

Wed. Mar 15, 2023

Room A

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

[3A_PL] How the graded approach should be applied to decommissioning

Chair:Koji Okamoto(UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bldg.1F 1101)

[3A_PL01] Application of the graded approach in decommissioning

*Ken-ichi Tanaka¹ (1. IAE)

[3A_PL02] Application of the Graded Approach to Safety Assessment in Decommissioning Planning

*Seiichi Kudo¹ (1. MHI)

[3A_PL03] Discussion

Koji Okamoto¹, Ken-ichi Tanaka², Seiichi Kudo³
(1. Utokeyo, 2. IAE, 3 MHI)

Room C

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[3C_PL] Activities for restart of BWR nuclear power plants

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bldg.2F 1106)

[3C_PL01] Activities to improve capability at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant unit 7

*Masao Iyoku¹ (1. TEPCO HD)

[3C_PL02] The safety countermeasures for restart of Onagawa-2

*Kazumasa Inomata¹ (1. Tohoku-EPCO)

[3C_PL03] Blowout panel re-closing device at Shimane Nuclear Power Station Unit 2

*Taishi Nakashima¹ (1. Chugoku Electric Power)

Room D

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

[3D_PL] Trends in Radiation Standard

Chair:Takahiro Yamada(Kindai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bldg.2F 1222)

[3D_PL01] Neutron Standards: Present and Future

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[3D_PL02] International Trends in Radon

Standardization

*Shinji Tokonami¹ (1. Hirosaki Univ.)

[3D_PL03] Current Status of Secondary Standards at JAEA

*Yoshihiko Tanimura¹ (1. JAEA)

Room E

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

[3E_PL] 60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyushu Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bldg.2F 1225)

[3E_PL01] 60 Years of Investigation Committee for Nuclear Data

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[3E_PL02] Activities in Nuclear Data Division and Expectations for the Future

*Katsuhisa Nishio¹ (1. JAEA)

[3E_PL03] Activities with JENDL Committee

*Kenichi Yoshioka¹ (1. TOSHIBA ESS)

[3E_PL04] What we expect to Investigation Committee for Nuclear Data

*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

Room F

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

[3F_PL] High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

Chair:Kenichi Fukumoto(Univ. of Fukui)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bldg.3F 1232)

[3F_PL01] Research and development of M/HEA

*Naoyuki Hashimoto¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL02] Irradiation effects on Co-free MEA

*Hiroshi Oka¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL03] Irradiation damage in High Entropy Alloys : Multiplicity and heterogeneity in elements and lattice defects

*Takeshi Nagase¹ (1. Univ. of Hyogo)

[3F_PL04] Understanding the electrochemical properties of high-entropy alloys and application to corrosion-resistant alloy design

*Masashi Nishimoto¹ (1. Tohoku Univ.)

Okayama Univ., 4. JNFL)

Room G

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[3G_PL] 15th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chair of FPC)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bldg.1F 1311)

[3G_PL01] Innovation to realize a carbon-neutral society

*Ryuji Matsuhashi¹ (1. UTokyo)

Room I

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3I_PL] Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair:Hiroshi Miyano(Chair of Review Committee on Decommissioning of 1F)

1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bldg.1F 1313)

[3I_PL01] Concept of strength evaluation criteria for damaged structures

*Shunichi Suzuki¹ (1. UTokyo)

[3I_PL02] Seismic integrity assessment and challenges in 1F decommissioning

*Tsuyoshi Takada¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Consideration of risks in a current state and aging effects

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

Room J

Planning Lecture | Technical division and Network | Human-Machine Systems Research Division

[3J_PL] Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

Chair:Makoto Takahashi(Tohoku Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[3J_PL01] Current status of operator training of BWR

*Koji Iwatare¹ (1. BTC)

[3J_PL02] Efforts for risk management for proactive prevention of error

*Kazunori Ogasawara¹ (1. Tohoku EPCO)

[3J_PL03] Discussion

Koji Iwatare¹, Kazunori Ogasawara², Akio Gofuku³,
Yasuhiro Kettoku⁴ (1. BTC, 2. Tohoku EPCO, 3.

Room K

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3K_PL] Our Awareness and Ethical Behavior

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bldg.2F 1322)

[3K_PL01] Corporate Culture

*Daisuke Fukamizu¹ (1. Nagashima Ohno
&Tsunematsu)

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

[3A_PL] How the graded approach should be applied to decommissioning

Chair: Koji Okamoto (UTokyo)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A (11 Bldg. 1F 1101)

[3A_PL01] Application of the graded approach in decommissioning

*Ken-ichi Tanaka¹ (1. IAE)

[3A_PL02] Application of the Graded Approach to Safety Assessment in Decommissioning Planning

*Seiichi Kudo¹ (1. MHI)

[3A_PL03] Discussion

Koji Okamoto¹, Ken-ichi Tanaka², Seiichi Kudo³ (1. Utokyo, 2. IAE, 3 MHI)

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

(1) 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

(1) Application of the graded approach in decommissioning

*田中 健一¹¹ (一財) エネルギー総合工学研究所

1. はじめに

廃止措置の安全に関わる基本的な安全要求を示す学会標準“原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX(基本安全基準)AESJ-SC-XXXX：20XX[1]”から、廃止措置の活動（計画、実施及び終了）に対してグレーデッドアプローチを適用する際の要求事項、適用の手順及び留意点並びに適用に先立ち実施すべき事項について解説を行う。

2. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチとは

基本安全基準では、廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について次のように規定している。

5.4 グレーデッドアプローチ

廃止措置に関わる全ての者は、グレーデッドアプローチの考え方にに基づき、廃止措置の計画、実施及び終了の全ての段階における全ての局面に対して、廃止措置対象施設の特性及び廃止措置作業に伴うリスクの程度を考慮して、状況に応じた効果的な施策を講じて廃止措置を遂行しなければならない。

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の重要性はIAEAが発行する一般安全要求(GSR Part6) [2]にも次の要求が示されている。

Requirement 2: Graded approach in decommissioning

A graded approach shall be applied in all aspects of decommissioning in determining the scope and level of detail for any particular facility, consistent with the magnitude of the possible radiation risks arising from the decommissioning.

(意訳) 廃止措置のあらゆる側面に対して、グレーデッドアプローチが適用されなければならない。どのような施設の廃止措置についても、グレーデッドアプローチの考え方の適用によって、範囲や詳細さの程度が、廃止措置により生じ得る放射線リスクの大きさに見合ったものとならなければならない。

なお、適用にあたっては次の要求がある。

2.4. The type of information and the level of detail in the decommissioning plans and supporting documents, including the safety assessments, shall commensurate with the type, scale, complexity, status and stage in the lifetime of the facility and with the hazards associated with the decommissioning of the facility.

(意訳) 2.4. 廃止措置計画及びその裏付け文書（安全評価を含む）における情報の種類及び詳細さの程度は、施設の種類、規模、複雑さ、状態及びその存続期間における段階に見合っていなければならない。また、施設の廃止措置に伴うハザードにも見合っていなければならない

*Ken-ichi Tanaka¹

¹The Institute of Applied Energy (IAE)

IAEAは、廃止措置の安全確保、すなわち、放射線防護の要求事項の1つとしてグレーデッドアプローチの考え方の適用を提唱している。IAEAは、廃止措置の安全確保にはグレーデッドアプローチの考え方の適用が必須であると主張しているのである。グレーデッドアプローチは、規制のあり方として以前より提唱されていた考え方であり、国内外でバックエンド分野の重要性が増すとともに、ここ数年注目されてきた考え方である。

この考え方は、用語名の普及ほどその意味することが正しく普及しているとは言い難い現状がある。グレーデッドアプローチという語は、今般廃止措置に限らず原子力の種々な局面で用いられるようになっているが、この語の用いられ方はともすれば曖昧なものとなっている。この考え方が国内に持ち込まれてきた際に割り当てられた“段階的な対応”という訳語のために適用に関わる解釈が曖昧になり、“リスクに応じた規制”という説明とともに、ともすれば“規制の緩和”という文脈で用いられることが多い。しかしながら“緩和”という考えは、この考え方とは全く逆の方向性を意味するである

では、グレーデッドアプローチとはどのようなものであり、どのように適用していくべきであるか、IAEA安全用語集（IAEA Safety Glossary[3]）における定義は、この理解の一助となる。用語の定義は次の通りである。

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

（意訳）グレーデッドアプローチとは、規制体系又は安全管理体系というような管理のシステムに対して適用されるものである

グレーデッドアプローチは、このような管理システムにおいて設定されているプロセス又は方法において、そこで設定されている運用上の処置及び適用される条件が、実行可能な範囲で次の事項に見合うものであることを求めるものである

- ・ 予め計画され、適用されている管理の処置に機能が喪失してしまう状況又は設定されている条件を逸脱するような状況が発生する可能性の大きさ及びその状況が発生したことによりもたらされると想定される結果、すなわち、管理状態の喪失に起因するリスクのレベル

以上を踏まえ、次章以降に廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用について解説する。

3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用

3-1. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用の基本的考え方

グレーデッドアプローチは、リスクの程度に応じて投入する資源の最適化を実現するための有効な手段である。グレーデッドアプローチの考え方の適用に当たっては、信頼性の高い判断材料並びに科学的及び工学的に合理的に設定された判定値に基づく透明性の確保が求められる。信頼性の高い判断材料とは、廃止措置の計画の準備段階において実施する施設の特性調査及び放射能インベントリ評価の結果とそれに基づく安全評価によって得られるものである。

IAEA GSR Part. 6 の2章“人の防護及び環境の防護”の中にグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項が定められている。なぜここに記述されているかということは、次のとおりであると解釈できる。

ICRP の発行物は、放射線防護に関わる要求事項を示しているのであるが、ICRP Publication 101[4] Part 2 の f 項に示される放射線防護の最適化のプロセスにグレーデッドアプローチの考え方の適用が盛り込まれている。その部分を以下に引用する。

f 項 “被ばくのレベルと含まれる複雑さを考慮するために、ある段階的なアプローチが必要である。”

IAEA GSR Part. 6 の2章“人の防護及び環境の防護”の2番目の要求事項として、グレーデッドアプローチの考え方の適用を求めていることは、グレーデッドアプローチを適用することで、“人の防護及び環境の防護”の最適化を図ることで、効率的で効果的な廃止措置を実現し、放射線防護の最適化を実現することを要求し

ているものである。

ただし、廃止措置の安全かつ合理的な遂行には、放射線防護だけでなく、それに関連する対象施設の特性の調査、放射能インベントリ評価及び作業計画の立案という作業においてもグレーデッドアプローチの考え方の適用が不可欠であるといえる。

3-2. 廃止措置対象施設の特性

廃止措置の対象となる施設の特性とは、廃止措置の準備作業で実施される施設の特性調査及び放射能インベントリ評価から得られる情報における対象施設の種類、規模及び複雑さのことをいう。ここでいう複雑さには次のものがある。

ー 廃止措置の対象施設の構造及び／又は設置上の複雑さ

廃止措置対象施設の状況把握及びそれに対する作業の作業量は、施設の構造上及び／又は設置上の状況に依存する。

ー 放射線被ばくに対する安全対策を行う上での複雑さ

放射線防護の対策及び廃止措置作業で発生する放射性廃棄物の処理作業における安全対策は、その施設に残存する放射性物質の種類、性状及び放射エネルギーの状況に依存する。

なお、廃止措置作業に伴う放射線被ばくのリスクは、廃止措置の作業で採用する方法による放射性物質の飛散の程度等に依存する。

3-3. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に当たり事前に実施しておく事項

廃止措置の全般にわたり、グレーデッドアプローチを適用する場合に実施しておくべき事項として次がある。

a) 多様な廃止措置対象施設に対して、グレーデッドアプローチの考え方の適用を対象とする設備、機器及び／又は構造物の範囲（対象範囲）を明確にしていること。

事業者は、自らが廃止措置の対象とする施設に対して、次の特徴を正確に把握する。

- ー 廃止措置の対象施設の目的及び規模
- ー 施設に残存する核燃料物質等及び／又は放射性物質の種類、性状及び量
- ー 設備及び機器の配置並びに構造上の複雑さ
- ー 運転又は操業の履歴及び記録の保存状況の違い

なお、ここでいう保存状況とは、記録媒体（紙、アナログ記録媒体及びデジタル記録媒体）、保存場所、保存期間及び記録の保存を行う組織をいう。

b) 多岐にわたる廃止措置の作業に対して、グレーデッドアプローチの考え方の適用の対象とする作業の種類及び内容を明確にしていること。

多岐にわたる廃止措置の作業において、多数存在する工法及び必要な安全対策の選択肢の中から、廃止措置を行おうとする場合の外的要因及び内的要因を考慮して最適な選択をしなければならない。考慮すべき外的要因及び内的要因は次のとおりである。

1) 外的要因

外的要因の例として次の事項が挙げられる。

- ー 廃止措置に関わる法令、規制の枠組み及び政府の政策
- ー 廃止措置の対象施設の地形、水理条件、気象条件など
- ー 廃止措置の対象施設の周辺公衆の居住の状況（住民数、男女別住民数、世代別住民数等）
- ー 廃止措置の対象施設の周辺の土地の利用状況（農地の作付け状況、かんがい（灌漑）利用等）
- ー 廃止措置の対象施設の立地地域におけるステークホルダーとの関係（行政の状況、産業界の状況及び地域住民のコミュニティの状況）

2) 内的要因

内的要因の例として次の事項が挙げられる。

- － 廃止措置対象施設は、通常の手順で停止したものであるか、異常事象又は事故を経て停止したものであるか。
 - － 廃止措置対象施設は、運転期間中及び運転終了後に十分な維持管理が行われていない状態が長く続いた後のものであるか。
 - － 実施しようとしている廃止措置の作業は、当該施設又は他の類似施設で実績を有するか、又は、新規なものであるか。
 - － 廃止措置対象施設について、明確に状況を把握できないことに起因する対象範囲の状態に対する情報の不確かさは存在するか。例としては、建物又は構造物の経年劣化が、施設のもつ工学的な安全対策に与える影響などがある。
 - － 対象範囲の特徴を考慮した事象の発生のしやすさ及びそれらを緩和できなかった場合の結果を評価し、必要な施策を考慮したか。
(地震に起因する事象、洪水及び近隣の施設からの影響又は依存性) 事象／事故シーケンスの起因事象の存在及び種類(人的過誤、火事、溢水、重量物の落下、建物の倒壊又は損壊、化学反応及び異常な高温)
- c) 明確に定義された範囲において放射線被ばくの原因となる次の事項に配慮し安全評価の詳細さを最適化して評価を行うこと。
- － 放射性物質の所在及び量
 - － 放射線被ばくの経路(被ばくシナリオ)
 - － 定義された範囲で実施される作業の複雑さ
- d) 安全評価の実施に当たっては、次の事項を確実にしていること。
- － 対象範囲及び作業の種類及び内容から、起こり得る起因事象が設定されていること。
 - － 設定された起因事象の妥当性は、類似の範囲及び作業の種類及び内容における起因事象と比較して検証されていること。
 - － 類似の範囲及び作業の種類並びに内容における起因事象からリスクの顕在化に至るシナリオを参考にして、その範囲、作業の種類、その作業内容における事象、事象に至るシナリオ及び事象の影響が設定されていること。
 - － 一般にリスクは事象が与える影響の大きさと事象の発生頻度(発生確率)で定義されるが、廃止措置においては発生頻度を定量的に設定することは必ずしも可能ではない。このような場合は、類似した事象を参照するなどして設定をしなくてはならない。このような類似した事象を採用した場合には、参照の根拠及び採用の判断について合理的な説明がされていること。
- e) 実施された安全評価の結果の信頼性が検証されていること、ただし、安全評価の結果に求められる信頼性の程度は、作業の複雑さ及び結果が与える影響の大きさに見合ったものであること。
- f) グレーデッドアプローチの考え方の適用においては、一意に定めた(適用において解釈の違いが発生しない)定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード(区分)が設定され、区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていること。
- グレード(区分)ごとに必要な施策は次のとおり設定する。
- － 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。
 - － 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。
 - － グレード間のリスクの差分を考慮し、追加すべき対策を決定していく。
- なお、定性的な判断基準は、そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。
- g) グレードの設定及びグレードごとの対策は、文書化されており、作業における対策の実装の判断が検証可能であること。

3-4. 廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用に関わる要求事項

廃止措置におけるグレーデッドアプローチの考え方の適用では、いかなる廃止措置の局面においても、安全に対して妥協するということがあってはならない。“妥協することがあってはならない”とは、多様な廃止措置対象施設及び多岐にわたる廃止措置の活動に対するグレーデッドアプローチの考え方の適用において、次の条件を満たしていることをいう。

a) 関連する全ての安全要求及び安全基準を確実な遵守の下で適用すること。

ここでいう安全要求とは、この標準に規定されている内容のうち、グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に関連するものを指す。安全基準は、グレーデッドアプローチを適用しようとしている事項に対して適用される法令に定められた基準値又はその他の判断基準等（IAEAの安全要求等）を指す。

b) 廃止措置対象とする施設及び作業の放射線被ばくリスク（以下、この附属書では放射線被ばくのリスクを“リスク”と省略して表記する。）がどのようなものであるかを明確に把握していること。

c) そのリスクが及ぶ対象範囲及び活動の内容を明確に把握していること。

d) そのリスクの評価を行う場合における評価作業の詳細さの程度は、そのリスク及びそれによって引き起こされる結果に見合ったものであること。

e) b)からd)までで取り扱うリスクに関する内容に関わる説明が文書化されていること。

また、グレーデッドアプローチの考え方の適用においては、一意に定めた（適用において解釈の違いが発生しない）定量的及び／又は定性的に設定された判断基準によってグレード（区分）が設定され、区分ごとに安全要求及び／又は安全基準の遵守に対して必要な対策が示されていることが求められる。

グレード（区分）ごとに必要な施策は次のとおり設定する。

- ー 最もリスクの低いグレードに対する対策を決定する。
- ー 採るべき対策の判断を行おうとするグレードと最もリスクの低いグレードとのリスクの差分を判定する。
- ー グレード間のリスクの差分を考慮し、追加すべき対策を決定していく。

なお、定性的な判断基準は、そのグレードに求められる必要十分条件が異なる解釈の余地のないように定められていなくてはならない。

4. 終わりに

グレーデッドアプローチの考え方の適用では、廃止措置の対象施設に対して精緻な調査（対象に対する詳細な事実の把握）を行い、厳密に適用範囲、適用の基準及びその対策を設定が必須なのである。グレーデッドアプローチの考え方の適用は、このような精緻な作業の下に可能になるものである。このような条件の下での適用は、合理的な資源の投入及び廃止措置の活動自体の簡略化を可能にし、合理的な廃止措置を実現する。グレーデッドアプローチの考え方の適用は、精緻化と合理化、又は、詳細化と簡略化のように相反する活動を表裏一体で行なっていくことであるといえるのであり、決して“緩和”の措置でないことを理解いただきたい。

参考文献

- [1] 日本原子力学会標準“原子力施設の廃止措置計画の基本安全基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
- [2] IAEA Safety Standards, “Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, (2014)
- [3] IAEA, “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary 2022 (Interim) Edition”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022
- [4] ICRP, “Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public/ the Optimisation of Radiological Protection”, ICRP Publication 101, Ann ICRP 36 (3), 2006

標準委員会セッション

グレーデッドアプローチを適用した廃止措置の在り方

How the graded approach should be applied to decommissioning

(2) 廃止措置計画における安全評価へのグレーデッドアプローチの適用

(2) Application of the Graded Approach to Safety Assessment in Decommissioning Planning

*工藤 清一¹¹MHI NS エンジニアリング株式会社

1. はじめに

新規に発行される廃止措置の安全確保に関わる学会標準のうち、“**発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX**” [1]（以下、**廃止措置安全評価基準**という）では、廃止措置計画において実施する安全評価の基本的考え方及び技術的要求事項をまとめており、グレーデッドアプローチ [2] を適用 [3] して公衆被ばく防護の観点からの重要度ランクを設定して、その重要度に応じた安全確保対策を計画するための方法の例を説明する。

2. 適用範囲

廃止措置の対象となる発電用原子炉施設に適用する。なお、使用済燃料が使用済燃料貯蔵施設に存在する状況における安全確保に関する事項はこの標準の適用範囲外とする。

3. 廃止措置計画における安全評価の基本的考え方

3-1. 廃止措置計画における安全評価の目的

廃止措置計画における安全評価の目的は、日本原子力学会標準“**原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX**” AESJ-SC-XXXX：20XX [4] 及び“**発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX**” AESJ-SC-XXX：20XX [5] からの要求に基づき、選定された廃止措置の方策及び計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点から安全であることを証明することである。そのために次の事項の実施を要求する。

- －廃止措置の作業を安全に実施できることを確認する。
- －計画された廃止措置の作業が放射線防護の観点で、一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくに対して ALARA の精神に則り、線量目標値、目安線量、線量限度又は計画線量を超えることがないことを確認する。
- －施設の維持管理に関し、廃止措置の作業を安全に実施するために必要な設備とその能力及びその維持管理が必要となる期間を明確にする。

3-2. 廃止措置計画にグレーデッドアプローチを適用するための安全評価

廃止措置対象施設の特性及び廃止措置の作業に伴う放射線リスクの大きさに応じて効果的な廃止措置の方策、作業の手順、安全対策などを計画するために、放射線影響に関する安全評価の実施を要求する。そのための手段として、グレーデッドアプローチを適用し、廃止措置対象施設の状態を考慮し、除染、解体、撤去、処理、移送などの廃止措置の作業を安全に実施するために維持すべき設備とその性能を安全評価によって特定する。

4. 廃止措置計画における安全評価に関する要求事項

4-1 平常時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

原子炉施設の廃止措置においては、廃止措置の作業に伴って施設外に放出される放射性物質及び施設内の放射性物質から放出される放射線によって施設周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、法令等で定める限度及び目標値を下回る計画であることを放射性廃棄物の発生量を考慮の上で確認しなければならない。

*Seiichi Kudo¹¹MHI NS Engineering Co.Ltd.

4-2 事故時の施設周辺の一般公衆の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業において、廃止措置工事の計画を逸脱する事象が発生した場合に、施設周辺の一般公衆に与える放射線の影響が、審査指針に基づくリスクが小さいとする判断基準を下回るよう計画されていることを確認することを要求する。

4-3 放射線業務従事者の被ばく評価に関する要求事項

廃止措置の作業に伴う放射線業務従事者の被ばくに対する防護措置を検討し、ALARA の精神に則り、合理的に達成し得る限り放射線業務従事者の被ばく線量を低減する計画とすることを要求する。また、工事の実施段階において放射線業務従事者の放射線管理を行うための基本となる計画線量を設定することを要求する。

5 廃止措置計画における安全評価の手順

廃止措置計画における安全評価の手順は図 1 による。

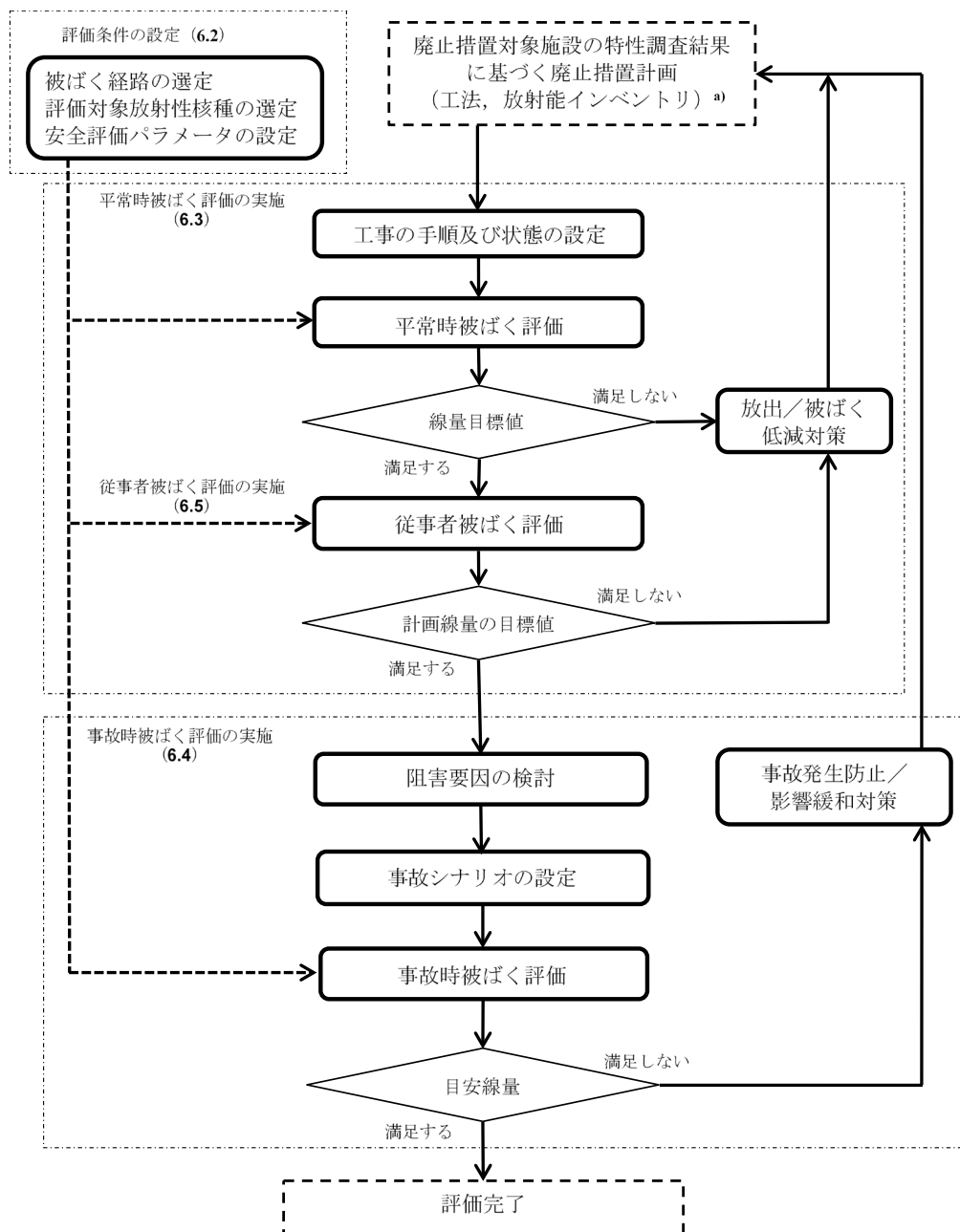


図 1—廃止措置計画における安全評価の実施手順

6. グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例

6-1 安全評価におけるグレーデッドアプローチ

廃止措置のリスクの大きさの分類について、公衆被ばく防護の観点からの重要度を設定する方法を例示する。重要度ランクは解体対象物又は取扱対象物ごとに設定することを基本とし、次に示す設備ごとに設定する方法が例として挙げられる。

- －廃止措置において計画されるそれぞれの工事ごとに設定する
- －系統設備ごとに設定する
- －二次廃棄物の集積ごとに設定する（換気系／排気系フィルタの取扱いなど）

解体対象物のうち、残存放射エネルギーが少なく放射線防護の観点からのリスクが低いものの物量は極めて多く、これらに対しては重要度ランクを簡易的な方法で判定することが合理的である。また、残存放射エネルギーが比較的多く、放射線防護の観点からのリスクが低くない若しくは高いものについては、現実的な条件に基づき被ばく評価を行って重要度ランクを判定することで、過度の安全余裕を排除した適切な安全確保対策を講じることが要求される。そのため、安全評価にグレーデッドアプローチを適用し、廃止措置の作業における取扱対象物がもつ潜在的な公衆被ばく影響の大きさによって重要度ランクを判定する方法として、裕度の異なる次の2段階の評価方法 [6] を例示する。

第1段階（概略評価）：想定される全事故を考慮した包括的な条件に基づく残存放射エネルギーと施設周辺の一般公衆の被ばく線量との関係をあらかじめ求めておき、判定基準となる残存放射エネルギーと取扱対象物の残存放射エネルギーとの比較によって重要度ランクを判定する。

第2段階（詳細評価）：対象とする事故の現実的な放出条件に基づき施設周辺の一般公衆の被ばく線量を求め、判定基準となる実効線量との比較によって重要度ランクを判定する。

6-2 重要度区分の設定例

廃止措置の対象となる施設及び作業において起こり得る安全が阻害される事故に対し、公衆被ばくの観点からの影響の大きさを“重要度”として区分する。

重要度として3つの領域に区分する例 [6] を次に示す。

- －公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必須とする領域
- －事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域
- －公衆被ばく防護の観点から安全確保対策を必要としない領域

このうち、事業者の自主努力で安全確保対策を実施する領域についてはさらに2段階に分割し、公衆被ばくの観点からの重要度ランクを A,B,C 及び D の4段階に区分した例 [6] を表1に示し、その判定方法を図2に例示する。

6-3 事故シナリオの検討

法令等に定める公衆に対する年間の線量限度及び線量目標値を満足できる廃止措置工事の手順に対し、図3に示すように、これらの正常な進行を阻害する要因を抽出して、その阻害要因が進展し

表1—公衆被ばくの観点からの重要度分類の区分例 [6]

重要度区分		判定基準 ^{a), c)}	安全確保対策への要求事項 ^{b)}
対策を要求	ランク A	$Ds1 > 5mSv$	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求（5mSv 以下にすること） ・安全確保対策の機能を確実に確保 ^{d)}
事業者の自主努力	ランク B	$5mSv \geq Ds1$ 及び $Ds2 > 300\mu Sv/y$	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 ^{e)}
	ランク C	$5mSv \geq Ds1$ 及び $300\mu Sv/y \geq Ds2 > 10\mu Sv/y$	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を事業者の自主努力で実施 ・安全確保対策の機能を確保 ^{e)}
対策不要	ランク D	残存放射エネルギーによる判定： 非飛散性： $1 \times 10^{11} Bq \geq As1$ 飛散性： $1 \times 10^{10} Bq \geq As2$ ($10\mu Sv/y \geq Ds2$ に相当)	・事故発生防止対策及び事故発生時の影響緩和対策を要求しない

注^{a)} Ds：廃止措置工事中の事故発生時において想定される潜在被ばく量（施設周辺の一般公衆の実効線量）
Ds1（ランク A 下限及びランク B 上限）は、防災対策を想定し、短期被ばく経路による実効線量とする。
Ds2（ランク B 下限、ランク C 及びランク D）は、長期被ばく経路も考慮し、年間の実効線量とする。
As：対象設備の残存放射エネルギー
As1＝非飛散性（放射化）核種の Co-60 等価放射エネルギー
As2＝飛散性（表面汚染）核種の Co-60 等価放射エネルギー

注^{b)} 公衆に対する安全（放射線防護）の観点で要求される事項
廃止措置の作業に関わるその他の安全（従事者に対する放射線防護、労働安全など）への安全対策及び維持管理の方策は別途講じられる。

注^{c)} 年間当たりの線量基準は、年間に発生し得る事故の線量の合計が該当の基準線量を超過しないようにする。

注^{d)} 安全確保対策の機能が必要な時に確実に稼働するよう、多重化などを含む対策を計画する。

注^{e)} 異常検知後に早期に安全確保対策ができるように計画する。

た場合に想定される事故を抽出し、周辺公衆に対して被ばく影響を及ぼす事故シナリオを策定する。阻害要因の抽出においては内的要因、人的要因及び外的要因を考慮し、想定する事故の網羅性を確保する目的で、放射性物質の取扱いの観点から工事の手順を分割し、それぞれの行為又は機械的／化学的作業に対して、その正常な進行を阻害する要因を抽出する。動的なものの又は流動的なものに関しては HAZOP 法、機器類の操作に関しては FMEA 法などによる阻害要因の抽出が有効である。

また、事故シナリオはグレーデッドアプローチを適用して起因事象の分類ごとに、影響の大きい事故は個別に飛散パラメータを設定し、影響の小さい事故は複数の事故を包含するように飛散パラメータを設定して代表的な事故シナリオへの類型化を行う。

なお、廃止措置中に想定される事故の抽出及び類型化に関して、一旦、類型化を行った後においては、未検討の新たな作業がない限りにおいて、類型化された代表事象を対象に評価を行うことを許容する。また、ほかの施設における廃止措置中に想定される事故の類型化についても、類似性が認められる場合には参考とすることができる。

6-4 事故発生時の公衆被ばく評価

事故シナリオをベースに事故発生時の公衆被ばく評価を行う。評価に当たっては、事故の想定に合わせて放射性物質の飛散率又は放射線の放出率を設定する必要がある。基本的には、類型化された事故のうち最も大きな飛散率又は放出率を設定し、かつ、不確定性がある場合にはこれを考慮するのが望ましい。また、付着／沈着などによる放射性物質の放出低減が潜在的に保証できるものに関してはこれを考慮して評価することができる。

6-5 事故の重要度の設定

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果に基づき、公衆被ばくの観点から区分される重要度を設定する。

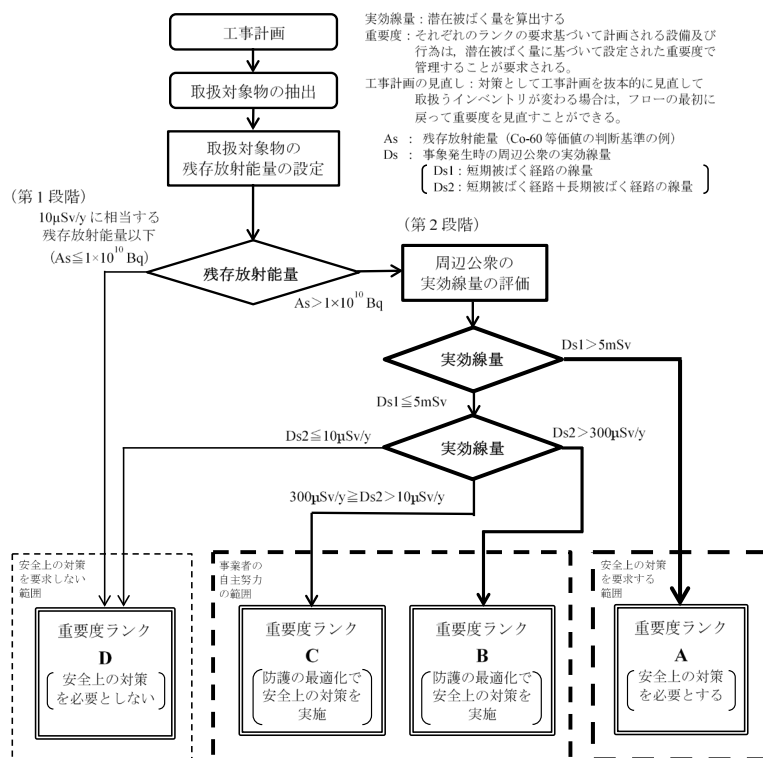


図2-重要度の判定の手順例

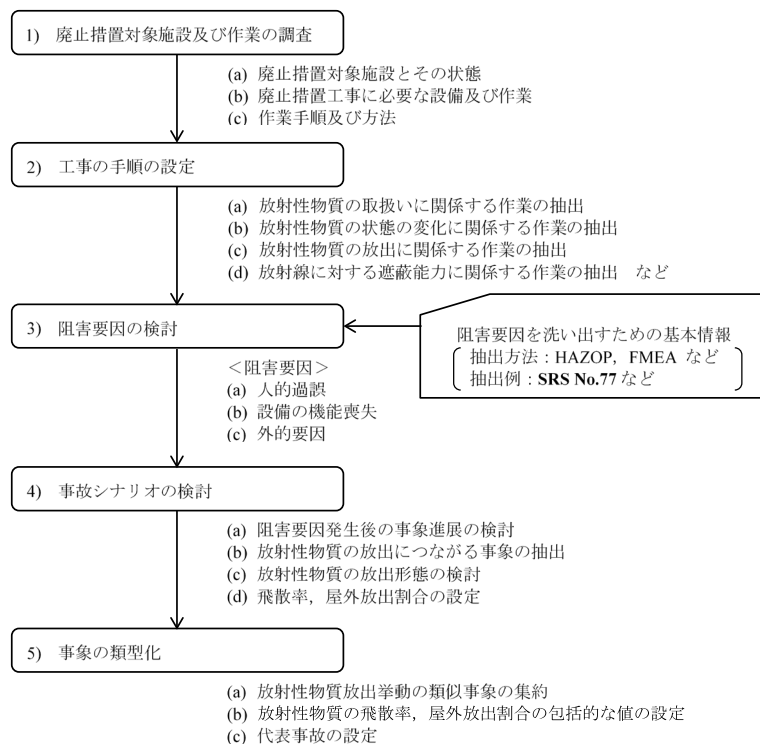


図3-事故シナリオの抽出手順例

6-6 事故発生防止対策及び影響緩和対策の検討

事故発生時の公衆被ばく評価における潜在被ばく量の結果が事故時の目安線量を超過する場合は、想定される事故の発生防止対策又は事故が発生した場合の影響緩和対策を検討する。なお、採用する対策は過去に類似を含む実績があるか、又は新規の場合には稼働条件を適切に設定した試験などによって実証された対策を用いる。

7. 附属書

附属書 A（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の考え方の例

附属書 B（参考）平常時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例

附属書 C（参考）事故時における施設周辺の一般公衆の被ばく評価モデル例

附属書 D（参考）廃止措置時の平常時被ばく評価における被ばく経路及び評価対象放射性核種の選定例

附属書 E（参考）廃止措置時の事故時被ばく評価における評価対象放射性核種の選定例

附属書 F（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例<線量評価パラメータ>

附属書 G（参考）廃止措置時の被ばく評価パラメータ例<飛散パラメータ>

附属書 H（参考）最大想定事故の選定方法

附属書 I（参考）放射線業務従事者の被ばく線量評価方法

附属書 J（参考）グレーデッドアプローチを適用した廃止措置計画における安全評価の事例

8. 今後の課題

- 1) このレポートの 6 の考え方を参考として、廃止措置時の耐震安全の考え方 [7] にグレーデッドアプローチを適用し、公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた耐震クラス分類の方法を検討する。
- 2) このレポートの 6 の考え方を参考として、廃止措置時の火災防護計画にグレーデッドアプローチを適用し、公衆被ばく防護の観点からの重要度に応じた火災防護対策の方法を検討する。
- 3) 廃止措置段階における内部要因、外部要因及び人的要因を考慮した想定事象の抽出の方法及び最大影響事象の設定の方法について体系化された手法の整理を行う。

参考文献

- [1] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画における安全評価基準：20XX”，AESJ-SC-XXXX-20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
- [2] “IAEA Nuclear Safety and Security Glossary 2022 (Interim) Edition”，INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2022
- [3] IAEA Safety Standards, “Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6”, No. GSR Part 6, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, (2014)
- [4] 日本原子力学会標準 “原子力施設の廃止措置の基本安全基準：20XX” AESJ-SC-XXXX：20XX，一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
- [5] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置計画策定基準：20XX” AESJ-SC-XXX：20XX 一般財団法人，日本原子力学会，（発行予定）
- [6] Nuclear Engineering and Design 379 (2021) 111212, “Basic Concept of Safety Evaluation Method for Decommissioning of Nuclear Power Plants by Applying a Graded Approach”, Seiichi Kudo, Takuma Sugihara
- [7] 日本原子力学会標準 “発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013”，AESJ-SC-A006：2013，2013 年 12 月 20 日，一般社団法人 日本原子力学会

(Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room A)

[3A_PL03] Discussion

Koji Okamoto¹, Ken-ichi Tanaka², Seiichi Kudo³ (1. Utokyo, 2. IAE, 3 MHI)

Planning Lecture | Technical division and Network | Operation and Power Subcommittee

[3C_PL] Activities for restart of BWR nuclear power plants

Chair:Takanori Kitada(Osaka Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room C (11 Bldg.2F 1106)

[3C_PL01] Activities to improve capability at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant unit 7

*Masao Iyoku¹ (1. TEPCO HD)

[3C_PL02] The safety countermeasures for restart of Onagawa-2

*Kazumasa Inomata¹ (1. Tohoku-EPCO)

[3C_PL03] Blowout panel re-closing device at Shimane Nuclear Power Station Unit 2

*Taishi Nakashima¹ (1. Chugoku Electric Power)

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

(1) 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における力量向上の取り組みについて

(1) Activities to improve capability at Kashiwazaki-Kariwa nuclear power plant unit 7

*伊能 政雄¹¹東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

弊社は福島第一原子力発電所事故以降、新規制基準に対応するための様々な工事や新たな体制構築を実施してきた。現在、最も取り組みが進んでいるのは柏崎刈羽原子力発電所の 7 号機である。

本稿ではこれらの取り組みのうち、事故時に活動する原子力発電所職員及び事故対応の要である運転員の力量向上に対する取り組みについて紹介する。

2. 柏崎刈羽原子力発電所の概要

柏崎刈羽原子力発電所は、新潟県中越地方の柏崎市と刈羽村にまたがって位置し、敷地面積は約 420 万平方メートル（柏崎市：約 310 万平方メートル、刈羽村：約 110 万平方メートル）となっている。合計 7 つの発電設備があり、柏崎市側に 1～4 号機、刈羽村側に 5～7 号機、合計 7 つの発電設備が設置されている。総電気出力は 821 万 2 千 kW である。

昭和 44 年、柏崎市と刈羽村から原子力発電所建設の地元誘致をいただき、建設計画が進められ設置された。今回紹介する 7 号機は 1992 年 2 月着工、1997 年 7 月に営業運転を開始している。

原子炉形式は改良型沸騰水型軽水炉（ABWR）であり、電気出力は 135.6 万 kW である。2011 年 8 月 23 日に停止し、その後、安全対策工事を実施している。

3. 原子力発電所職員及び運転員の力量に関する課題

従前より、原子力発電所職員、運転員は事故対応のための訓練を実施していたが、福島第一原子力発電所事故の弱み、新規制基準により設置された新たな設備に対する運用、外部レビューによる弱点の指摘、長期停止によるプラント運転経験の低下など、運用についての課題が浮かびあがった。

4. 力量向上のための取り組み

課題を解決するために様々な対応を行ってきた。今回はその中でも代表的な取り組みについて紹介する。

- ・【職員】緊急時対策本部の指揮命令系統の明確化
- ・【職員】新たな指揮命令系統、体制、手順による様々な緊急時対応訓練の実施
- ・【運転員】運転 PWR プラント、火力発電所への派遣
- ・【運転員】新規制基準に対応した訓練の実施
- ・【運転員】シミュレータによる実時間プラント起動訓練の実施

「福島第一原子力発電所事故を決して忘れることなく、昨日より今日、今日よりも明日の安全レベルを高め、比類無き安全を創造しつづける原子力事業者になる」ために、「あるべき姿」を目指し、地域や社会のみなさまに「安心」を実感いただき信頼される組織になるため、今後とも取り組んでいきます。

*Masao Iyoku¹¹Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

(2) 女川原子力発電所 2 号機における安全対策について

(2) The safety countermeasures for restart of Onagawa-2

*猪股 一正¹¹ 東北電力株式会社

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号機（沸騰水型軽水炉（BWR）、定格電気出力 82 万 5 千 kW）は、宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市に立地した原子力発電所であり、現在は、2023 年 11 月を工事完了の目標とした安全対策工事に取り組み、再稼働を目指しているところである。

本稿では、女川原子力発電所 2 号機の再稼働に向けた取り組みのうち、ハード面からの対策である安全対策工事の内容について、具体的な事例を挙げて紹介するとともに、更なる安全性向上に向けた取り組みについて紹介する。

2. 女川原子力発電所 2 号機の新規性基準適合性審査の状況

新規規制基準においては、重大事故への進展を防止するための対策等が義務付けられ、再稼働にあたっては、原子力規制委員会による審査において、新規規制基準への適合性の確認を受ける必要がある。

女川原子力発電所 2 号機は、2013 年 12 月 27 日に新規規制基準への適合性審査申請を行い、2020 年 2 月 26 日に原子力規制委員会より原子炉設置変更許可を受けている。また、2021 年 12 月 23 日に、工事計画認可を受けている。

現在は、工事計画認可により内容が確定した安全対策工事を、2023 年 11 月の工事完了を目標に進めているところである。

3. 女川原子力発電所 2 号機の安全対策

3-1. 安全対策の全体像

女川原子力発電所 2 号機の安全対策は、万が一の原子力災害時に備え、「施設を守る」、「燃料破損を防止する」、「放射性物質を閉じ込める」の各段階において、実効性を高めるため、複数の対策を用意している。対策の実施にあたっては、高台（海拔約 59m 以上）を有する女川原子力発電所の敷地形状を有効活用し、原子炉建屋（海拔 13.8m）に設置する設備と同等の機能を持つ可搬型設備は、高台に設置するなどの対応を実施している。



図 1 安全対策の全体像

3-2. 地震対策

これまで、約 6,600 カ所の耐震裕度向上工事等を実施してきており、東北地方太平洋沖地震においても、大きな被害は生じることはなかった。現在は、発電所の耐震設計に用いる基準地震動 S_s を 1,000 ガル（従前は 580 ガル）と設定し、基準地震動 S_s に対する耐震裕度の向上を図るための耐震補強（配管へのサポート追

設等）を実施している。

3-3. 津波対策

女川原子力発電所 1 号機の建設当初から、津波への備えとして、歴史上の津波実績等を踏まえた敷地高さ設定を行う等の取り組みを行ってきており、東北地方太平洋沖地震においても、最大津波高さ（約 13m）は敷地高さ（海拔 13.8m）を超えることはなかった。現在は、震災の知見等を踏まえ、到達する想定津波高さを 23.1m と評価した上で、高さに余裕を持たせた海拔 29m の防潮堤かさ上げ工事を実施している。防潮堤の設置にあたっては、沈下防止、安定性向上への対策として、防潮堤下部の地盤改良や置換コンクリートの追加設置を実施している。また、敷地への浸水防止対策として、防潮堤の他にも、取放水炉の開口部に防潮壁を設置する対策も実施している。

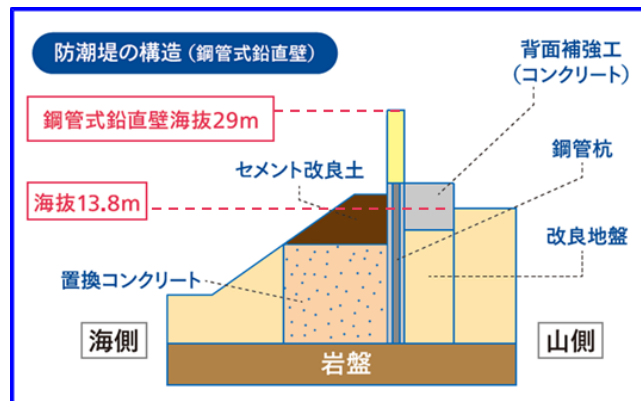


図 2 防潮堤の構造

3-4. 地下水への対応

防潮堤を設置する以前においては、発電所敷地内の地下水は、山側から海側へ向かう流れが形成されていたが、防潮堤の設置後においては、防潮堤の沈下防止、安定性向上対策により、敷地内の地下水の流れが遮断されることになる。このため、地下水位の上昇による揚圧等への影響を考慮し、揚水井戸、揚水ポンプ、配管等で構成される地下水位低下設備を設置することとし、これにより、原子炉建屋等に作用する揚圧の低減及び地震時に周辺の構造物に生じる液状化影響の低減を図っている。



図 3 揚水井戸

3-5. 電源の確保

これまで設置している外部電源（5 回線）及び非常用ディーゼル発電機（女川 2 号機には 3 台）に加え、電源供給の信頼性向上のため、ガスタービン発電機、電源車等の代替電源を追加で設置する。このほか、直流電源の供給時間延長のための蓄電池の容量増強、自然災害による影響を防止するための燃料タンクの地下設置を行う。



図 4 ガスタービン発電機と地下軽油タンク

3-6. 竜巻、火山、外部火災への対応

竜巻による重要な安全施設の損傷を防止するため、海水ポンプが設置されている海水ポンプ室への竜巻防護ネットの設置等、飛来物による損傷の防止対策を行う。火山に対しては、火山灰の除去に必要な資機材（ブルドーザ）の配備、空調系フィルタの予備品の確保等を行う。外部火災に対しては、敷地周辺の森林火災による発電所構内への延焼を防止するため、構内周辺斜面の伐採及びモルタル吹付による防火帯（幅約 20m、延長約 3km）の設置を行う。

3-7. 内部火災、内部溢水への対応

発電所内部の火災への対策として、火災発生防止対策（難燃性ケーブルの使用等）、速やかな火災の感知・消火対策（火災感知器等の多様化、自動消火設備の追加設置等）及び火災の影響軽減対策（防火扉の追加設置等）を実施する。建屋内溢水による重要な設備への浸水防止としては、水密扉設置や配管貫通部等の止水処置等の対策を実施する。

3-8. 冷却機能の確保

原子炉内の燃料の著しい損傷を防止するため、原子炉の圧力状態に応じた注水手段を追加で設置する。原子炉が高圧状態における注水手段としては、既設の原子炉隔離時冷却系の代替手段として、原子炉の蒸気で駆動する高圧代替注水系を設置する。原子炉が低圧状態における注水手段としては、直流駆動低圧注水系を設置するとともに、常設の低圧注水手段が使用

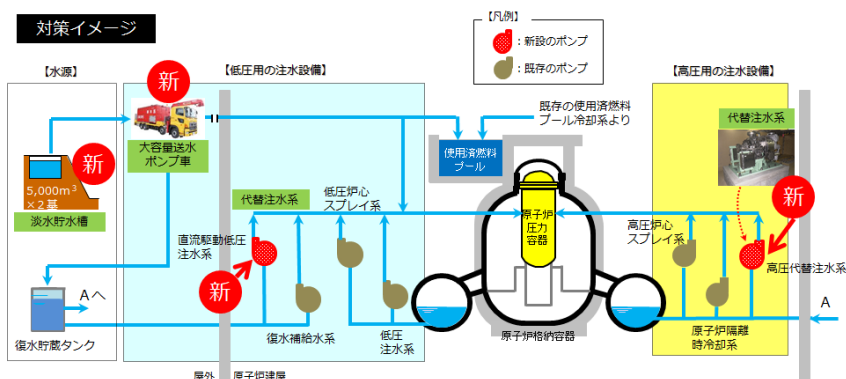


図5 冷却機能確保のための対策

できない場合に備え、可搬型の大容量送水ポンプ車を配備する。

水源については、敷地内の高台に淡水貯水槽（1基あたり容量約5,000m³。2基で構成。）を追加で設置し、必要な水量を確実に確保することとしている。

3-9. 閉じ込め機能の確保

重大事故時に、放射性物質の閉じ込め機能を持つ原子炉格納容器の圧力・温度が上昇した場合においても、原子炉格納容器の破損を防止するため、既存の残留熱除去系に加え、代替循環冷却系を設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を熱交換器にて冷却し、原子炉圧力容

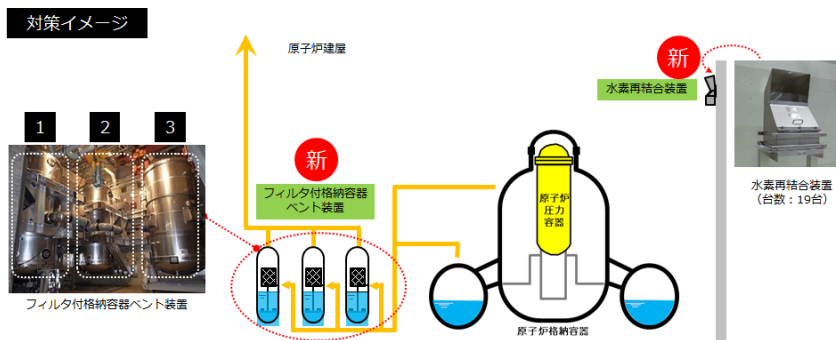


図6 フィルタ付格納容器ベント装置と水素再結合装置

器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイする系統であり、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることが可能である。また、熱を最終的な逃がし場である海へ輸送する手段として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ車の配備を行う。

代替循環冷却系が使用できない場合は、原子炉格納容器の圧力を低下させため、原子炉格納容器内の気体を外部に放出する対応を行うが、外部に放出する放射性物質を抑制するため、フィルタ付格納容器ベント装置を設置する。これにより、直接放出時に比べ、放射性物質の放出量を1/1,000以下まで大幅に抑制することが可能となる。

また、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素の濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、触媒により水素を再結合させる水素再結合装置を設置する。

3-10. 事故時対応の基盤整備

重大事故等が発生した場合においても、緊急時の対応に支障をきたすことがないように、緊急時対応に必要な指揮所機能を有する緊急時対策所を敷地の高台に設置する。緊急時対策所は、通信連絡設備等を有し、放射線遮へいを考慮した躯体としている。



図 7 緊急時対策建屋

4. 更なる安全性向上のための対応

「3. 女川原子力発電所 2 号機の安全対策」で示した安全対策に加え、バックアップ対策である特定重大事故等対処施設の設置等に向けた取り組みを行っている。特定重大事

故等対処施設は、原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突等により、炉心に著しい損傷が発生するおそれがある場合などにおいて、原子炉格納容器の破損を防ぎ、放射性物質の放出を抑制するための機能を有する施設である。当該施設の設置については、2022 年 1 月 6 日に適合性審査申請を行い、現在、審査中の状況である。

5. まとめ

女川原子力発電所 2 号機は、2023 年 11 月の工事完了を目標に、安全対策工事に取り組んでいるところである。今後も、安全対策工事を着実に進めて行くとともに、地域の皆さまのご理解を頂きながら、再稼働を目指していく。

*Kazumasa Inomata¹

¹Tohoku Electric Power Co., Inc.

原子力発電部会セッション

BWR 型原子力発電所の再稼働に向けたソフト面およびハード面の取り組み
Activities for restart of BWR nuclear power plants

(3) 島根原子力発電所 2 号機におけるブローアウトパネル閉止装置について

(3) Blowout panel re-closing device at Shimane Nuclear Power Station Unit 2

*中島 大志¹¹ 中国電力株式会社

1. はじめに

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則のうち第 59 条_運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（以下、「設置許可基準規則第 59 条」という。）に適合するための重大事故等対処設備として、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下、「BOPS」という。）を設置することとした。

BOPS の目的は、重大事故等時に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下、「BOP」という。）が開放した場合に、BOP 開口部を BOPS にて閉止し、原子炉建物原子炉棟（二次格納施設）（以下、「原子炉棟」という。）のバウンダリを形成することで原子炉棟からの放射性物質の漏えいを抑制し、中央制御室内の運転員の被ばくを低減することである。

2. 要求機能の整理

2-1. 閉止機能

設置許可基準規則第 59 条の解釈では、「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。」と要求されている。

BOP は、構造上、開放した場合には、容易に再閉止を行うことが困難であるため、容易に閉止可能な BOPS の設置が必要となる。

このため、重大事故等対処設備である BOPS は、待機状態（開状態）にて、基準地震動 Ss により閉止機能を損なわないようにする必要がある。

また、BOPS は現場において人力による操作を可能とする必要がある。

2-2. 原子炉棟のバウンダリ機能

重大事故等時に BOP が開放した場合において BOPS は、BOP に代わって原子炉棟の一部となることから、バウンダリとしての機能（原子炉棟の気密性能確保）が必要である。

また、設置許可基準規則第 59 条では、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ、BOPS は基準地震動 Ss でもバウンダリ機能を損なわないように頑健性を有した設計とする必要がある。

BOPS の機能要求時に想定される地震、竜巻による影響に対する考慮の可否を表 1 に示す。

表 1 BOPS に要求される機能の整理

設 備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物	地震	竜巻 差圧	竜巻 飛来物
BOPS (重大事故緩和設備)	閉止機能※ ¹ (59 条)	—	—	—	○ (Ss)	○ 影響無し	—※ ²
	バウンダリ機能 (閉止後) (59 条)	—	—	—	○ (Ss)	—※ ³	—※ ³
	バウンダリ機能 (閉止時) (59 条)	—	—	—	○ (Ss)	—※ ³	—※ ³

※ 1 : 手動でも閉操作可能

※ 2 : BOPS は重大事故緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

※ 3 : 重大事故後の閉止状態での設計竜巻は、事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

3. 基本設計

3-1. 設計方針

要求機能を踏まえ、BOPS の設計方針を表 2 に示す。

表 2 BOPS の設計方針

要求機能	基本設計方針（適合方針）
閉止機能	閉止状態において、非常用ガス処理系運転時に原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な設計とする。
	中央制御室にて、開閉状態が確認可能な設計とする。
	中央制御室からの遠隔操作により閉止可能な設計とする。
	現場において人力により閉止可能な設計とする。
	基準地震動 Ss に対して閉止機能が維持可能な設計とする。
建物気密の維持機能	BOPS の閉止状態において、非常用ガス処理系により原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保し閉止状態を維持可能な設計とする
	基準地震動 Ss に対して建物気密の維持機能が損なわれるおそれのない設計とする。

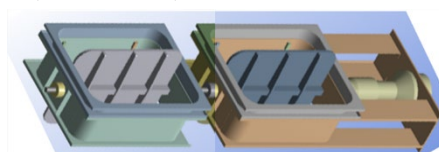
3-2. BOPS の構造

BOPS は、1 つの駆動部に対して 2 体または 3 体のダンパを組み合わせた 2 連ダンパと 3 連ダンパ（図 1）を更に複数組み合わせ、ダンパの設置架台と相まって 2 か所の BOP 設置箇所に対して屋内側から閉止する設計としている。

BOPS の操作は、中央制御室からの遠隔操作又は各ダンパ駆動部に取付けられた手動ハンドルにて現場で操作可能とし、BOPS の開閉状態は中央制御室で確認可能な設計としている。

また、BOPS は加振試験を実施し、基準地震動 Ss においても閉止機能及び気密性が維持できることを確認している。

〈2 連ダンパ〉



〈3 連ダンパ〉

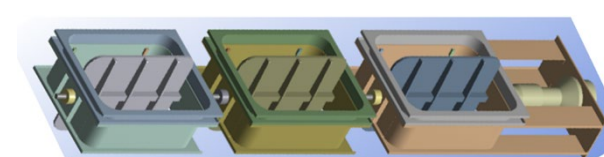


図 1 BOPS（ダンパ部）

3-3. BOPS の閉止操作判断基準

BOPS の閉止操作の判断は、以下を条件に設定し、全ての条件がそろった場合に閉止操作を行うこととしている。

【閉止操作実施の条件】

- ① 炉心損傷を当直副長が判断した場合
- ② 非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合
- ③ BOP が開放している場合
- ④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合

上記条件のうち、①～③については設置許可基準規則第 59 条の要求事項を基に設定した条件であるが、④の条件については、同条文の直接的な要求事項ではなく、BOPS にて原子炉棟のバウンダリを形成することに伴い、原子炉圧力容器内で保有する冷却材のエネルギーが BOPS 等の原子炉棟内に設置している設備へ悪影響を及ぼさないようにする必要があることから、漏えい箇所の隔離ができていないこと、あるいは原子炉圧力容器の減圧が完了していることを条件に設定したものである。

4. まとめ

島根原子力発電所 2 号機に設置する BOPS の要求機能と基本設計について紹介した。

島根原子力発電所 2 号機の BOPS については、現地で設置工事を実施中である。

今後、島根原子力発電所では 2 号機再稼働に向けて BOPS を含む設備の検査対応を行っていく予定である。

* Taishi Nakashima¹

¹ THE CHUGOKU ELECTRIC POWER CO.,INC.

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

[3D_PL] Trends in Radiation Standard

Chair:Takahiro Yamada(Kindai Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room D (12 Bldg.2F 1222)

[3D_PL01] Neutron Standards: Present and Future

*Tetsuro Matsumoto¹ (1. AIST)

[3D_PL02] International Trends in Radon Standardization

*Shinji Tokonami¹ (1. Hirosaki Univ.)

[3D_PL03] Current Status of Secondary Standards at JAEA

*Yoshihiko Tanimura¹ (1. JAEA)

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

(1) 中性子標準の現在と今後

(1) Neutron Standards: Present and Future

*松本 哲郎¹, 原野 英樹¹, 増田 明彦¹, 真鍋 征也¹¹産総研

1. はじめに

原子炉施設、加速器施設、その他放射線利用現場における、人体及び環境における線量評価の基準として、各国で放射線標準が設定されており、日本においては産業技術総合研究所（以下、産総研）がその役割を担っている。国際的には放射線標準は、ガンマ線やX線、 β 線、陽子線などの線量標準(Dosimetry)、放射性物質からの放射線量を測定する放射能標準(Radioactivity)、中性子標準(Neutron)に分かれており、産総研においてもそれぞれに対応した標準を開発、整備、提供をしている。本発表では、それらの中で、中性子標準のこれまでの整備状況と今後について紹介する。

2. 中性子標準

中性子標準は、中性子放出率（単位： s^{-1} ）と中性子フルエンス（率）（単位： cm^{-2} ($cm^{-2}s^{-1}$))）によって構成されている。中性子放出率は、 $^{241}\text{Am-Be}$ 及び ^{252}Cf 線源に対して整備されている。中性子フルエンスは、 $^{241}\text{Am-Be}$ 及び ^{252}Cf 線源に加え、熱中性子、重水減速 ^{252}Cf 線源、加速器によって生成される 24 keV から 45 MeV までの単色または準単色中性子に対して整備している。 $^{241}\text{Am-Be}$ 及び ^{252}Cf 線源は、主に線量計等の定期的な校正に対応している。エネルギーは、原子炉、作業環境場、核分裂反応、核融合反応、大型加速器周辺の放射線防護に対応できるようにしている。2022 年度には、250 keV 中性子フルエンスを標準として立ち上げる。エネルギーに応じたフルエンス決定のための検出器開発を行い、不確かさ評価までを行っている。これらの標準は、産総研施設において照射、校正に利用することが可能であるが、一部については校正事業者を経由して供給が可能になっている。さらに、計量法トレーサビリティ制度（JCSS）によって不確かさも含めて校正事業者から利用することが可能であり、今後拡充される。標準の信頼性確保のため、産総研において ISO17025 に基づく品質システムに則り運用するとともに、技術的には各国標準研究所との国際比較を通して国際同等性の確認を行っている。

3. 中性子標準施設

産総研内に、11.5 m×11.5 m×11.5 m の中性子実験室があり、各種中性子線源の使用、4 MV ペレトロン加速器及び 300 kV コッククロフト加速器からのイオンビームによる核反応によって中性子生成が可能である。45 MeV 準単色中性子については、量子科学技術研究開発機構高崎量子応用研究所サイクロトロン施設内のビームラインを使用している。

4. 今後の中性子標準

標準は、社会的ニーズのある物理量に対して整備される。中性子分野では、ホウ素中性子捕捉療法が普及しつつあり、今後の新たな標準が必要になると考えている。また、医療用を含めて大型加速器周辺の放射線防護のためのトレーサビリティがどこまで必要かについても検討する必要がある。技術的には、医療用に必要とされる高強度側への拡張及び高エネルギー側への拡張が課題であり、世界的なトレンドでもある。

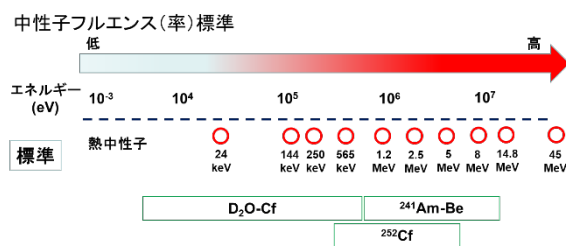


図 中性子フルエンス標準のエネルギー範囲

*Tetsuro Matsumoto¹, Hideki Harano¹, Akihiko Masuda¹ and Seiya Manabe¹¹AIST

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

(2) ラドンの標準化に関する国際動向

(2) International Trends in Radon Standardization

*床次 眞司¹, 大森 康孝¹¹ 弘前大学

1. 序論

福島原発事故以降、一般公衆の放射線による被ばくに対する意識が高くなっている。そのため専門家による一般住民向け講演会では、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)による公衆への自然放射線源からの被ばく線量の内訳が引用されている。世界平均で見ると、全体で 2.4 mSv でそのうち約半分の 1.3 mSv がラドン・トロンによる内部被ばくに起因する線量となっている。そのため、欧米ではラドンに対する意識が高まり、世界保健機構(WHO)は 2009 年に屋内ラドンが喫煙に次いで肺がんのリスクを高める要因であるというメッセージを世界に向けて発信した。国際放射線防護委員会(ICRP)は屋内ラドンに対する指針として参考レベルを提唱し、年間平均屋内ラドン濃度上限値 300 Bq/m³ が示された。さらには、国際原子力機関(IAEA)も様々な国に対して「国家ラドン行動計画(National Radon Action Plan)」を策定し、屋内ラドンの低減を進めるよう勧告してきた。これらに呼応するように、欧州連合加盟国は屋内ラドン濃度に関する参考レベルの導入と国家ラドン行動計画の策定が進められている。一方、日本ではラドンに対する検討はこれまでほとんどなされていない。過去には、科学技術庁(当時)が主導した全国約 900 軒程度の屋内ラドン濃度調査が行われ、1999 年に学術論文として結果が公表された際に全国平均の年間屋内ラドン濃度は 16 Bq/m³ であった。次いで 2000 年代に入って厚労省が主導した全国調査結果が 2010 年に学術論文として示された(平均濃度 14 Bq/m³)。これらの調査により日本の年間屋内ラドン濃度が UNSCEAR における世界平均値 39 Bq/m³ に比べて低いことがわかり、その後日本では屋内ラドンに対する規制や指針の策定に消極的になった。日本の数値が小さい理由としては、主として家屋構造の気密性に起因すると考えられており、欧米に比べて高温多湿の環境下にある日本の家屋は換気率が高いことから総じて屋内ラドン濃度は低い傾向にある。しかしながら、近年住宅構造の気密化が進み換気率の低下が予想されることから、改めて屋内ラドンに対する検討の必要性が高まってきた。

ラドンの規制や指針で扱う数値はラドンの放射能濃度であることから、その信頼性の確保には十分に留意する必要がある。そのため、国際規格を扱う機関ではラドンの測定装置と測定方法に関する国際規格が存在し、定期的な見直しや新規規格の策定が行われている。

2. ラドンの国際規格

2-1. 国際電気標準会議(IEC)

国際電気標準会議は International Electrotechnical Commission の和訳で IEC の略称で知られている。IEC は 1906 年に設立され、電気及び電子に関わる技術分野を対象とする標準化を進めている。IEC 規格は様々な分野に及ぶが、原子力計測に関わる規格策定は原子力計測専門委員会(TC45)が担当する。TC45 は 1960 年より開催されている。国内では日本産業標準調査会(JISC)より、日本電気計測器工業会(JEMIMA)が審議団体として認められ、TC 国内委員会を組織している。国内委員会は、大学・研究機関、電力会社、原子力・放射線関連の製造業者で構成されている。TC45 には 2 つの分科委員会、SC45A (原子力施設関連計装制御システム及び電気システム) 並びに SC45B (放射線防護計測)、関係する作業グループ(WG)、特定の文書を審議するプロジェクトチーム(PT)、TC45 運営全体に関わる事項を審議する諮問委員会(CAG)、必要に応じて設置されるアドホック作業グループがある。

ラドン及びラドン壊変生成物の測定装置に関する規格は SC45B の WG10 において扱われ、その規格 IEC 61577 (Radon and Radon Decay Product Measuring Instruments)は 6 部構成となっている。なお、Part 6 の規格は著者らがプロジェクトリーダーとして現在開発中である。それらの規格を表 1 に示す。

表 1 ラドン関連の IEC 規格(IEC 61577)

規格番号	英語名	日本語訳
IEC 61577-1	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 1: General principles	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 1: 一般的原理
IEC 61577-2	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 2: Specific requirements for ^{222}Rn and ^{220}Rn measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 2: ^{222}Rn 及び ^{220}Rn 測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-3	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments – Part 3: Specific requirements for radon decay product measuring instruments	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 3: ラドン壊変生成物測定装置に関する特定要求事項
IEC 61577-4	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 4: Equipment for the production of reference atmospheres containing radon isotopes and their decay products (STAR)	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 4: ラドン同位体とそれらの壊変生成物を含む基準雰囲気生成装置
IEC TR 61577-5	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 5: Technical Report concerning methods of measurement of radon and its decay products in air	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 5: 空気中ラドンと壊変生成物の測定方法に関する技術報告
IEC 61577-6 (in progress)	Radiation protection instrumentation – Radon and radon decay product measuring instruments - Part 6: Passive integrating radon measurement systems	ラドン及びラドン壊変生成物測定装置 – Part 6: 受動型積算式ラドン測定システム

2-2. 国際標準化機構(ISO)

国際標準化機構は International Organization for Standardization の和訳で、ISO としてよく知られている。IEC との違いは、IEC が装置を扱うハードウェアの規格であり、ISO は方法論すなわちソフトウェアを扱う。ISO では、現在 238 の専門委員会(TC)が設置されており、TC85 は核エネルギー、原子力技術の平和的利用分野における、電離放射線からの個人及び環境の防護分野を扱っている。TC の下に分科委員会(SC)があり SC2 が放射線防護を担当する。ラドンの測定方法に関する規格はこの分科委員会の下にある、放射能測定を扱う WG17 で審議されている。ラドンや壊変生成物の測定法に関する規格は ISO 11665 として整理され、現在 13 部構成となっている。これとは別に、パッシブ型測定器を用いたラドンとトロンとの弁別測定法として ISO 16641 がある。さらに水質を扱う TC147 の下に水中の放射性物質濃度測定を扱う SC3 があり、そこでは水中ラドン濃度測定法の規格が ISO 13164 として整理され、4 部構成となっている。それらの規格を表 2 に示す。

表 2 ラドン関連の ISO 規格

規格番号	英語名	日本語訳
ISO 11665-1	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 1: Origins of radon and its short-lived decay products and associated measurement methods	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 1：ラドンと短寿命壊変生成物の起源と関連する測定方法

2023年春の年会

ISO 11665-2	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 2: Integrated measurement method for determining average potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 2：短寿命壊変生成物の平均ポテンシャルアルファエネルギー濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-3	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 3: Spot measurement method of the potential alpha energy concentration of its short-lived decay products	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 3：短寿命壊変生成物のポテンシャルアルファエネルギー濃度のスポット測定法
ISO 11665-4	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon 222 — Part 4: Integrated measurement method for determining average activity concentration using passive sampling and delayed analysis	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 4：受動型サンプリングと遅延分析を用いた平均放射能濃度を決定するための積算測定法
ISO 11665-5	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 5: Continuous measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 5：放射能濃度の連続測定法
ISO 11665-6	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 6: Spot measurement methods of the activity concentration	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 6：放射能濃度のスポット測定法
ISO 11665-7	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 —Part 7: Accumulation method for estimating surface exhalation rate	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 7：面積散逸率のための蓄積法
ISO 11665-8	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 8: Methodologies for initial and additional investigations in buildings	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 8：建物内の初期及び追加的調査のための方法論
ISO 11665-9	Measurement of radioactivity in the environment — Air: Radon-222 — Part 9: Test methods for exhalation rate of building materials	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 9：建築材料の散逸率の試験方法
ISO 11665-10	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 10: Determination of diffusion coefficient in waterproof materials using activity concentration measurement	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 10：放射能濃度測定を用いた防水材料中の拡散係数の決定法（現在無効）
ISO 11665-11	Measurement of radioactivity in the environment — Air: radon-222 — Part 11: Test method for soil gas with sampling at depth	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 11：深部でのサンプリングによる土壌ガスの試験方法
ISO/TS 11665-12	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 12: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane one-side activity concentration measurement method	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 12：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜片側放射能濃度測定法
ISO/TS 11665-13	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 – Part 13: Determination of the diffusion coefficient in waterproof materials: membrane two-side	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—パート 13：防水材料中の拡散係数の決定法：薄膜両側放射

	activity concentration measurement method	能濃度測定法
ISO 16641	Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-220: Integrated measurement methods for the determination of the average activity concentration using passive solid-state nuclear track detectors	環境中の放射能測定—空気：ラドン-220：受動型固体飛跡検出器を用いた平均放射能濃度の決定のための積算測定法
ISO 22931 (in progress)	Measurement of radioactivity in the environment - Air: radon-222 – Quality assurance/quality control for calibration facilities, radon measurement device manufacturers and measurement device analysis providers	環境中の放射能測定—空気：ラドン-222—ラドン校正施設、ラドン測定器製造会社、ラドン測定サービス提供会社の品質保証・品質管理
ISO 13164-1	Water quality — Radon-222 — Part 1: General principles	水質—ラドン-222 —パート 1：一般原則
ISO 13164-2	Water quality — Radon-222 — Part 2: Test method using gamma-ray spectrometry	水質—ラドン-222 —パート 2：ガンマ線スペクトロメトリを用いた試験方法
ISO 13164-3	Water quality - Radon-222 - Part 3: Test method using emanometry	水質—ラドン-222 —パート 3：エマノメトリ（脱気）を用いた試験方法
ISO 13164-4	Water quality — Radon-222 — Part 4 Test method using two-phase liquid scintillation counting	水質—ラドン-222 —パート 4：二相液体シンチレーションカウンティングを使用した試験方法

3. 結論

我が国においてはラドンの規制に関して未だに議論が行われていないものの、諸外国では現状把握のためのラドン調査、規制への検討が精力的に進められている。ラドンの規制値にはラドン放射能濃度が用いられており、参考レベルとして示されている。そのため、放射能測定値の信頼性を十分に確保しなければならず、諸外国での濃度評価には国際的にも高い品質が維持された、上記に示すような国際規格が導入されている。今後ラドンの規制を検討するならば、国際規格に準拠した方法で調査等を実施していく必要があろう。

*Shinji Tokonami¹ and Yasutaka Omori¹

¹Hirosaki Univ.

放射線工学部会セッション

放射線標準のトレンド
Trends in Radiation Standard

(3) JAEA における二次標準の現状について

(3) Current Status of Secondary Standards at JAEA

*谷村 嘉彦¹, 吉富 寛¹¹原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構(JAEA) 原子力科学研究所にある放射線標準施設棟(Facility of Radiation Standards「FRS」)には、X線、 γ 線、 β 線、中性子線の標準場があり、利用できる放射線の種類・エネルギー範囲の広さにおいても世界でもトップクラスの校正施設である。これらの標準場は、産業技術総合研究所にある国家標準とのトレーサビリティが確保された二次標準として、国内外の放射線測定器の校正・試験に広く利用されている。JAEA 内部ユーザー及び施設供用制度を通じた外部ユーザーによる放射線測定器の校正や研究開発、並びに公益財団法人 放射線計測協会を通じた放射線測定器の校正サービスでの利用に加えて、2022年6月からは、国内初の放射線分野における JIS 登録試験所として、放射線測定器の JIS 試験のサービスを開始した。本講演では、FRS の各種標準場、JIS 登録試験所、今後の展望について紹介する。

2. FRS に整備されている各種標準場

FRS では、X線標準場、RI線源を用いた γ 線標準場、 β 線標準場、RI線源を用いた中性子標準場、並びに静電加速器を用いた単色中性子標準場及び高エネルギー γ 線校正場等の多種多様な標準場が整備されている。これらの各種標準場の一覧を図1に示す。

2-1. X線・ γ 線標準場

中硬 X線発生装置(最大管電圧 300kV、最大管電流 30mA)を用いて JIS Z 4511 に規定される QI シリーズ及び N シリーズの線質の X線標準場を整備して、実効エネルギーで 20keV~260keV の領域で放射線測定器の校正・試験に利用している。

γ 線標準場については、鉛製コリメータ付照射装置 3 台により ^{137}Cs や ^{60}Co 線源からの γ 線を利用した放射線測定器の校正・試験が実施できる。また、多数の個人線量計などについて、 ^{137}Cs や ^{60}Co 線源からの γ 線を同時に照射できる 2π 照射装置を用いた線量計の校正も可能である。さらに、コリメータ外に設置された ^{241}Am 、 ^{137}Cs 、 ^{60}Co 等の線源からの γ 線を利用した、より低い線量率での放射線測定器の校正・試験も可能である。

その他に、4MV ペレトロン加速器からの陽子ビームと $^{19}\text{F}(\text{p},\alpha)^{16}\text{O}$ 反応を用いた平均エネルギー 6.2 MeV の高エネルギー γ 線も利用可能である。

これらの標準場では、国家標準で jcss 校正された電離箱検出器を用いて基準線量を評価することにより、トレーサビリティを確保している。

2-2. β 線標準場

ドイツ物理工学研究所(PTB)で開発され、世界中で広く利用されている BSS2 (Beta Secondary Standard 2) 並びに $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 、 ^{85}Kr 及び ^{147}Pm 線源を用いた JIS Z 4514 のシリーズ A の β 線標準場に加えて、 $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 、 ^{204}Tl 及び ^{147}Pm 線源を用いた JAEA 独自のシリーズ B の β 線標準場を整備しており、放射線測定器の β 線による校正・試験が可能となっている。X線・ γ 線標準場と同様に、国家標準で jcss

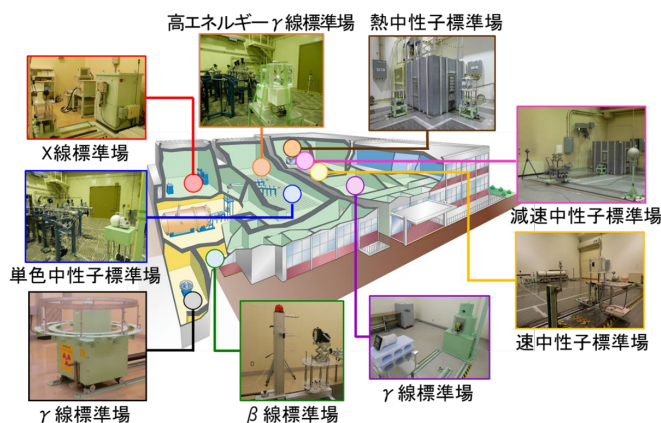


図1 FRS の施設設備と各標準場

校正された薄壁型電離箱検出器を用いてトレーサビリティを確保している。

2-3. 中性子標準場

FRS では、グレーチング低散乱床構造の二つの 10m×10m×10m 以上の大きな照射室に、RI 中性子線源を用いた連速エネルギースペクトル中性子標準場、及び静電加速器を用いた単色（単一エネルギー）中性子標準場を整備している。

RI 中性子線源として、 ^{252}Cf 及び $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を保有しており、これらを用いて速中性子標準場、熱中性子標準場、重水減速中性子標準場、黒鉛減速中性子標準場の 4 種類の標準場を整備している。速中性子標準場では、照射室の中央に ^{252}Cf 又は $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を配置して高速中性子で放射線測定器の校正・試験を行う。熱中性子標準場では、1.5m×1.64m×1.5m の黒鉛パイルの中央に ^{252}Cf 線源を装荷してパイル外に漏えいする熱中性子を利用する。重水、黒鉛の 2 種類の減速中性子標準場では、球形の重水減速材又は黒鉛パイルに ^{252}Cf 線源又は $^{241}\text{Am-Be}$ 線源を装荷して、作業場のスペクトルに近づけた減速中性子を利用する。これらの線源については、校正事業者で JCSS 校正された減速型中性子測定器（可搬型ロングカウンタ）で中性子放出率を評価されており、これによりトレーサビリティを確保している。

単色中性子標準場では、4MV ペレトロン加速器を用いて加速された陽子又は重陽子ビームを中性子発生用ターゲットに入射させることにより、JIS Z4521 に規定されている 8keV～19MeV の単色中性子を発生させて、放射線測定器の校正・試験に利用している。国家標準で jcss 校正された球形減速型中性子測定器を用いて FRS の単色中性子標準場の基準フルエンスを評価することにより、トレーサビリティを確保している。

一般に中性子測定器は、エネルギーによってその応答（感度）が大きく変化するため、測定器の性能を正確に把握するためには、単色中性子を利用したエネルギー特性試験が重要となる。

3. 産業標準化法試験事業者登録制度に基づく JIS 登録試験所

放射線測定器に係る日本産業規格（JIS）では、エネルギー特性、方向特性、直線性、温度特性等の要求される性能を確かめるための試験方法が記載されている。これらの試験が、公正かつ確かな信頼性をもって行われていることを保証する制度として、産業標準化法試験事業者登録制度（Japan National Accreditation system「JNLA」）が独立行政法人製品評価技術基盤機構（NITE）の認定センター（IAJapan）により運営されている。JIS に準拠した放射線測定器であることを証明するためには、JIS 試験の実施が必須となるが、これまで放射線測定器の JIS 登録試験所がなく、この結果を明確に示すことができなかった。

FRS では幅広い放射線種とエネルギーに対して放射線測定器の試験を実施できる世界でも有数の設備を整備しており、放射線測定器の JIS 試験を実施できる希少な施設である。そこで、JNLA に基づき JIS 試験所として登録されることを目指して、JIS に準拠したエネルギー特性試験手順の整備、トレーサビリティ確保と不確かさ評価手法の確立、ISO/IEC17025 に基づく品質保証体制の構築を行った。IAJapan による審査を経て、2022 年 6 月 23 日に放射線分野では初となる JIS 試験所として登録され、放射線測定器のエネルギー特性試験（JIS Z 4345, JIS Z 4416, JIS Z 4333 及び JIS Z 4341）のサービスを開始した。これにより、国内で放射線測定器のエネルギー特性に係る試験を JIS に準拠して高い信頼性で実施するための基盤が整備された。

4. 今後の展望

FRS では、X 線・ γ 線で試験が可能なエネルギー範囲を広げることを目的として、原子力災害等で ^{131}I の大量放出があった場合に必要となる 350keV 付近の γ 線及び医療現場の被ばく管理で重要となる 30keV 以下の X 線領域での放射線測定器の試験を可能とするために、 ^{133}Ba 線源を用いた γ 線標準場及び蛍光 X 線標準場の開発を行っている。

また、エネルギー特性試験の範囲を拡大し、方向特性や直線性など、他の試験項目でのサービスを開始できるように JIS 登録試験所を拡充するとともに、海外でも試験成績書をそのまま通用させるために必要な国際 MRA 対応とすることにより、国内外の放射線測定器の信頼性確保に貢献してゆく。

*Yoshihiko Tanimura¹ and Hiroshi Yoshitomi¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture | Over view Report | Investigation Committee on Nuclear Data[Co-organized by Nuclear Data Division]

[3E_PL] 60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data

All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities

Chair:Yukinobu Watanabe(Kyushu Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room E (12 Bldg.2F 1225)

[3E_PL01] 60 Years of Investigation Committee for Nuclear Data

*Tokio Fukahori¹ (1. JAEA)

[3E_PL02] Activities in Nuclear Data Division and Expectations for the Future

*Katsuhisa Nishio¹ (1. JAEA)

[3E_PL03] Activities with JENDL Committee

*Kenichi Yoshioka¹ (1. TOSHIBA ESS)

[3E_PL04] What we expect to Investigation Committee for Nuclear Data

*Satoshi Chiba¹ (1. Tokyo Tech)

シグマ委員会設立 60 周年記念

ー核データ研究へのオールジャパンでの取り組みー
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

(1) シグマ委員会 60 年の歩み

(1) 60 Years of Investigation Committee for Nuclear Data

*深堀 智生

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

シグマ委員会の 60 周年にあたり、その歩みを概観する。本発表の多くは、参考文献[1-28]に示された今までのシグマ委員会の歴史的な記述をレビューしたものである。なお、シグマ委員会の詳細な年表は、核データニュース 134 号のシグマ委員会 60 周年記念記事の最後に示される予定である（予稿作成時点）。

中沢正治先生の記述[5]によると「原子力の魅力の原点としての核データがある」。核分裂連鎖反応によるエネルギー発生が原子力のスタートである。原子核的現象をエネルギー生産システムとして実現させる方策として、核分裂現象自身の基本的性質に関する理解のための核データ活動が、原子力の魅力の原点に最も近いところでの仕事となる。核データ活動は核データの生産（測定）、収集・評価、利用という 3 部門に大別され、それぞれ核データの生産者、評価者、利用者が分担する。

設立当初、シグマ委員会は、表裏一体である日本原子力学会（原子力学会）シグマ特別専門委員会と日本原子力研究所（原研）シグマ研究委員会から成り立っていた。「委員会」の語感から感じられる「検討の場」というよりは核データの調査・評価・編集等の実際の作業（測定も加えて以下「核データ活動」と称する）を行っている点が、現在に至るまで、独創的と言える。現在では、原子力学会シグマ調査専門委員会と原子力機構 JENDL 委員会は個別に活動しており、核データ活動の作業の多くは JENDL 委員会が継承している。

2. シグマ委員会の歩み

2-1. 黎明期

1956 年、我が国への軽水炉の導入の検討開始と時期を同じくして、原研が発足する。産業界においてはすでに核データに関する議論が始まっていた。原子力学会の企画委員の諸氏が、シグマ委員会を設置し、原子力平和利用研究委託金を受けるよう提案した。この受け口として、1963 年 2 月 14 日、主査に百田氏、幹事に安、大野、立花、高橋の各氏、委員数 19 名でシグマ専門委員会が発足した。対象とする核データは、中性子反応断面積及び核分裂に関するデータで、原子核物理的な核データと異なることから、「核データ」という言葉を使わずにシグマ委員会（英文名は Japanese Nuclear Data Committee）とした。シグマ委員会の発足当初の目的は、「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」及び「核データセンターの設置」であった。

この頃、日本ではデータは収集するもので、生産するものではなかった。このため、核データの収集は外国に依存することになる。1964 年、米国コロンビア大学の Goldstein 氏からシグマ委員会に彼の Card Indexing for Nuclear Data Accumulation (CINDA) への参加の誘いがあった[5]。「指示された論文を所定のフォーマットに従って、カードに記入し、返送するように」と依頼された。この CINDA は、欧州原子力機関 (ENEA) と国際原子力機関 (IAEA) で取り上げられて、後の Computer Index for Nuclear Data (CINDA) へと発展した

*Tokio Fukahori

Japan Atomic Energy Agency.

が、これが国際協力への最初の入口となった。CINDA 発足当時、国によっては採録が杜撰なものと批判があったそうだが、日本の採録は「完璧」との評価だった。

同時期の国際協力体制では、米英カナダによる 3 国原子核断面積委員会 (Tripartite Nuclear Cross Sections Committee、TNCC、1956 年創設) と OECD 傘下の欧州諸国が参加する欧米核データ委員会 (European American Nuclear Data Committee、EANDC) が設立されていた (1963 年)。一方、国際原子力機関 (IAEA) では、同様の意図での国際核データ科学ワーキンググループ (International Nuclear Data Science Working Group、INDSWG) が設立された。1964 に日本が OECD に加盟する。これに伴い EANDC の第 8 回会合 (1965 年) がロスアラモスで開催された際、日本の EANDC への加盟が検討された。この後、第 9 回会合 (英アスコット、1966 年) からメンバーとして参加できるようになった。1964 年第 2 回 INDSWG 会合で ENEA が仏国サクレ研究所で核データ収集センター設置の準備をしていると報告した。報告者の H. Smet 氏 (ENEA) から、散会后、日本にここへの参加を打診された。実際の ENEA 核データ収集センター (現 NEA/Data Bank) への参加は、2 年後の 1966 年 1 月であった。1965 年 EANDC の会合に先立って米国ブルックヘブン国立研究所 (BNL) で EANDC 企画の「中性子断面積データ評価に関するセミナー」が開催された。「核データ評価」という「新しい」概念が研究者の間で共通に認知されるようになった。

シグマ委員会の黎明期には、提供側と利用側の組織的な協力により、高速中性子グループ、共鳴中性子グループ、熱中性子グループの 3 作業グループを設置し作業を始めた。当初、その目標に「日本のシグマ・センターの確立」(役割の想定は、外国のデータセンターとの連絡窓口、国内の測定結果または測定要請の調査、外国から入手したデータの国内配布、独自のデータ収集・整理・評価・計算) を謳った。1966 年には JNDC ニュースを創刊するとともに、日本の測定要求リストを作成した。この頃、核データ評価活動も始まる。核データの収集については国際協力で解決する等、発足 4 年で基礎固めを果たす。

2-2. 発展期

「日本でも専門の核データ研究者 (evaluator) を養成して、彼らの研究の場を作る」ことが提案された。このため、評価を専門とする研究者のグループを創設し、渉外・情報活動とデータの収集・評価とを専門の業務として行うセンター機能を持った組織を確立することが必要だとされた。シグマ委員会の事務局は、原研にあった核物理研究室 (1963 年)、核データ研究室 (1968 年)、原子核データ室 (1976 年、認可組織)、核データセンター (1977 年、改称) と変化し、核データセンターの設置により組織の確立としては、一段落した。

核データセンターの設立の流れは以下のとおりである。1960 年代末ごろからセンター設立に向けた核データ活動の必要性のアピールは進められていた。NAIG、MAPI、日立の 3 社から原研理事長に核データセンター設立要望書提出 (1967 年 7 月 20 日付) されたのを皮切りに、日本原子力学会より科学技術庁原子力局長宛に「核データの収集・整備の機関設立に関する要望書」(1967 年 7 月 25 日付) が提出されるなど、矢継ぎ早に運動された。また、原子力学会会長より原子力委員長宛に「核データ整備の専門機関設置に関する要望書」(1975 年 9 月 12 日付) が出された。さらに、原子力産業新聞 4 面全体に「新たな役割を期待される核データ」掲載 (1974 年 7 月 11 日) され、同 6 面全体に「核データセンターの早期設置を」の原子力学会会長/日本学術会議副会長・伏見康治先生の記事掲載 (1975 年 6 月 19 日) があった。このような努力があり、シグマ委員会設立当初の目的であった「核データセンター設置」が達成された。

核物理及び炉物理両サイドによる JENDL 作成というもう一つの目標に邁進し、JENDL の作成に踏み切ったのは 1973 年である。JENDL-1 は、1974 年から評価作業が開始される (1977 年に完成)。この前、「各国の核データファイル (西独 KEDAK、英 UKNDL、米 ENDF) があるのに、日本で独自に評価済み核データファイルが必要か?」、「外国のライブラリーを手軽に継ぎ合わせて使う方が利口である」という風潮があったようだ。外国ファイルを使って炉定数を作成していたのが実情であり、ここからの指摘だったと思われる。しかし、独自の核データファイルを持たなければ先進諸国は対等に扱ってくれなくなる。現在の日本の立ち位置を考えれば、まさに先見の明であったと言える。すなわち、ENDF/B-V の非公開 (1978 年) である。翌年には、この波紋が広がる。欧州で European-Japanese Nuclear Data File の構想が立ち上がる。これは後の、JEF (1981 年開始) から JEFF につながっていく。すでに、日本は国際的な地位を確立していた。日本では、JENDL-

1 から JENDL-2 へと作業が移り、1982 年に JENDL-2 が完成する（1984 年原子力学会賞特賞受賞）。

1983 年に、シグマ委員会が成人式を迎えると、長期的観点に立って問題をとらえる諮問・調整委員会を設置、核データ研究会を 1984 年から「アジア地域核データセミナー」として開催、特殊目的データファイルの作成開始、核データ普及の視点の獲得等、次々と新しい活動を展開していく。この象徴が、1988 年に水戸で開催された我が国初めての「科学と技術のための核データ国際会議（ND1988）」である。これで、本当の意味で、核データの国際社会で「大人の仲間入り」した時期となった。

2-3. 成熟期

1989 年に JENDL-3 を公開した頃、それまでの評価作業で培われた核データ評価法を利用しやすくするための統合核データ評価システム（INDES）の開発が始まった。どの評価用コードをどんな核物理パラメータセットで評価に利用したか、核種ごとに収集を始めた。今では、これを残すために、核データファイルの冒頭説明の部分（ENDF-6 フォーマットのファイル 1）にこれらを記載するようになっているが、この発想は画期的であった。これが、後の RIPL（Reference Input Parameter Library）であり、IAEA/NDS の CRP として国際協力で活動し、現在まで続いている。

1989 年、JENDL、JEF、ENDF の 3 者が NEANDC の元に置いた作業部会として評価国際協力ワーキングパーティー（WPEC）が創立された。この後すぐ欧米核データ委員会（EANDC）以来 30 年活動してきた NEA 核データ委員会（NEANDC）が、NEA 炉物理委員会（NEACRP）とともに 1991 年末で廃止され、新たに設立された NEA 原子力科学委員会（NEANSC）に吸収された。

1993 年にシグマ委員会は創立 30 周年を迎えた。この後、JENDL-3.2 が完成（1994 年）し、旧ソ連の科学者支援のための国際科学技術センター（ISTC）の設置された頃、核データセンターの web サービス及びシグマ委員会 ML（JNDCmail）が開始された（1995 年）。

2003 年、シグマ委員会は 40 周年を迎える。「自分たちの使うデータは納得のいくものを使いたい」という産業界からの要求の元に利用者と作成者が 40 年にわたって営々と整備してきたのが JENDL である。JENDL-3.3 が完成（2002 年）したことによって、JENDL の一時期が画したと言える。この頃、原子力学会に核データ部会も設立（2000 年）された。長谷川氏はシグマ委員会 40 年記念に当たっての一連の寄稿[6]で「核データファイルにはその時点までの最新の実験データ、使用経験のすべてが蓄積されている。利用者はこのファイルにアクセスするだけで、最先端知見が凝縮されたデータを使用できる」と述べている。これが「素性の分かった」国産の核データを持つ意義である。

2005 年、サイクル機構と原研が統合し、原子力機構が発足した際、シグマ委員会は最大の危機を迎える。原研シグマ研究委員会の廃止及び核データセンターの消滅（研究主体でセンター業務は陰に隠れてしまった）により、原子力学会シグマ特別専門委員会が常置委員会から 2 年毎に延長を申請する普通の特別専門委員会になった。幸い、原研シグマ研究委員会は当時の原子力機構核データ関係者の働きかけで、2006 年 JENDL 委員会として復活することができた。現在のシグマ委員会、核データ部会、JENDL 委員会及び核データ評価研究グループの関係は図 1 のようになっている。

JENDL-5 として JENDL が統合ファイルとして一応の完成を見た現在、JENDL の容量の変遷（図 2）をもとに、その進化を振り返ってみたい。JENDL-1 はおっかなびっくり作成されていた感はあるが、この経験をもとに JENDL-2 は格納核種数を伸ばした。JENDL-3 では、特殊目的ファイルの一つである核融合ファイルの経験を活かし、二重微分断面積の大幅追加により、容量が増えた。JENDL-4 では、誤差データである共分散が多くの核種に与えられ、指数関数的に容量が増えた。ここまでは、他国の主要ファイルとの容量の差はあまりなかった。しかし、JENDL-5 はさらに桁の違う格納容量となっており、他のファイルとの差が大きくなっている。このあたりの理由は、JENDL-5 のレポートに譲るが、JENDL は進化し続けている。

さらに、この間、炉物理における悲願である「自前のフルスケール核データ処理コード FRENDY」が公開された（2019 第 1 版、2022 第 2 版）。関係各位のご努力には大いに感謝したい。これにより、評価屋の断面積と炉物理屋の炉定数が、完全に同じステージに立つことができた。JENDL の商品価値も上がり、普及に弾みがつくと思う。

3. おわりに

シグマ委員会も還暦を迎えたが、まだまだ発展の余地が残されている。国際統一ファイルはまだであるが、個人的には「ユーザニーズに適時に対応できる究極の核データベースとは何か」が、次世代の核データの担い手たちに是非考えてほしい命題である。一方、日本での核データ評価能力を維持出来なければ、世界統一ファイルに対抗出来ないし、究極の核データもおぼつかない。この意味でも、人材の確保と育成は最重要課題である。

参考文献

- [1] 深堀智生、「企画セッション（核データ部会・「シグマ」調査専門委員会共催）「核データ部会 20 年間の歩みとこれからの 20 年」：(2) 核データ部会 20 年に寄せて」、核データニュース、127、20-27 (2020)
- [2] 中嶋龍三、「原子力における核データーその歴史と展望ー」、原子力学会誌, 23[7], 465-469 (1981) .
- [3] 更田豊次郎、「核データセンターの活動」、原子力学会誌, 20[5], 323-328 (1981) .
- [4] 中嶋龍三、「20 周年記念講演：シグマ委員会 20 年を振り返って,1982 年核データ研究会報文集, JAERI-M83-041, 2-8 (1983).
- [5] 中嶋龍三他、「シグマ委員会創立 30 周年記念」、核データニュース, 44, 1-31 (1993).
- [6] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 40 周年記念」、核データニュース, 74, 1-20 (2003).
- [7] 五十嵐信一他、「シグマ委員会創立 50 周年記念」、核データニュース, 104, 1-34 (2013).
- [8] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1963-1964」、原子力学会誌, 7[5], 248-252 (1965).
- [9] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1965-1966」、原子力学会誌, 9[10], 604-610 (1967).
- [10] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1967-1970」、原子力学会誌, 14[2], 70-78 (1972).
- [11] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1971-1972」、原子力学会誌, 15[12], 832-842 (1973).
- [12] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1973-1974」、原子力学会誌, 17[12], 645-652 (1975).
- [13] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1975-1976」、原子力学会誌, 19[12], 814-821 (1977).
- [14] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1977-1978」、原子力学会誌, 21[11], 840-847 (1979).
- [15] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1979-1980」、原子力学会誌, 24[2], 122-130 (1982).
- [16] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1981-1982」、原子力学会誌, 25[12], 993-1003 (1983).
- [17] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1983-1984」、原子力学会誌, 27[12], 1114-1123 (1985).
- [18] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1985-1986」、原子力学会誌, 29[11], 982-991 (1987).
- [19] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1987-1988」、原子力学会誌, 32[1], 56-64 (1990).
- [20] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1989-1990」、原子力学会誌, 33[12], 1142-1150 (1991).
- [21] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1991-1992」、原子力学会誌, 36[1], 60-67 (1994).
- [22] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1993-1994」、原子力学会誌, 37[12], 1095-1103 (1995).
- [23] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1995-1996」、原子力学会誌, 39[12], 1019-1027 (1997).
- [24] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1997-1998」、原子力学会誌, 41[12], 1213-1221 (1999).
- [25] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 1999-2000」、原子力学会誌, 44[1], 106-114 (2002).
- [26] シグマ委員会、「シグマ委員会 2 年報 2001-2002」、原子力学会誌, 45[12], 808-810 (2003).
- [27] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 24 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC) 会合報告」、核データニュース、102、44-65 (2012).
- [28] 深堀智生、原田秀郎、石川眞、「第 25 回 OECD/NEA 原子力科学委員会核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC) 会合報告」、核データニュース、105、52-71 (2013).

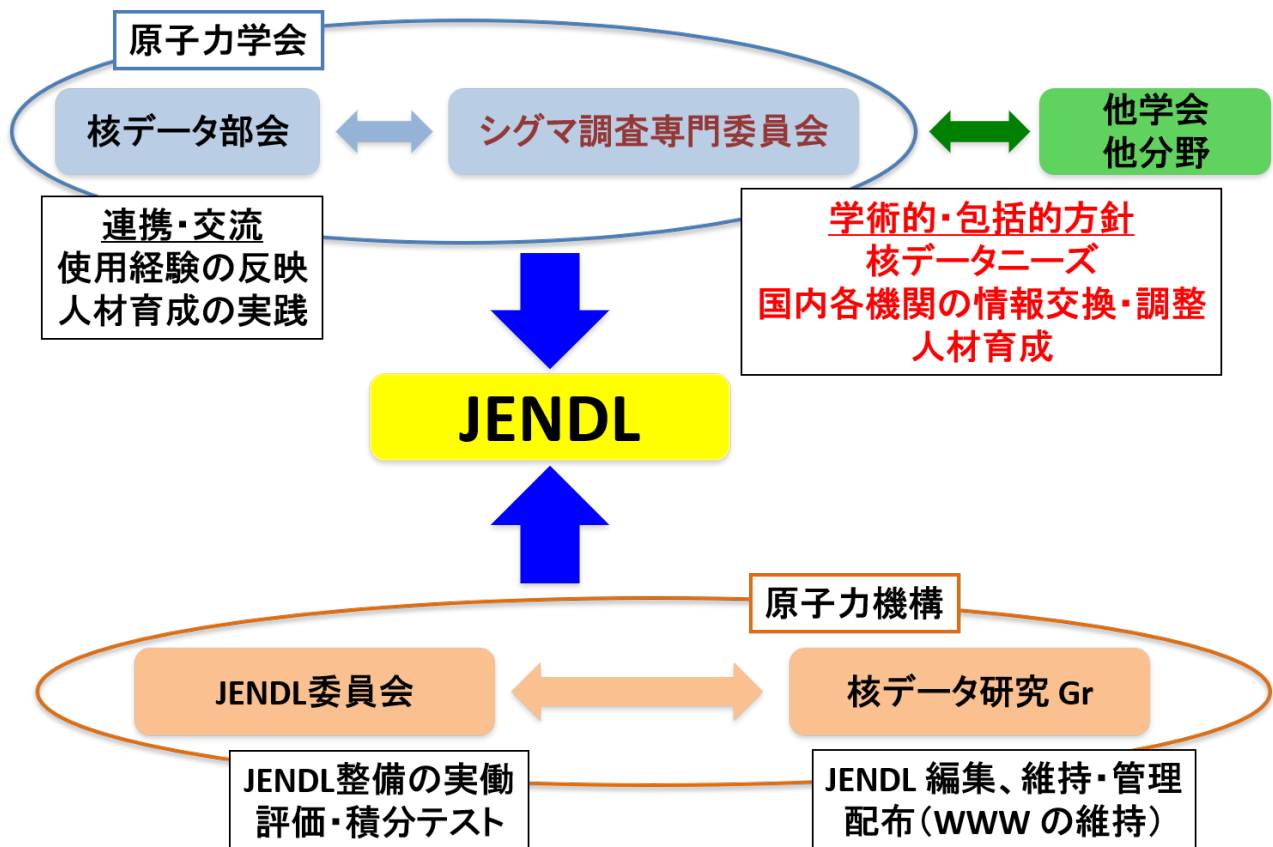


図1 シグマ調査専門委員会と関連委員会との関係

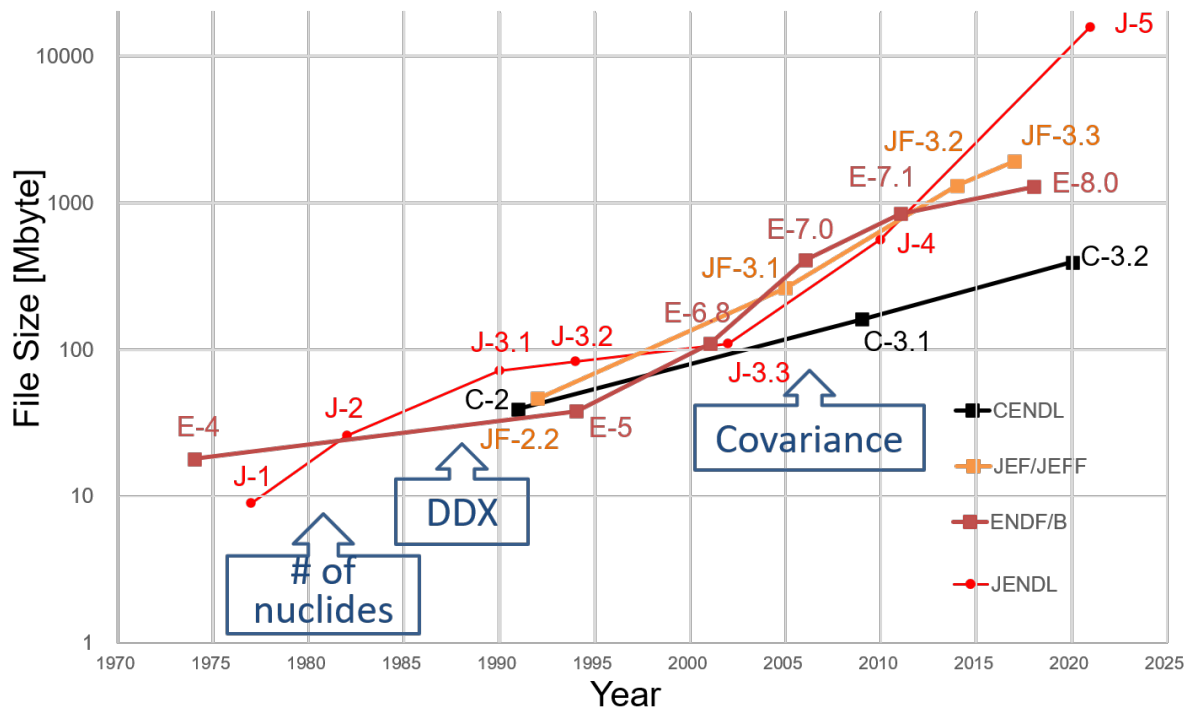


図2 評価済み核データファイルの変遷

シグマ委員会設立 60 周年記念
－核データ研究へのオールジャパンでの取り組み－
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data
- All Japan Endeavor for Nuclear Data Activities-

(2) 核データ部会と今後の期待

(2) Activities in nuclear data division and expectations for the future

*西尾 勝久

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

日本原子力学会核データ部会は、核データ研究会の開催や核データニュースの発信、部会賞の選考、国際交流や国際会議の運営などを通じて、日本の核データに関する情報の発信の中心的な役割りを担うとともに、核データの将来を議論する上で重要な役割を担っている。任期 2 年ごとに交代する形で受け継がれ、今年度で 11 期運営委員が終了し、令和 5 年度から新たに 12 期がスタートする。

核データ活動は、①基礎となる核データの取得やデータを記述する理論の構築、②ライブラリーや計算コードの構築、③原子炉や加速器システムへの適用と計算といった流れがあり、専門家はこれら 3 つの部門のいずれかを担当している。この流れは、基礎的なデータ取得から実用に至るまで、研究や開発のステップが階層を持って構築されている点においてユニークである。さらには、基礎から応用に向かって、一方通行の流れで完結せず、③の結果を踏まえて、再度、①に向かって課題が与えられるという循環がある。核データ部会や「シグマ」調査専門委員会は、日ごろ自分の専門領域に集中している中であって、これら会合を通じて自らの役割を改めて認識するよい場でもある。

核データ研究開発の歴史は、中性子入射反応から始まり、ライブラリーとして取り扱う領域は、中性子エネルギー 20MeV までが対象だった。一方、加速器の設計など、用途の拡大に応じて取り扱うエネルギー範囲は広がり、また入射粒子についてもいくつかの荷電粒子を取り扱うなど、核データ範囲において広がりを見せている。対象とする核データの種類が増えることは、社会の需要に求めるものであり、当分野でも取り組むべき必要がある。一方、①の核データ測定の領域で活動してきた立場からすると、現状、核データを取得するための研究者や施設を維持する技術者の数において、多様化する実験データを十分に取得できる状況とは言えない。また、加速器・原子炉で利用できるビームタイムにも制限がある。これを改善していくことは重要であるが、あわせて、戦略的な対応策が必要である。その一つとして、基本原理からスタートする予測精度の高い理論を構築し、ここからデータを評価していくしくみである。実験は、理論を記述する上で特に本質的に重要なデータを優先する。

その例として、核分裂データを取り上げる。核分裂に関わるデータは沢山ある。しかし、スタート地点は複合核に与えられる条件だけで、核種、励起エネルギー (E^*)、スピン・パリティ (J^π) の分布である。例えば、入射する中性子のエネルギーが高くなった場合、核分裂生成物の収率や即発中性子の数とエネルギースペクトルが変化する。核分裂片の収率の変化は、遅発中性子の数に変化を与える。複合核からスタートする核分裂の理論を高度化すれば、実験的に取得が困難なデータを評価する状況にあっても外挿に道筋が与えられ、評価方法に根拠を与えることができる。測定が困難なデータは一般に誤差も多くつくが、この不確定性程度まで理論を高度化するのが目標となる。

2. 核分裂データ

2-1. 核分裂過程と核データ

核分裂は、複合核の形状からスタートし、時間とともに変形が成長し、最後に切断することで 2 つの核分

裂片が生まれる過程である。核データを評価するうえで、最もカギとなる部分であり、かつ理論の信頼度が評価されるのは、切断した状態（これを **scission** という）における大小2つの核分裂片の核種 (A, Z) の確率分布と、それぞれの核分裂片の変形度、励起エネルギー、および J^π 分布である。実験の役割は、これらの情報を得るための諸量を取得することである。例えば ^{235}U の熱中性子核分裂で放出される中性子の数は、平均 2.4 個であるが、これは2つの核分裂片から放出され、その起源は切断した瞬間 (**scission**) における核分裂片の変形度にある。**scission** の状態から加速された核分裂片は、十分加速された後に基底形状に変化するが、この際、変形エネルギーが励起エネルギーに変化するため、このエネルギーに比例して中性子が放出される。 $n_{\text{th}}+^{235}\text{U}$ の核分裂では、軽い核分裂片から平均 1.0 個、重い核分裂片から 1.4 個出るので、合計 2.4 個となる[1]。このような数字は核分裂スペクトルの評価にも影響する。また、核分裂片が持つ運動エネルギーの和（全運動エネルギー-TKE）は、**scission** で2つの核分裂片が持っているクーロンエネルギーにほぼ等しい。TKE は **scission** における2つの核分裂片の変形度と結びついているため、核分裂片の電荷（陽子数） Z_1, Z_2 に加え、TKE を測定することで **scission** の形に制限が与えられる。ただし、大・小2つの核分裂片はそれぞれ異なる変形度を持っていることがわかっており、TKE だけでは **scission** の配置は決まらない。

核分裂理論を構築するため、まず第1に重要なのが（1）核分裂片の質量数収率（及び電荷）の分布、（2）核分裂片の質量数に対する運動エネルギーの変化、および（3）それぞれの核分裂片から放出される中性子の数、となる。私が学生時代を過ごした 1990 年代後半は、これらを記述できる満足のゆく理論計算は無かった。計算機的能力に限界があったとも言える。しかし、ここ 10 年の理論研究の進展はめざましく、複合核からスタートし、実験データと比較できる観測量を与える理論が構築されてきており、今後実験と理論のタイアップが期待できる。特に、動力学モデルにおける日本の役割は大きい[2,3]。実験では、2000 年ごろからドイツ GSI で始まった逆運動学手法において、初めてオンラインで核分裂片の電荷 (Z) を決定することができるようになった[4]。逆運動学手法による核分裂データの取得はフランス GANIL でも行われている[5]。

次に重要な課題は、入射中性子エネルギーに対する核分裂データを記述するため、複合核の励起エネルギーと核分裂の関係を見ることである。励起エネルギーを上げると原子核の殻構造が薄れ、ふた山構造を示す質量数に対する収率分布の谷間がうまり、対称核分裂成分が増加する。 ^{235}U や ^{239}Pu は核分裂性核種であり、熱中性子を吸収して容易に核分裂する。入射中性子が 10MeV や 20MeV に上がり、複合核からの中性子放出のしきい値が上がると、核分裂は中性子蒸発と競合するようになる。評価によれば[6]、 $n+^{235}\text{U}$ の反応で、中性子エネルギーが 10MeV になると、複合核 $^{236}\text{U}^*$ が直接核分裂するものは 25%、1 つ中性子を出して $^{235}\text{U}^*$ が核分裂するものは 75% に達する。20MeV 中性子だと ($^{236}\text{U}^* : ^{235}\text{U}^* : ^{234}\text{U}^* : ^{233}\text{U}^* = 13\% : 33\% : 41\% : 13\%$) となり、核データ評価には $^{233}\text{U}^*$ の核分裂の記述も必要となる。この“マルチチャンス核分裂”の効果により、核分裂する原子核の励起エネルギーをかなり下げることになる。それゆえ、原子核の殻構造が回復し、これと並行して、ふた山構造をもつ質量非対称な質量数分布を回復させることになる。実際に、マルチチャンス核分裂の核分裂収率に与える影響は明確に示されている[7]。また、複合核の励起エネルギーが増加した場合、その増加分は、主に重い核分裂片に追加されることが、核分裂片から放出される中性子の測定からわかっている[8]が、データは限定的と言える。以上から、高エネルギー核分裂データの高度化のためには、マルチチャンス核分裂の割合を詳細に測定すること、および複合核の励起エネルギーの大小核分裂片への配分を決める測定を行うことが重要であり、実験と理論にとって大きなチャンレンジといえる。前者についての実験では、例えば蒸発残留核を同定しながら直接検出する、といった新たな実験手法を考える必要がある。

さらに残された課題として、核分裂におけるスピンの発生がある。核分裂片のスピンドistributionは、励起エネルギー分布と合わせて、即発中性子やガンマ線を発生させる始条件となる。核分裂片から放出されるガンマ線の数から、核分裂片はおおよそトータルで 6~8 $\hbar$ のスピンを持つと考えられるが、その発生のメカニズムははっきりしていない。また、厳密には、中性子過剰核である核分裂片の準位構造が必要となる。この効果を示す例として、近年、 $n_{\text{th}}+^{235}\text{U}$ において 20MeV までの高エネルギーの即発ガンマ線が出ていることがわかったが[9]、このような γ 線が放出されるためには、低い励起エネルギーに高スピンの準位が存在する必要がある、またこのような核分裂片の核種はある程度限定された領域にあることが示唆された。このように評価を高度化するには、不安定核を生成してビームを取り出す施設での実験が必要となる。大型の不安定核実験施設は、

国内では理研があり、また世界的にみても多くの国で運営・計画されている。ここで得られるデータは、原子力工学と原子核物理学の双方において重要であり、今後、協力のもとで進んでいくことを期待したい。

2-2. 核分裂コード

複合核からスタートし、scission における初期の核分裂片を発生させて、その後の中性子やガンマ線（即発および遅発過程）の放出などにつなげる仕組みは、これまで独立に評価されてきた核分裂核データを統一的に理解することにつながる。特に、測定が難しい核データを評価するために道筋を与えるものとなる。核分裂イベントを発生させ、すべての諸量を矛盾なく一貫して記述するコードの開発は欧米で進んでおり、CGMF [10], FREYA [11], GEF [12], FIFRELIN [13] といったコードがある。コードにもよるが、核分裂収率や TKE 分布などを予め求めるものもある。最初の試みとしては理解できる一方、適用性と汎用性を持たせるには、最終的には複合核の初期条件だけを入力するコードを記述するのが理想である。日本では、上で述べた動力学モデルを用いた計算において、上の（１）～（３）の諸量をかなりよい精度で記述できている。日本発信で汎用性の高い核分裂片の発生コードを開発し、関連する核分裂データの統一的な評価に期待したい。

3. まとめ

ここでは、核分裂核データについて述べた。核分裂は、古いテーマであるが、現在においても、実験および理論研究において、新たな成果とアイデアが生まれている。2010 年には、中性子欠損核である水銀 180 が質量非対称分裂することが発見され[14]、非対称核分裂が起こるのはアクチノイド原子核だけである、という思い込みを覆した。現在は、アクチノイドから ^{180}Hg までを統一的に理解する理論チャレンジが進んでいる。新しい発見は、核分裂モデルの高度化をもたらし、この知見は核データ評価にもフィードバックされる。天体での r プロセス元素合成でも核分裂の重要性が指摘されている。核分裂は、原子力工学、核物理、天体など、分野をまたいでオールジャパンとして取り組むテーマの 1 つと言える。他の核データ評価についても、同様に連携が構築されるものと考えている。

参考文献

- [1] K. Nishio et al., Nucl. Phys. A **632**, 540 (1998).
- [2] Y. Aritomo et al., Phys. Rev. C **88**, 044614 (2013).
- [3] C. Ishizuka et al., Phys. Rev. C **96**, 064616 (2017).
- [4] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Phys. A **665**, 221 (2000).
- [5] M. Caamano et al., Phys. Rev. C **92**, 034606 (2015).
- [6] A.E. Lovell, Phys. Rev. C **103**, 014615 (2021).
- [7] K. Hirose et al., Phys. Rev. Lett. **119**, 222501 (2017).
- [8] A.A. Naqvi et al., Phys. Rev. C **34**, 218 (1986).
- [9] H. Makii et al., Phys. Rev. C **100**, 044610 (2019).
- [10] B. Becker et al., Phys. Rev. C **87**, 014617 (2013).
- [11] J. Verbeke et al., Comput. Phys. Commun. **222**, 263 (2018).
- [12] K.-H. Schmidt et al., Nucl. Data Sheets **131**, 107 (2016).
- [13] O. Litaize et al., Eur. Phys. J. A **51**, 177 (2015).
- [14] A.N. Andreyev et al., Phys. Rev. Lett. **105**, 252502 (2010).

*Katsuhisa Nishio

Japan Atomic Energy Agency

総合講演・報告

シグマ委員会設立 60 周年記念 一核データ研究へのオールジャパンでの取り組みー
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear
Data -

(3) JENDL 委員会とのかかわり

(3) Activities with JENDL Committee

*吉岡 研一¹¹ 東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

核データユーザーの立場から、これまで、多くの場面で”JENDL”を利用してきた。JENDL 委員会では、新たな評価結果や問題点等の最新の知見の取得とともに、ユーザーとして検証データの提供も行ってきた。核データの検証実験には飛行時間 (Time of Flight) 法などに代表される微分実験、臨界実験などに代表される積分実験がある。特に、私は JENDL 委員会において原子炉による積分実験に関する活動をさせていただいているので、原子炉システム設計における積分実験の役割を中心に JENDL とのかかわりについて報告する。

2. 原子炉システム開発における JENDL の利用

2-1. JENDL との出会い

私が初めて JENDL と出会ったのは、学生時代に大阪大学”OKTAVIAN”において行っていた核融合ブランケットにおけるトリチウム増殖率測定であった[1]。ベリリウムを中性子増倍材として用いた実験で当時ベリリウムの(n,2n)反応の検証データは希少で、JENDL-3 を用いて実験値の検証を行ったのが、JENDL との出会いで、奇しくも積分実験との出会いでもあった。また、積分実験を通して、核融合炉という未来の原子炉システムを JENDL が支えているということを知った。

2-2. 積分実験による JENDL の利用

上述のように、積分実験は核データを原子炉システムとつなぐ重要な役割をもっている。

入社後、図らずも東芝臨界実験装置 (Toshiba Nuclear Critical Assembly: NCA) [2]において、軽水炉システムの開発に係ることとなり、臨界実験という積分実験を数多く行うこととなった。図 1 に NCA の概要を示す。なお、NCA は日本原子力事業により設置され (当初、NAIG Critical Assembly: NCA)、その後合併に伴い、東芝に承継された経緯がある。NAIG 関係者による理論的な研究も、JENDL の整備に貢献してきたことを、特筆しておきたい。

軽水炉燃料臨界実験の結果は設計コードの許認可にも利用されるため、実験精度や誤差についても詳細な説明が必要である。中性子の輸送計算においては、決定論的手法と確率論的手法がある。決定論的手法ではエネルギーや空間に関する変数を離散化、均質化することで、計算速度の向上を図っている。一方、確率論的手法はモンテカルロ法であり、特に連続エネルギーモンテカルロ法は、計算時間は増加するが、上記のエネルギーや空間の離散化に伴う近似がない手法である。設計コードには核データが用いられているが、複雑な軽水炉燃料中の中性子の輸送を効率よく計算するために、決定論的手法が用いられ様々な解析上の近似が導入されており、設計コードを用いた臨界実験解析から核データの検証を分離して議論することは困難であった。一方、計算機の進歩に伴い、連続エネルギーモンテカルロ法の利用が容易になり、臨界実験解析において、ほぼ近似のない解析シミュレーションが可能となってきた。このため、臨界実験解析結果から、核データの精度についての議論が可能になり、JENDL 委員会でも NCA の臨界実験結果を報告する機会が増えてきた。

臨界実験において最初に議論される測定値は実効増倍率(k_{eff})である。積分実験は様々な核種が混ざり合うため、どの核種が k_{eff} に影響を与えているかを議論するためには感度解析が有効である。拡散計算等の決定論的手法により求めた中性子束と随伴中性子束を用いる一次摂動論に基づく感度解析は広く普及している。特に自己遮蔽の影響が小さく、空間均質化に伴う誤差が小さい高速炉の分野では、核データの検証に大きな貢

献をしてきている。一方、軽水炉分野においては、燃料中の熱・共鳴中性子の自己遮蔽の影響が大きく、空間均質化においては自己遮蔽因子による補正等が必要であった。このため、軽水炉臨界実験解析から、核データが k_{eff} に与える影響を感度解析により直接議論することが困難であった。近年、連続エネルギーモンテカルロ法による随伴中性子束の計算法[3]の開発が進められ、空間離散化を行うことなく感度解析が可能となった。代表的な連続エネルギーモンテカルロコード“MCNP”[4]においても感度解析機能が設けられている。MCNP を用いた軽水炉臨界実験の感度解析も取り組まれており[5]、今後、軽水炉臨界実験解析の核データへのフィードバックが進むと考えられる。なお、一次摂動論は、摂動前後で中性子束分布が変化しないことを仮定しているが、上述のように自己遮蔽の大きな軽水炉体系では摂動前後での中性子束分布の変化がしばしば無視できない。この一次摂動論の誤差については、上記の MCNP による感度解析でもまだ残ると考えられる。一方、一次摂動論とは別のアプローチとしてランダムサンプリング法による感度解析も近年開発が進められている。ランダムサンプリング法は確率論的アプローチであり、統計的な誤差は生じるが、一次摂動に伴う誤差は生じない。また、共分散データを用いるため、核データライブラリの共分散データの充実が今後求められるであろう。

原子炉システム開発と核データをつなぐ重要な役割を持つ積分実験であるが、まだ取り組むべき課題もある。

まず、実験面について、研究炉そのものの維持が困難となり、今後、実験できる施設も限られてくると考えられる。そのため、限られた施設、許認可の範囲でいかに検証したい原子炉システムを再現するかの工夫が必要となってくる。図2はNCAでの軽水炉模擬臨界実験体系の一例であるが、BWR体系、PWR体系ともに、中央にターゲットとするテストバンドルを構成し、その周囲に臨界を維持するためのドライバー燃料を配置している。ドライバー燃料を有効活用し、部分的にターゲットを模擬する実験は装置の活用範囲を広げる手法の一つである。

また、マイナーアクチニドのような十分なサンプル量が入手困難な場合は、パイルオシレータ法に代表される微小な反応度の測定法も有効と考えられる。また、未臨界度測定の精度が上がれば、未臨界状態における反応度測定など、臨界炉以外の施設でも積分実験データ取得の可能性がある。これら実験技術の開発には、施設を維持管理し、法規制に対応できる人材も必要である。

解析面についても、上述のように感度解析技術は強力なツールであるが、開発の余地もある。“部分模擬”の場合は、位置によりスペクトルが異なるため、 k_{eff} に影響を与える核種だけでなく、どの位置の核種が影響を与えているかも重要となり、感度解析技術の更なる高度化が期待される。また、微小反応度測定の解析には、連続エネルギーモンテカルロ法の統計誤差の低減が必須であり、大規模並列計算の他、摂動モンテカルロ法などの解析上の工夫も有効である。燃料集合体内の出力分布は、燃料設計の重要な指標の一つである。臨界実験においても、これまで多くの出力分布測定が行われており、解析との比較が行われているが、出力分布に対する感度解析手法は確立されておらず、今後の開発ターゲットになると考えられる。

これらの技術開発結果の意見交換、人材交流に JENDL 委員会が果たす役割は大きい。核データ開発側とユーザー側が密接に連携することで、研究開発成果の社会実装が加速するものと考えられる。

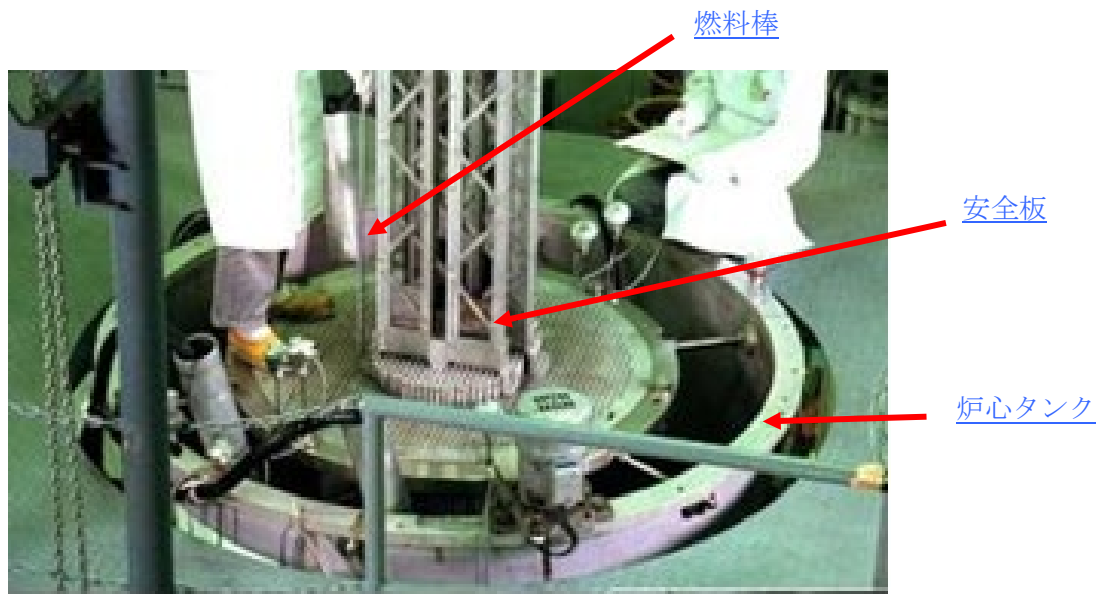
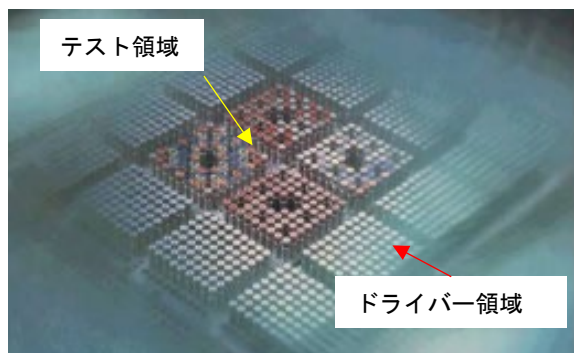
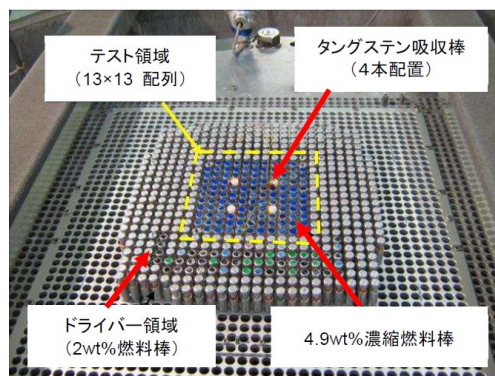


図1 東芝臨界実験装置 (Toshiba Nuclear Critical Assembly) (参考文献2より引用)



BWR 燃料模擬実験



PWR 燃料模擬実験

図2 燃料集合体模擬実験の例 (参考文献2より引用)

2-3. JENDL の普及に向けて

近年、JENDL の普及に向けた国際活動ワーキンググループにも参加させていただいている。JENDL は米国の“ENDF”、欧州の“JEFF”と並ぶ世界3大核データライブラリである。一方、ユーザーによる核データの利用は、ライブラリ開発を維持していくためにも、重要な役割を持っており、核データとユーザーをつなぐ各種コード群の位置づけは重要である。

これまで、米国に依存していた核データ処理が、JAEA による“FRENDY”の開発[6]により国産化できた意義は大きい。

また、国際活動ワーキンググループで取り組みが進められている、“SCALE” [7]や“CASMO” [8]等の世界的に利用者の多いコード用の JENDL ライブラリの作成は JENDL の普及を促すものとして期待できる。

また、JENDL の普及には、許認可における実績は欠かせない。新たな炉の新設の他、廃止措置においても遮蔽や放射性廃棄物の予測などに核データが果たす役割は大きい。今後、増加する研究炉の廃止措置においても積極的な JENDL の利用により、許認可実績を積み上げていくことは重要である。

3. まとめ

原子炉システム開発における積分実験が果たす役割を中心に JENDL 委員会とのかかわりについて述べた。ここで挙げた原子炉システムの他、遮蔽や核種生成予測、さらには医療分野でも核データは利用されており、放射線利用の拡大とともに核データ利用も今後拡大していくと予想される。

JENDL 委員会はこのように必ずしも核データが専門でないユーザーも含む多様な利用者と、高度な核データの技術・知見を有する開発技術者をつなぐ、貴重な場である。今後とも、核データが社会に貢献できるよう、積極的な活動を期待する。

参考文献

- [1] K.Sumita, A.Takahashi, J.Yamamoto, K.Yamanaka, K.Yoshioka, Y.Murakami, C.Yuan, L.Rong, “Integral benchmark experiments on Be Li-graphite systems for tritium breeding blanket design”, Fusion Engineering and Design, Vol.18, p.355-360(1991)
- [2] 東芝エネルギーシステムズ エネルギーシステム技術開発センターホームページ
(<https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/technology/energy/erd/nuclear-laboratory/pdf/202107.nca.pdf>)
- [3] Y. NAUCHI, T. KAMEYAMA, “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetic Parameters Using Continuous-Energy Monte Carlo Method”, J. of Nucl. Sci. Technol., Vol. 47(11), p. 977–990 (2010)
- [4] C.J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).
- [5] 吉岡 「熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析」,核データニュース, No.132, p.17(2022)
- [6] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017).
- [7] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).
- [8] Rhodes, J, Smith, K, and Lee, D., “CASMO-5 development and applications”, PHYSOR-2006, Vancouver, 10-14 Sep 2006;

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。

*Kenichi Yoshioka¹

¹Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

シグマ委員会設立 60 周年記念 ー核データ研究へのオールジャパンでの取り組みー
60th Anniversary of Investigation Committee for Nuclear Data - All Japan Endeavor for Nuclear
Data -

(4) シグマ委員会に期待すること

(4) What we expect to Investigation Committee for Nuclear Data

*千葉 敏¹

¹ 東京工業大学

1. 序論

日本原子力研究所と原子力学会共催のシグマ特別専門委員会は発足以来 60 年を迎えた。その間原子力研究所の改組、研究委員会に対する原子力学会の意向を踏まえて現在は原子力学会の調査専門委員会となっている。当初の JENDL 作成のための実働部隊としての性格から、現在は他分野の動向調査や協力関係の模索、核データの教科書作成や核データに対する要求リストの維持等を主な活動対象としている。本発表では今後のシグマ委員会に対する期待を私見として述べる。

2. 核データを取り巻く情勢とシグマ委員会への期待

2-1. 核データを取り巻く情勢

核データは原子力開発当初から必須の基礎的なデータベースとなってきたが、シグマ委員会が 60 年を迎えることから推察されるように、技術的にはかなり成熟した分野である。その一方、高精度の第一原理計算が可能な原子分子の分野とは異なり、核力は現在でも原子核・ハドロン物理の最先端の研究テーマである。蛇足であるが、その理由は陽子や中性子が（平均で）3 個のクォークからなっているため 2 核子間力がすでに複雑な少数多体問題であることと、クォークやグルーオンが 3 種類の色（量子状態）を持つ粒子であること、核力場が真空偏極によりクォーク・反クォーク対が生成消滅しつつグルーオン交換により非線形相互作用する相対論的超多体問題であること等に起因する。このため原子核構造、核反応断面積や核崩壊データをデータベースとして構築するためには何らかの現象論が必要となり、そのレベルに応じて様々なアプローチが存在する上、核構造と核反応では往々にして異なるアプローチが取られる。この状況は予見できる近い将来において変わることはないものと予測される。また、中性子断面積に特有の eV 間隔の共鳴を予測する理論の登場も今のところ見通すことができない。従って実験データを基礎として核データベースを構築する現在の構図にも当面変化がないものと思われる。その一方で原子力にはこれまでより高い安全性、核セキュリティ・保障措置特性が要求され、適切な廃棄物処理と核燃料サイクルの実現、新しい原子炉の提案、原子力技術が放射線治療や材料調査などに適用範囲を広げることに伴い、必要とされる核データの種類や質も常に変貌を遂げる現状を適切に捉え対応できる体制を維持する必要がある。特にウクライナ危機に端を発するエネルギーセキュリティの観点から原子力が本来あるべき社会的評価を回復しつつある現状において、これらの視点は必須である。また、機械学習など新しいデータ科学の勃興も着目すべき流れである。

2-2. シグマ委員会への期待

シグマ委員会は、原子力のみならず、産業界、物理学、医療等、他分野において指導的な立場にある参加者から構成されている。このような委員会として、核データを含む多くの分野を俯瞰し、大所高所からの意見を交換する場としての機能が期待されている。

原子力の基礎として、核データは炉物理、核セキュリティ・保障措置、新型炉開発、発電炉設計・建設・維持、規制等の分野で活用されている。しかし、ややもすると核データ研究者は、(筆者のように) 基礎研究

に向かったり、(それが核データ活動の本質であるが) 測定では JENDL との比較に非常に重きを置いたり、分野の枠に閉じこもる傾向があるように感じられる。実際、春の大会や秋の年会においても核データ研究者はなかなか炉物理や新型炉等、核データユーザーのセッションに参加しない傾向にあった。最近は若い人がちらほらこのようなセッションに参加するようになってきており、望ましい方向にある。ただし、本来は核データ研究者もより広い視点を獲得するため、エネルギーに関する政治・経済を始め、エネルギーシステムの一つとしての原子力全体の動向を把握、知識を吸収し影響を与えるような活動を行うべきである。従って核データ研究者がさらに視点を広げる切実な必要性を感じている。シグマ委員会はそのような場として機能しうる機会であるし積極的に活用するべきであり、このような講演会やセミナーを企画し、広く核データ研究者に公開することが望まれる。

基礎研究との関連では、核データ分野が原子核物理等の基礎研究者から学ぶべきことは多い。理論、実験の双方において、扱う対象がある程度固定されている核データと異なり、物理分野では自由な発想で最先端の研究が行われている。ただし非常に高い定量性と網羅性が要求される原子力分野と、どちらかというと稀事象の原理的解明に重きを置く基礎研究分野では求める方向性が異なっている。これまで筆者が声をかけて核物理研究者が何人か原子力学会に参加したこともあったが、大体1, 2回で来なくなってしまうことがほとんどであった。彼らにとって原子力は、物珍しさはあっても興味のある対象は少ないようである。一方、核データ分野の研究者ももっと物理学会等に参加し、基礎分野で展開されている研究から取り入れ可能な手法やアイデアを吸収するように不断的努力を行うべきである。シグマ委員会はそのような機会の一つとしても機能することが期待される。

最近では機械学習が一世を風靡しており、我々もそれを吸収して駆使すべきである。そもそも核データは伝統的にデータ科学であり、機械学習のような手法を取り込む土壌はあるのであるが、データ駆動という視点から新たな原子力システムの提案などを行うことで、核データの重要性をさらに主張することが可能となる。物理や原子力の他分野では機械学習の利用が進んでいるが、核データはどちらかというと乗り遅れている印象である。このような視点からもシグマ委員会をうまく活用することが必要である。

核データ分野は典型的な課題解決型基礎研究の一つである。応用上の必要性を原動力として基礎データの取得・整備を目指す分野として、各人が広い視点で活動されることを期待する。シグマ委員会はその媒介となるべき存在である。

3. まとめ

シグマ委員会は、核データをキーワードとした多分野連携の場として各分野の第一人者が集う場であり、大所高所からの意見交換が期待される。原子力の基礎データベースとしての核データの重要性は今後もいささかも揺るぐことはない一方、科学技術の進展の一翼を担えるよう、核データ研究者もシグマ委員会等を活用し視野を広げる努力を鋭意継続するべきである。

*Satoshi Chiba¹

¹Tokyo Institute of Technology

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

[3F_PL] High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

Chair: Kenichi Fukumoto (Univ. of Fukui)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room F (12 Bldg. 3F 1232)

[3F_PL01] Research and development of M/HEA

*Naoyuki Hashimoto¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL02] Irradiation effects on Co-free MEA

*Hiroshi Oka¹ (1. Hokkaido Univ.)

[3F_PL03] Irradiation damage in High Entropy Alloys : Multiplicity and heterogeneity in elements and lattice defects

*Takeshi Nagase¹ (1. Univ. of Hyogo)

[3F_PL04] Understanding the electrochemical properties of high-entropy alloys and application to corrosion-resistant alloy design

*Masashi Nishimoto¹ (1. Tohoku Univ.)

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性

High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

M/HEA の研究開発状況 —原子炉材料への応用—

Research and development of M/HEA ~ Application to the reactor materials

*橋本 直幸¹¹ 北海道大学大学院工学研究院

1. 緒言

原子炉および高速炉や核融合炉などの次世代型エネルギー炉の安全な稼働には、中性子あるいは高エネルギー粒子照射環境に十分な耐性を持つ構造材料が必要不可欠である。これまで、構造材料として信頼性の高いオーステナイトステンレス鋼、フェライト鋼、マルテンサイト鋼、ジルコニウム合金などを基礎に材料開発が行われてきたが、中性子エネルギーによる損傷および放射化を伴わない或いは殆どない夢の材料は未だ開発されていない。当研究室では、近年、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性かつ照射損傷に対する優位性について報告されているハイエントロピー合金:HEA(高濃度固溶体合金:CSA)に着目し、過剰導入点欠陥及び欠陥クラスターの安定性、移動エネルギー、拡散挙動など局所的な原子の振る舞いを精査することでその照射損傷メカニズムの解明に取り組みながら、基礎構造材料としての低放射化 HEA の創製を目指している。

本研究では、先ず、現在も研究が進められている軽水炉用構造材料のうち、316 ステンレス鋼をはじめとする FCC 構造材料に着目し、この代替としての新規高機能 HEA 炉構造材料の開発を目指した。FCC 型構造材料では、中性子エネルギー照射により材料中に点欠陥が過剰に導入され、原子空孔同士が 3 次元的に集合して積層欠陥型クラスター（積層欠陥四面体：SFT）を形成する。一方、原子空孔や格子間原子が 2 次元的に集合した場合は、それぞれ空孔型及び格子間原子型フランクグループ（FL）を形成する。SFT 及び FL の形成は FCC 構造材料における照射硬化の直接的要因であり、この低減が照射硬化（劣化）抑制の大きな鍵となる。一方、SFT 及び FL の形成挙動は、SFE、材料構成元素の種類及び局所的濃度勾配に影響されると考えられ、例えば、Ni、Mn、Al などの元素は、原子空孔や格子間原子との強い相互作用により、点欠陥の移動度や材料全体の SFE を変化させるとの報告がある。FCC 構造材料において主要な損傷組織である SFT 及び FL の形成・成長挙動は、材料の SFE と点欠陥の移動度に強く依存すると考えられており、このことは逆に言えば、構成元素を適切に選択することにより材料の SFE と点欠陥のフラックスを変化させ、照射損傷挙動を制御できる可能性を示唆している。

これまでの研究で、FCC 型 HEA の照射硬化は既存の 316 鋼と比較して軽微であり、さらに Al, Mn 添加合金は Cu 添加合金と比較して照射効果が小さいことが報告されている。これらの結果は、HEA 構成元素の種類によって耐照射特性が大きく変化することを明確に示しており、HEA 材料開発には適切な手法による構成元素の組み合わせや濃度の最適化が必要であることを再認識させられる。一方、空孔型欠陥であるキャビティの形成・成長挙動には点欠陥の拡散が大きく関与しており、HEA では比較的高温領域で空孔の移動度が低減すると報告されている。この空孔の見かけの移動度低減は、所謂 HEA の特徴として指摘される Sluggish Diffusion に起因するのか、構成元素の種類に依存する現象なのかは現段階では不明瞭である。一方、空孔移動度は合金構成元素に強く依存することも報告されている。さらに、照射誘起 2 次欠陥の形成・成長挙動は材料中の格子間型不純物（C：炭素、N：窒素）の濃度にも強く依存する。これらの点については、試料作製、実験手法、解析手段を含めた適切な実験計画の立案が必要であり、本研究では基本的にシミュレーション照射を用いた損傷組織その場観察と熱時効実験、陽電子消滅測定法など適用している。また、同様の手法で BCC 型単相 HEA の作製と特性評価を行っており、これまで得られた研究成果と知見の一部を紹介する。

2. 実験手法

本研究では、先ず低放射化材料の作製に適切な金属元素を選定した上で、アーク溶解法により極力不純物を低減した FCC 型単相 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y\text{Al}_z$ ($x, y, z = 0 \sim 1.5$) 及び BCC 型ハイエントロピー合金を作製し、各合金の特性(硬度、引張強度、積層欠陥エネルギー、高温水蒸気腐食特性、水溶液腐食特性)を評価した。続いて、シミュレーション照射として超高压電子顕微鏡を用いた電子線照射その場観察実験を行い、照射導入 2 次欠陥形成挙動の素過程を精査する。同一試料をイオン照射実験に供し、高エネルギー照射によるカスケード損傷が微細組織変化に及ぼす影響についても調査した。

3. 研究の進捗状況

3-1. FCC 型 HEA

3-1-1. SFE の実験的評価

アーク溶解により作製した Co フリー HEA 試料は、SEM と XRD を用いて全て熱処理後に FCC 単相であることを確認した。 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 合金の積層欠陥エネルギー(SFE)を TEM 観察により実験的に算出したところ、 x, y 値の増加とともに SFE も単調増加した(Fig.1)。この結果は、Co フリー($\text{FeCr}_{0.8}\text{NiMn}$ 系)HEA の耐照射性が構成元素の調整によって向上させられることを示唆している。

3-1-2. 機械的特性評価

作製した各 HEA について引張試験を行った結果を Fig.2 に示す。 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 合金間で通常引張応力と伸びにおけるトレードオフ関係が観られず、Ni および Mn 量の増加に伴い $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_{1.3}\text{Mn}_{1.3}$ まで単調に引張強度の上昇と伸びの増加が観られた。この特異な特性は変形時に導入される微小双晶の形成に由来すると考えられる。一方で、N 濃度増加に伴う引張強度及び伸びの増加が認められ、HEA の開発には不純物濃度の制御が重要であることを再認識させられた。

3-1-3. 水溶液腐食特性評価

供試材として Co フリー $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 、CoCrFeMnNi(Cantor 合金)、 $\text{Al}_{0.3}\text{CoCrFeNi}$ をアーク溶解法・高周波溶解法により作製した。Fig.3 に各試料の室温におけるアノード分極曲線を示す。孔食発生電位は $\text{Cr}_{0.8}\text{FeMn}_{1.5}\text{Ni}_{1.5} < \text{Cr}_{0.8}\text{FeMnNi} < \text{CoCrFeMnNi} < \text{SUS316} < \text{Al}_{0.3}\text{CoCrFeNi}$ の順に高くなり、 $\text{Al}_{0.3}\text{CoCrFeNi}$ の耐孔食性は、既存の耐食性合金である SUS316 よりも向上していることが確認された。また、高 Mn 合金の分極曲線中には多くの電流スパイクが発生していることから、合金表面に形成されている不働態皮膜の均一性が低く、多数の欠陥を含んでいる可能性が示唆された。

3-1-4. 高温水蒸気腐食特性評価

アーク溶解にて作製した $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y\text{Al}_z$ 、 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNiMnCo}_{0.5}$ 、 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNiMnCo}$ 及び 316L を、供試材として用いた。Fig.4 に Co フリー系 HEA の各試料における高温水蒸気酸化試験中の質量変化を示す。作製した全ての HEA の質量変化は既存 316SS と比較して小さくなった。また、Ni 含有量の多い HEA は Cantor 合金よりもより高い耐酸化性を示すことも判明した。一方、Co フリー HEA は $\text{CoCrFeNiAl}_{0.3}$ ほど高い耐酸化性を示さなかった。これは、内層において Cr が十分に濃化せず内部酸化が進行しているためと

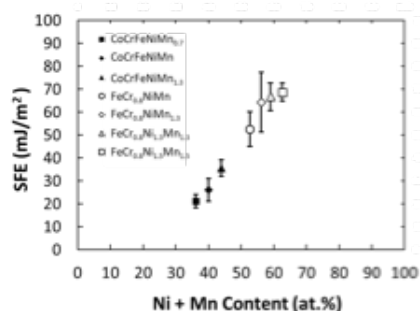


Fig.1 積層欠陥エネルギーの Ni, Mn 濃度依存性

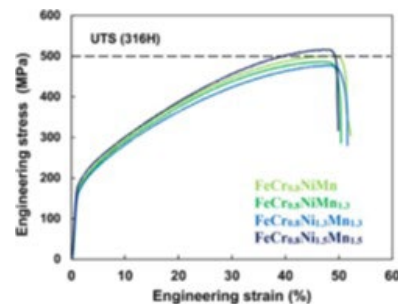


Fig.2 各種 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 合金の引張特性

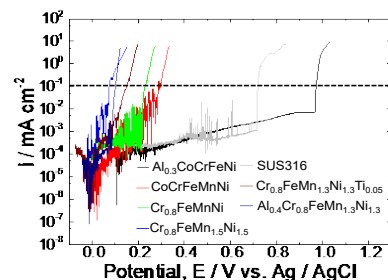


Fig.3 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 及び Cantor 系合金のアノード分極特性

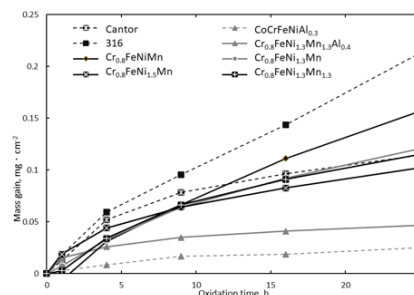


Fig.4 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 合金の高温水蒸気酸化特性

推察される。また、Al を添加した HEA の質量変化は比較的小さかった。この結果は、Al には合金中での内部酸化進行速度を遅らせる効果があることを示唆している。

3-1-5. 耐照射特性評価

400°Cにおける $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNiMn}$ 系 HEA の照射損傷挙動を調査した結果、Ni および Mn 濃度の増加に伴い、照射欠陥の形成が抑制された (Fig.5)。この結果は、SFE の制御により Canter 系 HEA 同様、Co フリー HEA の耐照射性も向上させられることを示唆している。また、フランクグループの数密度及び平均サイズは、N 濃度の増加に伴いそれぞれ増加及び減少した。さらに、電子及びイオン照射した高 Mn ハイエントロピー合金では、照射誘起欠陥の数密度の減少と表面酸化物の形成が観られた。さらに、フランクグループの数密度及びサイズは、C 濃度上昇に伴いそれぞれ増加及び減少する傾向が観られた。以上の結果は、ハイエントロピー合金の構成元素混合比によって耐照射特性を向上させられることに加えて、材料中の炭素、窒素及び酸素濃度に注意を払う必要があることを示しており、今後の耐照射性に優れる原子炉構造材料の創製に資する重要な知見と考える。

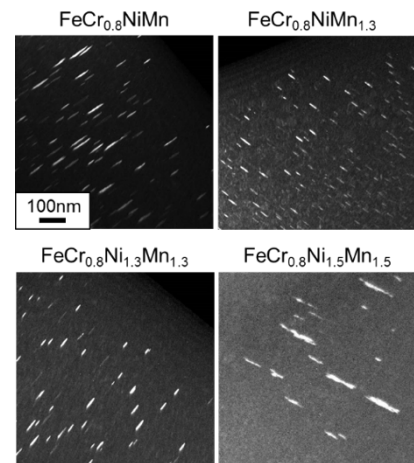


Fig.5 $\text{Cr}_{0.8}\text{FeNi}_x\text{Mn}_y$ 合金中に形成したフランクグループ組織

3-2. BCC 型 HEA

本研究では、BCC 型 HEA の中で唯一延性を有する系である TiZrNbHfTa (Senkov 合金) と、Senkov 合金の Zr を V に置換した TiVNbHfTa の 2 種類の 5 元系 HEA を試作し、その材料特性を低放射化フェライト/マルテンサイト鋼 F82H のモデル合金と比較することで、BCC 型 HEA の原子炉用構造材料としての有用性について検討した。アーク溶解により作製した Senkov 合金及び TiVNbHfTa を供試材とし、共に 1160°C で 24 時間の均質化熱処理を行った後、空冷した。続いて、熱処理前後における各試料の表面組織を SEM 観察、XRD にて結晶構造解析を行なった。また、ビッカース硬度試験及び引張試験による機械的特性の調査を行い、得られた結果について、F82H の各特性と比較した。さらに、各試料のバルク材に対して 300°C で 7dpa 以上 Fe^{3+} イオンを照射し、照射領域と非照射領域の硬度変化をナノインデンテーションにより調査し、照射領域付近について TEM による微細組織観察を行った。

3-2-1. 機械的特性評価

SEM と XRD の結果から、熱処理後の HEA は BCC 型の結晶構造を有した単相であることが確認できた。ビッカース硬度試験および引張試験の結果、作製した HEA の硬度および引張強度はどれも F82H よりも高いことが確認された。一方、TiVNbHfTa の伸びは Senkov 合金と比較して小さく、破断面における脆性破面の割合も高い。ナノインデンテーション試験の結果、非照射領域の押し込み硬さは $\text{TiVNbHfTa} > \text{Senkov 合金} > \text{F82H}$ の順となり、ビッカース硬度と同様の傾向が得られた一方、照射領域では $\text{TiVNbHfTa} > \text{Senkov 合金}$ となった。各試料の照射前後における硬度変化を Fig.6 に示す。TiVNbHfTa の硬度変化は F82H とほぼ同等であり、Senkov 合金よりも小さい。

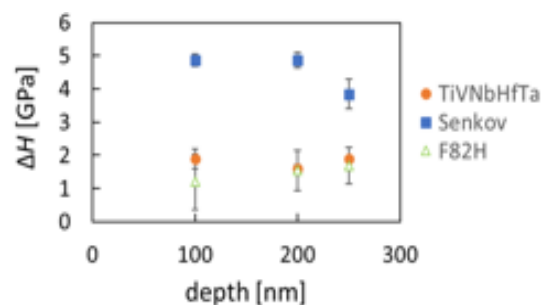


Fig.6 BCC 型 HEA 及び F82H の照射硬化

3-2-2. 耐照射特性評価

Fe^{3+} イオン照射の結果、各試料中に欠陥クラスターや転位ループが高密度に形成され、特に、Senkov 合金中の転位ループの面密度及び平均サイズ共に高かった。この結果は、本研究で作製した TiVNbHfTa 合金が Senkov 合金や F82H より高強度で、かつ F82H と同等の耐照射性を有することを示唆している。

*Naoyuki Hashimoto¹

¹Faculty of Engineering, Hokkaido Univ.

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性
High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

Co フリー-MEA の重照射効果

Irradiation effects on Co-free MEA

*岡 弘¹, 橋本 直幸¹, 山下 真一郎², 磯部 繁人¹¹北海道大学, ²原子力機構

1. 緒言

近年、特異な材料特性を有するハイエントロピー合金 (HEA) 及びミディアムエントロピー合金 (MEA) を原子炉構造材料へ応用するための基礎研究が活発化している。H/MEA の照射損傷に関するこれまでの研究においては、材料構成原子の拡散挙動や欠陥形成挙動における特異性^[1]及び高温での照射損傷に関する報告^[2]も増えつつあり、一部の H/MEA には中性子照射によるデータも存在する^[3]。我々は現在、高温で耐照射性を有する低放射化 H/MEA の創製を目指し、CoCrFeMnNi 等原子量合金 (報告者の名前をとって Cantor 合金と呼ばれる^[4]) から Co を除去した低放射化 CrFeMnNi 系合金を中心に、組成最適化による積層欠陥エネルギー (SFE) の制御と照射硬化の抑制を目指した研究開発を進めている。これまでの研究により、単相 FCC 型の Cr_{0.8}FeMn_xNi_y 系 H/MEA において、Mn 及び Ni 濃度の増加に伴って SFE が増大し、電子線照射下での耐照射性向上を示唆する結果が得られている。しかしながら、H/MEA の照射データ、とりわけ 100 dpa を超える高照射量のデータは限られるのが現状である。本発表では、SFE を制御した MEA である低放射化 Cr_{0.8}FeMn_xNi_y 合金に対し 200 dpa 以上のイオン照射を行った際の組織変化について紹介する。

2. 実験方法

アーク溶解にて Cr_{0.8}FeMn_xNi_y ($x, y = 1.0 \sim 1.3$) を作製し、1160°C×24h の均質化熱処理を施したのち、圧延及び 1000°C×4h の再結晶熱処理を行った。高崎量子応用研究所 TIARA にて 500°Cでの Au イオン照射を行い、200~240 dpa の位置について TEM 及び STEM-EDS にて欠陥組織や析出物形成状況等を調査した。また、比較材として照射に供した 316L 及び本照射実験と同等の熱履歴を与えた HEA の組織観察も実施した。

3. ボイド形成挙動

比較材の 316L では数十 nm 程度のボイドが多数形成したのに対し、Cr_{0.8}FeMn_{1.3}Ni_{1.3} の照射後組織ではボイドのサイズは数 nm 程度と非常に微細であり、H/MEA においてボイドの成長は著しく抑制される結果となった。ことから、Cr_{0.8}FeMnNi 系 H/MEA は 200 dpa までの重イオン照射下においてスエリングに対する抵抗性が高いことが示唆される。一方、照射後の試料表面には Cr, Mn 酸化物の形成がみとめられ、試料内部には Cr 析出物の形成が確認された。照射同等熱履歴の試料では、表面酸化物層の形成は僅かであり、Cr 析出物はみられなかったことから、これらの相の形成は照射誘起または照射促進によるものと示唆される。

4. 今後に向けて

H/MEA の照射損傷過程における点欠陥の形成、移動及び拡散行程には、H/MEA の大きな格子歪み、遅い拡散効果、積層欠陥エネルギー等が影響する可能性があるが、その詳細を知るには今後の実験的データの蓄積及び計算科学的考察の進展が待たれることである。特に空孔または格子間原子の移動エネルギーや侵入型不純物元素の効果など、照射欠陥形成の要素過程に関わる物理的挙動の把握が必要と考えられる。

[1] C. Lu et al., Nat. Commun., 7 (2016) 13564.

[2] C. Parkin et al., J. Nucl. Mater., 565 (2022) 153733.

[3] C. Li et al., J. Nucl. Mater., 527 (2019) 151838.

[4] B. Cantor et al., Mater. Sci. Eng. A, 375–377 (2004), 213–218.

*Hiroshi Oka¹, Naoyuki Hashimoto¹, Shinichiro Yamashita², Shigehito Isobe¹¹Hokkaido Univ., ²JAEA

材料部会セッション

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性

High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の照射損傷：元素と格子欠陥の多様性と不均一性

Irradiation damage in High Entropy Alloys : Multiplicity and heterogeneity in elements and lattice defects

*永瀬丈嗣¹¹兵庫県立大学

ハイエントロピー合金とは、一般に 5 成分以上の構成元素からなる多成分固溶体合金と認識されている。ハイエントロピー合金の大きな特徴として、(1) 元素の多様性と様々な階層における不均一性を特徴とする材料であること、(2) 原子配置の多様性と不均一性だけではなく格子欠陥にも多様性と不均一性が生じると考えられること、(3) 超多成分化することによってエントロピー項が相安定性に大きな影響を及ぼし固溶体相が安定化すること、(4) 金属間化合物や金属ガラスと異なり基本的に延性を持つ構造材料であること、(5) 多成分の相互作用によって、カクテル効果ともいえるべき特殊な効果が期待できること、などがあげられる。

ハイエントロピー合金を、照射損傷と原子力材料の観点からみた場合、(A) 延性材料である、(B) 超耐熱合金としてのハイエントロピー合金が開発されており、これらの材料は耐照射損傷に優れた材料であることが提案されている、(3) 格子欠陥の多様性と不均一性やカクテル効果に基づくハイエントロピー合金特有の新たな耐照射損傷が存在する可能性があること、などの点で、ハイエントロピー合金の照射損傷および原子力材料としての可能性の研究は、新たなフロンティア・新たな学術領域を切り開く研究であると言える。

本発表では、ハイエントロピー合金の創成期において、ハイエントロピー合金の照射損傷・原子力材料としての可能性はどのように考えられていたか、大阪大学超高压電子顕微鏡センターの超高压電子顕微鏡 H-3000 を用いて行われたハイエントロピーの照射損傷に関する研究を中心に、「元素と格子欠陥の多様性と不均一性」の観点からハイエントロピー合金の照射損傷について報告する。

参考文献

- 1) **ハイエントロピー合金: カクテル効果が生み出す多彩な新物性**, 乾晴行 編, 内田老鶴圃 (2020)., ISBN 978-4-7536-5137-5 : 6.3 章 核融合炉構造材料, 橋本直幸 著, page 246-252.
- 2) T. Egami, W. Guo, P. D. Rack, T. Nagase, **Metallurgical and Materials Transactions A**, 45, 180-183 (2014)., "Irradiation Resistance of Multi-Component Alloys", <http://dx.doi.org/10.1007/s11661-013-1994-2>
- 3) T. Nagase, P. D. Rack, J. H. Noh, T. Egami, **Intermetallics**, 59, 32-42 (2015)., "In-situ TEM observation of structural changes in nano-crystalline CoCrCuFeNi multicomponent high-entropy alloy induced under fast electron irradiation by high voltage electron microscopy", <http://doi.org/10.1016/j.intermet.2014.12.007>
- 4) T. Nagase, A. Takeuchi, K. Amiya, T. Egami, **Materials Chemistry and Physics**, 210, 291-300 (2018)., "Solid State Amorphization of Metastable Al_{0.5}TiZrPdCuNi High Entropy Alloy Investigated by High Voltage Electron Microscopy", <http://doi.org/10.1016/j.matchemphys.2017.07.071>

*Takeshi Nagase¹¹University of Hyogo

ハイエントロピー合金の材料科学と原子力材料としての可能性 High Entropy Alloys and its Possibility for Nuclear Materials

ハイエントロピー合金の電気化学特性の解析と高耐食合金開発への応用

Understanding the electrochemical properties of high-entropy alloys and application to corrosion-resistant alloy design

*西本 昌史¹, 武藤 泉¹, 菅原 優¹

¹ 東北大学

1. 緒言

耐酸性や耐孔食性に優れる Fe 系合金を開発するため、CoCrFeMnNi 系合金を中心に、ハイエントロピー合金の腐食挙動の解析と高耐食化に取り組んでいる^{[1]-[3]}。本講演ではその研究の一部を紹介する。

2. 実験方法

純金属を原料として、アーク溶解により CoCrFeMnNi 等モル合金と CoCrCuFeNi 系ハイエントロピー合金を作製した。均質化熱処理として、1200°C で 2 時間保持し、水冷を行った。作製したボタン型のインゴットを厚さ約 1 mm に輪切りにし、断面を 1 μm のダイヤモンドペーストまで鏡面に仕上げた。光学顕微鏡および走査型電子顕微鏡を用いて組織観察を行い、エネルギー分散型 X 線分光装置を用いて元素分布を調査した。また、X 線回折を用いて結晶構造の同定を行った。

耐酸性と耐孔食性の評価のため、動電位アノード分極曲線を測定した。溶液としては、1 M H₂SO₄ に加え、孔食内部を模擬するため脱気した 1 M HCl、孔食が発生する環境を模擬するため非脱気の 0.1 M NaCl および 1 M NaCl を用いた。照合電極には Ag/AgCl(3.33 M KCl)電極を用いた。以下、電位は同電極基準とする。掃引速度は 23 mV/min とした。

3. 結果と考察

3-1. CoCrFeMnNi 系ハイエントロピー合金の耐食性と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金を用いて、脱気した 0.1 M NaCl 中で動電位アノード分極曲線を測定した結果、(Mn,Cr)O₂ 系存在物の外周部に微量に存在する MnS を起点として孔食が発生することを見出した。そこで、1 M H₂SO₄ 中で、1) MnS を溶解除去する湿式処理(Method A)、2) MnS の溶解除去に加え不働態化を行う湿式処理(Method B)の比較検討を行った。図 1 に、それぞれの処理材の 0.1 M NaCl 中でのアノード分極曲線を示す。電流の急激な増加を示す電位が、孔食電位と呼ばれるものであり、これが高いほど耐孔食性が良好であると判断される。図 1 より、MnS を溶解除去するだけでは(Method A)、耐孔食性があまり改善しないことを見出した。耐孔食性を大幅に向上させるためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要があることを明らかにした(Method B)。

Fe-18Cr-8Ni などの一般的なステンレス鋼では、MnS

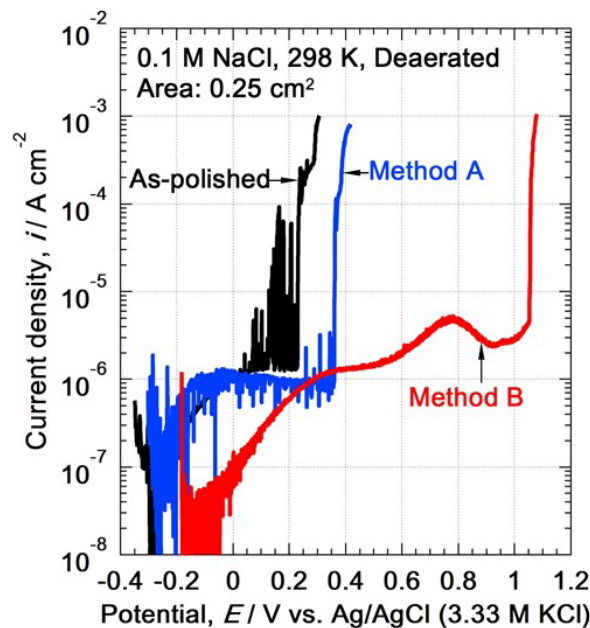


図 1 CoCrFeMnNi 等モル合金の耐孔食性に及ぼす高耐食化処理の影響(Method A : MnS 除去、Method B : MnS 除去 + 不働態化) (Reproduced from [2] with permission from Elsevier)

介在物の除去のみで耐孔食性が改善する。しかし、CoCrFeMnNi 等モル合金の場合には、耐食性を低下させる Mn が表面皮膜中に含まれるため、MnS の除去のみでは不十分であったと考えられる。したがって、電気化学的处理などにより、耐孔食性向上に寄与する Cr を表面皮膜中に濃化させることが不可欠であると思われる。

3-2. Cu 含有ハイレントロピー合金の作製と電気化学特性

CoCrFeMnNi 等モル合金の耐食性を低下させる Mn を Cu に入れ替えた合金を作製した。Cu はステンレス鋼の耐酸性を向上させることが知られている。CoCrCuFeNi 等モル合金には Cu-rich な第二相が生成した。そこで、母相の組成を参考に Cu 濃度が 0、1、3、5 at% の合金を作製したところ、均一な FCC 単相固溶体が得られた。これらの合金について 1 M HCl でアノード分極曲線を測定し、耐酸性を評価した(図 2)。その結果、活性溶解の電流値が Cu 濃度に依存して低下することを見出した。したがって、CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる効果を有することが分かった。

耐孔食性を評価するため、50°C の 1 M NaCl 中でアノード分極曲線を計測した(図 3)。その結果、Cu 濃度が高くなるほど孔食電位が低下することが分かった。表面皮膜の分析から、CoCrCuFeNi 系合金の表面皮膜には CuO が存在し、耐孔食性を低下させている可能性が示された。Cu の添加による耐孔食性の低下を補うため、Mo もしくは W を 1 at% 添加した CoCrCuFeNi 系合金を作製した。Mo または W の添加により、耐酸性と耐孔食性を両立する CoCrCuFeNi 系合金を作製することができた。

4. まとめ

CoCrFeMnNi 等モル合金において耐孔食性を改善するためには、MnS の除去に加え、表面皮膜中の Cr 濃度を高める必要がある。これは Mn を多く含む CoCrFeMnNi 等モル合金の特性であると思われる。

CoCrCuFeNi 系合金中の Cu は合金の耐酸性を向上させる。しかし、過度の Cu 添加は、中性塩化物水溶液中の耐孔食性を低下させる可能性がある。Mo または W の添加により、耐孔食性を向上させることができる。

参考文献

- [1] T. Aiso, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Mater. Trans.*, **62** (2021), 1677-1680.
- [2] L. Pao, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **191** (2021), 109748.
- [3] M. Kato, M. Nishimoto, I. Muto, and Y. Sugawara, *Corros. Sci.*, **213** (2023), 110982.

*Masashi Nishimoto¹, Izumi Muto¹, and Yu Sugawara¹

¹Tohoku University

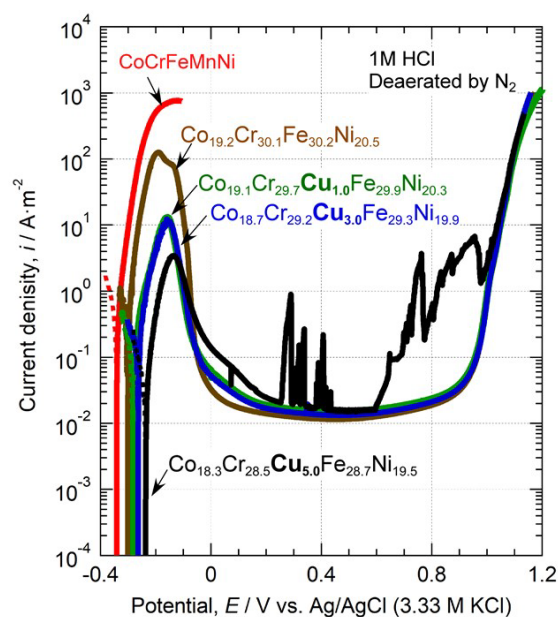


図 2 CoCrCuFeNi 系合金の 1 M HCl (25°C) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

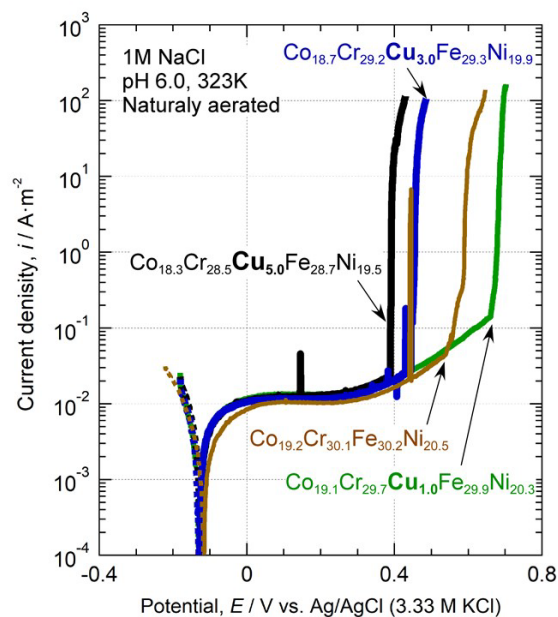


図 3 CoCrCuFeNi 系合金の 1 M NaCl (50°C) 中でのアノード分極挙動に及ぼす Cu の影響 (Reproduced from [3] with permission from Elsevier)

Planning Lecture | Board and Committee | Fellows Planning Committee (FPC)

[3G_PL] 15th Fellows Gathering

Chair:Kazuaki Matsui(Chair of FPC)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room G (13 Bildg.1F 1311)

[3G_PL01] Innovation to realize a carbon-neutral society

*Ryuji Matsuhashi¹ (1. UTokyo)

第 15 回フェローの集い

15th Fellows Gathering

カーボンニュートラル社会実現の為にイノベーション

Innovation to realize a carbon-neutral society

*松橋 隆治

東京大学

1. はじめに

本稿では、エネルギー問題、気候変動問題に関する歴史を振り返ると共に、カーボンニュートラル（CN）社会の実現へと進む世界にとって重要なイノベーションについて考察する。そして、人類にとって困難な目標である CN 社会の実現について、その可能性を展望することとする。

2. 気候変動に関する人類の対応の歴史とカーボンニュートラル（CN）社会への展望

2-1. 気候変動に関する人類の対応の歴史

本節では、気候変動問題に関する人類の研究と国際的な対応の歴史についてみていくこととする。

CO₂などの気体の持つ温室効果により、気候変動が起きる可能性については非常に古くから様々な科学者により指摘されていた。例えば、アレニウスは、1896年、自身の著書「宇宙の成立」の中で、大気中のCO₂濃度の増加と地球全体の気温の上昇との関連性に言及していた。1958年にはルベールとキーリングがハワイのマウナロア山頂と南極でCO₂濃度の計測を開始した。1964年には、真鍋博士らによって、CO₂濃度の増加と気温上昇の関係は、対流圏、成層圏を含めた大気の鉛直温度分布のモデルが示され、ここから気候変動の研究は急速に進展した。¹⁾

一方、この気候変動に関する科学研究の進展を受けて、国際的な政策の交渉の中で、本問題が扱われるようになったのは20世紀の後半から終盤にかけてである。地球環境問題への対応が正式な国際会議の中で初めて議論されたのは、1972年にスウェーデンのストックホルムで開催された国連人間環境会議であったといわれている。

気候変動への最初の具体的な国際的対応としては、1988年6月にカナダで行われたトロント・サミットが挙げられる。この会議では「先進国が率先して、2005年までに1988年時点のCO₂排出量の20%を削減する」という「トロント目標」がまとめられた。同じ1988年には世界最先端の知見を集約する場として「気候変動に関する政府間パネル：IPCC」が設置された。その後、IPCCは現在に至るまで七度にわたり報告書を発表し、気候変動に関する科学的な知見、社会・経済的な影響評価、対応策の三つの視点から、最も信頼できる科学的知見および対応策に関する情報を提供しつづけている。1992年6月にリオデジャネイロで開催された地球サミットにおいては、数々の地球環境に関する条約の一つとして気候変動枠組条約が締結された。また、本条約の内容を具体化し進展を促すため、1995年から年一回のペースで気候変動枠組条約締約国会議（通称COP）が開催されるようになった。そして、1997年12月に京都で開催されたのが、気候変動枠組条約第3回締約国会議（COP3京都会議）である。京都会議においては、先進国（韓国、メキシコ以外のOECD諸国＋旧ソ連東欧圏）の2008年から2012年の温室効果ガス排出量の数値目標などを内容とする京都議定書が合意された。先進国の数値目標については、CO₂をはじめとした6種類の温室効果ガスが削減対象とされ、各国毎に1990年（一部のガスは1995年）の排出量を基準とした数値目標が定められた。同時にこの数値目標達成においては、国内措置のみでなく、共同実施、クリーン開発メカニズム（CDM）、排出量取引からなる京都メカニズムの利用を認めた。その後2004年末のロシアの批准により発効の条件を満たし、2005年2月に京都議定書は発効した。

2007年にIPCC（気候変動に関する政府間会合）の第4次評価報告書が発表されて以来、地球温暖化問題に対する世界的関心は更に高まった。2007年6月に開催されたハイリゲンダムサミットにおいても、地球温暖化への対応戦略が最重要課題として挙げられた。2008年より京都議定書の第一約束期間に入り、議定書に批

准した付属書 I 国では数値目標を遵守するための方策が進められる一方、京都議定書の第一約束期間が終了した後の 2013 年以降のポスト京都といわれる温暖化防止の枠組についての国際交渉が 2007 年の COP13 から開始された。この当時、京都議定書からは米国が既に離脱しており、発展途上国は議定書に批准しても温室効果ガスの削減数値目標を持っていなかった。2010 年にはメキシコのカンクーンにおいて COP16 が開催され、ポスト京都に関して、日本が京都議定書の延長に反対を表明し、米国、途上国を含む包括的目標の設定を求めた。2011 年 12 月に南アフリカのダーバンで開催された COP17 はダーバン合意を採択して閉幕した。世界第一位、第二位の温室効果ガス排出国である中国、米国をはじめ、京都議定書では国家の数値目標としては削減義務を負っていなかった主要排出国も新しい枠組みへの参加を約束したことがダーバン合意の大きな成果である。そして、2015 年 11 月 30 日にはフランスのパリにおいて、テロ事件直後の厳戒態勢の中、COP21 が開催され、2020 年以降の温室効果ガス排出削減の新たな国際枠組み、すなわちパリ協定が採択された。

表 1. パリ協定に基づく温室効果ガス削減目標²⁾

国・地域	2030年目標	2050年目標
日本	-46% (2013年度比) (さらに、50%の高みに向け、挑戦を続けていく)	表明済み
アルゼンチン	排出上限を年間3.49Gt	表明済み
オーストラリア	-26 ~ -28% (2005年比) -35% 見直し	表明済み
ブラジル	-43% (2005年比)	表明済み
カナダ	-40 ~ -45% (2005年比)	表明済み
中国	(1) CO2排出量のピークを2030年より前にすることを旨とする (2) GDP当たりCO2排出量を65%以上 (2005年比)	CO2排出を2060年までにネットゼロ
フランス・ドイツ・イタリア・EU	-55%以上 (1990年比)	表明済み
インド	GDP当たり排出量を-33 ~ -35% (2005年比)	2070年ネットゼロ
インドネシア	-29% (BAU比) (無条件) -41% (BAU比) (条件付)	2060年ネットゼロ
韓国	-40% (2018年比)	表明済み
メキシコ	-22% (BAU比) (無条件) -36% (BAU比) (条件付)	表明済み
ロシア	1990年排出量の70% (-30%)	2060年ネットゼロ
サウジアラビア	2.78Gt削減 (2019年比)	2060年ネットゼロ
南アフリカ	2026年 ~ 2030年の排出量を3.5 ~ 4.2Gtに	表明済み
トルコ	最大-21% (BAU比)	-
英国	-68%以上 (1990年比)	表明済み
米国	-50 ~ -52% (2005年比)	表明済み

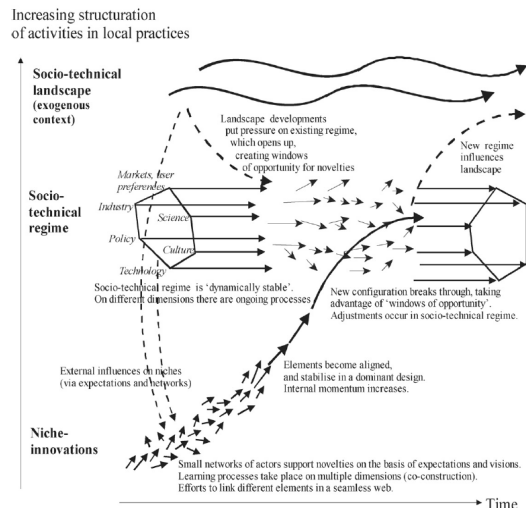


図 1. 社会技術体制移行の概念図³⁾

その後、2020年10月26日の所信表明演説において、当時の菅首相が2050年までのカーボンニュートラル社会を目指すことを明言した。その後、この2050年までのカーボンニュートラルの実現を法律に明記し、脱炭素に向けた取組・投資やイノベーションを加速させるとともに、地域の再生可能エネルギーを活用した脱炭素化の取組や企業の脱炭素経営の促進を図る「地球温暖化対策の推進に関する法律の一部を改正する法律案」が、2021年5月26日に成立した。世界全体の動向をみると、2050年、2060年、あるいは2070年までのカーボンニュートラル（CO2排出をネットゼロに）にコミットしたのは、表 1 に示すとおりであり²⁾、世界全体の数多くの国・地域が長期的にカーボンニュートラル社会の実現を目指していることが分かる。

2-2. 気候変動に関する社会技術体制の変化と今後の展望

図 1 は社会技術体制が変革する際の特徴や類型を論じた文献³⁾から引用したものである。エネルギーや気候変動に関する社会的な体制に関しても、図 1 の概念を元に歴史的な変化を辿ることができるため、以下では、本問題に関する人類の対応の歴史を概観しつつ、社会技術的な体制が変わる時点について考察する。

図 1 の中ほどにある「Socio-technical regime」とは、構成要素である科学・技術・産業・政策・市場・文化が相互に影響しあい、同時代において形成している安定的な構造を意味している。これに対し、図 1 の下部にある「Niche-innovations」が、社会技術体制の中に取り込まれ、調整を経て新たな社会技術体制へと移行する。あるいは図 1 の上部にある「Socio-technical landscape」が、現在の社会技術的な体制に対し圧力をかけることにより、新たな体制へ移行する機会を創ることとなる。

2-1で概観したように、19世紀末から20世紀の後半にかけて、気候変動に関する科学者の研究面からのアプローチがあり、これにより、人類の気候変動に関する知見が大いに深まったことは間違いない。このことは、図 1 でみるならば、下部からの「Niche-innovations」として社会技術体制における科学を中心とした要素を進展させたと考えられる。この科学の進展は、長い時間をかけて、上部の「社会技術的な光景」に変化をも

たらし、この変化が、気候変動問題に対する政策面での革新であるIPCCの設立やトロント・サミットから一連のCOPの会議などにつながったと解釈できる。そして、更にこうした事業が新たな「社会技術的な光景」を創成し、現在の「社会技術的な体制」に影響を与えて、パリ協定の締結など社会技術体制の中の政策面での革新が顕在化したものと考えることができる。

また、日本においては、2011年の東日本大震災と福島第一原発の事故以降、電力システム改革が大幅に進展し、FIT制度等により太陽光発電などの再生可能エネルギー電源が爆発的に増加した。これらも日本における「社会技術的な光景」の変化として、社会技術体制の変革に影響を及ぼしたと考えられる。こうした中で、2020年10月28日に、当時の菅首相が2050年におけるCN社会の実現を宣言することとなり、その後の温対法改正を経て、日本においてもCN社会の実現が公約となっていったのである。

このようにみていくと、「社会技術的な体制」の変革は、下部にある「適所の革新」と上部にある「社会技術的な光景」と相互に影響しあいながら、漸進的に起きるものであるとも考えられる。ただし、筆者が40年近く本問題に携わってきた実感としては、長い歴史の中でも、ここ数年で大きな変革が起きているということである。それは、CN社会の実現という究極の（困難な）目標を見据えて、「存亡をかけてこの問題に取り組む」という決意が、特に産業界から感じ取れることである。一方で、産業界、行政、アカデミアのいずれも、CN社会の実現に向けた明確なビジョンやソリューションが描けているわけではない。したがって、今後、全ての関係者が、より一層の活発な意見交換を行うと共に、研究開発の一層の推進と実証実験等を進め、CN社会実現の為のビジョンを確立していく必要がある。

3. カーボンニュートラル（CN）社会実現のためのグリーンイノベーション

3-1. グリーンイノベーションの概念

シュンペーターはその著書「経済発展の理論」の中で、イノベーションを新結合という言葉で表し、プロセスイノベーション、プロダクトイノベーション、マーケットイノベーション、サプライチェーンのイノベーション、組織のイノベーションの五類型を掲げている。この五類型をカーボンニュートラル社会実現にあてはめた場合、表2のように各々のイノベーション類型に属する代表的な方策が考えられる。⁴⁾

表2. CN社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセスイノベーション	石油危機後の日本のプロセスにおける効率改善や省エネ技術は一段落し、飽和傾向にあったが、エネルギー多消費産業のCN化という観点では、これまでとは抜本的に異なるプロセスイノベーションが求められている。
プロダクトイノベーション	エネルギーシステムのCN化の為に重要なプロダクトイノベーションとしては、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。
マーケットイノベーション	カーボンプライシングに関連する排出量取引市場の創設などがこれに当たる。
サプライチェーンのイノベーション	エネルギーシステムのCN化が進展する中で、P2Gなど電気エネルギーから他のエネルギーキャリアへの変換が進み、サプライチェーンに変化が起きつつある。こうした変化はサプライチェーンのイノベーションとしてとらえることができる。
制度・組織のイノベーション	また、CN化する電力システムにおける需給調整市場などにおける制度設計は、革新的な技術の導入に大きく影響するため、大変重要である。

3-2. CN社会実現の為のグリーンイノベーション

プロセスイノベーションとしては、主として産業部門の省エネルギー技術の革新が該当する。著者はIPCCが設立された1988年から産業部門等の省エネ技術を評価してきたが、現在、大きな省エネルギーポテンシャルを持った追加的なプロセス技術は少なくなり、これによるCO₂削減の余地は中期的には小さいと考えてきた。しかし、CN社会の実現という、これまでと抜本的に異なる目的に照らして考えると、新たなプロセスイノベーションが待望されていることが明らかである。

例えば、鉄鋼業についてみると、一般社団法人日本鉄鋼連盟が2021年5月に発表した「我が国の2050年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」⁵⁾によると、下記のように「ゼロカーボン・スチール」の実現に向けた挑戦の意思が示されている。

すなわち、「鉄鋼業自らの生産プロセスにおけるCO₂排出削減に取り組んでいく（ゼロカーボン・スチール）」

とする一方、その実現が、「一直線で実用化に至ることが見通せない極めてハードルの高い挑戦である」としている。また、「製鉄プロセスの脱炭素化、ゼロカーボン・スチール実現には、水素還元比率を高めた高炉法（炭素による還元）の下で CCUS 等の高度な技術開発にもチャレンジし、更に多額のコストをかけて不可避免的に発生する CO₂ の処理を行うか、CO₂ を発生しない水素還元製鉄を行う以外の解決策はない」とし、水素還元製鉄については、「有史以来数千年の歳月をかけて人類が辿り着いた高炉法とは全く異なる製鉄プロセスであり、まだ姿形すらない人類に立ちはだかる高いハードルである。」と記している。これより、「ゼロカーボン・スチール」実現の為にプロセスイノベーションが如何に困難なものであるかが分かる。

また、同様に、他のエネルギー多消費産業についてみても、本質的に困難なプロセスイノベーションに取り組もうとしている状況が分かる。例えば、セメント協会が公表している「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」⁶⁾によると、以下のように記述されている。すなわち、セメントの主成分である酸化カルシウムを得るために石灰石を加熱処理する際に、 $\text{CaCO}_3 \rightarrow \text{CaO} + \text{CO}_2$ の反応により必然的に放出される CO₂ が全体の 6 割を占めるという性質があり、現状では代替する技術は存在しないとされている。そして、文献 6) では、様々な対策により、カーボンニュートラルに接近していく戦略が示されているものの、上記のプロセスによる CO₂ 排出を 0 にするようなプロセスイノベーションの技術が見通せているわけではない。

紙面の関係で他のプロセスイノベーションについては詳述を避けるが、カーボンニュートラルを目指すには、エネルギー多消費産業の抜本的なプロセスイノベーションが必須であること、また、現状では、その絵姿が見通せているわけではないが、そこへ向かって懸命に進もうとしている産業の姿勢は明確である。

次に、プロダクトイノベーションについてみると、エネルギーシステムの CN 化に向かって重要なプロダクトとしては、蓄電池、電気自動車、電気分解装置、燃料電池自動車等が挙げられる。これらはプロダクトの単体として、エネルギーシステムの CN 化に役立つ側面もあるが、再生可能エネルギーが電源構成において中心となるために必要な調整力の提供やエネルギー貯蔵の役割を担う意味で重要である。これらのプロダクトにより、CN 化する電力システムが安定し、更には P2G などにより、電気以外にもカーボンニュートラルなエネルギーキャリアを提供することができる。また、上述したプロダクトは、いずれも技術進歩による性能、効率、コストの向上が期待できるものであり、グリーンイノベーションの中核となる可能性がある。

次に、マーケットイノベーションの例としては、排出量取引などのカーボンプライシングを挙げる。2022 年に入り、日本国内でもカーボンプライシングに関する議論が急速に進展しつつある。すなわち、岸田政権の構想として GX 経済移行債、すなわちグリーン経済に移行するための債権を 10 年間で 20 兆円発行するというものがある。この償還財源としてカーボンプライスに関する制度の一つである排出量取引が考えられているのである。この政府のカーボンプライシングについての現状の案は、以下の通りである。⁷⁾

まず、排出量取引は 2026 年度頃から導入される予定である。また、排出量取引の発電部門の有償化は 2033 年度頃から導入するとされている。これは、排出枠の割り当てをグランドファーザー・ルールからオークション形式に変更することを示唆していると考えられる。一方、CO₂（排出）に対する賦課金は 2028 年度頃から導入するとされている。これは、炭素税のようなものであるが、税と賦課金の違いは、税率を変更する際に法律を改定する必要があるのに対し、賦課金の場合は法律を改定する必要がない。GX 経済移行債 10 年間 20 兆円は、上記の発電部門の排出枠の有償化と発電部門以外の賦課金で捻出することとなる見込みである。GX 経済移行債は年間 2 兆円なので、この金額と、本排出量取引制度で捕捉される CO₂ 排出量からカーボンプライシングの水準を推定できる。

また、日本においては、上記のようなキャップ＆トレード方式ではなく、ベースライン＆クレジットと呼ばれる方式による排出量取引の制度も施行されている。この代表例として J クレジットがある。⁸⁾ これは、再生可能エネルギー電源、省エネルギー機器の導入、および森林経営などの取組による CO₂ などの温室効果ガスの排出削減量や吸収量を「クレジット」として国が認証する制度である。このクレジットは金銭価値を持つ証券として取引されている。これは、CO₂ 削減に貢献する技術の導入に向けた経済的なインセンティブとなる。

サプライチェーンのイノベーションについては下記のような例がある。すなわち、CN 化に向かうエネルギーシステムにおいては、電気エネルギーとガス体や液体のエネルギーキャリアの間での変換が重要になる。特に、再生可能エネルギー電源の大量導入に伴い、インバランスとなり、あるいは出力抑制される電気エネ

ルギーから、水電解装置により水素を生産し、更に CO₂ と水素の反応により、e-methane や e-fuel 等のガス体、液体燃料を生産することが重要となりつつある。これによって、電気事業、ガス事業、石油関連事業と区分されたサプライチェーンにも相互の複雑な関係が生まれ、新たなイノベーションが起きることとなる。

また、制度・組織のイノベーションとして、電力システムにおける需給調整市場などの新しい制度設計が、新たなイノベーションを生む契機になっていることを挙げる。例えば、三次②などの調整力提供の候補として、電気自動車などによる V2G の利用が期待されている。この需給調整市場の制度設計では、各種の調整力提供の条件が規定されている。例えば、アグリゲートする規模や応動の時間などが細かく規定されており、この規定によって、市場に参入する V2G の規模も影響を受けると考えられる。欧米で普及している周波数制御などの調整力区分では、制御の性能を評価し、その性能評価に応じて報酬を変えることも行われており、これらの制度設計も本分野でのイノベーションの進展に大きな影響を及ぼすであろう。このように、エネルギーシステムの CN 化においては、制度・組織のイノベーションは重要な項目である。

4. 終わりに

カーボンニュートラル（CN）社会は、低炭素社会の延長上にあると考えがちである。しかし、CN 社会の実現に必要なイノベーションを考慮すると、低炭素社会の実現とは根本的に異なるものと考えたほうが良い。日本はこれまで漸進的な省エネルギーや CO₂ の削減を進めてきた。こうした漸進的な技術進歩を積み重ねることで、省エネルギーと CO₂ 削減の着実な実績をあげてきたことは事実である。

一方、CN 社会の実現には、上記のような漸進的な技術進歩とは異なる抜本的な技術革新が必要であることは本稿で述べた通りである。これまでのところ、日本の行政、産業界、アカデミア、国民の各界において、CN 社会に向かう意志を持った取り組みが開始されているものの確実なソリューションが見つからないわけではない。したがって、今後も、各アクターが、政策立案、技術の実証と実装、研究開発、普及啓発等を行うと共に、活発な意見交換を重ね、CN 社会実現の為の方向性を見出していくことが重要である。

参考文献

- 1) Manabe, S., & Wetherald, R. T. (1967). Thermal Equilibrium of the Atmosphere with a Given Distribution of Relative Humidity. *Journal of the Atmospheric Sciences*, 24, 241-259.
[https://doi.org/10.1175/1520-0469\(1967\)024<0241:TEOTAW>2.0.CO;2](https://doi.org/10.1175/1520-0469(1967)024<0241:TEOTAW>2.0.CO;2), 2023. 1. 10 access
- 2) 外務省, 日本の排出削減目標, https://www.mofa.go.jp/mofaj/ic/ch/page1w_000121.html, 2022. 10. 2 access
- 3) Frank W. Geels and Johan Schot, Typology of sociotechnical transition pathways, *Research Policy*, Volume 36, Issue 3, April 2007, Pages 399-417,
<https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0048733307000248>, 2022. 5. 10 access
- 4) Ryuji Matsushashi, Kae Takase, Green Innovation and Green Growth for Realizing an Affluent Low-Carbon Society. *Low Carbon Economy*, 2015, Vol. 6, pp87-95,
<http://dx.doi.org/10.4236/lce.2015.64010>, 2023. 2. 7 access
- 5) 一般社団法人日本鉄鋼連盟, 「我が国の 2050 年カーボンニュートラルに関する日本鉄鋼業の基本方針」, 2021年5月, <https://www.jisf.or.jp/news/topics/documents/CN2050.pdf>, 2023. 2. 1 access
- 6) 一般社団法人セメント協会, 「カーボンニュートラルを目指すセメント産業の長期ビジョン」, 2022年3月, https://www.jcassoc.or.jp/cement/4pdf/220324_01.pdf, 2023. 2. 4 access
- 7) 木内登英, カーボンプライシングをGX経済移行債の償還財源に: 負担先送りと脱炭素の実効性に課題, NRI+レッズ インサイト, https://www.nri.com/jp/knowledge/blog/1st/2022/fis/kiuchi/1201_2, 2023. 1. 7 access
- 8) Jクレジット制度, <https://japancredit.go.jp/>, 2022. 12. 17 access

*Ryuji Matsushashi

The University of Tokyo

Planning Lecture | Board and Committee | Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

[3I_PL] Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

Chair: Hiroshi Miyano (Chair of Review Committee on Decommissioning of 1F)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room I (13 Bldg. 1F 1313)

[3I_PL01] Concept of strength evaluation criteria for damaged structures

*Shunichi Suzuki¹ (1. UTokyo)

[3I_PL02] Seismic integrity assessment and challenges in 1F decommissioning

*Tsuyoshi Takada¹ (1. JAEA)

[3I_PL03] Consideration of risks in a current state and aging effects

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(1) 損傷を受けた構造物に対しての強度基準の在り方

(1) Concept of strength evaluation criteria for damaged structures

*鈴木 俊一¹¹ 東京大学

1. はじめに

福島第一原子力発電所（以下、1F）の設備には、東京電力福島第一原子力発電所事故の影響により損傷を受けた構造物が存在する。例えば、2022年に実施された1号機の原子炉格納容器内部調査においては、ペデスタル開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている¹⁾。このように損傷を受けた構造物に対しても、長期にわたる廃炉作業期間中に必要な機能を確保していく必要がある。そこで、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の分科会である強度基準検討分科会（以下、本分科会）では、損傷を受けた構造物に対する強度基準の在り方について検討を進めている。強度評価は、構造物の機能を確保できているかを確認するための一つの方法であるが、機能確保の判断はリスク評価など他の方法も合わせて実施されるべきと考えられる。そのため、本分科会では、具体的な許容値等の議論前に、必要な機能が確保できているかを確認する方法の体系化（フロー）を実施している。本発表では、体系化（フロー）の基本的な考え方、体系化（フロー）の検討結果、ケーススタディ結果（1号機ペデスタル）について、報告する。

2. 体系化（フロー）の基本的な考え方の検討

損傷を受けた構造物に対して必要な機能が確保されているかを確認する方法の体系化（フロー）にあたり、以下の4点を基本的な考え方として設定した。

- ①事故炉においても、原子力安全（放射線の有害な影響から環境と人を守る）が求められることは変わらない。
 - 各構造物が損傷した際の環境と人への影響有無を確認し、影響を与える設備を特定する必要がある。
- ②放射線の有害な影響から環境と人を守るためには、各構造物が持つ要求機能の確保可否を確認する必要がある。
 - 1F構造物に求められる要求機能の整理が必要である。
 - 要求機能の確保可否の判断基準が必要である。
- ③地震等により要求機能が確保できないと想定される場合には、その対策が必要である。
 - 耐震強化等の発生防止対策が可能ならば、その対策が有効である。
 - 発生防止対策が困難な箇所への対応を検討する必要がある。
- ④1Fの設備状態は、廃炉作業の進捗と共に変化する。
 - 継続的（設備状態変化毎）に評価し、対策を見直すことが、安全性向上のための必須条件である。

3. 体系化（フロー）の検討結果

検討結果を図1、図2に示す。図1（管理状態評価フロー）に示す様に、初めに対象構造物が損傷した場合の環境又は人身災害への影響が許容できるかを確認する。これは、対象とする構造物の物量が膨大に存在するため、初めに影響がないものを評価対象外とすることにより、重要な構造物を絞り込むことを意図している。許容できない場合には、構造物が持つ機能（支持機能等）が要求機能を満足しているかを判断する。こ

の判断は図 2 に示すフローを用いて判断する。具体的には、「検査」、「評価」、「補修」の観点と「想定を越える事象の拡大防止等対策」の有無の確認結果から判断する。本フローの特徴は、検査が可能な構造物と困難な構造物では強度評価結果の不確かさが大きく異なることを考慮し、検査困難な構造物については強度評価結果が問題ない場合にも「想定を越える事象の拡大防止等対策」を要求している点である。また、「想定を越える事象の拡大防止等対策」には、損傷した場合の破損シーケンスを事前に検討し、構造物単体としての対策だけでなく、システム全体としての対策も含まれている点も特徴である。例えば水の漏えいが発生した場合の対策として、取水ポンプ事前に用意しておくことが挙げられる。

図 2 に示すフローの判断結果から、管理状態 A（対象構造物の状況が望ましい姿に合致している状態）と評価された場合には、現状の対策を継続し、また、継続的な改善を実施していくことを要求している。一方、管理状態 B（対象構造物の状況が望ましい姿に合致しない状態）と評価された場合には、異常検知の可否を確認することとしており、異常検知が可能な場合には機動的対応による対処等を要求している。これは、事象の進展が遅いと考えられる 1F の特徴から、異常検知により、機動的対応が有効な手段と考えられるためである。また、異常検知が出来ない場合には、根本的な対策の検討が必要としている。

なお、構造物の状態に変化が発生した場合には、本フローを用いて再度評価し、対策を見直すことを要求している。

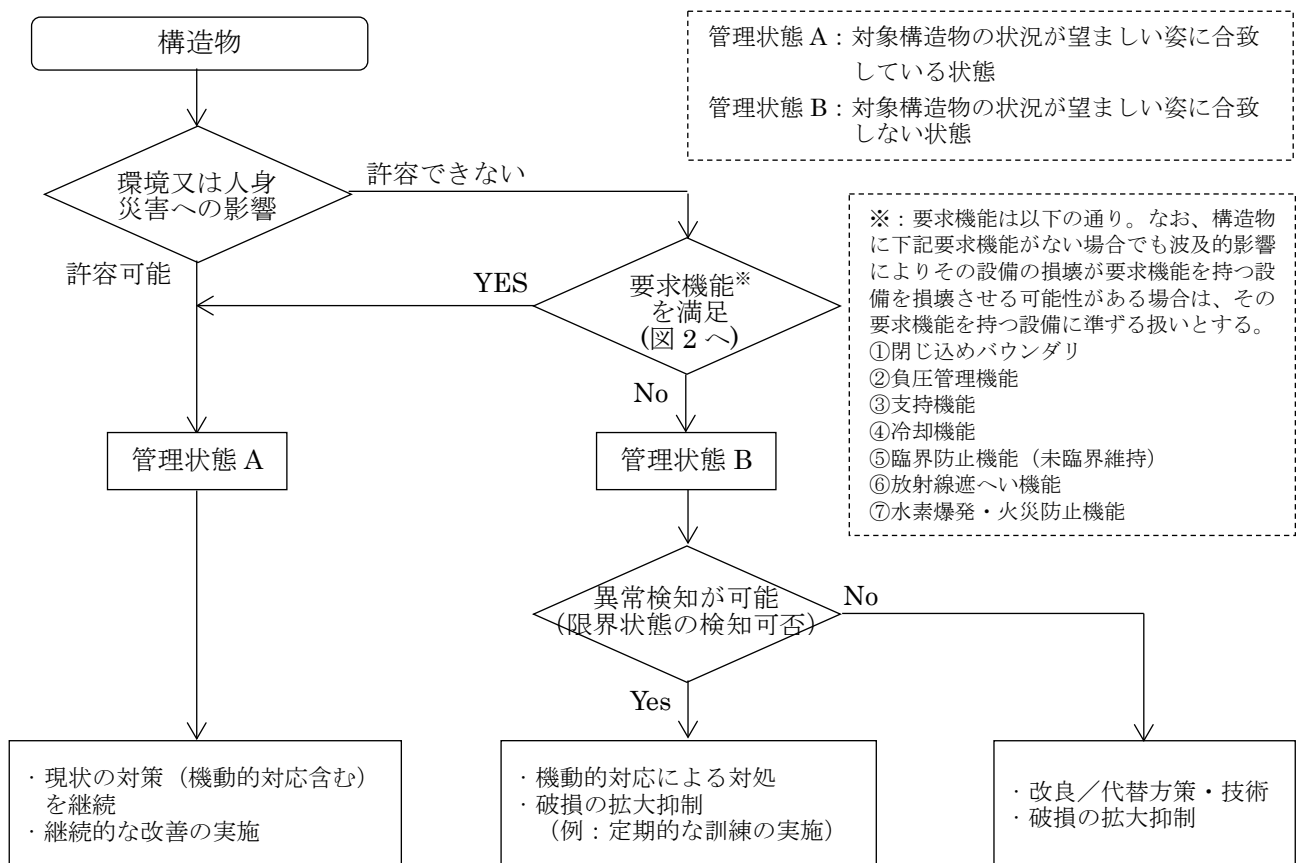


図 1 管理状態評価フロー

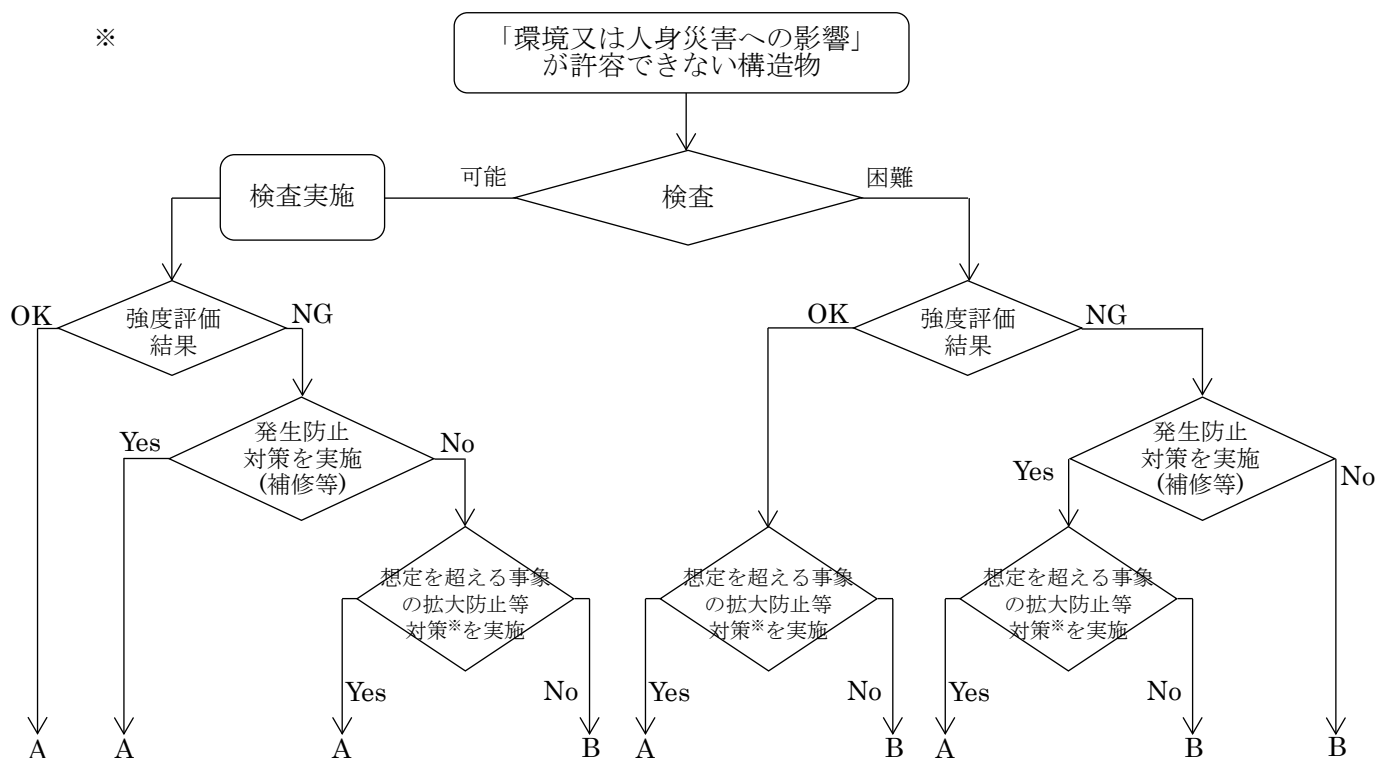


図2 管理状態 A、B の判断方法

4. ケーススタディ結果

検討したフローのケーススタディとして、1号機ペDESTALを選定し、評価した。1号機ペDESTALは、前述の通り、開口部壁面のコンクリートが失われ、鉄筋、インナースカートが露出していることが確認されている。

ケーススタディ結果を図3と図4に示す。判断「環境又は人身災害への影響」については、判断基準が明確になっていないため、今回の評価で「許容できない」とした。次の判断「要求機能を満足」では、図4に示すように、「検査」についてはこれまでの内部調査では部分的に確認できている状態のため「困難」と判定、「強度評価結果」については2016年度に国際廃炉研究開発機構で実施された解析結果²⁾から、「OK」と判定、「想定を超える事象の拡大防止等対策を実施」については次の段落に一例として示す損傷イベントツリーの検討結果から、現状の設備等で必要な機能を確保できていると考えられることから「YES」と判定した。その結果、管理状態 A と評価される。

次に、今回の評価では管理状態 A となるが、管理状態 B と評価された場合に考えられる対策を検討した。管理状態 B となった場合、図1に示す様に「機動的対応による対処」、「破損の拡大抑制」及び、「改良／代替方策・技術」のいずれかの対策を要求している。対策の検討では、損傷イベントツリーを検討し、シーケンス毎に対策を検討している。図5に損傷イベントツリー（PCV 閉じ込めバウンダリ（液相）損傷による外部放出関係のみ）を示す。なお、損傷イベントツリーのヘディングは、マスターロジックダイアグラムの検討結果を反映している（詳細は省略）。損傷イベントツリーの結果から、対策として、トラス室水取水設備関係では可搬型ポンプの事前準備、トラス室水位上昇検知関係では可搬型水位計の事前準備、PCV 注水設備起動関係ではペネ等からの注水ラインの事前構築、PCV 水位低下検知関係では代替 PCV 水位計の設置が挙げられた。また、「改良／代替方策・技術（＝管理状態 B かつ異常検知ができない場合）」として、図6に示すように、ペDESTALの損傷モードである座屈への耐性を向上させるためにペDESTAL下部にセメント系材料を注入することも一案と考えられる。

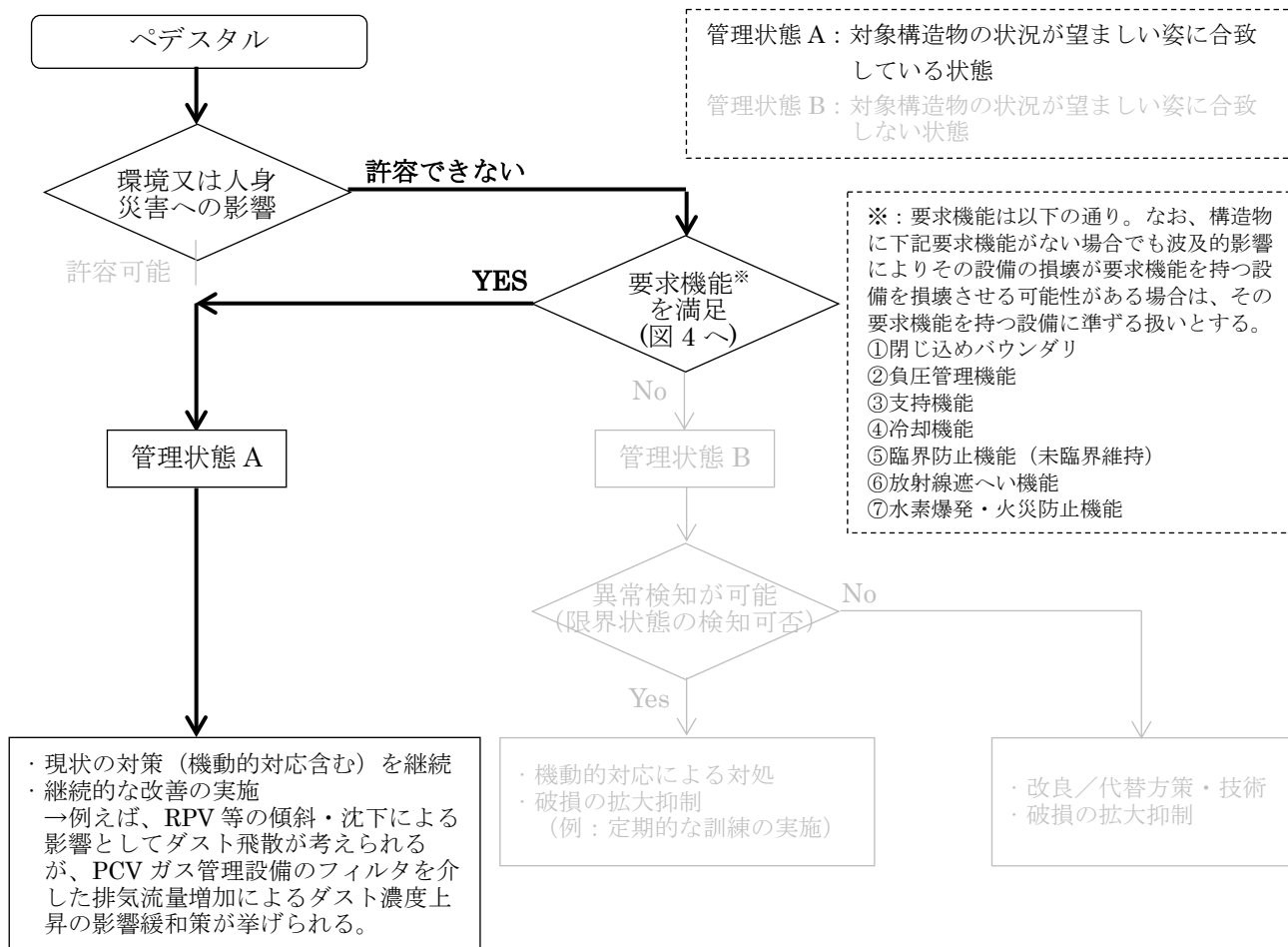


図3 ケーススタディ結果（1／2）

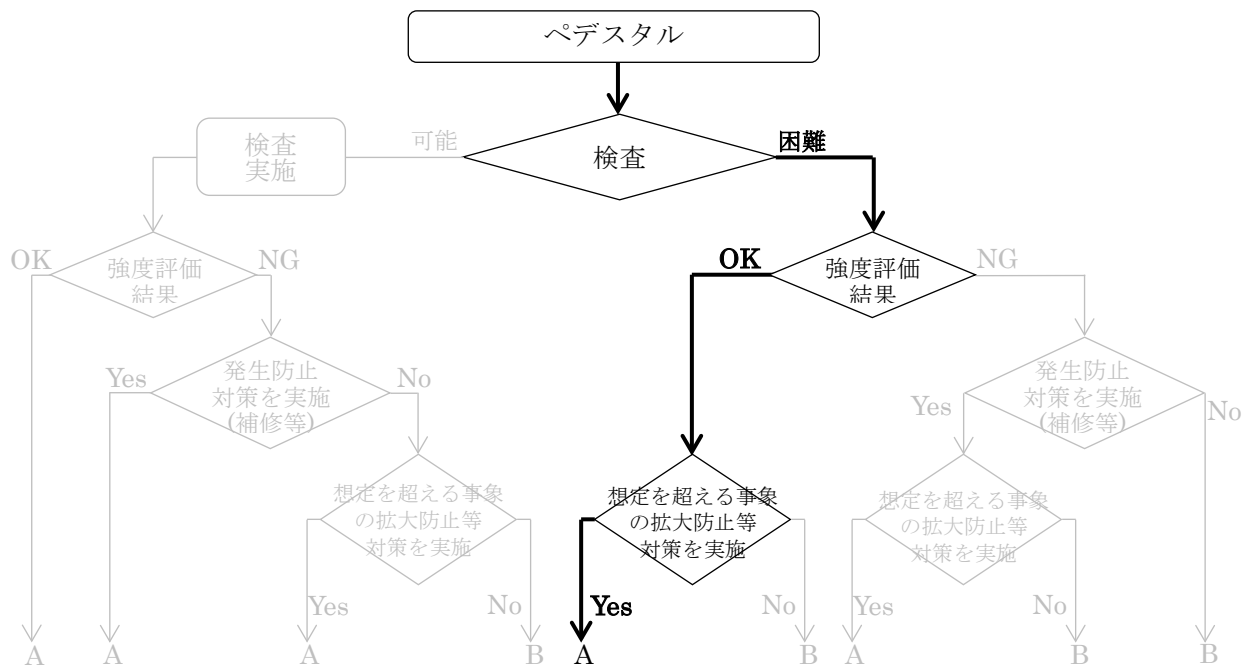


図4 ケーススタディ結果（2／2）

RPV 支持機能		閉じ込めバウンダリ・冷却機能（液相）					最終状態	対策
RPV 支持	RPV 移動	PCV シェル（液相部）	PCV 水位低下検知	PCV 注水	トーラス室水位上昇検知	トーラス室内の水の取水		
成功							外部放出	
失敗 なし							なし	
あり 損傷あり 成功 成功 成功 成功							外部放出	
失敗							外部放出	可搬ポンプによるトーラス室水取水
失敗							外部放出	水位計の多重化等
失敗							外部放出	別ラインからの注水（ペネ等からの注水）
失敗							外部放出	水位計の多重化等

図5 損傷イベントツリーの一例 (原子炉格納容器閉じ込めバウンダリ (液相) 損傷による外部放出)

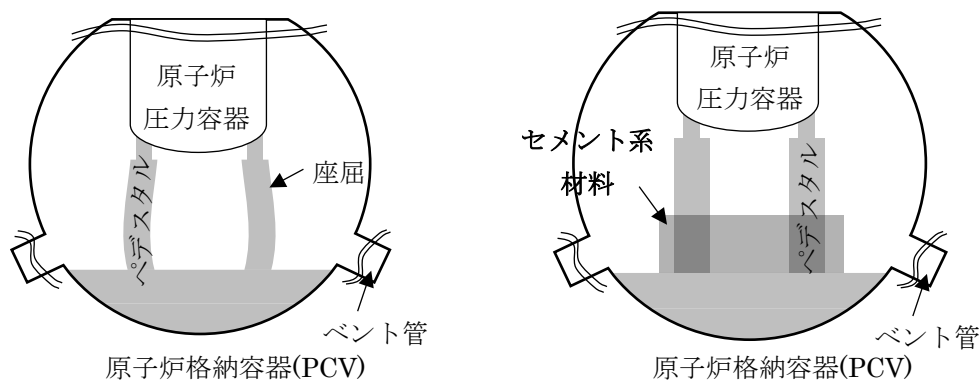


図6 ペデスタル損傷モード（左）と改良／代替方策・技術の一例（右）

5. 今後の方針

今後は福島第一原子力発電所を対象とした新たな検知技術・補修技術や腐食等経年劣化評価並びに、設計想定を超える場合の強度評価についても検討を行う予定である。検討にあたっては、原子力学会廃炉検討委員会「建屋の構造性能検討分科会」や「廃炉リスク評価分科会」等と連携をとり、構造物・機器単体のみならず構成するシステム全体の機能維持に関して適切な基準の考え方を提言する。

参考文献

- 1) 第 100 回特定原子力施設監視・評価検討会 資料 3「1 号機 原子炉格納容器内部調査の状況について」
- 2) 技術研究組合国際炉研開発機構 「圧力容器／格納容器の耐震性・影響評価手法の開発 平成 28 年度成果報告」

*Shunichi Suzuki¹

¹The University of Tokyo

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(2) 1F 廃炉に係る地震時健全性評価と課題

(2) Seismic integrity assessment and challenges in 1F decommissioning

*高田 毅士

日本原子力研究開発機構

1. はじめに

福島第一原子力発電所の事故炉には中長期的には安定状態からの逸脱や施設の劣化等の可能性があるため、燃料デブリを取り出してより安定で安全な状態で事故炉を維持することが計画されているが、長期にわたる廃炉期間中の地震リスクに対する備えは重要な課題である。建屋の地震時健全性の評価においては、2015 年より廃炉検討委員会の下に「建屋の構造性能検討分科会」が設置され、瀧口克己主査を中心として建屋構造体の耐震性の検討がなされ 2019 年に中間報告[1]がまとめられている。そこでは、燃料取り出し開始までの期間を対象にして、文献[2]に基づいて従来の耐震設計規準に基づいた建屋耐震性の検討結果が報告されている。新設発電炉と同様の耐震設計クライテリア（基準地震動と許容値）を用いているが、水素爆発や炉心溶融を経験した事故炉に適用する前に、事故炉に要求される耐震健全性を明確にする必要がある。

事故炉の廃炉活動中の耐震性確保については、TMI やチェルノブイリ炉における要求性能の考え方が参考になると思われるが、1F の事故の特徴を踏まえた耐震性確保の考え方や、廃炉作業自体からの多様な要求条件も明確にした上で、事故炉の耐震要求条件をどう規定すべき極めて難しい課題である。

2022 年 9 月より旧分科会の活動を引継いで著者が主査を担当することになった。本格的な活動はこれからで、本稿は本分科会の今後の活動方針案について報告するものである。

2. 活動内容

地震リスクの低減に効果的に対処するためには、細分化された旧来の専門分野毎の対応では不十分であり、建築構造、機器設備、材料、荷重評価、監視技術、等の関係分野を統合した俯瞰的な連携が必須である。本分科会は、強度基準検討分科会、廃炉リスク評価分科会等と密に連携するとともに、広範囲の専門を持つ分科会委員で構成することとした。地震時の建屋の健全性については、事故炉の要求性能、1F 炉の現状把握、廃炉作業期間中の地震外力の評価に関するものとして、以下の活動項目を設定した。

- ① 1F 事故炉を対象にした長期的な廃炉作業の段階に応じた要求性能に基づき建屋構造物の地震時要求性能を明確にすること、
- ② 関係する建屋・設備・機器類の現状監視技術による情報収集および活用方法の検討、
- ③ 要求性能に対応した長期的な廃炉作業の段階別検討用地震動の策定

2-1. 中長期期的廃炉過程における地震要求性能の分析

強度基準検討分科会の基本方針とも議論を密にした上で、本来の廃炉過程における事故炉に要求される性能を体系化すると共に、その結果に基づく地震時健全性に関わる要件を特定することが重要である。表 1 には、前分科会にて示された段階的・要求性能の考え方であるが、さらに、廃炉作業のための作業員の放射線被ばくの視点、選択した廃炉工法に起因する要件なども同時に考慮すべき条件と考えられる。実機への展開としては、従来の耐震設計指針（JEAG4601）をベースとしつつも、事故炉を対象にした耐震重要度を規定することにより廃炉作業への実装が容易になると期待できる。

2-2. 建屋・設備・機器等の状態評価・監視技術の検討

事故を経験した炉の現状把握は炉内の高レベルの放射線の存在により容易ではない。まずは、炉の状態の把握のため様々な推定方法が試みられており得られた情報が極めて重要である。昨年は、ペデスタル部のコンクリート脚部の状態の写真が一部公開されたが、これは炉内構造物の支持性能とも密接に関わる。

建築構造の観点からすれば、事故時の損傷や過去の地震による損傷の程度や部位の特定は重要である。主に、炉外、建屋外からの遠隔状態監視（地震観測記録、変形の測定など）技術に対する評価方法の開発に注力した検討を実施する。

2-3. 廃炉過程中的段階別検討用地震動の概念の構築と評価

原子力施設の地震安全の原則[3]によると、通常炉に対しては、原子力施設の地震時の要求性能を明確にして（性能に基づく）、リスク論に基づいて（リスク情報活用）、トータルな建屋の安全性確保の考え方の重要性が提案されている。ここでは、「地震時健全性」というあいまいな表現を避けて、「安全性」と「供用性」という異なる二つの要求性能を明確にして、それらを個別部位や個別の設備機器単体で担うのではなく、設備集合として、PRA 的に言うならば要求性能に関わるシークエンス毎の性能確保を実施することが指摘されている。さらに、周辺住民の安全確保が究極の要求目標であることから、施設の異常が生じた時の敷地外への影響を制御するという視点も不可欠である。

この原則を 1F 事故炉にも適用することが可能であり、複数のレベルの要求性能の評価に用いる複数の地震動レベルを規定することができる。廃炉作業（作業員の被ばくリスク低減）に関する地震動、機器・設備単体の機能確保や、事故シークエンス毎の検討に用いる地震動や、放射性物質が発電所から放出される状態を対象にした地震動など、様々な段階に対応した地震動の設定が必要である。従来の基準地震動 S_s や S_d を検討に用いることもできるが、廃炉設計における要求性能との関連を明確化する必要がある。

3. おわりに

本分科会では、上記の 3 つの大きな検討項目を活動の方針と考えており、将来的には、長期的廃炉過程における地震安全確保の考え方提案を目標とした。

表 1 廃炉の各段階における要求性能[1]

工程	事故前	事故収束前	第一期	第二期	第三期
		冷温停止状態の達成まで	プール内燃料取出開始まで	プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで	燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで
閉じ込めが必要な放射性物質 ^{注1}	炉内の燃料汚染水 使用済み燃料	燃料デブリ汚染水（建屋内滞留水） 使用済み燃料			燃料デブリ汚染水（建屋内滞留水）
プラントに求められる基本的な安全機能 ^{注2}	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす ^{注3} 閉じ込める		
建屋に対する要求機能	遮へい性 気密性 水密性 構造安全性	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性		
留意事項		建屋の損傷 屋根崩落等の影響 事故時の熱履歴	加えて 上部カバー重量、反力の影響	加えて デブリ取出に伴う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じた状態変化 高経年化対策

注 1：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。

注 2：プラントに求められる基本的な安全機能は、閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。

注 3：廃止措置の進捗に伴う放射性物質やデブリ燃料取出に向けた対策等により、安全確保に係る設備に求められる機能は変化（要求機能の消滅及び低減）するため、必要に応じて安全対策を実施する。

参考文献

[1] 建屋の構造性能検討分科会 中間報告書 第一報： 燃料取り出し開始までを対象とした 原子炉建屋の耐震性について(2019).

[2] 発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013 （AESJ-SC-A006：2013）

[3] 原子力学会, 原子力発電所の地震安全の原則～地震安全の基本的な考え方とその実践による継続的安全性向上～（AESJ-SC-TR016：2019）

*Tsuyoshi Takada Japan Atomic Energy Agency

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

福島第一原子力発電所の建屋・構造物健全性とリスク評価

Building/Structure Integrity and Risk Assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

(3) 現状のリスク評価と経年劣化の影響の検討

(3) Consideration of risks in a current state and aging effects

*高田 孝¹, 竹田 敏²¹ 東京大学, ² 大阪大学

1. はじめに

リスク情報は、廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための意思決定に利用することが期待されており、またそれが可能であると考えられる。そのためには、廃炉作業時のリスクだけでなく、現状におけるリスクと比較するためのリスク評価手法が求められる。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以下、廃炉委とする）では、2018～2019年にわたり、上記リスク情報の活用目的に適った定量的リスク評価手法の確立に資することを目的として、廃炉リスク評価分科会を立ち上げ、具体的な分析手法ならびに今後の課題に関する検討を行った[1], [2]。

ここで挙げられた主な課題を以下に示す。

- ・ 現状のリスク評価の実施
- ・ 廃炉作業者に対するリスク評価
- ・ 経年劣化に対する評価
- ・ 燃料デブリ等リスク源の状態

これらを踏まえ、2022年11月から廃炉リスク評価分科会を再開した。本報告では、再開した分科会の活動について紹介する。

2. 活動内容

本分科会で評価するリスクとしては、前期（2018～2019）と同様に、原子力安全にかかるリスク（放射線の人や環境への影響に対するリスク）を主として取り扱うものとする。最終的なリスク評価としては、燃料デブリの取り出し方法（工法）の違いや、取り出しに伴うデブリ総量変化の影響の評価や、工法内での各工程でのリスク評価等が目標となるが、分科会では現状のリスク評価手法の確立、及び今後組込が必要と考えられる項目に関するモデル化検討を行う予定である。以下に検討項目を示す。

2-1. 現状のリスク評価

燃料デブリの取り出しでは、リスク源となる放射性物質を取り扱うため、現状（取り出し前）でのリスクとの相対的な比較も重要となる。本検討では、これまでに検討された評価モデルをもとに、具体的な評価を実施する。廃炉作業における定量的なリスク評価は、不確かさが大きくなる。このため本検討では、定量性の精緻化の観点よりも、シナリオ分析やその相対的な比較といった定性的観点での評価に着目した議論を行う予定である。また、定量化に関する適切なリスク指標についても議論する予定である。

2-2. 経年劣化のモデル化

現状のプラントにおける経年劣化要因の抽出、シナリオへの影響やそのモデル化について検討を行う。また重要な要因については、現状のリスク評価に組み込むことで、その影響の定量化を検討する。

上記2.1および2.2に関しては、これまでの分科会活動において原子力損害賠償・廃炉等支援機構（以下、NDFとする）とも情報共有を行い、一部項目についてはNDFにおいて先行的な検討が行われている。本分科会においても同様に情報共有や意見交換を行い、実際の廃炉実施に資するモデルの構築を行う予定である。また、廃炉のリスク評価をおこなう関係者が利用可能なツールの開発も視野に入れている。

2-3. 区画化（バウンダリ）の検討

廃炉工程中の作業従事者（廃炉作業）の被ばく管理の観点では、施設内を区画化することも考えられる。このような区画化を適切にリスク評価に組み込むモデル化に関する検討を実施する。また、最終的な安全に対する目標としては放射性物質の敷地外放出に関するものとなるが、放出に対するバウンダリとしてどう考えるべきかについても検討を行う。

2-4. 実施工程

2-1.～2-3.の項目については、2ヶ年を目処に検討を行う予定である。図1に現状の工程案を示す。現状の廃炉取り出し工程案[3]では、1,3号機については具体的な取り出しにむけた概念検討、開発並びに設計が2024年以降までに計画されている。また2号機については試験的な取り出しが2023年後半を目処に着手される予定である。これを踏まえ、2023年度末を目処に現状のリスク評価に着手し、2024年度以降で、工法間の比較や工程内でのリスク評価について継続的に検討を行う予定であるが、これらは廃炉実施工程との整合を図りながら、適宜見直す予定である。

項目	2022年度	2023年度
2.1 現状のリスク評価		
2.2 経年劣化のモデル化		
2.3 区画化の検討		
分科会	△ △	△ △ △ △

図1 実施工程案

3. おわりに

廃炉リスク評価分科会では、2018-2019年での活動での課題抽出を受け、2022年11月から、現状のリスク評価並びに経年劣化への影響評価を目的として分科会を再開した。また、廃炉作業の被ばく管理の観点や、放射性物質の敷地外放出に対するバウンダリの観点も踏まえ、施設内の区画化に関する議論も行う予定である。

廃炉におけるリスク評価は、建屋の健全性（構造性能）やそれらの強度基準とも密接に関連する。廃炉委では、建屋の構造性能検討分科会および強度基準検討分科会も設立されており、これら分科会と密に連携することで、廃炉全体に資する検討を行う予定である。

参考文献

- [1] 廃炉リスク評価分科会 報告書, https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning (2019).
- [2] 高田他, 原学会 2022 年春の年会, 3H_PL03 (2022).
- [3] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2022 (2022).

*Takashi Takata¹, Satoshi Takeda²

¹Univ. of Tokyo, ²Osaka Univ.

Planning Lecture | Technical division and Network | Human-Machine Systems Research Division

[3J_PL] Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

Chair: Makoto Takahashi (Tohoku Univ.)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room J (13 Bldg.2F 1321)

[3J_PL01] Current status of operator training of BWR

*Koji Iwatare¹ (1. BTC)

[3J_PL02] Efforts for risk management for proactive prevention of error

*Kazunori Ogasawara¹ (1. Tohoku EPCO)

[3J_PL03] Discussion

Koji Iwatare¹, Kazunori Ogasawara², Akio Gofuku³, Yasuhiro Kettoku⁴ (1. BTC, 2. Tohoku EPCO, 3. Okayama Univ., 4. JNFL)

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

(1) BWR 運転員訓練の現状

(1) Current status of operator training of BWR

*岩垂功二¹ 笠 咲樹¹¹BWR 運転訓練センター

1. はじめに

BWR 運転訓練センター（以下 BTC）では、主に BWR 型原子力発電所運転員に対し、フルスコープシミュレータを用いて教育・訓練を実施している。国内 BWR プラントでは、審査や工事が進み、様々な準備が進められている。

国内 BWR プラントは、東日本大震災以降運転が停止した状態が継続しており、原子力業界としても人材の育成が課題となっている。

BTC では、経営理念として「質の高い訓練を提供し、原子力発電所の安全・安定運転に寄与する」を掲げ、運転訓練を実施してきた。本セッションでは、BWR の運転訓練の現状を紹介し、長期間運転停止している状況において、BTC における訓練上の工夫などを紹介する。

2. 運転訓練の現状

2-1. 運転訓練体系

BTC における運転訓練の体系図を図 1 に示す。運転員に必要な知識は多岐にわたり、1つの訓練ですべてを習得させることは困難であるため、図 1 のようなステップアップ方式を採用している。

初級訓練において、プラント運転に必要な系統知識や基本的な対応操作を学ぶ。BTC はこの初級訓練が修了した段階を中級運転員としての力量を持つ者と位置付けている。

中級訓練は中央制御室で主に運転操作を実施する運転員を対象とするため、その内容について

は事故対応操作を含めて高度なものとなっていく。重大事故に関する訓練については中級訓練の範疇となる。

運転責任者については、上級訓練において必要な教育と訓練を行なっている。運転責任者の教育・訓練に関する事項は、「JEAC4804-2021 原子力発電所運転責任者の判定に係る規程」に記載され、その規程に基づいて訓練を実施している。

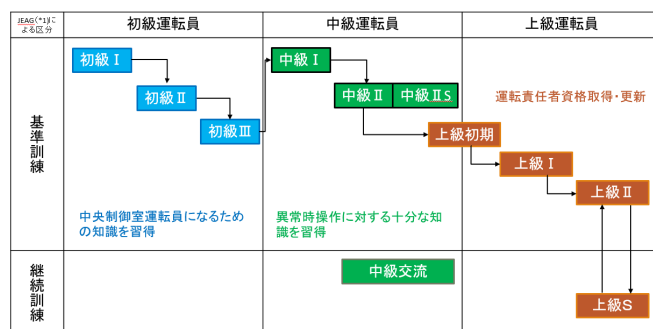


図 1：BTC 運転訓練体系図（2023 年度版）

2-2. 訓練内容

シミュレータを用いた訓練で実施する内容としては、以下の 4 つに分けられる。

- 通常操作訓練（起動／停止）
- 警報対応訓練
- 事故時対応訓練
- 重大事故対応訓練

*Kouji Iwatare¹, Saki Ryu¹¹BWR Operator Training Center Corp. (BTC)

(1) 通常操作訓練

通常操作訓練では、運転操作手順書に従って操作を実施する。手順書に従って操作するのみでなく、現場をイメージして操作員を配置する、安全を確保するなど、手順書に記載されない部分についても訓練を実施する。通常操作訓練は主に初級Ⅱ訓練で実施しており、その訓練時間は96時間（24日×4時間）となっている。

課題としては、プラント運転状態を経験していない運転員にとって、現場の状況をイメージしにくいという点が挙げられる。機器の配置や動作する音などは重要な情報となり得る。本訓練の受講者に対し、機器の場所などイメージできるかなどを問いかけて、訓練終了後に、現場において実物を確認してもらえるよう訓練期間中に促している。

通常操作訓練は、その後に続く事故対応操作の基礎となる部分であり非常に重要な訓練である。

(2) 警報対応訓練

警報対応訓練では、系統単位での故障を発生させて対応する訓練である。警報発生手順書が制定されているため、警報が発生したときの対応を手順書に沿って身に着けさせることを目的とする。また、警報対応を行うことによって、その系統の知識を理解することにも役立つ。

(3) 事故対応訓練

すべての訓練を通じて最もウェイトが大きいのが事故対応訓練となる。プラント停止に至る事象について対応を実施する訓練となっており、原子炉スクラム事象、タービントリップ事象などそのプロセスは多岐にわたる。想定される事故事象については、事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP: Abnormal Operation Procedure）によって対応を行う。これらは、事象毎（再循環ポンプ停止等）に対応手順が定められており、BTCにおける訓練としてはまず、基本的な対応手順を習得することから始める。さらにこの事象ベースの手順では対応しきれない事象（多重故障等）は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP: Emergency Operation Procedure）によって対応を行う。この手順は、原子炉水位や圧力といったパラメータの徴候によって対応手順が定められており徴候ベース手順とも呼ばれる。徴候ベース手順では、スクラム失敗や給水喪失など厳しいプラント状況にも対応できるよう訓練を行う。

(4) 重大事故対応訓練

重大事故とは、実用炉規則 第四条において「炉心の著しい損傷」と定義されている。重大事故対応訓練は、炉心が損傷したと判定した後の対応を行う訓練である。

「重大事故に至るおそれがある事故」として、7つの事故シーケンスが設置許可基準規則の解釈に例示されている。これらの事故シーケンスに対応できるように事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

（SOP: Severe accident Operation Procedure）が制定されておりこれを習熟する。

炉心の状況は直接把握できないことから、SOP 手順においては、プラントのパラメータから炉内の状況を推測して手順を実行していくことになる。しかしながら、炉心状況をイメージすることは、SOP 手順による対応操作の効果を理解する上で有効であるため、SOP 手順を理解する段階においては、図2に示すような教育用画面を用いて炉心内の状況をイメージさせて、訓練を実施している。

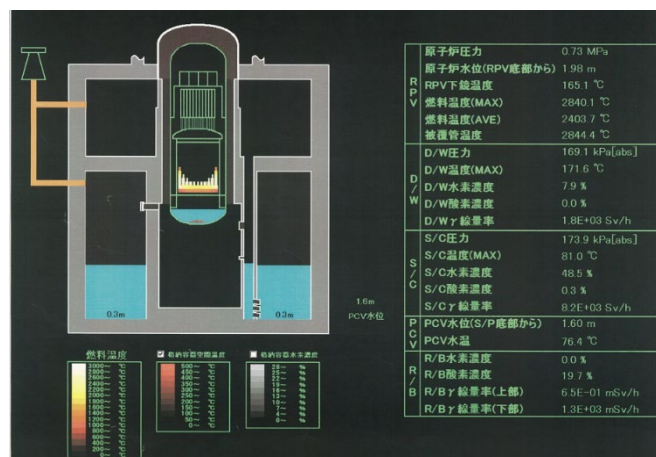


図2：教育用画面例（ABWR,格納容器内状況）

3. 訓練方法の高度化

3-1. リトライ訓練の実施

シミュレータ訓練は、対応操作を実施した後、その対応について振り返りを実施し、その次の事象へと移行するというパターンを基本としている。ある程度、熟練した運転員であれば、その方法でも充分である場合が多いが、若手の運転員にとっては十分に理解しているかどうか振り返りだけでは判別が難しい状況であった。このような問題点を解決すべく、初級Ⅲ訓練において、リトライの時間をあらかじめカリキュラムに盛り込み構築することとした。あらかじめリトライの時間を組みこむことにより、時間的に余裕を持って訓練を実施することができる。

失敗した状態で終わるよりも成功する（できた）という状況（手順通りにできた、コミュニケーションが成功したなど）で訓練を完結することが、その後のモチベーション向上にもつながっている。訓練指導サイドとしても、指導したことが「出来た」という状況を確認することができるため、学習したことが確認できるメリットがある。

3-2. 訓練フォローシート

上級Ⅱ訓練を対象に、訓練フォローシートを発行している。このシートは、派遣元電力とBTC間のコミュニケーション強化を図ることと、訓練生の訓練に対する動機づけを図るために開始した。このシートには、前回訓練の状況・課題・取り組み状況などを記載するようになっており、現状において、訓練生がどのような課題を持っているかを把握し、訓練運営に活かすようにしている。また、訓練生本人が目標を定め訓練に取り組む状況を作ることで学習効果を高める狙いがある。

この取り組みについては、まだ開始して1年程度であり、その効果については十分に検証できていないものの、派遣元からは好意的な意見が得られている。

3-3. パフォーマンスガイドラインの制定

2017年に「BWR標準的な事故対応パフォーマンスガイドライン」をBWR電力各社と共同で制定した。目的としては、静穏な環境を作り、良好なコミュニケーションの下、確実な指揮や操作につなげることとし、事故対応時におけるチーム対応において、コミュニケーションやブリーフィングといったツールについて標準的な内容をまとめたものである。本ガイドラインには、いくつかの行動戦略（表1）をまとめており、BWR電力共通的なものとなっている。これによりBTC及び各サイトにおいても統一した考えで訓練指導ができるようになった。

表1 パフォーマンスガイド行動戦略

行動戦略項目
スクラムコレオグラフィ
手順書の使用／即応対応
コミュニケーション －周知 －報告 －3way コミュニケーション －音標文字（Phonetic code）
ブリーフィング
オペレーション －クリティカルパラメータ

- －警報対応
- －指差呼称
- －許容される両手操作
- －ページングの使用

4. 運転員以外への訓練

BWR 原子力発電所は長期間停止している状況である。運転員だけでなく、原子力業界全体として人材育成は大きな課題と言える。BTC としても、運転員の育成のみではなく、原子力プラントを支える人材の育成に積極的に関わっている。

プラントメーカー技術者向けの訓練は、これまでも継続的に実施しているが、再稼働に向けてシミュレータを用いた訓練プログラムを活用し、起動に向けた準備が進められている。

自治体向けの研修にも積極的に取り組んでいる。自治体向けには、プラントの非常用設備がどのように使われるかなど基本的な知識の習得を図るため、事故の状況をシミュレータを用いて再現し、解説している。自治体向けの研修プログラム制作においては自治体側のご要望に応じた柔軟な対応を行っている。

今後も、原子力発電所の安全で安定な運転に寄与することで社会に貢献していきたい。

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

再稼働に向けてヒューマン・マシン・システム研究部会に何ができるか？

Role of HMS research division for resumption of nuclear power plant operations

(2) 原子力発電所におけるリスクマネジメントの取り組み
(エラーの未然防止に向けて)

(2) Efforts for risk management for proactive prevention of error

*小笠原 和徳¹¹ 東北電力株式会社

1. エラーの未然防止に関する取り組みの経緯

当社は、2003年に品質マネジメントシステムを構築して以降、品質保証総点検等の過去の不適切事例の経験を踏まえ、継続的に業務品質の向上を図ってきた。近年では、「現場力向上」をスローガンとして、作業に潜むリスクを事前に洗い出し対策をとる「リスク想定」の活動や、作業を行うにあたって期待される振る舞いである「基本行動」を根付かせる活動を実施することにより、ヒューマンエラーの低減を図ってきている。

このうち、「リスク想定」の活動にあたっては、2020年にリスクマネジメントプロセスを構築し、事前のリスク特定や対策検討等について体系的に実践している。

2. リスクマネジメントプロセスの概要

リスクマネジメントプロセスは、社内文書「統合リスク管理要領」に規定し、これに基づき、事前にリスクを特定・評価し、重要度のランク付けを行うとともに、対策をとり、リスクを低減してから作業等を実施するリスク管理活動を実施している。図1にリスクマネジメントプロセスの概要を示す。

このプロセスでは、活動の内容に変更が無い場合、再度の記録作成は不要とすることで、3H（初めて、変更、久しぶり）作業等に管理を注力できるよう配慮している。

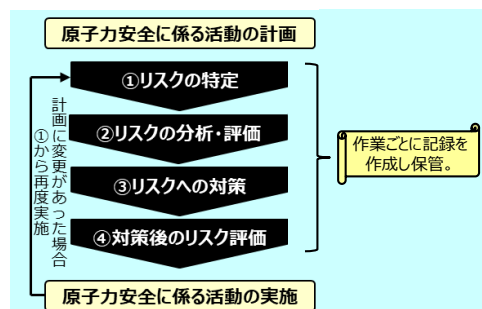


図1 リスクマネジメントプロセスの概要

3. リスクマネジメントプロセスの改善状況

半期毎に管理実績を振り返り、統計データの分析、実施例の妥当性確認、不適合事象からの教訓等をもとに、改善すべき課題を抽出し、プロセスの改善を行ってきている。例えば、リスクマネジメントプロセスの導入当初は、発電所間で、評価したリスクランクにバラつきが見られたことから、リスクマネジメント事例集を策定し、周知・教育を行う改善を実施した。これにより差異が収束傾向となっている。

4. まとめ

当社は、これまで、ヒューマンエラーの低減に向け、様々な取り組みを実施し、一定の成果が見られてきたものの、近年では、ヒューマンエラーの発生件数は横ばい傾向であり、さらなる低減に向けた取り組みが必要である。リスクマネジメントの実践は、エラーの未然防止に効果的であり、さらなるヒューマンエラーの低減に向け、リスクマネジメントプロセスが有効なものとなるよう、今後も継続的な改善を行っていく。

*Kazunori Ogasawara¹¹Tohoku Electric Power Co., Inc.

(Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room J)

[3J_PL03] Discussion

Koji Iwatate¹, Kazunori Ogasawara², Akio Gofuku³, Yasuhiro Kettoku⁴ (1. BTC, 2. Tohoku EPCO, 3. Okayama Univ., 4. JNFL)

Planning Lecture | Board and Committee | Ethics Committee

[3K_PL] Our Awareness and Ethical Behavior

Thinking from the Corporate Culture

Chair:Kyoko Oba(JAEA)

Wed. Mar 15, 2023 1:00 PM - 2:30 PM Room K (13 Bldg.2F 1322)

[3K_PL01] Corporate Culture

*Daisuke Fukamizu¹ (1. Nagashima Ohno &Tsunematsu)

倫理委員会セッション

私たちの意識と倫理的な行動 ～企業風土、組織文化から考える～
Our Awareness and Ethical Behavior -Thinking from the Corporate Culture-

(1) “企業風土” を考えるーその検証と改善ー

(1) Corporate Culture –Evaluation and Improvement-

*深水 大輔

長島・大野・常松法律事務所/信州大学特任教授

1. 企業風土への注目の高まり

企業活動の複雑化・デジタル化・グローバル化等により、伝統的なガバナンスモデルは限界に来ている。また、近年の経済学・心理学における様々な研究により、人は合理的な存在であるだけでなく、様々なバイアスの影響を受ける社会的な存在であることが明らかになっている。そのような中で、イノベーションとリスク管理を両立し、企業のサステナビリティを確保するためには、企業やその組織における人の思考様式・行動様式ー企業風土ーをいかに検証し、そのパーパスを実現するのに最適な姿になるようデザインしていくかを考えることが求められる。

2. 企業風土とは

企業風土については、経営学や組織の経済学で扱われてきたものの（Milgrom and Roberts 1992, Schein, 2019 や伊藤・小林・宮原 2019 等）、ガバナンス・コンプライアンスの分野においては、いわゆる第三者委員会の報告書において「利益優先の企業風土」「ものが言えない企業風土」「風通しの悪さ（組織の閉鎖性）」等が指摘されるに留まり、企業風土自体についての詳細な議論は詰められてこなかった。そこで、企業風土を「組織を構成する様々な制度や組織で積み重ねられてきたコミュニケーション等がシグナルとなる形で形成され定着する価値観や行動様式」と捉え（focal point としての企業風土/組織風土）、伝統的な日本企業の特徴（長期雇用、年功制、社員から役員を選任する慣行等）を踏まえ、とりわけ重要な要素として人事と心理的安全性を取り上げる。

3. 委員会報告書と企業風土

以上のような企業風土/組織風土の理解を踏まえ、ガバナンス・コンプライアンスの分野における、いわゆる第三者委員会の報告書において企業風土が問題とされたいくつかの事案を紹介し、実務的な視点も踏まえて検討を加える。

4. 企業風土の検証と改善

企業のサステナビリティを確保するためには、企業のパーパスの実現に向け、企業風土について実態把握を行い、“在りたい姿”に向けて改善し続けることが必要となる。この観点から、とりわけ経営幹部の姿勢や、VUCA に対応する「自律分散×協調」の仕組みとしての「ミドル・アップダウンモデル」にも着目しつつ、ガバナンス・コンプライアンスの実務において、どのような企業風土の検証・改善のための取組みが行われているのかを紹介する。

*Daisuke Fukamizu¹Nagashima, Ohno & Tsunematsu / Shinshu University