた。特に、核破砕中性子照射やモデリング等の進展により、低放射化フェライト鋼において 20-30 dpa までヘリウム効果が発現しないであろうとの予測が示されている[7]。

この予測に基づくと、効率的な中性子源の利用方法が考えられる。すなわち限られた条件であっても ~20 dpa までの照射データを取得し、その結果が核分裂中性子照射の結果と変わらないことが確認されれば、この照射量までの広範な核分裂中性子照射データが原型炉の設計に使えることになる。このように、ヘリウムの影響が発現するまでの照射量とその先の照射量について分けて扱うことが可能になる。

2-2. 研究開発ロードマップと A-FNS

核融合炉の開発計画については、ここ数年の間に、「原型炉開発に向けたアクションプラン[8]」、「原型炉研究開発ロードマップ[9]」が相次いで策定され、その実施体制の整備を進めつつある。この中で、~2025 年の中間 C&R, ~2035 年の原型炉移行判断、が重要なチェックポイントとなっている。A-FNS と材料照射に特化すると、~2025 年の中間 C&R において、技術実証と工学設計に基づき「A-FNS の建設判断を可能にする」、~2035 年原型炉移行判断に向けて、「必要な材料照射データを取得する」と計画されている。後者は 2-1. で述べたヘリウム効果が発現するまでの照射データの取得である。これにより、核分裂炉照射データも活用し、20 dpa までの原型炉運転の認可を得るのに必要な説得力のあるデータベースを示すことができる。原型炉移行判断の後(第4段階)においては、建設判断までの時期、あるいは建設期を利用し、データベースの信頼性をさらに高めるとともに、原型炉の運転可能期間を延ばすための高フルエンスのデータを取得する。これには A-FNS の増強(2 ビーム化による IFMIF への拡張)の必要性も議論になるであろう。原型炉開発アクションプランにおけるこれらの活動の関連を図3に示す。

原型炉は発電を実証する炉であり、商業核融合炉がその単純延長になるとは限らない。また、原型炉の延長として商業核融合炉が実現したとしても、さらに優れた炉の在り方を追求することが核融合炉の競争力を維持するために必要である。このような考えを炉材料に適用すると、現在の第一候補材である低放射化フェライト鋼の照射データベースを拡充するとともに、より高い可能性のある材料(先進材料)の開発研究を並行して行う必要がある。実際原型炉では先進材料を用いたブランケット(先進ブランケット)の照射試験がそのミッションの一つであり、必要な材料照射試験をタイムリーに進める必要がある。これは、A-FNS(IFMIF)の利用対象を低放射化フェライト鋼から先進材料に徐々に移行する必要性を示している。このような段階的な利用計画を図4に示す[10]。

A-FNS の実際の試験マトリクスの策定にはさらにさまざまな検討が必要である。本稿の主旨からやや外れ

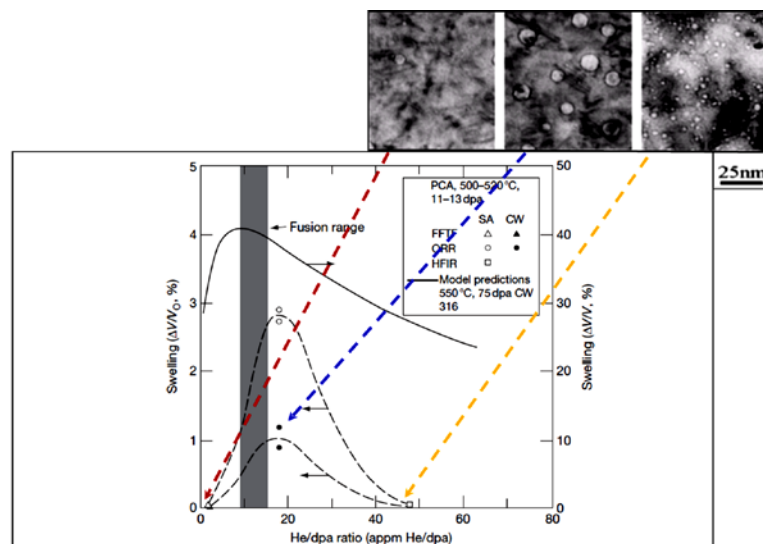


図2. オーステナイト鋼のスエリングの He/dpa 比依存性 [6]。

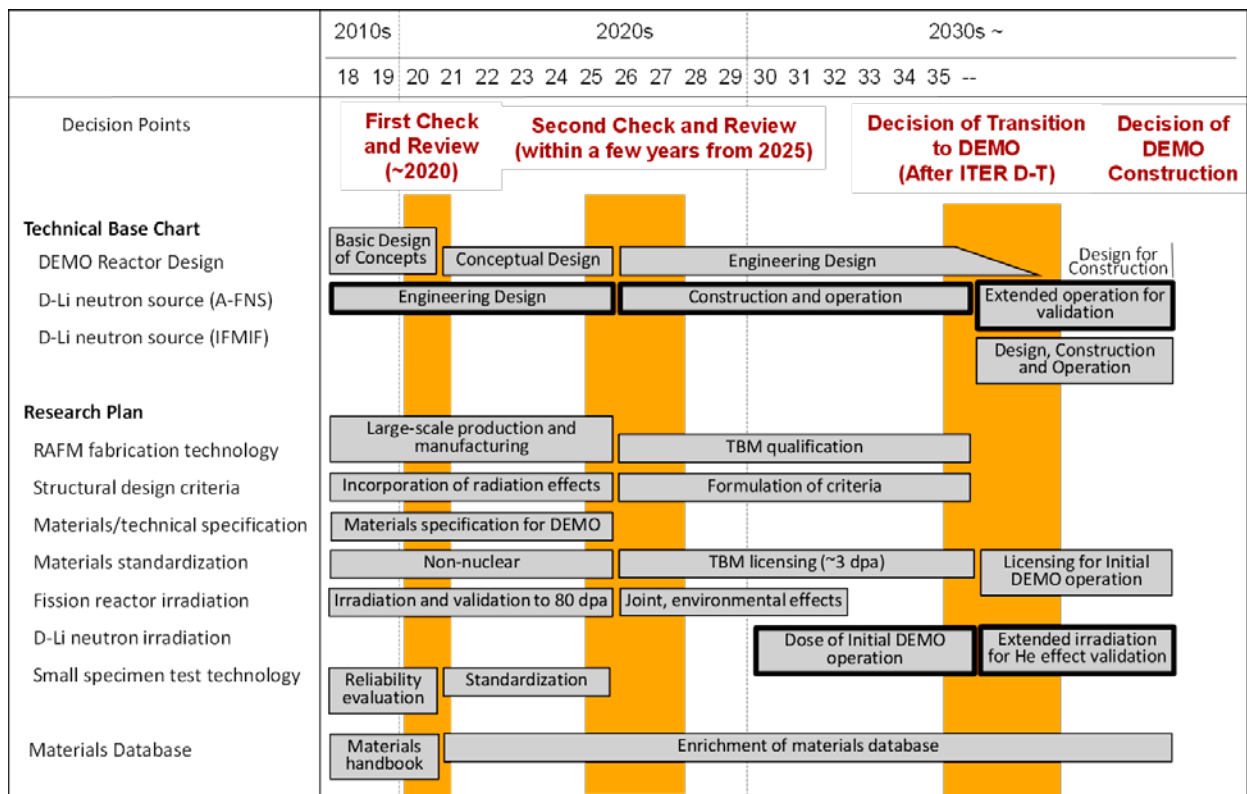


図 3. 原型炉開発アクションプラン[8]の核融合炉材料開発関連の抜粋。A-FNS 開発と照射試験に関する部分を太枠で示した。

るので概略のみを述べると、必要な材料照射データベースを定義するには、その使われるプラントにおいてどのような材料仕様が求められているかをまず明らかにする必要がある。そのためには、材料が使われる構造物の設計基準を確立する必要がある。構造設計基準はプラントの安全性をどのように確保するかによって左右されるもので、安全確保のシナリオを含む炉設計そのものの精緻化が必要である。さらにこのような一連の作業において、候補材料自身と試験法・評価法（微小試験技術）の規格化が達成されなければならない。これらについても図 3 に含まれている。

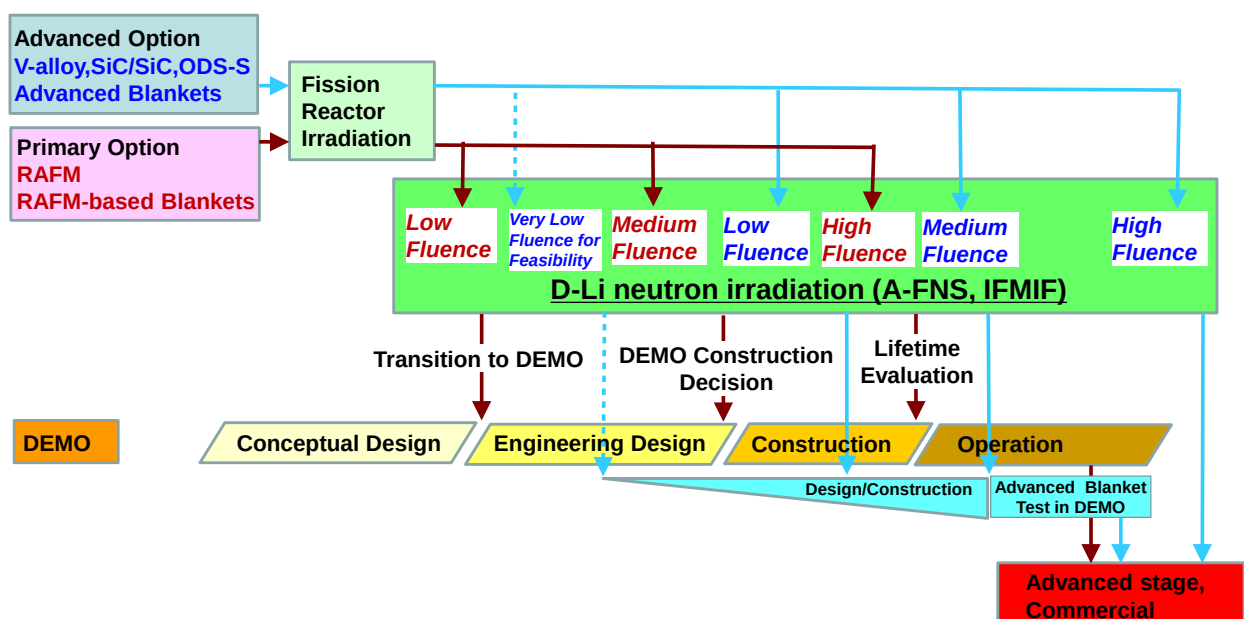


図 4. A-FNS、IFMIF の低放射化フェライト鋼から先進材料への段階的な利用案[10]。

2-3. 基礎研究の必要性

上記のように、A-FNS で得られる照射データの範囲は限られ、核分裂炉等による照射やモデリングによる支援が必要であること、微小試験片に頼る必要があること等を考慮すると、それらの照射データから得られる知見の信頼性を上げるための基礎研究を同時に進める必要がある。

このことが炉の運用段階になっても問われることは、近年の原子炉圧力容器の脆化予測に関する議論からも明らかである。ここで提起された問題は大きく分けて（１）脆化予測式の時間変化を表す項の問題、（２）監視試験片との照射速度の違いの問題、であった[11]。現象の時間依存性を明らかにするには 10-100 倍の時間スケールの異なった条件の試験が必要である。照射速度に関しては、核融合炉材料の試験においても速度効果を適切に考慮しないことが誤ったデータ解釈に繋がりがかねない例がいくつも見られる。図 5 はその例で、一見ばらつきの多いデータが各データの照射速度を考慮すると見通しの良い傾向が得られている[12]。照射速度依存性を明らかにするには同じ照射環境で 10 倍程度の照射速度を変えた試験が必要である。これらの試験を原子炉で試みた例はあるものの成果は極めて限られている。加速器ベースの中性子源である A-FNS はその高い制御性、アクセス性の特長を生かし、これら基本的な課題に向けて大きな貢献が可能であると期待される。

3. まとめ

A-FNS を想定し、材料研究開発の立場から核融合炉研究開発計画との整合性と、基礎研究を含め研究開発のロバストネスを高める観点から必要なことをまとめた。強力中性子源は User Oriented Facility と位置付けられ、本来利用者（ここでは材料研究者）が設計、製作、利用計画を主導すべきであると考えている。本稿を終えるにあたって材料研究者のより積極的な参加を促したい。

参考文献

- [1] E.W. Kintner, J. Nucl. Mater. 85&86 (1979) 3.
- [2] K. Noda et al., J. Nucl. Mater. 179-181 (1991) 1147.
- [3] T. Kondo et al., Fusion Eng. Des. 22 (1993) 117.
- [4] S.J. Zinkle and L.L. Snead, Ann. Rev. Mater. Res. 44 (2014) 241.
- [5] J. Knaster, A. Moeslang, T. Muroga, Nature Physics 12 (2016) 424.
- [6] R. E. Stoller, J. Nucl. Mater. 174 (1990) 289.
- [7] H. Tanigawa et al., Nuclear Fusion, 57 (2017) 092004.
- [8] K. Okano et al., Fusion Eng. Des. 136 (2018) 183.
- [9] http://www.mext.go.jp/component/b_menu/shingi/toushin/_icsFiles/afieldfile/2018/11/08/1408259_2_1_1.pdf
- [10] T. Muroga and H. Tanigawa, Fusion Sci. Tech., 72 (2017) 389.
- [11] 井野博満, 上澤千尋, 伊東良徳, 日本金属学会誌 第 72 巻 第 4 号(2008) 261.
- [12] T. Okita et al., J. Nucl. Mater. 307-311 (2002) 322.

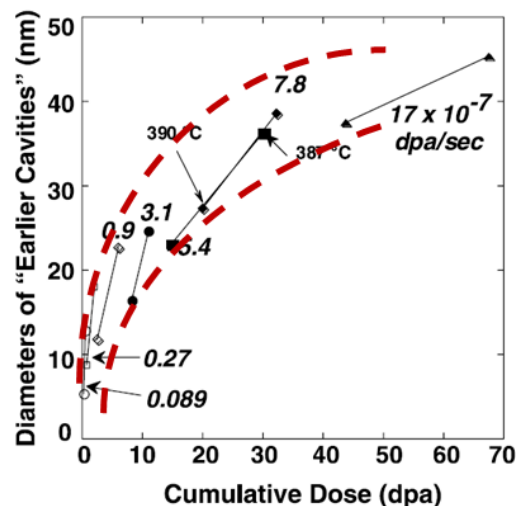


図 5. 高速炉各位置で照射したオーステナイト鋼のボイドサイズの照射量依存性。データが破線の領域でばらつくように見えるが、実際は各照射速度(dpa/sec, 図中に数字で示す)に応じた変化を示している[12]。

*Takeo Muroga¹

¹National Institute for Fusion Science

核融合工学部会セッション

核融合中性子源 A-FNS 計画

Plan of A-FNS

(4) 応用利用分野からの要望

(4) Request from the field of application

* 鬼柳 善明¹¹名古屋大学

1. 日本の中性子源の現状

ビーム実験用の中性子源としては、世界的に原子炉が長く使われていたが、老朽化に伴ってシャットダウンする施設が増え、大型加速器を用いる核破砕中性子源が世界各地に建設された。日本においては、J-PARC 中性子源ができた後、中性子科学の発展には小型中性子源が必要という意見が広がり、既設の北大の HUNS に加えて京大の KUANS、理研の RANS が建設された。中性子を利用しやすくする、新しい芽を出すというようなところで小型中性子源が役にたっている。また、RANS は産業利用を前面に打ち立てて、色々な分野を切り開いてきている。商業用中性子源としては、住重 ATEX が稼働しており、中性子イメージングなどに使われている。さらに、青森県量子科学センターに中性子源が設置された。

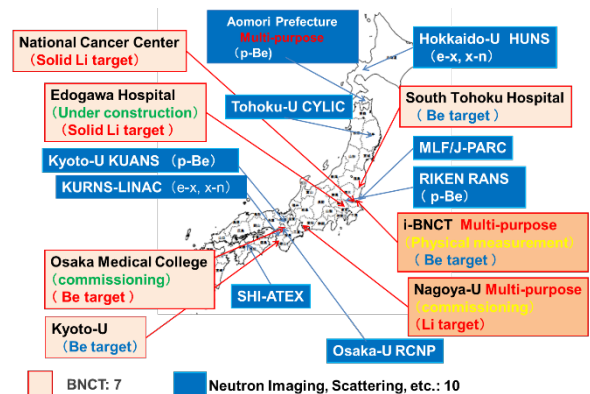


図1 日本の加速器中性子源

一方、中性子の医療応用であるボロン中性子捕捉療法 (BNCT) 用中性子源が多く建設されている。京大複合原子力科学研究所に建設されたものが日本最初の加速器 BNCT 装置であるが、さらに色々な種類の加速器を用いた施設が建設されている。また、多目的施設となっている所もある。日本の加速器施設を図1に示す。

2. 中性子利用

中性子エネルギーと強度によって、可能な実験が異なる。それを図2に示す。ただし、これは概要であり、参考程度と考えて頂きたい。A-FNS は、加速エネルギーに依存するが、14MeV にピークを持つ中性子を発生させることができる。また、発生中性子強度も 10^{16} n/sec オーダーが期待される。発生中性子をそのまま使うとすれば、ソフトエラー加速実験が可能である。さらには、エネルギー最適化を行えば、高速中性子イメージングを高精度で実施できると考えられる。また、熱中性子源、冷中性子源を設置すれば、さらに応用範囲は広がり、中性子散乱実験の一部は可能となると考えられる。このような応用では、ユーザーが利用しやすいシステムの構築が重要である。さらには、装置のユニーク性なども付け加えられることが期待される。医療応用である BNCT も可能な強度を持っているので、現状、北東北には BNCT 施設の建設予定はないのを補うこともあり得る。しかし、その場合は、病院施設としての機能をもつ必要がある。

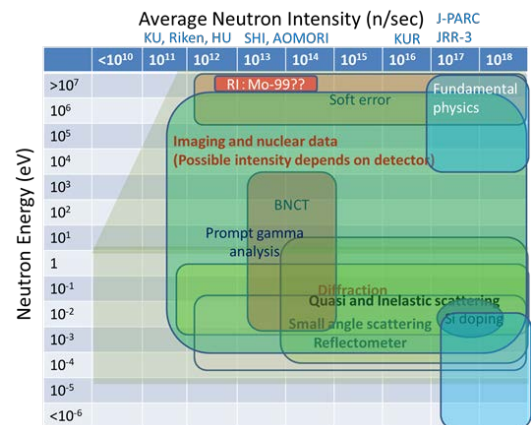


図2 中性子エネルギー・強度と可能な応用分野

非常に高強度の中性子源であるので、応用分野も基本的に多く、特徴のある施設となることを期待したい。

*Yoshiaki Kiyanagi¹¹Nagoya Univ.

(2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 O会場)

[2O_PL05] 総合討論

核融合炉の研究開発は、核燃焼プラズマ工学、中性子工学、トリチウム工学、核融合材料工学等、核反応を伴う炉工学技術の実証段階に近づきつつある。DT反応で発生する14 MeV中性子に対する炉壁・炉内機器の照射特性の解明は重要な課題である。現在、量子科学技術研究開発機構において、先進核融合中性子源（A-FNS）の概念設計が進められており、核融合炉工学分野の研究開発に対する貢献が期待されている。装置で発生する中性子は、医療などの他産業、学術研究に応用することも期待される。セッションでは、装置の全体像や設計の現状をご講演頂くと共に、利用者側からの材料・炉設計分野の研究開発の現状とそれに即した中性子源のニーズや利用法等に対する要望を交えて、A-FNS計画の現状と将来に対して議論を行う。