JAEA-Review 2020-056

DOI:10.11484/jaea-review-2020-056

「グレーデッドアプローチに基づく 合理的な安全確保検討グループ」 活動状況中間報告 (2019 年 9 月~ 2020 年 9 月)

Interim Activity Status Report of "The Group for Investigation of Reasonable Safety Assurance Based on Graded Approach" (from September, 2019 to September, 2020)

与能本 泰介 中島 宏 曽野 浩樹 岸本 克己 井澤 一彦 木名瀬 政美 長 明彦 小川 和彦 堀口 洋徳 猪井 宏幸 清水 厚志 飯垣 和彦 篠原 正憲 井坂 浩二 中塚 亨 丸山 結 天谷 政樹 吉澤 道夫 大井川 宏之 グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ

Taisuke YONOMOTO, Hiroshi NAKASHIMA, Hiroki SONO, Katsumi KISHIMOTO Kazuhiko IZAWA, Masami KINASE, Akihiko OSA, Kazuhiko OGAWA Hironori HORIGUCHI, Hiroyuki INOI, Atsushi SHIMIZU, Kazuhiko IIGAKI Masanori SHINOHARA, Koji ISAKA, Toru NAKATSUKA, Yu MARUYAMA Masaki AMAYA, Michio YOSHIZAWA, Hiroyuki OIGAWA and The Group for Investigation of Reasonable Safety Assurance Based on Graded Approach

March 2021

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

Y- ROYION

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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課 $\overline{}$ $\overline{\phantom{a$

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Institutional Repository Section,

Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department, Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2021

「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ」 活動状況中間報告(2019年9月~2020年9月)

日本原子力研究開発機構

与能本 泰介+1、中島 宏*、曽野 浩樹+2、岸本 克己+2、井澤 一彦+2、木名瀬 政美+2、 長 明彦+2、小川 和彦+2、堀口 洋徳+2、猪井 宏幸+3、清水 厚志+3、飯垣 和彦+3、 篠原 正憲+3、井坂 浩二+4、中塚 亨+1、丸山 結+1、天谷 政樹+1、 吉澤 道夫+2、大井川 宏之+2

グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ

(2020年11月13日受理)

「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ」は、原子力科学研究部門、安全・核セキュリティ統括部、原子力施設管理部署、安全研究・防災支援部門の関係者約10名で構成され、機構の施設管理や規制対応に関する効果的なグレーデッドアプローチ(安全上の重要度に基づく方法)の実現を目的としたグループである。本グループは、2019年の9月に活動を開始し、以降、2020年9月末までに、10回の会合を開催するとともに、メール等も利用し議論を行ってきた。会合では、グレーデッドアプローチの基本的考え方、各施設での新規制基準等への対応状況、新検査制度等についての議論を行なうとともに、各施設での独自の検討内容の共有等を行っている。本活動状況報告書は、本活動の内容を広く機構内外で共有することにより、原子力施設におけるグレーデッドアプローチに基づく合理的で効果的な安全管理の促進に役立つことを期待し取りまとめるものである。

原子力科学研究所: 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4

- +1 安全研究·防災支援部門
- +2 原子力科学研究部門
- +3 高速炉·新型炉研究開発部門
- +4 安全・核セキュリティ統括部
- * 北海道大学(2020年3月まで原子力科学研究部門)

Interim Activity Status Report of
"The Group for Investigation of Reasonable Safety Assurance Based on Graded Approach"
(from September, 2019 to September, 2020)

Taisuke YONOMOTO⁺¹, Hiroshi NAKASHIMA*, Hiroki SONO⁺², Katsumi KISHIMOTO⁺², Kazuhiko IZAWA⁺², Masami KINASE⁺², Akihiko OSA⁺², Kazuhiko OGAWA⁺², Hironori HORIGUCHI⁺², Hiroyuki INOI⁺³, Atsushi SHIMIZU⁺³, Kazuhiko IIGAKI⁺³, Masanori SHINOHARA⁺³, Koji ISAKA⁺⁴, Toru NAKATSUKA⁺¹, Yu MARUYAMA⁺¹, Masaki AMAYA⁺¹, Michio YOSHIZAWA⁺², Hiroyuki OIGAWA⁺² and

The Group for Investigation of Reasonable Safety Assurance Based on Graded Approach

Japan Atomic Energy Agency Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 13, 2020)

A group named as "The group for investigation of reasonable safety assurance based on graded approach", which consists of about 10 staffs from Sector of Nuclear Science Research, Safety and Nuclear Security Administration Department, departments for management of nuclear facility, Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness, aims to realize effective graded approach about management of facilities and regulatory compliance of Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The group started its activities in September, 2019 and has had discussions through 10 meetings and email communications. In the meetings, basic ideas of graded approach, status of compliance with new regulatory standards at each facility, new inspection system and so on were discussed, while individual investigation at each facility were shared among the members. This activity status report is compiled with expectation that it will help promote rational and effective safety management based on graded approach in nuclear facilities by sharing contents of the activity widely inside and outside JAEA.

Keywords: Nuclear Safety, Graded Approach, Research Reactor, Nuclear Facility, Regulatory Standards, Inspection System

⁺¹ Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

⁺² Sector of Nuclear Science Research

⁺³ Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

⁺⁴ Safety and Nuclear Security Administration Department

^{*} Current Affiliation: Hokkaido University (Sector of Nuclear Science Research until March 2020)

JAEA-Review 2020-056

目次

1.	はじめに	1
1.1.	グレーデッドアプローチとは	
1.2.	グレーデッドアプローチの適用が難しい理由	2
1.3.	本活動の目標、課題、方策	3
1.4.	本報告書の目的と内容	3
2.	議論された内容	6
2.1.	活動への期待と課題	6
2.2.	基本的課題	6
2.2.1	1. リスク特性の把握	8
2.2.2	2. 安全確保の目的と方法の再確認	9
2.3.	新規制基準適合性審査の経験の分析と課題抽出	1
2.3.1	1. 安全確認の目的	1
2.3.2	2. 安全機能喪失の仮定1	2
2.3.3	3. 規制委員会のグレーデッドアプローチにより設計基準が緩和された場合の評価 1	4
2.3.4	4. 既存炉の特徴を踏まえた評価1	6
2.3.5	5. 設工認審査1	7
2.3.6	6. 規則類の用語の統一や整合性2	2
2.4.	新検査制度2	22
2.5.	事故・トラブル報告書を例にした検討2	3
2.5.1	1. もんじゅ点検問題に関する分析と各施設での検討課題2	23
2.5.2	2. プルトニウム燃料第二開発室トラブル報告書を用いた検討	25
2.6.	会合以外での活動状況2	9
3.	まとめと今後の計画3	1
附録 1	主な参加者	2
附録 2	会合開催状況	3
附録 3	安全研究・防災支援部門 規制・国際情報分析室での検討	5

JAEA-Review 2020-056

Contents

1. Int	roduction	1
1.1. Wł	nat is a graded approach?	1
1.2. Rea	asons why graded approach is difficult to apply	2
1.3. Ob	jectives of this activity, issues and measures	3
1.4. Pu	pose and contents of this report	3
	ucussion	
2.1. Ex	pectations for activity and issues	6
2.2. Bas	sic issues	
2.2.1.	Understanding risk characteristics	
2.2.2.	Reconfirmation of purpose and method of ensuring safety	9
	alysis of experience of new regulatory standard conformity assessment	
and	l problem extraction	
2.3.1.	Purpose of ensuring safety	
2.3.2.	Assumption of loss of safety function	
2.3.3.	Evaluation when design standards are relaxed by graded approach by NRA	
2.3.4.	Evaluation based on characteristics of existing reactors	
2.3.5.	Construction approval examination	
2.3.6.	Unification and consistency of terms used in rules	
	w inspection system	
2.5. Inv	estigation using accident and trouble reports as examples	
2.5.1.	Analysis of inspection problems at Monju and issues considered at each facility	
2.5.2.	Investigation using the trouble report of Plutonium Fuel Fabricaton Facility	
	tivities other than group meetings	
3. Sui	nmary and future plans	31
Appendix 1	Main participants	
Appendix 2	Past meetings	33
Appendix 3	Investigation by Office for Analysis of Regulatory and International information,	
	Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness	35

1. はじめに

1.1. グレーデッドアプローチとは

グレーデッドアプローチ(graded approach)は、原子力安全の基本的な考え方(安全論理)の一つであり、原子力施設の安全確保の方法や安全規制の厳格さがその危険性と釣り合うことを求める概念である 1 。ここでグレード (grade) とは、品質や重要性の水準を示し、アプローチ (approach) は、ある目的を達成するための方法のことを意味する。原子力安全の議論で用いられることから、その目的は、国際原子力機関(IAEA)の基本安全原則 2 を踏まえれば、合理的に達成可能な最高の安全水準で人と環境を放射線災害の影響から守ることである。

グレーデッドアプローチで考慮する安全水準については、IAEA の基本安全原則を参照し、原則6の「個人のリスクの制限」と原則5の「防護の最適化」から理解することができる。安全確保のためのリスク水準には、原則6では、どのような条件であっても制限されるべき水準があること、又、原則5では、防護の最適化の観点から経済性等も考慮し合理性に基づき設定される水準があることが示されている。ここで、原則5でいう合理性については、被ばく量を合理的に達成可能な最低の水準にする考え方(as low as reasonably achievable: ALARA)と同様である。

これらより、グレーデッドアプローチとは、「絶対に守らなければならない水準を確保した上で合理的な最適化を行うことにより最高水準の安全性を確保する方法」についての概念とも言える。安全確保に際して、合理性の考え方を導入することに、一般公衆は抵抗を感じる場合が多く、我が国では、安全を最優先にするという言い方を用いる場合が多い。しかしながら、合理性の概念を導入することの重要性は、安全確保のために使用できる資源(人、物、時間、予算)が有限であることの普遍的事実と合わせて考えれば当然であることが理解できる。すなわち、安全上の重要性に基づく優先度の検討なしに、業務を実施することは、有限の資源を、重要でない業務にも使用することになり、結果的に、重要な業務がおろそかになる懸念が生じる。

このような懸念が実際の日本原子力研究開発機構(以下、機構という。)の原子力施設の管理において顕在化した例は多くある。例えば、高速増殖原型炉もんじゅでは、数万点の項目の機器の点検を計画し、結果的に、もっとも重要な機器であるクラス 1 機器の 55 機器のうち 5 機器について点検が計画通りに行われず未了であったという問題が生じている³。同様な規制要求に対応するために、発電炉では数千点オーダーの項目の検査を計画していたことと比べると、グレーデッドアプローチの視点が欠けていたとの推定が可能である。本「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ」活動期間中には、もんじゅ点検問題の根本原因報告書を例とし、グレーデッドアプローチの視点から内容を分析し検討を行っており、その内容は次章に記載する。

¹ IAEA Safety Glossary 2018 edition では、Graded approach は下記で定義されている。

For a system of control, such as a regulatory system or a safety system, a process or method in which the stringency of the control measures and conditions to be applied is commensurate, to the extent practicable, with the likelihood and possible consequences of, and the level of risk associated with, a loss of control.

適用される制御の方法と条件の厳密さが、実行できる範囲で、制御の喪失の頻度、潜在的影響、生じる リスクの程度に釣り合っている、規制制度や安全系のような制御の体系のための過程や方法。

ここで、「制御」を「要求」と解せば、「要求の厳密さが、要求が守られない場合のリスクと釣り合っている方法」と意訳できる。規制では従来より safety grade を安全重要度の意味で使用していることから、「安全上の重要度に応じた方法」や「重要度別対処」等と意訳可能である。旧原子力安全基盤機構は「等級別扱い」と訳している。近年ではリスク情報等の連続的な尺度も用いて重要度を考慮する。

² Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1, IAEA, 2006, 旧原子力安全基盤機構による日本語版,基本安全原則, IAEA 安全基準, 2008.

³ 原子力規制委員会, 高速増殖原型炉もんじゅにおける点検時期超過事案に関する評価及び今後の対応について, 平成 25 年 5 月 22 日, p.7.

1.2. グレーデッドアプローチの適用が難しい理由

安全上の重要度に応じた方法という概念を言葉通りに理解することは簡単のように思えるものの、もんじゅの例にみられるように、その実践には困難を伴う場合が多く、それにはいくつかの理由が存在すると考えられる。

一つ目の理由として考えられるのは、グレーデッドアプローチの適用に際しては、重要性を定量的に示す尺度があることが望ましく、その評価のための技術が必要であることが挙げられる。発電炉の場合、確率論的リスク評価技術の進展や機器故障データベースの成熟を背景とし、種々の定量的指標が活用されつつある。例えば、新検査制度が参考としている米国の原子炉監督プロセス(Reactor Oversight Process: ROP)では、検査結果を評価するための指標として、主に炉心損傷頻度に対する影響が用いられている。炉心損傷頻度は、性能指標の一つであり、現行発電炉に関しては、より直接的な安全性の指標である公衆の健康リスク等に、密接に関係することが、シビアアクシデントに関する研究の結果から明らかになっている。試験研究炉において、同様に炉心損傷頻度を尺度とする場合には、事故・故障の発生する頻度の評価や、設計基準を超える事故の進展挙動の評価手法を整備する必要が生じる。しかしながら、故障頻度等に関しては、研究炉等原子力施設は一般に、多種多様で同型の施設が世界全体を見ても少なく故障頻度等の統計データが整備されていない。また、設計基準を超える事故の進展挙動、特に、炉心損傷挙動に関しては、これまで、炉心熱出力等から推定されるリスクの小ささ等を理由に、あまり研究はなされてこなかった。その結果として、試験研究炉については、炉心損傷頻度等を定量的指標にしたグレーデッドアプローチが適用し難い状況にあると言える。

二つ目の理由としては、機構の体制の問題もあろう。機構において、種々の原子力施設が設置され始めた当初は、安全確保や評価の方法については、施設を用いる研究職と施設を管理する技術職が共同で検討してきた。しかしながら、2000 年代以降研究職と技術職が組織的に分離されることとなり、また、当時の安全規制では、安全管理の方法については、最新知見に基づく方法を整備することは明示的に強くは求められなかったこともあり、現在に至るまで、施設の安全評価技術の新規開発等はほとんどなされていなかった。このような体制の中で、グレーデッドアプローチの適切な適用に役立つ定量指標を整備するということは、技術面で困難なだけでなくその必要性を認識することさえなかったのではないかと推定される。

三つ目の理由としては、規制側においても、多種多様な研究炉等原子力施設の特徴を踏まえて、グレーデッドアプローチを行うことは困難である事が容易に推定できる。発電炉に関しては、世界中で同様な炉型に対して審査がなされていることから、それらの情報を国内施設の安全審査においても活用する事が容易である。一方、新規制基準において要求されるようになった設計基準を超える事故の安全評価は、海外でも新設の高出力炉を除き行われておらず、参考にできる外国の例がほとんど無い。情報が少ない場合は、当然、保守的な方法に依存することになり、グレーデッドアプローチの適切な実践が難しくなる理由になり得る。

四つ目の理由としては、より背景的な理由とし、グレーデッドアプローチが合理性を追求する考え方である一方、特に、我が国の現状では、原子力の安全に合理性を考慮することは、簡単には社会に受け入れられない状況にあることも挙げられる。安全に係わる社会への説明と専門家の間の議論では、この点について、区別し、社会に対してはより丁寧な説明を行うように十分配慮すべきところであるが、両者が関連する場合、混合がなされてしまうことはよくあると言える。実際、機構が自主的に整備する規則類にも、社会への説明を意識するあまり合理性を犠牲にするようなところがあり、それが、安全確保に利用可能な資源を消費し、科学的合理性に基づく手法の導入を妨げている可能性もある。例えば、事故・トラブル対応としての水平展開では、そのトラブルの直接原因等の特徴に影響されるあまり、全体のバランスをみない水平展開になってはいないか十分な検討が必要である。

このようなグレーデッドアプローチを実践する上での困難さを踏まえ、それらの克服を目指し

た着実な活動を実施する必要がある。

1.3. 本活動の目標、課題、方策

本活動は、原子力科学研究所将来ビジョン活動の一つとして開始されたもので、その目的は、最終的には、機構が、自らの原子力施設の安全確保の方法を、グレーデッドアプローチ等の安全論理や最新の科学的知見に基づき整備し実践することにある。このような実践が可能となれば、原子力規制委員会(以下、規制委員会という。)に対しても、科学的な合理性に基づく規制方法を提案し議論できる能力が整備されよう。しかしながら、現状と目的とする状況の間には、大きなギャップがあることは、関係者のほぼすべてが認めるところであろう。このような状況を踏まえ、本活動を開始するにあたっての提案においては、課題として、下記4項目を挙げている。

- 我が国唯一の原子力に係る総合的な研究機関である機構が、主体的に原子力施設のグレー デッドアプローチに基づく安全確保の考え方や方法を整備しようとしていない。
- 規制委員会による規制に対して、国際的に確立した安全論理や基準等を踏まえ適切に意見を 述べることができる専門家が育成されていない。
- 科学技術の進展や原子力規制の方向性を予見した準備がされていない。
- 施設技術者の通常業務の優先度、機構内規則の策定、事故・トラブル防止や対応等について もグレーデッドアプローチの考え方が適切に反映されていない可能性がある。

これら課題を解決するための方策として、本「グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全 確保検討グループ」を立ち上げ、下記項目を進めていくこととする。

- これまでの新規制基準適合性審査やトラブル対応等を例とし、施設関係者及び関連する研究 部門によるグレーデッドアプローチに係る課題や重要性に係る共通認識の構築と、グレー デッドアプローチに基づく活動を主導する職員の養成
- 過去及び現在の課題に対する短期的な解決策、並びに、技術的解決や規制対応方法の提案を 目指した長期的計画の検討に係るブレインストーミングの実践等による問題抽出・解決能力 の向上
- 施設ごとに当面及び長期的対応計画を策定・実践し、その状況を機構全体で共有
- 共通課題に係る機構全体としての対応についての提言

これらの方策を実施する当面の工程については、図1に示すものを考えている。これらは、主に、機構施設の実情をよく知らない安全研究・防災支援部門(以下、安防部門という。)の研究者が、活動を始める段階で立案したものである。これらの立案の妥当性については、本活動の中で、施設担当者と議論しつつ、実情を把握した上で、適宜修正し、活動に反映させていくことを予定している。本活動の参加メンバーは、主に、附録1に示すとおりである。安全研究や原子力規制についての専門性を有する安防部門の職員と、各施設(JRR-3、STACY、放射性廃棄物処理場、HTTR等)の施設管理に係る専門性を有する技術者、原子力科学研究所の幹部が参加している。

本活動は、研究職、技術職、管理職が連携して進める方針であるが、安防部門安全研究センターが安全研究を通じて規制委員会を技術支援することを主たる業務とする組織であるから、機構内の被規制者である原子力施設組織との関係においては適切な独立性の確保が必要である。よって、安防部門は、その専門性を用いて検討し意見するが、施設管理部署の被規制者としての判断や規制対応に関与しないという立場をとっている。また、外部からこの関係が明確に分かるように検討内容を本報告書のような公開文書に取りまとめ適切な透明性を確保することにする。

1.4. 本報告書の目的と内容

本報告書は、2019 年 9 月に開始された本活動の現状を取りまとめるものであり、活動内容を広く機構内外で共有するとともに、文書に取りまとめることにより検討を促進しグレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保策の整備を、機構が主体的に実践していくことに役立てること

を狙いとしている。

以下、第2章では、10回の会合で議論された内容をまとめている。2.1 では、各施設が考える本活動への期待と課題、2.2 では、安防部門が従来から重要視してきた基本的課題、2.3 では、新規制基準適合性審査の経験を客観的に分析し抽出した規則類の要求内容に係る課題、2.4 では新検査制度に係る課題、2.5 では、機構が取りまとめた報告書を用いたグレーデッドアプローチの視点からの事故・トラブル事象の分析、2.6 では、会合以外での活動状況について取りまとめている。最後に、第3章では、これまでの活動をまとめるとともに、今後の計画を示している。

図1 全体工程 当初案

2	中へ、、、、カロ	田 45 八 叶	R 元年度 R2 年度 R3 年度
No	ノクンヨン頃日	担当前者	4 5 6 7 8 9 10 11 12 1 2 3 I II III IV I II II II II IV
1	グレーデッドアプローチを踏まえた検討を行う上で中心となるグループの構築		
7	施設及び関連する研究部門職員での重要性の認識、方法論の検討	安防部門	○課室レベルでの勉強会の開催と結果の共有・コーディネーターによる主導・テキストの使用と改訂提案
3	課室単位での実際の問題への適用	原科研 安核部	○
4	機構大での実際の問題への適用		
S	活動のレビュー、中間とりまとめ		

2. 議論された内容

2.1. 活動への期待と課題

附録 2 の会合開催状況に示すように、本活動の第二回目の会合において、各施設から活動への 期待と課題について報告がなされ議論を行った。共通して、新規制基準により規制が強化され、 審査での説明に要する時間と準備すべき資料が大幅に増えるとともに、各施設を同時に審査にす ることから多岐にわたる視点からの要求がなされたことや、いったん終了したと思われた事項の 審査が後日、別の視点も入れて再度繰り返されるなどの経験が紹介された。また、このような状況に適切に対応することに役立つ活動を実施することが、本活動への期待であることが示された。

ただし、このような審査状況に係る経験の記述だけでは問題の改善に結びつかないことは明白である。例えば、新規制基準での審査の詳細さが施設の安全水準と釣り合っていないと感じたとしても、視点を変えて規制者や社会から見れば、新規制基準が福島第一原子力発電所事故の反省から策定された規制基準であるから、審査がより厳しくなることは当然の方向性と言うことができよう。また、規制側の審査担当者によって要求の解釈が異なることや途中で追加要求がなされたことについては、決して適切なこととは言えないものの新規制基準のように従来規制と比べて極めて大きな変更があった場合に、規制側の考え方も審査経験を通じて成熟してくることがあってもある程度は仕方がないとする面もあろう。さらに、例えば、「試験研究炉用の規制ガイドが十分整備されておらず発電炉に対する要求が準用されることが問題」等のより具体的な指摘をしたとしても、ではどのようにすれば、規制ガイドが整備されるかについて分析し計画しなければ、問題を解決可能な課題の形に抽出することはできない。

理想的には、安全確保だけでなく、その安全性を社会に説明する一義的責任が設置者側にあることを踏まえると、規制要求に曖昧さがある場合は、IAEA の安全基準等の国際的に確立した考え方も参照し、解釈も含めて設置者側が考え方を提案すべきである。審査基準の解釈等については、審査が開始された後で個別の審査の中で議論することは適切でないため、審査が始まる前の規則類が整備される段階で、タイムリーに意見を提出する必要がある。そのためには、規制の改定の方向性について十分な予見性をもって、安全に関する広い視点と十分な技術的専門性を用いて、規制対応の準備がなされるべきであったと言える。また、このような対応を各施設の少人数のグループで個別に対応をすることは実際的でなく、機構として組織的な対応がなされるべきであったと言える。

本検討グループに参加している各施設では、最終的には厳しい要求に対応し許可を取得しているが、今回の対応が理想的対応であったとは言えないと感じていること、及び、現状では、問題を客観的に分析し解決可能な形の課題として抽出するに至っていないことが確認できたことは、ある意味、この議論の成果と言える。このような認識が、解決のための出発点としてまず必要だからである。

上述のような理想的規制対応ができなかったことについては、機構自らに問題があることを認識し、その原因や解決の方法を分析し、必要に応じて長期的対応も提言するのが、本活動の重要な目的であるとの認識が構築できた。このことは、本活動の第一段階の主要な目標である「グレーデッドアプローチに係る課題や重要性に係る共通認識の構築と、グレーデッドアプローチに基づく活動を主導する職員の養成」の第一歩が踏み出されたと言える。

2.2. 基本的課題

新規制基準では、構造物、系統及び機器 (SSC) の「機能の喪失」により公衆が被ばくする線量の評価値が、発生事故当たり 5 mSv を超える場合、当該 SSC を、試験研究用等原子炉では「重要安全施設」として、使用施設では「安全上重要な施設」として、選定することが求められている4。また、

⁴ 原子力規制庁,使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について,平成 27 年 8 月 19 日.

外部事象に対する安全設計条件を定めるにあたって、安全機能の喪失により公衆被ばくが 5 mSv を超える恐れがある施設には発電炉と同等な設計基準を求める一方、超えない施設にはより緩和した設計基準を許容することが、試験研究用等原子炉に対するグレーデッドアプローチの基本的な考え方とされている⁵。このような考え方に基づき、各施設の審査では、安全機能が喪失した場合に公衆被ばくが 5 mSv を超える施設であるかどうかの区分を行うことがまず求められる。

このような規制方法についてグレーデッドアプローチの視点から二つの疑問が生じることになる。一つは 5 mSv を超える施設に発電炉と同様な設計基準を求めることについての疑問である。 5 mSv は発生頻度が十分低ければ、健康リスクに影響する被ばく量としては小さな値であり、これを超えたからといえ、ただちに、発電炉と同様な設計基準を求めることが妥当とは一概には言えない。この疑問に答えるためには、5 mSv を超える施設のリスク特性を明らかにし、発電炉との違いを明白にすることが必要となろう。

もう一つは、現行の規制要求が施設のリスクに関する特徴によらず公衆の防護を主要な目的と していることに関する疑問である。原子力施設の安全確保の考え方は、主に発電炉を対象として 発展してきたため、現行の規制基準類においては、大量の放射性物質が放出される事故を防止し 敷地外の公衆と環境を防護するための要件に重点が置かれている。研究炉等原子力施設には、従 来から発電炉に対する規制要求が準用されているが、新規制基準においてはじめて、安全機能を 喪失する場合の公衆被ばく線量が 5 mSv を超えるかどうかの評価が求められることになった。こ の結果、特に、5 mSv 以下と審査で判断された施設については、その物理的特徴と位置により、公 衆の安全を確保する目的がすでに達成されている可能性が明確に審査の中で示されることになっ た。このような施設に対して、さらにどのような安全を求めるべきかについての基本的考え方は 新規制基準では明確にされていない。敷地の内外を問わず「合理的に達成できる最高の水準で人 と環境を守ること」が国際的にも確立された安全目的6であることを踏まえれば、試験研究炉の安 全の目的を明確にするためには、敷地外の公衆の安全確保に加えて、敷地内の人と環境を守るこ とについての基本的考え方の検討が必要となる。安全の目的を明らかにすることにより、安全管 理や規制のための規則類を体系的に整備することが可能となり、又、安全管理や規制の要求や手 続きの厳密さに、適切なグレーデッドアプローチを適用することが可能となろう。このような検 討を行うにあたっては、安全確保に係る一義的な責任が施設の設置者にあることを踏まえ⁷、機構 自らが主体的に検討することが必要である。特に、既設の試験研究炉のリスク情報は海外でもあ まり検討されておらず、機構側が主体的に検討し、規制側に意見することが必要である。

以下では、リスク情報の把握と規則類が総体として求める安全性について議論した内容をまとめる。これらは本活動が開始する以前から、安防部門で検討に着手していたところであり、その検討内容の一部は、日本原子力学会原子力アゴラ特別専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会との共著で、「研究炉等へのグレーデッドアプローチ適用に係る課題と提言」と題する報告記事として、2020年8月に日本原子力学会誌に投稿した8。ここでは、その投稿記事も参照しつつ、安防部門で認識している検討課題を紹介する。又、附録3において、より詳細に安防部門が実施及び計画している研究炉等原子力施設に対する研究内容を示す。

⁵ 原子力規制庁, 試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ 対応について(案), 平成28年6月15日.

⁶ IAEA の基本安全原則の基本安全目的.

⁷ IAEA の基本安全原則の原則 1:「安全に対する責任」では、「安全のための一義的な責任は、放射線 リスクを生じる施設と活動に責任を負う個人または組織が負わなければならない」としている。

⁸ 日本原子力学会誌, Vol. 63, No.1, 73-77 (2021).

2.2.1. リスク特性の把握

機構の原子炉施設ではJRR-3、HTTR、常陽が、安全機能が喪失した場合に公衆被ばく線量が5mSvを超える施設(いわゆる耐震Sクラスを有する施設)として評価されている。ただし、この評価においては、5mSvを超えるかどうかは検討されるものの、どのような値になるかを明示することは求められていない。このことは、研究炉(高出力炉)と発電炉の危険性の違いを不明確にし、例えば、自然現象に係る設計要求に関し、発電炉に対する要求が準用される原因の一つになっていると考えられる。従来、第1章で述べた理由により、研究炉等原子力施設において、定量的にリスク特性は明らかにされていない。しかし、発電炉と比べ放射線影響が非常に小さいと推定されることから、保守的な仮定を用いた簡略的評価であっても、非現実的な値とならず安全確保や規制判断に利用可能な意味のある定量的根拠が得られる可能性も期待できる。また、機器等の故障発生頻度については、再処理施設では一般産業機器の故障頻度データベース等を活用しており、その手法が参考にできよう。

この簡略化によるリスク情報の評価可能性を検討するため、原子力機構において、JRR-3 の事故解析が着手されている^{9,10,11}。現在までのところ、詳細についてさらなる検討が必要なものの、熱出力 20 MW の定格運転状態から原子炉停止機能と強制対流冷却機能を瞬時に喪失するような設計基準を超える過酷な事故であっても、核熱結合効果や自然循環冷却特性等から炉心の冷却が維持される見通しが示されている。今後、プール冠水機能が一部もしくはすべて喪失した場合の評価を行い、発生頻度や放射線影響等のリスク特性を検討することが予定されている。このような簡略的なリスク情報の評価であっても定量的な結果が得られれば、各国の安全目標や我が国の安全目標案、さらにはICRP2007年勧告「2でのリスク拘束値等の参考となり得る値との比較ができ、より客観的に施設の安全性を捉えることができよう。特に、発電炉との比較において、事故時における公衆に対する物理的に可能な最大放射線影響が小さいことは極めて大きな特徴であり、深層防護の必要な深さや程度に大きく影響するため、リスク特性を把握することは重要な課題である。

一般に既存の発電炉では、炉心損傷事故のように、低頻度ではあるが高影響の事象が全リスクを支配する特性があり、かつ、低頻度事象の事故進展状況や安全対策の効果には不確かさが大きい。このため、設計基準を超える事故(BDBA)が発生する頻度(設計基準事故の超過頻度)を十分低くするとともに、事故の拡大抑制のための確実な措置が求められる。例えば、発電炉の耐震安全の確保のために、設計基準地震動として、発生頻度が十分低い地震動を選定し、かつ、そのような地震に対して、重要な施設の構造健全性が確保されることを要求する考え方が従来より使用されている。これは、巨大地震により施設の構造健全性が大きく損なわれる場合の影響を評価する方法に不確かさがあり、かつ、引き起こされる事故の放射線影響が許容できない水準にある可能性を踏まえた深層防護のためである。

研究炉等原子力施設では、BDBA 時の放射線影響が小さいことを明示できれば、超過頻度が発電炉を超える場合でも十分な安全水準を達成できるとする主張も可能となろう。その際、最大放射線影響が、ICRP2007 年勧告等で確定的影響のしきい値の下限とされる 100 mSv 以下に制限される場合には、放射線影響の質的な違いも明確になり主張の根拠となる。例えば、現行規制では高出力試験研究炉の耐震設計基準は、発電炉と同様に設定することが求められるが、施設の固有の特性から最大放射線影響がある許容可能な範囲に制限されるなら、発電炉と同様である必要はな

⁹ 与能本泰介ら, 試験研究炉の安全に係る等級別扱いについて, 日本原子力学会 2019 年春の年会, 1N10. 10 津村貴史ら, プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析, 日本原子力学会 2019 年秋の大会, 2,122.

¹¹ 津村貴史ら、プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析 その 2 炉内の多次元熱水力挙動の検討、日本原子力学会 2020 年春の年会, 1H01.

¹² ICRP, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 103, 2007.

いというような議論も可能となろう。

新規制基準では、最新知見が反映された設置許可基準等を必要に応じて既存炉にも適用する、いわゆるバックフィット規則が整備されている。このため、新知見が今後も頻繁に発生することが想定される地震等の自然現象に係る規制要求については、バックフィットの必要性が議論される機会が今後も頻繁にあると想定される。この必要性を検討する際に、耐震性の向上によるリスク低減効果を把握することの重要性は十分認識される必要がある。

2.2.2. 安全確保の目的と方法の再確認

研究炉等原子力施設の安全性を適切に確保するためには、規制者と設置者が、達成を目指す定性的又は定量的な安全の目標を設定し共有した上で、機器等が有すべき性能や技術的能力に係る要件、並びに、それを実現するための仕様や方法等に関する規則類を整備することが理想である。また、グレーデッドアプローチの視点からは、規則類が総体として実現しようとする安全の目的との関係から安全上の重要性は定められるべきであることから、安全確保や安全規制の目的の確認は重要である。

さて、規則類が総体として目指すべき安全の水準に関しては、発電炉においては、安全目標を 設定し個々の規則類がそれと整合するよう体系化されることの重要性は、世界的に広く認知され、 国によっては個々の規則類の策定や妥当性の判断に使用されている。規制委員会でも安全目標に 係る議論はなされ、「安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を 目指す目標である」等の認識が示されている¹³。

一方、研究炉等原子力施設の安全の目的を考える上では、米国や我が国で従来議論されてきた安全目標は公衆の防護を対象としていることに注意を払う必要がある。よって、安全を確保する基本的方法は発電炉と同様であるとしても、達成すべき安全の水準や防護の対象を考える際には、リスク特性の違いを踏まえる必要がある。先述のように、現行の規制では、安全機能を喪失した場合に公衆被ばくが 5 mSv 以下であるかどうかの区分を求めているが、特に、5 mSv 以下と評価された公衆に対する潜在的放射線影響が極めて小さいリスク特性を有する施設(以下、低リスク施設という。)に対して、公衆の安全確保に係る要求がなされることの必要性については、この基準値 5 mSv の意味を考え検討する必要がある。

この5 mSv の被ばく量は、標準的な日本人の医療被ばくを含む年間被ばく線量6 mSv 程度¹⁴ より小さな値であり、また、安全機能がすべて喪失するような事故の発生頻度は低く、施設の寿命中に一回生じる頻度より低いということは容易に説明可能である。よって、低リスク施設は、施設が大規模に損傷するような発生頻度の低い事故が生じたとしても、施設の安全機能に期待する事なく、施設の物理的な特徴や位置によって公衆リスクは、十分に制限されていると言える。発電炉において、従来から設計基準事故の許容水準として5 mSv の値は使用されているが、これは、もともと、許容できない水準の放射線影響が生じる恐れがあり、そのような恐れに対する深層防護として、設計基準の層での許容基準として設定しているためであり、事故の発生頻度が十分低ければ、5 mSv の値自体に、健康リスクへの影響に係る重要性があると考えるべきではない。

これらから、低リスク施設については、安全審査においてそのリスク特性を最新知見に基づき確認することは必要としても、それに加えて、さらなる公衆リスク低減を目的とした設計や管理に係る要求をなし確認することをどこまで厳密に行うかについては、グレーデッドアプローチの視点から、再度検討が必要と言える。このような厳密性が、ALARAの観点からの要求であるとす

 $^{^{13}}$ 原子力規制庁,安全目標と新規制基準について (議論用メモ),平成 29 年 8 月 7 日,第 2 回原子炉 安全基本部会 資料 2.

¹⁴ 環境省のホームページ https://www.env.go.jp/chemi/rhm/h29kisoshiryo/h29kiso-02-05-03.html 等において示されている(2020年10月30日閲覧).

る場合には、現行規制で ALARA が使用されている状況との違いに着目する必要がある。現行規制では、定常運転時の環境への放射性物質の放出に係る定量的目標として、ALARA が使用されている。これは、放射線障害の可能性の点から定められたものではなく、発電用軽水炉施設の設計、運転と経験からみての実現可能性の難易度を評価し努力目標値としての妥当性を判断して定められたものとされている¹⁵。一方、すべての安全機能が喪失するような発生頻度が極めて低い事象による公衆被ばくに経験に基づく目標値を設定することは不可能であり、また、頻繁に発生するものでないことから目標値を設定すること自体の必要性にも疑問がある。

もちろん、施設の基本特性から公衆被ばくが十分低い水準に抑えられるとしても、何も規制をしない、また、規制が無いことを理由として事故時被ばく量低減のための自主的努力を行わないという考え方は、合理的に達成できる最高水準の安全性を追求する上で適切でないであろう。敷地内の環境と人の安全の確保を確実に行う必要があることを踏まえれば、敷地内の安全を高める努力により、結果として公衆の安全水準が合理的に向上するという考え方が適切ではないだろうか。

敷地内の環境と人の防護のうち、環境の防護については、その低減のための基本的方法や高度 化の方向性は、公衆を防護する方法と同様であるが、目的とする安全水準は、敷地内の限定され た範囲の影響であること等を踏まえ、設置者の施設の使用や事故が生じた場合の復旧等に関する 考え方も反映されるべきであろう。

一方、敷地内の人の防護については、現行の規制要件においても、研究炉等原子力施設の特徴を踏まえ見学者等の安全を確保するため通信連絡設備等や実験時の防護についての要求がなされるとともに、放射線業務従事者の防護について発電炉と同様な要求がなされている。また、その目標は、作業内容等の多様性や人的因子の影響が大きいことを踏まえれば、確率論的な目標ではなく、被ばく線量を線量限度以下に制限しかつ ALARA の考え方の適用を求める従来規制と同様な目標も重要となろう。

目標達成のための方法についても、従来と同様に、保安規定等から参照される手引等で規定される防護方法を用いる事になろう。我が国では数十年にわたり研究炉等原子力施設を大きな被ばく事故を発生させることなく安全に運転してきた実績がある。しかし、実験や分析に係る非定型業務が多くトラブルが発生し易い特性や、近年の事故・トラブルに対する社会からの厳しい批判を踏まえれば、今一度、規則類における深層防護の適切性を検討することが重要であろう。適切な深層防護は、事故時に想定される放射線影響の大きさに応じてグレーデッドアプローチの観点から設定されるべきで、事象を十分網羅的に想定するとともに事象ごとの放射線影響を可能な限り最新知見を用いて定量化することが重要である。

工学的な定量的評価があってこそ、トラブル発生時に、その状況分析と合わせて、事象が想定範囲内であったかどうか、すなわち、作業準備の妥当性を明示的に示すことができる。この事はトラブル発生後の改善策の策定や、社会に対する説明にも大きく役立つものである。社会へ事故やトラブルを説明する際には、国際原子力事象評価尺度¹⁶で重要視されている基準を踏まえ、経緯や被害状況だけでなく、深層防護の劣化の程度という重要な特性を示すことの重要性は、十分に認識されるべきである。

本節で述べた安全確保の目的と方法に係る課題については、施設の安全確認に一義的な責任を有する設置者において、まず、安全確保の目的に関する基本的考え方をまとめるとともに、敷地内外の人と環境の防護を目的とした規則類の整備を行い、必要に応じて規制側に規則類の改定を

¹⁵ 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針, 昭和 50 年 5 月 13 日 原子力委員会決定, 平成 13 年 3 月 29 日 一部改訂.

¹⁶ IAEA, INES: The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual, 2008.

提案することが適切であろう。また、グレーデッドアプローチのための深層防護の高度化に係る 検討を放射線業務従事者が実施することは、実態に即した良い規則類の整備に役立つとともに、 規則類の目的や根拠を認識し、確実なコンプライアンスに繋がることが期待できよう。その際、 現場の少人数の従事者だけの体制では、実施が困難な場合には、評価技術の専門性を有する外部 からの支援が可能となるよう機構内の検討体制も考慮されるべきであろう。

2.3. 新規制基準適合性審査の経験の分析と課題抽出

新規制基準適合性審査での経験を取りまとめグレーデッドアプローチの視点で分析することは、機構の今後の規制対応方法の整備や規制委員会に規則類の改正等を提案する上で重要である。分析に際しては、新規制基準適合性審査において、実際に議論したことを客観的に把握し、最終的な判断やそこに至るまでの過程について検討する必要がある。そこで、本活動では、各施設の審査で議論された特徴的な項目について議論内容を可能な限り客観的に取りまとめ、それについて、主に、安防部門からの参加者が原子力安全一般に係る専門性を用いて安全論理や最新知見の観点から分析をおこない、さらにその結果を全体で議論した。

以下に、抽出した課題のうち、1) 安全確認の目的、2) 安全機能喪失の仮定、3) 規制委員会の グレーデッドアプローチにより設計基準が緩和された場合の評価、4) 既存炉の特徴を踏まえた評価、5) 設工認審査、6) 規則類の用語の統一や整合性について議論した内容についてまとめる。

2.3.1. 安全確認の目的

前節での安防部門での検討の紹介において、安全機能を喪失した場合でも公衆被ばくが 5 mSv 以下である低リスク施設の安全確認の目的は不明確なところがあると指摘した。ここでは、5 mSv を超えると考えられる高出力炉についても、規則類が求める安全確認の目的が不明確な場合があることを示すため、HTTR の新規制基準適合性審査における火山噴火影響についての審査について取りまとめる。

HTTRでは、火山噴火による降灰の影響に係る設計基準として、約4.4万年前の地層に見られた降灰の痕跡等を根拠とし、約120km離れた火山の噴火により施設に50cm厚みで堆積する降下火砕物による荷重を考慮することが求められた。同時に、重畳する他の自然条件として、風速34m/s(122km/h)の暴風と降雪量10.5cmの積雪により発生する荷重を考慮することが求められた。このような自然条件は、HTTRの位置する大洗町において発生頻度は極めて低いことや自然現象自体による周辺地域の被害が極めて過酷であることが容易に推定可能である。大洗町で50cmの降灰があることは火山に近いところではより大量の降灰があり、その結果として、極めて広範囲な地域において社会インフラが崩壊し膨大な死傷者の発生が推定される。このため、施設周辺地域では、50cmの降灰による家屋や道路の崩壊、水道、電気、通信、交通手段の喪失、死傷者の発生等の直接的な影響に加えて、極めて広範囲な地域に発生する災害のために、十分な救援活動が期待できない等の深刻な間接的影響も受けることになる。

審査では、このような降灰条件の HTTR に対する影響のみが議論され施設周辺地域の被害状況 に関する議論はなされなかった。規制委員会の規則類においても、このような議論を求める基本 的考え方は示されていない。このことには、国際的に確立した安全に関する考え方からみれば以下のように課題があるように思われる。

まず、IAEAの基本安全原則にある基本安全目的が、合理的に達成できる最高水準で人と環境を守ることであることを踏まえると、火山影響が、周辺地域の公衆の健康リスク等に関して、施設の事故影響に比べて、はるかに大きな場合、施設の事故影響のみに着目し厳しく評価し対処を求めることに合理性はないという考え方が可能である。現行規制においても、暗黙のうちに、巨大隕石の衝突や軍事攻撃について、施設への影響を評価していないのは、そのような脅威事象に対する安全の確保は、施設の安全よりもっと大きな枠組みでの検討を必要とするからであり、施設だけの安全性を判断することに合理性はないと考えるからと推定される。

また、外部事象に対する安全確保の目的については、国によっては安全目標から判断可能な場合がある。米国では、定性的安全目標として、個人と社会のリスクに関するものを二つ挙げているが、前者に関し、「公衆は一人の人間として、原子力発電所の運転の影響により、生命と健康に著しい追加的リスクを負うことがないように防護されること。」としており、「追加的」と言う言葉を用いるところに基本的な考え方が示されている¹⁷。この目標によれば、自然現象の影響は当然施設のあるなしに関係なく生じるものであるから、安全目標を満足するかどうかの判断には、自然現象により生じる被害とそれに追加され発生する放射線災害の影響の関係を比較検討することが必要である¹⁸。

安全審査のプロセスとして、火山灰の影響と HTTR の事故の影響の両方を考慮した敷地周辺の安全についての議論が無かったことは、このような考え方が整備されていないことを示している。発電炉の審査の場合は、事故影響は潜在的に極めて広い範囲に及ぶ可能性があることから、明示的な比較は必要ないという考え方もあるかもしれないが、はるかに低リスクで影響範囲の小さい試験研究炉においては、外部事象の影響とそれに起因される原子炉事故の影響の双方が明示的に検討されるべきであろう。その上で、著しい追加的リスクを与えるかどうかで安全の判断がなされることが適切と言えよう。機構としては、安全確保に関する基本的考え方を自らまとめるとともに HTTR 等高出力炉のリスク特性を把握した上で、規制委員会に対して原子力施設が達成を目指す安全水準についての基本的考え方についての検討を要請すべきであろう。

2.3.2. 安全機能喪失の仮定

規制委員会が整備した試験研究炉に対するグレーデッドアプローチの考え方では、ある自然現象に対する安全設計の基礎となる設計基準条件は、その自然現象と施設の特徴を踏まえた上で、発電炉と同様な方法で設定した基準事象の施設への影響を評価し、安全機能喪失を仮定する場合に生じる公衆被ばく線量が 5 mSv を超える恐れがある場合にのみ、発電炉と同等な設計基準を要求し、超えない場合には、より緩和した設計基準を許容する。ここで特徴を踏まえるとは、一律に安全機能の喪失を考えるのではなく、例えば、竜巻や火山噴火では、脅威事象発生の検出から影響が表れるまでの時間余裕を用いた対策も可能であるなら許容するという考え方である。

この考え方を用いて、HTTR や JRR-3 については、竜巻や火山噴火の発生を検出後、原子炉を停止することについては、審査において、特に問題なく了承されている。その結果、JRR-3 では、竜巻と火山噴火について、設計基準を緩和することが可能となった。HTTR においては当初、発電炉の方法を使用する場合に設定される F3 竜巻の影響を評価し、公衆被ばくは 5 mSv を超えないと考えられるので、規制委員会のグレーデッドアプローチの考え方を用いて設計竜巻を F2 竜巻にすることを提案した。この際、機構は以下の主張を行っている。

- 原子炉建屋・格納容器は竜巻影響で損傷することはない
- 竜巻が到来するまでの時間余裕を利用し、原子炉を停止するとともに、一次冷却材配管の隔離弁を閉鎖する。
- 格納容器内の隔離弁は竜巻により建屋が損傷することはないので、隔離機能は喪失しない、 よって、環境に放射性物質が放出されることはなく、公衆被ばく線量は5 mSv を超えない
- 規制委員会のグレーデッドアプローチの考え方を満足するので、設計竜巻を F2 竜巻にしたい
- この考え方と同時に、放出量を保守的に評価することを目的とし、内側隔離弁が開放状態にあることを仮定し、F3を超える竜巻を想定し隔離弁の外側の配管が竜巻の影響で損傷した後、

¹⁷ NRC, Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants, 51 FR 30028, 1986.

¹⁸ 例えば、NRC による State-of-the-art reactor consequence analysis (SOARCA) report (最先端技術を用いた原子炉放射線影響解析報告), NUREG-1935, 2012 において、炉容器や格納容器の損傷状態が精度よく評価できないような巨大地震を評価対象から外した理由として、地震による公衆リスクの評価の困難性も挙げている。この報告書で意図している検討のためには、原子炉リスクを原子炉が無くても発生するリスクと比較し相対的に把握することが必要なためとしている。

その影響を検出し外側隔離弁が自動的に閉鎖されることにより、放射性物質の放出は制限され、公衆被ばくが 5 mSv を超えないという説明も加えている。

審査では、隔離弁の効果に期待することの是非についての議論がなされた。最終的に、提案は否定され、設計竜巻は、F3 竜巻となった。

この判断に際して、議論すべき事項は、隔離弁の作動の信頼性であり、それは設計、及び、時間余裕がある場合は運転員対応によっても担保される。よって、竜巻発生検出後から影響が表れるまでの時間余裕の中での隔離弁の作動可能性について、まず、審査で議論されるべきであるが、議論されていないようである。

この審査に際して、機構側は、放射性物質放出量を保守的に評価するための想定として、内側隔離弁が何等かの理由で閉鎖に失敗することを仮定し、その場合でも竜巻影響が表れた後に外側隔離弁が自動的に閉鎖するため公衆被ばく線量は制限されるという主張を行っている。しかし、この評価の位置づけは非常に分かり難いと言える。竜巻影響が生じた後に信頼性高く作動する機器であるなら、竜巻影響が表れる前のより厳しくない条件で閉鎖できるという主張がより簡単で分かりやすいのではないか。議論が混乱する原因になっているように見受けられる。機構側の担当者によると格納容器の内側にある一次冷却材配管の隔離弁については、規制側より隔離に失敗する条件で解析することが求められたとしているが、機構側もその要求の根拠について明示的に議論することはなかった。竜巻影響が生じる前であるなら、隔離弁故障は独立事象であり、両者が同時に生じる確率は極めて低い可能性がある。

以下に、規制委員会が取りまとめた竜巻に係る以下の規則類を参考にし、この問題の整理を試みる。

● 試験研究用等原子炉施設への新規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について、平成28年6月15日、原子力規制庁

前述のように、安全機能を喪失した場合に公衆被ばくが 5 mSv を超えない場合には、自然現象に対する設計基準を緩和しても良いとする提案であり、規制委員会に了承されている。

● 核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査 ガイド、平成28年11月30日、原子力規制委員会

上記の平成 28 年 6 月 15 日の原子力規制庁の提案をまとめたガイドである。3.2 においては、試験研究用等原子炉施設の竜巻影響評価について下記のように要求を記載している。

原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(中略)に規定されている基準竜巻による施設の損傷を仮定し、(中略) 評価を行い、その影響により公衆が被ばくする線量の評価値が発生事故当たり5ミリシーベルトを超えないと評価される場合にあっては、(中略) 基準竜巻の設定による必要はなく、(中略) 施設の機能喪失を想定した場合の公衆の放射線被ばくの程度に鑑み、(中略) 適切に設定された竜巻を想定して設計対象施設の構造健全性等が維持されて安全機能が維持される方針であることを確認する。

● 耐震 S クラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について、平成 29 年 7 月 12 日、原子力規制庁

安全機能の喪失を仮定する場合に公衆被ばくが 5 mSv を超える恐れのある耐震 S クラスを有する JRR-3 の審査において、機構側が、竜巻影響の特徴を踏まえて発電炉の設計基準より緩和された設計基準を求めたことに対応し、原子力規制庁が下記の考え方を提案し規制委員

会が了承している。

②審査に当たっての考え方

耐震 S クラスを有する施設であっても、<u>その施設の特徴を考慮して、</u>火山や竜巻による安全機能の喪失やその公衆への被ばく影響評価を適切に実施した上で、<u>5 ミリシーベルトを超えないと判断できる施設</u>にあっては、核燃料施設等の竜巻・外部火災ガイドの考え方を適用して、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定された竜巻や火山事象を想定して、安全機能が維持されることを確認することとする。

● 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈、制定 平成 25 年 11 月 27 日、改正 平成 30 年 1 月 24 日、原子力規制委員会 第六条(外部からの衝撃による損傷の防止)の 6

自然現象の特徴を踏まえてその影響を考慮してもよいことが記載されており、発電炉についての解釈と同じである。

第2項に規定する「適切に考慮したもの」とは、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生じる応力を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの<u>因果関係及び</u>時間的変化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

これら基準類との関係で HTTR の要求をまとめると、HTTR では施設の特徴を考慮して発電炉と同様な方法の場合に設定される F3 竜巻の影響を検討したところ公衆被ばくが 5 mSv を超えないと考えられるため、F2 竜巻を設計基準にしたいと提案した。その際、「自然現象の影響の時間的変化を適切に考慮」が認められていることを踏まえ、竜巻影響が生じるまでに原子炉停止がなされることは認められたものの、口径 50 mm 程度の隔離弁の閉鎖ができることは認められなかった。このような判断の違いが生じた理由については、上記の規則類を見る限り理解不能である。また、この審査は公開の場でなされており議事録「9が存在するが、その中では「F3 竜巻による荷重に耐えることができる設備であるから、F2 竜巻を設計基準とすることには規制側として抵抗がある」、「(規制委員会のグレーデッドアプローチの適用において)機能の喪失を考える際には、設計の有効性を考えず損傷することを前提として考える」等の発言があるように読めるが、文脈が不明確なこともあり何を意味するかは必ずしも明確でない。安全機能の喪失や設計要件の考え方に関するところであるからその解釈を明確にすることが重要である。また、基準竜巻の選択は HTTR の運転方法にも影響することから、今後も検討を継続し、必要に応じて規則の改正等を求める必要があろう。

2.3.3. 規制委員会のグレーデッドアプローチにより設計基準が緩和された場合の評価

JRR-3 においては、発電炉に要求される方法で評価すると設計竜巻として F3 竜巻 (最大風速 92 m/s) を設定する必要があるところ、規制委員会の考え方を用いて F1 竜巻に緩和することが認められた。その際、F1 竜巻の影響評価に際して、安全機能を有するすべての機器の安全機能が重要度と関係なく喪失しないことが当初求められたとしている²⁰。このような要求が当初なされた理由としては、設置許可基準規則の以下の定義と第六条の要求から、安全機能を有する JRR-3 の全ての設備が竜巻から防護されるべきという読み方もできるためと推定される。

¹⁹ 原子力規制委員会,第214回 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合,平成29年8月28日

²⁰ 機構側担当者によると、最終的には、竜巻発生から被災に至るまでの間に原子炉を停止することとし、運転を停止する設備については、「竜巻到達時には既に果たすべき安全機能を果たしているため、必要な『機能』は防護される」という解釈を行うことにより、第六条と整合するとされた。

(定義)

安全施設とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

規制委員会のグレーデッドアプローチに関する考え方に基づき設計基準が緩和された場合の同 様な審査の例として、放射性廃棄物処理場では、平成28年10月28日に開催された第158回審査 において、発電炉と同等な方法で設定した設計基準津波により、処理及び保管廃棄施設に係る全 施設が浸水した場合の影響を評価し、その影響が 5 mSv より十分小さいこと等から、設置許可基 準規則の第五条 2 の規定により、安全対策のために考慮すべき津波として、茨城沿岸津波対策検 討委員会が策定した L2 津波を選定するとした。一方、L2 津波に対する対策については、浸水す る一部の保管廃棄施設の既設鋼製蓋に廃棄物流出防止のための対策を施すとした。この説明の後 の審議では 5 mSv を超えないとした評価方法や内容についてはまったく議論はなく、L2 津波に対 する対策に関し、原子力規制庁(以下、規制庁という。)側は「基本的には津波対策というのはド ライサイトと考える」旨の意見とともに、「今回の措置でドライサイト、水が入らない設計にする ということでよろしいか」との確認がなされた。これに対して、機構側は、ドライサイトの必要 性についての議論はしなかった。同年11月28日に開催された第167回審査では、ドライサイト の必要性について正面から議論はせず、前回と同様に、廃棄物流出防止対策について資料で説明 したところ、規制庁側は、「保管廃棄施設の閉じ込め機能が維持されているのかどうかというとこ ろをきちんと説明」する必要があるとし、その根拠として、「水が入って漏れ出ていたときに、そ れが放射性物質を含むものではないとまでは言い切れないんじゃないかと思う」とした。機構側 はこれに明確に反論することなく、同年12月19日に開催された第174回審査会において、機構 側から施設の周囲へ L2 津波到達高さを考慮したコンクリート壁を設置するなどの対策を行う方 針の説明を行なった。

これらの場合において、機器の安全機能の重要度はそもそも放射性物資の環境への放出量や公 衆被ばく線量が許容限度を超える可能性の観点から主に判断されるべきものであるから、安全上 の重要性の異なるすべての機器に同じ設計条件が適用されるものでもなく、また、事故時の放出 量を制限する方法を根拠もなく限定する考え方は適切でない。よって、必要な場合には、公衆被 ばくを制限する方法の信頼性が審査されるように申請者は提案すべきである。

そもそも、安防部門の専門家から見て、規制委員会が整備したグレーデッドアプローチの考え 方は不明確なところがある。より厳しい条件で、公衆被ばくが 5 mSv 以内に抑えられることが施 設の基本的特徴により確保されるならば、より緩い設計条件において、公衆被ばくが 5 mSv 以内 に制限されることは自明である。規制側の意図として、より緩い設計条件であるから、施設は損 傷を伴わないより確実な形で守られるべきという考え方があると推定される。これと類似の考え 方は発電炉の耐震安全において従来から使用されており、地震により大規模に損傷した後の挙動 を評価することの不確かさが大きいこと等を考慮し、放射性物質の放出に繋がるような事故の発 生を防止するため、設計基準地震に対して重要な構造や機器の直接的な安全機能(例えば、建屋 内の機器を適切に支持する機能)ではなく、健全性の確保を求めている。

設計基準とする自然現象に対して確実な防護を期待するのは、施設のリスク特性(頻度と影響の関係)を踏まえた上で、伝統的に発電炉に対して取られてきた安全確保の考え方であるといえる。すなわち、一般に発電炉では、シビアアクシデントのように、低頻度ではあるが高影響の事象が全リスクを支配する特性があり、かつ、低頻度事象の事故進展状況や安全対策の効果には不確かさが多い。このため、そこに至らないように比較的に頻度の高い事象においては確実に安全を確保することが求められている。

一方、本件の場合、放射性廃棄物処理場では、発電炉と同様な津波による被害を仮定し、安全機能の喪失を想定した場合の放射線影響が 5 mSv 以下となることは確認されているにも関わらず、設計基準事象対策として、施設への浸水を許容せず L2 津波高さより高い防波堤を新たに設置し、確実な深層防護を行う必要性は、明確でない。安全に係る懸念としては、保管容器浸水時の放射性物質の漏洩量の不確かさ、保管容器そのものの海域への流出の可能性、浸水による臨界の可能性、事象発生頻度の不明確さ等があると推定可能であることから、機構側は L2 津波に対して確保すべき安全機能についての論点を明確にし十分な議論をなすべきであった。

別の例として、NSRR では、規制委員会のグレーデッドアプローチの考え方から、火山降灰により損傷を受けた場合の公衆への放射線影響を評価し $5\,\mathrm{mSv}$ 以下であることを確認し、火山降灰事象に対する設計基準は発電炉の場合より緩和されている。一方、設計基準を超える事象の対策として、「万一の降灰に備え、降灰量の総量を $16\,\mathrm{cm}$ 、そのうち初日の降灰量を $8\,\mathrm{cm}$ と想定して対応する。」としたことを、申請書に記載することを規制委員会に求められている。これも処理場のL2津波に対する確実な備えを求めた事と同様な根拠と推定できる。しかしながら、 $16\,\mathrm{cm}$ の降灰に対する確実な安全確保策を準備することにも相当に困難があると考えられる $21\,\mathrm{cm}$

機構としては、安全確保の考えを主体的に整備する観点から、そもそも設計基準を超える火山 降灰条件を申請書に明示すべきとする要求の妥当性や規制委員会が考えるグレーデッドアプロー チの考え方について、本来的なグレーデッドアプローチの視点を持って十分検討し代替案を提案 すべきであろう。

2.3.4. 既存炉の特徴を踏まえた評価

JRR-3 では、施設のコンクリート壁から試料用のコンクリートを切り出し計測された物性値を用いて耐震設計の確認を行うことを意図し、耐震設計方針として「耐震評価に当たっては実際に保有する耐力等を考慮して行うことができる」と申請書案に記載していたが、審査での議論の結果として、申請書から削除したとしている。

新規制基準適合性審査は、既存原子力施設に対するバックフィット審査であると考えられることから、既存施設の安全性を判断するにあたり、設計段階で設定した保守的な値に代えて現実に即した適切な値を用いることは合理的であり、国際的にも確立した基本的な考え方²²である。もちろん、実際の値を代表する計測値自体の妥当性については十分審査される必要があるが、このような審査を行うことなく形式的な観点から、これら提案が否定されたのであるならば、非常に大きな問題である。これらの経験について、明確に記録し、問題を分析し、課題を抽出しておく必要がある。

同様な事項として、HTTR では、被覆燃料粒子の破損率に用いたデータについて、実績値に基づくデータではなく、HTTR が初めて審査された時に使用した保守的な値を用いることを自ら選択したとしている。この燃料破損率は実際に確認された値と比べ 10000 倍以上大きな保守的な値とのことである。燃料破損率を変更しなかった理由は、この変更の結果、事故時の放射性物質放出量の評価値が小さくなり、既存の放射線計測系の大幅な変更が必要となる一方、施設の安全性には実質的に何ら影響しないためとのことである。しかし、事故時の周辺環境への放射性物質の

²¹ 地方自治体や国の防災関係機関で構成される富士山火山防災協議会が作成した「富士山ハザードマップ検討委員会報告書」の 7. 噴火の被害想定 (http://www.bousai.go.jp/kazan/fujisan-kyougikai/report/pdf/houkokusyo7.pdf 2020 年 10 月 30 日閲覧) では、道路に対する影響として、「降灰が 5 cm/日以上では除灰 が不可能であると考え、道路が通行不能になると想定した」とある(p.133)。これを参考にすると 16 cm の降灰時に確実な対処を求めることには相当な不確かさがある。

²² 例えば、Seismic evaluation of existing nuclear power plants, IAEA Safety Reports Series No.28, 2003 では、 既存炉の耐震評価のために、施工完了後(as-built)の構造材物性値等のデータを収集し、評価に用いる ことの重要性を強調している。

放出量(ソースターム)の評価値に直接影響する値であり、この値を用いれば、安全機能の定義にも依存するが、安全機能が喪失しても公衆被ばくは 5 mSv 以下の施設と認められた可能性があったことや、施設の実質的な安全性を可能な限り正確に社会に示すことの重要性から、この判断の妥当性は継続して検討すべきと考えられる。

2.3.5. 設工認審查

新規制基準策定以前の安全規制では、基本設計及び設計の方針に係る許可審査において、安全に係わる観点から立地や設計の妥当性が評価され、行政庁の一次審査の後に原子力安全委員会の二次審査が行なわれ、その後に、主として建物や設備の構造設計を対象とする工事計画認可審査がなされていた。新規制基準策定後、試験研究用等原子炉施設の設工認は、基本的には発電炉に対する審査の進め方と同様の方針とし、審査対象については、新たに設置する規制対象の SSC 又は新たに規制対象となる既設の SSC に加え、追加の工事等を伴う又は設計の変更が生じる全てのSSC を対象にするとされた²³。また、個別の試験研究炉のリスクの程度等を考慮し、審査及び検査を進めるという方針も示されている。

この審査が認可審査とされていることに示されるように、設工認審査は、原則、許可された方針に基づき、機器類の設計・製作・工事がなされることを確認する行政行為であり、規制機関は、その確認により、申請事項を許さなければならない 24 。実際問題としては、設計や工事の多様性を考えると、許可段階で妥当とされた設計や工事の方法等についても、ある程度の別視点からの確認が必要な場合があるかもしれないし、妥当とされた方法と実際に使用される方法の同一性について議論が必要な場合も考えられる。また、新規制基準以前の審査で、慣行に基づき判断がなされ根拠が不明確なところについては、新規制基準の策定を契機に、見直しがなされるのは当然と言える。しかし、これらを踏まえても、各施設、特に、S クラスを有さない施設担当部署は、設工認審査に関し、従来と比べて多くの時間と労力が必要とされていることは、施設の危険性と見合っていないとの印象を受けている。

例えば、NSRRでは表 2.3.5.1 の番号 1 の欄に示される設備について設工認申請漏れがあると指摘を受けた 25,26 。これらは、主に、従来の設工認審査では対象とされていなかった設備であるが、新規制基準の考え方から、設工認審査が必要と見なされたものである。この手続き漏れに関する規制委員会の議論においては、問題が「安全ではなく手続き上の問題」とされていることは特徴的であり 27 、グレーデッドアプローチの視点からは、本来的に安全上の重要度に応じた規制がなされるべきところに、どこまで厳格に手続き上の確認をするかについても、考え方の整備が必要なところである。なお、規制委員会は、この問題を契機とし、設置変更許可書に記載されるすべての設備に対して、設工認審査での確認を行うことが確実になされるよう申請者に一覧表の提出を求めるという改善策を策定した 28 。この改善策では、原子炉等規制法以外の法令に定める基準を用いて施設される SSC に係る設工認申請に関する合理化等も考慮されている。

²³ 原子力規制庁, 試験研究用等原子炉施設における新規制基準への適合性審査に係る今後の進め方について, 第 56 回原子力規制委員会 資料 3, 平成 28 年 2 月 17 日.

²⁴ 許可と認可の違いについて、多くの解説が Web サイトにある。例えば、「役に立つ法律の情報・実用法学」と称するサイト (http://houritu-info.com/ 2020 年 10 月 30 日閲覧) で、「認可」、「行政行為の分類」で検索すると、「許可とは、すでに法令によって定められている一般的禁止の義務を解除する行政行為」。「認可とは、国民の法行為を補充して、その法律上の効力を完成させる行為のこと」。両者の違いとして「許可は行政庁の判断次第、認可は必要事項を満たしていれば必ず認可がもらえるという認識。」としている。
²⁵ 原子力規制委員会,第 31 回 原子力規制委員会,令和元年 9 月 25 日.

²⁶ 原子力規制委員会,第 307 回 核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合,令和元年 10 月 21

²⁷ 令和元年9月25日 第31回 原子力規制委員会の議事録 p.25 に「手続き上の漏れ」との発言がある。

²⁸ 試験研究用等原子炉施設の審査の改善策等について、令和元年 12 月 25 日、第 50 回原子力規制委員会

表 2.3.5.1 の番号 2 の欄に示される例は、廃棄物保管場所に関する審査についての例である。施設側は、新たな設計や工事が不要であり、また、別に審査される保安規定に基づく管理を行うことから、設工認審査の必要はないと主張した。しかし、規制側は「新たに設置するもしくは規制対象となる SSC に該当する」との理由により追加申請が必要とした。審査では、廃棄物保管場所のエリアの区画が、許可どおりの寸法を満足すること等の確認がなされた。また、同表の番号 3 の欄に示される漏洩防止対策については、設置変更許可申請書に記載されており、既設の設備で対応可能であるため新たな工事が必要とならないことを説明し、許可されている事項である。機構側は、設工認申請は不要であると当初判断したが、規制側の「新たに規制対象となる SSC に該当する」との指摘により追加申請することとなった。これらの例は、新たな設計や工事を伴わない事項であっても設工認が必要と規制側に判断されていることが特徴である。このような考え方が、設工認の本来目的やこれら施設のリスク特性を考慮しても妥当であるかについて、機構側は、今後も十分検討し必要に応じて規制側とも協議する必要があると考えられる。又、規制側と被規制側の認識の違いがある場合において、いずれの場合も、規制側の主張に従う形で問題は収束しているが、このような方法が、一般に妥当であるかについても、今後検討が必要なところである。

放射性廃棄物廃棄施設では、工事の内容に応じて設工認申請を複数回に分割することとし、初回の「耐震 C クラス施設の耐震補強に係る工事」については、平成 30 年 3 月 12 日に申請し、平成 31 年 4 月 8 日に認可されている。その間、26 回のヒアリングがなされたが、特に、平成 30 年 7 月に試験検査項目等の内容等についての方針が変更されたことなどにより、工事の計画が大きく影響を受けたことが、表 2.3.5.1 の番号 4 の欄にあり、この要求への対応のために、「厳格な予算執行が求められる補助事業の工程が大きな影響を受けた」ことが記載されている29。ここで、200 ラスの施設は、一般産業施設又は公共施設と同等の耐震安全性が要求される施設であり、安全機能の喪失による公衆被ばくが 200 20

これら NSRR 及び放射性廃棄物廃棄施設は、共に、安全機能を喪失しても公衆被ばくが 5 mSv 以下と見なされている低リスク施設であり、ここで参照した内容は B クラスと C クラス機器を対象とする審査である。このような公衆リスクにほとんど影響を与えない施設の詳細設計や工事の方法を、どこまでの厳密さで確認すべきかについては、考え方は確立していない。これらについての基本的考え方については、まさに、グレーデッドアプローチと関係するところであるから、本検討グループにおいて、今後も各施設での状況を把握するとともに、継続的に検討していく必要がある。

また、設工認審査では、それぞれの機器類の設計や工事の詳細のみに着目した審査がなされやすい特性があることから、設置者は施設全体の安全確保に対する重要度の中での判断が必要な設計や工事の方法については、可能な限り、許可段階で詳細についての審査も受け、設工認審査での確認が簡素化されるための工夫も必要となろう。また、この工夫に対応して規制側に具体的な提案も必要とされよう。

この観点からの良好事例として、HTTRの審査の例があげられる。HTTRの設置変更許可審査では、設工認や保安規定に記載すべき内容が明確になるよう、詳細設計の方針や実現性に係る説明を具体例を含めて十分に行なった。設工認は、工事の有無や手続き等の効率化の観点から申請回数をなるべく減らし、第1回(固定モニタリングポスト設備のデータ送信システムの多様化等)、第2回(火災対策機器等)、第3回(通信連絡設備等)及び第4回(耐震性・波及的影響の評価等)に分割して申請され、第1回については審査会合1回・ヒアリング3回で、第2回については審査会合2回・ヒアリング5回で審査は終了した。また、第4回については審査会合3回・ヒアリング15回を行い追加の耐震評価が必要となっ

²⁹ この方針の変更により、NSRR では、設計及び工事の方法の認可申請の変更申請を行うことが求められ、試験検査項目として、外観検査に加えて、材料検査、寸法検査、配筋検査、型枠検査が追加された。

JAEA-Review 2020-056

たため補正申請準備中であるが審査は概ね終了している。結果として、設工認及び保安規定の審査は実質 5 カ月間で終了する見込みである。先行施設と比べて少ない審査回数による審査終了の見込みとなった理由は、許可審査で十分な説明を行ったことにより、設工認や保安規定の審査は許可審査で決められた内容の確認が主となったためと考えられる。

表 2.3.5.1 NSRR 及び放射性廃棄物処理場における設工認審査の概要 (1/2)

審査回数/全審査回数			
審査に要した期間 (ただし、左欄に記載 した内容だけを議論したわけではない)	屋内消火栓については、申請(令和元年9月17日)から認可(令和2年2月4日)まで約5か月、検査合格(令和2年3月10日)まで約6か月を要した。また、避雷針、屋外消火栓については、申請(令和元年11月27日)から認可(令和2年2月4日)まで約2か月、検査合格(令和2年3月10日)まで約3か月を要した。	申請(令和元年11月27日)から認可(令和2年2月4日)まで約2か月、検査合格(令和2年3月10日)まで約3か月を要した。	申請(令和元年11月27日)から認可(令和元年2月4日)まで約2か月、検舎和元年2月4日)まで約2か月、検査合格(令和2年3月10日)まで約3か月を要した。
審査における議論と影響の例	建築基準法の要求に基づく避雷針、消防法の要求に基づく必災感知器、消火栓、消火器及び火災受信機に対して設工認申請が必要とされた。これらは、従来の認可申請では要求されていなかった。本件についての議論を経て、原子力規制庁は「試験研究用等原子炉施設の審査の改善策等について」(原子力規制庁、令和元年12月25日)をまとめ、設工認の対象となる機器類の範囲や原子炉等規制法以外の法令との関係等に係る考え方を整理した。	既設の原子炉施設内に柵等でエリアを区切るだけ の廃棄物保管場所(保管廃棄施設)に対して設工 認申請が求められた。本保管廃棄施設で使用する 柵は、新たな設計や工事が不要な汎用機器であ り、また、別に審査される保安規定に基づく管理 を行うことから、設工認審査の必要はないと施設 側は主張した。しかし、「新たに設置するもしく は規制対象となる SSC に該当する」との理由に より追加申請が必要とされ、廃棄物保管場所のエ リアの区画が、許可どおりの寸法を満足すること の確認がなされた。	管理区域内の溢水による管理区域外への放射性物質の漏洩対策は、設置変更許可申請書に記載され、既設の設備で対応可能であるため新たな工事が必要ないことを説明し、許可されているが、設工認申請を求められた。
対象設備	NSRR 避雷針、火災感知 器、消水栓、消火 器及び火災受信機	MSRR 廃棄物保管場所 (保管廃棄施設)	NSRR 放射性物質を含む 液体の漏洩防止対 策
番号		2	3

表 2.3.5.1 NSRR 及び放射性廃棄物処理場における設工認審査の概要 (2/2)

審査回数/全審査回数	とアリング回数:26回 (全とアリング回数:2020年8 月現在169回) -13回 (H30.7.20以前) -13回 (H30.7.26以降) (ヒアリングは、当該案件のみではなく、他案件も含む) 補助事業に関する予算関係では事業計画統括部も関与。 なお、本案件の時点では、設
審査に要した期間	[設工認審査] H30.3.12 申請 H30.3.12 申請 H30.12.4 補正、H31.3.12 補正 H31.4.8 認可 申請から認可まで約 13 か月。なお、最初 の約 4 か月 (H30.7.20) で NSRR における 認可 (H30.7.10) の内容を取り込んだ対応 は、概ね終了していたが、左欄に記載のと おり新たな要求があったことなどから、認 可取得が遅延した。 「工事施工・使用前検査」 ・当初、使用前検査、構造検査、寸法検 査等の検査項目が追加となり、その確認項 目も大幅に増加した。 ・現場における工事施工期間は、当初予定 どおり約 11 か月であったが、この予定を 守るため多大な時間外作業等が必要と なった。
審査における議論と影響の例	【Cクラスの耐震補強に係る設工認】 第1廃棄物処理棟(Cクラス)の耐震補強に係る 設工認においては、平成30年7月26日以降のヒ アリングにおける審査要求により、耐震計算に関 係する内容は、基本的に、全て使用前検査の対象 となり、そのための詳細な設計仕様や図面を設工 認申請書に記載することが必要となった。本要求 は、第1廃棄物処理棟と同様に Cクラスである NSRRの耐震補強に係る設工認認可 (H30.7.10) の直後に、新たに示されたものである。この影響 は、工事の施工管理、使用前検査の準備(必要な 記録等の増加)に波及し、厳格な予算執行が求め られる補助事業の工程に大きな影響を与えるこ とになった。なお、既認可であった NSRR では、 設工認申請の変更申請を行うことになり、試験検 査項目に、外観検査に加えて、材料検査、寸法検 査(配筋検査、型枠検査が追加されることになっ た。
番号	4

2.3.6. 規則類の用語の統一や整合性

規則類の要求がある安全の目的を達成するための方法(アプローチ)として、効果的であるためには、内容が明確で分かり易くあることが重要であることは言うまでもない。そのためには、用語の統一や整合が適切になされていることが、基本的な要件であり、規則類をグレーデッドアプローチの視点から検討することの基礎的作業の一つと言える。このため、本活動においては、用語の意味が不明確であったり、同様な意味を有する異なる用語が使用されていたりする箇所等の収集と分析を行うことにしている。

例えば、設工認審査で使用される「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」 においては、「安全設備」が以下のように定義されている。

「安全設備」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備であって次に掲げるものをいう。(以下、略)

安全設備は、「公衆に放射線障害を及ぼすおそれ」との関係から設備を定めるとしているところは、設置許可基準規則で使用される「安全施設」等と同等な用語であると考えられる。しかし、設置許可基準規則では使用されておらず、技術基準においていきなり使用されている。このことに、過去の慣習による理由以外に何ら妥当な理由はないと考えられる。許認可段階での約束事項を確認するのが、設工認審査であるから、統一した用語の使用が望まれる。

これに加えて、そもそも設工認審査で使用される「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」では「設置許可基準規則」と重複した記載がなされており、このような方法の必要性に議論を向けることも重要と考えられる。例えば、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」の要件は、「設置許可基準規則」に設工認審査のための要件を補足するだけで事足りるように思える。このような検討も本活動の中で継続して実施することを計画している。

2.4. 新検査制度

新検査制度は、米国において発電炉に対して行われてきた原子炉監視プロセス(ROP)を参考とし、事業者の自主的な保安活動を重視することやリスク情報を活用すること等を特徴とする。これにより検査結果の重大性を施設のリスクとの関連で評価することが可能になる。例えば、機器の故障の重要性を重要度分類だけで判断する場合、一般に機器の全体の安全システムの中での位置づけは不明確である。重要な機器として分類されている場合であっても、手厚く深層防護が設定され他の機器で、その機器の機能が代替されるなら、その故障のリスクへの影響は小さい場合もある。このような機器の重要性は、リスク情報の活用によって判断可能となる。

本制度は令和元年度の試行期間を経て、令和2年度より機構においても適用を開始した。発電炉の場合、炉心損傷頻度への影響等を考慮し、検査結果の評価や対応を行なうことになる。一方、研究炉等原子力施設では、現状、リスク情報を評価するための方法がないことが大きな課題である。この理由により、米国においては試験研究炉の保全計画にROPは導入されていない。

本活動では、数回にわたり新検査制度の検討状況について、本制度に対応するために準備中の資料を用いて議論している。

機構では、段階的に本制度への対応を行なうとし、第一段階では、各施設で定性的に定義される重要度分類を、設計基準事故時の公衆被ばく線量を用いて、施設間で機器の重要度の相互比較が可能なように整備した絶対的重要度分類を利用するとしている。この重要度分類では、機構の施設は、事故時の公衆被ばく線量が、5 mSv, 0.5 mSv, 0.05 mSv を超える恐れがあるかどうかで、4 段階に分類される。この分類は、ある施設の有する潜在的な最大の危険性を踏まえ、その施設の中ですでに定義されている相対的重要度を、絶対的に表すことを意図している。

しかしながら、そのような重要度分類を用いても、それぞれの機器の故障の施設のリスクに対する影響が不明であることに変わりはなく、この分類を、各施設の検査や検査結果の評価にいかに活用できるのかについては、まだまだ検討の余地がある。先述のように、このような公衆リスクの小さな施設については、公衆リスクのみに基づき安全を判断するという考え方は適切でない。敷地内の人と環境の防護に関するリスクとの関係で示すべきだが、現状、そのような評価手法は整備されておらず、第二段階で検討を進めるとしている。

検査制度の見直しに伴い品質管理に関する規則の改訂もなされる。この規則では、保安活動に係る目標、安全実績指標 (PI) を定めて用いることにより、その達成状況を把握しつつ、継続的な改善を行うことが求められる。機構が整備した PI には、規制要求 PI と横断領域 PI 等がある。前者については、作業従事者の被ばく量、環境への放出量、核物質防護に関連するパラメータが指標として選択されている。これらは、防護すべき対象への影響を直接的に示す指標であり、分かりやすい適切な指標になり得る。

一方、横断領域 PI は、警報発報回数、連続運転設備の計画外停止回数、予期しない汚染・漏洩、保守管理状況等に関する指標等を用いることが計画されている。これらとリスクに定性的な関係があるのは、自明であるが、定量的な関係を把握することは非常に困難である。すなわち、品質保証等に関係する指標に関し、品質保証が適切でないことと施設のリスクの関係が不明であるなら、不十分な品質保証の本質的な重要度を明示するのは難しい。目標とする水準を定義することが困難な場合は、目標を達成しようとする方法、すなわち、品質保証で計画している方法自体を守ることが目的になってしまうことが懸念される。このような指標では、検査結果の重要度について、規制側と意思疎通することは困難になることが懸念される。例えば、研究炉では発電炉に比べて緊急停止に付随するリスク(熱衝撃、冷却材圧力制御、崩壊熱除去など)が低いため、比較的容易に停止の判断を下せるという設計思想がある。それにもかかわらず研究炉において計画外停止回数を PI に設定すると、異常の予兆を把握した際に手動で停止する判断が遅れるようなことが起こりかねない。

新しい制度を活用し、効果的かつ効率的に施設の検査を行なえるようにすることが重要であるが、現状、規制要求 PI に直接的に関連する機器類を除けば、保全される機器類とリスクの関係が不明確であるから、本制度を、米国の ROP と同様な趣旨で有効に活用するのは困難である。短期的には、これまでやってきた検査の方法がより合理的かつ効率的なものになるようグレーデッドアプローチの観点から検討することが、必要であろう。長期的には、施設内外の人と環境に対するリスク情報と機器故障の関係を明確にする試みが必要である。

2.5. 事故・トラブル報告書を例にした検討

機構で発生した事故やトラブルに関する報告書は、概して事実関係の記述が詳細であり、生じたことを理解することに適している。また、機構全体としての対応方法等に係る考え方もまとめられていることから、直接問題が生じた部署だけでなく、機構全体の問題等についても分析を加えることができる。これらの理由から、報告書の内容を分析することは、グレーデッドアプローチを機構施設の様々な課題に適用する方法を検討する上で、非常に有益と考えられる。本活動においては、他の施設で生じたことを分析し、自分たちの施設のグレーデッドアプローチに資することを目的とし、これまで、もんじゅ点検問題とプルトニウム燃料第二開発室の汚染事象について、簡単な検討を行った。その内容を以下に示す。

2.5.1. もんじゅ点検問題に関する分析と各施設での検討課題

前章で、グレーデッドアプローチの重要性を説明する際に、安全確保のために使用できる資源 (人、物、時間、予算)は有限であり、安全上の重要性に基づく優先度の検討なしに、業務を実施 することは、結果的に、重要な業務がおろそかになることが懸念されるとした。また、懸念が顕 在化した例として、もんじゅ点検問題を参照した。本件で最大の問題とされ、規制当局から強く 叱責されたところは、クラス 1 機器の 55 機器のうち 5 機器について点検が未了となってしまった ことにある³⁰。その一方で、数万点の項目の点検の計画がなされていた。数万点を選択することの 是非についてここで議論はしないが、同様な規制要求に対応した発電炉の点検総数は数千点オー ダーであることからも、計画が適切でなかった可能性が推定できよう³¹。グレーデッドアプローチ の視点からは、点検機器の重要度に応じ適切に資源を分配する計画が策定できていたかどうかが 論点となろう。

この問題に関し、根本原因分析書³²では、下記4項目が組織要因としている。

- 1) 管理機能が不足
- 2) チェック (横串) 機能が不足
- 3) 保全に係る技術基盤の整備が不足
- 4) 安全最優先の意識と取組みが不足及び安全文化の劣化

報告書では、「グレーデッドアプローチ」ないしは、訳語として使用される「等級別扱い」の用語は一切使用されておらず、また、本概念である「安全上の重要度に応じた保全計画の策定と実施の重要性」を意味する指摘もなされていない。よって、これら組織要因について、グレーデッドアプローチの視点からの検討はなされていないということができる。報告書内では、グレーデッドアプローチに関連する指摘として、「点検数量が膨大である電気・計測制御設備の点検管理のために人的資源や管理方式を整えるべきであった」ことが挙げられているが³³、そのような膨大な数量の点検の必要性や重要度に応じた簡素化の必要性についての指摘はなされていない。

さらに、点検計画の不備を議論するには、それが適切に準備されたものであるかの議論が必須であるが、本報告書の中にある関連事項の時系列の表の開始点が、平成 20 年 8 月 22 日 34 であることは、注意を払うべきところである。この検討範囲の設定に示されるように、平成 20 年 12 月 26 日に制定された数万点の機器を対象とする保全計画が 4 か月間で策定されたことの妥当性についての分析はなされていない。

もんじゅの点検問題は、検査方法に関する新たな規制要求を発端としたものである。この新たな規制要求の内容は、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の検査の在り方に関する検討会で取りまとめられた「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」(平成 18 年 9 月 7 日)に基づくものである。この検討会は、電力事業者による自主点検記録の不正問題35が 2002 年頃に明るみになったこと等を契機とし、検査のあり方が国内で大きな問題となったことを踏まえ開始されたものである36。すなわち、もんじゅにおいて保全計画の策定が開始される数年前には、このような動きがあり、検討会での議論内容は多くの公開資料で示されていた。発電設備を具備するもんじゅにとって、保全活動は、もんじゅ計画の重要な目的の一つであり、開発段階の原子炉であるもんじゅにどのような規制が課せられるかが明確でなかったとしても、検査の在り方検

³⁰ 原子力規制委員会, 高速増殖原型炉もんじゅにおける点検時期超過事案に関する評価及び今後の対応について, 平成 25 年 5 月 22 日, p.7.

 $^{^{31}}$ この問題については、例えば、平成 28 年 8 月 2 日に実施された「保全と経年化」に係る JMTR での保安教育資料に示されている。

³² 日本原子力研究開発機構, 高速増殖炉もんじゅにおける点検間隔等の変更に係る保守管理上の不備に関する根本原因分析結果の報告書, 平成 27 年 7 月版.

³³ 上記報告書:直接要因 1-(9)電気保修課長は、点検数量が膨大である電気・計測制御設備の点検管理のために人的資源や管理方式を整えるべきであったが、数万点に及ぶ機器の点検項目を人の手で管理していた。

³⁴ 新保全プログラム対応ワーキンググループへの協力要請(業務連絡書)配布(内部文書).

³⁵ この問題については、例えば、電力事業連合ホームページ、https://www.fepc.or.jp/nuclear/safety/past/tokyodenryoku/index.html にまとめられている (2020年10月30日閲覧)。

³⁶ 設置時期は2002年。(原子力規制委員会 検査制度の見直しに関する検討チーム, 検査制度の見直しに関する中間とりまとめ(案) https://www.nsr.go.jp/data/000163365.pdf p.9 の記載より (2020年10月30日閲覧))。

討会での検討内容を踏まえた自主的な検討がなされるべきであったと考えられる。報告書のみから判断すれば、グレーデッドアプローチの視点でいうと、保全計画の策定という施設の目的や安全性にもかかわる重要な事項に、それにふさわしい対応がなされていなかった可能性があると言える。

もんじゅ点検問題は非常に大きな問題であり多くの議論がなされたが、ここで挙げたように、グレーデッドアプローチの視点からは、報告書で十分に議論されていない。よって、各施設管理部署において、下記のような論点で議論することは重要と考える。

- 点検計画は、グレーデッドアプローチの視点から適切か。その結果、どのような問題が生じると予測されるか。
- 点検計画の準備の遅れに示されるような規制対応に関する積極性のなさは何故か?
 - ▶ もんじゅの使命との関係
 - ▶ 自分たちの施設の新規制基準対応についてはどうか。
- グレーデッドアプローチの不十分さについての言及がないが、機構内でグレーデッドアプローチが徹底されていないとすれば、その理由は何か?
- 報告書において、安全文化の劣化について指摘しているが、自ら決めた規則を守れないコンプライアンスの観点からのみの指摘ではないか。安全文化とはそもそもどういう定義なのか。
- 機構内で、もんじゅ点検問題以降、コンプライアンスの問題が、重視されることになったのではないか。コンプライアンスは重要であるが、良い規則を策定することの重要性も強調されるべきではないか。実際、機構の法令不適合の問題は、法令に書かれた基準に直接的に適合しないのではなく、保安規定で参照する内部規定の違反が多いのではないか。このことは、内部規定が適切でないことを示唆していないか。
- 各施設の現状の検査方法や規則は、グレーデッドアプローチの観点から適切か。

2.5.2. プルトニウム燃料第二開発室トラブル報告書を用いた検討

本報告書は、平成 31 年 1 月 30 日に、核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内において発生した事象について、事象進展、原因、対策等を取りまとめたものである³⁷。本事象では、放射性物質が意図せず管理区域内のグローブボックス外に漏洩し、警報が鳴ったがその量は少なく、又、作業員の内部被ばくはなかった。

報告書では、施設についての予備知識がないものでも、事象についての理解が可能となるよう、図を用いて詳細かつ明確な記載がなされており、この点において優れた報告書と言える。しかし、グレーデッドアプローチの視点で見る時、事象の結果として、許容できない被ばくが無かったことが、必然なのか、偶然なのかが、明示的に記載されていないことを問題として挙げることができる。すなわち、放射線作業従事者の安全確保のための深層防護がどこまで劣化したのかについて、そもそもどのような深層防護が構築されていたのかとともに説明すべきである。なぜなら、事象の重要度を説明する際、深層防護の劣化状況についての説明が極めて重要だからである。

この事は、国際原子力事象評価尺度において、事故の深刻さを示す尺度として、敷地内外の人と環境に対する放射線影響とともに、深層防護の劣化が挙げられていることにも示されている(表 2.5.2.1 参照)。例えば、2011 年 3 月 11 日の福島第二原子力発電所での事象は、レベル 3 重大な異常事象として暫定評価されている³⁸。この事象では、使用可能な非常用発電機やポンプを用いて冷却を継続したことから、施設から健康影響の点から有意な量の放射性物質の放出はなかった。しかし、最終除熱源としての海水冷却系が使用不能になり、かつ、使用不能の場合の対策も計画

³⁷ 日本原子力研究開発機構,核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について(第3報),平成31年3月27日.

³⁸ https://www-news.iaea.org/ErfView.aspx?mId=4cf23cc4-ff12-4623-abcb-098852d7c92d(2020 年 10 月 30 日 閲覧)

されていなかったこと、すなわち、最終除熱源確保のための予め計画されていた深層防護がすべて突破されたことが、レベル3に分類された理由として推定される。

深層防護は、原子力分野における安全確保の基本概念であり、事象想定とそれに対する多層の防護策(発生防止と影響緩和)で構成される。一つ一つの安全策における失敗の可能性や効果等の不確かさを踏まえ、多層の防護策を準備することが必要とする概念である。よって、あるトラブルが生じた時に、それが想定の範囲であったか、幾重もの防護策が、どのように機能したかを示すことが、そのトラブルの重要性を示す上で必要である。本報告書には、想定していた事態と実際の深層防護の劣化の程度の分析に関する記述がほとんどない。すなわち、このような視点が大きく抜けていると言える。

本グレーデッドアプローチ検討グループの施設関係者によると、原科研における放射線作業の管理に関しては、保安規定や放射線安全取扱手引において関連する規則³⁹が取りまとめられている。そこで、本グループの活動として、その内容について、簡単な検討を加えた。

放射線安全取扱手引においては、「放射線作業を行うときは、作業場所及び作業期間、作業の内容、必要とする個人線量計及び防護具、線量を低くするための措置及び作業に伴う線量について検討し、保安の措置を講じなければならない。」とされ、「放射線作業連絡票の起票手続き」、「放射線作業届の提出に係る基準」、「線量当量率や表面密度の測定に用いるサーベイメータの例」、「呼吸用保護具及び身体保護具の種類と適用」、「身体保護具の種類と着用基準」、「持出物品に係る表面密度」等が、非常に分かりやすくまとめられている。しかし、「線量を低くするための措置及び作業に伴う線量について」の検討を求める一方、その方法については、「作業の実績等を考慮する」程度の内容しか記載されておらず、最新の工学的知見等の活用は求められていない。実績等の考慮だけでは、ある程度、発生頻度の高い状況の想定に限定され、機器の故障や規則からの逸脱が重量するような低頻度事象に対する防護が不十分となる可能性がある。すなわち、グレーデッドアプローチの視点からは、作業計画段階では、被ばくが生じる事象の発生頻度とその影響を広く検討しリスクを評価し、そのリスクに応じた防護策を考慮した計画を策定することが求められるが、低頻度事象を考慮しないことは危険性を大きく過小評価してしまう可能性がある。

このような低頻度事象についての考慮は、一つの作業グループで作業ごとに整備することは、非効率であり、又、グループが有する専門性の範囲から検討不能の場合もあろう。よって、より大きな組織単位で、あらかじめ典型的な作業内容に関して、事象を想定し影響を包括的に評価した結果を取りまとめておき、作業の準備では、実績とともに、その評価を参照し、防護措置を計画するといった措置が考えられる。このような定量的な評価を加えることにより、事象想定、深層防護が明確になり、トラブルが発生した場合にも、想定内かどうかや深層防護の劣化の程度を外部に対して迅速に説明することができ、事象の安全上の意味合いを明確にすることが可能となろう。

本事象の場合、予め工学的評価を行う内容としては、ビニール袋の破損等、グローブボックスの種々の破損形態(閉じ込め機能の喪失)における周囲の汚染状況(周囲環境中の放射性物質の拡散挙動等)や、バッグアウトする容器の表面汚染とグローブボックス内の汚染状況(表面線量、物質の種類)の関係等が挙げられる。このような評価に基づき、作業計画の策定、被ばく防止のための手段の選択(マスク等)、放射線モニターの警報レベルの設定、通常時の適切な汚染管理(ボックス内の表面線量等)等がなされるべきであろう。定量的な想定があってこそ、トラブル発生時の状況の分析と合わせて、事象が想定範囲内であったかどうか、準備が適切であったかどうか明示的に示すことができ、深層防護の劣化の程度が適切に説明可能となる。

³⁹ 原子力科学研究所 保安規定第2編 放射線管理の第6節に放射線作業の管理に関する基本的な規則が、より詳細な安全確保の方法に係る規則が放射線安全取扱手引にとりまとめられている。

また、プルトニウム燃料第二開発室トラブル報告書には、今後の対策として、「貯蔵容器のバッグアウトは、汚れが少ないグローブボックスで実施する。また、当該グローブボックスの汚れを少ない状態に維持するために、グローブボックス内の清掃又は養生を実施する。」とあるが、「汚れが少ない」とは、定量的に何を意味するのか、不明である。適切な深層防護の構築のため、作業内容に応じた「汚れの程度」の定量化が必要で、知見が不足しているなら、新たな工学検討を実施することの必要性も言うべきであろう。

ちなみに、プルトニウム燃料第二開発室トラブル報告書について、「想定」という用語を検索すると、添付表 2.5.2.2 に示される箇所が示される。ほぼすべての内容は、汚染発生後の内部被ばく低減のための影響緩和措置であるグリーンハウスについての言及である。グリーンハウス設置等の影響緩和措置の想定について多く言及されている理由は、明確ではないが、大洗燃料研究棟事故40の反省を踏まえた取組みにおいて、「緊急時対応設備及び資機材の確実な配備並びに訓練の実施」が挙げられ、その中で、「全拠点の主要な施設(室内広域汚染の発生が考えられる施設)において、グリーンハウスの設置及び身体除染に係る訓練計画を立案し、実効性のある訓練を継続して実施」としていることと関係しているのであろう。すなわち、本報告書での分析では、最近生じたより厳しい事故の反省が生かされていないことに焦点を当てていると推定できる。このような検討を含めることは当然ではあるが、トラブルの分析を、偏ったものにしていないか注意を払う必要があろう。

以上の分析から、グレーデッドアプローチの視点から議論する際には、下記等が論点になろう。

- 原子力安全の基本手法は、事象想定と多層の防護策(防止、影響緩和)の準備であり、危険な事象に対しては、深層防護を徹底する必要がある。すなわち、深層防護概念は、危険性に応じて十分な深層の防護方法を用いることの重要性を意味しており、この意味で、グレーデッドアプローチの概念と同じである。また、深層防護の劣化について説明することは、事故の事象評価尺度でも重視視されているところである。本事象に関して、深層防護は適切であったか検討するため、下記の問いかけを行うことは重要である。
 - ▶ バッグアウトに使用するビニール袋の損傷は想定されていたのかどうか。
 - ▶ 報告書に記載されていないのはどのような理由によると考えられるか。
 - ▶ グローブボックスの汚染状況等についての管理方法は妥当であったと考えられるか。
 - ▶ 一般に、グローブボックスについてどのような規制・規則があるのか。それらは、グレーデッドアプローチや深層防護の観点から適切か。
- 自分たちの施設においてはどうか
 - ▶ 放射線作業従事者の安全確保に関する機構の規則では、適切に、事象を想定することが 求められているか?
 - ▶ 作業前のリスクアセスメント、KYでの事故想定はどうか。
 - ▶ 深層防護の準備に際し、想定事象における汚染状況等について、最新知見を活用した評価はされているか。
 - ♦ どのような想定事象の評価が必要か。
 - ◆ 知見が十分でない場合、新たな解析や実験の必要はないか。
 - ◆ 評価を担当部署で評価できない場合、機構全体の総合力が使用できる状況か。別部 門に技術支援を依頼することは可能か。

⁴⁰ 文部科学省,日本原子力研究開発機構特命チームへの報告資料 第8回会合,大洗研究開発センター燃料研究棟における汚染について,平成30年2月23日.

表 2.5.2.1 国際原子力事象評価尺度41

	影響の範囲((最も高いレベルが当該事象の評価結果となる)		
イベン	基準1	基準2	基準3	参考事例
	事業所外への影響	事業所内への影響	深層防護の劣化	
7 (深刻な事故)	放射性物質の重大な外部放出:ヨウ素 131 等価で数万テラベクレル以上の放射 性物質の外部放出	原子炉や放射性物質障壁が壊滅、再建不能		チェルノブイリ原子力発電所事故(1986年)、 福島第一原子力発電所事故(暫定、2011年)
6 (大事故)	放射性物質のかなりの外部放出:ョウ素 131 等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出	原子炉や放射性物質障壁に致命的な被害		ウラル核惨事(キシュテム事故)(1957年)
5 (事業所外へリスクを 伴う事故)	放射性物質の限定的な外部放出:ヨウ素 131 等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出	原子炉の炉心や放射性物質障壁の重大な損傷		チョーク・リバー研究所原子炉爆発事故 (1952 年)、 ウィンズケール原子炉火災事故 (1957 年)、 スリーマイル島原子力発電所事故 (1979 年)、 ゴイアニア被曝事故 (1987 年)
4 (事業所外への大きな リスクを伴わない事故)	放射性物質の少量の外部放出: 法定限度を超える程度(数ミリシーベルト)の公衆被曝	原子炉の炉心や放射性物質障壁のかなりの損傷/従業 員の致死量被曝		フォールズ SL-1 炉爆発事故(1961 年)、 東海村 JCO 臨界事故(1999 年)、 フルーリュス放射性物質研究所ガス漏れ事故(2008 年)等
3 (重大な異常事象)	放射性物質の極めて少量の外部放出: 法定限度の 10 分の 1 を超える程度 (10 分の数ミリシーベルト) の公衆被曝	重大な放射性物質による汚染/急性の放射線障害を生 じる従業員被曝	深層防護の喪失	動燃東海事業所火災爆発事故(1997年)、 東北地方太平洋沖地震によって福島第二原子力発電所で起こったトラブル(暫定、2011年)
2 (異常事象)		かなりの放射性物質による汚染/法定の年間線量当量 限度を超える従業員被曝	深層防護のかな りの劣化	関西電力美浜発電所2号機・蒸気発生器伝熱管損傷 (1991年) 等
1 (逸脱)			運転制限範囲か らの逸脱	
0+ (尺度以下)		安全に影響を与え得る事象		
0- (尺度以下))		安全に影響を与えない事象		新潟県中越沖地震に伴う東京電力枯崎刈羽原子力発電所での一連の事故 (2007年) 等
評価対象外		安全性に関係しない事象		

⁴¹ IAEA, The International Nuclear Event Scale (INES) User's Manual 2001 edition, https://www.iaea.org/publications/5956/the-international-nuclear-event-scale-ines -users-manual-2001-edition, 2001. および Wikipedia, 国際原子力事象評価尺度の記事の一部を引用, https://ja.wikipedia.org/wiki/%E5%9B%BD%E9%9A%9B%E5%8E8%PE8%BP%E8%AD%90%E5%AD%90%E5%AD%90%E5%BA%BA%BA%BA%BB%E8%B1%A1%E8%A9%95%E4%BE%A1%E5%BO%BA%E5%BA%A6(2020 年 10 月 30 日閲覧).

表 2.5.2.2 核燃料サイクル工学研究所プルトニウム燃料第二開発室の管理区域内における汚染について(第3報)に記載された「想定」の記載箇所

- 汚染レベルや作業員数等の訓練に関して、事故<u>想定</u>規模が小さい訓練しか実施していなかった。
- 汚染事象の想定も限定した部屋のみで全部屋を対象に訓練を実施してこなかった。
- 立入制限区域設定に至るような汚染事象を想定した訓練を実施する。
- 事例研究は、受講者に各々の職位・立場で本事例を考えさせる観点から、作業グループ単位(原則 10 人未満の少人数)で実施する。また、事例研究の際には、実作業を<u>想定</u>し実際のマニュアルを用いる。
- 各拠点は、毎年実施しているグリーンハウス設置・身体除染訓練について、汚染の程度、 作業員数について施設ごとに起こり得ると考えられる厳しい<u>想定</u>を検討し実施するととも に、現場指揮所の機能や指揮者の能力向上を目的とした実践的な訓練を計画的に実施する。
- 基本動作マニュアルに基づき拭き取りが行われたが、汚染の拡散を<u>想定</u>した汚染拡大防止 措置は基本動作マニュアルに記載されておらず、実施されていない。

2.6. 会合以外での活動状況

本活動期間においては、会合以外に、放射性廃棄物処理場担当部署で2回、STACY担当部署で1回、研究炉加速器技術部で1回、表2.6.1に示す内容の議論を行い、新規制基準適合性審査の整理やグレーデッドアプローチに基づく保守管理の重要性に係る議論を行っている。また、表2.6.2に示すように、機構内や学会等で、本活動及び関連する安防部門での活動内容の紹介等を行っている。

	区 2.0.1 台)	他成しの規定する佰割		
放射性廃棄物処理場				
令和元年 12 月 26 日	3名	審査状況の整理		
令和2年1月14日	7名	審査状況の整理		
STACY				
令和2年1月23日	11 名	会合資料を用いたグレーデッドアプローチの検討		
		もんじゅ点検問題、プル燃汚染事象		
研究炉加速器技術部				
令和2年1月30日	8名	審査状況の整理と保守管理についての議論		

表 2.6.1 各施設での関連する活動

JAEA-Review 2020-056

表 2.6.2 機構内や学会での本活動の紹介等

12 2.0.2	機構的で子芸での本質動の相対で
発表者	内容
与能本	原子力科学研究所の所内セミナーにおいて、「原子力科学研究
	所の将来ビジョン活動状況について」の複数の報告の一部と
	して、本活動の目的や内容等を8ページの資料で紹介
中塚、丸	理事長らに上記資料を用いて活動内容を紹介
山	
与能本	日本原子力学会「原子力アゴラ」特別専門委員会 研究炉等
	の役割検討・提言分科会の会合において、安防部門で実施中
	の工学的検討内容について約30ページの資料で紹介
中塚、与	上記日本原子力学会分科会主査の東京大学 上坂教授、高速
能本	炉・新型炉研究開発部門大洗研究所 峯尾副所長との学会活
	動に係る打ち合わせ
与能本、	日本学術会議 総合工学委員会 原子力安全に関する分科会
中塚	第2回研究用原子炉の在り方検討小委員会において、安防部
	門で実施中の工学的検討内容について約 30 ページの資料で
	紹介
与能本、	日本原子力学会誌「ATOMOΣ」に、「研究炉等へのグレーデッ
中塚ら	ドアプローチ適用に係る課題と提言」と題する記事を、安防
	部門と「研究炉等の役割検討・提言分科会」の共著として投稿
	(2021年1月号掲載)
	発表本 与能本 中場 中能 中 中 中 中 上 中 上 中 上 中 上 中 上 中 上 中 上 中 上 中 上

3. まとめと今後の計画

グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループは、原子力科学研究所の幹部、安全・核セキュリティ統括部と施設管理部署の主として管理職、安防部門の関係者約 10 名で構成され、機構の施設管理や規制対応に関する効果的なグレーデッドアプローチの実現を目的としたグループである。本グループは、2019 年の9月に活動を開始し、以降、2020 年9月末までに、10回の会合を開催するとともに、メール等も利用し議論を行ってきた。本報告書は、グレーデッドアプローチについての IAEA の安全基準を用いた解説や、各施設での新規制基準や新検査制度への対応状況、並びに、機構で生じた事故・トラブル対応の分析等について本グループで行った議論を、広く機構内外と共有し、原子力施設におけるグレーデッドアプローチに基づく合理的な安全管理の促進に役立つことを期待し取りまとめたものである。

本活動の現段階の成果としては、まず、施設管理に係る技術職と安全研究を実施してきた研究職で構成され施設の規制対応等について総合的に検討する枠組みはこれまでなかったものであり、この枠組みで研究職と技術職の間で意見交換を行えたこと自体に大きな意義があったことが挙げられる。機構が実施している安全研究では発電炉を対象とすることから、機構施設の安全審査の状況などは十分には共有されていない。また、技術職は、その施設を利用する研究職とは限定的な交流がこれまであったが、安全管理や規制対応に係る広い問題について議論することはなかった。

中間段階での二つ目の成果として、約1年間の活動を通して、施設担当者が主体的に規制対応を行なうことの重要性の認識が強化されたことが挙げられる。現状の規制対応が、我が国唯一の原子力に係る総合的研究開発機関として求められる理想的な対応ではなかったことを認識し、その原因や解決の方法を分析し、必要に応じて長期的対応も提言するのが、本活動の重要な目的であるとの認識が構築できたことは、本活動の第一段階の主要な目標である「グレーデッドアプローチに係る課題や重要性に係る共通認識の構築と、グレーデッドアプローチに基づく活動を主導する職員の養成」の第一歩が踏み出されたことを示している。

今後は、機構施設の合理的な安全確保策についての検討を継続し検討するとともに、グレーデッドアプローチの考え方は本来的に業務全体に広く適用してこそ価値があることから、業務の優先度についての考察も含めた検討を実施することにする。また、機構として短期的に要求される新検査制度対応に係る活動との連携も検討することとする。

なお、安防部門では、原子力施設全般(発電炉を含む)の規制へのグレーデッドアプローチの 適用のあり方について検討を行うため、本年 4 月より組織を変更し、グレーデッドアプローチ検 討グループを創設した。機構施設に関しては、設計基準を超える事故の影響、その発生頻度、事 故時の放射線業務従事者の被ばく線量等に係る工学的評価手法、並びに、安全確保に係る基本的 考え方等について、施設からの兼務者が主体となり検討し、安防部門の研究者が技術支援を行う 体制を構築している。兼務者は、比較的若い職員であり、将来に渡り施設の安全評価手法の高度 化を継続的に進める職員として期待されている。今後も、本活動と平行して、兼務者を通じた施 設に対する技術支援を実施することを予定している。

JAEA-Review 2020-056

附録1 主な参加者

原子力科学研究所	大井川 宏之
原子力科学研究所	中島 宏(令和2年3月末まで)
原子力科学研究所	吉澤 道夫(令和2年4月以降)
原子力科学研究所 研究炉加速器技術部	木名瀬 政美(令和2年3月末まで)
原子力科学研究所 研究炉加速器技術部	長 明彦(令和2年4月以降)
原子力科学研究所 研究炉加速器技術部	堀口 洋徳
原子力科学研究所 バックエンド技術部	岸本 克己
原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部	小川 和彦(令和2年3月末まで)
原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部	井澤 一彦
安全・核セキュリティ統括部	篠原 正憲(令和2年6月末まで)
安全・核セキュリティ統括部	井坂 浩二(令和2年7月以降)
安全・核セキュリティ統括部(令和2年3月末まで)	
原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部(令和2年	曽野 浩樹
4月以降)	
高速炉・新型炉研究開発部門	猪井 宏幸(令和2年3月末まで)
高速炉・新型炉研究開発部門	清水 厚志 (令和2年3月末まで)
高速炉・新型炉研究開発部門	飯垣 和彦(令和2年4月以降)
安全研究・防災支援部門 安全研究センター	丸山 結
安全研究・防災支援部門 規制・国際情報分析室	中塚 亨
安全研究・防災支援部門 安全研究センター	与能本 泰介
安全研究・防災支援部門 規制・国際情報分析室	天谷 政樹(令和2年4月以降)

本表に示される以外にも数名の参加者があった。

附録 2 会合開催状況

第一回会合					
日時	令和元年 9 月 20 日 (金) 16:00~17:20				
場所	情報交流棟3階運営会議室				
参加者	大井川、中島、小川、木名瀬、岸本、曽野、根本、鈴木、丸山、与能本、中塚				
概要	・アクションプランでの本活動の位置づけ				
	・アクションプラン案				

第二回会合						
日時	令和元年 10 月 7 日 (月) 16:00~17:50					
場所	情報交流棟3階運営会議室					
参加者	大井川、中島、小川、井澤、木名瀬、堀口、岸本、曽野、篠原、鈴木、丸山、与能					
	本、中塚					
概要	・ 研究炉部、STACY、バックエンドから、本活動への期待等					
	・ 安核部から、弁護士との打ち合わせについての紹介					
	・ 前回資料を用いた、今後の進め方の検討					

第三回会台	7				
日時	令和元年 10 月 28 日 (月) 13:30~17:00				
場所	研究1棟 第5会議室				
参加者	中島、小川、井澤、木名瀬、岸本、曽野、鈴木、猪井、清水、加治(基礎工)、大内、				
	丸山、与能本、中塚				
概要	・ 作業項目(前回までの議論を反映)				
	・ 設工認に関する規制委員会の基準類、処理場での問題、NSRR 設工認審査漏れ				
	・ HTTR の状況				
	• 新検査制度				

第四回会合					
日時	令和元年 12 月 9 日 (月) 15:30~17:50				
場所	情報交流棟3階運営会議室				
参加者	大井川、中島、岸本、堀口、曽野、小川、井澤、与能本、中塚				
概要	・ 安全機能の定義等(処理場の津波等)				
	・ 戦略コア会議				
	• 新検査制度				
	・ 作業項目 (課室での議論の開始等)				

第五回会合					
日時	令和元年 12 月 24 日(火)10:00~12:00				
場所	情報交流棟3階運営会議室				
参加者	中島、曽野、木名瀬、岸本、小川、井澤、与能本、丸山、中塚				
概要	・ 審査経験の整理				
	・ 新検査制度(保全学会と規制庁の議論用資料)				
	・ 課室での議論の目的・方法 (もんじゅ点検問題等)				
	• 作業項目確認				

第六回会合					
日時	令和2年1月16日(木)9:30~12:10				
場所	情報交流棟3階運営会議室				
参加者	大井川、中島、木名瀬、堀口、曽野、篠原、岸本、井澤、与能本				
概要	・ 前回議論の整理 (本グループのタスク:審査経験のとりまとめ)				
	・ 新検査制度(検査制度 PI、STACY 保全計画整理表)				
	・ 課室での議論の結果報告 (処理場)				
	・ 作業項目確認(6月を目途に活動報告書作成等)				

第七回会台	7				
日時	令和2年2月5日(水)13:30~16:00				
場所	情報交流棟3階運営会議室				
参加者	大井川、中島、木名瀬、堀口、小川、井澤、岸本、清水、丸山、中塚、与能本				
概要	・ 前回議論の整理 (処理場での議論、新検査制度で計画している PI)				
	・ 課室での議論の結果報告(研究炉部での議論) ・ JAEA 原子力施設のグレーデッドアプローチの検討(学会研究炉部会で紹介予				
	定)				

第八回会台			
日時	令和2年3月6日(金)9:30~12:00		
場所	情報交流棟3階運営会議室		
参加者	大井川、中島、曽野、木名瀬、小川、岸本、中塚、与能本		
概要	・ 課室での議論の結果報告 (放射性廃棄物処理場、今後の進め方)		
	・ グレーデッドアプローチグループの今後の検討の進め方		
	・ プルトニウム燃料第二開発室トラブル報告書を用いたグレーデッドアプローチ		
	の検討		

第九回会合					
日時	令和2年6月16日(火)15:00~17:00				
場所	Zoom 会議				
参加者	大井川、吉澤、長、堀口、木名瀬、岸本、曽野、井澤、飯垣、中塚、天谷、与能本				
概要	原子力学会解説記事(投稿予定)				
	・ 本検討グループの中間報告(投稿予定)				
	・ 新検査制度(最近の規制委員会での打ち合わせ内容等)				

第十回会合				
日時	令和2年9月15日(火)10:00~12:00			
場所	Zoom 会議			
参加者	大井川、吉澤、長、堀口、木名瀬、岸本、曽野、井澤、飯垣、井坂、中塚、天谷、 与能本			
概要	・ 本検討グループの中間報告記載内容の確認			

附録3 安全研究・防災支援部門 規制・国際情報分析室での検討

安防部門規制・国際情報分析室においては、平成 30 年より、研究炉加速器技術部の職員とともに、原子力施設のグレーデッドアプローチに係る工学的な検討を実施している。又、令和 2 年度より、その下にグレーデッドアプローチ検討グループを組織し検討体制を強化している。グループでの検討の内容については、日本原子力学会研究炉分科会や、日本学術会議の第二回研究用原子炉の在り方検討小委員会で紹介した資料(附録 3 添付参照)を用いて、本活動においても議論している。

この検討は、安防部門と施設管理部署が協力して実施するものであるが、安防部門安全研究センターは安全研究を通じて規制委員会を技術支援することを主たる業務とする組織であるから、機構内の特に、被規制者である原子力施設組織との関係においては適切な独立性が求められる。この適切な独立性を確保するため、安防部門は、その専門性を用いて検討し意見するが、施設管理部署の被規制者としての判断や規制対応に関与しないという立場をとっている。さらに、外部からこの関係が明確に分かるように、適切な透明性を確保することを重視し、本報告書を公開文書として作成する一つの理由でもある。

現在、実施及び計画中の検討項目は、下記である。

- ▶ JRR-3 のリスク情報の定量評価
- ▶ 費用便益分析
- 放射線作業従事者の深層防護
- ▶ 耐震特性

JRR-3 のリスク情報の定量評価は、グレーデッドアプローチを適用する際の基礎情報であるリスク情報、すなわち、事故時の放射線影響の程度と発生頻度を把握するための方法を検討する試みである。新規制基準では、自然事象の設計基準条件についての規制要求内容を定める際、原子力施設ごとに、すべての安全機能が喪失した場合に、公衆被ばくが 5 mSv を超える場合には、発電炉と同様な設計基準を適用し、そうでない場合は、より緩和された条件を許容している。JRR-3 のような出力 10 MW 以上の高出力炉では、5 mSv を超えることになるため、発電炉と同等な設計基準が適用されることになる。この際、5 mSv を超えてどの程度になるか等についての評価はなされていない。これにより、発電炉との危険性の違いは定量的に明示できておらず、グレーデッドアプローチの根拠が不明確になる主要な原因になっていると考えられる。検討では、発電炉で行うシビアアクシデント解析や確率論的評価と比べて大幅に簡略化した方法での検討を試みる。発電炉と比べた試験研究炉の危険性の小ささから、保守的に簡素化する場合でも、安全上の判断に資する情報が得られることが期待できよう。

費用便益分析は、行政措置の根拠や妥当性を示すために、海外や我が国でも広く行われている 手法である。米国で実施されている例を参考にし、規制の効果による危険性の低減効果を貨幣価値に換算し、費用と比較するような方法を検討する。技術的検討としては、方法としての考え方の整理、低線量被ばくの影響等が対象となる。

放射線作業従事者の深層防護は、特に機構のように従事者の安全確保に長い実績を有する機関では、確立されたやり方が実践されていると推定できる。しかしながら、前述のプルトニウム燃料第二開発室のトラブル報告書に、深層防護に係る記載がないことに示されるように、想定する状況を定量的に評価し明示的に示すことが意識されていないところがある。また、なにがしかの評価がなされている場合でも、その方法は最新知見に基づいていない可能性がある。さらに、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)」や規則類において、要求される安全はほぼすべて一般公衆に対するものであり、作業従事者の安全確保に係る明示的な要求は少ないという現状がある。このような状況を分析した上で、作業従事者の深層防護に係る課題を抽出し、必要と考えられる場合には解決を目指した計画を検討する。

耐震評価に関しては、主に、バックフィットの問題を検討する。耐震分野では、新たな知見が比較的に頻繁に得られることに対応し、設計基準地震動や産業用施設の耐震基準が改正されている。これら改正への対応の必要性は、リスクへの影響で判断されよう。本項目に関しては、現状では検討に着手していないが、安防部門では安全研究の一環として地震応答評価手法の高度化に係る研究を実施していることから、そのような研究の成果も活用し、バックフィットの必要性等に係る考え方を整備することが狙いである。対象となるのは、発電炉と同様な設計基準地震動だけでなく、Cクラスに適用する産業用建築物用の耐震基準に係る検討も重要と考えている。

附録3 添付

原子力施設のグレーデッドアプロ ーチについての検討

与能本泰介、中塚亨

日本原子力研究開発機構 安全研究·防災支援部門 規制·国際情報分析室

日本学術会議 第2回「研究用原子炉の在り方検討小委員会」 2020年3月

Page 1

内容

- 初めに
 - □自己紹介、動機
 - □検討内容と目的
- グレーデッドアプローチの検討
 - □ 重要性、困難性、機構内での活動方針等*
- ■工学的検討
 - □ 高出力試験研究用原子炉(JRR3)のリスク特性
 - □費用便益分析
 - □その他
- まとめ

^{*2019}年11月の分科会で紹介、本資料に附録として添付

初めに

- 自己紹介
 - 日本原子力研究開発機構(旧日本原子力研究所)安全研究センターにおいて、 1982年より熱水力安全研究に、2015年より、安全規制情報等の分析業務にも従事
 - 2006年から3年半にわたり、安全委員会事務局で安全調査管理官として、発電炉の安全規制に関与
 - 阪神大震災等を踏まえ2006年に改正した耐震審査指針を用いたバックチェック
 - 立地審査指針の改定作業(中間報告書ドラフト作成まで)
 - □ 旧規制体系において、もっとも基本的な審査指針
 - □ シビアアクシデントを踏まえた改定を意図
 - 発電炉関連の安全審査の事務を主担当
 - □ JAEA 中央安全審査・品質保証委員会 第一専門部会での検討に参加(2016より)
 - JAEA施設の許認可対応を確認し答申
- 疑問等
 - 高出力炉(10MW以上)の耐震設計基準等に、発電炉と同等な規制要求(バックフィットも含む)を行うことは適切か。
 - □ 小型の原子力施設(安全機能を失っても公衆被ばく5mSv以下)を停止し審査することは適切か?
- 2018年ごろより、施設職員らと検討を開始

Page 3

検討内容、目的、進め方

内容(二つの枠組みで検討中)

- 1. 解析コード等を使用した工学的検討 (JRR3等の施設職員らと)
- 2. 審査経験の客観的な整理等 (原科研、安核部、施設管理担当部 職員らと) 目的
- 1. 最新知見を用いた安全評価手法の検討と人材育成
- 2. JAEA施設の安全確保や規制対応をグレーデッドアプローチ*等の視点から、 下記等に役立つ検討を行う(附録 前回資料参照)。
 - □ 自主的安全策や規制対応方法等の高度化(主に、機構内での取り組み)
 - □ 法令改正等の提案・要請(規制委員会への働きかけ)
 - □ 規制の厳密さ等に係る意見の表明(社会への働きかけ)

進め方

- 安全研究センター**と施設管理部署が協力して実施
- 安全研究センターは、その専門性を用いて検討し意見するが、施設管理部署 の判断や規制対応に関与しない(適切な独立性と透明性を確保)
- * グレーデッドアプローチ:原子力安全に関する基本的考え方(安全論理)の一つで、「安全確保の方法や規制の厳密さが安全上の重要度と釣り合うこと」を求める考え方
- ** 安全研究を通じて規制委員会を技術支援することを主たる業務とする組織。JAEA内組織(特に、被規制者である原子炉施設組織)との関係においても適切な独立性が求められる。

検討の視点と方針

視点

- JAEAの原子力施設の特徴
 - □ JAEAの原子力施設は多種多様であり、一般に、発電炉より危険性(リスク) は小さい
- グレーデッドアプローチ
 - □ リスクの小ささが、安全確保の方法や規制方法・内容に適切に反映されているか。反映させるためにはどういう情報・評価が必要か

方針

- 最新知見(解析コード等)の活用
 - □ グレーデッドアプローチの検討に役立つ工学的検討を実施
 - 設計基準を超える事故のリスク情報(放射線影響等)の評価等
- 簡素化した評価
 - リスクの小ささ故に、極めて保守的に簡素化した評価でも、判断材料になり 得る結果が期待できる

Page 5

工学的検討の内容

- 1. JRR3のリスク特性の明確化
 - □ JRR3(高出力試験研究炉)について、発電炉との潜在的危険性の違いは定量的に明示されていない(安全機能喪失により公衆被ばくが5mSv以上であることは確認)。
 - □ GAのための基礎情報として、定量的にリスク特性を把握
 - □ 外部事象について、発電炉と同じ方法で設計基準を設定すること等の妥当性
- 2. 費用便益分析 (最近開始)
 - □ 審査の厳密さ(期間、詳細度等)とリスクが釣り合うことの検討
 - 発電炉より審査が詳細でないのは事実ではあるが。。。
 - 低出力試験研究炉等(公衆被ばくが5mSv以下の施設)における長期にわたる審査の合理性?
- 3. その他計画

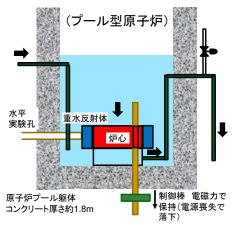
JRR3解析の目的と方針

目的

■ 設計基準を超える事象(BDBA) 時の事象進展とソースタームを評価する方法を検討

方針

- 施設固有の安全性の把握
 - □ 動的機器への依存性
 - ■電源喪失
 - □ 炉停止機能喪失等
- 地震影響を主対象
 - 機器の構造の簡明さや故障実績から内部起因の多重故障頻度は極めて低いと推定
 - 発生頻度の評価は、今後実施
- アクシデントマネジメント(AM)策を考慮
 - □ 事故状況や時間的余裕等を踏まえ、訓練等により実行可能性が実証されたAM策
 - サイフォンブレーク弁の作動
 - プール上部からの注水

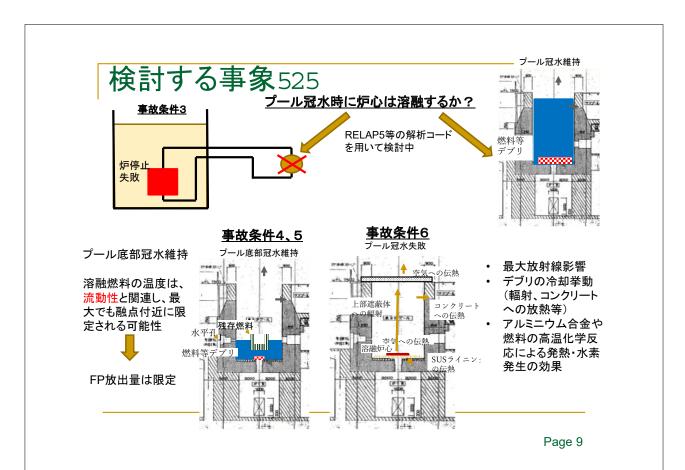


Page 7

検討する事象425

共通の条件:動的機器による冷却、閉じ込め機能は喪失を仮定

事故 条件	原子炉 停止	建屋の静的 閉じ込め	プール 冠水	事象例
1	0	0	0	流量完全喪失(全ポンプの故障)
2	0	0	Δ	冷却材喪失事故+サイフォンブレイク弁不作動+運転員対応
3	х	0	0	流量喪失時原子炉停止失敗
7	x	0	Δ	水平実験孔or 重水系配管破断によるプール 水位低下(炉心完全露出+底部は冠水維持)
8	×	×	Δ	水平実験孔or 重水系配管破断によるプール 水位低下(炉心完全露出+底部は冠水維持) +静的閉込機能喪失
9	Х	X	Х	流量喪失+静的閉込機能喪失+プール水位 喪失

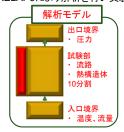


RELAP5 のJRR-3への適用性

解析コード: RELAP5/MOD3

軽水炉の事故時熱流動解析用コード

- □ 数土*らは、JRR-3板状燃料を模擬した装置で、上向き及び下向き流れでの限界熱流束(CHF)実験を実施
- □ さらに、同様な圧力、熱流束で行われた種々の流路形状(矩形、 円環、環状)でのCHF実験の結果と比較
- □ JRR-3板状燃料で簡易的な体系を組み(解析モデル)、 RELAP5により解析を行い実験データと比較する。**



解析範囲(実験及びJRR-3 運転範囲を包括) 熱流束 0.3~0.9MW/m² 質量流束 44~222 kg/m² s (10.00335 G^{-0.61} 温度 293~353K

数土相関式(上向き流れCHF)との比較

 $\equiv G/\sqrt{\lambda \gamma_{g}(\gamma_{t}-\gamma_{g})g}$ $q_{\text{DNB}}^{*}: \text{ Dimensionless DNB heat flux}$ $\equiv q_{\text{DNB}}/h_{fg}\sqrt{\lambda \gamma_{g}(\gamma_{t}-\gamma_{g})g}$

 λ : Characteristic length (m) ラプラス長さ $\Xi [\sigma/r_1-r_g)]^{1/2}$

■ RELAP5の解析結果は、従来の実験データのばら つきの範囲にあることを確認

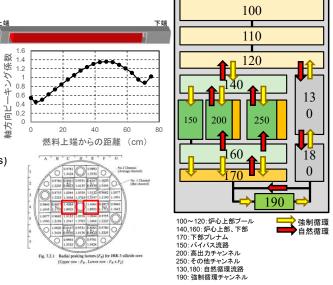
*Yukio SUDO et. al, (1985), Journal of Nuclear Science and Technology, 22:8, 604-618

** 津村貴史ら、プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析、日本原子力学会 2019年秋の大会

Page 10

RELAP5解析条件

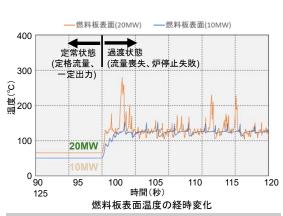
- ▶ 炉心、プールを模擬
 - 高出力チャンネル:2体
 - その他チャンネル:30体
 - ピーキング係数考慮
- ▶ 一点動特性近似
 - 冷却材密度・温度の反応度効果
- ▶ タイムステップ
 - (0~100秒:定常時運転状態)
 - □ 熱出力:20MW
 - □ 冷却材流量:2400m³/h (666.6kg/s)
 - □ 初期温度:35℃
 - (100秒~:流量喪失&炉停止失敗)
 - □ 熱出力:20MW
 - □ 冷却材流量:自然循環冷却



津村貴史ら、プール型試験研究炉の 設計基準を超える事故の解析、日本原子力学会 2019年秋の大会

Page⁴⁴11

解析結果4核的フィードバック無し,

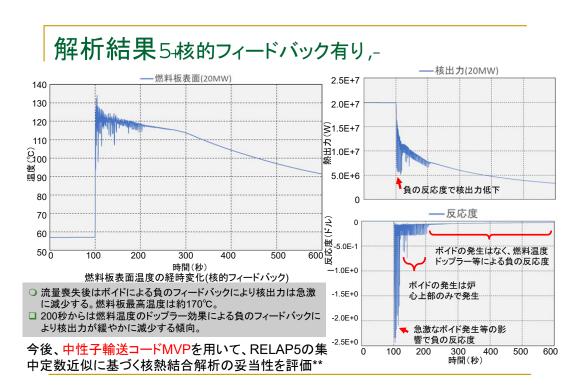


20MW

- ☑ 自然循環冷却では伝熱挙動が不安定であり、定常的な冷却は困難。

高出力Ch(10MW) その他Ch(10MW) 300 冷却材流量 (kg/ 0 (kg/ 0 -100 -300 -500 L 100 110 120 時間(秒) ---高出力Ch(10MW) -----その他Ch(10MW) 100 80 60 40 20 100 105 110 115 120 時間(秒)

津村貴史ら、プール型試験研究炉の 設計基準を超える事故の解析、日本原子力学会 2019年秋の大会



* 津村貴史ら、プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析、日本原子力学会 2019年秋の大会 **津村貴史ら、2020年春の大会、津村ら

Page 13

炉心溶融事故時に放出される放射性 物質(ソースターム)・放射線影響の検 討

放射性物質放出量(ソースターム)の評価の方法1/3

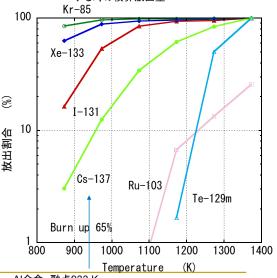
旧原研やJAEAの研究成果の活用

原研での板状燃料から気相中へのFP放 出挙動に関する実験*

設定温度で一時間ごとにステップ状に昇温 する時の積算放出量

- 原研でのソースターム実験*
 - 温度や高温継続時間による放出 制限
- ヨウ素やCs挙動についてのJAEAの 解析コード等

 - □ スクラビング、エアロゾルの重力沈 毫 降、壁面吸着等による放出量制限 蚪 についての実験やモデル整備
 - □ OSCAARコード: Level 3コード、FP の大気拡散挙動



AI合金 融点933 K

- * 岩井孝ら、試験・研究炉用分散型燃料の高温時における核分裂生成物の放出測定試験、JAERI-M 90-027
- ** J. DIDIER, SIEMENS AG (KWU), FISSION PRODUCT RELEASE FROM THE OLTEN RESEARCH REACTOR CORE, FRM-II, p.360 Page 15

放射性物質放出量(ソースターム)の評価の方法2/3 仮想事故解析と同様な評価の活用

- 検討例
 - □ 航空機落下による機械的燃料損傷
 - 燃料1要素あたり両端の2枚が損傷(標準型21枚、フォロワ型17枚)し、建屋閉じ込め機能喪失、下表の条件で地上放出
 - □ 外部被ばく実効線量 36 mSv (南西460m地点)、主に、希ガス
 - □ 内部被ばく実効線量 25 mSv (南西460m地点)、主に、よう素
- 全炉心損傷(単純計算、21/2倍~10倍)
 - □ 外部被ばく実効線量 360mSv(希ガス), 内部被ばく実効線量 250 mSv

	水中への放出率 (%)	水中から空気中へ の放出率(%)	建屋内沈着(%)
希ガス	100	100	
よう素(有機2%)	60	100	
よう素(無機98%)	60	1	50

*JRR-3のハザードポテンシャルに関する検討、研究炉加速器管理部、内部メモ

放射性物質放出量 ソースターム の評価の方法

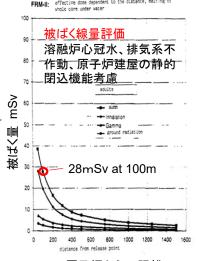
文献の活用

■ FRM II炉

20 MW、燃料 ウランーシリコン混合燃料(uraniumsilicon compound) アルミニウム製

■ FP放出評価

- □ Cs-137 インベントリ 132 T Bg(20MW, 50 full power days), 1T=1e12
- □ Cs 放出量の初期インベントリに対する低減効果 0.25*1e-5 = 2.5e-6
 - 燃料から水中の気相中への放出量割合 0.25
 - 除染効果 (水中でのスクラビング)+(エアロゾルの沈着等)
- □ 環境へのCs放出量 3e8 Bq (vs. 安全目標100T=1e14 Bq)



原子炉からの距離

Fig. 7

J. DIDIER, SIEMENS AG (KWU), FISSION PRODUCT RELEASE FROM THE OLTEN RESEARCH REACTOR ${\tt CORE, FRM-II, p.360, IGORR-IV, Proceeding of the Fourth Meeting of the International Group on Research}$ Reactors, May 23-25,1995, Gatlinburg, Tennessee

Page 17

Ss基準地震動

1300 gal

952 gal

リスク特性の把握と議論

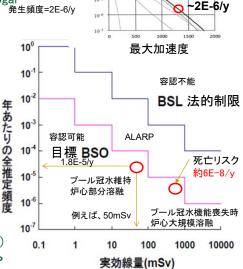
- 例 仮定:地震起因、地震影響は二段階に変化 ~ ... 発生頻度=1.8E-5/y □ 炉心部分損傷、公衆被ばく50mSv、952~1300gal
 - □ 冠水機能喪失、大規模損傷 500mSv、>1300gal
- リスクプロファイル:頻度と被ばく量の関係

F-C曲線: Frequency-consequence curve

- □ 被ばく線量は名目リスク係数で死亡数 に換算可能(ICRP2007年勧告 5.7%/Sv)
- □ 英国*1等でBSL, BSOを規制に使用
- □ NRC等の規制もF-C曲線で整理される
- 我が国の従来基準でも考え方は使用 通常時(線量限度1mSv、目標50 μ Sv)
 - 事故時(5mSv)、仮想事故(250mSv)

議論

- □ 全リスクを安全目標等と比較 ICRP公衆潜在被ばく リスク拘束値1E-5/y 日本の安全目標案 1E-6/y(急性・ガン死亡)
- □ 深層防護第3層で確保すべき安全水準とは?



揪

疉

폘 10-3

罒 卅

1. Numerical targets and legal limits in Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities - an explanatory note, Office for Nuclear

2. 本間俊充、リスクを考慮した規制の考え方、第52回原子力安全委員会資料第7号、平成22年8月23日

Page 18

文献*2 に加筆

試験研究炉の設計基準地震動について

- は、試験研究用原子炉の設備の重要度分類
 - □ 旧原子力安全委員会が定めた考え方*を参考に、高出力試験研究炉(10MW以上50MW 以下)の緊急停止及び未臨界維持に必要な制御棒やスクラム機構などを、最も重要な クラス1の構築物、系統及び機器として分類
 - □ クラス1機器は、耐震重要度分類で、Sクラスに分類。発電炉と同じ耐震性を要求。
- この考え方に明確な根拠はない
 - □ 推測される根拠:どのような原子力施設であろうと、ある許容される安全水準が確保さ れるべき。旧規制基準のように安全性を深層防護の第3層(設計基準)で判断する場合 、もっとも重要な炉停止機能について、同じ耐震性能を有すべき。
 - □ 国際的に確立した考え方では、
 - リスクをある水準以下に制限することが安全確保の目標
 - 第3層の安全水準は炉心損傷防止等の性能目標に関連
 - □ 第3層の水準は、性能目標や安全目標との関係に応じて、任意性があるはず
- 本評価結果の意味合い
 - 結果:1)炉心損傷防止の観点から、原子炉停止機能の重要性は、発電炉と比べ低い。 2)物理的に発生しうる最大の放射線影響は発電炉より相当に小さい。
 - □ 基準地震動は、発電炉より小さくしても、十分な安全水準は確保できる=発電炉と同じ 基準地震動である必要はない
 - *「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」に添付された「水冷却型試験研究用原子炉施設の Page 19 安全機能の重要度分類に関する基本的考え方」

費用便益分析についての検討

- 日的
 - 「ックフィット*等の規制要求の妥当性や適切な厳格さ(審査期間、詳細さ等)の 検討に役立つ手法の整備
- 背黒
 - □ IAEA安全原則等で、合理性を要求。費用便益分析が重要。
 - 合理的に達成可能な最高水準の安全性の追求、防護の最適化原則等
 - □ NRCでは、(バックフィットを含む)規制の妥当性を示すため規制解析を実施
 - 規制解析(Regulatory analysis)では、可能な範囲で費用便益分析を実施することを要求。
 - □ 我が国の原子力規制においても、将来的に必要になる可能性
 - ■「行政機関が行う政策の評価に関する法律」に基づき、公共事業において事 前評価が求められ、費用便益分析が利用されている**
 - □ 本法に基づく政策評価は、原子力規制委員会の施策に対してもなされている。ただし、費用 便益分析は実施していない。
 - 国土交通省の「公共事業評価の費用便益分析に関する技術指針(共通編)」,2009
 - □ 人的損失額のうち、精神的損害額については、当面、226百万円/人(死亡)適用

^{*} 最新の技術・知見を取り入れた基準に適合するよう、既存の設備を更新・改造すること(デジタル大辞泉)

[・]最新の技術・知見を取り入れた基準に適合するよう、既仔の設備を実新・収定すること、アンスルスロボック * アメリカ及びイギリスにおける費用便益分析の手法と実例に関する調査研究、平成23年度会計検査院委託事業報告書、三菱UFJリ ・ エスト・セルニストが地中へ地 Page 20 サーチ&コンサルティング株式会社

NRCの規制解析 Regulatory analysis

- 規制案の妥当性を示すための解析
 - □ NRCの意思決定や被規制者に負担を強いることの根拠の説明等に使用
 - すべての規制要求に要求される(検討の程度は重要性依存)
 - 代替案と比較、十分に安全性が高まり、費用が便益に見合っていること
 - □ 可能な限り最大限に費用便益分析(cost-benefit analysis*)を実施
 - 定性的な解析も含まれる
 - バックフィット、環境影響評価、型式認定(design approval)等に関する最終規則決定(issue finality)、規制の緩和(regulatory relaxation)で必要
- 貨幣換算のため、被ばく量低減効果の貨幣価値換算方法**を整備
- 規制解析のためのガイドラインの整備: NUREG/BR-0058, Rev.1 (1984), Rev.2 (1993), Rev.3 (2000), Rev.4 (2004)、最新版Rev.5 (Draft,2017)では、福島原発事故の知見(経済影響評価等)等を反映
- バックフィットについては、Backfitting Guidelines, NUREG-1409, (1990) が参照すべき重要文献
- 効率的かつ効果的な政策に関する社会的な要請は強い
 - □ レーガン大統領の大統領令(1981) E.O. 12291、クリントン大統領の大統領令(1993), E.O. 12866において、政府機関に対し、主要な政策について費用便益分析の実施を要求。NRCは自主的に大統領令に対応
 - ** 米国会計検査院GAOは、NRCによる「BWR格納容器用のフィルター付きベントについての費用便益分析の方法は不十分とした。NRC needs to improve its cost estimates by incorporating more best practices, GAO-15-98, 2014
- * 1983年までは、value-impact analysisと呼んでいた
- ** Reassessment of NRC's Dollar Per Person-Rem Conversion Factor Policy, NUREG-1530,1995、現在改訂中Rev.1 Page 21

QUFの費用便益分析で検討する項目

実効可能な範囲で定量的に評価する

- ■費用
 - □ 申請者、規制者、国家や自治体が要する費用
 - □ 健康、安全、自然環境に対する悪影響
 - □ 規制の効率化に対する悪影響
 - □ 規制手続きに必要な科学的知見
 - □ 経済や民間市場の効率的機能への悪影響
- 便益
 - □ 公衆及び従事者の放射線被ばく線量の減少
 - □ 健康、安全、自然環境に対する好影響
 - □ サイト内外での悪影響・財産損失の回避
 - □ 申請側、規制側、国家や自治体での費用節約
 - □ プラント稼働率の向上
 - □ 経済の効率的機能の促進
 - □ 保障措置リスクの減少

Regulatory Analysis Guidelines of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/BR-0058

^{*} cost-benefit analysis

Safety goal screening criteria

- 安全目標に基づくスクリーニング基準
 - □ 規制効果による炉心損傷頻度の減少と条件付き格納容器 損傷確率の関係で、重要でない規制案は、費用便益分析 実施の前に排除される

eg ≻	1x10 ⁻³
e Dama CDF)/R	1x10-4
ye in Core uency (Δ(1x10 ⁻⁵
Chang	1x10 ⁻⁶

Proceed To Cost-Benefit Portion of Regulatory Analysis	Proceed to Cost-Benefit Portion of Regulatory Analysis* (Priority)
Management Decision Whether to Proceed with Cost-Benefit Portion of Regulatory Analysis	Proceed to Cost-Benefit Portion of Regulatory Analysis
No Action Taken**	Management Decision Whether to Proceed with Cost-Benefit Portion of Regulatory Analysis

1x10-2 1x10-1

Estimated Conditional Containment Failure Probability***

Regulatory Analysis Guidelines of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/BR-0058

Page 23

規制委員会のバックフィット*や規制業務に関する考え方

炉規法

規制委員会は、設置許可基準に適合しない場合、施設の使用の停止を命じることが

規制委員会のバックフィットの運用に関する基本的考え方

適用する条件**の議論なし

- 新たな規制基準を既存の施設等に適用する場合には、規制基準の決定後一定の期間を確保した施行日を定 めるか、又は、当該規制基準の施行後の経過措置として当該規制基準に対応するために必要な期間を設定 することを基本とする。
- これらの期間は、原子力規制委員会が、当該規制基準の新設・変更の安全上の重要性、被規制者が対応す るために必要な期間等を総合的に判断して、個別に設定する。
- なお、安全上緊急の必要性がある場合には、新たな規制基準の新設・変更に際し、当該規制基準を即時に適 用することもあり得る。
- 新たな規制基準の施行日又は経過措置として必要な期間の満了後、その時点で適用される当該規制基準を 満足していない施設については、運転の前提条件を満たさないものと判断する。

原子力規制委員会 第1期中期目標 等で示される業務に関する基本的考え方

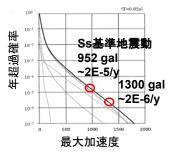
■ マネジメントシステムについて、安全文化の醸成や規制の改善につながるものとなる よう継続的改善を行いつつ組織全体に定着させる

原子力規制委員会マネジメント規程 (組織の運営管理に関する規定、改正2019)

- 第46条において、規則類について、グレーデッドアプローチの趣旨にのっとり定期的 に見直し、必要な改定を行うとしている
- * 規制委員会のバックフィットの例、BWR格納容器の代替循環冷却系(2017年)、 震源を特定せず策定する地震動(2019年) Page 24 ** 新たな規制基準のいわゆるバックフィットの運用に関する基本的考え方、原子力規制委員会、平成27年11月13日

集団に対する被ばく量低減効果の例

- 基準地震動を少し超えたところで事故が生じ公衆が被ばくすることを仮定
 - □ 発生頻度は基準地震動に対して推定される年超過確率F1[1/年]
 - □ バックフィット対応のため基準地震動を年超過確率F2に低下させる
- 被ばく量低減効果△R (簡単のため、健康影響のみ考慮)
 - 集団被ばく線量 Nr[人・Sv]
 - □ 今後Y年運転する
 - □ ΔR=(F1-F2)*Nr*Y [人·Sv]
- 具体的な値の例 Case 1
 - □ JRR3の仮想事故評価における人口分布等を参考
 - ガンマ線による全身被ばく22mSv
 - 集団線量0.25万人・Sv(個人最大被ばく線量の1.1e5倍)
 - □ BDBA時の個人被ばく線量 50mSv
 - F1=2E-5 [1/年]、F2=2E-6[1/年]、Nr=1.1e5*50mSv=5500[人・Sv]、Y=50年
 - □ ΔR₁=4.95 [人・Sv]
- Case 2 平均50 mSV、10000人被ばく、集団被ばく線量 Nr=500 [人・Sv]
 - □ ΔR₂=0.45 [人·Sv]



Page 25

貨幣評価値への換算

- 単位集団線量あたりの貨幣評価値
- 高原ら、Jpn, J. Health Phys., 48(4), 180~192 (2013)
- 被ばく損害には、客観的健康損害(α損害)と健康に関係ない損害(β損害)がある
- α損害の評価には、確率的生命の価値(Value of Statistical Life: VSL)が利用される。人間一人当たりの生命の貨幣評価価値[円]を意味する。
- □ VSLの評価方法には、人が死亡した際に失われる逸失利益や医療費用から評価する人的資本法と、あるリスク削減策に支払っても良いと思う最大の金額より評価する支払意思額(Willingness to Pay: WTP)による方法があり、一般に後者により評価される金額は前者による評価値より大きい
- 破ばく線量に応じて重みづけする手法もある。
- 重みづけを行わないWTP法により評価された生命の価値の平均:3.86億[円/人]
 - □ 我が国を対象とした8文献の平均(米国の評価*とほぼ同じ)、2012年の価値
- ICRP2007年勧告の被ばく線量と死亡数の関係、及び、JAEAのHEINPUT-GUIコードを利用し、平均的な日本人集団に対し被ばく線量と死亡率の関係を評価
- 生命価値と集団被ばく線量の関係:公衆 2040万円/Sv・人、職業人1830万円/Sv・人 具体例への適用
- Case1 2040[万円/Sv·人]*4.95 [Sv·人]* =1.0億円、 Case 2= 920万円
- 仮定の保守性等を踏まえ、改造費と比較

^{*} 最近のNRCの検討、Reassessment of NRC's Dollar Per Person-Rem Conversion Factor Policy, NUREG-1530, Rev. 1(Draft) では、VSLを9百万ドル(約10億円)に見直すことが提案されている。その結果、ICRP推奨の被ばく量との関係を用いると、被ばく量の貨幣評価価値は、51万ドル/Sv になる。(範囲として、30万から75万ドル/Svも示されている) Page 26

技術的課題の例: 低線量被ばくの考慮 モデルと他モデル

- 低線量被ばくリスクのモデル依存性*
 - □ Linear No-Threshold (LNT) 閾値無し線形モデル
 - □ Background: 地域のバックグランド相当(医療被ばくを含む)の6.2 mSv/year以下の被ばくは影響なしと仮定
 - □ Health Physics Society:5 mSv/year以下かつ生涯被ばく量が10mSv以下の場合、影響なしと仮定(米国保険物理学会の立場:ある値以下の低線量被ばくリスクは、不確かさの大きさから考慮すべきでない) 影響モデルの違いによる値の差に注意

	Scenario-specific risk of latent cancer fatality for an individual located within 10 miles (per reactor-year)				
Scenario	Linear No- Threshold	Background	Health Physics Society		
Long-term SBO	3×10 ⁻¹⁰	2×10 ⁻¹²	1×10 ⁻¹²		
Short-term SBO with RCIC Blackstart	2×10 ⁻¹¹	2×10 ⁻¹³	9×10 ⁻¹⁴		
Short-term SBO without RCIC Blackstart	6×10 ⁻¹¹	4×10 ⁻¹²	4×10 ⁻¹²		

State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA), NUREG-1935,NRC, 2012

Long-term SBO:全交流電源喪失, Short-Tern SBO:全電源喪失, RCIC: 隔離時冷却系, Blackstart:停電時の可搬式機器を用いた再起動

Page 27

費用便益分析の意義と課題

- 意義・実行可能性 (試験研究炉等への適用の場合)
 - □ 原子力規制での実績はないものの、極めて簡素化し、便益を過大に見積も るような仮定をしても、費用との間に数オーダーの違いがある場合、合理性 に係る主張の根拠になり得るのではないか
 - 発電炉に適用するより試験研究炉への適用ははるかに容易
- 課題
 - □ 基本的考え方の明確化
 - 規制委員会では検討されていない
 - 国際的に確立した考え方: IAEA安全原則、ICRP 放射線防護
 - □ 集団被ばく線量の評価
 - 高出力炉でBDBAをグループ分けし、被ばく線量を評価。全リスク評価
 - 低出力炉では、作業従事者への影響が主対象
 - 低線量被ばくの考え方
 - □ 範囲 (防災計画の範囲等)、LNTモデル等
 - □ 生命の貨幣価値換算
 - □ その他の経済的影響

その他の工学解析の計画

作業従事者の深層防護

- 炉規法は、原子力災害からの国民の生命・財産、環境の防護が目的
 - □ 規則類は、主に公衆に対する深層防護を要求
- JAEAの安全実績
 - □ 適切な被ばく防止対策が整備され実践されていると推定
- 機構のトラブル報告書に深層防護が書かれていない
 - □ トラブルの影響(被ばくの有無等)が、必然か偶然か、説明されていない
 - トラブルが想定され、工学的評価が事前になされていたかが不明
 - □ 事故・トラブルの重要度は、実際に生じた人・環境への影響だけでなく、深層 防護の劣化で定まる(国際原子力事象評価尺度)
- 現状を分析し、必要な場合に工学的評価を検討し、深層防護の明確化に役立 てる

耐震特性

- □耐震性の最適評価手法の整備等
 - 安全研究として、HTTR建屋を対象とした検討等を実施中
- □ 耐震S、B、Cクラスのバックフィットの必要性

Page 29

まとめ

- JAEA安全研究・防災支援部門において、JAEA原子力施設のグレーデッド アプローチに資する検討に着手
 - □ グレーデッドアプローチの実践に活用可能な工学的評価
 - JRR3のリスク情報
 - 費用便益分析
 - 作業従事者の深層防護等
- 研究用原子力施設のリスクの小ささから安全対策の整備や規制等に活用が容易(と期待)
 - □ 先行的、具体的、簡単化された検討が可能
- 将来的には発電炉のグレーデッドアプローチの研究に発展

This is a blank page.

国際単位系(SI)

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本i	単位
巫平里	名称	記号
長 さ	メートル	m
質 量	キログラム	kg
時 間	秒	s
電 流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光 度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
和工里	名称	記号
面	責 平方メートル	m ²
体		m^3
速 さ , 速 月	まメートル毎秒	m/s
加 速 月		m/s^2
波	毎メートル	m ⁻¹
密度,質量密度	ま キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	ま キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比 体 和	責 立方メートル毎キログラム	m³/kg
電流密度	まアンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強き	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) ,濃厚	ま モル毎立方メートル	mol/m ³
質 量 濃 月	ま キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝		cd/m ²
出 切 半	b) (数字の) 1	1
比透磁率(^{b)} (数字の) 1	1

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

	回作の名称と記り	7 (1)(0		
			SI 組立単位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による	SI基本単位による
	10 AD ATT	記り	表し方	表し方
平 面 角	ラジアン ^(b)	rad	1 (p)	m/m
立 体 角	ステラジアン ^(b)	$sr^{(c)}$	1 (b)	m^2/m^2
周 波 数	(d)	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力,応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷,電気量	クーロン	С		s A
電位差 (電圧),起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静 電 容 量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2} kg^{-1} s^3 A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁 束 密 度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	$^{\circ}\!\mathbb{C}$		K
光	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
	ルクス	lx	lm/m^2	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 (f)	ベクレル ^(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量, 比エネルギー分与,	グレイ	G	T/l	$m^2 s^{-2}$
カーマ	2 24	Gy	J/kg	m s
線量当量,周辺線量当量,	. (-)	_	7.0	9 -9
方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
	カタール	kat		s ⁻¹ mol
Charlest Contract and Contract			to the second second second	mm > f t = > >>f f t = >

- 酸素活性|カタール kat simple

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

表 4 単位の中に因有の名称と記号を含むSI組立単位の例

表 4. 単位 Ø)中に固有の名称と記号を含		立の例
	S.	I 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表 面 張 力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量,エントロピー		J/K	$m^2 \text{ kg s}^{-2} \text{ K}^{-1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱 伝 導 率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘 電 率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg⁻¹ s A
吸 収 線 量 率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射 強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m4 m-2 kg s-3=m2 kg s-3
放 射 輝 度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表 5. SI 接頭語						
乗数	名称	記号	乗数	名称	記号	
10^{24}	ヨ タ	Y	10 ⁻¹	デ シ	d	
10^{21}	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c	
10^{18}	エクサ	E	10 ⁻³	₹ <i>リ</i>	m	
10^{15}	ペタ	Р	10 ⁻⁶	マイクロ	μ	
10^{12}	テラ	Т	10 ⁻⁹	ナーノ	n	
10^{9}	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p	
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f	
10^{3}	丰 口	k	10 ⁻¹⁸	アト	a	
0			-01	18		

10-24 ヨクト

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位			
名称	記号	SI 単位による値	
分	min	1 min=60 s	
時	h	1 h =60 min=3600 s	
目	d	1 d=24 h=86 400 s	
度	0	1°=(π/180) rad	
分	,	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad	
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad	
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²	
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³	
トン	t	1 t=10 ³ kg	

da

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
		1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノ ッ ト	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネ ー パ	Np ¬	CI単位しの粉は的な関係は
ベル	В	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
デ シ ベ ル	dB ~	7.7.7.4.4.1.7.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.

表 9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値	
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J	
ダ イ ン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N	
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s	
ストークス	St	1 St =1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹	
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²	
フ ォ ト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx	
ガル	Gal	1 Gal =1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²	
マクスウエル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$	
ガ ウ ス	G	1 G =1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T	
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4 π)A m ⁻¹	

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称					記号	SI 単位で表される数値			
+	ユ		リ	ſ	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq			
ν	ン	卜	ゲ	ン	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$			
ラ				k	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy			
ν				ム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv			
ガ		ン		7	γ	$1 \gamma = 1 \text{ nT} = 10^{-9} \text{T}$			
フ	æ.		ル	131		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m			
メートル系カラット			ット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10 ⁻⁴ kg				
卜				ル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa			
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa			
力	П		IJ	ſ	cal	1 cal=4.1858J(「15℃」カロリー),4.1868J (「IT」カロリー),4.184J(「熱化学」カロリー)			
3	ク		口	ン	μ	1 μ =1μm=10 ⁻⁶ m			