

Thu. Sep 8, 2016

Room B

Planning Lecture | Technical division and Network | Materials Science and Technology Division

[PL2B] Status and perspective of the material irradiation research

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[PL2B01] International research program on material irradiation in the reactors

*Mikio Shikama¹ (1.Hachinohe Institute of Technol.)

[PL2B02] Material irradiation research using the spallation neutron sources

*Kenji Kikuchi¹ (1.Ibaraki Univ.)

[PL2B03] Material irradiation research using the ion accelerators

*Hiroaki Abe¹ (1.Univ. Tokyo)

Room C

Planning Lecture | Board and Committee | Standards Committee 2

[PL2C] Overview of the Revised AESJ Standard "Soil Covering Procedures and Post-closure Controls of Low Level Radioactive Waste Disposal Facilities : 201X"

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[PL2C01] The whole outline of the Revised AESJ Standard, The Revised process and purpose

*Kouichi Yoshihara¹ (1.JANSI)

[PL2C02] The main revise contents based upon the new Regulation

*Kouichi Yoshihara¹ (1.JANSI)

[PL2C03] The main revise contents based upon the new Regulation

*Takashi Sekiguchi¹ (1.TODA Corp.)

Room D

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 3

[PL2D] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Chair: Osamu Tochiyama (NSRS)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL2D01] Strategy and approach for safety case

development

*Tetsuo Fujiyama¹ (1.NUMO)

[PL2D02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Kunio Ota¹ (1.NUMO)

[PL2D03] Design and engineering feasibility of geological disposal system

*Satoru Suzuki¹ (1.NUMO)

[PL2D04] Long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fujisaki¹ (1.NUMO)

[PL2D05] Discussion

Chair: Osamu Tochiyama¹ (1.NSRS)

Room E

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[PL2E] Issues related to Application of Safety Goals

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL2E01] Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan

*Shietsu Sugawara¹ (1.CRIEPI)

[PL2E02] Approach to Safety Goals for Engineering Systems

*Takeshi Matsuoka¹ (1.Utsunomiya Univ.)

[PL2E03] Discussion

Chair: Kiyoharu Abe¹ (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

Room F

Planning Lecture | Over view Report | Over View Report 4

[PL2F] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL2F01] Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*Koji Okumura¹ (1.Hiroshima Univ.)

[PL2F02] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[PL2F03] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Kazuo Tani¹ (1.Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

[PL2F04] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Koji Okamoto¹ (1.Univ. of Tokyo)

Room G

Planning Lecture | Other Session | JST

[PL2G] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[PL2G01] Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto¹ (1.JST)

[PL2G02] UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno¹ (1.British Embassy Tokyo)

[PL2G03] Nuclear Research and Technology Transfer

*Simon M. Pimblott¹ (1.Univ. of Manchester)

[PL2G04] The UK's National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)

*Keith Franklin¹ (1.NNL)

Room H

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[PL2H] Way of information dissemination as AESJ

Chair: Mito Sagai (CRIEPI)

1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL2H01] Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*Takashi Takata¹ (1.JAEA)

[PL2H02] Current status and future directions of Position Statement

*Ryuichi Yamamoto¹ (1.JAEA)

Room I

Planning Lecture | Technical division and Network | Advanced Reactor Division

[PL2I] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[PL2I01] Overview of Working Group on Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Takaya Ito¹ (1.MFBR)

[PL2I02] Technical Issues on Current Maintenance Management

*Shigeru Takaya¹ (1.JAEA)

[PL2I03] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Shoji Kotake¹ (1.JAPC)

Room J

Planning Lecture | Board and Committee | Editorial Board

[PL2J] Challenge to LNT hypothesis

Chair: Michikuni Shimo (Fujita Health Univ.) and Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL2J01] Late Effects of Radiation

*Masako Bando¹ (1.Jein)

[PL2J02] Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

*Siro Tanaka¹ (1.Kyoto Univ.)

[PL2J03] WAM model as an alternative of LNT

*Yuichiro Manabe¹ (1.Osaka Univ.)

[PL2J04] Multi-disciplinary committee in JSPS

*Takahiro Wada¹ (1.Kansai Univ.)

[PL2J05] Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada¹ (1.Tokyo Tech)

Room K

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[PL2K] Introduction of Social and Environmental Division Award

Chair: Muneo Morokuzu (PONPO)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[PL2K01] A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process

*Michio Ishikawa¹ (1.Association for Nuclear Decommissioning Study)

[PL2K02] Risk Communication Activities that Meet the

Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*Junko Ayame¹ (1.JAEA)

[PL2K03] Activities of YGN

*Jun Nishiyama¹ (1.YGN)

Room L

Planning Lecture | Technical division and Network | Computational Science and Engineering Division

[PL2L] Numerical Simulations for External Hazard Evaluation

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL2L01] Introduction

*Akemi Nishida¹ (1.JAEA)

[PL2L02] Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by Using Multi-Scale Particle Method

*Mitsuteru Asai¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL2L03] Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*Yuzuru Eguchi¹ (1.CRIEPI)

[PL2L04] Aircraft Impact Assessment for Nuclear Power Plant Design

*Haruji Tsubota¹ (1.JAEA)

Room M

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

[PL2M] Needs and Challenges of Technology Development for Future Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL2M01] Needs and Challenges of Technology Development for Safeguards

*Masato Hori¹ (1.JAEA)

[PL2M02] Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

*Kazuyuki Demachi¹ (1.Univ. of Tokyo)

Room O

Planning Lecture | Technical division and Network | Radiation Science and Technology Division

[PL2O] Recent studies on target terminal of

accelerator-driven small neutron source

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[PL2O01] Development of target of Riken Accelerator-driven Neutron Source

*Yutaka Yamagata¹ (1.RIKEN)

[PL2O02] Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*Kouichi Kino¹ (1.AIST)

[PL2O03] Development of neutron generation target of Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

*Akira Uritani¹ (1.Nagoya Univ.)

[PL2O04] Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*Hirohiko Shimizu¹ (1.Nagoya Univ.)

[PL2B] Status and perspective of the material irradiation research

Chair: Shigeharu Ukai (Hokkaido Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room B (Kumume City Plaza - Gallery 1)

[PL2B01] International research program on material irradiation in the reactors

*Mikio Shikama¹ (1.Hachinohe Institute of Technol.)

[PL2B02] Material irradiation research using the spallation neutron sources

*Kenji Kikuchi¹ (1.Ibaraki Univ.)

[PL2B03] Material irradiation research using the ion accelerators

*Hiroaki Abe¹ (1.Univ. Tokyo)

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

(1) 国際協力による原子炉での材料照射研究

(1) International research program on material irradiation in the reactors

四竈樹男

八戸工業大学

1. 研究炉の現状

研究炉は、一部の国での新設計画はあるが全体的に老朽化、管理コストの著しい上昇、規制強化、などの影響により世界的にその管理運営が困難になりつつある。特に憂慮すべきは、材料・燃料照射に適した高出力密度の大型研究炉の老朽化である。国内に目を向ければ、大型研究炉、JMTR, JOYO, JRR-3, HTTR等はずべて停止状態であり、材料・燃料照射はここ10年程度実質的に完全停止状態にある。JRR-3が再起動に向けて作業が進められているのは明るいニュースであるが、他の大型研究炉の将来は全く不透明といっても過言ではない。

多くの国々の関係者達、特に先進国の関係者達は現状に深い懸念を共有しており、10年ほど前から、IAEAにおいて、「研究炉に関する作業部会」(Technical Working Group on Research Reactors; TWGRR)を設置し、現状の把握、今後への対応について検討してきた。5年2期の活動が昨年終了し、これまでの活動の総括、今後への対応が検討されつつあり、今年度は活動を一時的に休止する動きと聞いている。

一方、国内においては、学術会議において研究炉小委員会(座長: 柴田徳思名誉教授)において、国内の研究炉のあり方についてより広い立場から検討が進められている。

ここでは、TWGRRでのこれまでの検討を軸に、国内外の現状を報告し、今後に向けた展望について報告する。

2. 研究炉を用いた材料照射研究

研究炉を用いた材料・燃料照射研究はマンハッタン計画を始めとした原子力開発当初より、各国で精力的に進められてきており、膨大なデータが蓄積されてきている。核分裂システムに限れば、最も実用システムに近い条件での照射が行えること、大きな照射スペースがあり大小様々な寸法の試験片を用いた照射が行えること、などの優れた特徴を有する。また、初期に問題となった、照射条件制御、再現性確保の問題については、特に、日本国内の研究が先導的役割を果たし、ここ30年の間に目覚ましい進歩が見られ、原子炉照射の膨大な蓄積データと他のより制御が容易な照射データとの相関についても、初期のような暗闇の中で遠方の蠟燭の灯を探す状況からは一変している。一方、核融合炉を始めとする先進エネルギーシステムに対しては、中性子スペクトルが必ずしも適切ではないことなどの課題がある。ただし、この問題に関しても、同位体調整法、特殊各変換利用法などの照射技術開発が着実に進められてきている。

無計装単純照射を中心に始められた原子炉照射は、その後、計装・制御照射が中心となり、更に、オンラインその場計測照射が主流になりつつあり、得られるデータの豊饒性、信頼性は大きく改善されてきている。近々運転開始が見通されるJHR炉(仏国; ジュール・ホロビッツ炉)では、原則的にその場計装が照射の基本原則とされつつあるようである。福島事故を受けた過酷事象に対する研究においても、米国は長きにわたり運転停止状態にあったパルス黒鉛炉を用いた過渡現象のオンライン計装の再開を計画している。また、露国で計画の進む新型照射試験炉においても、照射ループを用いた計装・制御、その場測定が主要な研究手法として検討されている。国内では、JMTRがこの分野で世界的にも先導的な役割を担ってきて

おり、更には JOYO においても、計装・制御技術開発が積極的に進められてきた。これらの国内努力は、日米協力、日欧協力においても積極的に活用されてきており、この分野での日本の寄与は地味ながら高い国際的評価を受けてきている。

一方、原子炉照射技術の高度化は、結果として照射コストの多大なる上昇を引き起こしており、研究者の思い付き、創意工夫が直接、即応的な研究の実施には結びつかなくなっている、という負の側面も指摘しなければいけない。これらの課題を克服する手段として、これまで以上の研究の組織化、複数の研究プロジェクトの協調、更にはより緊密な国際協力が不可欠となってきた。

3. 研究炉利用と国際協力

原子炉照射における国際協力は、OECD を基盤とするハルデン計画が嚆矢であろう。そこでは軽水炉の燃料・材料照射研究が長きにわたり国際協力として実施され、多大の成果が挙げられてきている。課題は、ハルデン計画が、個別の研究者からの限られたアクセスしかなく、個人興味をベースとした基礎分野での研究者が関与しにくいことであった。これについては、ハルデン(諸国)側も、近年改善に乗り出し、ハルデン計画の中で蓄積された最新の照射技術を広く提供する努力を行っている。炭化ケイ素複合材料を用いた新型被覆管開発研究に関連した動きはその一例である。

国内では、個別の組織が個別に海外の照射施設を利用することは長年行われてきていることであるが、1970 年代後半より、核融合開発の分野で組織的に米国の先進照射施設を利用することが行われてきた。RTNS-II 計画を始めとして日本原子力研究機構研究者と大学関連研究者が中心となり全日本的な組織を形成して日米協力が長期に渡り実施されてきている。この国際協力では多くの研究成果が挙げられてきたと同時に、若い世代の育成が計画的に図られてきたことは指摘すべき重要な成果である。現在、国内で核分裂、核融合を問わず、原子力システムで材料開発・研究に携わるほとんどすべての技術者・研究者が、若い時期にこの研究協力を携わった事実は極めて重要である。

翻って考えると、原子力関連の材料研究における人材育成においては原子炉照射が重要な結節点となってきた。この国内研究炉の利用組織がそのまま国際研究での研究炉利用に繋がっていった。この背景には、研究炉利用には、原子炉の運転管理者のみならず、利用者の貢献が極めて重要であることに先達が気づき、研究炉利用黎明期より、利用者の関与を積極的に図っていった事実がある。特に JMTR 利用にあたっては、単に管理者側にハードウェア管理、開発を委ね、利用者はそのハードウェアの単なる利用者に止まる、という一般的な体制をとらずに、利用者側も照射後試験設備を中心とし積極的に原子炉照射に関わっていった体制全体の枠組みを構築したことは極めて独創的な発想として深く敬意を表する。現在、米欧において研究炉利用の仕組みの見直しが積極的に図られているが、それらは日本が率先して整備した利用体制を強く意識したものであると自負する。関連して、米国ではアイダホ国立研究所を核として、研究炉を中心とする原子炉施設の共同利用が国内のみならず国際的な視野を持って進められており、日本の研究者に対しても門戸が開かれている。同時に、日本国内の研究炉共同利用の枠組みも外国に対して開かれたものになっていることは指摘したい。

国内の研究炉が 10 年以上の長きにわたり停止した状態を調整するため、特に材料試験の中核をなす JMTR、JOYO の大学関連共同利用責任組織である東北大学金属材料研究所は国内研究炉が停止している間の補完、更にはこのような状況を梃として国際協力を進展させるべく、ここ 10 年ほど、国際協力を通じて国外研究炉の利用を推進している。具体的には白国の BR-2、米国の HFIR の利用を進めてきている。長期にわたる定常的な共同利用を通じて相手側との緊密な連携が構築されてきている一方、国外炉利用の問題点も認識されつつあり、やはり、対等な国際協力には自国の高性能研究炉の稼働が不可欠であると認識

されている。

このように、各国、各極において、研究炉の利用が国際協力を視野に利用枠組みの見直しが進められている。JHR やロシアの提案する新研究炉においても、その利用形態は国際コンソーシアム形式をとろうとしている。この基本的背景は、運転・維持に必要な莫大なコストを国際的にシェアしようとするところにある、必ずしも研究の国際協調とは直接結びついていないところが大きな問題と考える。しかしながら、研究炉建設・管理・運営には国からの多額の資金援助が不可欠であり、それに付随したナショナリズムを否定することは不可能であり、個々の国の利害得失と科学技術全体の利益得失を妥協させる優れたシステム開発が今後の重要課題となる。いたずらに研究の効率化を錦の御旗にして、特定のシナリオに基づく研究炉の専断的利用は厳に慎まなくてはならない。

4. 学術会議、IAEA からの提言

学術会議での議論に関しては第一期のとりまとめが既に公開されており、当然ながら研究炉の重要性、更には長期的には新たな研究炉の建設の可能性が指摘されている。一方、IAEA では各国の利害得失の調整は不可能に近いところから、各論併記、一般論的記述に終わらざるを得ないというのが当面の個人的感想ではある。しかしながら、現状を打破するための様々な提案が野心的な国々からなされてきている。それらの当面の取りまとめとして、ICERR(アイサー; International Center of Excellence on Research Reactors)なるものが提案されている。これは、IAEA が研究炉国際利用の核となり得る高度な設備とその利用ノウハウを有する組織を選定し、その組織が中心となって国際協力を推し進めようとするものである。ただし、当初のアイデアである大型高出力研究炉を中心とした枠組みは多くの国からの反対を受け、小型研究炉も含めた枠組み、更には多極間の大掛かりな国際協力だけではなく、少数の国々が関与する小規模な協力も含めようとするのが直近の動きと理解する。今後の流れはかなり流動的かと推測する。

5. まとめ

研究炉を利用した材料照射研究は大掛かりな研究であり、材料研究者のみならず、運転管理者、原子炉技術者との緊密な連携がますます不可欠なものになってきている。欧米では研究者と技術者の分離が伝統的に強いことから、このことは認識されつつもあまり真剣に検討されてこなかったのがハルデンなどの少数の例外を除けば事実であった。しかし、日本からの問題提起をきっかけに、研究者、技術者、管理者間の交流が著しく進展し、原子炉材料照射は大きな前進を見てきている。一方でこのことは、原子炉材料照射の高コスト化、効率の低下に帰結しつつあり、それらの打破策としてますます国際協力が不可欠なものになってきている。国内においては、自らを縛ることとなる国際協力に消極的な向きもあるが、流れの中では、自己の特徴を活かし、それを武器に自身の主張を他極に理解させて研究を進展させていく努力が今後一層望まれる。

Tatsuo Shikama

HIT

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

(2) 核破砕中性子源による材料照射研究

(2) Material irradiation research using the spallation neutron sources

菊地 賢司

茨城大学

1. 核破砕材料研究のねらい

高エネルギー陽子照射による構造材料特性の変化は、中性子照射（原子炉、核融合炉条件）の場合と同じか？異なるか？J-PARC、US-SNS、EU-SNS（当時）の大強度中性子源標的の寿命に及ぼす高エネルギー粒子照射の影響は何か？核破砕物の核変換システム（ADS）を想定した陽子ビーム窓材料の選定は？共通するのは、加速器駆動装置で使う材料の交換寿命と装置の成立性を見極めることが研究の狙いである。

2. 利用する材料選定

スイス PSI の核破砕中性子源標的（サイクロトロン 580MeV、0.8MW）を利用して、高エネルギー陽子照射の材料実験を開始した（1998 年）。核破砕中性子源の固体標的として歴史のあった W に着目し、パラメータをふるために単結晶、多結晶、高純度系の試料などを選定し、照射材の準備を行った（科研費「長寿命核破砕中性子源用ターゲットの開発」（川合代表））。Ta は崩壊熱が MW 級中性子源では高く、単独の使用ではなく、W 標的の高速度水流下でのエロージョン防止被覆材として選定した。他に固体標的では金も取り上げた。実際そのような議論が施設建設であった。

液体金属中性子源標的としての水銀、鉛ビスマス自体の利用価値は、“材料損傷”が考慮不要の点と除熱の熱媒体として使える点にあり、材料照射研究対象は、標的閉じ込め容器材料となる。我が国に蓄積された核融合材料研究等の蓄積を元に、オーステナイト鋼と FM 鋼の材料に着目して研究を展開した。

2. 照射後試験研究

J-PARC と PSI が覚え書きを交わし、旧原研の東海 HL に照射材を輸送し管理した。機械試験、金相試験、電顕、残留軽核ガス測定、陽電子消滅試験を、専門家の協力を得て実施した。機械荷重による引張り、ゲージ部の伸びの直接測定から歪みを割り出すこと、疲労強度は板の曲げ疲労特性で、核発熱と熱応力制限に起因する。他にシャルピーは DBTT 評価のため実施された。最近の研究では、2006 年に 580MeV 陽子を流動鉛ビスマス核破砕標的に入射する実験を行い、実部材の照射後試験で ADS に関連する先駆的な研究が継続中である。中性子源である水銀標的の使用済み材料の照射後の追跡型研究も実施されている。

3. 研究結果と今後の課題

原子の弾き出し数に対する中性子照射材と比較すると、オーステナイト鋼の延性の低下が大きい。溶接金属（EBW）の延性の低下が著しく、重要な結論は、溶接部に陽子ビームを直接当てない事である。FM 鋼では、DBTT の上昇が極めて大きく（Yong Dai）、引張試験後の破面も 1800appmHe で粒界破面の報告がある。同様な照射条件で JPCA では粒内破面であった事に注目している。軽核ガス生成量は陽子ビーム利用標的の体系で異なる。評価には PHITS 等の計算結果が必要である。研究課題は、残留ガス効果、液体重金属効果である。成果詳細は、JNM の論文（IWSMT 発表）、概要記載は科研費「材料損傷機構の実験および理論による包括的研究と高エネルギー量子ビーム場用材料開発」（川合代表）報告書にある。

Kenji Kikuchi

Ibaraki University

材料部会セッション「材料照射研究の現状と今後の展望」

(3) イオン加速器による材料照射研究

(3) Material irradiation research using the ion accelerators

阿部弘亨

東京大学

1. 序論

イオン照射法を用いた材料研究には長い歴史がある。特に中性子照射の模擬手法としてイオン照射法が期待されることは良く知られているところであり、様々な研究者によって提案された関連式や実験手法がある。しかし、イオン照射と中性子照射の間には、両者の実験的制約条件や、想定する実機（核融合炉や核分裂炉）環境との差異に起因した大きな隔たりがあり、必ずしも模擬手法として確立することができているわけではない。一方で、イオン照射法では、加速器の性能や照射技術の向上、さらにはその場観察／分析法の開発などが著しく、基礎的観点での知見取得に大きな貢献を果たしている。本稿においては、イオン照射法の最近の高度化や関連するその場を含む観察／分析法に関する知見を収集し、浅学菲才ながらこれらの課題と展望について議論したい。

2. 議論の対象

議論の対象として以下の点を挙げることができる。

- ・イオン加速器照射技術の向上
- ・その場観察／分析技術開発
- ・中性子照射環境模擬に関する研究

上記項目は、いずれも最後の項目に収斂するように整理する。

照射技術の向上の中には、例えば照射関連法など、日本を中心とした諸先輩方の努力の片鱗をまとめるとともに、課題を整理する。また、その場観察技術についても格子欠陥基礎研究だけでなく、照射誘起相変態やPKA スペクトル効果の抽出を図った研究などについてまとめる。さらに、イオン照射効果との比較を図るという意味で、中性子照射研究において実施が望まれる実験等についても問題提起をしたい。

Hiroaki Abe

The University of Tokyo

[PL2C] Overview of the Revised AESJ Standard “ Soil Covering Procedures and Post-closure Controls of Low Level Radioactive Waste Disposal Facilities : 201X”

Chair: Yuichi Niibori (Tohoku Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room C (Kumume City Plaza - Gallery 2)

[PL2C01] The whole outline of the Revised AESJ Standard, The Revised process and purpose

*Kouichi Yoshihara¹ (1.JANSI)

[PL2C02] The main revise contents based upon the new Regulation

*Kouichi Yoshihara¹ (1.JANSI)

[PL2C03] The main revise contents based upon the new Regulation

*Takashi Sekiguchi¹ (1.TODA Corp.)

標準委員会セッション2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」：201X 改定標準案の概要について

(1) 標準改定の経緯、目的、標準全体概要の紹介

(1) The whole outline of the Revised AESJ Standard, The Revised process and purpose

新堀雄一¹，*吉原恒一²，関口高志³，

¹東北大学，²原子力安全推進協会，³戸田建設(株)

1. 標準改定の必要性と改定の経緯

低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る施設の管理方法（主に埋設後）及び埋設終了時の埋め戻し方法などを規定する学会標準としては、2011年2月に発行された“低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る埋戻し方法及び施設の管理方法：2010”（以下、「埋設後管理標準」という。）がある。この標準は制定から5年以上経過しており、改定を検討する時期に至っている。一方、埋設処分に係る国の安全規制については、2013年11月にピット処分及びトレンチ処分を対象とする「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「許可基準規則」という。）が制定され、また、2014年6月に、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則（以下、「事業規則」という）の改正も実施されている。これらの規則では、埋設の開始から埋設施設の廃止措置に至るまでの管理期間における基本安全機能（遮蔽、閉じ込め、飛散防止、移行抑制）を達成するための設計要求や同機能の維持を監視する方法、及びこれらの機能の持続性を確認するための定期的な評価等に関して、要件が規定されている。したがって、国の現行法令等に準拠した学会標準にする観点からも改定が必要であると判断される。さらに我が国の低レベル放射性廃棄物の埋設事業に目を向けると、ピット処分では操業中の埋設施設の埋戻しを検討する時期が近づいており、また、トレンチ処分では、原子力発電所の廃止措置に伴って発生する極低レベル放射性廃棄物を対象とする埋設処分の事業許可申請を既に行っている事業者もあり、廃棄物埋設施設の設計、安全評価、建設、施設検査、埋戻し及び埋設後管理などが喫緊の課題になっている。廃棄物埋設施設の埋設時及び埋設後の施設管理を安全かつ円滑に進めるための手引きとなる埋設後管理標準の整備（新知見の導入や現行法令・規則等への適合化等）が必要となっている。

このような状況のもとに原子燃料サイクル専門部会（以下、「専門部会」という。）及びLLW埋設後管理分科会（以下、「分科会」という。）では、平成26年8月より改定のための審議を再開し、12回の分科会審議、専門部会及び標準委員会への中間報告・本報告・書面審査を経て、標準改定案を取りまとめ、平成28年7月において、公衆審査の終了に至っている。

2. 標準の全体概要

2-1. 適用範囲について

この標準は、原子炉施設及び再処理施設・MOX燃料加工施設の運転及び廃止措置に伴って発生する低レベル放射性廃棄物のピット処分及びトレンチ処分の埋設地に係る覆土の施工方法及び埋設地の管理に必要な施設の管理方法に適用するもので、それぞれの処分方法ごとに、廃棄物埋設地における段階管理による安全確保の方策、覆土の施工方法、保安のために講ずべき措置（監視、埋設地の保全、定期的な評価等）及び記録などを規定している。なお、現行標準では適用範囲に含めていた余裕深度処分については国の新規制基準の制定を待つこととして先送りし、改定した標準の適用範囲には含めていない。

Yuichi Niibori¹，*Kouichi Yoshihara²，Takashi Sekiguchi³

¹Tohoku Univ.，²Japan Nuclear Safety Institute，³Toda Corporation.

2-2. 用語の定義について

用語の定義については、専門部会の統一用語の定義案、他の埋設処分関連学会標準などの定義に加え、許可基準規則などで用いられている用語の定義を参考にして追加・改定した。追加・改定した主な用語の定義を以下に示す。下線を記した用語は追加した用語である。定義文中の下線部分は、許可基準規則、事業規則、専門部会及び標準委員会の書面投票などにおける意見を反映して定義した重要な箇所である。

①**処分システム**：放射性廃棄物の処分において、生活環境への影響を防止する仕組み。

注記 この仕組みは、廃棄物埋設地（人工バリアを含む）、地質環境（天然バリアを含む）などによって構成される。

②**ピット処分**：地上又は地表近くの地下に設置された廃棄物埋設地において、放射性廃棄物を次のいずれかの方法によって最終的に処分すること。

—外周仕切設備を設置した廃棄物埋設地に放射性廃棄物を定置する方法。

—外周仕切設備を設置しない廃棄物埋設地に放射性廃棄物を一体的に固型化する方法。

注記 “地表近くの地下” に関しては、現行の法令、事業規則の第一条の二第四項において、深さ五十メートル未満と定められている。

③**遮蔽**：ある領域に入射する放射線の粒子フルエンス率を、放射線源との間に物体を挿入することによって減らすこと。

注記 “粒子フルエンス率” は、JIS Z 4001:1999 に定義されている“粒子束密度”と同義語であるが、この遮蔽の定義では、国際放射線単位測定委員会の推奨する一般的な表現である前者を用いた。

④**閉じ込め**：ピット処分の埋設段階において、廃棄物埋設地の限定された区域からの放射性物質の有意な漏えいを防止すること。

⑤**移行抑制**：廃棄物埋設地から地下水を介して生活環境へ移動する放射性物質を低減させること。

⑥**飛散防止**：廃棄物を埋設する場合において、廃棄物埋設地の外に放射性物質が飛散するおそれがあるときに、それを防止すること。

⑦**埋設段階**：埋設する放射性廃棄物の受入れの開始から覆土の施工によって埋設が終了するまでの期間。

⑧**保全段階**：埋設の終了から廃止措置の開始までの期間。

⑨**管理期間**：処分場における放射性廃棄物の受入れの開始から廃止措置の開始までの期間。

注記 廃棄物埋設施設において、操業を行う期間及び監視、巡視、点検、特定行為の制約などの管理を行う期間。

⑩**操業期間**：処分場における管理期間の一部であり、放射性廃棄物の受入れ開始から覆土の施工によって埋設が終了するまでの期間。

⑪**定期的な評価等**：事業の開始から廃止措置の開始までの間で、10年を超えない期間ごと及び放射能の減衰に応じた第二種廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置を変更しようとするときに、最新の技術的知見を踏まえて、核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行い、その評価の結果を踏まえて、廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講ずること。

⑫**コンクリートピット**：ピット処分において、廃棄体を定置するために廃棄物埋設地に設置される鉄筋コンクリート製の躯体（構造物）

注記 一般的には、外周仕切設備、内部仕切設備及び覆いによって構成される。

2-3. 参照処分場

この標準で対象としたピット処分の参照処分場を図1に、トレンチ処分の参照処分場を図2に示す。

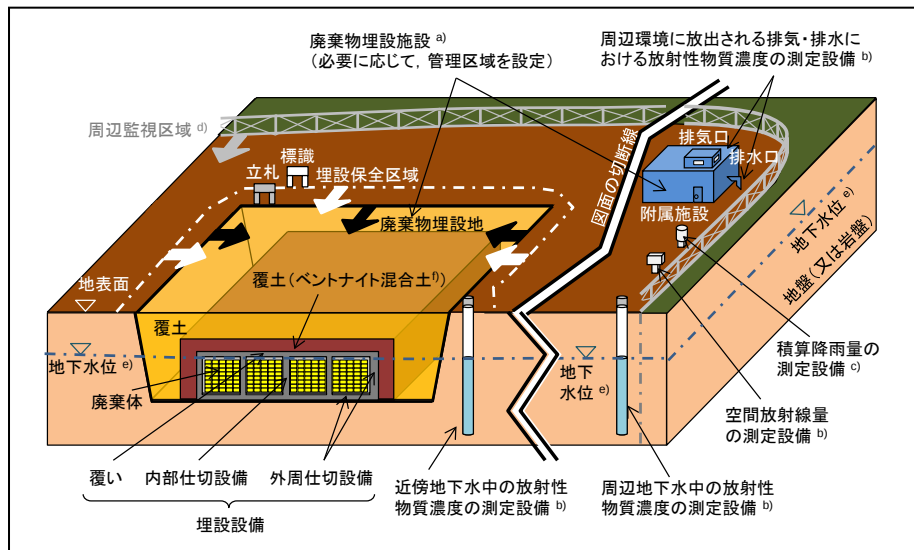


図1 ピット処分の参照処分場（保全段階）

- 注 a) 廃棄物埋設施設（廃棄物埋設地＋附属施設）への設計要求
- ・廃棄物埋設地は、廃棄物埋設地の外への放射性物質の異常な漏えいを防止する機能を有すること（許可基準規則第十条第一項）
 - ・必要に応じて、附属施設として、放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設を設けること（許可基準規則第十二条第一項）
 - ・廃棄物埋設施設では、事業所周辺における施設に起因する外部被ばく線量を十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じること（許可基準規則第八条第一項）
- b) 放射性物質の濃度及び線量を監視・測定する設備を設置すること（許可基準規則第十一条第二号）
- c) 許可基準規則の定めにはないが、事業規則第十三条第一項第六号に基づいて行う監視に必要な設備
- d) 周辺監視区域は放射能の減衰に応じ、廃止する場合がある。
- e) 定期的な評価等に必要なデータを取得するため、地下水の水位その他の廃棄物埋設地及びその周辺の状況（人工バリア及び天然バリアの機能に関係する地下水の状況等：許可基準規則解釈第十三条第一項第一号）の監視・測定設備を設けること（許可基準規則第十三条）
- f) 覆土の特定の部分が難透水性となるように設計する場合に用いられる場合がある。

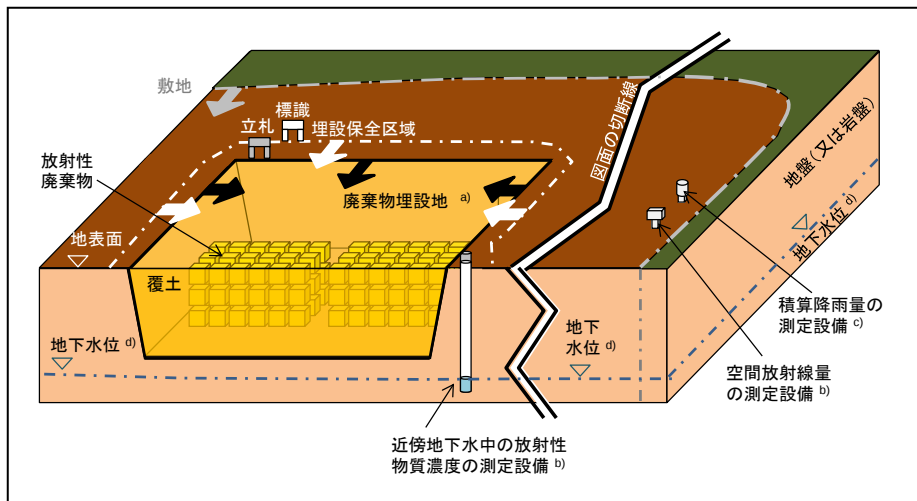


図2 トレンチ処分の参照処分場（保全段階）

- 注 a) 廃棄物埋設地への設計要求（保全段階では附属施設なしの想定）
- ・廃棄物埋設地は、廃棄物埋設地の外への放射性物質の異常な漏えいを防止する機能を有すること（許可基準規則第十条第一項）
 - ・廃棄物埋設地では、事業所周辺における施設に起因する外部被ばく線量を十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じること（許可基準規則第八条第一項）
- b) 放射性物質の濃度及び線量を監視・測定する設備を設置すること（許可基準規則第十一条第二号）
- c) 許可基準規則の定めにはないが、事業規則第十三条第一項第六号に基づいて行う監視に必要な設備
- d) 定期的な評価等に必要なデータを取得するため、地下水の水位その他の廃棄物埋設地及びその周辺の状況（天然バリアの機能に関係する地下水の状況等：許可基準規則解釈第十三条第一項第一号）の監視・測定設備を設けること（許可基準規則第十三条）

標準委員会セッション2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」：201X 改定標準案の概要について

(2) 新規規制基準に対応した主な標準改定内容について
[1] (箇条4 段階管理による安全確保の方策、箇条7 記録)

(2) The main revise contents based upon the new Regulation

Chap.4 Plan of safety ensuring by the Stage Management and

Chapter 7 Records

新堀雄一¹，*吉原恒一²，関口高志³，

¹東北大学，²原子力安全推進協会，³戸田建設(株)

1. 段階管理による安全確保の方策

1-1. 一般

低レベル放射性廃棄物の処分において、公衆の被ばくを合理的に達成できる限り低く抑えるためには、国が許可基準規則などで定める基本安全機能を有する廃棄物埋設施設の管理が必要となる。この管理においては、放射線の影響が安全上支障のないレベルになるまでの間、放射能の減衰に応じて管理の内容を段階的に軽減しながら実施していく。段階管理の各段階において満たすべき基本安全機能として、処分方法ごとに、遮蔽、閉じ込め、移行抑制などがある。第二種廃棄物埋設事業者（以下“事業者”という。）は、段階管理の実施にあたっては、処分方法ごとに、各段階において要求される基本安全機能に対応した具体的な管理の内容を規定する。

また、次の段階への移行にあたっては、移行のための要件及びその確認方法を処分方法ごとに規定し、“定期的な評価等”を実施することにより、許可基準規則への適合性を確認する。

1-2. 基本安全機能を満たすための管理措置

基本安全機能を満たすための管理措置は、覆土の施工及び保安のために講ずべき措置（遮蔽その他適切な措置、廃棄物埋設地に係る保全、監視）がある。段階に応じた管理措置の実施時期のピット処分における事例を図1に、トレンチ処分における事例を図2に示す。また、ピット処分及びトレンチ処分の基本安全機能を満たすための管理措置、及びその管理項目を表1及び表2に示す。

1-3. その他の管理措置

その他の管理措置としては、保安のために講ずべき措置（周辺監視区域に係る監視、定期的な評価等）がある。

1-4. 段階移行要件及びその確認方法

埋設された放射性廃棄物の放射能の減衰によって公衆への影響が低減することで管理を段階的に軽減することが可能となる。ここでは、移行前の段階における基本安全機能に対する要求事項が適切に満たされていることを前提に次の段階に移行できる管理期間内の移行要件及びその確認方法をピット処分及びトレンチ処分の各々につき、表3、及び表4に示す。なお、周辺監視区域を廃止して次段階に移行する場合においても、遮蔽及び移行抑制の監視は法令要求により継続的に行う必要があるが、放射能の減衰に応じて管理を軽減することはできる。

Yuichi Niibori¹，*Kouichi Yoshihara²，Takashi Sekiguchi³，

¹Tohoku Univ.，²Japan Nuclear Safety Institute，³Toda Corporation，

段階	この標準	埋設段階		保全段階		保全段階の終了以降
	旧指針等	第1段階		第2段階	第3段階	管理期間終了以降の期間
工程		廃棄物の受入れから定置まで	定置終了から覆土の完了まで ・ 充填材の充填 ・ 覆い施工	覆土の完了後から廃止措置の開始まで		廃止措置の開始以降
管理措置			覆土の施工			廃止措置開始以降の管理措置は、この標準の適用範囲ではないが、廃止措置実施期間中は公衆の放射線防護の観点から遮蔽、監視などの措置が必要になる場合があると考えられる。
			遮蔽その他適切な措置			
			廃棄物埋設地に係る保全			
			監視			
			定期的な評価等			
記録			記録			
基本安全機能	遮蔽					
	閉じ込め					
	移行抑制					

注記□各管理措置及び記録の□印を付した部分が、この標準の範囲となる。
 注 a)□“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”(昭和63年3月17日、原子力安全委員会決定、平成21年10月1日一部改訂)において示された段階管理の考え方であり参考のために併記する。
 b)□基本安全機能のうち“飛散防止”については、現在操業中のピット処分では廃棄物を容器に封入あるいは固型化して容易に飛散しない性状としており廃棄物埋設施設に飛散防止のための措置が必要でないため、ここでは省略する。
 c)□“遮蔽”、“移行抑制”は、管理期間終了後においても期待できる機能である。ただし、廃棄物中の放射線の減衰によって管理期間内に遮蔽が不要になることもある。
 d)□監視には、近傍地下水の放射性物質濃度のように基本安全機能に対応する監視と、周辺監視区域の放射線量のようにその他の監視の両方を含む。
 e)□監視のうちの周辺監視区域の監視、及び定期的な評価等は、基本安全機能に対応する管理措置とは異なるが必要な管理措置である。
 f)□廃止措置開始以降の記録は、この標準の適用範囲ではないが、事業者は廃止措置終了まで保存し、終了時には事業規則に従って公的機関などに引き渡す。

図1 ピット処分の各段階及び各工程における基本安全機能と管理措置の実施時期の事例

段階	この標準	埋設段階		保全段階		保全段階の終了以降
	旧指針等	埋設段階		保全段階		管理期間終了以降の期間
工程		廃棄物の受入れから定置まで	覆土の施工 (施工の開始から完了まで)	覆土の完了後から廃止措置の開始まで		廃止措置の開始以降
管理措置		飛散防止のための措置	覆土の施工			廃止措置開始以降の管理措置は、この標準の適用範囲ではないが、廃止措置実施期間中は公衆の放射線防護の観点から遮蔽、監視などの措置が必要になる場合があると考えられる。
		遮蔽その他適切な措置				
		廃棄物埋設地に係る保全				
		監視				
		定期的な評価等				
記録			記録			
基本安全機能	遮蔽					
	飛散防止					
	移行抑制					

注記□各管理措置及び記録の□印を付した部分が、この標準の範囲となる。
 注 a)□“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”(昭和63年3月17日、原子力安全委員会決定、平成21年10月1日一部改訂)において示された段階管理の考え方であり参考のために併記する。
 b)□“遮蔽”、“移行抑制”は、管理期間終了後においても期待できる機能である。ただし、放射性物質は減衰するため、管理期間内に遮蔽機能が不要になることもある。
 c)□監視には、近傍地下水の放射性物質濃度のように基本安全機能に対応する監視と、周辺環境の放射線量などのその他の監視の両方を含む。
 d)□監視のうちの周辺監視区域の監視、及び定期的な評価等は、基本安全機能に対応する管理措置とは異なるが必要な管理措置である。
 e)□廃止措置開始以降の記録は、この標準の適用範囲ではないが、事業者は廃止措置終了まで保存し、終了時には事業規則に従って公的機関などに引き渡す。

図2 トレンチ処分の各段階及び各工程における基本安全機能と管理措置の実施時期の事例

表1 ピット処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目

段階	基本安全機能	管理措置		管理項目
		区分	目的	
埋設段階	遮蔽	遮蔽その他適切な措置	・ 施設に起因する外部被ばく線量が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。 ・ 〈設計目標〉ALARAの考え方の下、施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。	・ 廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検(異常がないことの確認) ・ 廃棄物埋設施設の位置・構造・遮蔽部材厚・遮蔽部材密度(線量評価条件を逸脱しないことを施設検査で確認) ・ 廃棄物の受入れ検査など(施設固有の受入れ条件を満足することを確認) ・ 施設固有の操業条件の遵守
	閉じ込め	廃棄物埋設地に係る保全	・ 廃棄物埋設地の閉じ込めを維持すること。	・ 周辺監視区域への立ち入り制限 ・ 廃棄物埋設施設の巡視・点検 ・ 監視設備及び測定設備の維持管理 ・ 埋設保全区域の設定及び巡視・点検
	監視		・ 閉じ込めが設計どおり機能していること(バックグラウンドに対して有意な漏出のないこと)。	・ 近傍地下水中の放射性物質濃度の測定
	移行抑制	覆土の施工	・ 陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。 ・ 埋設した物及び廃棄物埋設地に設置された設備が容易に露出しないこと。	・ 覆土材の選定方法 ・ 覆土の施工方法 ・ 覆土材の選定方法 ・ 覆土の施工方法 ・ 覆土の厚さ

表1 ピット処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目(続き)

段階 ^{a)}	基本安全機能 ^{a)}	管理措置 ^{a)}		管理項目 ^{a)}
		区分 ^{a)}	目的 ^{a)}	
保全段階 ^{a)}	遮蔽 ^{a)}	遮蔽その他適切な措置 ^{a)}	・施設に起因する外部被ばく線量 ^{a)} が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。 ^{a)} ・(設計目標) ALARA の考え方 ^{a)} の下、施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 ^{a)}	・廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検(異常がないことの確認) ^{a)} ・適切な時期における周辺監視区域の廃止 ^{a)}
		廃棄物埋設地に係る保全 ^{a)}	・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 ^{a)}	・周辺監視区域への立入り制限 ^{a)} ・監視設備及び測定設備の維持管理 ^{a)} ・埋設保全区域の巡視・点検 ^{a)}
	移行抑制 ^{a)}	監視 ^{a)}	・移行抑制が適切に機能していること(漏出状況、生活環境への移行) ^{a)} 。	・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 ^{a)} ・周辺監視区域内の地下水中の放射性物質濃度の測定 ^{a)} ・適切な時期における周辺監視区域の廃止 ^{a)}
保全段階 ^{a)}	遮蔽 ^{a)}	遮蔽その他適切な措置 ^{a)}	・施設に起因する外部被ばく線量 ^{a)} が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。 ^{a)} ・(設計目標) ALARA の考え方 ^{a)} の下、施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 ^{a)}	・廃棄物埋設施設の遮蔽体の巡視・点検(異常がないことの確認) ^{a)}
		廃棄物埋設地に係る保全 ^{a)}	・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 ^{a)} ・農耕作業などの特定行為を禁止又は制約すること。 ^{a)}	・監視設備及び測定設備の維持管理 ^{a)} ・埋設保全区域の巡視・点検 ^{a)} ・特定行為の禁止、制約に係る立札などの設置及び維持管理 ^{a)}
	移行抑制 ^{a)}	監視 ^{a)}	・移行抑制が適切に機能していること(漏出状況、生活環境への移行) ^{a)} 。	・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 ^{a)}

注→a)機能が確保されるべき時期の以前に管理措置が取られることもある。b)この管理項目の中に設計、施工管理、施工時の品質管理を含む。c)“施設に起因する外部被ばく線量”とは、“廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの線量”のことをいう。d)周辺監視区域廃止まで e)周辺監視区域廃止以降

→ f)施設設計及び地質条件に応じて監視場所、監視頻度、監視期間などを個別に設定し、移行抑制の監視、すなわち廃棄物埋設地からの漏出の監視と、生活環境への移行の監視を実施する。ただし、移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果などを考慮し、監視場所、監視頻度、監視期間などを見直すことができる。g)→“移行抑制が適切に機能していること”とは、設計・安全評価の時点で見込んだ移行状況を有意に逸脱する事象が生じていないことを意味する。具体的には、放射性物質の移行状況が安全評価において想定した程度あるいはそれ以下に収まっていることをいう。

表2 トレンチ処分における基本安全機能に対応する管理措置及びその管理項目

段階 ^{a)}	基本安全機能 ^{a)}	管理措置 ^{a)}		管理項目 ^{a)}
		区分 ^{a)}	目的 ^{a)}	
埋設段階 ^{a)}	遮蔽 ^{a)}	遮蔽その他適切な措置 ^{a)}	・施設に起因する外部被ばく線量 ^{a)} が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。 ^{a)} ・(設計目標) ALARA の考え方 ^{a)} の下、施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 ^{a)}	・覆土の巡視・点検(異常がないことの確認) ^{a)} ・覆土の位置・構造・遮蔽部材厚・遮蔽部材密度(線量評価条件を逸脱しないことを施設検査で確認) ^{a)} ・受入れ検査など(放射性廃棄物が施設固有の受入れ条件を満足することの確認) ^{a)} ・施設固有の作業条件の遵守 ^{a)}
		飛散防止 ^{a)}	・放射性物質を含む粉塵の大気中への飛散を防止すること。 ^{a)}	・廃棄物を容器などに収納することにより飛散防止措置を講ずる場合は、作業手順遵守などによる飛散防止の措置 ^{a)} ・テントなどで飛散防止措置を講ずる場合は、それらの設備に異常がないことの確認 ^{a)} ・作業手順の遵守などによる落下防止の措置 ^{a)}
	移行抑制 ^{a)}	覆土の施工 ^{a)}	・陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。 ^{a)} ・埋設した物が容易に露出しないこと。 ^{a)}	・覆土材の選定方法 ^{a)} ・覆土の施工方法 ^{a)}
		廃棄物埋設地に係る保全 ^{a)}	・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 ^{a)}	・覆土材の選定方法 ^{a)} ・覆土の施工方法 ^{a)} ・覆土の厚さ ^{a)}
		監視 ^{a)}	・移行抑制が適切に機能していること。(生活環境への移行) ^{a)} 。	・周辺監視区域への立入り制限 ^{a)} ・監視設備及び測定設備の維持管理 ^{a)} ・埋設保全区域の設定及び巡視・点検 ^{a)} ・周辺監視区域内の地下水中の放射性物質濃度の測定 ^{a)}
保全段階 ^{a)}	遮蔽 ^{a)}	遮蔽その他適切な措置 ^{a)}	・施設に起因する外部被ばく線量 ^{a)} が周辺監視区域外の線量限度を超えないようにすること。 ^{a)} ・(設計目標) ALARA の考え方 ^{a)} の下、施設に起因する外部被ばく線量が合理的に達成できる限り十分に低いものであること。 ^{a)}	・覆土の巡視・点検(異常がないことの確認) ^{a)}
		廃棄物埋設地に係る保全 ^{a)}	・廃棄物埋設地の移行抑制を維持すること。 ^{a)} ・農耕作業などの特定行為を禁止又は制約すること。 ^{a)}	・監視設備及び測定設備の維持管理 ^{a)} ・埋設保全区域の巡視・点検 ^{a)} ・特定行為の禁止、制約に係る立札などの設置及び維持管理 ^{a)}
	移行抑制 ^{a)}	監視 ^{a)}	・移行抑制が適切に機能していること。(生活環境への移行) ^{a)} 。	・近傍地下水中の放射性物質濃度の測定 ^{a)}

注→a)埋設の終了時点で周辺監視区域を廃止することを想定した。

→ b)この管理項目の中に設計、施工管理、施工時の品質管理を含む。

→ c)施設設計及び地質条件に応じて監視場所、監視頻度、監視期間などを個別に設定し、移行抑制の監視、すなわち廃棄物埋設地からの漏出の監視と、生活環境への移行の監視を実施する。ただし、移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果などを考慮し、監視場所、監視頻度、監視期間などを見直すことができる。

→ d)“施設に起因する外部被ばく線量”とは、“廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの線量”のことをいう。

→ e)“移行抑制が適切に機能していること”とは、設計・安全評価の時点で見込んだ移行状況を有意に逸脱する事象が生じていないことを意味する。具体的には、放射性物質の移行状況が安全評価において想定した程度あるいはそれ以下に収まっていることをいう。

表 3 ピット処分の段階移行要件と確認方法

段階移行時期 ⁴⁾	段階移行要件 ⁴⁾	確認方法 ⁴⁾
埋設段階から保全段階へ移行する時期 ⁴⁾	覆土の施工が完了していること。 ⁴⁾	施工完了時の覆土の検査 ⁴⁾
	廃棄物埋設地の閉じ込めの機能が確保されていること。 ⁴⁾	廃棄物埋設地に係る保全、監視の結果 ⁴⁾
	廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 ⁴⁾	“定期的な評価等”の結果 ⁴⁾
周辺監視区域の廃止時 ⁴⁾	所要期間の後で、覆土に陥没、沈下がないこと。 ⁴⁾	巡視・点検の結果から覆土の陥没、沈下 ⁴⁾ がなかったこと又は必要に応じて修復の措置が講じられていることを表わす保全記録 ⁴⁾
	廃棄物埋設地の移行抑制が適切に機能していること。 ⁴⁾	監視の結果 ⁴⁾
	放射能が減衰していること。 ⁴⁾	“第二種廃棄物埋設に関する記録”に基づく計算結果 ⁴⁾
	廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 ⁴⁾	“定期的な評価等”の結果 ⁴⁾

表 4 トレンチ処分の段階移行要件と確認方法

段階移行時期 ⁴⁾	段階移行要件 ⁴⁾	確認方法 ⁴⁾
埋設段階から保全段階へ移行する時期 ⁴⁾	覆土の施工が完了していること。 ⁴⁾	施工完了時の覆土の検査 ⁴⁾
	廃棄物埋設地の移行抑制が適切に機能していること。 ⁴⁾	監視の結果 ⁴⁾
	放射能が減衰していること。 ⁴⁾	“第二種廃棄物埋設に関する記録”に基づく計算結果 ⁴⁾
	廃棄物埋設施設の長期的な安全性が確保される見通しがあること。 ⁴⁾	“定期的な評価等”の結果 ⁴⁾

2. 記録

2-1. 一般

低レベル放射性廃棄物処分における記録管理は、廃棄物埋設地の適正な維持管理のために必要な記録を適切に保存することによって廃棄物埋設地の保全、第二種廃棄物埋設事業の廃止以降の処分場の安全性を保証するために必要なものであり、ここに廃止措置の開始まで及び廃止措置の開始以降において保管すべき記録の項目及びその保存方法についての留意事項を規定する。

注記 法令で義務づけられている記録事項については事業規則に定められている。

2-2. 第二種廃棄物埋設事業期間における記録

(1) 記録の項目

低レベル放射性廃棄物の処分において取得される立地、廃棄物、施設設計・建設、施設検査、安全評価、操業・管理、保全・保守、覆土の施工、定期的な評価等、防護措置などに係るデータを含む情報を対象に、それらの安全確保上の重要度を検討し、廃止措置の開始まで保存すべき記録項目を選定する。

(2) 記録の保存方法

管理期間中にあっては、人が直接知覚でき、廃止措置の開始までの期間の保存性に配慮した素材（例 耐久性の優れた紙）によって記録を作成するとともに、バックアップとして、電磁的方法によって記録を作成し、保存することができる。また、電磁的方法による記録は、そのデータの劣化、入力方式の変更及び電子機器の進化などを考慮して、適宜更新作業を行う。

(3) 記録の保存期間

廃棄物埋設地の保全に支障をきたす事象を抑制するために必要な情報及び廃止措置に必要な情報の記録

の保存期間は、所管行政庁の長の廃止措置の終了確認を受けるまでとする。

2-3. 第二種廃棄物埋設事業の廃止時の記録

(1) 記録の項目

処分場に関する記録情報は、将来世代の人々が、現世代が残した放射性廃棄物処分場の不認知による偶発的な侵入を避けるため、また処分場に埋設された放射性廃棄物及びその周辺の区域の再利用を考える場合に有用なものとする。また、第二種廃棄物埋設事業の廃止以降において、処分に関する記録情報の管理を引き継ぐ公的機関などが有効に活用できるものとする。これらの点を考慮して、廃止措置の開始までに保存した記録項目の中から同事業の廃止以降に保存すべき記録項目を選定する。

記録項目の選定、重要度、保存時間の検討例を表5に示す。

(2) 記録の保存方法

第二種廃棄物埋設事業の廃止以降の記録にあつては、長期的な保存の必要性があることから耐久性のある素材を用いるなどの記録の保存方法を採用することが望ましい。

表5 記録項目の重要度と保存期間の検討（例）

分類	記録項目	事業規則 (保存期間)	記録の意義		保存期間	
			廃棄物埋設地の維持管理	偶発的な侵入の抑制、跡地利用情報	廃止措置の開始まで	廃止措置の開始以後
処分場の地理的な位置及びサイトデータ	気象、地盤、水理、地震、社会環境	第二条、第三条 事業許可申請	有益	有益	○	○
	積算降雨量	第十三条 記録（廃止まで）	有益	—	○	—
	地下水の水位	第十三条 記録（廃止まで）	有益	—	○	—
廃棄体（又は放射性廃棄物）の情報	埋設した放射性廃棄物の種類、数量、放射性物質の数量、埋設した日、埋設を行った場所、埋設に関する確認結果（確認証）	第七条 廃棄体確認申請 第八条 廃棄物の技術基準 第九条 確認証 第十三条 記録（廃止まで） 第二十条 保安規定	有益	有益	○	○
	事業所で用いた資材などに含まれる放射性廃棄物の放射能濃度確認の記録	第十三条 記録（搬出後十年間）	有益	—	○	—
処分場の設計、建設	廃棄物埋設施設の設計図、構造図、設計計算書、図面、工事工程表、埋設計画、それらの検査結果（確認証も含む）	第四条 施設確認申請 第六条 施設の技術基準 第九条 確認証 第十三条 記録（廃止まで） 第二十条 保安規定	有益	有益	○	○
安全評価	被ばく管理、廃棄の説明書、操業上の故障などに関する説明書	第二条、第三条 許可申請書	有益	有益	○	○
処分場の操業、管理・監視	運転記録	第二十条 保安規定	有益	—	○	—
	放射線管理記録	第十三条 記録（十年以内）	—	—	—	—
	地下水中の放射性物質濃度の記録（閉じ込め、移行抑制の監視結果など）	第十三条 記録（廃止まで）	有益	有益	○	○
処分場の保全、保守、事故	埋設保全区域の設定	第十七条 廃棄物埋設地の保全	有益	有益	○	○
	巡視・点検の結果	第十六条 巡視及び点検	—	—	—	—
	廃棄物埋設地に係る保守記録	第十三条 記録（廃止まで）	—	—	—	—
	廃棄物埋設地の修理記録	第十三条 記録（廃止まで）	有益	有益	○	○
	廃棄物埋設地の事故記録	第十三条 記録（廃止まで）	有益	有益	○	○

標準委員会セッション2「低レベル放射性廃棄物の埋設地に係る覆土の施工方法及び施設の管理方法」：201X 改定標準案の概要について」

(3) 新規制基準に対応した主な標準改定内容について
[2] (箇条5 覆土の施工方法、箇条6 保安のために講ずべき措置)

(3) The main revise contents based upon the new Regulation

Chap.5 Construction technique of the Cover-Soil and

Chap.6 The measure which should be taken for the Safety Control

新堀雄一¹，吉原恒一²，*関口高志³，

¹東北大学，²原子力安全推進協会，³戸田建設(株)

1. 覆土の施工方法

1-1. 一般

ピット処分及びトレンチ処分における覆土は，所要の期間，廃棄物埋設地からの放射性物質の移行を抑制するために，次に示す二つの管理措置の目的を考慮して設計及び施工する。

a) 陥没のような大きな変形が生じる原因となる空隙が残らないこと。

b) ピット処分における埋設した物及び埋設設備又はトレンチ処分における埋設した物が容易に露出しないこと。この目的のために実施する覆土の浸食対策の種類及び特徴を表1に示す。

表1 覆土の浸食対策の種類及び特徴

浸食対策			特徴
覆土の 物性 形状	物性	・ 覆土材，施工法	覆土沈下の影響を受けやすく，定期的な維持管理が必要になる。
	形状	・ 排水勾配の付与	覆土沈下の影響を受けやすく，単独では浸食抑制効果が低いため雨水排水工と併用される場合が多い。
		・ 余盛り	定期的な維持管理が必要になる場合がある。
覆土表面		・ 植栽	周辺環境との調和を図りやすく，覆土沈下の影響を受け難い反面，植物種の選定に当たっては，地域への適正又は寿命，病気への抵抗性などに配慮する必要がある。また，覆土表面の土壌改良が必要になる場合がある。
		・ 雨水排水工	浸食対策としての効果は高い反面，覆土沈下の影響を受けやすいため，定期的な維持管理が必要になる。
		・ 人工材料（碎石，栗石など）の敷設	浸食対策としての効果が高く，覆土沈下の影響を受け難い反面，周辺環境との調和面で配慮が必要である。また定期的な維持管理が必要になる場合がある。

1-2. 覆土材の選定方法

覆土材は，覆土の基本安全機能を確保するために，a) 覆土材の材料条件の安定性，b) 施工完了時の締固め達成度，c) 力学的安定性，d) 耐浸食性の四つの技術的要件を備えるように選定する。覆土に止水性能を期待してベントナイトを配合する場合の配合率と透水係数の関係の事例を図1に示す。

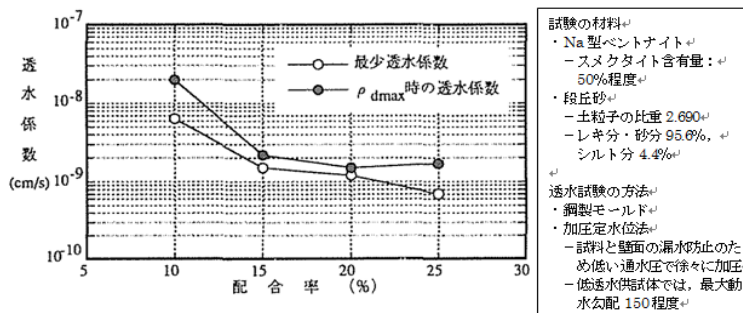


図1 ベントナイト配合率と透水係数

Yuichi Niibori¹， Kouichi Yoshihara²， *Takashi Sekiguchi³

¹Tohoku Univ., ²Japan Nuclear Safety Institute, ³Toda Corporation.

1-3. 覆土の安定化

覆土は、覆土材を後述する **1-4.**の施工方法で設計どおりに埋め戻すことによって、**1-1 a)**及び **b)**の目的を達成させるものとする。ピット処分では、覆土の厚さを確保するために、覆土の変形量の予測評価結果に基づいて、必要に応じて、変形に対して余盛り（覆土の施工後の変形(沈下)を見越して、施工直後の覆土厚さを設定すること）又はこれに類する措置を講じる。なお、覆土の厚さは、植物の根の伸長又は動物の侵入によって、**1-1.** で述べた **a)**及び **b)**の要件が阻害されないように決定する。

1-4. 施工方法

(1) 施工計画

覆土の構造条件及び施工条件を勘案し、全体工程、施工方法、覆土材の製造方法、品質管理及び検査の計画を策定する。施工計画が **1-2.**で示した覆土材の技術的要件を確保できるものであることを、施工試験又はこれに準ずる適切な方法で確認する。工事の途中で施工の変更を行う場合には、覆土材の技術的要件を満足するように施工計画の変更を行う。

(2) 施工

覆土の施工方法の選定に当たり、施工時の雨水及び湧水対策を十分に検討し、覆土材の技術的要件を確保できるような施工方法を選択する。また、施工機械の選定にあたっては、覆土材の締固め特性を把握し、十分な締固め能力をもつ機械を選択するとともに、ピット処分における埋設設備に接する部分又はきょうあい(狭隘)部、又はトレンチ処分における埋設した物の周辺部分、及び周辺地盤に接する部分についても覆土材の技術的要件を確保できるよう留意する。また、施工時の気象条件が覆土材の技術的要件を確保するために適切でないと判断される場合には、施工を中断する。なお、トレンチ処分において埋設した物の空隙に起因して覆土に陥没のような大きな変形が生じるおそれがある場合には、空隙を充填する又はこれに準ずる施工上の適切な措置を講じる。

(3) 施工品質管理

品質管理は、所定の基本安全機能を有する覆土を確実に施工することを目的に実施し、その項目は、覆土材の技術的要件に基づき抽出する。試験方法は、日本工業規格又は（公社）地盤工学会などの団体規格として定められた方法に準じる。

2. 保安のために講ずべき措置

2-1. 遮蔽に係る措置

廃棄物埋設施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による事業所周辺の公衆の外部被ばくの放射線量（以下，“施設に起因する外部被ばく線量”という。）を十分に低減できるよう、遮蔽の設計に基づき、遮蔽その他適切な措置を講じる。廃棄物埋設施設のうち、遮蔽の機能を持たせる部位は、平常時における施設に起因する外部被ばく線量の評価結果が、周辺監視区域外の線量限度を超えないことはもとより、As Low As Reasonably Achievable（ALARA）の考え方の下、合理的に達成できる限り十分に低いものとなるように設計する。また廃棄物埋設施設に事故・異常が発生した場合においても、施設に起因する外部放射線による公衆の放射線障害が生じることがないように設計する。遮蔽の設計にあたっては、敷地の地形条件、線源となる放射性廃棄物又は廃棄体の条件、操業条件、周辺監視区域又は埋設保全区域の範囲と設置の時期、評価対象者の条件を考慮する。

2-2. 閉じ込め又は移行抑制の監視

事業者は、処分の方法と段階とに応じて閉じ込め又は移行抑制に係る監視を実施し、これらの監視結果に基づき必要な措置を講じる。

(1) 共通的な監視

基本安全機能である閉じ込めが設計どおりに機能していること、及び移行抑制が適切に機能し、一般公

衆の安全が確保されていることを確認するため、表 2 に示すような閉じ込め又は移行抑制に係る監視を実施する。閉じ込めの監視又は廃棄物埋設地からの漏出の監視に当たっては監視のための設備の設置による施設安全性能への影響を考慮し合理的で適切な監視を実施する。

表 2 閉じ込め又は移行抑制に係る監視

監視の種類		閉じ込め の監視	移行抑制の監視	
			廃棄物埋設地からの 漏出の監視	生活環境への移行の監視
具体的 監視方法	ピット 処分	[埋設段階] 近傍地下水中の放射性物質濃度の測定	[保全段階] 近傍地下水中の放射性物質濃度の測定	[保全段階] 周辺監視区域内の地下水中 ^{a)} の放射性物質濃度の測定
	トレンチ 処分	—	—	[埋設段階] 周辺監視区域内の地下水中 ^{b)} の放射性物質濃度の測定 [保全段階] 近傍地下水中の放射性物質濃度の測定
注		a) 周辺地下水中で実施可，周辺監視区域の廃止後は敷地境界付近で実施可 b) 周辺地下水中で実施可		

(2) ピット処分における監視

ピット処分においては、表 2 に示す閉じ込めの監視を埋設段階に実施する。また、表 2 に示す移行抑制の監視として廃棄物埋設地からの漏出の監視、及び生活環境への移行の監視を保全段階に実施する。閉じ込め又は移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果を考慮し、監視場所、監視頻度、監視期間などを見直すことができる。ピット処分への監視の適用の例（保全段階）として、放射性物質の移行状況を広範囲かつ迅速に検知できるよう考慮して設定した近傍地下水採取場所の配置例を図 2 に示す。

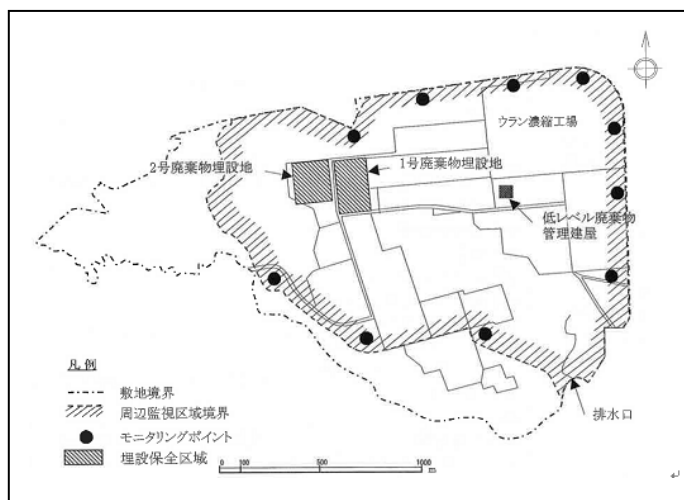


図 2 埋設センターの地下水監視設備設置場所¹⁾と近傍地下水の採取場所の設定例

1) 日本原燃(株)，“濃縮・埋設事業所廃棄物埋設施設保安規定”，2014 年 11 月 18 日施行，(2014)。

(3) トレンチ処分における監視

トレンチ処分においては、表 2 に示す移行抑制の監視のうち、放射性物質の生活環境への移行の監視を埋設段階及び保全段階に実施する。移行抑制の監視結果又は定期的な評価等の実施結果を考慮し、監視場所、監視頻度、監視期間などを見直すことができる。

2-3. 飛散防止のための措置

事業者は、コンクリート等廃棄物を埋設する場合に廃棄物埋設地の外に放射性物質が飛散するおそれがあるときは、飛散防止のための措置を講じる。飛散防止のための措置には、放射性固体廃棄物の落下防止

のために必要な措置を含む。飛散防止のための措置が必要となるのは埋設段階である。ただし、覆土の施工などにより飛散のおそれがない状態になれば飛散防止のための措置は不要となる。

廃棄物を容器などに収納することにより飛散防止のための措置が講じられている廃棄物を定置する場合は、飛散防止の機能を失うような容器などの損傷を発生させないために、作業手順を遵守するなどの必要な措置を講じる。テントなどで飛散防止措置を講ずる場合は、それらの設備に異常がないことを確認する。

2-4. 周辺監視区域における措置

事業者は、周辺公衆の放射線防護の観点から周辺監視区域を定めるとともに、周辺監視区域外の線量限度、濃度限度を超えないように、管理しなければならない。事業者は、廃棄物埋設地に放射性廃棄物又は廃棄体の受入れを開始する前から周辺監視区域を定め、次に掲げる措置を取らなければならない。

- 人の居住を禁止すること。
- 境界に柵又は標識を設け、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限すること。当該区域に人が立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。ピット処分及びトレンチ処分では、周辺監視区域の設定以後、周辺監視区域に係る監視を行い、施設に起因する外部被ばく線量及び放射性物質濃度が法令に定める周辺監視区域外の線量限度及び濃度限度を超えていないことを確認する。これらの処分における周辺監視区域に係る監視を表3に示す。

表3 周辺監視区域に係る監視

監視対象	周辺地下水中の放射性物質濃度	施設に起因する外部被ばく線量
監視場所	周辺監視区域	周辺監視区域
監視頻度	1回/月	1回/月（ただし、すべての廃棄物埋設地を土砂などで覆うまでは1回/週とする。）
注記 この標準では規定しないが、法令要求として、附属施設の排気・排水における放射性物質濃度の監視、事業所内における降雨、地下水の水位の監視がある。		

2-5. 廃棄物埋設地に係る保全

事業者は、放射性廃棄物又は廃棄体を埋設した廃棄物埋設地の現状を保全するための措置を講じる。廃棄物埋設地を保全するための措置に係る管理項目は、埋設保全区域の設定並びに保全のための巡視・点検及び維持管理である。事業者は、ピット処分及びトレンチ処分において、廃棄物埋設地に放射性廃棄物又は廃棄体を埋設する前から廃止措置計画の認可を受けるまでの期間、特に管理の必要な場所を埋設保全区域として設定する。また、埋設保全区域を他の場所と区分する標識、フェンス又は同様の設備、及び立札又は同様の掲示設備を設置する。なお、各処分方法において、周辺監視区域の設定による立入り制限、及び廃棄物埋設施設についての巡視・点検を行う期間においては、これらの管理のなされる区域には保全のための措置と同等な管理がされる。事業者は、ピット処分及びトレンチ処分において、放射性廃棄物の各処分の方法、周辺監視区域の設定及び廃止、廃棄物埋設地における処分の進捗に応じて、廃棄物埋設地に係る保全のために次の措置を行う。

①埋設保全区域の巡視・点検、②廃棄物埋設地の機能を損なうおそれがある異常が覆土に見つかった場合、その修復措置、③標識・フェンス又は同様の設備及び立札又は同様の掲示設備の維持管理、④農耕等の特定行為の禁止又は制約、⑤監視設備及び測定設備の維持管理

2-6. 定期的な評価等

(1) 概要及び計画

事業者は、あらかじめ立てた計画に従い、事業の開始から廃止措置の開始までの適切な時期に定期的な評価等を実施する。定期的な評価等では、適用可能な最新の技術的知見（以下、“最新知見”という。）を反映した評価を行い、許可基準規則への適合性を確認し、その結果に基づいて必要な措置を講じる。最

新知見は、国内外の研究開発・技術開発成果等で得られる知見，日常的な保安活動によって得られるデータに加え，定期的な評価等のために取得するデータも合わせて収集する。定期的な評価等の実施に際しては，最新知見の収集，最新知見を反映した評価の実施，評価の結果に基づく措置のそれぞれに対して適切な時期に計画を立てる。最新知見の収集を行うに当たり，毎年又は適宜，最新知見の対象と収集の方法，スクリーニング，分析・評価についての計画を立て，あるいは計画の見直しを行う。

(2) 最新知見の収集

最新知見の収集の計画に従い，国内外の研究開発・技術開発成果等についての文献などの最新知見を収集する。また，日常的な保安活動によって得られるデータについて，事業の進展に伴い得られる最新知見として収集する。これらの最新知見は，適宜スクリーニングを行い，技術的に適用可能なものを抽出し，定期的な評価等のために取得したデータと合わせて，適宜，分析・評価を行う。その後，定期的な評価等を行うまで，事業規則に定められた申請書添付書類の記載事項を更新するために必要な最新知見として蓄積する。

(3) 最新知見を反映した評価の実施

最新知見を反映して核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行う。ここでは，申請書類の記載事項に最新知見を反映し，許可基準規則に基づき評価を行い，許可基準規則への適合性を確認する。

(4) 評価の結果に基づく措置

最新知見を反映した評価の結果を踏まえて，廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講じる。その際には，保安活動の計画，実施，評価及び改善並びに品質保証計画の改善を行う。なお，放射能の減衰に応じた第二種廃棄物埋設についての保安のために講ずべき措置を変更するために定期的な評価等を行う場合には，評価の結果を踏まえ，措置を変更することの妥当性が認められる十分な根拠を確認したうえで，措置についての内容，手順などを変更する。最後の定期的な評価等の結果は，廃止措置計画の認可の申請に資するものとし，認可後には，定期的な評価等を実施しない。

定期的な評価等を構成する各管理措置の項目と内容を，PDCA サイクルとして，図 3 に示す。

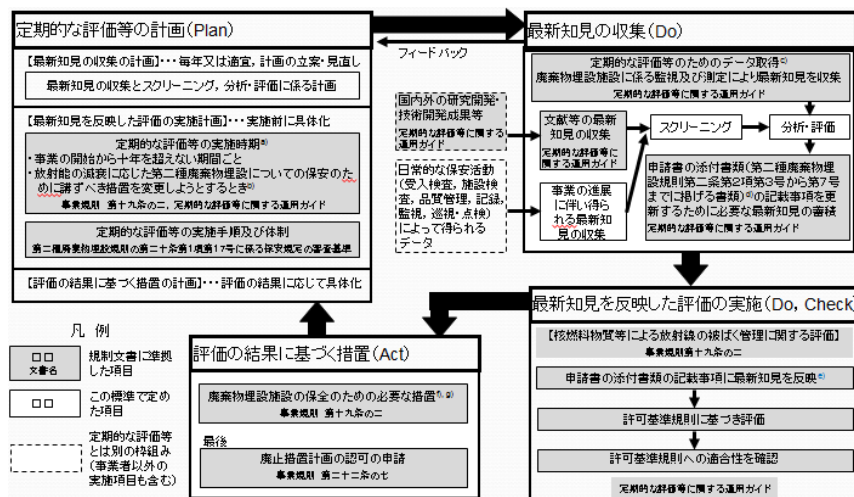


図 3 定期的な評価等の PDCA サイクル

[PL2D] Safety case for geological disposal of radioactive waste

Chair: Osamu Tochiyama (NSRS)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D (Kumume City Plaza - Gallery 3)

[PL2D01] Strategy and approach for safety case development

*Tetsuo Fujiyama¹ (1.NUMO)

[PL2D02] Site characterization and synthesis into site descriptive models

*Kunio Ota¹ (1.NUMO)

[PL2D03] Design and engineering feasibility of geological disposal system

*Satoru Suzuki¹ (1.NUMO)

[PL2D04] Long-term safety of geological disposal system

*Kiyoshi Fujisaki¹ (1.NUMO)

[PL2D05] Discussion

Chair: Osamu Tochiyama¹ (1.NSRS)

総合講演・報告 3 原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄, *太田久仁雄, *鈴木 寛, *藤崎 淳, 出口 朗, 梅木博之
原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ、「第2次取りまとめ」^[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方、国が科学的有望地を示す方針^[2]が決定されたことで、処分地選定が新たな局面を迎えつつあり、サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは、以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ、NUMO では、国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針^[3]等を参照しつつ、セーフティケース*の開発を進めている（以下、「NUMO セーフティケース」という）。本報告では、その概要を報告する。

*セーフティケースとは、科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第2次取りまとめ」では、わが国の地層処分概念を一般的に検討し、その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては、深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき、サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し、これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより、地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること、および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて、地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には、わが国の実際のデータに基づき、処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し、これに合わせた地下施設レイアウトの設計や、その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など、実際のサイトの相互比較や選定作業、処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して、その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は、文献調査、概要調査、精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき、処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより、地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては、調査の詳細度を段階的に高めつつ、法定要件に基づき整備する考慮事項^[4]や、国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」^[5]などに照らして、地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに、その影響を回避したサイトにおいて、地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し、その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは、最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ、多様な地質環境に適用可能な、安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論、調査・評価技術などを体系的に整備した。

また、サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し、候補母岩として想定される岩種として深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について、サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ、段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し、処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに、安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる、将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに、技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として、地質環境の調査・評価技術の高度化、サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

4. 地層処分システムの設計と工学的実現性

地層処分事業においては、サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため、処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し、人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して、処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが、処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は、閉鎖前および閉鎖後長期の安全性、工学的成立性、回収可能性、経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し、これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している^[6]。NUMO セーフティケースでは、「第2次取りまとめ」、「第2次 TRU レポート」^[7]で提示された処分概念を出発点として、候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に、整備した設計の方法論を適用し、所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに、処分場の建設・操業・閉鎖に必要な工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは、オーバーパックと緩衝材により構成される。「第2次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験、放射線影響評価、緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて、人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること、および、降水系地下水だけでなく、塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また、TRU 廃棄物処分場についても、操業中の閉じ込めを確保するため、廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに、緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても、最新の技術開発成果に基づいて、実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では、従来の堅置き・ブロック方式に加え、横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は、地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため、堅置き・ブロック方式に比べて、人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに、処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること、および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については、構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して、従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から、構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど、安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また、地下施設レイアウトについては、地下に分布する断層への対処の観点から、処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに、建設・操業が同時並行で進められることを想定して、一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように、これまで整備してきた技術に基づいて、わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また、今後取り組むべき技術課題として、人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や、建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

5. 地層処分システムの安全性の評価

処分場閉鎖後の安全性の評価では、候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ、さまざまな不確実性に対処しつつ、処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは、考慮すべき不確実性を、合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため、システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては、システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては、地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には、ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い、これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより、安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を、設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは、最新の JAEA データベースを利用して、各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて、設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため、安全性の目安となる線量の基準は、国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した¹⁰⁾。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果、所要の安全性が確保されることを確認した。

また、今後取り組むべき技術課題として、シナリオ構築やモデル構築技術の高度化、核種移行解析に関するデータベース拡充など、安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

6. おわりに

NUMO セーフティケースでは、安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること、サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること、これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して、処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり、その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより、現時点における最新の科学技術的知見に照らして、わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに、今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は、セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し、地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて、関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－
- [2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）
- [3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, OECD/Nuclear Energy Agency
- [4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2．
- [5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成26年5月，地層処分技術WG．
- [6] NUMO（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01．
- [7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02．
- [8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3 原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄, *太田久仁雄, *鈴木 寛, *藤崎 淳, 出口 朗, 梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ、「第2次取りまとめ」^[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方、国が科学的有望地を示す方針^[2]が決定されたことで、処分地選定が新たな局面を迎えつつあり、サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは、以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ、NUMO では、国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針^[3]等を参照しつつ、セーフティケース*の開発を進めている（以下、「NUMO セーフティケース」という）。本報告では、その概要を報告する。

*セーフティケースとは、科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第2次取りまとめ」では、わが国の地層処分概念を一般的に検討し、その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては、深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき、サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し、これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより、地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること、および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて、地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には、わが国の実際のデータに基づき、処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し、これに合わせた地下施設レイアウトの設計や、その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など、実際のサイトの相互比較や選定作業、処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して、その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は、文献調査、概要調査、精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき、処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより、地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては、調査の詳細度を段階的に高めつつ、法定要件に基づき整備する考慮事項^[4]や、国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」^[5]などに照らして、地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに、その影響を回避したサイトにおいて、地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し、その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは、最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ、多様な地質環境に適用可能な、安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論、調査・評価技術などを体系的に整備した。

また、サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し、候補母岩として想定される岩種として深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について、サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ、段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し、処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに、安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる、将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに、技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として、地質環境の調査・評価技術の高度化、サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

4. 地層処分システムの設計と工学的実現性

地層処分事業においては、サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため、処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し、人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して、処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが、処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は、閉鎖前および閉鎖後長期の安全性、工学的成立性、回収可能性、経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し、これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している^[6]。NUMO セーフティケースでは、「第2次取りまとめ」、「第2次 TRU レポート」^[7]で提示された処分概念を出発点として、候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に、整備した設計の方法論を適用し、所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに、処分場の建設・操業・閉鎖に必要な工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは、オーバーパックと緩衝材により構成される。「第2次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験、放射線影響評価、緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて、人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること、および、降水系地下水だけでなく、塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また、TRU 廃棄物処分場についても、操業中の閉じ込めを確保するため、廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに、緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても、最新の技術開発成果に基づいて、実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では、従来の堅置き・ブロック方式に加え、横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は、地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため、堅置き・ブロック方式に比べて、人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに、処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること、および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については、構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して、従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から、構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど、安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また、地下施設レイアウトについては、地下に分布する断層への対処の観点から、処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに、建設・操業が同時並行で進められることを想定して、一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように、これまで整備してきた技術に基づいて、わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また、今後取り組むべき技術課題として、人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や、建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

5. 地層処分システムの安全性の評価

処分場閉鎖後の安全性の評価では、候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ、さまざまな不確実性に対処しつつ、処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは、考慮すべき不確実性を、合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため、システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては、システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては、地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には、ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い、これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより、安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を、設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは、最新の JAEA データベースを利用して、各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて、設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため、安全性の目安となる線量の基準は、国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した¹⁰⁾。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果、所要の安全性が確保されることを確認した。

また、今後取り組むべき技術課題として、シナリオ構築やモデル構築技術の高度化、核種移行解析に関するデータベース拡充など、安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

6. おわりに

NUMO セーフティケースでは、安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること、サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること、これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して、処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり、その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより、現時点における最新の科学技術的知見に照らして、わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに、今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は、セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し、地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて、関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－
- [2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）
- [3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, OECD/Nuclear Energy Agency
- [4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2．
- [5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成26年5月，地層処分技術WG．
- [6] NUMO（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01．
- [7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02．
- [8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3 原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄, *太田久仁雄, *鈴木 寛, *藤崎 淳, 出口 朗, 梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ、「第2次取りまとめ」^[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方、国が科学的有望地を示す方針^[2]が決定されたことで、処分地選定が新たな局面を迎えつつあり、サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは、以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ、NUMO では、国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針^[3]等を参照しつつ、セーフティケース*の開発を進めている（以下、「NUMO セーフティケース」という）。本報告では、その概要を報告する。

*セーフティケースとは、科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第2次取りまとめ」では、わが国の地層処分概念を一般的に検討し、その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては、深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき、サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し、これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより、地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること、および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて、地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には、わが国の実際のデータに基づき、処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し、これに合わせた地下施設レイアウトの設計や、その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など、実際のサイトの相互比較や選定作業、処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して、その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は、文献調査、概要調査、精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき、処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより、地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては、調査の詳細度を段階的に高めつつ、法定要件に基づき整備する考慮事項^[4]や、国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」^[5]などに照らして、地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに、その影響を回避したサイトにおいて、地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し、その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは、最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ、多様な地質環境に適用可能な、安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論、調査・評価技術などを体系的に整備した。

また、サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し、候補母岩として想定される岩種として深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について、サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ、段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し、処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに、安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる、将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに、技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として、地質環境の調査・評価技術の高度化、サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

4. 地層処分システムの設計と工学的実現性

地層処分事業においては、サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため、処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し、人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して、処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが、処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は、閉鎖前および閉鎖後長期の安全性、工学的成立性、回収可能性、経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し、これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している^[6]。NUMO セーフティケースでは、「第2次取りまとめ」、「第2次 TRU レポート」^[7]で提示された処分概念を出発点として、候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に、整備した設計の方法論を適用し、所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに、処分場の建設・操業・閉鎖に必要となる工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは、オーバーパックと緩衝材により構成される。「第2次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験、放射線影響評価、緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて、人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること、および、降水系地下水だけでなく、塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また、TRU 廃棄物処分場についても、操業中の閉じ込めを確保するため、廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに、緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても、最新の技術開発成果に基づいて、実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では、従来の堅置き・ブロック方式に加え、横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は、地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため、堅置き・ブロック方式に比べて、人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに、処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること、および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については、構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して、従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から、構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど、安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また、地下施設レイアウトについては、地下に分布する断層への対処の観点から、処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに、建設・操業が同時並行で進められることを想定して、一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように、これまで整備してきた技術に基づいて、わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また、今後取り組むべき技術課題として、人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や、建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

5. 地層処分システムの安全性の評価

処分場閉鎖後の安全性の評価では、候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ、さまざまな不確実性に対処しつつ、処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは、考慮すべき不確実性を、合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため、システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては、システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては、地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には、ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い、これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより、安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を、設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは、最新の JAEA データベースを利用して、各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて、設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため、安全性の目安となる線量の基準は、国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した¹⁰⁾。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果、所要の安全性が確保されることを確認した。

また、今後取り組むべき技術課題として、シナリオ構築やモデル構築技術の高度化、核種移行解析に関するデータベース拡充など、安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

6. おわりに

NUMO セーフティケースでは、安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること、サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること、これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して、処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり、その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより、現時点における最新の科学技術的知見に照らして、わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに、今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は、セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し、地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて、関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－
- [2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）
- [3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, OECD/Nuclear Energy Agency
- [4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2．
- [5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成26年5月，地層処分技術WG．
- [6] NUMO（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01．
- [7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02．
- [8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

総合講演・報告 3 原子力発電環境整備機構（NUMO）[バックエンド部会共催]

地層処分セーフティケース

Development of Safety Case for geological disposal

*藤山哲雄, *太田久仁雄, *鈴木 寛, *藤崎 淳, 出口 朗, 梅木博之

原子力発電環境整備機構（NUMO）

1. はじめに

東北地方太平洋沖地震ならびに東京電力福島第一原子力発電所事故の発生等を踏まえ、「第2次取りまとめ」^[1]により示されたわが国における地層処分の技術的信頼性を再評価することが求められている。一方、国が科学的有望地を示す方針^[2]が決定されたことで、処分地選定が新たな局面を迎えつつあり、サイト選定の進展に即応可能な技術の整備状況を示すことは、以前にも増して重要となっている。これらを踏まえ、NUMO では、国際機関（OECD/NEA 等）が提示する指針^[3]等を参照しつつ、セーフティケース*の開発を進めている（以下、「NUMO セーフティケース」という）。本報告では、その概要を報告する。

*セーフティケースとは、科学技術的な論拠と証拠を尽くして処分場の安全性が確かなものであることを説明する一連の文書のこと

2. セーフティケース構築の考え方とアプローチ

わが国では現時点で調査サイトや候補母岩が特定されていない。「第2次取りまとめ」では、わが国の地層処分概念を一般的に検討し、その成立性が概括的に論じられた。NUMO セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトを対象に作成・更新していくセーフティケースの雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、最新の科学的知見や技術を反映することはもちろん、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意した。

セーフティケースの開発にあたっては、深地層の研究施設などの研究開発成果を含むわが国の地質環境に対する最新の理解に基づき、サイト選定において想定される幅広い地質環境を類型化して候補母岩の現実的な地質環境モデルを作成し、これらに対して処分場の設計から安全評価までの一連の作業を行うことにより、地層処分を実施するための技術的な方法論が整っていること、および処分場の閉鎖前と閉鎖後において安全性を確保できる見通しがあることを示している。併せて、地層処分の信頼性向上に向けた今後の技術開発課題を明らかにしている。

具体的には、わが国の実際のデータに基づき、処分場内に存在する小規模な断層・亀裂といった地質環境の特徴をモデル化し、これに合わせた地下施設レイアウトの設計や、その特徴をできるだけ忠実に表現したモデルによる性能評価の実施など、実際のサイトの相互比較や選定作業、処分場設計の最適化などを視野に入れた技術を例示して、その技術的信頼性を論じるというアプローチを採用している。

3. 地質環境の安定性と深部特性の評価

NUMO は、文献調査、概要調査、精密調査を通じて取得した地質環境情報に基づき、処分場の設計から安全評価にいたる一連の作業を行うことにより、地層処分の観点から好ましい地質環境の特性や条件が長期にわたり維持される「安定な地質環境」を特定する。このプロセスにおいては、調査の詳細度を段階的に高めつつ、法定要件に基づき整備する考慮事項^[4]や、国の審議会により示された「地質環境の長期安定性への影響要因に関するサイト調査の方針」^[5]などに照らして、地質環境の安全機能を損なう可能性のあ

る自然現象による著しい影響を回避する。さらに、その影響を回避したサイトにおいて、地質環境の特性や条件の時間的・空間的変遷を把握し、その変化の幅を考慮に入れても処分場の安全機能が維持できる安定な地質環境であることを確認する。NUMO セーフティケースでは、最新の科学的知見や技術開発成果などを取りまとめ、多様な地質環境に適用可能な、安定な地質環境を適切に選定するための考え方や方法論、調査・評価技術などを体系的に整備した。

また、サイト選定において現実的に想定される幅広い地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から類型化し、候補母岩として想定される岩種として深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類を取り上げた。この三岩種について、サイト選定プロセスにおける処分場の設計および安全評価との連携を考慮に入れつつ、段階ごとに質および量が異なる複数の分野にわたる地質環境情報を整合的に解釈し、処分場の設計および安全評価の基盤となる候補母岩の現実的な地質環境モデルとして統合した。さらに、安定な地質環境を確認するための安全評価に必要となる、将来における自然現象の発生可能性とその影響にかかわる科学的知見を取りまとめた。

さらに、技術的信頼性のより一層の向上に関して今後取り組むべき技術課題として、地質環境の調査・評価技術の高度化、サイト調査をより効率的・効果的に進めるための技術的知識や経験の蓄積などを提示した。

4. 地層処分システムの設計と工学的実現性

地層処分事業においては、サイト選定の進展に応じて地質環境特性に関する情報が段階的に詳細化される。このため、処分場の候補母岩となる岩種の特徴を考慮し、人工バリア材料の開発成果といったその時点の最新の科学技術的知見を適宜反映して、処分場の設計を柔軟に行う準備を整えておくことが、処分場の実現可能性と安全確保の観点から重要である。NUMO は、閉鎖前および閉鎖後長期の安全性、工学的成立性、回収可能性、経済的合理性などの要求事項を満たすための設計要件を設定し、これを基軸とした体系的な設計の方法論を構築している^[6]。NUMO セーフティケースでは、「第2次取りまとめ」、「第2次 TRU レポート」^[7]で提示された処分概念を出発点として、候補母岩として想定される三つの岩種分類の地質環境モデルを対象に、整備した設計の方法論を適用し、所要の安全機能を有する処分場の設計を試行するとともに、処分場の建設・操業・閉鎖に必要な工学技術の実用性の提示や閉鎖前の安全性の評価を行っている。

高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリアは、オーバーパックと緩衝材により構成される。「第2次取りまとめ」以降に得られた炭素鋼の腐食試験、放射線影響評価、緩衝材の塩水条件における膨潤性などの最新のデータに基づいて、人工バリアの仕様が余裕をもって設定されていること、および、降水系地下水だけでなく、塩水系地下水の環境にも適用可能であることなどを確認した。また、TRU 廃棄物処分場についても、操業中の閉じ込めを確保するため、廃棄体パッケージ容器の仕様をあらたに設定するとともに、緩衝材を設置する廃棄体グループの見直しも行った。

人工バリアの施工技術についても、最新の技術開発成果に基づいて、実用的な方法と関連する要素技術の適用性について示した。高レベル放射性廃棄物処分場では、従来の堅置き・ブロック方式に加え、横置き・PEM 方式について操業方法を示した。横置き・PEM 方式は、地上施設にてオーバーパックと緩衝材を鋼製容器内に一体化して地下に搬送する方式であるため、堅置き・ブロック方式に比べて、人工バリア構築の品質管理が容易であるとともに、処分坑道内における定置作業の効率化や坑道面積の縮小化が図れること、および坑道内の湧水や滴水などの環境に対する適用性が高いといった特徴がある。TRU 廃棄物処分場については、構造躯体の仕切り板の施工手順とその際の作業員に対する放射線防護を勘案して、従来検討されていたフォークリフトによる定置方式から、構造躯体の上部を走行する天井クレーンによる定置方

式に変更するなど、安全性と工学的成立性の両面から操業方法を見直した。また、地下施設レイアウトについては、地下に分布する断層への対処の観点から、処分区画のレイアウトを決定する過程を試行的に示すとともに、建設・操業が同時並行で進められることを想定して、一般労働安全の観点から換気経路や作業動線が合理的に確保できることなどを示した。このように、これまで整備してきた技術に基づいて、わが国で想定される地質環境において所要の安全機能を有する処分場を設計できることを示した。

また、今後取り組むべき技術課題として、人工バリア材料の設計・製作に関する信頼性向上や、建設・操業技術の実証試験に向けた準備などを提示した。

5. 地層処分システムの安全性の評価

処分場閉鎖後の安全性の評価では、候補サイトの地質環境とそれに応じて設計された処分施設の特徴を踏まえ、さまざまな不確実性に対処しつつ、処分場が長期間にわたって期待される機能を発揮し安全性を確保できることを予測的に確認することが必要である。NUMO セーフティケースでは、考慮すべき不確実性を、合理性を持って取り扱うための考え方や方法を構築することとした。このため、システムの安全機能に影響を与えると考えられる自然事象の発生の可能性を考慮して安全評価シナリオを作成・分類するというリスク論的な考え方に基づく手法を開発した。また将来の人間活動の影響に関する人為事象シナリオについては、システムの頑健性を評価することを主たる目的として様式化の方法を検討した。

性能評価モデルについては、地質環境条件や処分場設計の特徴をできるだけ忠実に反映することが可能な解析手法の整備を進めた。具体的には、ニアフィールドスケール（人工バリアとニアフィールド母岩を含む数百メートル×数百メートル×数百メートルの空間スケール）における人工バリアの形状や母岩中の亀裂の空間的な分布を表現した三次元物質移行解析を行い、これを複数のチャンネルを有する一次元の核種移行解析モデルに反映する手法を開発した。これにより、安全評価シナリオに基づくさまざまな解析ケースに対する計算を、設計とニアフィールド母岩の特徴をできるだけ忠実に考慮に入れて柔軟かつ効率的に進めることが可能となった。また評価に用いる核種移行データは、最新の JAEA データベースを利用して、各岩種に対応するデータを抽出・分析したうえで設定した。

開発した方法論を用いて、設計した地層処分システムを対象とした安全評価を行った。地層処分に関する規制基準は今後整備されるため、安全性の目安となる線量の基準は、国際機関や諸外国の規制基準を参考に設定した¹⁰⁾。これらの線量基準に対し安全評価を行った結果、所要の安全性が確保されることを確認した。

また、今後取り組むべき技術課題として、シナリオ構築やモデル構築技術の高度化、核種移行解析に関するデータベース拡充など、安全評価技術の信頼性向上に向けた課題を提示した。

6. おわりに

NUMO セーフティケースでは、安定な地質環境を適切に特定するための技術を整備していること、サイト選定で想定される候補母岩を代表する三つの岩種について長期的な安全機能を満足する処分場を設計できること、これらの地質環境や処分場の仕様の特徴を反映して、処分場閉鎖前及び閉鎖後長期にわたる安全評価を行うことが可能であり、その結果は国際機関や諸外国の規制等を参考にした安全基準を満たすことなどを示した。これにより、現時点における最新の科学技術的知見に照らして、わが国においても安全に地層処分を実現できることを提示するとともに、今後のサイト選定の進展に即応する準備を整えることができたと考えている。今後は、セーフティケースの構築を通じて抽出された技術課題を中期的な技術開発計画に反映し、地層処分の技術的な信頼性の一層の向上に向けて、関連機関と連携しながら技術開発を進めていく。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－
- [2] 経済産業省（2015）：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）
- [3] OECD/NEA（2013）：The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, OECD/Nuclear Energy Agency
- [4] NUMO（2009）：概要調査地区選定上の考慮事項．放射性廃棄物の地層処分事業について，分冊－2．
- [5] 総合資源エネルギー調査会（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価－地質環境特性および地質環境の長期安定性について．平成26年5月，地層処分技術WG．
- [6] NUMO（2004）：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性，NUMO-TR-04-01．
- [7] 電事連・JNC（2005）：TRU 廃棄物処分技術検討書－第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－，JNC TY1400-2005-013，FEPC TRU-TRU2-2005-02．
- [8] 例えば，ICRP（2013）：Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 122, Annuals of the ICRP, Vol.42, No.3.

*Tetsuo Fujiyama, *Kunio Ota, *Satoru Suzuki, *Kiyoshi Fujisaki, Akira Deguchi and Hiroyuki Umeki

Nuclear Waste Management Organization of Japan

(Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room D)

[PL2D05] Discussion

Chair: Osamu Tochiyama¹ (1.NSRS)

NUMOは、最新の科学的知見や技術開発成果を踏まえて、わが国における安全な地層処分の実現性を提示することを目的として、セーフティケースの取りまとめを行っている。本セーフティケースは、文献調査段階以降に候補サイトの特性を踏まえて継続的に更新していくための雛型となることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意している。本セッションでは、NUMOセーフティケースの概要を紹介するとともに、地層処分事業の技術的信頼性のより一層の向上に関して、セッション参加者との意見交換を実施する。

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Safety Division

[PL2E] Issues related to Application of Safety Goals

Chair: Naoto Sekimura (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room E (Kumume City Plaza - Kurumeza Theatre)

[PL2E01] Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan

*Shietsu Sugawara¹ (1.CRIEPI)

[PL2E02] Approach to Safety Goals for Engineering Systems

*Takeshi Matsuoka¹ (1.Utsunomiya Univ.)

[PL2E03] Discussion

Chair: Kiyoharu Abe¹ (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

原子力安全部会セッション「福島第一原子力発電所における今後のリスク要因とその防護策」

(1) 安全目標の設定と活用に関するこれまでの経緯**(1) Development and Application of Nuclear Safety Goals in Japan**

*菅原 慎悦

¹電力中央研究所**1. はじめに**

我が国では、原子力安全委員会（当時）が 2003 年に安全目標案を示したが、その規制上の位置付けは不明瞭なまま、十分に活用されてきたとは言い難い状況であった。福島原子力事故後、安全目標についての議論が再び高まりつつある現在、過去の安全目標案の策定・活用をめぐる歴史的経緯を検討することは、今後の原子力のリスク管理において安全目標を有効活用していく上で有益と考えられる。本報告では、2003 年安全目標案の検討経緯やその活用実態について、我が国における安全目標の検討に深く関わってきた関係者へのヒアリング調査をもとに考察する。特に、2003 年の安全目標案が策定時に期待されていた意図通りには活用されなかった状況を指摘し、なぜ安全目標が十分に活用されなかったのかについて、その阻害要因を考察する。なお本報告は、既報・電中研報告 Y15016 の内容をベースとしている。[1]

2. 安全目標活用の理想と現実

関係者へのヒアリングや、安全目標専門部会での議論を分析すると、安全目標策定に向けた議論では、立ち止まることなくリスク管理を実践し具体的なリスク低減につなげていくために、目標を活用しようとしていた意図が読みとれる。具体的には、①決定論的な規制の改善促進、②事業者・規制当局双方によるリスク評価・リスク管理の経験蓄積、③リスク評価・リスク管理に必要な研究の進展、④社会との対話、といった観点において、安全目標を積極的に活用することが期待されていた。しかし現実には、立ち止まることなくリスク管理を実践するという本来の意図に沿った形では安全目標が十分に活用されず、むしろ、現状で既に十分安全であることを示すための道具として目標が使われる例も見られた。

3. 安全目標の意図と現実とが乖離した要因

では、なぜ、安全目標は策定時の意図通りに活用されてこなかったのか。本報告では、その背景要因として、①原子力関係者間で安全目標の意義が十分に共有されていなかったこと、②評価手法が比較的確立されている内的事象のみのリスク評価結果を安全目標・性能目標と照らして満足し、外的事象のリスク評価・リスク管理へと踏み込む努力が損なわれたこと、③事業者が規制当局や社会から要求されたことにのみ対応して善しとする「対策主義」に陥ったこと、④社会や立地地域からの反応に対して懸念を抱いた事業者や規制関係者がリスク評価結果の公表等を躊躇したこと、を指摘する。

4. 適切なリスク管理の実現に向けて

効果的で整合性のとれたリスク管理を実現していく上で、安全目標の明確化とその適切な活用は非常に重要である。本報告の最後では、上に示した阻害要因を克服し、原子力界が適切に安全目標を策定・活用していくための方向性についても議論したい。

[1] 菅原慎悦・稲村智昌(2016)「我が国の原子力分野における安全目標の活用－2003 年安全目標案の背景とその実際から学ぶ－」電力中央研究所研究報告 Y15016.

Shin-etsu Sugawara¹¹Central Research Institute of Electric Power Industry

原子力安全部会セッション「福島第一原子力発電所における今後のリスク要因とその防護策」

(2) 工学システムにおける安全目標の考え方**(2) Approach to Safety Goals for Engineering Systems***松岡 猛¹¹宇都宮大学**1. はじめに**

私たち市民は日々の生活のなかで種々のリスクに曝されて生活している。これらのリスクを深く考えることなく受容している場合もあれば、不安を感じながらも行政等によって定められている基準値に従っている場合もある。果たして、これらのリスクの大きさは整合性をもって合理的な水準に達成されているのであろうか。工学システムは、その時々社会が求める最適な価値を提供しているが、高度化するにしたがい安全の確保が社会の重要な要求となり、そのためには安全のレベル、安全の目標を定める必要が出てきた。本論では日本学術会議での議論をもとに、安全目標の考え方について見解を述べる。

2. 日本学術会議における安全目標検討の経緯

日本学術会議では、長年、工学システムに関する安全工学の立場からの検討、安全工学シンポジウムを主催しての学協会横断での情報交換、日本学術会議からの発信等と安全に関する活動を幅広く行っている。工学システムに関する安全・安心・リスク検討分科会が第20期より設置され、各種工学システムの安全とリスクという点を念頭に検討を進めてきている。分科会の議論に基づいた報告が『学術の動向』に特集として載せた[1]。その中の「安全目標ーリスクと安全・社会の安心ー」の記事には各分野での安全目標の考え方の概要が記されている。第22期において、安全目標をさらに深く検討するため、新たに分科会内に「安全目標のガイドライン検討小委員会」を設置し、広く工学システムの各分野を比較しつつ安全目標を検討し、2014年9月には報告「工学システムに対する社会の安全目標」[2]をまとめた。

第23期では、安全目標の基本的考え方の各分野での適応性を中心により具体的な検討を進めている。ここでは工学システムに限定することなく、より広い分野での安全目標のあり方の検討が必要との立場から、昨年6月には日本リスク研究学会との共催の「社会の安全目標とリスク・アプローチの役割」シンポジウムを開催、7月には安全工学シンポジウムにおいてパネルディスカッション「安全目標」を実施、更に同じく7月には原子力総合シンポジウムにおいて原子力安全と安全目標の関係についての報告を行い意見交換を行った。本年3月には学術の動向の特集「社会における安全目標その多様な展開」[3]で総合的な報告を行った。そこでは、工学システムに限らない主要な分野の安全目標の考え方を一堂に紹介し、考え方の整理を試みている。

3. なぜ安全目標を提案するのか

組織や企業は、その組織目的の達成を目指しつつ、社会や生活の向上に貢献してきた。その活動の中で、多くの工学システムが開発・運用され、多くの成果を創出してきた。しかし、科学技術の発展は、工学システムの機能の向上をもたらすとともに、望ましくない大きな影響をもたらすリスクをも増加させてきた。この工学システムの持つリスクやリスクの顕在化を抑制するために、安全に関わる多くの研究開発がなされてきた。また、社会的には、安全規制に関する検討も進み、工学システムの開発・運用に関する安全向上に寄与してきた。しかし、工学システムが高度・大規模になるにつれ、安全の向上に関する検討は、再発防止という経験に基づく対応に加え、経験の無い事故をも防ぐ未然防止策を向上させることが重要となってきた。これまで、工学システムの開発・運用における規制は、社会・生産活動の多様性の中で必要条

件として提示され、また、その性格上被害の発生が明らかになったことに対して重点的に検討・作成されることが多いという特徴があった。

工学システムに関する規制・研究開発・設計製造・運営を行う者が、その活動を行う際に規制の範囲にとどまらず高い安全性を追求していくことを支援するガイドラインとして安全目標が位置づけられる。つまり、他の事業・システムの状況も参考にしつつ現状の事業・システムの状況と安全目標を比較することによって、その乖離や課題を認識し、新たな科学技術社会の創造にふさわしい安全目標を掲げ、工学システムの安全性を高めていくことができる。

4. 安全目標検討のための前提

工学システムは、その時代の科学技術水準の最善を尽くし種々の安全対策をとっても、それが社会に与える負の影響を 0 にすることはできない。あるリスク対策をとっても別のリスクを派生させるということもある。そのため、工学システムにおける安全目標は、科学的合理性に基づき決定すべきである。安全目標策定に関する前提を以下のように捉えた。

①安全目標は、時代と共に変化するという認識に立ち、理想的な社会状況を目指した理念的なものではなく、現代社会において実現が可能なものとする。なお、実現可能ということは、現状追認ではなく、今後の努力により技術的にも経済的にも達成可能なものという意味である。

②安全目標の設定においては、経験した事故の再発防止はもちろんのこととして、未然防止の考え方を重視する。ここでいう未然防止とは、発生の防止のみならず事象が拡大することを防ぐ概念も含む。

③安全目標は、人命に加え、社会リスク、環境汚染・破壊も考慮に入れて対象のシステムの稼働・不稼働がもたらす人・社会・環境への多様なリスクを勘案して決定すべきものである。ここでいう多様なリスクの勘案とは、多様な価値観が存在する状況下で許容できるリスクのバランスの在り方を考え、社会的合意を得るための概念である。

④製造者、運用者と利用者の責任をバランスよく考える必要がある。

5. 安全目標の枠組み

工学システムに関する社会の安全目標の検討に際して、各種工学システムの安全に関する実態を調査し整理を行なった。安全目標値を提案している分野、国の定めた規制値、基準値に従っている分野、明確な目標値を持たない分野等、それぞれの違いが大きいことが判明した。これらの情報を基に以下に示す項目に沿って検討を進めた。

5-1. 安全とは

①安全の定義：本検討では安全の定義として、「受容出来ないリスクがないこと」（ISO/IEC Guide 51）を念頭において議論を行った。この定義によれば、安全目標は受容できるリスクを明らかにすることではなく、基本的には受容できないリスクを明らかにすることとなる。

②安全の対象となる事項：生命、心身の健康（短期、長期の健康被害・傷害・障害の視点も重要）、財産、環境、情報（喪失、漏洩）、経済、物理的被害、社会的混乱、等

③安全を検討する際の事故・災害のハザード：自然現象、人的要因、機械的要因、化学的要因、システムの要因

④安全を向上するための施策：未然防止、拡大防止、回復力の向上、等

5-2. 安全目標の要件

①目標は、達成可能なものでなくてはならない。 ☆目標は、社会的公平性を前提とするものであること。

☆目標は、現状追認であってはならない。 ☆目標は、マイルストーンを明確にして、達成時期を明示する。

②目標は、社会や技術の状況によって変わるものである。 ☆目標は、対象・被害形態・影響の大きさ、得られる便益の大小、経済的実現性、選択肢の有無等によって変わる。 ☆各工学システムの安全目標は、そのシステムの過去の実績にとどまらず、環境等の変化、潜在するリスクも考慮した将来の状況も含んだものである必要がある。

③目標の作成プロセスは、透明性・合理性がなくてはならない。 ☆科学的根拠に立脚し、検証が可能であるものでなくてはならない。 ☆多くの人にとり、解釈が容易で明確であること。

④目標は、各自の施策に反映できるものでなくてはならない。 ☆工学システムとしての製造から廃棄までの間を通じての安全目標が必要である。 ☆供給者・管理者として、施策に反映できるものであること。 ☆市民の立場からの安全の判断にとっても、有意義でなくてはならない。

⑤目標は、人々に希望をもたらしものでなくてはならない。 ☆将来の制度改定、技術開発、意識改革に繋がるものであること。

5-3. 二種類の基準値

安全目標を検討した結果、最低限満足すべきものと満足すれば無条件で許容できるものの二種類があるとの結論に至った。図1に示すような、目標値としては達成出来ない場合は許容されない基準値（A）と更なる改善を必要としない基準値（B）の二種類の基準値である。この目標の達成に関しては、工学システムの事故を未然に防いだり、事故影響の拡大を防いだりすることに加えて、避難等の対策によって対象とする被害を目標以内に抑えることも含まれる。

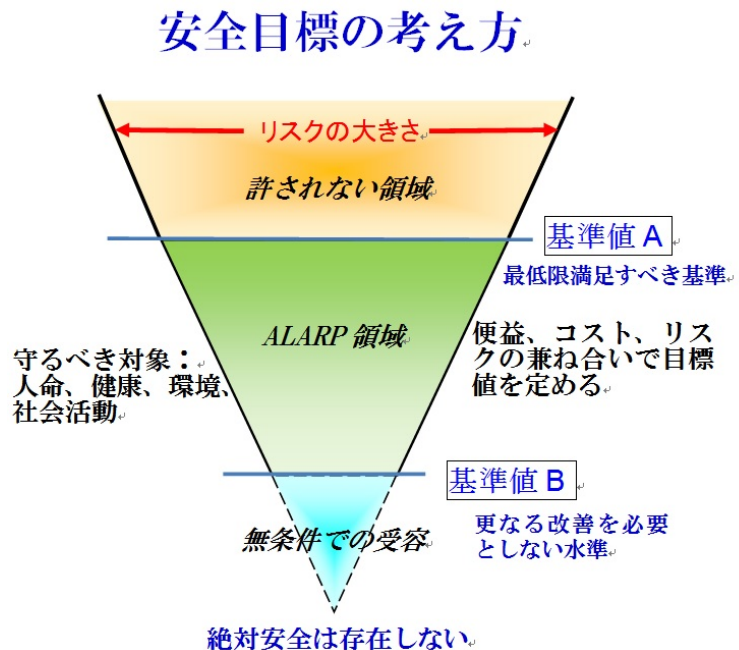


図1. 二種類の安全目標

5-4. 対象別安全目標の考え方

①人命を対象とした目標

人命を対象とした目標も、すべてを同一基準で考えられるわけではない。まず、その事故が、多くの人に関するものか、不特定な個人に関するものかによって、目標の考え方は異なる。さらに、1回の事故が影響を与える人数によっても、安全目標の設定の仕方は異なる。さらに、死亡リスク以外に障害の重度等に応じた目標も別に定める必要がある。また、安全目標とリスクを比較する工学システムの単位は対象とする事故によっても異なる。例えば、化学プラント等の施設を主体とした工学システムは、1事業所単位で考えるものであるが、自動車の交通システムのように、社会において多くの輸送体がシステムとして機能しているものや情報システムのようにネットワークとして考慮すべきものは、そのシステムの特徴を踏まえて判断すべきである。

代替システムを導入する場合は、当然ながら代替システム導入の場合のリスクとシステムを停止した場合のリスクを比較して判断する必要がある。

②社会的リスクに対する目標

社会的な影響（人的な影響も含む）が大きくなる工学システムにおいては、事故が発生した際の被害軽減対策の実効性が検証できない場合、軽減策を考慮せずに安全目標を達成することが求められる。

経済的影響が大きいリスクに対する安全目標として以下の点を考慮した。1回の事故の影響が甚大な場合はリスクアバージョンの考えからより厳しい発生確率を設定すべきと考える。自動車事故のように1回の事故の影響が限定的でも事故発生の頻度が多い場合は、利便性との関係で国民の合意を得る必要がある。システムや製品の存在をなくすることが社会的に大きな影響を及ぼす場合は、そのシステムや製品が提供する機能の全体リスク最適化の視点で判断をする。経済的影響としては情報システム等が及ぼす大規模な社会基盤への影響も含めて考える。

環境的影響が大きいリスクに対する安全目標では、環境の回復が可能な場合と回復不可能な場合に分けて検討する。物理的被害の規模の大きいリスクに対する安全目標では、原因となるハザードの除去が別の大きなリスクをもたらさない限りハザードの除去を目標とすべきとした。

ハザードや対象システム・物質・プロセス等の排除が、別の大きなリスクを伴う場合は、対策により対応せざるを得ない。可能性のあるリスクを総合的に評価し、社会・生活にとって最適な対策を講じる。最適な対策とは、科学的合理性に基づき、社会の合意により決定されるべきものである。相互に比較するリスクは、その影響の種類が異なるため、数値的に一意にその最適性が定まるものではなく、その時点での社会の価値観やニーズを反映して定めることになる。

5-5. リスク許容の判定をする際の注意事項

- ①対象の製品・プロセスから恩恵を受けないステークホルダーのリスクにも注意をする。
- ②リスクの低減対策は、技術の可能性、対策の費用対効果を勘案して行う。
- ③壊滅的な被害をもたらす影響を避けることは、経済的合理性に優先する。
- ④リスクの算定結果が、評価に耐える品質レベルになれば、判定に使用してはいけない。
- ⑤リスクの低減対策は、その対策効果を明らかにする必要がある。

6. おわりに

工学システムのリスクと安全目標の考え方に関し種々の側面からの検討を述べた。二種類の基準値 A、B の具体的な数値については、現状での社会の受容レベル、各種基準値、規制値等を参照し、日本学術会議から提案させて頂いている。ここで述べた安全目標に関する基本的な考え方が、多様な分野で安全目標を決定する際の参考資料として活用されることを期待している。さらには、社会活動や市民生活における安全の判断にも資することになれば幸いである。

参考文献

- [1] 学術の動向、[特集1]工学システムに関する安全・安心・リスク、2009 年9月号、7 頁～55 頁
- [2] 日本学術会議総合工学委員会工学機械工学委員会合同工学システムに関する安全・安心・リスク検討分科会報告、工学システムに対する社会の安全目標（2014 年9月17日）
- [3]学術の動向、[特集1] 社会における安全目標その多様な展開、2016 年、3月号、7 頁～60 頁

Takeshi Matsuoka¹

¹Utsunomiya University

(Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room E)

[PL2E03] Discussion

Chair: Kiyoharu Abe¹ (1.Secretariat of Nuclear Regulation Authority)

[PL2F] Activity Report of the Investigation Committee on Development of Activity and Risk Evaluation Method for Faults by Engineering Approach

Chair: Koji OKAMOTO (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room F (Kumume City Plaza - Creative Box)

[PL2F01] Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*Koji Okumura¹ (1.Hiroshima Univ.)

[PL2F02] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Tadashi Narabayashi¹ (1.Hokkaido Univ.)

[PL2F03] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Kazuo Tani¹ (1.Tokyo Univ. of Marine Sci. and Tech.)

[PL2F04] Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

*Koji Okamoto¹ (1.Univ. of Tokyo)

総合講演・報告 4 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

熊本地震の概要

Earthquake geology of the April 14 and 16, 2016 Kumamoto Earthquakes

*奥村晃史¹¹広島大学

1. 前震・本震・誘発地震

2016年熊本地震では、4月14日21:26のM6.5地震の約28時間後、4月16日01:25にM7.3地震が発生した。M6.5地震により益城町では震度7の揺れが記録され8名が死亡した。M7.3地震では、益城町と西原村で震度7の揺れが記録されるとともに、広い地域で震度6強の揺れが記録され40名が死亡した。断層の位置関係からみて、14日のM6.5地震が、16日のM7.3地震を誘発した可能性がある。このような誘発は多く見られる現象であるが、トリガー地震と誘発地震の時間間隔は同時から数年までさまざまなケースがある。同時発生では地震の規模が大きくなり地震動も増幅される場合がある。一方、今回のように1日程度の間隔で強い揺れが繰り返される場合、2回の強い揺れを受けたことによる被害を、1回の揺れとは別に検討する必要性も指摘されている。上記2回の地震以外にも、14日の震源域では4月15日00:03のM6.4地震、16日の震源域では同日中にM5.5～5.9の複数の余震が発生した。また、震源域から離れた熊本県東部や大分県湯布院町でもM5.5程度の誘発地震が発生し活発な余震活動を伴った。

2. 予測された布田川断層の活動

4月16日M7.3地震は従来から記載された布田川断層を主たる震源断層として発生し、南方の高野断層・白旗断層、および布田川断層北東延長部、中部の分岐断層に地表変位が見られた。4月14日M6.5地震は高野断層・白旗断層で発生したとされるが、明瞭な地表変位は発生しなかった。地震調査研究推進本部は2002年に布田川・日奈久断層の評価を行い、2013年にそれを改訂して布田川断層帯・日奈久断層帯の評価とした。4月16日M7.3地震の震源は2002年評価の布田川・日奈久断層北東部と、北東延長部・分岐断層を除き一致している。2002年評価による延長27 km、最大変位2m、地震規模M7.2も4月16日M7.3地震とほぼ一致している。2013年評価は布田川断層西方延長上に存在の不確かな宇土断層を想定して連続させ、高野断層・白旗断層を日奈久断層帯に含めたため、4月16日M7.3地震の活動域とはかけはなれた評価となった。なお、宇土断層にそって熊本地震ではその東端の一部、明瞭な断層変位地形のある区間を除き全く活動は認められない。

3. 予測を越えた活動

2014年熊本地震における高野断層・白旗断層の活動は、いずれの評価とも異なっていた。4月14日M6.5地震は布田川断層と日奈久断層の接続領域である高野断層・白旗断層の地下で発生した。モデル計算による地下のすべりは1～2mであるが、地表では明瞭な変位はなかった。4月16日M7.3地震は高野断層・白旗断層に最大30cm程度の右横ずれ変位を与えたことが観察されている。この変位は両断層のトレンチ調査から予測されていた1回の地震による変位量2mを大きく下回るものであった。2回の地震が同じ断層面を破壊したかどうか、厳密には不明である。14日にできた小さな変位が16日に成長したとの報告もあるが、

*Koji Okumura¹¹Hiroshima University

14 日の変位は不連続で cm オーダーであり、地震動によって断層地表部がずれた可能性が高い。4 月 16 日 M7.3 地震による変位が著しく小さかった原因として、4 月 14 日 M6.5 地震で蓄積された歪みの大部分が地下で放出されてその残りが 16 日に放出された、あるいは、高野断層・白旗断層の最新活動が 1,200～1,500 年前と新しいために十分な歪みが蓄積されていなかったことを考えることができる。

4. 予測されていなかった活動

4 月 16 日 M7.3 地震では従来記載されていた布田川断層帯北東端から北東へ約 5km にわたり、従来活断層が記載されていなかった場所に連続する断層変位が現れた。この区間はカルデラ外輪の急斜面を横切って中央火口丘斜面に達し、外輪斜面の大崩壊や断層変位直上の家屋倒壊などで大きな被害が発生した。従来断層が見落とされていた原因として、急傾斜の斜面上に現れた断層変位地形が保存されにくいこと、急斜面下の平坦地には最新活動以降も河川の堆積作用が継続して最新活動の痕跡が保存されなかった可能性が考えられる。カルデラ内部への断層北東端の新たな延伸の可能性も考えられるが、この地域の過去の断層活動の状況を検証する必要がある。さらに北東の阿蘇町の沖積低地にも m オーダーの崖地形をとまなう地盤の陥没が生じた。これらを地下の震源断層が地表に達したものとする意見もあるが、分布状況や過去の掘削、旧河道の分布と合わせると、沖積層内の側方流動や陥没である可能性が高い。

一方、布田川断層中部では、分岐断層として津森小学校付近から益城町役場南方の益城町市街へ延びる延長約 3.7 km、最大 1m 程度の右横ずれ断層が見いだされている。また上陳付近には主断層と分岐断層をつなぐ延長 600m 程度の左横ずれ共役断層も出現した。分岐断層と共役断層はいずれも最新の河川堆積物を切って現れたが、この場所で過去の変位が保存されている可能性は皆無である。分岐断層は益城町市街地の最も激しい被害を受けた地域まで達しており、後述するように家屋被害と地表断層の関連も考えられている。

5. 益城町に集中した被害の原因

2016 年熊本地震の被害のうち、最も注目すべき点のひとつは益城町市街地に著しく集中した家屋被害である。その原因としては、強震動発生域との位置関係、前震・本震の震源破壊プロセス、表層地盤による増幅、分岐断層による市街直下の地表断層変位、斜面崩壊・側方流動等さまざまな原因が考えられ、分析が進められているが、一つの原因で説明することは容易ではないようである。例えば、地表断層の近傍では強い地震動が発生するという信念が 1995 年兵庫県南部地震以来語られているが、4 月 16 日 M7.3 地震による主断層近傍の被害は益城町市街地に較べて遙かに集中の度合いが低い。河川沿いの急斜面の盛土では多くの地すべり、側方流動が見られ被害が集中しているが、益城町市街の最も大きく被害を受けた地域にはそのような斜面は認められない。

従来の地形分類による地盤種別に基づく増幅率の推定では、益城町の南に広がる水田地域の沖積層の方が、益城町の立地する更新世の台地に較べ著しく高い増幅率が設定されている。水田地域には地震計が設置されず、家屋が密集しないため地震動と被害状況の比較は難しいが、必ずしも水田地域の被害が大きいようには見えない。

この水田地帯は有明海から木山川に沿って東西に延びる沈降域の東方延長にあたる。これまでの研究で、この沈降帯は有明湾岸で最近 10 万年間に 90m 程度、熊本市東部で 45m 程度の沈降を続けていることが知られている。益城町南方では、北側低下成分をもつ布田川断層主部によってこの低地帯が沈降していることが考えられる。一方益城町を載せる台地は、9 万 5 千年前の阿蘇 4 火砕流堆積物やそれ以降の河川砂礫層が地表を構成し、地下は阿蘇火山噴出物と河川砂礫層の互層である。従って、台地と低地の間には南側が

低下するような変形が存在する可能性も考えられる．仮にそのような変形が存在しないとしても，台地構成層と低地を埋める地層は複雑な指交関係や浸食・埋積関係が存在する．このような地質構造あるいは堆積構造に基づく地層の累重状況が局地的な強い地震動を生成した可能性も考えることができる．

6. まとめ

2016年熊本地震は，布田川断層帯に想定されていた地震がほぼ予測通りに発生した地震であった．しかし，日奈久断層沿い，北東の阿蘇カルデラ北部から大分県中部に達した顕著な誘発地震・余震域は誘発現象にあらたな知見をもたらした．高野断層・白旗断層の挙動は最大規模地震の繰り返しという単純なモデルでは説明できない．布田川断層帯北東端付近の地表変位は過去の地表変位が保存されない地点での断層存否を検討する上で重要な知見となった．また，分岐断層・共役断層の出現は，沖積層下に伏在する構造をつぶさに調査することの必要性を示している．益城町市街地に集中した家屋被害については様々な要因が考えられるが，明確な答えを得るためには一層の調査や分析が必要である．

総合講演・報告 4 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

断層変位に対する工学的なリスク評価 (1)断層変位に対する原子力安全の考え方

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(1) Main concept of nuclear safety evaluation and measures for fault displacements

*奈良林 直¹¹北海道大学、調査専門委員会主査

1. はじめに

1-1. 調査専門委員会について

2011 年東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一事故後の原子力規制体制や基準が見直される中で、既設の原子力発電所において、敷地内の断層変位の可能性の有無のみに着目して原子力安全を判断しようとする議論が生じており、断層変位の施設への影響評価の検討が喫緊の課題となっている。

日本原子力学会「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会（以下「本調査専門委員会」という）は、活断層の活動等に伴って生じる断層変位も外部ハザードの一つと捉え、断層変位の施設に与える影響に関する工学的な評価手法について、既往の研究成果を活用しながら、関連する多分野の専門家の協働により調査・検討を行うことを目的に設置された。他学会との組織的な協力としては、先行して検討を進めていた土木学会原子力土木委員会と連携している。構築した調査・検討のスキームを図 1 に示す。

活動期間中に発生した 2014 年長野県北部地震（神城断層地震）や 2016 年熊本地震から得られる知見も含め、断層変位が原子力発電所に与える工学的な影響評価を行い、不確実性を踏まえたトータルリスク評価手法、リスクを低減するための方策等についてまとめ、報告書として国内外に発信するとともに、今後の標準化の活動等に供していくことを目指している。

日本原子力学会 2016 年春の年会では中間的な成果報告を行ったが、2016 年秋の大会では、現在とりまとめの段階に至っている報告書の基本事項について、報告(1)～(3)に分けて報告する。

なお、本調査専門委員会の調査・検討の背景、問題認識等については、2016 年春の年会予稿集 OV301 を参照されたい。

1-2. 調査・検討の対象等

本調査専門委員会が対象としている断層変位という自然現象は、活断層の活動等に伴って地盤や地層に変位（ずれ）が生じる現象である。変位としては、いわゆる活断層（主断層及び分岐断層）や活断層の周辺に副次的に生じる変位（副断層）が知られており、それ以外にも、重力性の地すべり、岩盤の膨潤に伴う地層の変位、更には地盤の沈降等によって生じる地盤の相対変位などがある。図 2 に主な断層変位について示す。

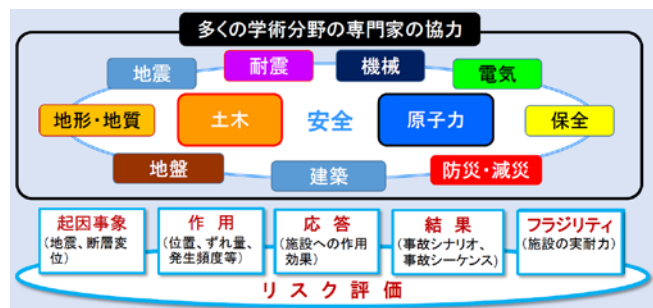


図 1 学術分野横断の検討スキームの構築

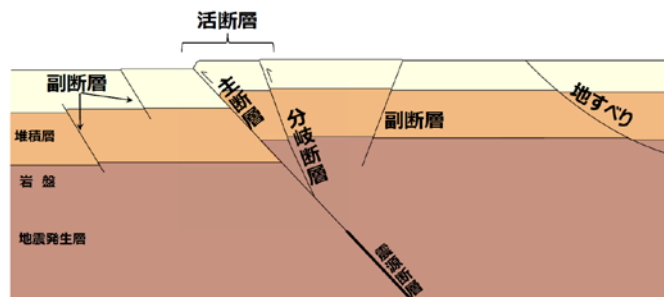


図 2 主な断層変位

*Tadashi Narabayashi¹¹Hokkaido University, Chairman of the Committee

本調査専門委員会における主な検討の前提、検討に当たっての姿勢等について以下に記す。

- ①評価対象としての変位は、主として地震活動に伴って生じるものを中心に論じる。
- ②原子力施設の重要施設に対する影響を論じるため、評価に用いる断層変位の定義位置は、重要施設が設置あるいは支持される設置地盤（岩盤）上面とする。
- ③断層変位が生じる現象は、地震動と比較すると低頻度で局所的に生じる現象のため、地震動に対する評価と比較すると知見の蓄積や経験が不足しており、したがって、評価に際しての不確実さが大きい。一方で、これまでに得られている各分野の知見を活用して、対象となる断層変位の性状に応じて、施設に与える影響を工学的に評価していくことは現段階でも可能である。
- ④不確実さに対処するために有効なのが深層防護の概念の適用とリスク評価の活用である。これらの活用により、多様なシナリオを検討するアプローチ、想定を超えた領域まで含めたシームレスな評価、リスク情報を活用した意思決定等が重要であるとの立場に立脚する。なお、本調査専門委員会の名称にもある「工学的なリスク評価」は、確率論的リスク評価（PRA）のみに限定せず、確定論的な裕度評価なども含めた広義の概念でリスクに関する情報を扱い、そのための評価手法を扱うこととする。
- ⑤主として既設の原子力発電所に対する断層変位の影響について論じるが、得られた知見やリスク低減策は、諸外国も含む新設の施設や再処理施設等にもその考え方は活用できると考える。
- ⑥個々の工学的な評価手法は、それぞれの手法の適用性や関連する技術データの蓄積度合い等に応じて的確に利用することが前提となる。必要に応じて、工学的に適切な条件を付すこと等によりリスク評価のための情報を得ていく。
- ⑦断層変位による施設への影響を評価する際には、地震動等による影響との重畳も考慮する必要があるが、地震動による影響と変位による影響は施設に対しては異なる作用をもたらすことから、本調査専門委員会としては、変位による影響を区別して体系的に評価する手法について取りまとめることとしている。実際に個別施設の評価をする際には、地震動との重畳について、静的もしくは動的な作用の組み合わせや時刻歴も考慮して適切に評価を行う。

2. 断層変位に対する原子力安全の基本的考え方

2-1. 原子力安全の考え方

原子力安全の目的は、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であり、原子力施設の安全確保の目標は、人や環境に放射線の有害な影響を与えるような事故の可能性を確実に極めて低いものとすることである。

これらの達成のため、国際的にも有効であると考えられているのが、深層防護の概念の適用である。

深層防護とは、原子力安全の目的の達成のために、ある目標をもった幾つかの障壁（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という概念である。これは、人と環境に影響を与えるまでの種々の現象には人知が及ばない振る舞いが存在し得ることから、事前に十分と思われた対策でも思いがけない理由で失敗するかも知れないという不確実さの影響を考慮して、別の対応策、次の防護レベルの対応策を繰り返すことにより、一連の防護策全体の実効性を高めるという考え方である。

これら防護レベルの手段には、物理的な障壁のほか、例えば制御・管理や緊急時における対応手段も含まれる（ハード対策、ソフト対策）。具体的な対応策においては、防護レベルを多層とすることを基本的な考え方として、想定する事象に対して複数の防護レベルで様々な手段を用意する。また、特に自然現象のように不確実さが大きいものに対しては、事前の想定を逸脱したシナリオとなる場合もあり得るとして、不確実さに対する備えを多層とすることで、防護策全体の効果を高めることができる。さらに、低頻度の

事象や経験のない事象に関しては知識の不完全性による限界があることから、想定を超える領域の存在が否定できないとして、当該ハザードの特徴を踏まえた異なる質（工学的に違った切り口）の防護策を講じておくことが有効となる。

すなわち、不確実さに対処しつつリスクの顕在化を防ぐために深層防護の概念を適用することが有効であり、その的確な適用により、事象の早期の収束や機能の復旧などのレジリエンス活動を可能とし、全体として質の高いロバストな対処が可能となる。深層防護の考え方は、原子力安全を確保するための普遍的な考え方であり、それを積極的に講じることが重要な戦略となっている。

この深層防護の考え方を的確に適用し、効果的にリスクの低減を図るためには、リスク評価を実施することが有効である。また、潜在的なリスクを管理するためには、リスクの三重項（リスクトリプレット）に答えることが必要であることが提唱されている。

①どのような望ましくないことが起こるか？ What can go wrong?（事故シーケンス）

②その発生可能性は如何ほどか？ How likely is it?（頻度）

③その影響はどのくらいか？ What its consequences might be?（影響）

これは、言い換えれば、原子力施設の事故によるリスクは事故シーケンスによって大きく変わるので、事故が発生する事象の繋がりである事故シーケンス、その発生可能性（発生頻度）及びその結果（影響の程度）の三つの要素を的確に考慮した評価が重要ということである。この評価のためにはリスク評価の特徴を活かした取組みが最も有効なのである。

福島第一事故を踏まえると、リスク評価の重要性が一層高まっている。リスク評価によって、リスクの程度や弱点の把握ができ、また、多くのシナリオを取り込むことで想定外を少なくすることができる。さらに、原子力施設の敷地外における対策（原子力防災）まで含めたリスク評価を活用した取組みの必要性も提起されている。

すなわち、「どのような望ましくないことが起こるか」というシナリオを幅広く考慮することが重要で、事象の進展についての検討を行うアプローチが必須の取組みとなる。その取組みが原子力安全において価値を生み出す。

自然現象の一つである断層変位に対してもこの考え方を適用して原子力安全を考えること、すなわちリスクを評価するアプローチが必要であり、そのことにより、原子力安全の取組みが全体として首尾一貫した対応となる。

原子力安全の考え方からは、リスクへの寄与が小さいことが明らかでない限り放置してはならず、リスクの定量化の努力を行い、定量化が不完全にしかできない場合であっても、合理的に実行可能な評価・対応策を検討して、社会に提示していくことが必要である。

2-2. 断層変位に対する考え方

原子力施設を設置する際には、事前の詳細な地形・地質調査によって重要施設の設置地盤（岩盤）に断層変位を想定する必要がないことを確認し、特に原子炉建屋に関しては設置地盤の検査（岩盤検査）を実施し、施設の支持性能に問題が生じるものではないことを確認してきた。これは、施設を設置する際には、断層変位を「避ける」という考え方によって、断層変位の想定を検討を不要としていたということである。

一方、もとより施設の設置地盤（岩盤）には破碎帯などの弱面が存在しているので、地震動の影響に対する設置地盤の安定性評価等の検討はこれまででもなされている。

福島第一事故の教訓を踏まえると、可能な限り想定外をなくすことが必要で、その上で、想定を超えた領域に対しても対処を行い、リスクをできる限り低減することが求められる。

断層変位については、上述のとおり、施設設置時点の判断により施設への影響評価の想定に含めてい

かったが、想定から排除せずにリスク評価を行うことが、隙間のない一貫した原子力安全の対応となる。

既設の原子力施設においては、常に最新知見を反映していく取組みにおいて、新たな情報等によって断層変位の考慮の必要性が生じる場合があり得る。その際には、あらためて地形・地質調査などから得られる情報に基づき、まずは考慮が必要な断層変位という事象の性状（発生位置、傾度、ずれ量と方向など）を想定し、次のステップとして施設に対する影響の検討を行うことが基本的な評価手順となる。これら評価においては、それぞれの段階で不確実さが適切に考慮されねばならない。その上で、事象の不確実さが大きいことから、想定を超える場合も考慮してリスク評価を行うことが必要である。

ここで、断層変位により発生する事象に対しても、深層防護の考え方で対処することが基本であり、有効である。特に、知識やデータが限られている断層変位のような低頻度事象に対して、深層防護は一層重要な戦略となる。

既設の原子力施設においては、福島第一事故の経験を踏まえ、深層防護の考え方も適用しながら、施設設置当初の設計・評価の範囲の拡張・強化や追加の影響緩和策（アクシデントマネジメント）など、様々な対応策が講じられている。これらは断層変位を想定して講じられてきているものではないが、福島第一事故以前よりもロバストな防護策が講じられていると考えられることから、これらも含めて、断層変位に対する評価をしていくことが技術的に理に適っている。

具体的には、例えばすでに地震動などに対してなされていた設計あるいはその設計裕度の範囲において、想定する断層変位に対しても安全上重要な機能を有する施設（SSCs）の要求性能が満足されるかを確認する。変位量の程度によっては、施設の有する安全機能に支障を与えない場合が考えられる。また、必要に応じて、福島第一事故後に拡張・強化された対策（アクシデントマネジメントも含む）の有効性についても検討を行う。さらに、想定を超えた断層変位に対してもリスク評価を行う。

断層変位に対する原子力安全の考え方を図3に示す¹。これは、断層変位以外の自然現象に対する考え方と同様である。

ここで、断層変位に対する評価・検討においては、断層変位の性状を踏まえた考慮が重要となる。例えば、想定する断層変位の位置は、調査により施設直下の設置地盤の断層位置（弱面の位置）に設定することができる。このことは、断層変位により施設に発生するせん断力、曲げ力等の伝搬が施設内において空間的に限定されるので、これを事故シナリオの中に考慮することができる。つまり、多様性と分散配置により、共通要因故障の回避が可能となる。

さらに、より一層の信頼性向上のために航空機衝突やテロなどへの対処が規制要求とされており、想定を超える断層変位の評価においては、このような大規模損壊に対する対応策も有効である。

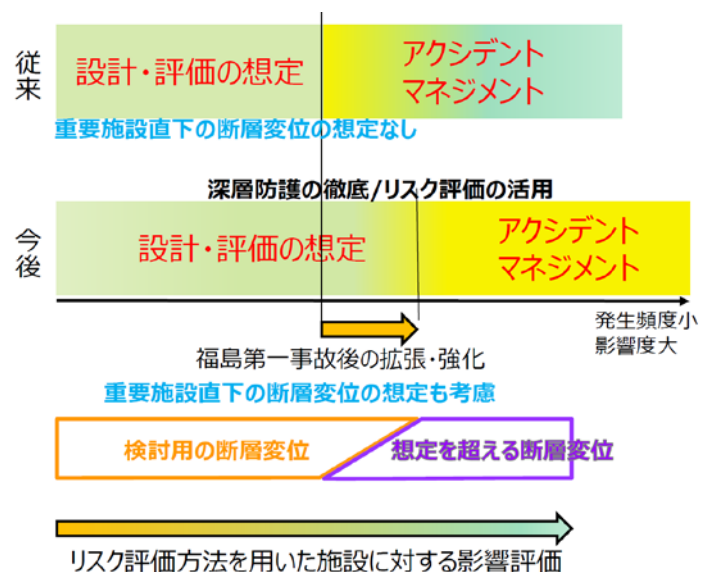


図3 断層変位に対する原子力安全の考え方

¹ 図3において「検討用の断層変位」と「想定を超える断層変位」の境界を斜線で表現しているのは、個別の原子力施設の評価の際には、「検討用の断層変位」の施設に対する影響の程度が、従来の設計・評価の想定範囲内の場合や拡張・強化された設計・評価範囲内の場合など状況によって異なることが考えられるため、そのことを包括的・概念的に表現しようとしていることによる。

3. 断層変位に対する全体評価手順

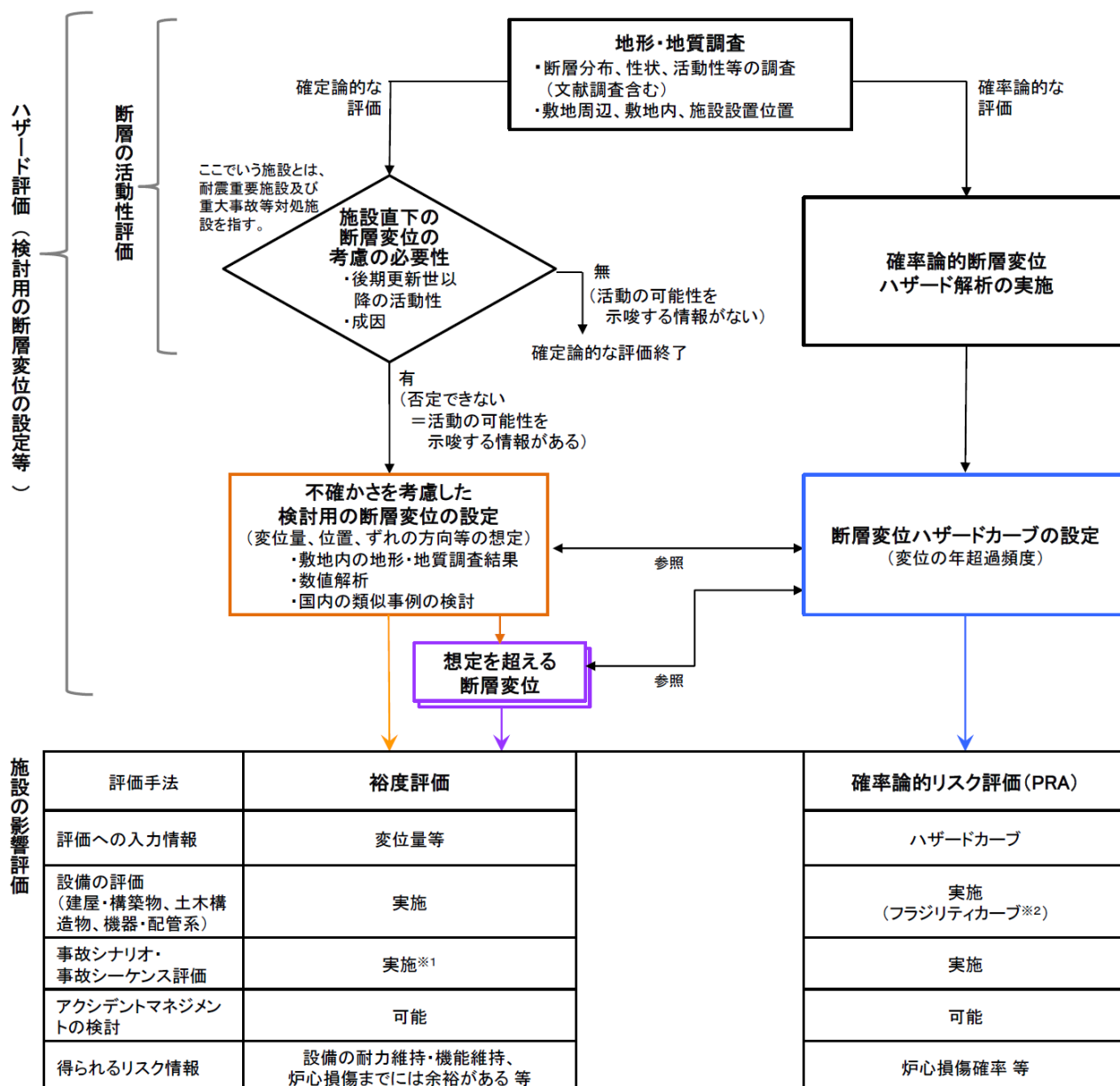
本調査専門委員会で検討を進めている断層変位に対する全体評価手順を図4に示す。

全体評価手順のうち、ハザード評価について報告(2)で、施設の影響評価について報告(3)で報告する。

4. まとめ

本稿では、断層変位という自然現象についても、他の自然現象と同様に外部ハザードの一つと捉えて、想定を超えた領域への対処も含めて、深層防護の概念の適用と工学的なリスク評価の活用により、多様なシナリオを考慮した原子力安全のための評価が重要であることを提示した。

福島第一事故を踏まえれば、原子力施設の安全性向上・リスクの低減のために、理学と工学の知の統合により、専門分野を横断した知見を結集した取組みの深化が求められている。本調査専門委員会はそれを実践する学術的な活動として、断層変位に対する影響評価手法を体系的にとりまとめている。



※1: 事故シナリオ・事故シーケンスを活用した評価をしないで、設備の評価だけでリスク情報を得ていく場合もある【影響度分析】。

※2: フラジリティカーブを使わずに、安全側の条件を付した設備の状態を事故シーケンス評価に反映し、簡易な評価としてリスク情報を得ていく方法もある【簡易なPRA】。

図4 断層変位に対する全体評価手順

総合講演・報告 4 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

断層変位に対する工学的なリスク評価 (2)断層変位のハザード評価

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(2) Hazard analysis for fault displacements

*谷 和夫¹¹ 東京海洋大学, 調査専門委員会委員

1. はじめに

本稿では、報告(1)の図 4 で提示した断層変位に対する全体評価手順のうち、原子力施設直下の断層変位の影響評価を実施するにあたり必要となる断層変位のハザード評価について述べる。

2. 検討対象とする断層変位について

検討対象とする断層変位は、震源断層の活動に伴って生じるものと、震源断層の活動以外を成因とするものに大別される。前者の断層変位は震源断層のずれの規模が大きい場合は、地表地震断層として地表に出現し、主要な地表の痕跡（変位・変形）は、活断層として認識される。地表地震断層には、震源断層の地表延長部と認識される「主断層」および「分岐断層」と、その周辺で地盤の応力場の変化等により副次的に形成される「副断層」がある。

活断層（主断層および分岐断層）は、構造運動に伴い繰り返し活動しており、国内の活断層について、その活動間隔を調査した結果によれば、平均活動間隔は平均的には数千年、短いものでは数百年、長いものでは数万年である。よって、最近の地質年代である後期更新世以降（約 12 万～13 万年前以降）に最低でも 1 回は活動していると考えられる。

一方、後者すなわち震源断層の活動以外を成因とする断層については様々なものがあるが、その成因が将来起こり得るものについては、検討対象としている。本稿では前者を対象に述べる。

3. 断層変位ハザードの評価手順

断層変位ハザードの評価手順の概要を図 1 に示す。まず、施設が立地する位置を含む敷地周辺の地形・地質・地盤調査を実施し、断層の分布や活動性等に関する評価を行う。

次に、断層変位ハザードの検討に進むことになるが、

確定論的な検討に用いる断層変位量（以下「検討用の断層変位量」と、確率論的な検討で用いる断層変位ハザード曲線の双方を扱う。

4. 地形・地質・地盤調査

施設の設置地盤に存在する断層が施設に及ぼす影響について検討するため、地形・地質・地盤調査により断層の分布・性状並びに後期更新世以降の活動を評価する必要がある。

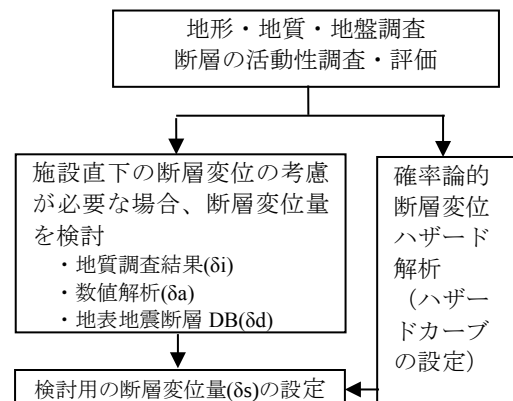


図 1 評価フロー

* Kazuo Tani¹¹ Tokyo University of Marine Science and Technology, Member of the Committee

図 2 に断層調査の基本的な流れを示す。文献調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査等を適宜組み合わせ、施設設置位置、敷地および敷地周辺の地質・地質構造を把握し、断層の分布、規模、性状、活動時期等を明らかにする。

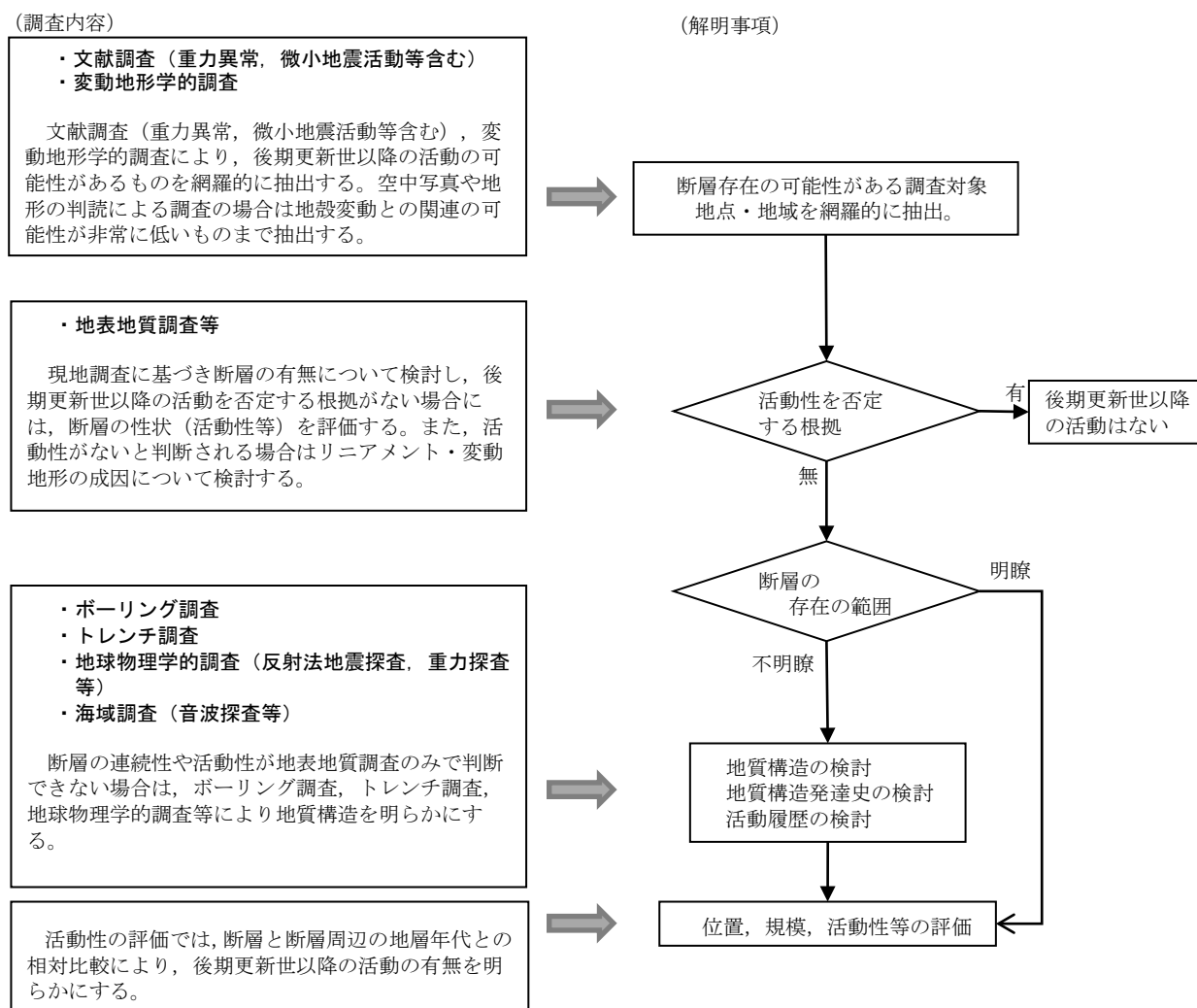


図 2 断層調査の基本的流れ

4-1. 断層の活動性の調査・評価

断層の活動性評価にあたっては、地形・地質と断層の形成順序から活動年代を決める手法（上載地層法）の適用を基本とするが、後期更新世以降の地層が欠如するなど適用が困難な場合には、12 万～13 万年以前の岩脈・鉱脈等との接触関係（切断脈法）、接触変成との関係、断層破碎物質の性状等の観点から総合的に判断する。これらの手法により断層の最新活動年代を評価する場合には、周辺の地質構造発達史等を踏まえた総合的な評価を行うことが重要であり、断層の連続性や変位・変形の分布や性状、応力場の観点を考慮して、調査結果が整合的であることを慎重に検討することが必要である。

4-2. 断層変位量の調査・評価

後期更新世以降の活動を否定できない断層等については、断層変位地形の調査、断層露頭の観察、トレンチ調査、ボーリング調査を適宜組み合わせることで断層の活動年代を把握し、そのイベント年代に対応する変位基準から 1 回あたりの変位量を推定する。例えば、累積変位と活動回数から 1 回あたりの平均変位量を求めたり、各回のイベントに対する変位量が分かる場合にはばらつきも含めて評価する。

断層変位の痕跡は、時間経過に伴って侵食・堆積などの作用を受けて徐々に失われていくため、断層の分布や変位が全長にわたって確認できることは期待できず、地層に被覆されて断層運動の痕跡が地層中に残っている地点のみで調査することになる。このような制約の中において、取得された変位データから変位量を評価する上では、そのサンプルの代表性や変位分布の固有性などを検討しておくことも重要である。

4-3. 断層変位量を評価するための地盤調査

後述する数値解析による設置地盤の変位・変形量を評価する際の地盤モデルには、地盤の構造や力学特性を適切に反映する必要があるため、ボーリング調査、トレンチ調査、弾性波探査等を実施するとともに、原位置試験および室内試験を適切に選択して実施する。

5. 断層変位ハザードの評価

後期更新世以降の活動を否定できない断層が施設基礎面にあると判断された場合、当該断層の変位量を評価する。検討用の断層変位量は、地質調査結果、数値解析および地表地震断層データベースに基づいて設定するものであり、具体的な検討方法について、以下に順に述べる。

5-1. 地質調査結果に基づく変位量 δi の検討

敷地におけるボーリング調査、トレンチ調査、試掘坑調査などの調査結果から得られた 1 回あたりの変位量がある場合は、最大限これを活用することとし、これに不確かさを適切に考慮して δi を設定する。

具体的には、敷地における 1 回あたりの変位量の分布状況から推定した施設位置での変位量をそのまま δi とするのではなく、敷地の地質調査結果から不確かさの度合いが把握できる場合はそれを活用し、把握できない場合は後述する地表地震断層データベースに基づく不確かさを考慮した上で δi を設定する。

5-2. 数値解析に基づく変位量 δa の検討

数値解析による設置地盤の変位・変形量の評価にあたっては、敷地内で地質調査によって推定された変位の再現性を確認することにより、評価に用いる解析手法（解析モデル、計算方法等）が適切かどうか確認する。その後、不確か性を考慮したパラメータスタディを実施した上で設置地盤の変位・変形量を評価する。

(1) 解析手法

数値解析手法は地殻の半無限地盤モデルの食い違い理論による弾性解を用いる手法（以下「食い違いの弾性論」という）および設置地盤の詳細モデルの有限要素法解析（以下「詳細 FEM モデル」という）を基本とする。

食い違いの弾性論により、評価対象となる断層変位に関連する震源断層の破壊によるすべり量を断層面に静的な変位として与え、半無限地盤中の変位分布の弾性解を得ることができる。断層活動に伴う地殻変動による観測変位が弾性理論でもある程度説明

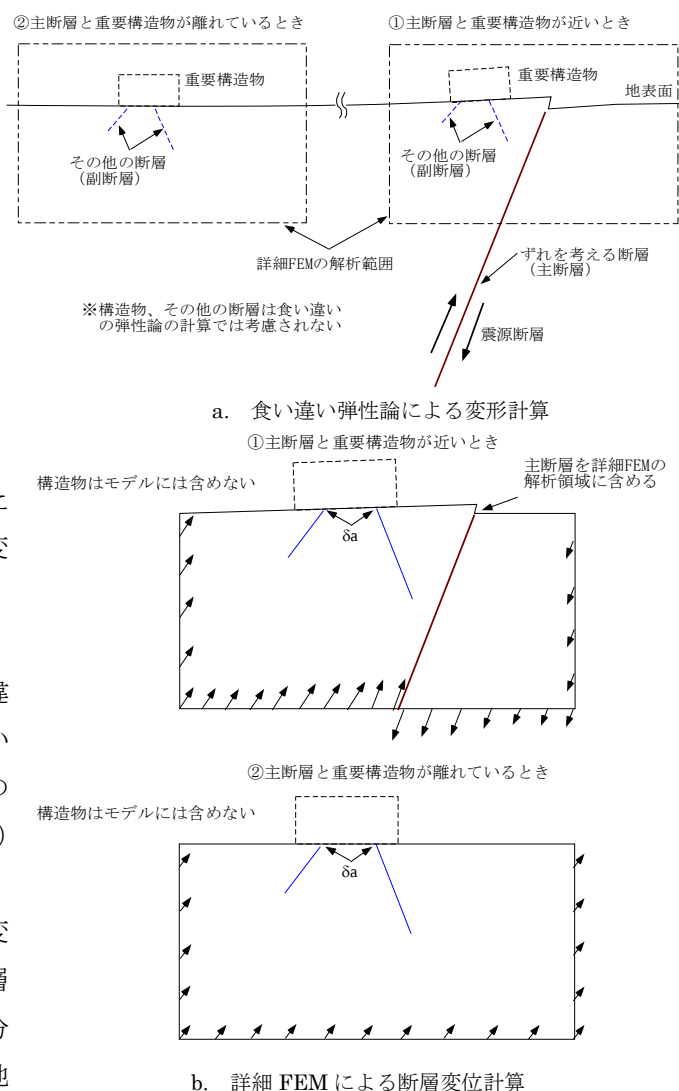


図 3 数値解析による変位・変形量の評価

できることから、この手法により広域的な地殻変動を求める（図 3 の a）。

次に、評価対象施設の設置地盤の変位・変形量を求めるために、詳細 FEM モデルによる静的弾塑性解析を実施する。食い違いの弾性論により詳細 FEM モデル境界での変位量を算出し、それを変位あるいは換算した地殻応力として境界条件として与える（図 3 の b）。有限要素法解析による設置地盤の変位・変形量評価においては、地形・地質・地盤調査の結果に基づき、設置地盤のモデル化を適切に行う。このとき、構造物はモデル化しない。また、評価対象となる断層変位に関連する震源断層の延長部である主断層が構造物に近い場合、主断層が含まれるように解析領域を設定し、そのずれを考慮する。

横ずれや斜めずれ断層の場合や、分岐断層や副断層が存在する場合には、必要に応じて詳細 FEM モデルを 3 次元とすることが望ましい。

食い違いの弾性論や静的 FEM 解析以外の手法として、様々な計算手法を利用した動力的シミュレーションを必要に応じて検討に用いる。また、有限要素法に代わり粒状体モデルを用いた解析手法を用いることも考えられる。個別要素法、粒子法等の粒状体解析手法では、多様な破壊形態を表現することが可能である。

(2) 設置地盤における変位量の検討

設置地盤における変位量 δa は構造物と地盤との境界で評価して設定する。検討用の変位量の評価に当たっては不確かさを適切に考慮する必要があるため、詳細 FEM モデルの断層や岩盤の構造や力学特性等について合理的に変動範囲を定め（例えば、平均値＋標準偏差）、それぞれの因子を組み合わせるパラメータスタディを行うことにより考慮する。

5-3. 地表地震断層データベースに基づく変位量 δd の検討

既に構築された主断層および副断層の変位量に関するデータベースや、独自に構築または追加したデータベースに基づき、評価対象断層とデータベースにおける断層を比較し、断層のタイプ・規模・活動履歴、周辺の地形・地質・地盤等の類似性から、 δd を設定する。

δd の設定にあたっては、断層長さ（または地震規模）と断層変位量との関係式や、副断層についての原子力安全推進協会(2013)¹⁾のデータベース等が活用できる。 δd の設定にあたっては、地表地震断層データベースを踏まえて不確かさを適切に考慮する。

5-4. 検討用の断層変位量 δs の設定

地質調査結果に基づく δi 、数値解析に基づく δa 、地表地震断層データベースに基づく δd を総合的に勘案して、構造物と地盤の境界に与える検討用の断層変位量 δs を設定する。その際、評価対象断層の 1 回あたりの変位量のデータがあるか、または推定可能かどうか、その変位の原因となった地震に関するデータがあるかどうか踏まえて十分に吟味した上で δs を設定する。 δs の設定にあたっては、確率論的断層変位ハザード解析（PFDHA）の結果を

表 1 検討用の断層変位量 δs の設定方法例

項目	地質調査結果に基づく δi	数値解析結果に基づく δa	地表地震断層データベースに基づく δd
平均値	敷地内の 1 回あたりの変位量	数値解析（この場合、再現計算は平均値という位置づけ）	データベースから求めた平均値
不確かさ	方法 1：敷地内のデータから求めたばらつき（例えば、標準偏差） 方法 2：地表地震断層データベースから求めたばらつき（例えば、標準偏差）	数値解析によるパラメータスタディ	データベースから求めたばらつき（例えば、標準偏差）
設定値	敷地内の 1 回あたりの変位量＋ばらつき（方法 1 または 2）	パラメータスタディ結果	データベースから求めた平均値＋データベースから求めたばらつき
δs	・ δi 、 δa および δd を総合的に勘案して、構造物と地盤の境界に与える変位量を設定 ・ 1 回あたりの変位量のデータがあるか、または推定可能かどうか、変位の原因となった地震に関するデータがあるかどうかの判断結果を踏まえ、 δi 、 δa および δd を十分に吟味した上で δs を設定 ・ δs の設定にあたっては、PFDHA の結果を参照する		

参照することができる。参照にあたっては、 δs の年超過頻度が地震動や津波の確率論的ハザード評価において適用されている目安値と同程度あるいはそれ以下であることを確認することなどが考えられる。

施設基礎面に後期更新世以降の活動を否定できない断層が複数分布する場合は、施設に与えるリスクを考慮して選定した断層に δs を与えることが必要になる。選定にあたっては、活動の可能性、断層のずれの方向、断層破碎部の幅、硬さおよび固結の度合い、断層条線等から得た断層運動像、断層の空間的な広がり等を考慮することが重要であり、必要に応じて複数の断層を選定する。

5-5. 確率論的断層変位ハザード解析

前節までに示した確定論的な評価に用いる δs の評価と並行して、 δs 設定時の参照用および確率論的な評価に用いるため、PFDHAを実施する。PFDHA の実施に際しては、Youngs et al. (2003)²⁾、Petersen et al. (2011)³⁾、高尾ら(2013、2014)^{4) 5)}などに示された方法および評価式（経験式）を用い、考えられる認識論的な不確かさを可能な限りロジックツリーに反映して評価地点における1年あたりの変位一超過頻度関係を算出する。実施例を図4に示す。

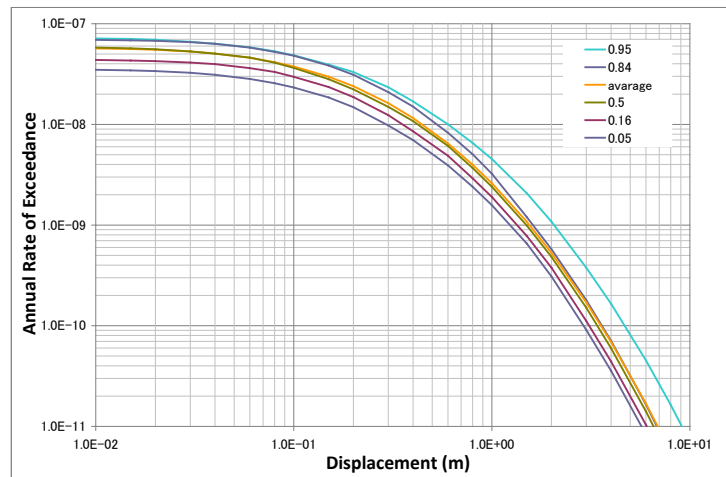


図4 PFDHA の実施例⁵⁾

PFDHAで得られる変位量は、 δs と同様に、構造物と地盤の境界位置において定義され

るものであり、当該構造物が設置されていない状態での変位量である。施設の影響評価にあたっては、構造物が設置されていない状態での変位量を再現できるように FEM 等の解析モデルの境界条件を設定した上で、構造物が設置されている状態での変位量を計算する必要がある。

6. まとめ

本稿では、断層変位のハザード評価に関して、これまでに関連分野で得られている知見を最大限活用し、不確実性も考慮した適用可能な方法として取りまとめた。今後とも知見の蓄積を継続し、関連する学術分野間での連携・協調を深化させながら、より一層信頼性の高いものにしていく努力が必要である。

参考文献

- 1) 原子力安全推進協会：原子力発電所敷地内断層の変位に対する評価手法に関する調査・検討報告書、2013年、<http://www.genanshin.jp/archive/sitefault/>
- 2) Youngs, R.R., et al. : A methodology for probabilistic fault displacement hazard analysis (PFDHA), Earthquake Spectra, Vol.19, No.1, 2003, pp.191-219.
- 3) Petersen, M.D., et al. : Fault displacement hazard for strike-slip faults, Bull. Seismol. Soc. Am. 101, 2011, pp.805-825
- 4) 高尾誠、土山滋郎、安中正、栗田哲史：確率論的断層変位ハザード解析手法の日本における適用、日本地震工学会論文集、第13巻、2013年、pp.17-36.
- 5) 高尾誠、上田圭一、安中正、栗田哲史、中瀬仁、京谷孝史、加藤準治：確率論的断層変位ハザード解析の信頼性向上、日本地震工学会論文集、第14巻、第2号、2014年、pp.16-36.

総合講演・報告 4 「『断層の活動性と工学的なリスク評価』調査専門委員会活動報告」

断層変位に対する工学的なリスク評価 (3)断層変位の施設への影響評価

Risk evaluation method for fault displacements by engineering approach

(3) Risk evaluation method to the nuclear facilities by fault displacements

*岡本 孝司¹¹ 東京大学、調査専門委員会委員**1. はじめに**

本稿では、報告(1)の図 4 で提示した断層変位に対する全体評価手順のうち、施設の影響評価手法の適用性、評価において事故シーケンスを活用する裕度評価手法の適用概念について記す。

2. 施設の影響評価手法**2-1. 影響評価手法の選定・位置づけ**

日本原子力学会標準委員会において、「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」（以下「外部ハザード選定標準」という）が制定されている。外部ハザード選定標準では、すべての外部ハザードに対して確率論的リスク評価（PRA）等の詳細なリスク評価が必要ではなく、リスク評価方法としては、定性的な評価、ハザード分析（発生頻度又は影響）、裕度評価、簡易な PRA など、様々な方法が考えられるとし、具体的な定量的リスク評価方法を提示している。

本調査専門委員会として、外部ハザード選定標準の考え方と定量的リスク評価方法を参考に、報告(1)の図 1 に示す断層変位に対する施設影響評価手法（裕度評価、PRA）を位置づけた。

2-2. 評価手法の適用性

断層変位に対する施設影響評価手法を適用する際には、それぞれの手法の特徴、適用限界等を踏まえることが必要であり、また、活用できる技術情報が限定される場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を適切に付して評価結果（リスク分析結果）を得ていくことになる。

<裕度評価>

・裕度評価は、各設備に対して機能維持の観点から実力としての評価を行い、プラントシステム全体としての状態を把握していく手法である。したがって、一部の設備が機能を維持できていない状態も含めて評価することができ、例えば断層変位の発生位置が局所的であるという特徴を踏まえれば、安全上重要な設備の分散配置の効果を把握することもできる。

評価のための技術情報が不足する場合は、評価が安全側となるような工学的な条件を適切に付し、プラントシステム全体の状態を事故シーケンスとして評価することにより、例えば炉心損傷までの余裕などのリスク情報を得ることができる。

事故シーケンスとして評価できるので、必要に応じて事故に備えて用意している可搬型設備などの活用によるアクシデントマネジメントの有効性も含めて評価することができる。

炉心損傷までの余裕といった影響の評価に加え、ハザードの発生頻度と組み合わせることによって、その事故シーケンスの頻度も推定できる。

評価に用いる変位量を漸増させることによりプラントの弱点を把握することができ、したがって、想定を超える断層変位に対する評価にも適している。

*Koji Okamoto¹¹The University of Tokyo, Member of the Committee

- ・報告(1)の図4の注釈※1で示すように、ここでは裕度評価の中に外部ハザード選定標準における影響度分析も含めて整理している。

影響度分析は、断層変位の変位量が小さい場合において、確立された構造強度の評価体系の中で、施設設置時における設計情報の範囲内で評価ができる。

この場合は、事故シナリオ・事故シーケンス評価を活用するまでもなく、設備の評価までで安全機能が維持できることなどのリスク情報を得ていく。

＜確率論的リスク評価（PRA）＞

- ・PRAは、確率論的なハザード評価を入力情報として炉心損傷頻度（CDF）などのリスク情報を評価できる手法である。

断層変位に対するPRAは、断層変位に対する施設の脆弱性評価等に係るデータ拡充の段階にあるが、簡易なPRAとして、安全側の条件を付して事故シーケンスを整理することにより、感度解析としてのリスク情報を得ていくこともできる（報告(1)の図4中の注釈※2）。これにより、例えば他の内部事象や外部事象によるCDFと比較することにより、リスクの程度を把握することができる。

断層変位に関するPRAの適用の考え方と課題については、原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」にとりまとめられている。

3. 裕度評価手法の適用概念

3-1. 建屋直下の断層変位への適用概念

(1) 評価手順

原子炉建屋等の直下に断層変位を仮定した場合の裕度評価のフローを表1に示す。ここではPWRの例としている。

ア. 断層変位による影響を直接受けるのは岩盤に支持されている建屋であり、断層変位を強制変位として建屋基礎版下端に入力し、3次元の非線形FEM解析によって、断層変位による建屋の損傷状態を評価する（図1）。

断層変位による建屋の構造健全性は、床面・壁に発生するひずみのほか、基礎の傾斜や層間変形に基づき評価する。これらは、建屋内に設置されている機器・配管系の評価に必要な情報でもある。

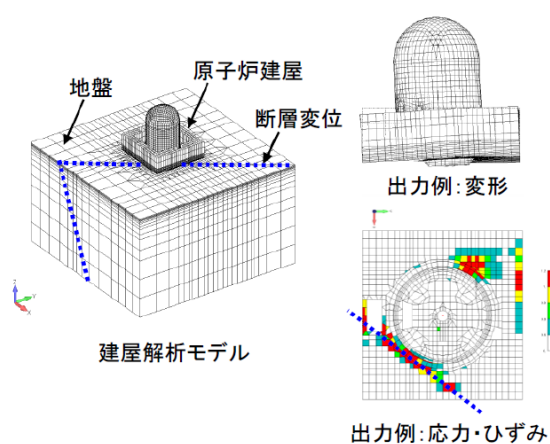


図1 建屋解析モデル、出力例

表1 断層変位に対する裕度評価のフロー

断層変位の位置	建物・構築物の損傷状態	機器・配管系で考慮する変位影響	機器・配管系で防止する損傷形態	リスク評価
建屋直下の場合 補助建屋 原子炉建屋  タービン建屋	有意な損傷無し (○) 基礎・壁・床の 局部損傷 (△, ×)	建屋の傾斜 建屋間の相対変位 建屋支持機能の低下 建屋の傾斜 建屋の変形 建屋間の相対変位	動的機器の機能損傷 渡り配管等の構造損傷 機器定着部の構造損傷 動的機器の機能損傷 大型機器の構造損傷 渡り配管等の構造損傷	プラントシステム 全体としての 裕度に基づく リスク評価

表2 建屋の評価結果例

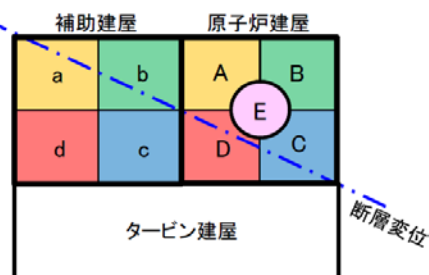
断層変位※ ¹ (縦ずれ)	評価エリア	原子炉建屋※ ²					補助建屋※ ²			
		A	B	C	D	E	a	b	c	d
10cm	地下1階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
	地下2階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
20cm	地下1階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
	地下2階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
30cm	地下1階	○	△	×	×	○	×	×	○	○
	地下2階	○	△	×	×	○	×	×	○	○
50cm	地下1階	△	△	×	×	△	×	×	△	△
	地下2階	△	△	×	×	△	×	×	△	△

※1:断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。
 ※2:本表は評価結果を簡略化して整理しているが、実プラントの評価では建屋の
 エリアを更に細かく区分するなどして評価する。

【凡例】 ○:有意な損傷無し

△:基礎・壁・床に局部損傷があるが、
機器の支持性能が可能と判断できる状態

×:基礎・壁・床の損傷によって
機器の支持性能が困難な状態



なお、機器の設置位置での局所的な詳細モデルを採用することで、個々の機器に対する一層精緻な評価が可能となる。

建屋側の簡略評価例を表 2 に示す。

イ. 機器・配管系は、建屋側からのアウトプットである床面・壁のひずみに基づき支持機能の有無を評価する。支持機能が確保されている機器については、床面の傾き・変形、建屋間相対変位に基づき、構造損傷及び機能維持評価を行う。

機器・配管系の評価は、原則として原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）に基づくが、建屋の損傷状態に応じて3次元非線形FEM解析等による

建屋側からのアウトプットを引き継いだ機器・配管系の簡略評価例を図2及び表3に示す。

ウ. 機器・配管系の評価を受けて、事故シーケンスを活用した評価を行う。

評価に当たっては、地震動に対する PRA などの既存のモデルを利用して、断層変位の影響を考慮できる事故シーケンス評価モデルを構築し、ある断層変位量を想定したときの機器の損傷状態をインプットとして事故シーケンス評価モデルに基づくシステム評価を実施する。

断層変位量をパラメトリックに振ったときの炉心損傷シーケンスの有無により、断層変位に対する裕度を評価する（必要に応じて格納容器機能喪失シーケンスの有無を評価）。

これにより、炉心損傷に支配的な事故シーケンスを分析し、重要な安全機能の喪失、機器の損傷等を抽出すること等により、炉心損傷に対する裕度を評価する。

事故シーケンス評価（イベントツリー）の例を図3に示す。この例においては、以下のように記述することができる。

- ・主給水機能が喪失する場合、原子炉建屋内の補助給水系により安全機能が維持される。

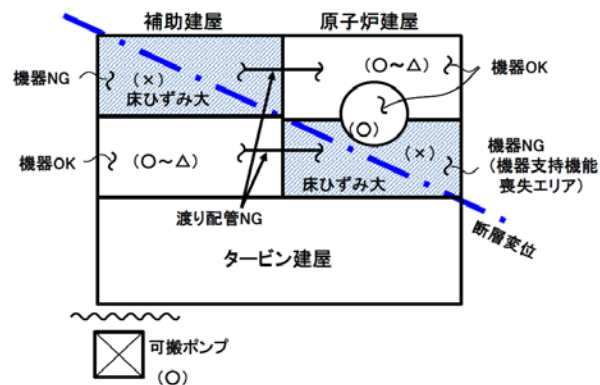


図2 エリア毎の機器・配管系への影響例

- ・3 台の補助給水ポンプがすべて機能喪失する場合は、補助建屋にある高圧注入ポンプを用いたフィードアンドブリードを活用する。
- ・2 台の高圧注水ポンプがすべて機能喪失する場合は、代替手段として有効な可搬ポンプ等を活用する。

表 3 機器・配管系の評価結果例

断層変位※ (縦ずれ)	原子炉建屋				補助建屋			
	躯体の損傷エリアに 設置の機器		躯体の健全エリアに 設置の機器		躯体の損傷エリアに 設置の機器		躯体の健全エリアに 設置の機器	
10cm	—	—	PRV PMP1 SFP1 AFWP-TD AFWP-MDA/B CSP2A/B	○	—	—	CPP1A/B RHP1A/B CSP1A/B/C SIP1A/B	○
20cm	—	—	PRV PMP1 SFP1 AFWP-TD AFWP-MDA/B CSP2A/B	○	—	—	CPP1A/B RHP1A/B CSP1A/B/C SIP1A/B	○
30cm	AFWP-TD AFWP-MDA/B CSP2A/B	×	PRV PMP1 SFP1	○	CPP1B RHP1B CSP1B SIP1B	×	CPP1A RHP1A CSP1A/C SIP1A	○
50cm	AFWP-TD AFWP-MDA/B CSP2A/B	×	PRV PMP1 SFP1	○	CPP1B RHP1B CSP1B SIP1B	×	CPP1A RHP1A CSP1A/C SIP1A	○

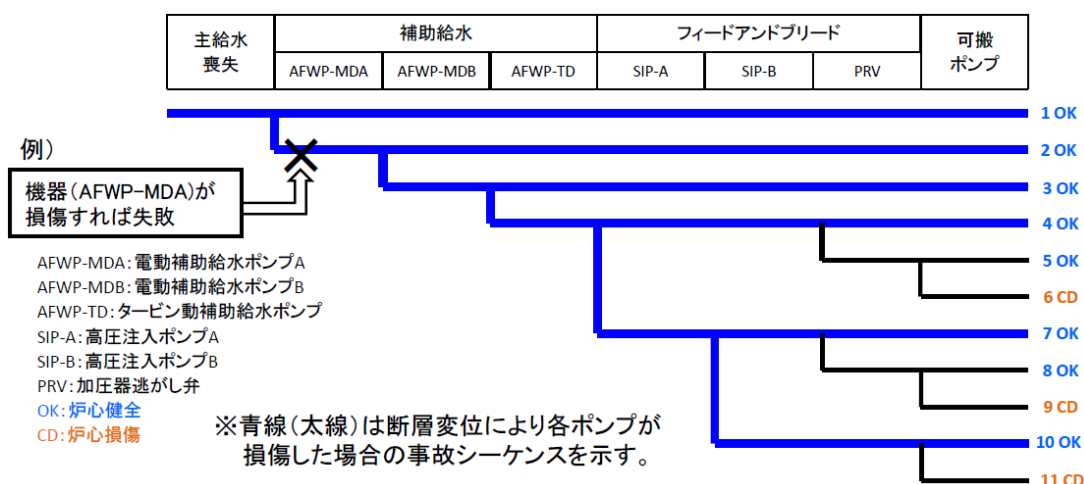
※断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。

【凡例】 ○: 機器の機能維持
×: 機器の機能喪失

PRV: 加圧器逃がし弁
PMP1: 1次系補助給水ポンプ
SFP1: 使用済燃料ピットポンプ
AFWP-TD: タービン動補助給水ポンプ
AFWP-MDA/B: 電動補助給水ポンプA, B
CSP2A/B: ほう酸ポンプA, B

CPP1A/B: 格納容器スプレイポンプA, B
RHP1A/B: 余熱除去ポンプA, B
CSP1A/B/C: 充てん/高圧注入ポンプA, B, C
SIP1A/B: 高圧注入ポンプA, B

図 3 断層変位に対するイベントツリーの例



(2) 評価結果の整理と考察

裕度評価手法の適用により得られた結果を整理すると、例えば表 4 のように示すことができ、変位量に応じて以下のように考察することができる。

- ・断層変位を想定した裕度評価の結果、深層防護の考え方に従った多様な設備の分散配置の効果等により、炉心損傷には至らない (炉心損傷に対して余裕がある)。
- ・代替手段 (代替の注水ポンプ、アクシデントマネジメント) はリスク低減に有効である。

・評価結果は、リスクの更なる低減のための追加の対応策を講じる意思決定に活用できる。

なお、以上の断層変位に対する裕度評価手法の適用概念は、裕度評価のイメージを示すことを目的とし、事故シーケンスや損傷を評価する安全上重要な設備等を単純化して示している。実プラントの評価に適用する場合には、配管、ケーブル、従属性のあるサポート系設備等の評価対象となる設備に対して、設備影響の範囲や損傷シナリオを適切に考慮して評価していくことになる。

表 4 断層変位に対する裕度評価結果例

	断層変位※1(縦ずれ)							
	10cm		20cm		30cm		50cm	
代替手段なし	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷無	炉心損傷無	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の 可能性有	躯体損傷有 機器損傷有	炉心損傷の 可能性有
代替手段あり※2	同上		同上		同上	炉心損傷無	同上	同上
追加の対応策 (可搬設備の更なる 多様化等)	同上		同上		同上		同上	炉心損傷無

※1:断層変位量は、裕度評価のイメージを表現するために任意に設定したもの。

※2:代替の注水ポンプや、可搬ポンプ等のアクシデントマネジメント

(注)本表の例は、前出の図表にある評価結果例と対応しているものではない。

3-2. 非常用海水系直下の断層変位への適用概念

非常用の海水取水系の直下に断層変位を仮定した場合で、海水ポンプによる取水機能や取水路の通水断面が確保できないような場合は、既に用意されている可搬型のポンプ、ヒートシンク車等のアクシデントマネジメントの有効性を確認することにより、建屋直下の場合と同様、断層変位に対する施設影響を評価することができる。

(講演では、本稿以外のケースもの適用概念も含めて検討状況を報告する。)

4. まとめ

断層変位が原子力施設に与える影響を評価するための手法のうち、裕度評価手法の適用概念等を示した。

この手法の適用により、断層変位に対する原子力安全のための評価をすることができ、想定を超える事象も含めて、設備や安全機能の状態（維持あるいは喪失）、炉心損傷に対する裕度などをリスク情報として得て、得られたリスク情報を活用して、代替手段の有効性の検証、リスク低減のための更なる対応策のための意思決定をすることができる。また、報告(1)で記したように、大規模損壊に対して用意される対応策も有効に活用できる。

本調査専門委員会で対象としている断層変位に限らず、裕度評価等によって得られたリスク評価の結果を、現場でのアクシデントマネジメントの改善や教育訓練、様々な事象の想定・机上訓練に反映し、弛まぬ安全性向上に繋げていくことが必要である。

そして、それを促すための取組みが、引き続き求められている。

Planning Lecture | Other Session | JST

[PL2G] Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

International Collaboration on Decommissioning

Chair: Shinichi Higuchi (JST)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room G (Kumume City Plaza - Studio 2)

[PL2G01] Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*Kenichi Sumimoto¹ (1.JST)

[PL2G02] UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno¹ (1.British Embassy Tokyo)

[PL2G03] Nuclear Research and Technology Transfer

*Simon M. Pimblott¹ (1.Univ. of Manchester)

[PL2G04] The UK's National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)

*Keith Franklin¹ (1.NNL)

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

原子力競争的資金による研究開発事業の紹介

Outline of R&D programs for nuclear technology in competitive funds

*住本研一¹

¹ 国立研究開発法人 科学技術振興機構（JST）

文部科学省が進める「国家課題対応型研究開発推進事業」は、科学技術政策の遂行の観点から、国が直接実施する必要のある研究開発活動について、優れた提案を採択する競争的資金制度である。平成20年度に、原子力の新たな利用技術や知識の創出、技術基盤を強化することを目的として「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」が創設された。

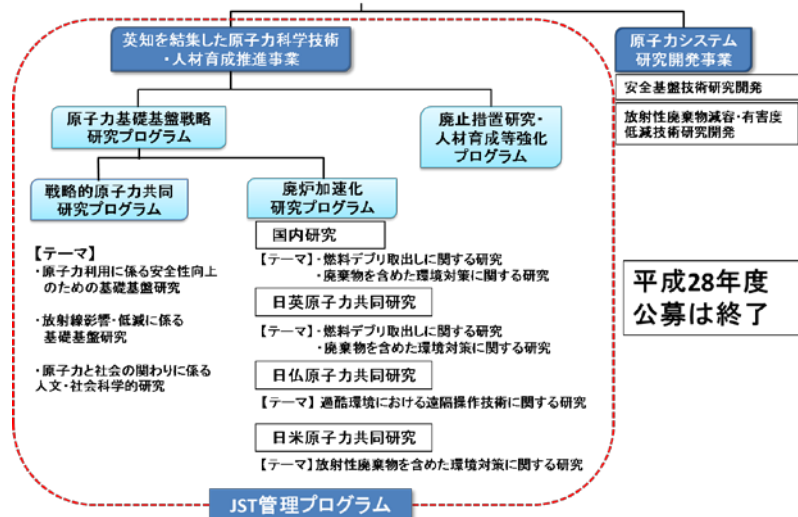
福島第一原子力発電所（1F）事故後、「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」では「復興対策基礎基盤研究プログラム」を公募テーマに設定し、さらに平成26年度には新たに「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」が創設された。平成27年度より、「原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ」「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム」が統合され「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「本事業」）が設けられた。本事業において、「戦略的原子力共同研究プログラム」「廃炉加速化研究プログラム」「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進し、福島第一原子力発電所の廃止措置等を始めとした原子力分野の課題解決に貢献することとしている。具体的には、国内外の英知を結集し、国内の原子力分野のみならず様々な分野の知見や経験を、従前の機関や分野の壁を越え、国際共同も含めて緊密に融合・連携させることにより、原子力の課題解決に資する基礎的・基盤的研究や産学が連携した人材育成の取組を推進している。

JSTは、本事業の支援業務を受託しており、「廃炉加速化研究プログラム」における日英、日仏、日米の国際共同研究を促進させる試み等を行っている。本大会では、英国大使館の協力を得て、英国の研究状況、英国からの参加者の研究紹介を行い、日英両国間の新しい共同研究・協力体制を生み出す一助とする。そのため、このセッションでは、講演以外に研究者間で自由に情報交換できる場を設ける予定である。

なお、最新の公募情報については、次のJST原子力サイトを参照されたい。[\(http://www.jst.go.jp/nuclear/\)](http://www.jst.go.jp/nuclear/)

平成28年度文部科学省原子力関係競争的資金制度概要

（国家課題対応型研究開発推進事業）



進行中・終了後の課題についてはJSTサイト参照
www.jst.go.jp/nuclear/quick/index.html
www.jst.go.jp/nuclear/quick/end.html

*Kenichi Sumimoto¹

¹Japan Science and Technology Agency

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

- International Collaboration on Decommissioning -

UK-Japan Nuclear Research and Programme

*Mamiko Ohno

British Embassy Tokyo

Background:

The UK and Japan have a long established co-operation in the field of civil nuclear energy, originating in the 1960s. The UK supplied Japan's first commercial nuclear power reactor, based on the Magnox design, which operated on the Tokai site from 1966-1998 generating in excess of 27.7 billion KWh. Nuclear fuel from this reactor, and later light water reactors in Japan, was reprocessed under contract to British Nuclear Fuels and its successors, from mid 1970s onwards. Following the Great East Japan Earthquake, on 11 March 2011, leading to partial melt down of three boiling water reactors at the Fukushima Daiichi site (Units 1-3), the UK and Japan have established a strong collaboration in the field of nuclear decommissioning and waste management. The Governments of UK and Japan recognise the importance of stronger collaboration and co-operation in the field of civil nuclear energy, to address the challenges of legacy decommissioning and waste management, and exploitation of nuclear fission technology as a safe, affordable, low carbon energy supply. Accordingly, a Japan – UK framework for Civil Nuclear Co-operation was established in 2012, leading to an annual UK – Japan Nuclear dialogue to strengthen bi-lateral co-operation in civil nuclear energy.

Overview of the EPSRC - MEXT joint research programme:

The overarching aim of this programme is: to advance

nurture the UK and Japan academic communities in civil nuclear energy, leading to the collaborative development of novel methodologies and tools, to address common challenges in decommissioning and waste management, reactor safety and regulation, nuclear energy policy, public communication and engagement, and environmental safety. The programme is in its third phase and running total of 6 projects under the themes of severe accident, environmental safety, removal of fuel debris, and waste management. An independent UK-Japan joint panel will meet at the end of August to assess the new proposals for 2016-2019. See below table for projects underway.

	Research Organisation	Grant Title
UK Partner	Imperial College London	Reactor core-structure re-location modelling for severe nuclear accidents
Japan Partner	University of Tokyo	
UK Partner	University of Birmingham	Novel restoration materials for clean-up of radionuclides in the environment
Japan Partner	JAEA	
UK Partner	University of Sheffield	Development of solidification technique with minimised water content for safe storage and disposal of secondary radioactive aqueous wastes in Fukushima
Japan Partner	JAEA	
UK Partner	University of Lancaster	Technology development to evaluate dose rate distribution in PCV and to search for fuel debris submerged in water
Japan Partner	Nagaoka University of Technology	
UK Partner	University of Sheffield Imperial College London	Advanced Waste Management Strategies for High Dose Spent Adsorbents
Japan Partner	Kyushu University	
UK Partner	University of Bristol	An ultrasonic measurement system and its robotic deployment into vessels for the combined assessment of debris condition and water leakage
Japan Partner	Tokyo Institute of Technology	

The session will briefly describe the main areas of nuclear research in the UK, and will identify opportunities for collaboration with international programmes.

For further information, please visit <https://www.epsrc.ac.uk/research/ourportfolio/themes/energy/>

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

- International Collaboration on Decommissioning -

Nuclear Research and Technology Transfer: UK Perspectives*Simon M. Pimblott¹ and Christopher Pain²¹University of Manchester, Dalton Cumbrian Facility, ²Imperial College London**The University of Manchester, Dalton Cumbrian Facility**

The U.K. has a long history of nuclear power generation and with the development of an extensive new nuclear build programme on top of the requirement to decommission old facilities, there is a need for bespoke facilities to perform research to inform decision making. The University of Manchester's Dalton Cumbrian Facility is an undertaking supported by the Nuclear Decommissioning Authority and The University to address the engineering decommissioning and radiation scientific challenges associated with the nuclear industry and particularly the Sellafield site. The DCF is a world leading scientific capability located near Whitehaven in Cumbria close to the Sellafield site and was officially opened in 2013 by Lord Hutton. The facility currently houses state of the art irradiation capabilities, including a 5MV tandem accelerator; a 2.5MV single ended ion accelerator; and, self-contained Cobalt-60 gamma irradiator; as well as dedicated analytical chemistry and environmental and material science laboratories. The experimental capabilities will be described and discussed.

The ion accelerator systems at the DCF have been used to investigate the effects of various charged particles including protons, alpha particles and a number of heavier ions on nuclear and structural materials, while the Co-60 irradiator has been used to study the effects of gamma radiation on polymers and waste encapsulants, nuclear reprocessing solvents, LWR coolant systems, and atmospheric gases. Examples of work carried out at the facility will be presented to show how this equipment is used to enhance the mechanistic understanding of the deleterious effects of ionizing radiation in the nuclear industry, with applications include in waste storage and reprocessing as well as geological disposal and novel surveying techniques.

The DCF was originally supported by a £20million investment by the two founding partners, which has been leveraged by a further £6.5million of capital investment for research equipment raised from other government and industry sources. Capabilities under development include the world's highest energy dual ion beam irradiation as well as a picosecond time resolution positron annihilation spectroscopy capability. The DCF, along with the National Nuclear Laboratory's Central Laboratory and the Culham Centre for Fusion Energy, is an integral part of the UK's National Nuclear User Facility. The NNUF was established as part of the Government's Nuclear Industry Strategy to provide the UK nuclear R&D community with access to world leading equipment for research on radioactive or activated materials. Future developments and enhancements at the DCF and the NNUF will be presented and important research challenges will be identified.

Imperial College London

The Applied Modelling and Computation Group (AMCG) at Imperial College London have maintained reactor physics and criticality innovation at a world class level that is unique to the UK. The AMCG achieved this by maintaining a strong

multidisciplinary team of mathematicians, physicists and engineers working in close contact with the Regulators and Industry. AMCG is a 50+ strong team of researchers that develops and applies novel numerical methods to multi-scale and multi-physics problems. In 2011, it was presented with the prestigious Imperial College Research Excellence Award. Our specific relevant expertise covers areas of radiation transport, reactor physics, uncertainty modelling, multi-phase flow, coupled nuclear/fluids/structures, fault modelling, computational fluid dynamics (CFD), nuclear waste repository criticality, finite element (FEM) formulations, solid-mechanics, scalable solvers and parallel mesh adaptation. The science is reinforced and further geared through working in other engineering and environmental fields. AMCG has worked and delivered on several industrial projects in collaboration with companies both within the UK and overseas. With Rolls-Royce it developed the EVENT radiation transport model and with the HSE the initial FETCH framework was built. In Japan, the AMCG worked closely with both the JAEA and University of Tokyo (UoT) in projects including the Todai Forum (a meeting of 50 UoT and ICL nuclear researchers held at ICL), fuel reprocessing and transient criticality. In addition, the AMCG has performed consultancy for JAEA. More recently, with the Babcock & Wilcox Company (USA), a predictive model for medical isotope production reactors was developed. Working with ONR the work on accident scenario analysis has been focused on a modelling approach for candling phenomena and its verifications and a recent EPSRC grant has helped develop the severe accident modelling framework.

その他セッション「文科省原子力研究開発事業について 廃炉国際共同研究を中心に」

Outline of MEXT competitive funds for nuclear technology

- International Collaboration on Decommissioning -

The UK's National Nuclear Laboratory Ltd (NNL)

'Needs Based' Research in the UK

*Dr Keith Franklin

National Nuclear Laboratory

First Secretary (Nuclear), British Embassy Tokyo

The UK's National Nuclear Laboratory (NNL) plays a central role in the co-ordination of UK nuclear research and development and maintains close links with academia and industry. NNL support Government in safeguarding the UK's nuclear skills and capabilities and provide advice on key strategic decisions (Figure 1).

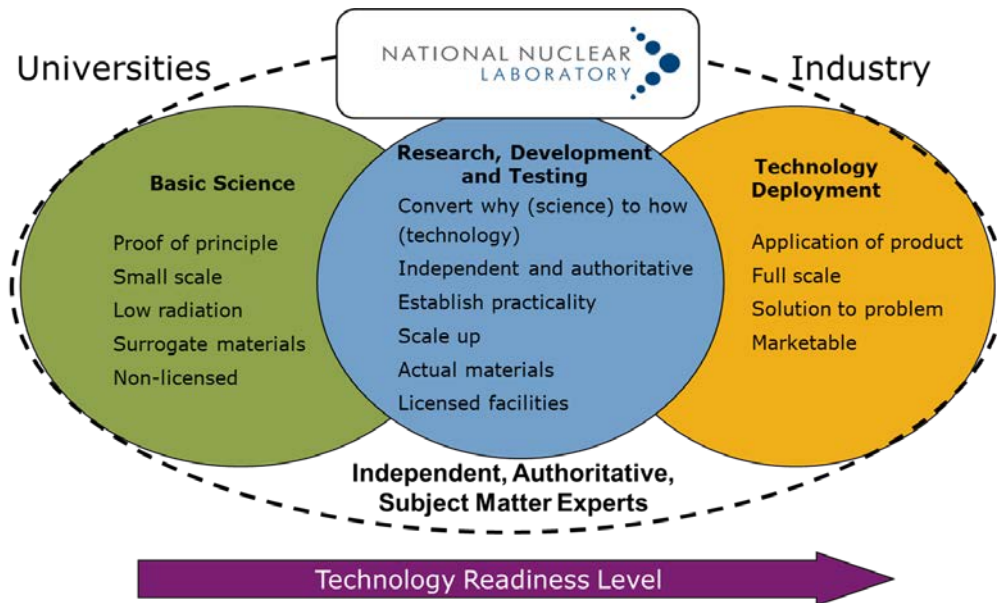
Uniquely for a national lab, the NNL is an government owned company, and operate on a commercial basis. Customer-funded work is delivered with a strong commercial focus enabling NNL to generate an operating surplus that is subsequently re-invested in research, skill-building and facilities. This in turn helps to further the UK's strategic capabilities and develop expertise, thus supporting our Government mandate to develop and maintain a range of internationally recognised subject matter experts.

Figure 1: Linking Academia and Industry - The Role of NNL Ltd in the UK



This role allows the NNL to take technologies from low technology readiness levels up to pilot project and application in the industry (Figure 2). This means that the focus of NNL's work is on 'Needs Based' research, where advances in technology and linked with the needs of the industry to provide fit for purpose solutions (Figure 3).

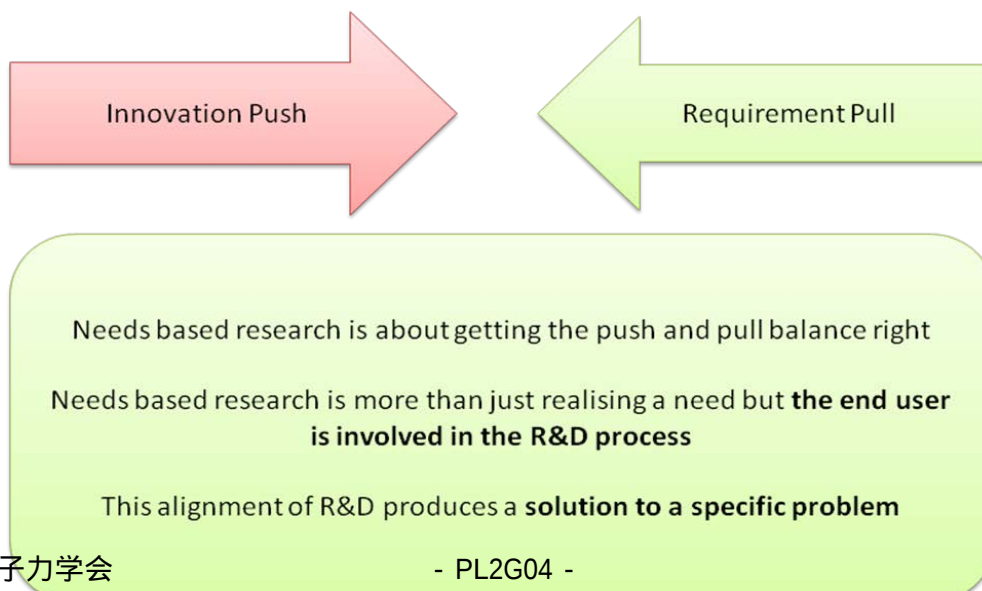
Figure 2: NNL - Linking Academia and Industry



This process, which uses the principles of 'innovation push' and 'requirement pull' drives the work of the NNL.

A large proportion of NNL's business is focused on waste management and decommissioning activities for Nuclear Decommissioning Authority owned sites and NNL has key facilities which are co-located on both the Springfields and Sellafield sites. At Sellafield, this co-location facilitates a specific emphasis on applied R&D to support and technically underpin the plants and processes on the site. A deep historic understanding of the site and its operations enables NNL to work in partnership with Sellafield Ltd to address even the most difficult of technical challenges. The Sellafield site is NDA's largest and most complex decommissioning challenge and therefore is a major focus of both the NDA and NNL's work.

Figure 3: Needs Based Research



NNL operates world class facilities ranging from inactive to highly active facilities. NNL operates a hot cell facility which supports the ongoing operations of nuclear power plants through post irradiation evaluation. This same facility supports decommissioning through characterisation and processing of highly active material including damaged fuel and fuel debris. This facility has been designed to accept a wide range of transport flasks making it one of the most flexible hot laboratories in the world with unique technical and operational experts at the helm.

Inactive and active laboratory scale work is performed through to full scale work. The operational 'know-how' from our full scale operations is harnessed and fed into the laboratory scale R&D programmes to provide practical solutions.

Planning Lecture | Board and Committee | Public Information Committee

[PL2H] Way of information dissemination as AESJ

Activity of Public Information Committee

Chair: Mito Sagai (CRIEPI)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room H (Kumume City Plaza - Studio 3)

[PL2H01] Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*Takashi Takata¹ (1.JAEA)

[PL2H02] Current status and future directions of Position Statement

*Ryuichi Yamamoto¹ (1.JAEA)

広報情報委員会セッション「原子力学会としての情報発信のあり方 ―広報情報委員会の活動―」

(1) 活動の概要報告と規程の見直しについて

(1) Summary of Current Activity and Revision of Code of Publicity and Distributing Information

*高田 孝¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

原子力学会では、原子力技術に係る事例、学会のスタンス等の社会への直接的な情報伝達として、会長記者会見、プレスリリース、ポジション・ステートメントの発信を行っている。また原子力にかかる緊急時や異常発生時における情報発信として上記会長記者会見、プレスリリースに加え、異常事象解説チーム（チーム110）等の活動を行っている。本セッションでは、2015年度および2016年度上期（4～6月）に実施したこれら情報発信の概要を報告するとともに、「広報、情報伝達に関する規程」の見直しおよびポジション・ステートメントの現状と今後の方向性について報告する。

2. 情報発信活動の概要報告

2015年度では、会長記者会見3回（新会長記者会見、学会開催に伴う記者会見2回）、2016年1月12日にリリースした「北朝鮮核実験に対する抗議声明」を含め11件のプレスリリースを行った。また学会会員へのメーリングリスト（ML）配信は364件であった。

2016年度上期（4～6月）では、新会長記者会見1件、プレスリリース2件、ML配信は26件となっている。なおML配信については、2016年7月1日以降会員限定でメールアドレス登録の更新を行い、従来約2,300名程度の配信人数が約6,100名を大幅に増加している（メール配信等の変更は学会HP中の会員情報変更ページを参考ください）。

3. 「広報、情報伝達に関する規程」の見直し

広報情報委員会活動報告として2015年秋の大会で行った企画セッションにおいて「広報、情報伝達に関する規程」の見直しについて報告した^[1]。セッションでは「個人の扱い」、「少数意見を尊重する」ことへの難しさについて会場からご意見を頂いた。その中で特に、以下に示す第5条（社会への情報発信）4項について議論となった。

4 会員個人、または会員有志を代表して社会へ要望書や意見書等を出す場合には、個人または有志であることを明記する。また、本会役職名の使用を禁止する。

ここで文末の「禁止」に対し、規程とはいえどこまで縛りを設ける必要があるのか、また肩書きの表明には慎重さが必要である等のご意見を頂いた。広報情報委員会としても、個人の活動に制限を設けるものではなく、あくまで一般の公衆に学会全体と誤解されない配慮が重要ということで、以下の通り見直すこととした。

4 会員個人、または会員有志を代表して社会へ要望書や意見書等を出す場合には、個人または有志であることを明記する。また、本会役職名の使用を控える等、一般に対して誤解がないよう留意する。

4. おわりに

情報伝達手段が多様化し、より多くの情報を簡単に入手できる昨今では、情報発信のあり方（内容や発信方法）により慎重かつ柔軟な対応が求められる。広報情報委員会としては、今後も企画セッション等を通じ、一般会員を含め広く活動内容の報告、委員会としての考え方を紹介し、よりよい情報発信のあり方について議論していく予定である。

参考文献 [1] 高田他, 日本原子力学会 2015 秋の大会, BC05, 2015.

* Takashi Takata¹

¹Japan Atomic Energy Agency

広報情報委員会セッション「原子力学会としての情報発信のあり方 ―広報情報委員会の活動―」

(2) ポジション・ステートメントの現状と今後の方向

(2) Current status and future directions of Position Statement

*山本 隆一¹日本原子力研究開発機構²

1. はじめに

ポジション・ステートメント（以下 PS）は米国の ANS の事例に倣い、日本原子力学会が「社会が関心を持つ原子力の平和利用に関する重要事項」について

- ① 学会としての見解等を分かり易く説明し、原子力技術への社会の理解向上に寄与する
- ② 学会員が平易に説明するためのツールを提供する
- ③ 学会のホームページ（以下 HP）に掲載し、学会の内外に広く公開し、学会活動の透明性を高め、社会に対するオピニオンリーダーとしての責任を果たす

ことを目的として発信しているもので、平成 21 年 6 月より公開を始めた。PS は「見解」、「提言」、「解説」、「その他」の 4 区分を設定し、部会や連絡会等（以下、担当部会等；企画委員会等常設委員会も含む）からの提案を受け、広報情報委員会にてその妥当性を確認した上で、担当部会等にて作成し、PS ワーキンググループ（以下 PSWG）での審議、学会員のパブコメ、広報情報委員会での審議を経て公開している。

2. 公開中 PS の現状

PS は当学会の和文版、英語版双方の HP³に掲載されている。このうち、和文版では、平成 28 年 7 月現在で 16 件を公開している。これは、以前公開されていた 21 件のうち担当部会等の判断により 5 件が記載内容見直しのため一旦取り下げとしたためである。但し、その大半が東日本大震災とそれを起因とする東電福島第一発電所の事故（以下 3.11 事故）を受けて表現等の見直しを行っている状況であり、改定が済んだものから順次差し替えている。一方、英文版については同時期に公開されていた 8 件のうち 2 件を前記の事情から一旦取り下げとし、6 件のみ公開としている。なお、英語版では準備中のものとして、タイトルのみ表示されているものが 9 件ある。和文版との件数の差は翻訳作業に入っていないものが多いことによる。

公開中 PS の区分としては「見解」が 2 件⁴、「提言」が 1 件⁵、「解説」が 11 件、「その他」が 2 件、と PS としてより意義深い「見解」「提言」を合わせても 2 割弱に止まっているのに対し、「解説」が約 7 割を占めている。なお、「その他」2 件のうち一つは学会員の姿勢に関する宣言であり、他の一件は国際シンポジウムの共同声明を国内向けに PS としたものである。

3. PS 作成・公開に至る過程（これまでのやり方と見直しの状況）

当学会の PS の作成から公開については、当初よりおおよそ次の図のような手順を踏むこととしている（図は最新の状態を示している）。

¹ *Ryuichi Yamamoto

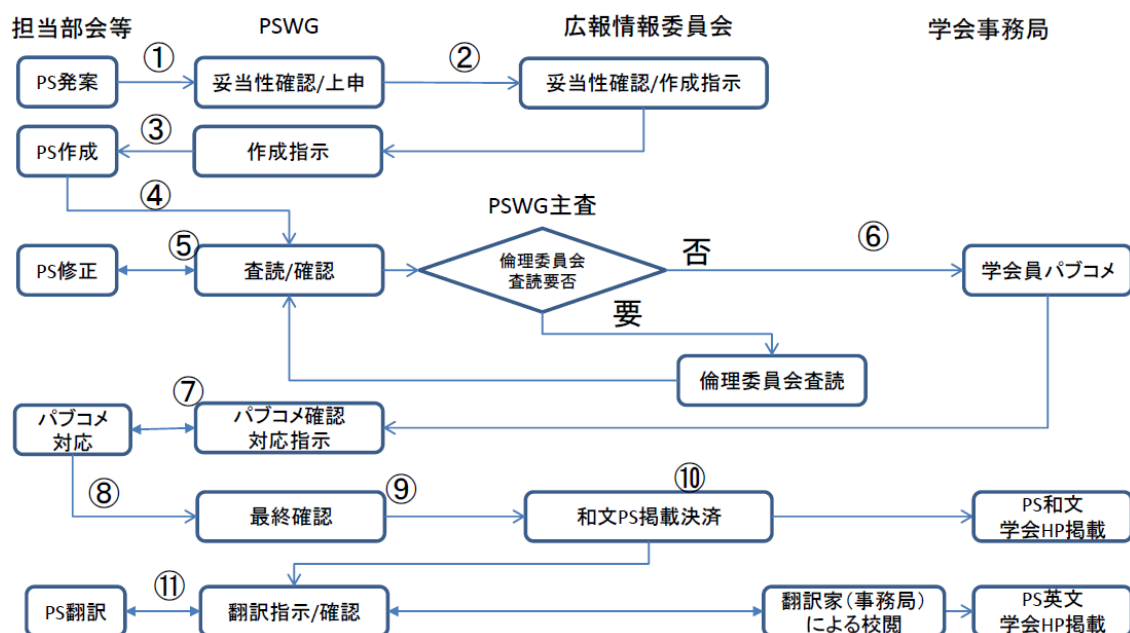
² Japan Atomic Energy Agency

³ 和文 URL ; http://www.aesj.net/about_us/opinion_of_aesj/position_statement

英文 URL ; http://www.aesj.or.jp/en/about_us/position_statement.shtml

⁴ 見解は「PS001 持続可能なエネルギー開発」、「PS015 原子力産業の海外展開について」の 2 件

⁵ 提言は「PS003 高レベル放射性廃棄物の地層処分」



ポジション・ステートメント作成フロー

このフローの中で、⑥の一般会員からのコメント公募については、これまで公開 HP 上でのパプコメであったことから、一般市民もアクセス可能であった。そこで、学会として未確定の PS を一般公開するリスクを避けることを目的として、AESJ-NEWS でコメント公募開始の案内をすると共に同メールに該当する Web サイトを表示することで、名実ともに会員限定のコメント募集に変更することとした（本年 6 月より施行）。また、⑪の翻訳作業については、これまで PSWG がまとめて対処することとしていたが、実績から迅速性の観点で問題が有るので、担当部会にて個別に対応してもらうことに変更した（昨年度後半施行）。

尚 PSWG には当初企画委員会、広報情報委員会及び倫理委員会より委員を派遣する他、PS を作成する部会や連絡会からも委員を選出することとしていたが、前記の様な作業、中でも⑤⑦⑨の審査をより効率的に行うことを目的として、PSWG 内に作業チームを複数設け、同時並行作業ができるようにするために、これまで委員を選出していなかった部会や連絡会からも委員を出してもらい、PSWG の委員数を増やすこととした。この結果、PSWG には、現時点でオブザーバーも含めて 20 名が参加しており、要領等の見直しチームも含めて 5 つのチームを運用できるようになった。また、倫理委員会の参画については、倫理委員長の要望もあり、代表 1 名の常時出席から PSWG 主査の判断で同委員会に適宜意見を求める仕組みに変更した。以上のような変更に伴い関連する要領等について随時見直しを行ってきている。

4. PS のメンテナンス

PS は学会としての意思表示であり、学会の HP 上に掲載することから、取り下げない限り、その主張をし続けることとなる。それ故に、社会情勢の変化に応じた妥当性確認と見直しが必要条件と考える。この認識は当学会でも持っており、メンテナンスも念頭にはあったが、PS 作成要領等には明示されていなかった。そういう緩い仕組みの中で、東日本大震災とそれを起因とする東電福島第一発電所の事故に伴う学会内の混乱も有って、実態としては放置されていた状況であった。そこで、PS 作成要領に定期見直しと必要のつどの随時見直しを盛り込み、適宜、改定・見直し・取り下げ等ができるようにした上で、担当部会の意見も確認しつつ、現在見直し・改定作業を進めている。

5. 課題と展望

以上のような状況の中で、PSWG の各委員からは

- ① 和文版では学会 HP 上で PS の存在に気付きにくい（英文版ではトップページ）

- ② PS の大半において図表が少なく、専門家でも読む気になり難い
- ③ 表現自体の専門性が強すぎ、学会員にも難解なものが有る
- ④ 現状の PS は「解説」が約 7 割を占めており、「見解」、「提言」が少ない
- ⑤ 提案から PS 公開まで時間が掛かり過ぎ、適時性が確保できない
- ⑥ 英語版 HP に掲載されている案件が 6 件（和文版の 3 割）に止まっている

といった問題が指摘されている。

これらの課題のうち、①の HP のデザイン的な課題への対応は学会の財政にも配慮しつつ随時見直し作業を行っていく予定。また②については作成者である担当部会等において一般市民との間の垣根を低くする努力をお願いすると共に、査読役である PSWG においても一般市民の受け取り方について意を払い、分りやすくするための修正提案ができるよう心掛けているところであり、徐々に改善されるものと期待している。

一方、③や④は今後とも難易度が高い課題と言える。中でも、③は原案で平易な表現を目指したものの、パブコメ対応の過程で専門用語に逆戻りした事例が有るほどで、専門家集団である学会故の深い悩みと言えるかもしれないが、失った信用を回復するためにも、誰もが理解できる表現にしていきたいという点、学会員各位においてご理解を頂きたい。また、④は 3.11 事故以後ますます難しくなったように思うが、学会としては、背を低くしているばかりではその役割は果たせないとも思うので、各部会・連絡会等には一層努力願いたいところ。

最後に⑤の適時性や⑥の翻訳についてはボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界とも言え、これと言った妙案はないのが実情。

以上のように、当学会が取り組んでいる PS 発信は非常に有意義な活動ではあるが、社会情勢の変化の中でその妥当性の確認、適時の見直しといった社会的責任が常に付きまとっていることを学会員各位に改めて認識して頂きたいと考えている。

その上で、ボランティア的活動に頼らざるを得ない当学会の限界も含めた諸課題について共通認識を持っていただき、より意義深い PS の発信に向けて議論して頂きたいと考えている。

[PL2I] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

Chair: Akira Yamaguchi (Univ. of Tokyo)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room I (Kumume City Plaza - Meeting Room)

[PL2I01] Overview of Working Group on Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Takaya Ito¹ (1.MFBR)

[PL2I02] Technical Issues on Current Maintenance Management

*Shigeru Takaya¹ (1.JAEA)

[PL2I03] Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

*Shoji Kotake¹ (1.JAPC)

新型炉部会セッション

研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰¹, *伊藤 隆哉², *高屋 茂³, *小竹 庄司⁴¹東京大学, ²三菱 FBR システムズ (株), ³原子力機構, ⁴日本原電 (株)

1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

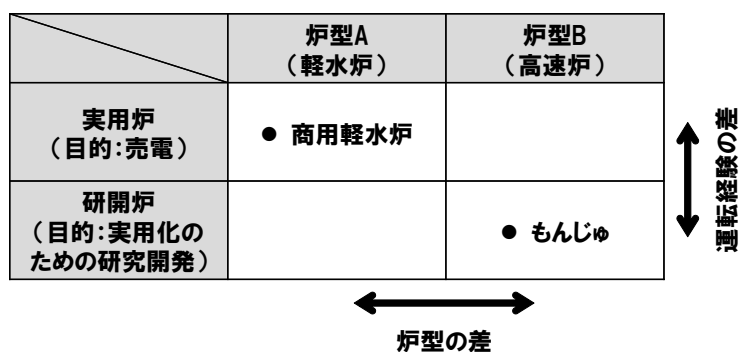


図 1 既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

4. 研開炉の保守管理の在り方

4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シナリオやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach (以下、「GA」と言う。)が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方にに基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

参考文献

- [1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号（2015）。
- [2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号（2016）。
- [3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).
- [5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).
- [6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi¹, Takaya Ito², Shigeru Takaya³ and Shoji Kotake⁴

¹Univ. of Tokyo, ²MFBR., ³JAEA., ⁴JAPC.

新型炉部会セッション

研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰¹, *伊藤 隆哉², *高屋 茂³, *小竹 庄司⁴¹東京大学, ²三菱 FBR システムズ (株), ³原子力機構, ⁴日本原電 (株)

1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

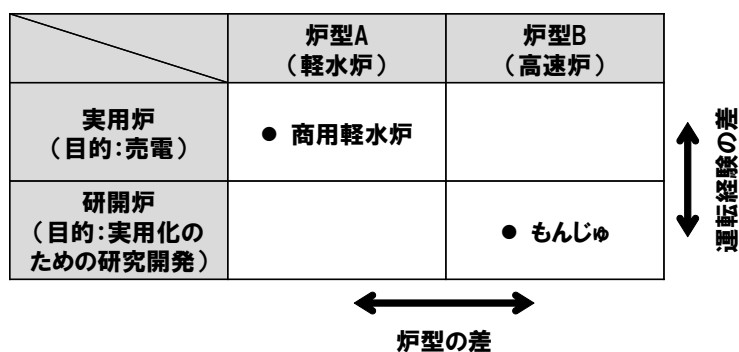


図 1 既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

4. 研開炉の保守管理の在り方

4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シナリオやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach (以下、「GA」と言う。)が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方にに基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

参考文献

- [1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号（2015）。
- [2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号（2016）。
- [3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).
- [5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).
- [6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi¹, Takaya Ito², Shigeru Takaya³ and Shoji Kotake⁴

¹Univ. of Tokyo, ²MFBR., ³JAEA., ⁴JAPC.

新型炉部会セッション

研究開発段階発電用原子炉の保守管理の在り方

Basic Principles of Maintenance Management for R&D-Level Nuclear Power Plants

山口 彰¹, *伊藤 隆哉², *高屋 茂³, *小竹 庄司⁴¹東京大学, ²三菱 FBR システムズ (株), ³原子力機構, ⁴日本原電 (株)

1. はじめに

昨年 11 月、原子力規制委員会は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の運営主体に関する勧告を行った[1]。この勧告は、もんじゅにおける保守管理上の不備に端を発するものであるが、その技術的な背景として、研究開発段階発電用原子炉（以下、「研開炉」という。）の保守管理の在り方がこれまで十分に整理されてこなかったことがあると考えられる。

新型炉部会は、第 4 世代原子炉及び将来の原子力エネルギーシステムならびに周辺燃料関連技術に関する研究活動を支援し、その開発発展に貢献することを目的として活動している。今回、部会として研開炉の保守管理に関する技術的な課題を整理し、本来の在り方を示すことが重要であると考え、「研究開発段階炉の保守管理の在り方に関する検討会」を設置し、検討を行った。本セッションでは、その成果の概要について報告する。

2. 研開炉の定義と目的

法令上、研開炉の一般的な定義はなく、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」において、発電の用に供する高速増殖炉と重水減速沸騰軽水冷却型原子炉が具体的に指定されているのみである[2]。ここでは新型炉を対象としたより一般的な議論を行うために、研開炉を、新しい型式の発電用原子炉であり、実用化を目指した研究開発段階のものと定義する。この定義から、研開炉の目的は、新しい型式の発電用原子炉を実用化するために必要な研究開発を行うことである。売電を目的とする実用発電用原子炉（以下、「実用炉」という。）とは、目的が異なっている。

3. 研開炉の保守管理において考慮すべき観点

既存の実用炉である商用軽水炉と、研開炉の例としてもんじゅを比較すると、図 1 に示すように、①炉型による差と②運転経験の差の大きく二つの差が存在する。既存実用炉で採用されている考え方や方法の中には研開炉で大いに参考になるものが多く存在すると考えられるが、研開炉に適用しようとする際には、この二つの差について注意しなければならない。

商用軽水炉の保守管理の基本要件は、「原子力発電所の保守管理規程」に定められている[3]。同規程中の保守管理の実施フローでは、計画、実施、評価及び改善のサイクルが複数の階層で設けられ、継続的な改善が図られるようになってい

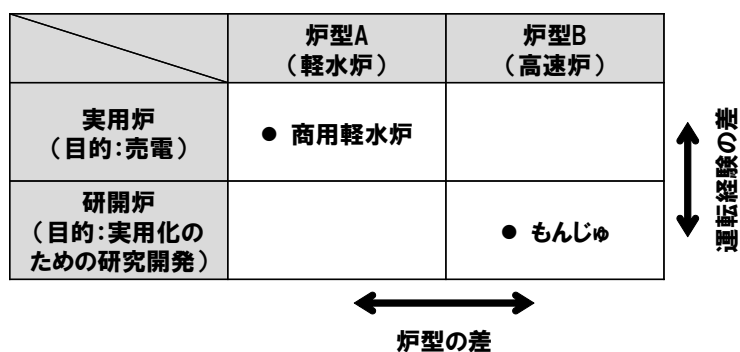


図 1 既存実用炉（例：商用軽水炉）と研開炉（例：もんじゅ）の比較

る。このように常に改善を促す保守管理の実施フローは、研開炉にも適用可能であると考えられるが、具体的な実施内容については、研開炉の特徴を適切に考慮しなければならない。

研開炉では、①炉型の差から、例えば、既存実用炉と類似名称の機器であっても、安全上の重要性や想定される劣化メカニズム等が異なる場合があり、既存実用炉の保全プログラムをそのまま適用することはできないこと、②運転経験の差から、保全プログラムは保全対象や保全技術に関する知見の蓄積・拡充により段階的に適正化していくべき対象であることを考慮して、研開炉自身で、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けて炉型に適した保全プログラムを構築していく必要がある。

4. 研開炉の保守管理の在り方

4.1 炉型に適した保全プログラムの構築

まず、原子炉施設の安全性確保の観点から、炉型によって安全設計の特徴が異なり、懸念されるリスク特性も異なることに注意する必要がある。リスク分析手法を活用して、炉心損傷等に至る支配的な事故シナリオやその際にクリティカルとなる系統・機器を抽出し、炉型特有のリスクを把握することが重要である。また、人的・経済的資源を適切に配分し、原子炉施設の安全性を確保する考え方として、機器や活動等の重要性に応じてマネジメントにおける要求レベルを決定する Graded Approach (以下、「GA」と言う。)が提案されている[4-6]。GA は既に商用軽水炉向けの「原子力発電所の保守管理規程」等にも取り入れられているが、原子炉施設の安全性を確保しながら、効率的に実用化に向けて保全プログラムを構築していかなければならない研開炉では、特に GA の活用が有効である。炉型の特徴を考慮してリスク分析結果を参考に重要性が高い系統・機器を選定し、GA の考え方にに基づき、より高い品質の保全を実施することで、原子力施設の安全性を確保しつつ、研開炉の目的の一つである保全プログラムの構築に関する研究開発を進めることができる。

更に、保全の具体的な実施内容は、劣化メカニズムを考慮して定められるが、炉型によって使用環境等の条件が異なるため、考慮すべき劣化メカニズムも異なる場合がある。炉型に適した保全を実施するために、既存実用炉の知見を踏まえつつ、運転経験が限られる初期の段階では、科学的知見や、設計的知見、実験炉や海外炉の経験から劣化メカニズムを設定し、運転経験の蓄積によって検証していく必要がある。

4.2 運転経験の蓄積による保全プログラムの段階的構築

まず、運転開始後の初期段階では、設計・施工ミスや運転・管理ミス等による不具合が顕在化する可能性に注意が必要である。どのような不具合が発生するかを予測することは難しいことから、リスクの大きさに応じて、不具合の早期検知を目的とした保全を重点的に実施することが望ましい。運転経験の蓄積により、設計・施工や運転・管理方法の妥当性が確認できるに従って、重点化対象や検知方法等の見直しを行う。

次に、保全計画策定の技術的根拠となっている劣化メカニズムを含めた各種知見を、実際のプラントの環境で検証することが重要である。得られた知見を標準等の形で整理していくことで、実用化の際に知見を有益に活用できるようになる。また、検証結果が保全だけでなく、対象設備の設計等にも影響することが考えられる。保全の有効性評価の際には、幅広く影響を評価し、当該炉での改善や後継炉に対する課題の整理を行うことが重要である。

また、運転経験の蓄積により新たに得られた知見を迅速に保全プログラムに反映できるように、保全プログラムにおける関係するプロセスの変更手順を予め明確に策定しておくことが重要である。この際にも、GA の考え方を反映し、系統・機器が有するリスクやプロセスの変更によるリスクに応じて、変更に係る検

討の要求レベルを設定する必要がある。

最後に、原子炉施設の安全性が確保されていること、現状の保全プログラムが実用化レベルに対してどの程度であるかを客観的に把握するためには、定量的な指標を用いることが有効である。指標の候補としては、原子力施設の安全性確保の観点からは、計画外スクラム回数等が、有効性の観点からは、作業日数や個人被ばく線量等が考えられる。原子力施設の安全性確保の観点から設定した指標に劣化が無いことを確認しながら、有効性の観点から設定した指標の向上を目指すことで、実用化に向けた保全プログラムの確実な構築が図られると期待される。

5. まとめ

研開炉の保守管理では、原子炉施設の安全性を確保しながら、保全の有効性を向上させ、炉型に適した保全プログラムを実用化に向けて構築していくことが重要である。

リスク情報の活用、GA の考え方に基づく人的・経済的資源の適切な配分、原子力施設の安全性確保の観点及び実用化の観点からの定量的指標の導入により、原子炉施設の安全性を確保しながら、実用化に向けた保全プログラムを構築していくことが可能になる。

また、炉型に適した保全プログラムの構築のためには、初期に科学的知見や設計的知見等に基づき想定した劣化メカニズムの妥当性を、研開炉での運転経験の蓄積により検証し、当該炉型で考慮すべき劣化メカニズムとして標準化していくことも重要である。

本検討により、研開炉の保守管理が、研開炉の目的である実用化に向けた研究開発を実施しつつ、より安全に円滑に行われるようになることを期待する。

参考文献

- [1] 高速増殖原型炉もんじゅに関する文部科学大臣に対する勧告、原規規発第 1511131 号 (2015) .
- [2] 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令、昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号 (2016) .
- [3] 日本電気協会、“原子力発電所の保守管理規程” JEAC4209-2014 (2014).
- [4] International Atomic Energy Agency (IAEA), “IAEA Safety Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection” (2007).
- [5] IAEA, “IAEA Safety Standard, The Management System for Facilities and Activities”, GS-R-3 (2006).
- [6] The American Society of Mechanical Engineers, “Quality Assurance Requirements for Nuclear Facility Applications”, NQA-1 (2012).

*Akira Yamaguchi¹, Takaya Ito², Shigeru Takaya³ and Shoji Kotake⁴

¹Univ. of Tokyo, ²MFBR, ³JAEA, ⁴JAPC.

Planning Lecture | Board and Committee | Editorial Board

[PL2J] Challenge to LNT hypothesis

Chair: Michikuni Shimo (Fujita Health Univ.) and Tetsuo Sawada (Tokyo Tech)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J (Kumume City Plaza - Conference Room)

[PL2J01] Late Effects of Radiation

*Masako Bando¹ (1.Jein)

[PL2J02] Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

*Siro Tanaka¹ (1.Kyoto Univ.)

[PL2J03] WAM model as an alternative of LNT

*Yuichiro Manabe¹ (1.Osaka Univ.)

[PL2J04] Multi-disciplinary committee in JSPS

*Takahiro Wada¹ (1.Kansai Univ.)

[PL2J05] Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada¹ (1.Tokyo Tech)

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

基調講演「低線量放射線影響の歴史的経緯と現状」

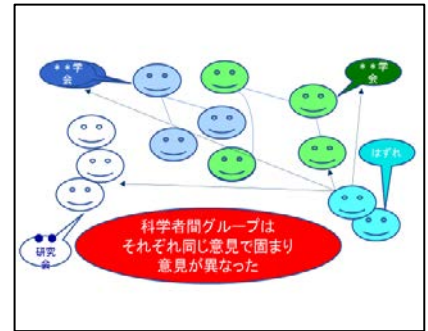
Historical background and the present situation of low-dose radiation effects

坂東昌子

知的人材ネットワークあいんしゅたいん 理事長・大阪大学 RCNP,

1. 物理学者の挑戦

マラーのショウジョウバエの実験から始まった放射線生物学は分子生物学の橋渡しでもあった。進化の原動力としての突然変異が人工的な放射線照射によって生じることは物理学者の好奇心を大いに刺激した。シュレーディンガーが執筆した『生命とは何か』（1944 年）ではこの興奮を見事に伝えている。彼らは、DNA も発見よりはるか以前に分子生物学の基礎を築いたのだ。特にその物理化学的過程を追求したのはデルブリュックで、彼は、パウリやボーアらと出会って生物学に興味をもったという。まさに「コペンハーゲン精神」は、生物学をも視野に入れていたのだ。特に放射線に誘起された突然変異現象は、その数量的評価の明快さもあり物理屋にとって魅力的な課題だったことは想像に難くない。なかでも、放射線生物学の理論的支柱となった Lea の標的モデルは、何よりもミクロな物理法則を基礎にしてマクロな現象と連携した画期的な業績で、実に見事というしかない。ミクロな現象が具体的に科学の対象となったのは、それまで抽象的な概念だった遺伝子を染色体という実体として捉えたモルガンの功績と、それに引き続いたマラーの実験結果である。それは、進化の機動力としての突然変異が、放射線によって人工的に誘起されることを示したショウジョウバエの実験だ。DNA 発見以前に、見事に分子生物学の基礎を築いた。



物理屋は、数量的評価を基礎に統一的な理解を志す。果たして、その理解がどこまで到達したか、現実の放射線防護という社会的要請にどう貢献したか、その中で LNT はどう位置づけられたのだろうか。

2. 福島原発事故と放射線リスク

福島原発事故を契機に低線量放射線の生体影響に対する科学的知見の混乱が種々の媒体を介して表出し、国民の不安と科学者に対する不信が今もなお復興再生の大きな足枷となっている。その原因は、省庁・行政・研究機関ごとに異なった放射線に関連する情報が発信され、市民は何が正しいのか分からなくなったこと、各自治体・行政も、知識と認識レベルの偏りがあったことにもよるが。基本的には、放射線の効果について科学者の評価が専門分野ご異なったこと、分野を横断する合意形成が困難であった(図1)。そして、科学者の発信する両極端の情報が、紙媒体・TV 等の放送媒体に加えて、第 3 の媒体であるソーシャルメディアを通じて錯綜し、混乱を引き起こした。市民はこうした膨大な情報の中から、「何が本当なのか」「誰を信じたらいいのか」困惑した。福島県在住市民の行政に対する信頼を失墜させた。初期のヨウ素対策を含めた食品管理の指導など、行政の適切な対応もないわけではなかったが、それらはほとんどかき消されて、行政も科学コミュニティへの不信感が残った。関心の高い市民といえども、両極端に二分化された認識・価値空間の中で困惑するのは当然である。この状況下で、図 2 が示すように、両極端の情報だけが目立ち、ほとんどの科学者は沈黙した。果たして、肝心の科学者の合意形

図 1 科学者グループで閉じた

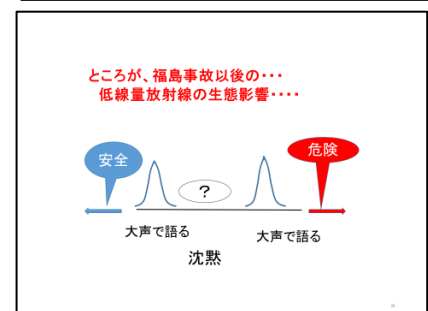


図 2 3・11 後の科学者の意見

成が何故できなかったのか、何が足りなかったのだろうかを、放射線生物学と放射線防護の歴史を振り返りながら考察する。

3 LNT; マラーとラッセル：その経緯と疑問

突然変異が人工的に誘起されることを示したマラーのショウジョウバエの実験は、多くの生物学者の興味を引き付け、爆発的な勢いでショウジョウバエの実験が蓄積された。そして、突然変異が総線量にのみ依存することが確かめられ LNT 仮説の基礎となった。これに対して、ラッセルは、よりヒトに近い動物実験が必要なこと、低線量率のデータの必要性を痛感した。しかし突然変異が 10 万匹に 1 匹程度の発生率のデータを蓄積するには、100 万匹の桁のマウスが必要であるとして、メガマウスプロジェクトをオークリッジで立ち上げた。彼らはハエの劣性致死率が 1000 分の 1 程度なのに対して、マウス 1 遺伝子座あたりの 10 万分の 1 程度で、桁がこれだけ違うことをすでに意識していたのである(謎 1：このオーダーの違いが現在のプロの議論の上らない?)。30 年余りをかけて行われたラッセルの実験結果は線量率効果がある事、照射後から交配までの期間が長いほど変異が少ないこと、の 2 つに集約され、できた変異細胞が減少する効果の存在を示唆していた。ところが、この画期的な 700 万匹にも及ぶメガマウス実験を知らない生物屋さんが意外に多い(謎 2：どうしてラッセルの実験は知名度が低い?)。しかも、マラーとラッセルのデータの比較検討が少なく、ラッセル自身もその後の防護関連委員会でそれほど強調していない(謎 3：なぜか?)。どうも、ラッセル自身も LNT の呪縛から逃れられなかったのではない(謎 4)。さらに、実験データで、コントロールの値は、自然放射線からの寄与のおよそ 1000~10000 倍も大きいことをマラー自身も気にしており、ラッセルも確かめている(謎 5：この量をなぜ気にしないか?)。そして常に LNT 論争といえば、「閾値があるかどうか」の点に集中されていた(謎 6：なぜか)。LNT ドグマとはいったい何者なのだろう(謎 7)。

4 データは語る！・・・回り道のはてに

物理学者は定量性を通じて統一的な理解に達しないと満足しない。自然現象を語る共通の言葉は数学なのだ。疑問の数々をどのようにして解明するかは、数量的な理解なしには進まない。我々が提唱した WAM 模型は、ハエ・マウスの線量率効果を再現できただけでなく、キク・ムラサキツユクサ・トウモロコシなどのデータも一挙に再現した。そこでは「スケーリング」が重要になるのだが、この面白さをわかっているだけの生物屋は少なかった、むしろ技術者はこの概念を多用しているのですぐ共有できたのではなからうか。

5 科学の鏡を曇らせる汚染源・・・LNT ドグマからの解放

これまでの放射線科学の発展の経緯を見ると、放射線の生体影響の知見は、放射線防護という社会的政治的要請と、初期の偉大な科学者たちの遺産を引きずって、それを超える認識への発展を妨げてきたように見受けられる。物理屋が、この世界に入って感じたのは、学会が細かく分かれておりそのグループ毎に意見が固まっている。そして新しい考え方はなかなか受け入れられないことだ。いったい、グループ者による認識の違いは何に起因するか。どうもそれを突き詰めていくと、3 でも述べた疑問のほとんどは、汚染源を検討することで明らかになるという気がする。その考察をご披露して、一緒に考えていけたらうれしい。

5 科学としての放射線生物学：夢へ向かって

自然突然変異は進化の原動力といわれるが、分子生物学のレベルでの知見と進化とを結び付けた木村資生をはじめとするパイオニアの仕事をさらに実証してくれるのが放射線生物学である。それは生命とは何かを解明するというシュレディンガーの夢に繋がる。そしてさらに、放射線の影響の本質が理解されてこそ、宇宙への人類の夢にも繋がっていく。人類はその活動範囲をローカルから地球規模の問題まで広げてきた

が、これからさらに、さらに広大な宇宙へと広がっていこう。こういう夢を語ったのもまた、物理学者のダイソンである。ダイソン文明への道は、人類の未来へのまなざしを夢のあるものにしてくれる。JAXAで、科研費「宇宙に生きる・・低線量長期被ばく放射線影響研究」プロジェクトを立ち上げると聞いている。未来へ向かって、生命の本質に迫り、宇宙へのその活躍の翼を広げていけるなら、研究も楽しからずや、である。

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

統計モデルとしての LNT 仮説の起源

Origin of linear non-threshold hypothesis as a statistical model

田中 司朗¹¹ 京都大学

1. 見出し

放射線防護において、低線量放射線の健康影響は中心的な問題である。これまで、広島・長崎の寿命調査、原発作業員、医療被ばく、環境被ばくなど様々な集団を対象に、被ばく線量と疾患発生に関する疫学研究がなされてきた。これらの研究の主な関心の 1 つは、被ばく線量と疾患発生率の関係が、どのような数式(回帰式)で表されるのかという点である。過去の放射線疫学研究の多くで、直線モデル(linear model)・直線二次関数モデル(linear-quadratic model)モデルというこの分野に特徴的な回帰式が、データに当てはめられてきた。

回帰式としての直線モデルと区別して議論すべきなのは、国際放射線防護委員会(ICRP)が勧告する放射線防護体系で用いられている linear non-threshold (LNT) モデルである。これは、被ばくによる健康影響(主にがんの過剰発生)には、しきい値がなく、累積線量に正比例するという想定に基づく線量管理を意味する。累積線量に正比例するという仮説に関する ICRP の言及は、遺伝的影響については 1956 年、非遺伝的影響については 1958 年に見られる。

ICRP が LNT モデルを採用する根拠となった科学的知見は様々なものがある。そのなかで、特に影響力が強かったものとして以下の 3 つが挙げられる。第一に、Muller (1890~1967 年) による X 線照射線量と劣性致死突然変異に関するキイロショウジョウバエ実験である。これは、比例関係を示唆する初めての報告であり、Muller は 1946 年に、X 線による突然変異の発見によってノーベル賞を受賞した。放射線の生体影響に関するメカニズムがあまり知られていなかった 1930~50 年には、放射線が DNA にヒットする回数とがんのイニシエーションの確率が比例するという仮説は、それなりに合理的であった。第二に、1950 年代に原子放射線の生物的影響に関する委員会(BEAR 委員会)とイギリス医学研究会議(MRC)は、それぞれ大気圏内核実験による放射性降下物の生体影響に関する報告書を公表し、これが 1956 年に ICRP が LNT モデルを採用する初期の根拠となった。第三に、電離放射線の生物的影響に関する委員会(BEIR 委員会)による広島・長崎寿命調査を主とする疫学データの解析である。ただし、LNT モデルは、科学的な知見(例えば直線モデルを用いた疫学研究の結果)と完全に一致するものではない。なぜなら、放射線防護の現場における実用性が考慮されているためである。

直線モデル・直線二次関数モデルと LNT モデルの各々の妥当性は、統計解析と放射線防護という異なる次元の問題である。しかしながら、これらは放射線被ばく問題という 1 つの文脈で、相互に影響しあいながら議論されてきた。例えば、1980 年の BEIR III 報告書では、直線モデル・直線二次関数モデルにより疫学データが解析されており、がん死亡数がどの程度増加するかを予測するためにもこれらのモデルが用いられた。これは、ICRP が 1950 年代に LNT モデルを採用したことと、完全に無関係とは考えられない。そして、BEIR III と同様の回帰式は、1990 年の BEIR V、2006 年の BEIR VII でも用いられており、それらの報告書はそれぞれ 1990 年と 2007 年の ICRP 勧告を裏付けるものとして引用された。

このように、統計解析における回帰式の選択(特に直線モデルかどうか)は、放射線防護体系に多大な影響を与えている。そこで問題になるのは、統計解析を行った疫学者・生物統計家が、どのような判断基

準で選択を行ったのかということである。可能性を挙げるならば、統計学の理論、データへの当てはまりのよさ、他分野の科学的知見との整合性、歴史的経緯などが考えられる。また、客観的な判断基準だったのかどうかという点も重要である。なぜなら、経済的・社会的関係性により統計解析がゆがめられることは可能性としてゼロではないからである。このような背景から、本講演では、直線モデルが、なぜ、どのような経緯で放射線被ばく健康影響を調べるために用いられるようになったのかを、文献レビューを通じて明らかにする。

Shiro Tanaka¹

¹Kyoto University

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

LNT 仮説への挑戦としての WAM モデル

WAM(Whack-A-Mole) model as an alternative of LNT

*真鍋 勇一郎¹, 和田 隆宏², 角山雄一³, 中島裕夫¹, 坂東昌子^{1,2}¹大阪大学, ²関西大学, ³京都大学

1. はじめに

低線量放射線に対する現状の防護指針では、LNT 仮説に基づき高線量、高線量率の放射線影響から低線量率長期被ばく影響が推定されているが、保守的過ぎ、原子力、宇宙開発を妨げているという指摘が以前からある。放射線生物学分野の従来の主体手法は実験や疫学とそれらのデータへの統計解析であるが、低線量率放射線長期被ばくの生体影響のデータはそもそも得難く、得られたとしてもデータ数が十分ではない。データ数が少ないことで統計的手法も限界がある。我々はこれまでに数少ないデータから線量、線量応答反応関係を推定できる手法として物理学分野で従来から使われている手法である数理モデル(WAM(Whack-A-Mole)モデル)を導入し、放射線の生体へのリスク・影響の新たな定量的評価の可能性が開かれることを示した^{1,2,3,4}。

2. WAM モデル

可能な限り単純な仮定として、生体を構成する細胞を正常細胞と変異細胞に分け、外部刺激と生体との相互作用および生体機能（細胞増殖、修復機能、細胞死等）によって細胞数の経時増減を考えられるとする。更に相互作用においては放射線の総線量ではなく線量率が重要であるとする。

3. これまでに得られた結果

これまでに以下の結果を得た。

- ・5 種類（マウス、ショウジョウバエ、トウモロコシ、ムラサキツユクサ、キク）の動植物の放射線誘発突然変異発生頻度を再現可能
- ・LNT 仮説はごく短い照射時間でしか成立せず、長期的にはリスクには天井があることが示唆される
- ・自然突然変異発生率は約 1 mGy/hr の被ばくに相当する
- ・パラメータのうちいくつかは他の実験と比較可能である

参考文献

1. Takahiro Wada, Yuichiro Manabe, Issei Nakamura, Yuichi Tsunoyama, Hiroo Nakajima, Masako Bando, J. Nucl. Sci. Technol. accepted (2016), Published online: 06 Apr 2016.
2. Yuichiro Manabe, Takahiro Wada, Yuichi Tsunoyama, Hiroo Nakajima, Issei Nakamura, Masako Bando, J. Phys. Soc. Jpn. 84(4), 044002 (2015).
3. 真鍋勇一郎, 和田隆宏, 中村一成, 角山雄一, 中島裕夫, 坂東昌子, 放射線生物研究, 50(3), 211-225 (2015).
4. 真鍋勇一郎, 中村一成, 中島裕夫, 角山雄一, 坂東昌子, 日本原子力学会誌, 56(11), 705-708(2014).

*Yuichiro Manabe¹, Takahiro Wada², Yuichi Tsunoyama³, Hiroo Nakajima¹, Masako Bando^{1,2}

¹Osaka University, ²Kansai University, ³Kyoto University

学会誌編集委員会セッション「LNT 仮説への挑戦」

学術振興会産学協力委員会 分野横断委員会の発足

Multi-disciplinary Committee in JSPS

和田 隆宏¹¹関西大学

1. はじめに

「放射線の生体影響の分野横断的研究」研究開発専門委員会（以下本委員会）が、日本学術振興会の産学協力総合研究連絡会議のもとに 2015 年 10 月に発足した。本委員会は、その名の通り（低線量）放射線の生体への影響に関して分野を横断する学界と関係する産業界が協力して研究や開発を進めるものである。以下にその意義と目的について述べたい。

2. 委員会発足にいたるまで

東京電力福島第 1 原子力発電所事故後、低線量放射線リスクに対する評価が、科学者の間で極端に分かれおり、放射線リスクに対する動物実験や疫学調査の結果を統合した理解が求められている。そのためには、分野を超えた徹底した議論と数理科学的手法が必要であり、既存の分野・学会にとどまらない学際的な共通プラットフォームが必要とされる。このような認識のもとで活動していた科学者グループを中心に委員会設立を提案するに至った。

3. 委員会の特徴と目的

この委員会は委員に若手を起用し、政治やイデオロギーを背景とする価値観に左右されず、実証的で、既存の分野の学問的成果を新鮮な目で分析することで、従来の領域固有の固定概念をのりこえた合意形成の気風を作り上げることを目指している。本委員会の最大の目的は、低線量放射線の生体影響の学際研究のための共通プラットフォームの立ち上げに必要な分野横断の研究母体を作るため、これまで交流の少なかった放射線生物学と疫学、物理学などの分野の研究者が徹底的に議論できる場を提供し、分野間交流の実績を上げることである。低線量放射線の影響に関する統合的な理解に向けて、これまでの知見をレビューすると共に、新たな知見に向けて学際的な議論を活性化し、同時に産業界とも緊密に連携を取り、低線量・低線量率放射線の計測技術や、がんを発見・診断する際の被ばくの副作用を定量化するためのこれまでの活動をレビューし、次のステップを目指すものである。

4. 今後に向けて

本委員会は、発足後 1 年に満たないが、がんと放射線の関連について講師を招いて議論したり、放射線防護の基本原則となっている直線しきい値無しモデル（LNT）についての歴史的・科学的レビューを行ったりと活発に活動をしているところである。今後も海外からも含めて様々な分野の講師を招いて知見を広めると共に講師を交えた議論を行い、また委員が長時間議論できる場を作ってさまざまなバックグラウンドをもつ委員の間の意見交換を進める。これらの成果は、様々な形で社会に向けて発信していく予定である。

*Takahiro Wada¹¹Kansai Univ.

(Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[PL2J05] Panel discussion

Chair: Tetsuo Sawada¹ (1.Tokyo Tech)

従来の低線量被ばくの影響評価そして放射線防護の枠組みを一新する可能性のある理論が開発されている。その名をモグラたたき（WAM）モデルと言う。このモデルが導く最も重要なことは、低線量被ばくの影響はモグラたたきのように潰されていって、時間経過とともにその影響が蓄積してはいかないということである。これは現行の放射線防護の基盤であるしきい値なし直線（Linear Non-Threshold: LNT）モデルが70年に亘って築いてきた枠組みにチャレンジするものである。本セッションでは、WAMモデル開発の背景や意義を低線量被ばくの影響評価の歴史とともに解説し、それを受けて専門家に加えてジャーナリストや市民を交えて討議する。

Planning Lecture | Technical division and Network | Social and Environmental Division

[PL2K] Introduction of Social and Environmental Division Award

Chair: Muneo Morokuzu (PONPO)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room K (Kumume City Plaza - Assembly Room 1)

[PL2K01] A Study of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident Process

*Michio Ishikawa¹ (1.Association for Nuclear Decommissioning Study)

[PL2K02] Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

*Junko Ayame¹ (1.JAEA)

[PL2K03] Activities of YGN

*Jun Nishiyama¹ (1.YGN)

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

(2) 福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える
リスクコミュニケーション活動(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear
Accident* 菖蒲順子¹、高下浩文¹、杉山顕寿¹、郡司郁子¹、米澤理加¹、古野朗子¹¹ 原子力機構

1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人達が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできていたことから、この社会状況に対して支援できることは



図 1 放射線に関する勉強会の様子

はないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。

2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1)事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2)当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3)双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

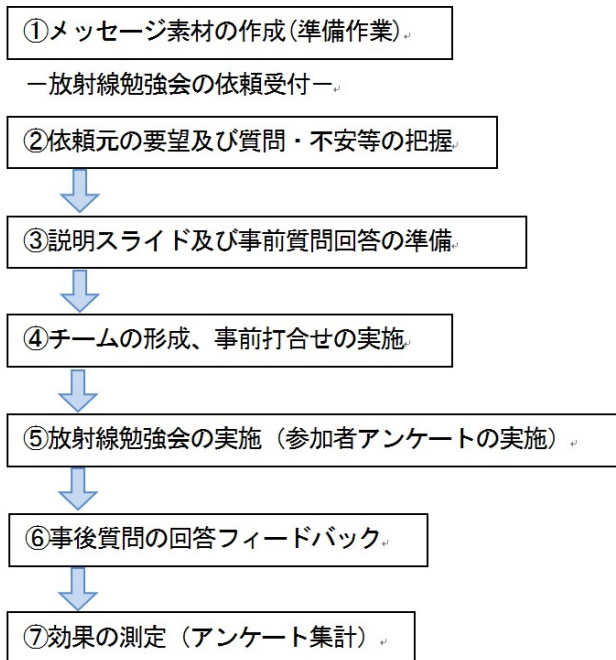


図 2 双方向性を確保した実施プロセス

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図3）。

この活動から得られたノウハウは、2011年7月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011年5月末～2012年10月末分、回収数3,151件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が32%、「少し解消できた」が57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



図3 放射線測定体験の様子
(測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応)

3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているようにみえる。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

- [1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」
- [2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」 JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame¹

¹ JAEA

(3) 原子力青年ネットワーク連絡会の活動

(3) Activities of YGN

*西山 潤^{1,2}

¹原子力青年ネットワーク連絡会,²東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

キーワード： YGN、IYNC

1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会&意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

4. YGN とは

原子力是一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama

¹ Young Generation Network Japan

² Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

(2) 福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える リスクコミュニケーション活動

(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

* 菖蒲順子¹、高下浩文¹、杉山顕寿¹、郡司郁子¹、米澤理加¹、古野朗子¹

¹ 原子力機構

1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできていたことから、この社会状況に対して支援できることは



図 1 放射線に関する勉強会の様子

はないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。

2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1) 事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2) 当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3) 双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

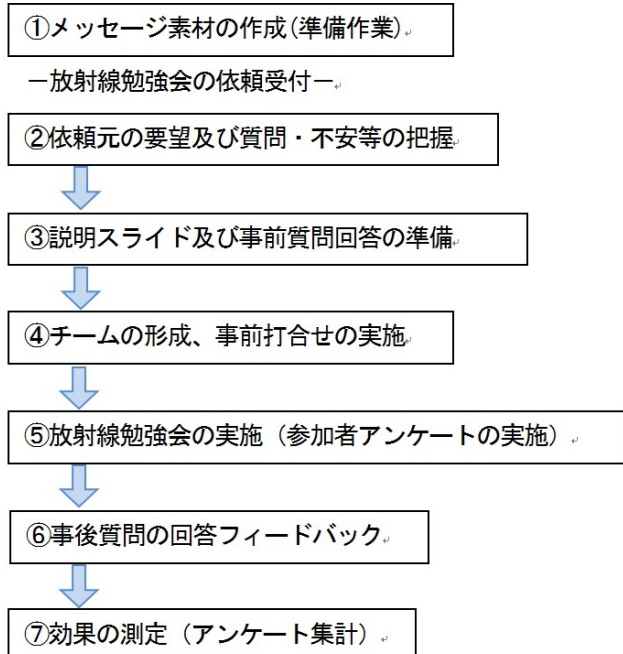


図 2 双方向性を確保した実施プロセス

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図3）。

この活動から得られたノウハウは、2011年7月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011年5月末～2012年10月末分、回収数3,151件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が32%、「少し解消できた」が57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



図3 放射線測定体験の様子
(測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応)

3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているようにみえる。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

- [1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」
- [2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」 JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame¹

¹ JAEA

(3) 原子力青年ネットワーク連絡会の活動

(3) Activities of YGN

*西山 潤^{1,2}

¹原子力青年ネットワーク連絡会,²東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

キーワード： YGN、IYNC

1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会&意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

4. YGNとは

原子力は一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama

¹ Young Generation Network Japan

² Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

社会・環境部会セッション「平成 27 年度 社会環境部会賞受賞者による講演」

(2) 福島第一原子力発電所事故に伴う地域住民のニーズに応える リスクコミュニケーション活動

(2) Risk Communication Activities that Meet the Local Resident's Needs Related to Fukushima Nuclear Accident

* 菖蒲順子¹、高下浩文¹、杉山顕寿¹、郡司郁子¹、米澤理加¹、古野朗子¹

¹ 原子力機構

1. はじめに

2011 年 3 月に起きた福島第一原子力発電所（以下、福島原発）の事故により、環境中に放射性物質が放出・拡散し、福島県をはじめ複数の県に及ぶ広い地域で放射線量が上昇、放射線による健康影響について多くの人が不安を抱くこととなった。そのような中、当時の地域住民から原子力機構の研究開発拠点宛に放射線に関する講演依頼や問合せが多く寄せられた。これを受け、原子力機構バックエンド研究開発部門核燃料サイクル工学研究所では、10 年余にわたるリスクコミュニケーション関わる研究・実践活動に取り組んできたことから、この社会状況に対して支援できることは



図 1 放射線に関する勉強会の様子

はないか議論した。そして、積み重ねてきたリスクコミュニケーションスキルを活かし地域住民との対話を通じた放射線に関する情報提供を行う「放射線に関する勉強会（以下、放射線勉強会）」を実施（図 1）。2011 年 5 月～2014 年 12 月末までの 3 年半にわたって 93 回開催し、延べ 7,367 名の方々が参加した[1]。

2. 活動概要

放射線勉強会では、一方向的かつ説得的な理解促進活動ではなく、相互理解の場となるよう、相手のニーズに基づいて双方向性を確保したプロセスを構築し対応した（図 2）。そのポイントとしては大きく以下の 3 点があげられる。

(1) 事前に依頼元代表者と連絡を取り、相手のニーズや質問等を十分把握した上で、説明スライドや質問の回答を用意した。

(2) 当日は相手のニーズに沿った進行で行うと共に、参加者の質問や意見を傾聴し、その言葉に込められた心情も受け止め共感しながら、公表された正確な情報に基づく説明を行った。

(3) 双方向性を確保するため、質疑応答の時間を多く確保すると共に散会後の個別質問にも時間の許す

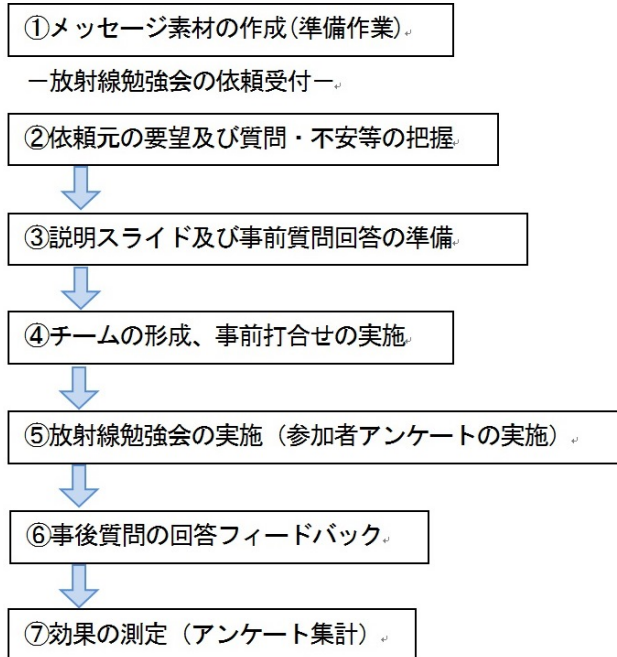


図 2 双方向性を確保した実施プロセス

限り十分に対応した。さらに放射線測定体験を取り入れるなど、個々の参加者と接する機会を多く設ける工夫を行った（図3）。

この活動から得られたノウハウは、2011年7月から開始した福島県における原子力機構プロジェクト「放射線に関するご質問に答える会」にも反映された[2]。

参加者からは、放射線と健康影響に対する誤解から生じた質問や意見がいくつか見受けられ、事故後に発信されたメディアやインターネットなど様々な情報から、怖いと思う情報だけが参加者の記憶に残ってしまったような印象を受けた。そこで、少しでも放射線と健康影響に関する誤解を解き、正しい判断への補助となるような内容に改定し説明してきた。それにより、参加者からのアンケート分析結果（2011年5月末～2012年10月末分、回収数3,151件）では、内容理解度は「よく理解できた」53%、「少し理解できた」43%と概ね理解されていることが伺えた。また、不安解消度は「よく解消できた」が32%、「少し解消できた」が57%であった。このように放射線に対する不安を完全に解消させることは難しいものの、参加者は放射線勉強会に参加することにより、多少ではあるが解消の方向に向かったものと思われる。



図3 放射線測定体験の様子
(測定体験を通して個別の質問に誠意をもって対応)

3. おわりに

福島原発事故を契機に様々な機関・団体がリスクコミュニケーションに関する研究や実践を始めている。それらは対象者や状況によって目的や実施方法が異なると共にリスクコミュニケーションに対する意識も異なっているように見える。しかし、共通するポイントは、「対象者のニーズに沿った情報提供を行うこと」、「傾聴すること」、「リスクコミュニケーションに即効性はないが、焦らず時間をかけて継続していくもの」だと私達は実践経験を通じて痛感している。また、私達のこれまでの経験から、テーマや実施方法、対象となる年代、性別、在住地が同じであっても、必ずしも同様の反応である訳ではなく、その状況に応じて臨機応変に応えることが重要であり難しい点である。これらの実践経験を今後も蓄積し、そこから得られる新たな知見を関係機関と共有することで、共によりよいリスクコミュニケーション実践活動に向けて努力していきたい。

参考文献

- [1] 菖蒲 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－茨城県における双方向性を重視した放射線に関する勉強会－」
- [2] 杉山 他(2015)「東京電力福島第一原子力発電所事故後のリスクコミュニケーションの実践－「放射線に関するご質問に答える会」における核燃料サイクル工学研究所の対応－」 JAEA-Review 2015-013

* Junko Ayame¹

¹ JAEA

(3) 原子力青年ネットワーク連絡会の活動

(3) Activities of YGN

*西山 潤^{1,2}

¹原子力青年ネットワーク連絡会,²東京工業大学

日本原子力学会原子力青年ネットワーク連絡会（Young Generation Network Japan: YGNJ）は分野や組織を超えた「連携」を目的とした組織である。大学院生の頃から活動に参加し、3年前からは連絡会長としてYGNに関わってきた。13年間の活動を振り返り改めてYGNとは何かを考える。

キーワード： YGN、IYNC

1. はじめに

静岡大学で開催された2003年秋の大会に当時修士課程1年だった私は口頭発表と学生ポスターセッションに参加した。そのあとの懇親会でYGNメンバーの方と会ったのがYGNと私の初めての接点である。その後すぐに、学生連絡会の運営委員になり、また学生の連絡役としてYGNの運営委員になったことでYGN活動に参加することになった。

YGNJは1998年当時の若手世代が立ち上げた「原子力若手技術者勉強会」を前身とし、ほぼ時を同じくして欧州やロシアにおいても原子力業界の若手組織が立ち上がり、2000年9月に開催されたIYNC(International Youth Nuclear Congress)での要請に応じる形で、2001年3月武蔵工業大学で開催された春の年会における設立総会において日本原子力学会の連絡会として正式に発足した。原子力開発に携わる若手世代間の連携を強め、活力を引き出し、専門性や能力を高めることで原子力技術の発展、原子力に関する諸問題の解決を目的としている。

2. 国内活動

YGNJは、勉強会、施設見学会&意見交換会、学生との対話会、企画セッションなど様々な活動を行っている。今までの活動の中でも印象深いのがゲーミングの専門家と共同で行った教育ゲーム「G.E.N.ロック」の開発である。この活動のあとには自分でもゲームを開発した。また福島第一原子力発電所事故後は「原子力若手討論会:NEFY」を活動の柱として行っている。組織や専門分野を超えて原子力について考えることが重要だと考えている。

3. 国際活動

IYNCは2年に1度同名の国際会議を開催しており、毎回世界各国から数百名の若手が参加している。この会議の特徴は同世代の若手原子力技術者・研究者が国境や所属機関の壁を越えて協同し、企画運営のすべてを若手のみで自主的に実施している点である。IYNC2014（スペイン、ブルゴス）では、YGNJとして福島特別セッションを企画・運営した。

4. YGN とは

原子力は一人の力ですべてが解決する分野ではないと思っている。様々な専門性と人々の協力によって成り立つ分野であるからこそ、ネットワークを生かした活動が重要であると考えている。

*Jun Nishiyama

¹ Young Generation Network Japan

² Laboratory for Advanced Nuclear Energy, Institute of Innovative Research, Tokyo Institute of Technology.

[PL2L] Numerical Simulations for External Hazard Evaluation

Chair: Akemi Nishida (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room L (Kumume City Plaza - Assembly Room 2)

[PL2L01] Introduction

*Akemi Nishida¹ (1.JAEA)

[PL2L02] Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by Using Multi-Scale Particle Method

*Mitsuteru Asai¹ (1.Kyushu Univ.)

[PL2L03] Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*Yuzuru Eguchi¹ (1.CRIEPI)

[PL2L04] Aircraft Impact Assessment for Nuclear Power Plant Design

*Haruji Tsubota¹ (1.JAEA)

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

(1) 全体概要**(1) Introduction***西田 明美¹¹原子力機構

原子力規制委員会が定めた新規制基準への適合性審査においては、様々な外部ハザードに対する影響評価が求められている。しかし、対象とする現象のスケールが非常に大きく、また、現象の不確定性（発生頻度・発生強度）も大きいため、試験によって影響評価を行うことは困難であり、一般的に、数値解析（シミュレーション）を用いた評価が実施されている。特に、本セッションの対象とする現象に関しては、数値解析を用いた評価が有効であると考えられる（地震評価に関しては平成 25 年の企画セッションにて実施済みのため、今回のテーマからは除外）。ただし、解析を実施する場合においても、適切なモデル選択や境界条件設定といった課題が残されており、十分な説明性（妥当性）を有する解析結果を得ることは容易ではない。

本セッションでは、外部ハザード評価のための数値解析と題し、津波、竜巻、航空機衝突の 3 現象を対象としたシミュレーション評価について専門家による講演を実施し、外部ハザード評価における数値解析の適切な活用法や今後の解析精度向上に係る課題などについて議論を行う。

*Akemi Nishida¹

¹JAEA

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

(2) マルチスケール粒子法による構造物に作用する津波力評価

(2) Evaluation of Fluid Force Acted on Structure by using Multi-scale Particle Method

*浅井 光輝¹¹九大

1. マルチスケール粒子法の概要

2011年に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う津波により、沿岸地域の多くの土木構造物に甚大な被害が発生した。現在、南海トラフ地震をはじめとする今後危惧される巨大地震に伴う津波に対して、沿岸地域の防災・減災が積極的に議論されており、構造物の津波被害を予測することのできる大規模津波シミュレーションの開発は重要である。

このような背景を受け、広範囲かつ高精度な津波解析を効率的に行うため、津波波源から沿岸域の計算は差分法などによる平面2次元津波解析、遡上後などの局所的な領域はナビエ・ストークス方程式に準じた3次元流体解析を粒子法にて行うマルチスケール粒子法による津波被害予測ツールを開発している。3次元解析手法として粒子法を採用することで、建物群を含む複雑な地形モデルの作成が容易になるといったプリプロセスの簡略化に加え、建物周辺における砕波を含んだ激しい流れに伴う自由表面流れの変化を柔軟に再現できるといったソルバーの堅牢さを有することが利点となる。これまでに筆者らは、事前に解析した広域の2次元解析結果、あるいは観測データなどの情報から流入境界を設定し、3次元粒子法による閉領域の解析を可能とするマトリックスアレイ状の仮想造波板境界処理法を開発した。この手法は、閉じた領域で3次元解析を実施する際、境界部に設置する仮想造波板粒子を制御することで事前に評価した流速と圧力の時系列データを境界条件として設定できるため、押し波引き波に関わらず事前解析の結果をスムーズに受け渡すことができる。また、一旦、粒子法で解析した結果をズームングすることも可能であり、さらなる高解像度・高精度解析へと発展させることも可能となる。

本報では、粒子法そのものの流体力評価の精度の検証・妥当性確認の現状をまとめると同時に、上記マルチスケール粒子法による津波被害予測ツールの現状について報告する。

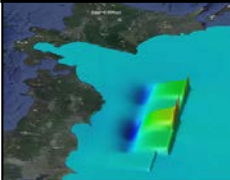
津波伝播解析(2D解析) レベル0解析	津波遡上解析(3D解析) レベル1解析	構造物周辺流れ(3D解析) レベル2解析
		
解像度10m～100m	解像度1m～5m	解像度5cm～50cm
震源～湾口	湾口～内陸部	構造物周辺

図-1 マルチスケール粒子法による津波被害予測ツール

2. マトリックスアレイ状仮想造波板の概要

多段階のマルチスケール粒子解析を実施するには、各スケール間を連結することを可能とするマトリックスアレイ状の仮想造波板が有効となる。図-2には、各種造波板の概念図を示す。実験では、造波板のすべての速度を同じとする一様な造波板を用いるが、数値解析では深さ方向だけでなく水平方向に変動する

非一様な造波板により波を生成でき、さらにはマトリックス上に設置したセルをすべて独立した動きをさせるマトリックスアレイ状の造波板によれば 3 次元性を有する波まで生成できる。さらには水粒子を流入量に合わせて自由に生成あるいは消去可能な仮想造波板へと発展させることで、事前に計算した波のデータを流入あるいは流出条件に設定することができ (図-3 参照)、押し波だけでなく引き波までがこの造波板で再現可能となる。

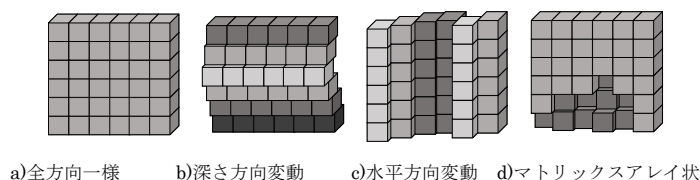


図-2 仮想造波板のイメージ

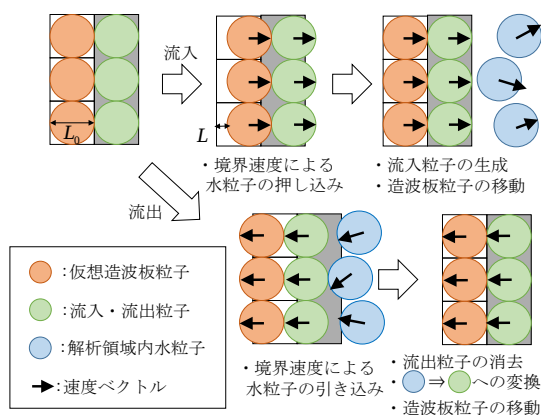


図-3 境界における流入・流出

図-4 には、上記ツールにより、2次元津波伝搬解析(レベル0解析)と粒子法による3次元津波遡上解析(レベル1解析)を連成した事例[1]の解析モデル図を示す。同図に示す通り、解析領域(2.4km×2.7km)の湾の入り口付近に流入領域を設定し、同一で観測されたレベル0解析の結果を入力条件として、レベル1解析を実施した。解析結果を図-5に示す。同図上に粒子法により得られた速度コンターを示し、下は境界条件として付与した速度を示している。



図-4 歌津地区解析領域と流入境界

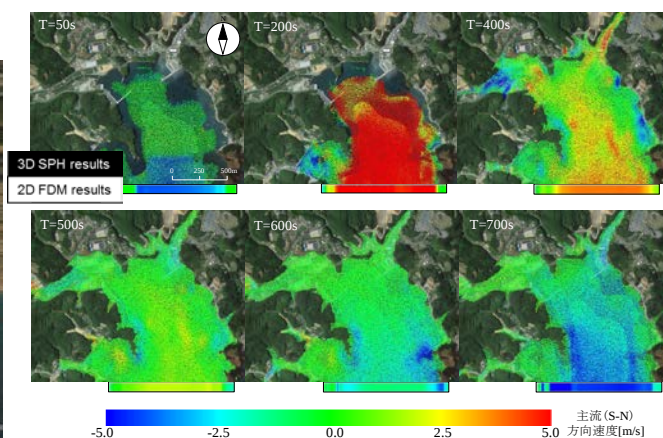


図-5 マルチスケール津波遡上解析例

3. マルチフィジックス解析による津波時流体力評価事例

先の仮想造波板を用いれば、段階的なマルチスケール解析が可能となり、最終的には構造物に作用する流体力の評価の際に必要な解像度まで到達することができる。またラグランジュ記述に基づく粒子法を解析手法として選択したメリットとして、先に示した津波遡上解析などのように複雑な幾何形状を有する問題の入力モデル作成の省力化のほかにも、構造解析との連成解析の親和性も期待できる。ここでは、津波時に発生する漂流物が構造物に衝突する解析事例を紹介する。

漂流物と構造物は図-6 に示すように剛体を仮定し、各剛体も津波解析領域と同様に、粒子で離散化することで剛体運動を追跡することにした。まずは剛体表面で計測された圧力を積分することで、剛体としてモデル化した構造に作用する流体力を評価し、あとは剛体の運動方程式を解くことで剛体の並進運動・回転運動の両者を適切に再現できる。図-7 に解析モデルの概観を、図-8 には漂流物モデルの詳細を示す。解析結果を図-9 に示す。図に示す通り構造物としては1階部分をピロティ構造とした場合の解析事例のみここでは示す。津波は1階部分の隙間に流れ込み、漂流物もそれに伴って流され、そのままビルに衝突した結果となった。他にも条件を変えて、津波力に加えて漂流物の衝突荷重の推定を試みている。

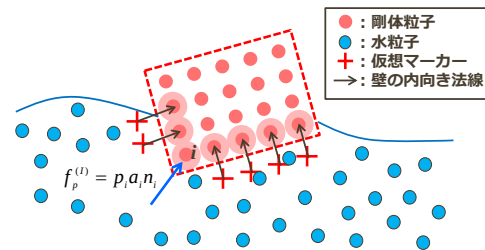


図-6 剛体に作用する流体力

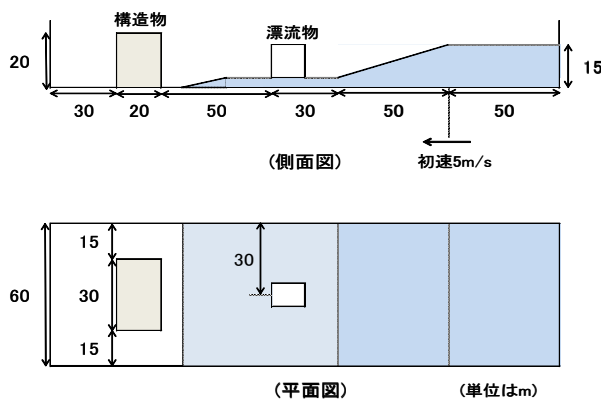


図-7 漂流物を伴う津波流体力評価事例

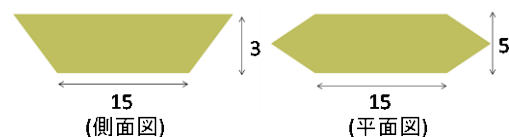
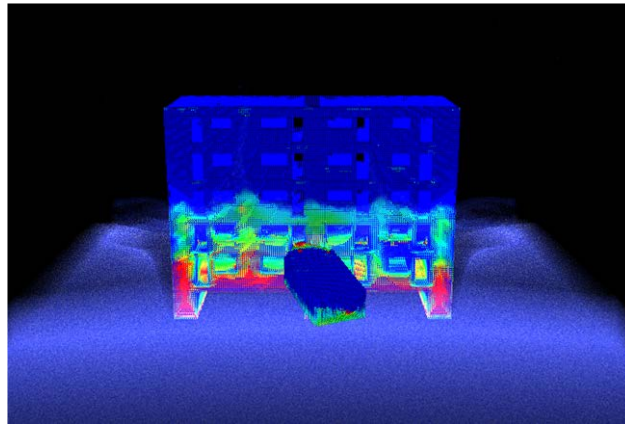


図-8 漂流物の詳細寸法



図－9 圧力測定の様子

4. 現状と今後

マルチスケール粒子法による津波被害予測解析ツールの枠組みは完成し，ようやく実現象に即した 3 次元解析が可能となりつつある．また実験との比較検証を通して，数値解析結果の妥当性確認を併行して行っており，解析精度についても担保している．あとは東日本大震災時の津波被害の再現を試み，実規模の被害分布がどの程度の精度で解析できているかを詳細に比較したうえで，今後危惧される巨大地震時の被害予測へと発展させる予定である．

参考文献

[1] Mitsuteru Asai, Yoshiya Miyagawa, Nur'Ain Idris, Abdul Muhari, Fumihiko Imamura, Coupled tsunami simulation based on a 2D shallow-water equation-based finite difference method and 3D incompressible smoothed particle hydrodynamics, Journal of Earthquake & Tsunami, accepted

*Mitsuteru Asai²

¹Kyushu Univ.

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

(3) 竜巻飛来物バザード評価におけるシミュレーション利用の現状

(3) Current Status on Numerical Simulation Methods to Evaluate Tornado Missile Hazard

*江口 譲¹¹電中研

竜巻によって発生する飛来物の設計速度は、米国では米国原子力規制委員会 NRC の NUREG1.76[1]において、また日本では“原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（以下、「評価ガイド」）”[2]において例示されている。この他、評価ガイド[2]に準じた方法として、表1に示す評価手法が PWR 電力会社や電中研で利用・開発されており、数値シミュレーションが各評価法でどのように利用されているかについて概説する。

米国で NRC の NUREG1.76[1]では、まず、竜巻の風速場をランキン渦でモデル化する。ただし、飛来物解析に用いるランキン渦モデルは、周方向成分 V_θ のみが存在する通常のランキン渦モデルとは異なり、式(1)に示すような上昇風速 V_z と径方向風速 V_r を付け加えたモデルである[2]。なお、式(1)で V_m は最大周方向風速、 R_m は竜巻半径を表す。この竜巻風速に竜巻の x 方向移動速度 V_{tr} を加えると、位置 (x, y, z) 、時刻 $t=T$ における風速ベクトル $(V_{w,x}, V_{w,y}, V_{w,z})$ は式(2)で表される。

$$\begin{pmatrix} V_r \\ V_\theta \\ V_z \end{pmatrix} = \min\left(\frac{r}{R_m}, \frac{R_m}{r}\right) \times \frac{V_m}{\sqrt{5}} \begin{pmatrix} -1 \\ 2 \\ 4/3 \end{pmatrix} \quad (1) \quad \begin{pmatrix} V_{w,x} \\ V_{w,y} \\ V_{w,z} \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} V_r \cos \theta - V_\theta \sin \theta \\ V_r \sin \theta + V_\theta \cos \theta \\ V_z \end{pmatrix} + \begin{pmatrix} V_{tr} \\ 0 \\ 0 \end{pmatrix} \quad (2)$$

ただし、 $r = \{(x - V_{tr}T)^2 + y^2\}^{1/2}$ であり、 θ は竜巻中心 $(V_{tr}T, 0)$ から位置 (x, y) の線分が x 軸となす角度である。

NUREG1.76[1]では、物体運動に関しては、方向性を持たない平均抗力と重力が飛来物に作用すると仮定して、以下の方程式で飛来物の運動を計算している[3]。

$$\frac{dV_{M,x}}{dt} = \frac{1}{2} \rho \frac{C_D A}{m} \sqrt{(V_{w,x} - V_{M,x})^2 + (V_{w,y} - V_{M,y})^2 + (V_{w,z} - V_{M,z})^2} (V_{w,x} - V_{M,x}) \quad (3a)$$

$$\frac{dV_{M,y}}{dt} = \frac{1}{2} \rho \frac{C_D A}{m} \sqrt{(V_{w,x} - V_{M,x})^2 + (V_{w,y} - V_{M,y})^2 + (V_{w,z} - V_{M,z})^2} (V_{w,y} - V_{M,y}) \quad (3b)$$

$$\frac{dV_{M,z}}{dt} = \frac{1}{2} \rho \frac{C_D A}{m} \sqrt{(V_{w,x} - V_{M,x})^2 + (V_{w,y} - V_{M,y})^2 + (V_{w,z} - V_{M,z})^2} (V_{w,z} - V_{M,z}) - g \quad (3c)$$

ただし、 $(V_{M,x}, V_{M,y}, V_{M,z})$ は飛来物の速度ベクトル、 $C_D A/m$ は飛行定数(定義は文献[3], p.16 の式(25)を参照)、 g は重力加速度を表す。初期条件として物体は高度 40m の特定位置 $(R_m, 0, 40)$ [m] に静止し、この物体が地面に落下するまでに達した最大水平速度を設計飛来物速度 V_h と定義している。

一方、評価ガイド[2]では、LES (Large-eddy simulation) で作成された竜巻風速場の中に、高さ 40m の広範な位置から多数の物体を落下させて、式(3a)-(3c)に基づき飛来物の運動を計算している[4][5]。これらの運動物体が落下するまでに達した各物体の最大水平速度の中の最大値を設計飛来物速度 V_h と定義している。

以上より、日米のガイドの評価法では、竜巻の風速場と飛来物の初期条件が異なっていることが分かる(表1)。その結果、両ガイドの掲載値を飛行定数の関数としてプロットすると図1のようになり、米国のガイドの竜巻条件(半径 45.7m, 最大風速 103m/s)が日本のガイドの竜巻条件(半径 30m, 最大風速 100m/s)よりも厳しいにもかかわらず、日本の設計飛来物速度が逆に大きい値となっている。この原因の一つとして数値シミュレーションの観点から指摘すべき点としては、日本の評価ガイド[2]の風速場は時間・空間平均風速が 100m/s になるようにスケーリングされている点である[5]。つまり、竜巻の最大風速は藤田スケー

ルに応じた特定の平均時間のガスト風速で定義すべきであり、長時間平均・空間平均のアンサンブル風速とは異なる点である。具体的には、評価ガイド[2]の LES 風速場を藤田スケール F4（最大風速 100m/s）の平均時間（4 秒）に Durst 曲線（図 2）で換算すると、評価ガイド[2]の LES 風速場は $1.5 \times 84 + 16 = 142 \text{ m/s}$ 程度の最大風速の竜巻に相当することになる。このような過度に保守的な竜巻条件を用いていることが、評価ガイド[2]の設計飛来物速度が米国の値[1]よりも大きくなっている原因の一つである。

電中研では、実際の竜巻風速場に近いフジタモデル[6]を利用し、地上面を含めた任意の高度に物体を初期配置して、流体抗力・重力および地面効果による揚力を考慮して物体の運動を計算する手法（ソフトウェア名：TONBOS）を開発した[7]。この手法は、実際の物体設置高度を反映することができ、自動車などの評価値が米国 NRC ガイドの掲載値とも整合しており、より合理的な評価手法であると考えられる。

表 1 各機関で開発・利用されている竜巻飛来物評価法

機関名	仮定する風速場	物体初期高度 z	物体初期位置 (x, y)	飛来物の運動モデル
米国 NRC [1]	ランキン渦モデル 式(1), (2)	地面から 40m ($z=40\text{m}$)	$(R_m, 0)$ の位置 最大水平速度が発生する位置 (x_{max}, y_{max})	式(3a)-(3c) ・ 3 自由度並進運動方程式を基礎式とする ・ 平均抗力と重力を外力とする ・ 地面効果による揚力を考慮（電中研モデル[7]のみ）
国内 PWR 電力会社				
原子力規制委員会 [2], [4], [5]	非定常乱流渦 (LES)	実際の物体の設置高度		
電中研 [7]	フジタモデル [6]			

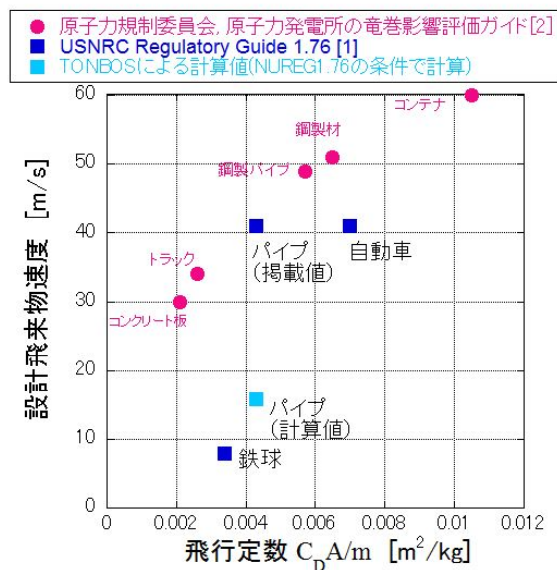


図1 日米ガイドの設計飛来物速度の掲載値

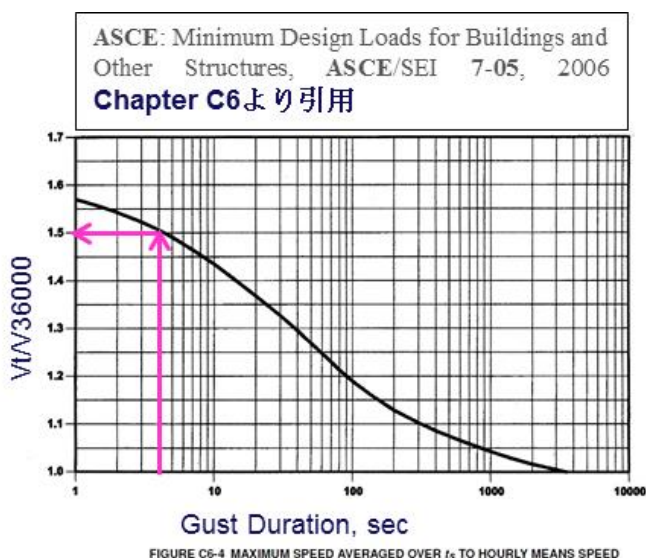


図2 1時間平均風速に対する風速増倍率(Durst 曲線)

参考文献

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission: Regulatory Guide 1.76, Design-Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants, Revision 1, March 2007.
- [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, 原規技発第 13061911 号, 2013 (改正: 原規技発第 1409172 号, 2014).
- [3] Simiu, E. and Cordes, M., Tornado-Borne Missile, NBSIR 76-1050, 1976.
- [4] 東京工芸大学, 平成 21~22 年度原子力安全基盤調査研究(平成 22 年度) 竜巻による原子力施設への

影響に関する調査研究，独立行政法人原子力安全基盤機構委託研究 成果報告書, 2011.

- [5] Maruyama, T., Simulation of flying debris using a numerically generated tornado-like vortex. Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics, vol.99(4), pp.249-256, 2011.
- [6] Fujita, T. T., Workbook of tornadoes and high winds for engineering applications, U. Chicago, 1978.
- [7] 江口譲，杉本聡一郎，服部康男，平口博丸，「竜巻による物体の浮上・飛来解析コード TONBOS の開発」，電力中央研究所研究報告 N14002, 2014.

*Yuzuru Eguchi¹

¹CRIEPI

計算科学技術部会セッション「外部ハザード評価のための数値解析」

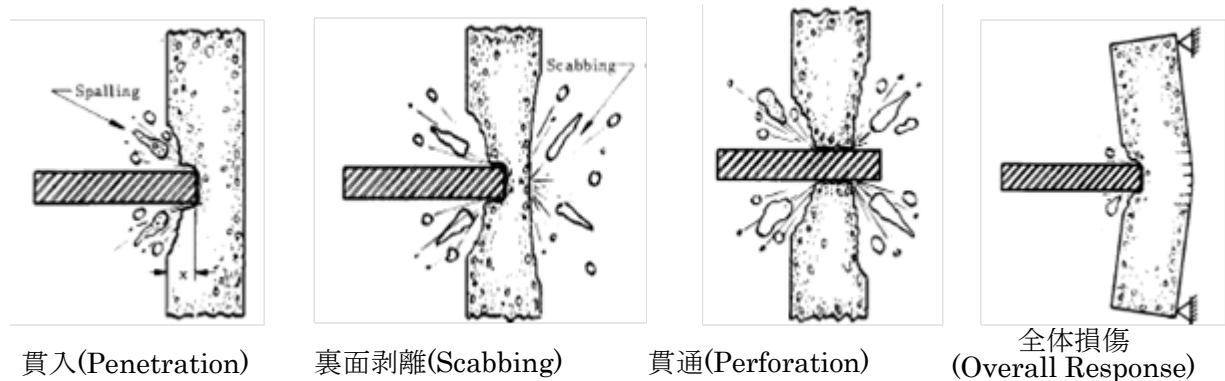
(4) 航空機衝突に対する原子力発電施設の耐衝撃設計

(4) Aircraft impact assessment for nuclear power plant design

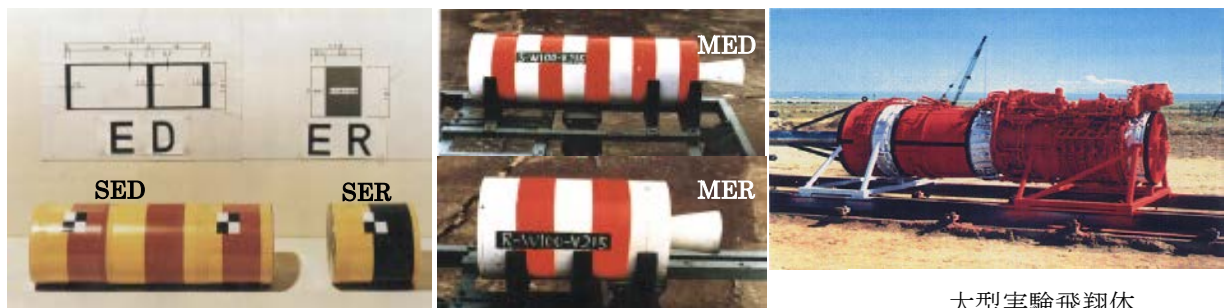
*坪田 張二¹¹原子力機構

1. 既往研究の概要

本稿では、航空機衝突に対する原子力発電所の耐衝撃設計にかかわる分野の既往研究および最近の研究動向について概説する。航空機衝突に対する原子力発電施設の耐衝撃設計では、図1に示すように航空機の構造の中で特に剛性が高いエンジン部分の衝突による局部損傷（貫入、裏面剥離、貫通）および柔構造物である航空機全体が衝突した場合の全体損傷（パンチング破壊、全体曲げ破壊等）の重要性が認識されている。

図1 飛翔体の衝突によるコンクリート構造物の損傷・応答¹⁾

このうち局部損傷評価に関しては、古くは1940年ごろから軍事研究をもとにACE式、NDRC式、修正Petry式、BRL式、Anmann & Whitney式、修正NDRC式、BRL式等の実験式が提案された。その後、1970年代後半から原子力発電施設を対象として、竜巻による飛翔体、あるいは事故により生じるタービンブレード等の飛翔体を対象とした実験結果をもとに、Bechtel式、Kar式、Degen式、Chang式、Haldar & Miller式等が提案された。ただし、これらの評価式はおもに衝突時に変形しない剛飛翔体を対象として導かれた評価式である。なお、これらの評価式の概要については、R. P. Kennedy¹⁾、Q. M. Li et al.²⁾等によりまとめて報告されている。

写真1 小型実験・中型実験・大型実験で用いた飛来物³⁾

一方、本報で対象とする飛翔体である航空機のエンジンは、衝突時に飛翔体自身が変形する柔飛翔体に分

類され、前述で紹介した剛飛翔体を対象とした実験式の適用は不可能である。このような背景のもとに、Sugano, Tsubota 等³⁾⁴⁾は航空機エンジンの衝突により生じる鉄筋コンクリート板の局部損傷を定量的に評価し得る評価式（実験式）を確立する目的で、飛翔体の種類（剛飛翔体、柔飛翔体）、衝突速度、ターゲットである鉄筋コンクリート板の板厚等をパラメータとした、小型実験（縮尺1/7.5）・中型実験（縮尺1/2.25）およびF4-Phantom 戦闘機搭載の実物エンジンを用いた大型実験の一連の衝撃実験を実施した。これらの実験で用いた飛翔体を写真1に示す。これらの実験結果をもとに航空機エンジンの衝突による柔飛翔体自身の変形・損傷によるエネルギー消費を考慮した局部損傷低減係数（ α_p, α_s ）を導入した次式の局部損傷評価式を提案した。

$$\text{貫通限界厚さ} = \alpha_p \times (\text{Degen式で算定される限界厚さ}) \quad \alpha_p = 0.65 \quad (1)$$

$$\text{裏面剥離限界厚さ} = \alpha_s \times (\text{Chang式で算定される限界厚さ}) \quad \alpha_s = 0.60 \quad (2)$$

一方、原子力発電所施設を対象とした航空機機体全体の衝突に関する研究は1960年ごろよりヨーロッパを中心に進められた。その中でも1968年にRieraにより提案¹⁴⁾された航空機衝突により生じる衝撃荷重時刻歴関数算定法は「Riera Model」として欧米の既往の原子力発電所の耐衝撃設計に用いられてきた。この Riera Modelは、剛な壁に航空機が直角に初速度 V_0 で衝突し、機体前方より順次圧壊・座屈した場合に生じる衝撃荷重の時刻歴関数を算定する手法であり、次式で表示される。

$$F(t) = P_c[x(t)] + \mu[x(t)] \cdot V(t)^2 \quad (3)$$

$F(t)$: 衝撃荷重の時刻歴関数

$P_c(x)$: 機体先頭から x の距離における機体の座屈・圧壊強度

$\mu(x)$: 機体先頭から x の距離における機体質量分布

$V(t)$: 機体の残存部分の速度

これに対し、Sugano, Tsubota 等⁵⁾は1988年に剛な壁に航空機が衝突した時の衝撃荷重を実験的に評価する目的で、総重量19.0tonの実物のF4-Phantom戦闘機を衝突速度215m/s で衝突させる衝撃実験を、米国のSandia National Laboratoriesで実施した。写真2に実物F4-Phantom戦闘機の衝撃実験の実験状況を示す。またこの実験計測データから評価された衝撃荷重時刻歴関数を図2に示す。最終的には、この実験の結果から、既往のRiera Model に新たに衝撃有効質量係数を導入した次式に示す修正 Riera Model を提案した。

$$F(t) = P_c[x(t)] + \alpha \cdot \mu[x(t)] \cdot V(t)^2 \quad (4)$$

α : 衝撃有効質量係数 ただし $\alpha = 0.9$



写真2 F4-Phantom 戦闘機を用いた衝撃実験状況⁵⁾

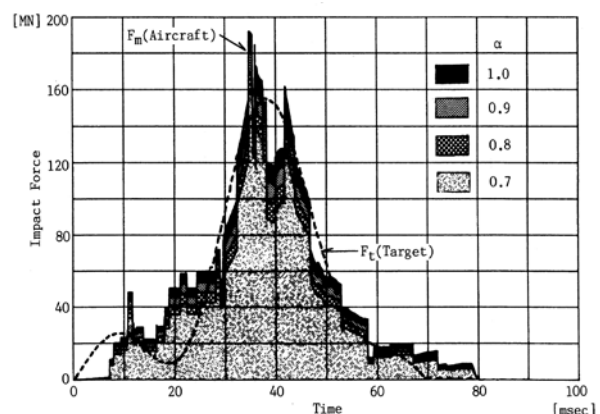


図2 実験計測結果から評価された衝撃荷重⁵⁾

2. 航空機衝突に関する最近の研究動向

原子力発電施設の航空機衝突に関する最近の研究としては解析研究が多数を占めている。中でも、LS-DYNA, AUTODYN, ABAQUS, ADINA等の汎用衝撃解析ソフトを用いた大規模なシミュレーション解析の研究が中心となっている。これらのシミュレーション解析を分類すると、①航空機が剛壁に衝突したときに生じる衝撃荷重を評価する解析、②衝撃荷重時刻歴をターゲットである原子力発電所あるいはその構成部材である壁板に作用させてターゲットの応答・損傷を時刻歴応答より評価する解析(Force-History Method)、③飛翔体である航空機およびターゲットである構造物共にモデル化し、航空機に衝突速度・角度等を与えて両者の相互作用を考慮した衝撃解析手法(Missile-Target Interaction Analysis Method)の3種類に分類される。ここではこれら3種類の解析例のいくつかを紹介する。

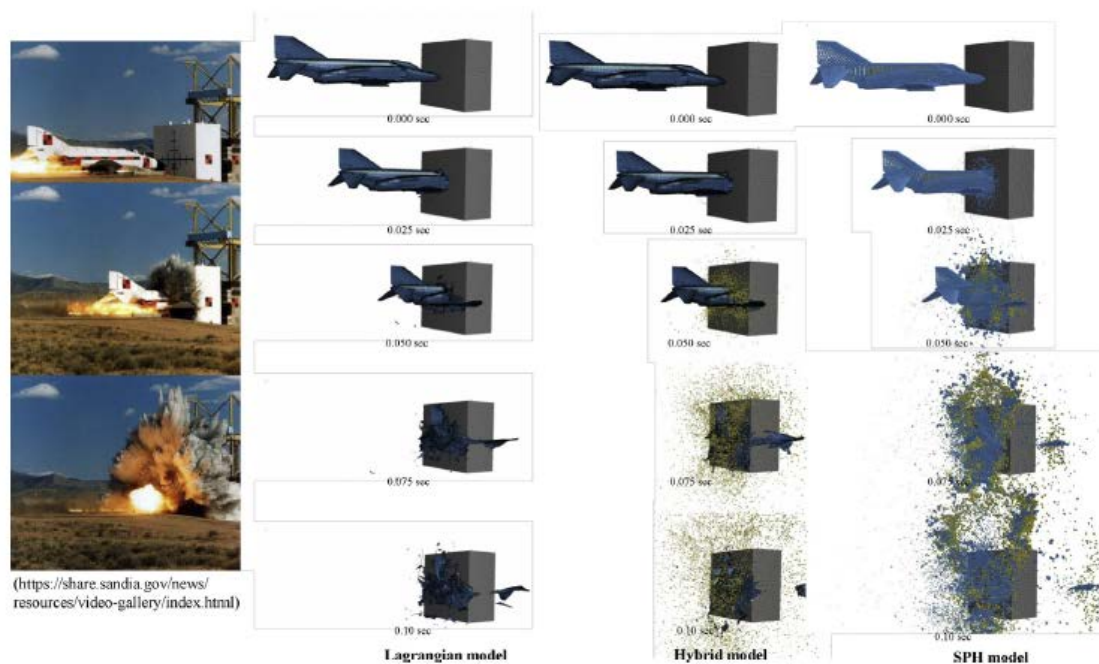


図3 F4-Phantom衝撃実験の3種類のモデル化によるシミュレーション解析結果⁷⁾

① 衝撃荷重の評価解析に関する解析研究例

まず航空機が剛壁に衝突した場合に生じる衝撃荷重評価の解析研究の多くは前述したF4-Phantom戦闘機を用いた実大衝撃実験を対象としてそのシミュレーション解析を実施している。Itoh et al.⁶⁾はAUTODYNを用いて前述のF4-Phantom戦闘機を用いた実大衝撃実験のシミュレーション解析を行った。解析では機体の材料をアルミニウムと設定し、Johnson-Cook Modelを採用し、ターゲットのコンクリートにはRHT Modelを適用して、実験で得られた航空機の破壊状況及び衝撃荷重時刻歴を精度よく評価できることを示している。またLee et al.⁷⁾も同じようにF4-Phantom戦闘機の衝撃実験をLS-DYNAを用いてシミュレーション解析を実施した。ここでは機体も燃料も通常のShell要素でモデル化した Lagrangian Model、機体はLagrangian Modelで燃料はSPH Modelを用いたHybrid Model、機体も燃料もすべてSPH Modelにした3ケースについて解析し、さらに機体の材料のErosionを規定する破壊ひずみの限界値(Erosion Factor)を数種類に変動させたパラメトリック解析を実施した。図3にこの3ケースの解析モデルによる破壊進展状況のシミュレーション解析結果の比較を示す。さらに前章で示したF4-Phantomの実大衝撃実験結果から導入された衝撃有効質量係数である $\alpha=0.9$ の妥当性もシミュレーション解析からも評価している。

② Force-History Methodを用いた航空機衝突解析研究例

Abbas et al.⁸⁾はRiera Modelを用いて算定されたF4-Phantom、Boeing 707-32およびFB-111戦闘機の剛壁衝突時の衝撃荷重時刻歴を、半球状ドームとその下部の円筒形で構成される原子力発電所の格納容器外壁に作用させた場合の時刻歴動的応答解析を実施し、ドーム部分と円筒形部分の境界位置に航空機が水平に衝突した場合が最も厳しい衝突条件であることを示した。また最近の研究では、Frano and Forasassi⁹⁾は、IRIS型の格納容器構造に、F4 Phantom、Boeing 707、Boeing 747の衝撃荷重を与えて、衝撃解析を実施した。その結果、F4-PhantomよりもBoeing 747のほうがターゲットの与える損傷が大きくなるが、いずれの場合も格納容器の構造安全性は損なわないことが確認されている。

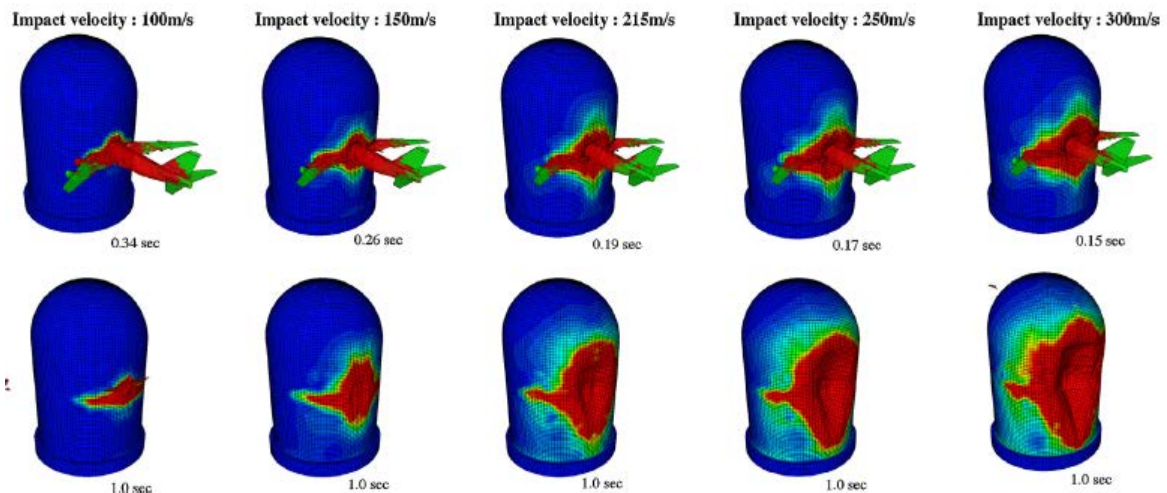


図4 Boeing 747の衝突速度によるPSコンクリート造格納容器の損傷状況の比較¹¹⁾

③ Interaction Methodを用いた航空機衝突解析研究

Jin et al.¹⁰⁾はエンジンの詳細モデルも含めたB767の精緻な有限要素モデルをABAQUSを用いて作成し、格納容器建屋へ衝突したときのミサイル・ターゲットの相互作用を考慮したInteraction Methodによるシミュレーション解析を実施し、局部損傷および全体損傷を評価した。また Lee et al.¹¹⁾はBoeing 747がPSコンクリート造の格納容器に衝突した場合のシミュレーション解析を実施した。解析では、図4に示すように、航空機の衝突速度・角度・位置をパラメータとしたInteraction Methodを用い、それぞれのパラメータが格納容器の損傷に及ぼす影響を検討している。またInteraction Methodから評価される衝撃荷重は、Riera Methodで評価される衝撃荷重よりも小さくなることを示し、Riera Methodが衝撃荷重を安全側に評価する手法であるとしている。なおここで紹介した研究以外に、Interaction Methodによる解析研究は多くの研究者¹²⁾¹³⁾によりなされている。

3. まとめ

以上、高い安全性が要求される原子力発電所施設の航空機衝突に関して、既往研究の概要および最近の研究事例を紹介した。特に、近年の構造解析ソフト技術の進展により、今まで困難であった航空機衝突の衝撃現象の詳細なシミュレーション解析が可能となり、その結果航空機衝突に対する原子力発電所施設の構造安全性が精度よく評価可能となった。

参考文献

- 1 R. P. Kennedy (1976): A Review of Procedures for the Analysis and Design of Concrete Structures to Resist Missile Impact Effects, Nuclear Engineering and Design, No. 37, 183-203
- 2 Q. M. Li, S. R. Reid, H. M. Wen, A. R. Telford (2005): Local Impact Effects of Hard Missiles on Concrete Targets, International Journal of Impact Engineering, No. 32, 224-284
- 3 T. Sugano, H. Tsubota et al. (1993): Local Damage to Reinforced Concrete Structures Caused by Impact of Aircraft Engine Missiles Part 1. Test Program, Method and Results, Nuclear Engineering and Design, No. 140, 387-405
- 4 T. Sugano, H. Tsubota et al. (1993): Local Damage to Reinforced Concrete Structures Caused by Impact of Aircraft Engine Missiles Part 2. Evaluation of Test Results, Nuclear Engineering and Design, No. 140, 487-423
- 5 Sugano T., Tsubota H. et al. (1993): Full-Scale Aircraft Impact Test for Evaluation of Impact Force, Nuclear Engineering and Design, Vol. 140, 373-385
- 6 Itoh M., Katayama M., Rainsberger R. (2005): Computer Simulation of an F-4 Phantom Crashing into a Reinforced Wall, 2nd International Conference on Computational Ballistics, 207-217
- 7 Lee K., Jung J. W., Hong J. W. (2014): Advanced Aircraft Analysis of an F-4 Phantom on a Reinforced Concrete Building, Nuclear Engineering and Design, Vol. 273, 505-528
- 8 Abbas H. et al. (1996): Aircraft Crash upon Outer Containment of Nuclear Power Plant, Nuclear Engineering and Design, Vol. 160, 13-50
- 9 Frano R. L., Forasassi G. (2011): Preliminary Evaluation of Aircraft Impact on a Near Term Nuclear Power Plant, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, 5245-5250
- 10 Jin. B. M. et al. (2011): Development of Finite Element Method of Large Civil Aircraft Engine and Application to the Localized Damage Evaluation of Concrete Wall Crashed by Large Civil Aircraft, Trans. 21th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Div. V, 1-8
- 11 Lee K., Han S.E., Hong J.W. (2013): Analysis of Impact of Large Commercial Aircraft on a Prestressed Containment Building, Nuclear Engineering and Design, Vol. 265, 431-449
- 12 Katayama M., Itoh M., Rainsberger R. (2004): Numerical Simulation of Jumbo Jet Impacting on a Thick Concrete Walls – Effects of Reinforcement and Wall Thickness, In the Second Asian Conference of High Pressure Research, Nara, Japan
- 13 Lee H.K., Kim S.E. (2013): Erosion Sensitivity Assessment of SC Walls under Aircraft Impact, Trans. 22th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Di. V
- 14 J. D. Riera (1968): On the Stress Analysis of Structures Subjected to Aircraft Impact Force, Nuclear Engineering and Design, Vol. 8, 415-426

*Haruji Tsubota¹

¹JAEA

Planning Lecture | Technical division and Network | Nuclear Non-Proliferation, Safeguard, Nuclear Security Network

[PL2M] Needs and Challenges of Technology Development for Future Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security

Chair: Hironobu Unesaki (Kyoto Univ.)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room M (Kumume City Plaza - Assembly Room 3)

[PL2M01] Needs and Challenges of Technology Development for Safeguards

*Masato Hori¹ (1.JAEA)

[PL2M02] Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

*Kazuyuki Demachi¹ (1.Univ. of Tokyo)

核不拡散等連絡会セッション

「核不拡散・核セキュリティ研究開発における今後の課題・ニーズについて」

(1) 保障措置に係る研究開発の課題・ニーズ

(1) Challenges of IAEA Safeguards and Needs for Research and Development

*堀 雅人

日本原子力研究開発機構

核不拡散、保障措置、核セキュリティ連絡会の招待講演として、核不拡散における保障措置技術の重要性を踏まえ、保障措置の課題と研究開発のニーズについて報告する。

キーワード：核不拡散， 保障措置， JCPOA， SLA

国際原子力機関（IAEA）による保障措置は、核不拡散強化のための制度の一つとして、また、核不拡散の信頼醸成措置として、国際的な核不拡散の強化と原子力平和利用の推進に寄与してきた。

保障措置の目的は、当該国が IAEA との間で結ぶ保障措置協定に基づいて、①申告している核物質の転用がないこと、②申告している原子力施設において不正利用が行われていないこと、③未申告活動・核物質がないことを、IAEA が技術的に検認し、当該国が協定上の義務を履行している確証を与えることである。本制度において、「転用」、「不正使用」、「未申告活動・核物質」を検知するための保障措置技術が重要で、その技術の向上によって、制度は、より効果的、効率的なものになる。

本講演では、核不拡散における保障措置技術の重要性を踏まえ、IAEA 保障措置の課題と研究開発のニーズについて報告する。

主な内容としては、

1. IAEA 保障措置局の組織と予算
2. 保障措置を取り巻く昨今の動向－イラン JCPOA（Joint Program of Action）
3. 保障措置の最適化のための取組－国レベルの保障措置アプローチ（SLA）
4. 保障措置に関連するプロジェクト（MOSAIC（Modernization of Safeguards Information Technology）、ECAS（Enhancing the Capability of the Safeguards Analytical Laboratories））
5. 保障措置の研究・開発の課題・ニーズ（保障措置長期 R&D 計画 2012-2023、2016-2017 保障措置開発・実施支援計画）

について紹介する。

本講演を通じて、IAEA 保障措置制度、保障措置技術、保障措置の研究開発ニーズに対する学会員の皆様の理解が深まり、保障措置技術の高度化に関する取り組みが強化されることを期待している。

*Masato Hori

Japan 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
「核不拡散・核セキュリティ研究開発における今後の課題・ニーズについて」

**(2) 核セキュリティに係る研究開発の課題・ニーズ
(原子力安全と核セキュリティのインターフェイス)**

(2) Needs and Challenges of Technology Development for Nuclear Security

*出町和之¹，宮野廣²，西田誠志³，荒井滋喜⁴，

鈴木美寿⁵，木村祥紀⁵，中村陽⁵，成宮祥介⁶，鈴木正昭⁷

¹東京大学，²法政大学，³聖マリアンナ医科大学，⁴元日本原子力学会，

⁵日本原子力研究開発機構，⁶関西電力，⁷東京理科大学

1. はじめに

原子力安全の定義とは、「適切な運転条件を確保し、事故の防止または事故の影響の緩和を達成することによって、不要な放射線の危険性から作業員、公衆、及び環境を防護すること」である。従って原子力発電所での原子力安全の果たす役割は事故を起こさないことであり、環境に放射性物質を放出することを極力避けることである。またセキュリティの定義とは、「核物質、その他の放射性物質またはそれに関連する施設に関わる物質の盗取、施設の破壊行為、不正なアクセス、不法な移転又はその他の悪意のある行為を防止し、検知し、それに対抗すること」である。核セキュリティの対象は原子力発電所に限らず、核燃料製造工場、核燃料サイクル施設、放射線取扱施設、核物質・放射性物質の輸送、核兵器関連施設など多岐に渡るが、原子力安全との連携において考えると、原子力発電所への妨害破壊行為が最も重要な脅威と考えられる。福島第一発電所事故の教訓により我々は、原子炉は安全上の重要機器が重畳して機能を失うことで原子力発電所が重大事故を起こすこともあり得ることを知った。すなわち人為的に安全上の重要機器を破壊し得る妨害破壊行為は、原子力プラントの核セキュリティでまず着目すべき脅威であり、その対策のためには、核セキュリティのみではなく原子力安全の視点も必要不可欠である。

2. 安全から見た包括的なセキュリティ対策の検討（SS分科会）

原子力安全の分野では、福島第一原子力発電所事故以降の新規制基準の導入において深層防護の概念を取り入れるなど過酷事故時アクシデントマネジメントへの対策が進化している。核セキュリティの分野でも原子力発電所を対象とする場合には、原子力安全分野で先行しているこれら知見を取り入れるなど、さらに進化する必要があるのではないかと考える。

SS分科会では平成27年度以降、安全とセキュリティとのインターフェイスを考える活動を行っている。平成27年度は内部脅威者に対する対策の案と提言とを取りまとめ、とくにIAEAによる技術文書¹⁾による枢要区域特定(Vital Area Identification: VAI)に基づきBWRに対して重大事故に至るおそれのある8シーケンスのうち高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失の2シーケンスについて枢要区域特定の試評価とターゲットセット(TS)およびプリベンションセット(PS)を求めた。

平成28年度以降は対象をPWRに移し、同様に重大事故に至るおそれのあるシーケンスについて枢要区域特定の試評価とTS、PSの導出をするとともに、起こってしまった場合の対応をどうするかというような深層防護の観点を取り入れた対策についての検討を行う。

[1] “Identification of Vital Areas at Nuclear Facilities – Technical Guidance –”, IAEA Nuclear Security Series (NSS) No.16, 2012.

*Kazuyuki Demachi¹, Hiroshi Miyano², Seishi Nishida³, Shigeki Arai⁴, Mitsutoshi Suzuki⁵, Yoshiki Kimura⁵, Yo Nakamura⁵, Yoshiyuki Narumiya⁶ and Masaaki Suzuki⁷

¹Univ. of Tokyo, ²Hosei Univ., ³St. Marianna University School of Medicine, ⁴Former AESJ, ⁵JAEA, ⁶KEPCO, ⁷Tokyo Univ. of Science.

[PL2O] Recent studies on target terminal of accelerator-driven small neutron source

Chair: Yosuke Iwamoto (JAEA)

Thu. Sep 8, 2016 1:00 PM - 2:30 PM Room O (Kumumeria Mutsumon - Seminar Room)

[PL2O01] Development of target of Riken Accelerator-driven Neutron Source

*Yutaka Yamagata¹ (1.RIKEN)

[PL2O02] Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*Kouichi Kino¹ (1.AIST)

[PL2O03] Development of neutron generation target of Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

*Akira Uritani¹ (1.Nagoya Univ.)

[PL2O04] Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*Hirohiko Shimizu¹ (1.Nagoya Univ.)

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

理研 RANS の中性子発生ターゲットの研究開発

Research and development of neutron generating target for RIKEN compact Accelerator-driven Neutron Source (RANS)

*山形 豊¹

¹理化学研究所

The neutron generating target made of beryllium using compact proton accelerator have suffered the problem of blistering caused by injected proton. A new configuration of target using vanadium backing was studied and long-life target with low activation was successfully developed.

キーワード： Compact neutron source, blistering, neutron generating target

1. 緒言

小型中性子源は、中性子ビームの応用範囲を拡大し、産業応用にも役立つものと期待されている。小型中性子源に適した中性子発生方法としては、 $\text{Be}(p,n)$ 核反応があるが、小型陽子加速器を利用した中性子源は、Be ターゲットのブリスタリングによる破壊という課題があり、あまり広く普及していなかった。著者らは、実用的な小型中性子源の開発を目指し、水素拡散性の高い金属バックングを用いた長寿命かつ放射化が少ないターゲットの開発を行った。

2. 理論的解析

陽子の注入状況のシミュレーションと注入され

Fig.1 Blistering of Be target and proposed new structure

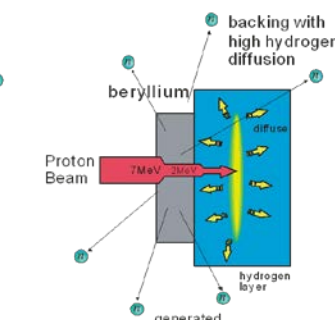
た水素を拡散により除去可能な大きな水素拡散係数を有する金属材料を探索し、有限要素法解析と組み合わせることで、その性能を検証した。(Table 1)

Backing material	V	Nb	Ta	Pd	Al	Cu
Maximum Concentration of hydrogen[mol/m ³]	1.7	8.9	29	310	1.4×10^5	5.7×10^5

Table 1 Simulated hydrogen concentration

3. 実験

これらの結果をもとに、バナジウム (V) バックング上に Be をロウ付けしたターゲットを製作し、理研小型中性子源 RANS にておよそ 3 年間運用し、損傷なく利用可能であることを確認した。さらに、ターゲットの放射化についても検討を行い、Be,V の放射化はほとんどないことを確認した。(Fig.2)



参考文献

[1] Y.Yamagata, et al., J.Radioanal. Nucl. Chem., Vol.305,Issue 3, pp7870794 (2015)

*Yutaka Yamagata¹ ¹RIKEN

Fig.2 Target after one-year operation

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

(2) 北大 HUNS での中性子発生手法と中性子の特性

(2) Generation and property of neutrons at Hokkaido University HUNS

*木野 幸一¹¹産業技術総合研究所

1. はじめに

北海道大学中性子源（Hokkaido University Neutron Source, HUNS）は、現在に至る 40 年以上にわたり、小型加速器パルス中性子源として、中性子科学に貢献してきた。KENS や JSNS といった大型核破砕中性子源の研究開発を実験的に行い、近年ではブラッグエッジイメージング法や iANS(intermediate angle neutron scattering)法を用いて鉄鋼材料などの研究が勢力的に行われている。

2. HUNS の概要

2-1. 中性子発生手法

HUNS は、電子線形加速器からのエネルギー約 34MeV のパルス電子ビームをタングステンと鉛でできたターゲットに照射して発生する蒸発中性子を中性子の源としている。電子ビームは、繰り返し 50pps、パルス幅 $3\mu\text{s}$ 、電流約 $33\mu\text{A}$ 、パワー約 1kW である。毎秒約 1.6×10^{12} 個の中性子が発生する。中性子源を図 1 に示す。蒸発中性子はターゲットの上にある 5cm の厚さの 20K モデレータで冷中性子にまで減速され、パルス中性子ビームとして取り出される。現在モデレータとしてメシチレンが使われているが、近々固体メタンに戻される予定である。モデレータの周りはグラファイト反射体で囲われ、中性子をモデレータに集めている。この周囲は、ガンマ線を遮蔽する為の鉛、中性子を遮蔽するためのホウ酸レジンで囲われている。

2-2. 中性子の特性

HUNS からは電子ビームに同期した 50pps のパルス中性子ビームが実験室に導かれる。ビームサイズは $100 \times 100\text{mm}^2$ 程度である。HUNS は中性子強度を重視した、結合型減速材を採用している。冷中性子での時間幅は $160\mu\text{s}$ である。典型的な実験位置である、6m 中性子を飛行させたときの中性子波長分解能は約 3%になる。分解能は J-PARC の非結合型中性子源ビームラインのそれには遥かに劣るものの、iANS によるナノ粒子の測定には十分であり、また、ブラッグエッジ測定でも多結晶材の結晶のサイズ、方位、配向度合いといった情報をイメージとして引き出すのに有用である。

3. まとめ

本発表では、電子ビームを用いている加速器駆動小型中性子源である HUNS について、上記の手法や特性を詳細に紹介する。

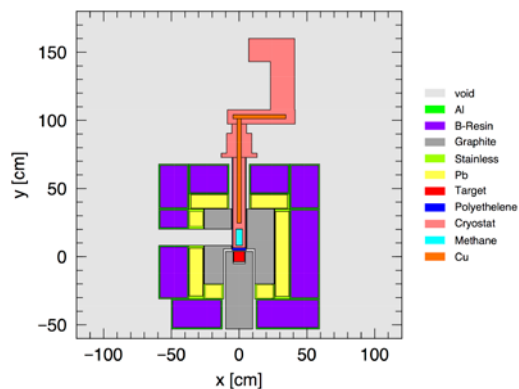


図 1 HUNS の断面図。固体メタンモデレータ（現在はメシチレン）からのパルス中性子ビームは、10cm 角の孔を通して左方に引き出される。

*Koichi Kino¹¹National Institute of Advanced Industrial Science and Technology.

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

(3) 名古屋大学 NUANS の中性子発生ターゲットの研究開発

(3) Development of Neutron Generation Target of

Nagoya University Accelerator-driven Neutron Source (NUANS)

* 瓜谷章¹, 古澤大貴¹, 山崎淳¹, 渡辺賢一¹, 広田克也¹, 北口雅暁¹, 清水裕彦¹, 鬼柳善明¹,
土田一輝¹, 辻義之¹, 恒吉達矢¹, 浜地志憲², 田村仁², 時谷政行², 相良明男²

¹名古屋大学, ²核融合科学研究所

1. 緒言

ホウ素中性子捕捉療法（以下 BNCT）は、脳腫瘍や頭頸部がん等の治療法として京大原子炉実験所等で治療症例が重ねられ、その有効性が認められ、近年は世界各地で治療施設の建設が要望されるに至っている。しかしながら原子炉は建設、維持管理とも労力とコストがかかり、病院に併設するのは現実的に難しい。そこで、加速器により加速した陽子を用いて ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ などの核反応により中性子を発生させる加速器 BNCT システムが提案され、世界各国で開発研究が進められている。名古屋大学では、静電加速器を用いた BNCT 用中性子源の開発を 2013 年に開始した。名古屋大学のシステムでは、低い加速エネルギーで中性子を発生させられる ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ 反応と、静電加速器であるダイナミトロンを採用している。 ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ 反応は、発生中性子エネルギーが比較的低いため、中性子を熱外領域まで減速するための減速体がコンパクトにできること、発生ガンマ線が比較的小さい等の利点がある。

2. システム概要

2-1. 加速器

Li ターゲットに入射する陽子ビームは IBA 社製のダイナミトロン加速器を用いて生成する。図 1 に名古屋大学に設置したダイナミトロンの写真を示す。最大加速エネルギーは 2.8 MeV と低めではあるが、中性子出射孔における 0.5 eV~10 keV の範囲の熱外中性子フラックスの目標値 $1 \times 10^9 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ を達成するために、15 mA という大電流陽子ビームを得られることが特長である。IBA 社の現地工場にて陽子エネルギー 2.8 MeV、電流 15 mA が 5 時間安定に得られることを確認したのち、名古屋大学内に設置し、現在調整を行っているところである。これまでに、2.8 MeV、11 mA の出力が得られることが確認でき、ビームラインの設置等を含めて、最終調整を進めているところである。

2-2. Li ターゲット

名古屋大学では、中性子の発生に ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ 反応を用いている。Li ターゲットを用いた中性子源は Be ターゲットに比べて必要とする陽子ビームのエネルギーが低くてすむので、中性子減速体を小型化できること、また装置が放射化しにくいという特長を有するが、低融点金属である Li や放射性 ${}^7\text{Be}$ の保持方法とターゲット交



図 1 名古屋大学に設置された
ダイナミトロン加速器

換法が課題となっていた。この対策として、Li ターゲット表面を Ti 箔で覆い Li や ^7Be をターゲット内に封じ込める「Li 封入ターゲット」を考案、その開発を進めている。Li 封入ターゲットでは、凹構造を施した Ta 基板表面に Ti の箔を接合し、Ta 基板と Ti 箔間に形成される空間に Li 金属を封入する。この構造により、陽子線照射で Li 金属が液化しても、Li と $^7\text{Li}(p, n)^7\text{Be}$ 反応で生成された放射性 ^7Be とをターゲット内に安全に封入することができる。Ta 基板を用いる理由は、Ta が陽子照射によるブリスタリング生成に対する耐性が高いためである。Li 封入ターゲットの開発では、Ti 箔をターゲット基板に接合する技術開発を完了し、現在、Ti 箔とターゲット基板間に Li 金属を充填する技術開発を進めているところである。

3. ターゲットの除熱特性

熱中性子フラックスの目標値 $1 \times 10^9 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ を達成するためには、2.8 MeV、15 mA (42 kW) のビームエネルギーが必要となるので、この大強度ビームにより発生する熱の除熱方法の確立が Li ターゲットシステムを成立させるためのカギとなる。ターゲットの面積は $8 \times 8 \text{ cm}^2$ を考えており、この場合熱流束は 6.6 MW/m^2 になる。これは、大型核融合実験装置のダイバータへの熱負荷に匹敵する値である。ターゲット除熱技術に関しては、冷却水中の乱流を促進するリブ構造をもつ冷却チャンネルを考案し、核融合科学実験所の電子ビーム高熱負荷試験装置 ACT2 を用いて除熱性能を評価するための予備実験を行った。その結果を図 2 に示す。今回提案する除熱方式により、 6.6 MW/m^2 という高熱流束にも十分対応できるとの見通しを得たが、それを確認するための本実験を実施する予定である。

4. 結言

今後、「ダイナミトロン加速器」と、開発中の「Li 封入ターゲット」、ここでは触れなかったが「中性子減速体」を組み合わせ、加速器 BNCT 用中性子源としての工学的性能を 2018 年までに評価して、本システムを実際の治療に供することができるか否かを明確にする予定である。

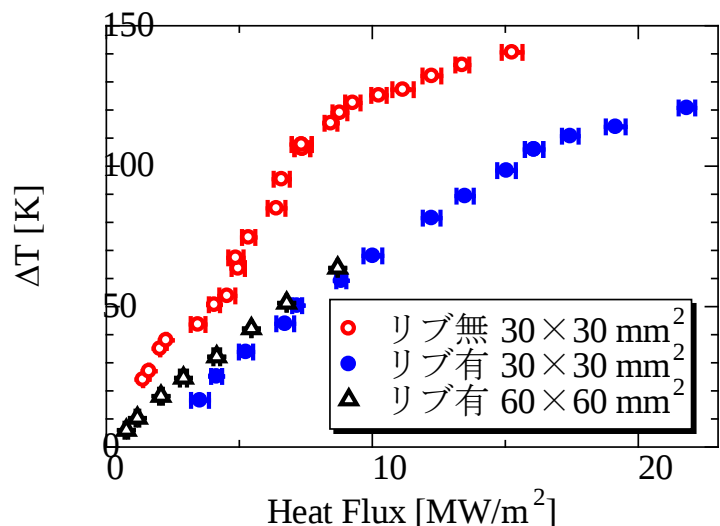


図2 熱流束に対するターゲットの温度上昇特性

*Akira URITANI¹, Daiki FURUZAWA¹, Atsushi Yamazaki¹, Kenichi WATANABE¹, Katsuya HIROTA¹, Masaaki KITAGUCHI¹, Hirohiko SHIMIZU¹, Yoshiaki KIYANAGI¹, Kazuki TSUCHIDA¹, Yoshiyuki TSUJI, Tatsuya TSUNEYOSHI¹, Yukinori Hamaji², Hitoshi TAMURA², Masayuki TOKITANI² and Akio SAGARA²

¹Nagoya Univ., ²National Institute for Fusion Science

放射線工学部会セッション「加速器駆動小型中性子源のターゲット関連研究開発」

(4) 小型加速器中性子源の今後の展望

(4) Future Prospects of Compact Accelerator-driven Neutron Sources

*清水 裕彦¹¹名古屋大学

中性子が利用される学術および応用分野は多岐にわたる。大強度陽子加速器施設(J-PARC)に配備されたスパレーション中性子源は瞬間強度で世界をリードする最先端施設であり、基礎物理、物質研究、構造生物学などの学術研究から産業応用にわたって研究の高度化が求められている。そのためには、新領域開拓のための試験研究や計測技術の開発及び高度化研究が必要であり、同時にそれらの高度な研究活動を支える人材育成が欠かせない。この点に着目する限り、J-PARC にほぼ全面的に依存する現在の中性子利用体制には大きな改善の余地があり、中小規模の中性子源の果たす役割は極めて大きい。

また J-PARC のような大型施設では、多数のユーザーを抱えた運営になることは避けられない。必要が生じた時に即時的に中性子を利用するという体制を組むことはなかなか難しい。また試験的な研究や開発研究では、長期にわたってビームラインを占有する必要がある場合もある。即時的利用及び占有的利用を提供する意味でも、中小規模の中性子源は有用である。

実用的な利用においては、計測結果や研究活動の有無に関する知的情報の保護が要求されることがあるが、これも中小規模中性子源であれば、実現が容易である。

中小規模中性子源は、数が増加するにつれて、人材育成が自然に行われると想定できるので、大型施設を支えるためのネットワークとしても機能すると考えられる。そして、中小規模中性子源の形態としては、当面は加速器中性子源が適していると考えている。

以上のように、小型加速器中性子源が有用となるシナリオを描くことに難はないのだが、慎重に考えるべきことは、小型加速器中性子源が具体的にはどの程度の能力を発揮することが可能かということである。定量的な性能の表現方法を確立するために、従来の中性子の利用方法を包括的に考察して系統的に記述することが求められる。このような試みは進行中であって完成しているわけではないので、その一端を議論しながら、その範囲で見通せる展望を議論する。以って、現在の考察対象の範囲外の可能性についての議論の喚起につながることを希望する。

Hirohiko Shimizu¹¹Nagoya Univ.