

Fri. Sep 9, 2022

## Room A

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

[3A\_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

[3A\_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

\*Masumi Ishikawa<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

[3A\_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

\*Noriyoshi Nakamura<sup>1</sup> (1. NDF)

[3A\_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

\*Yuki Sato<sup>1</sup> (1. JAEA)

## Room D

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

[3D\_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

[3D\_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

\*Vincent Bessiron<sup>1</sup> (1. Framatome Japan)

## Room F

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

[3F\_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bldg.3F No.31)

[3F\_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

\*Kazuto Suzuki<sup>1</sup> (1. UTokyo)

[3F\_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents

\*Yasuhiro Kondo<sup>1</sup> (1. NHK)

[3F\_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents

from Academia Perspectives

\*Tsutomu Sata<sup>1</sup> (1. ATOMOS Editor-in-Chief)

[3F\_PL04] Panel discussion

[3F\_PL05] Q&A session

## Room G

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

[3G\_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

[3G\_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup> (1. SC)

[3G\_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities

\*Yoshikane Hamaguchi<sup>1</sup> (1. NRA)

[3G\_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards

\*Tai Furuta<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

[3G\_PL04] Discussion

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup>, Yoshiyuki Narumiya<sup>2</sup>, Yoshikane Hamaguchi<sup>3</sup>, Tai Furuta<sup>4</sup>, Tsuyoshi Takada<sup>5</sup>, Takahiro Kuramoto<sup>6</sup> (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

## Room J

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

[3J\_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bldg.4F No.42)

[3J\_PL01] NRRC Activities for Good PRA

\*Kazuo Sakuramoto<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

[3J\_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3

\*Nozomu Hashimoto<sup>1</sup> (1. YONDEN)

[3J\_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement

\*Go Hasada<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

## Room K

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

[3K\_PL] Activities for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

---

[3K\_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activities for Restart and Long Term Operation

\*Akira Tanahashi<sup>1</sup> (1. KEPCO)

[3K\_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

\*Hirohisa Tanaka<sup>1</sup> (1. ATENA)

## Room N

---

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

[3N\_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)

1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bldg.1F No.102)

---

[3N\_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data

\*Nobuyuki Iwamoto<sup>1</sup> (1. JAEA)

[3N\_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

\*Keisuke Okumura<sup>1</sup> (1. JAEA)

[3N\_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

\*Ken-ichi Tanaka<sup>1</sup> (1. IAE)

[3N\_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

\*Mami Kochiyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

---

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

## [3A\_PL] Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

Chair: Naoto Sekimura (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room A (E1 Bldg.1F No.10)

---

### [3A\_PL01] Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

\*Masumi Ishikawa<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

### [3A\_PL02] Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

\*Noriyoshi Nakamura<sup>1</sup> (1. NDF)

### [3A\_PL03] Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

\*Yuki Sato<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 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廃炉の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## (1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

## (1) Present status of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

\*石川 真澄<sup>1</sup><sup>1</sup> 東京電力 HD

## 1. はじめに

本講演では、事故後 10 年が経過した福島第一原子力発電所における廃炉・汚染水・処理水対策の現状と今後の課題について説明する。

まず廃炉をどのような全体計画の下、進めているか述べてみたい。東京電力は、国により 2011 年 12 月に取り纏められた「東京電力（株）福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（以下「中長期ロードマップ」）に基づき廃炉作業を進めている。このロードマップにおける第 1 期とは、使用済燃料の取り出しを開始するまでの期間、第 2 期とは、溶け落ちた燃料デブリの取り出しを開始するまでの期間と定義されている。最後の第 3 期は、廃炉が完了するまでの長い期間になるが、2019 年 12 月に改訂された中長期ロードマップで、第 3 期の最初の 10 年を新たに 3-1 期と位置づけた。この期間は、より本格的な廃炉作業、つまりデブリ取り出し作業を着実に実施するために、燃料の取り出し、汚染水対策など複数の工程を計画的に進める時期と定義している。また、それぞれの分野における主なマイルストーンも定めている。

これを踏まえ、当社は 2020 年 3 月に、これらのマイルストーン及び原子力規制委員会のリスクマップに掲げられた目標を達成するための主要なプロセスを作り「廃炉中長期実行プラン 2020」として公表した。その後、毎年改訂を行っている。

「廃炉中長期実行プラン」により当社は今後の廃炉作業を、将来を見据えながらより計画的に進めることが可能となる。一方、地域の方々から見ると、今後の廃炉作業を具体的に把握し、廃炉事業に参入する際の検討を行うことができる。福島第一の廃炉を通じて福島の復興にいかに関与できるかが鍵であり、「復興と廃炉の両立」の大原則の下、東京電力は、引き続き廃炉・汚染水・処理水対策に責任を持って取り組んでいく。

## 2. 汚染水・処理水対策

汚染水は、原子炉内に注入された冷却水が燃料デブリに触れることで発生する。そして、この汚染水と建屋内に流入する地下水と雨水が混ざり合うことで、新たな汚染水が発生し続けている。これら汚染水は、多核種除去設備等により、建屋内滞留水中に多く含まれていると評価された 62 種類の核種（トリチウムを除く）を除去してタンクに貯蔵している。今後、燃料デブリ等の保管場所等を考えると、発電所の敷地を有効に活用していく必要があることから、下記に示す汚染水対策と ALPS 処理水対策が主な課題となっている。

## 2.1 汚染水対策

当社は、①汚染源を取り除く、②汚染源に水を近づけない、③汚染水を漏らさない、の 3 つの基本方針に基づき重層的に対策を進めてきた。

これらの対策は既に成果を上げつつあり、現在は、②の主要対策である地下水や雨水の原子炉建屋等への流入抑制を更に徹底すること、原子炉建屋等に残っている汚染水の除去（建屋滞留水の処理）および外部流出リスクの更なる低減などに取り組んでいる。

## 2.1.1 汚染水発生量の低減

フェーシング、サブドレン、陸側遮水壁（凍土壁）など、地下水の流入を抑制するための従来からの対策に加えて、2020 年以降は、建屋屋根の損傷部（3 号機タービン建屋等）への雨水カバーの設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシング（陸側遮水壁内側進捗約 30%：2021 年度末）を行っている。これらの重層的な対策により、

1 日当たり汚染水発生量は対策前の約 540m<sup>3</sup>/日（2014 年 5 月）に対し、2021 年度においては約 130m<sup>3</sup>/日まで低減している。

今後は 1 号機原子炉建屋の大型カバー設置、1～4 号機建屋周辺のフェーシングを進め、サブドレンによる地下水位の低下や陸側遮水壁の確実な運用等を継続して、2025 年内に平均 100m<sup>3</sup>/日の達成を目指す。

#### 2.1.2 津波リスクへの対応

##### (1) 建屋内滞留水の除去

放射性物質の濃度が高い汚染水は原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋等に滞留しているが、津波発生時等の漏えいリスクを念頭にその除去を進めてきた。2017 年 3 月には 1 号機のタービン建屋の滞留水を除去することに成功した。その後も作業を継続し、1～4 号機のタービン建屋、廃棄物処理建屋、4 号機原子炉建屋について建屋内滞留水の水位を低下させ、中長期ロードマップに掲げられた滞留水処理の目標を達成したことを 2020 年 12 月に確認した。

一方、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋では、事故直後に地下階に設置されたゼオライト土嚢等が高い放射能を有していることが確認されており、滞留水による遮蔽がなくなると屋内が高線量化する等のリスクがあるため、何らかの対応が必要である。極めて高い表面線量を持つ物体を扱う必要があることを考慮して、国内外の知見・実績をベースに検討した結果、滞留水がある状態においてゼオライト土嚢等を水中回収し、脱水、保管容器に充填する工法をメイン・シナリオにして検討を進めることにした。

なお、原子炉建屋内の滞留水は、2022～2024 年度の間には 2020 年末比の半分程度に低減する予定であり、現在、2 号機については低減目標水位に到達し、1、3 号機の処理を順次進めているところである。また、滞留水中には $\alpha$ 核種の存在が確認されており、これが今後の滞留水処理の支障とならないよう、慎重な処理を進めるとともに、今後の燃料デブリに係る作業による $\alpha$ 核種濃度の変化を踏まえて処理設備の改造を進める予定である。

##### (2) 建屋開口部の閉止

東北地方太平洋地震による津波（3.11 級津波）と同規模の津波に対し、建屋滞留水が流出することや津波の水が建屋へ流入し、汚染水が増えることを防止するために開口部の閉止をする等の対策を進めてきた。2018 年度に 1～3 号機タービン建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の階段や吹き抜けなどの床面や壁面の開口部の閉止工事を、2019 年度に 2、3 号機原子炉建屋の外部ハッチ等の閉止工事を、2020 年度に 2021 年以降も滞留水が残る 1～3 号機原子炉建屋の扉の閉止工事を完了した。滞留水処理が 2020 年に完了したその他の建屋についても 2022 年 1 月に作業が完了し、全 127 箇所の対策を終了した。

##### (3) 防潮堤の延長

2017 年 12 月の国の地震調査研究推進本部の評価によれば、千島海溝沿いの地震による津波は、3.11 級津波に比べ継続時間・最高水位（福島第一では海水面からの高さが 10m 程度）とも小さくなると予想されているものの、切迫性が高いとされている。そのため、津波による重要設備の被害軽減も視野に、既に設置されているアウターライズ津波対策で設置した防潮堤を北側に延長し、海水面からの高さ 11m、長さ 600m の防潮堤が 2020 年 9 月に完成した。

また、2020 年 4 月には、内閣府から新たに「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル」が公表された。その影響の評価を 2020 年度に実施し、その結果を踏まえ千島海溝津波防潮堤を補強するとともに、日本海溝津波防潮堤を新設する方針とした。日本海溝津波防潮堤は 2021 年 6 月に着手し、2023 年度末の完成を目標に、海水面からの高さ約 13～16m、長さ約 1,000m の防潮堤の建設を進めている。

#### 2.2 ALPS 処理水対策

ALPS 処理水の処分については、2021 年 4 月に開催された廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議において、安全性を確保した上で海洋放出するとの政府の基本方針が決定された。当社は、この基本方針を着実に履行するための対応を取りまとめた。

##### (1) 海洋放出設備の設置に向けた取組

2021 年 8 月に当社が公表した検討状況を反映した ALPS 処理水海洋放出設備の実施計画変更認可申請を同年 12 月に行い、以降、公開の審査会合においては、原子炉等規制法に基づく審査に加え、2021 年 11 月に当

社が公表した「ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階）」の確認も含む国の基本方針を踏まえた対応についても確認が行われた。原子力規制委員会は実施計画の審査書案についてパブリック・コメントを実施し、2022 年 7 月に実施計画の変更が認可された。

また、実施計画変更認可に向けた手続きと並行して、設備設置に向けた海底の地質調査（2021 年 11 月～12 月）や環境整備（陸上側：2021 年 12 月開始、海上側：2022 年 4 月開始）を進めている。

#### (2) 海域モニタリング強化

ALPS 処理水の拡散の状況を海洋拡散シミュレーションにより評価した結果、現状よりもトリチウム濃度が高くなると評価された発電所近傍を中心に福島県沖の海域について、拡散状況を確認するためトリチウム測定を強化する海域モニタリングを検討し、その検討結果について 2021 年 8 月に公表している。政府の総合モニタリング計画の改定状況を踏まえつつ、その検討結果（測定点・測定対象・測定頻度を増加）に検出下限値を設定した海域モニタリング計画を策定した。同計画に基づき、2022 年 4 月から新たな測定点の試料採取を開始し、トリチウムを中心とした海水の放射性物質濃度や海洋生物の状況を放出開始前から継続して確認している。なお、当社の海域モニタリングの検討状況、海域モニタリング計画については、ALPS 処理水の海洋放出に伴い強化された政府の総合モニタリング計画にも取り込まれている。

#### (3) トリチウム分離技術に関する調査

環境中に放出するトリチウムの量を減らすため、2021 年 5 月から、第三者機関を交えた新たなスキームを通じ、国内外を対象としたトリチウム分離技術に関する調査や提案に関する受付を開始した。提案のあった技術については、第三者機関において技術内容の確認・評価を行ったものを当社が確認し、現実的に実用可能な技術が確認出来た場合には、具体的な設計の検討や技術の実証試験などを行い、技術の確立を目指していく。

#### (4) 海洋生物の飼育試験

ALPS 処理水の海洋放出に係る理解の醸成、風評影響の抑制につなげていくことを目的に、海洋生物類の飼育試験を実施する予定である。飼育試験の実施に先立ち、2022 年 3 月から、発電所敷地内で飼育ノウハウの習得や設備設計の確認等を目的とした、発電所周辺の通常の海水での飼育練習を開始し、同年 7 月から、飼育試験の本番環境を模擬した水槽によるヒラメ、アワビの飼育練習を開始している。今後は海藻類の飼育も実施予定である。

### 3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

福島第一 1～3 号機における使用済燃料プールからの燃料の取り出しは、オペレーティングフロア（以下、「オペフロ」）における①瓦礫撤去（水素爆発のなかった 2 号機を除く）、②除染・遮へい、③燃料取扱設備の設置、④燃料取り出し、⑤構内の共用プール等での保管の順に実施している。燃料の溶融を起こした 1～3 号機のオペフロはいずれも線量が高く、作業員の被ばくには特に留意する必要があることから、これらの作業は殆どを遠隔操作で実施する。

震災直後、福島第一で最もリスクが高いと言われた 4 号機の燃料取り出しは、2013 年 11 月に開始し、2014 年 12 月に完了した。3 号機の燃料取り出しは 2019 年 4 月に開始し、2021 年 2 月に完了した。

今後、1 号機の燃料取り出しは 2027 年度～2028 年度に開始、2 号機の燃料取り出しは 2024 年度～2026 年度に開始、5,6 号機の燃料取り出しは 1,2 号機の燃料取り出し作業に影響を与えない範囲で実施することで、2031 年内の全号機完了を目指す。

#### 3.1 1 号機の取り出し準備状況

1 号機は、オペフロ北側の瓦礫撤去に 2018 年 1 月に着手し既に完了している。一方、使用済燃料プールの南側では、燃料交換機、天井クレーン、更に崩落屋根の鉄骨やスラブというように、瓦礫が山のようにうず高く積み重なって使用済燃料プールを覆っている。ダスト飛散対策の信頼性向上等の観点から、南側の瓦礫撤去の前に原子炉建屋を覆う大型カバーを先行設置し、カバー内で瓦礫撤去や準備作業、燃料取り出しまでを実施する工法で進めることとしている。

これらの撤去に際して、鉄骨やスラブ等が使用済燃料プールへ落下するリスクを可能な限り低減するため、

2020 年 3 月以降、瓦礫落下防止・緩和対策として使用済燃料プールのゲートへのカバー設置、使用済燃料プール上への養生設置、燃料交換機・天井クレーンを下部から支える支保材の設置を順次実施し、2020 年 11 月に完了した。また、大型カバーの設置に向けて、干渉物となる原子炉建屋カバーの残置部の撤去を今年の 6 月に完了している。

### 3.2.2 号機の取り出し準備状況

2 号機は、他号機と異なり原子炉建屋が爆発を免れたが、建屋内部の線量が非常に高い状況となっていたため、建屋上部を解体して新たな設備を設置することが必要と判断していた。

2018 年 7 月から遠隔ロボットを用いた作業・調査を開始し、その後、線量が大きく低減している傾向が確認され、遮へい等を適切に実施することによりオペフロ内でも限定的な作業であれば実施できる見通しが得られたことから、建屋上部を全面解体せず原子炉建屋南面に開口部を設けてアクセスする工法に変更した。本工法は、建屋解体時のダスト飛散対策の信頼性や被ばくの低減、雨水の建屋流入抑制、工事ヤード調整の観点などで優位性がある。

2020 年 6 月に使用済燃料プール内の燃料等の状態を確認し、直近では、構台設置に向けた準備工事を実施している。

### 3.3.3 号機の状況

3 号機では、使用済制御棒等の高線量機器の取り出しに向け、機器の状態確認等のプール内調査を実施し、2021 年 10 月に完了し、2022 年下期からの高線量機器取り出しの準備を進めている。

## 4. 燃料デブリ取り出しに向けて

福島第一 1～3 号機における燃料デブリの取り出しは、これまでに経験したことのない取り組みとなる。取り出し作業は、①原子炉格納容器内部調査、②燃料デブリ取り出し、③保管というステップで進めていくが、極めて高線量の環境下での作業となるため、ほとんどの作業を遠隔で実施することになる。

### 4.1 格納容器内部調査と燃料デブリ分布状況の推定

取出し方法を決定し具体的な取出し機器の開発を進めるためには、まずその位置や性状を把握する必要がある。これまでに格納容器内部の状況をロボット等の遠隔操作機器、ミュオン透過法などにより調査している。燃料デブリの分布の状況は、以上のような調査の結果や事故進展解析結果等から、現時点で下記のとおり推定している。

1 号機：燃料デブリの大部分が格納容器底部に存在

2 号機：圧力容器底部に多くが残存し格納容器底部にも一定の量が存在

3 号機：1 号機と 2 号機の間

### 4.2.1 号機内部調査の状況

次期調査として 1 号機については、2022 年 2 月から 6 月にかけて、用途が異なる 6 種類の潜水機能付ボート型の調査装置（水中 ROV）にて、ガイドリングの取り付け、ペDESTAL 外周の目視調査、堆積物の厚さ測定等を実施している。目視調査では、既設構造物の状態や、堆積物の広がり状況等を確認することができた。また、ペDESTAL（台座）基礎部外側の調査を行ったところ、ペDESTAL 開口部壁面の一部において、コンクリートの内側にあった鉄筋、インナースカートが露出していることを確認した。

今後の内部調査を継続し、知見の拡充・評価を実施していくが、現時点の情報等を基にペDESTAL の損傷に伴うプラントへの影響を考察した結果、支持している原子炉圧力容器について、水平方向は支持する構造物（スタビライザ等）があり、鉛直方向は燃料等の流出で重量が減少していること等から、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定している。

また、仮に損壊等に至った場合においても、燃料デブリの冷却、ダストの飛散、臨界の影響について考察した結果、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えているが、更なる対応についても検討していく。

### 4.3 燃料デブリの取り出し計画

最新の中長期ロードマップでは、取り出しの初号機を「燃料デブリ取り出し作業における安全性、確実性、

迅速性、使用済燃料取り出し作業との干渉回避を含めた廃炉作業全体の最適化の観点から」2号機と決定した。取り出しは、英国で製造したロボットアームを用いてまず試験的な取り出しから開始し、その後取り出し方法の検証や確認を行った上で、同様な機構の装置を用い、段階的に取り出し規模を拡大する計画である。

試験的な取り出しに用いる装置は、英国での動作確認後、2021年7月に日本に到着し、8月より国内工場（神戸）で性能確認試験及び操作訓練を行ってきた。同試験及び訓練が2022年1月に終了したことから輸送を行い、2月から JAEA 楡葉遠隔技術開発センターにおいて、実機を模擬した設備を用いた性能確認試験を開始した。現在、これまでの性能確認試験の中で抽出した改善点への対応について、まさに取り組んでいる。

また、現場の準備作業としては、本調査に必要な格納容器内へのアクセスルートの構築作業として、X-6 ペネトレーション（格納容器内への貫通孔）の開放作業を計画しており、開放に向けた隔離部屋設置作業に取り組んでいる。今後、X-6 ペネトレーションの開放、同ペネトレーション内の堆積物除去等を行っていく。

#### 4.4 取り出し規模の更なる拡大

2号機における段階的な取り出し規模の拡大後、中長期的には1、3号機においても取り出しを開始し、取り出し規模を拡大していく予定である。

1号機、3号機における取り出しに当たっては、1・2号機排気筒残置部や3・4号機排気筒等の撤去を行い、デブリ取り出しに必要な設備の設置を行っていく。加えて、1、3号機は2号機と比較して作業現場の線量が高いことから、遠隔操作で汚染した配管の撤去や除染を行い、線量を低減することを検討している。また、これらと並行して取出設備・保管施設の設計、製作も順次進めていく。

### 5. 放射性固体廃棄物の管理

固体廃棄物については、「保管管理計画」において、向こう10年間に発生する物量の予測を行った上で、必要な減容処理施設や保管施設を導入する計画を立案している。ただし、発生する物量の予測は今後の廃炉作業等の進展状況等により変動するため、毎年、見直しを行い、計画を更新している。

事故以降に発生した固体廃棄物は、「瓦礫等」と、水処理に伴い発生する吸着塔等の「水処理二次廃棄物」に分類している。

「瓦礫等」は、線量率、部位、種類ごとに可能な限り分別し、エリアと保管形態を分けて一時保管しており、表面線量率が30mSv/h超の瓦礫類は固体廃棄物貯蔵庫、30mSv/h以下の瓦礫類は覆土式一時保管施設、屋外容器収納、屋外シート養生などの方法で保管している。今後はこれらを可能な限り減容した上で固体廃棄物貯蔵庫内への保管へ集約し、屋外の一時保管エリアを2028年度内に解消していくこととしている。

「水処理二次廃棄物」は、高線量かつ水分を含むため保管に注意を要するため、大きさや線量に応じて適切に遮へい・保管するとともに、巡視や遠隔監視等により漏洩や異常の有無を確認している。

廃棄物を減容する設備としては、使用済保護衣類の焼却・減容を行う既設の雑固体廃棄物焼却設備に加え、今後、敷地造成等で伐採した森林の焼却を行う増設雑固体廃棄物焼却設備、金属を切断、コンクリートを破碎して減容する減容処理設備を設置する。保管のための施設としては、既存の施設（1～9棟）に加え、増設固体廃棄物貯蔵庫第10～11棟、吸着塔類を保管する大型廃棄物保管庫の設置を行う計画である。

増設雑固体廃棄物焼却設備については2022年5月に竣工したものの、同年3月16日に発生した福島県沖地震の影響と推定される設備不具合により同年6月に焼却運転を停止して、現在修理方法の検討中である。吸着塔類等を保管する予定の大型廃棄物保管庫は2023年度運用開始を目指し工事を実施している。また、減容処理設備の基礎工事を2021年4月から開始している。

※当原稿は2022年7月時点のものである  
以 上

---

\*Masumi Ishikawa<sup>1</sup>

<sup>1</sup>TEPCO HD

## 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廃炉の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## (2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン

## (2) Technical Strategic Plan for Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

\* 中村 紀吉<sup>1</sup><sup>1</sup> 原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF)

## 1. 緒言

原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF) は、政府が策定する「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止措置等に向けた中長期ロードマップ」(中長期ロードマップ)に確固とした技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資すること及び原子力規制委員会が策定する「東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ」の目標達成に資すること、並びに廃炉等積立金の取戻しに関する計画作成方針に根拠を与えることを目的として、「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」(技術戦略プラン)を毎年取りまとめている。現在作成中の技術戦略プラン 2022 では、2号機の試験的取り出し及び原子炉格納容器(PCV)内部調査に向けた取組状況、取り出し規模の更なる拡大に向けた工法の検討状況、ALPS 処理水の海洋放出に向けた取組状況、燃料デブリに係る分析戦略等の特徴的に記載している。本稿では、これらを中心に廃炉の技術戦略、廃炉の推進に向けた分析戦略等について紹介する。

## 2. 福島第一原子力発電所の廃炉のリスク低減及び安全確保の考え方

## 2.1 福島第一原子力発電所廃炉の基本方針

福島第一原子力発電所の廃炉においては「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ速やかに下げることを基本方針とする。また、廃炉を進める上で、廃炉作業の安全確保は、安全上の特徴に基づき、リスクのバランスを長期的視点で俯瞰した対応が必要であり、柔軟なリスク低減戦略を検討することが重要である。

## 2.2 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

リスク低減対策としては、「潜在的影響度」を低減させる方法と、「管理重要度」を低減させる方法がある。様々なリスク低減対策のうち、一般に工学的に実現しやすいものは、「管理重要度」の低減である。したがって、福島第一原子力発電所の廃炉は、まずはリスク源をより健全な施設においてより安定的に管理することで管理重要度を下げる取組であり、図1の「十分に安定管理されている領域」(水色の領域)に持ち込むことを当面の目標としている。本目標に対する技術戦略プラン 2021 からの作業進捗としては、フランジ型タンク底部の残水(濃縮塩水)の処理の進捗、ALPS スラリーが保管されている HIC の一部についてβ線照射の影響を踏まえ移替が必要となったことなどを反映している。

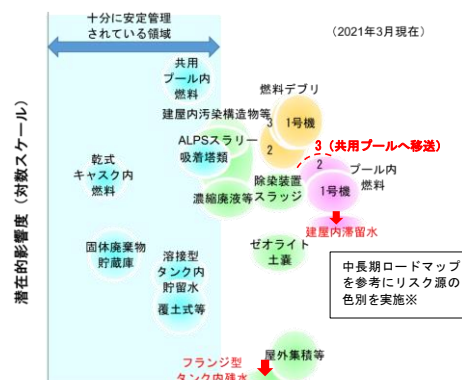


図1 リスクレベルの例 (2021年の例)

## 2.3 廃炉作業を進める上での安全確保の考え方

事故炉である福島第一原子力発電所の現場状況には大きな不確かさが存在することから、燃料デブリ取り出し等の大掛かりな作業について、既存の知見のみに基づいて作業全体を設計しようとすると、極めて大きな安全余裕や幅広い技術選択肢の想定が必要となる。このため、対応期間の長大化や手戻りのリスクが避けられず、その結果、廃炉全体の遅れ、廃炉費用の高騰、作業員被ばくの増加等を招き、全体プロジェクトの成立性や予見性を低下させる可能性が大きくなる。一方で、現状既に放射線レベルが高い環境下にあること、閉じ込め障壁等の更なる劣化、今後の大きな自然事象（地震や津波等）の発生の可能性等を考慮すると、リスク状態の改善と不確かさ縮小は早急に行うことが求められる。このため、作業をいくつかの段階に分けた上で、実質的な安全の確保を保証できる「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」が重要となる。

### 3. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

#### 3.1 燃料デブリ取り出し

燃料デブリ取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。
- (2) 2号機の試験的取り出しについては、2021年内の取り出し開始としていたものの、新型コロナウイルス感染拡大の影響により工程が遅れているが、工程遅延を1年程度に留めることを目標に作業を進める。段階的な取り出し規模の拡大等の一連の作業を進め、その後の取り出し規模の更なる拡大に向けて必要な情報・経験を得る。
- (3) 取り出し規模の更なる拡大については、初号機の燃料デブリ取り出し、内部調査、研究開発、現場環境整備等を見極めつつ、収納・移送・保管方法を含め、その方法の検討を進める。

2号機における試験的取り出し及びPCV内部調査では、X-6ペネトレーション（X-6ペネ）のフランジを開放することにより、従来よりも大きな開口を利用してロボットアームを出し入れし、PCV内の燃料デブリを外へ取り出すことを行う。この作業では、従来の閉じ込め障壁の位置がX-6ペネの閉止フランジ部であったものから、X-6ペネ開放作業時に設置する隔離部屋（図2）や新たに設置するエンクロージャに拡張することになる（図3）。これは、規模は小さいながらも、PCVに新たな開口を設けて、PCV外側に閉じ込め障壁を拡張するという今後の取り出し作業の基本的な現場構成の形であり、新たな段階に入る取組である。

不確かな現場への適用に向けて、様々な状態での機能を検証すること、及び万一の際に装置を確実に救出できることが重要である。そのため、必要な準備を整えること、現場を模擬したモックアップ試験等を行うことにより、時間をかけてでも要求機能を満足していることを確実に確認すること、新たに抽出されたりリスクを確実に潰していくことが必要である。また、必要な場合には、それを繰り返し行っていくことも求められる。

取り出し規模の更なる拡大においては、取り出し工法に係る概念検討を、3号機を先行して実施中であり、燃料デブリ取り出しシナリオを検討するとともに工法の検討を進めている。この中で、2021年度末に有望な工法の候補を絞り込んできたが、各工法ともに、難度の高い課題・リスクが数多く抽出されたことから、

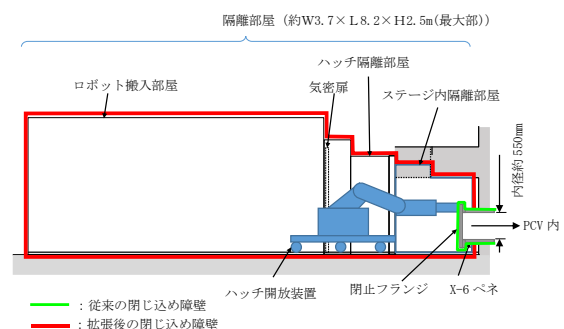


図2 X-6ペネ解放作業時の閉じ込め障壁概略図

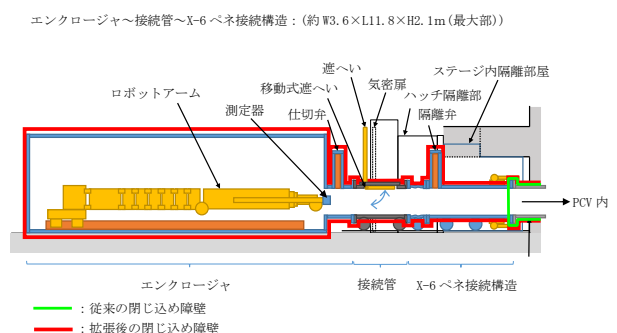


図3 試験的取り出し及びPCV内部調査時の閉じ込め障壁概略図

2022 年度以降は、これらの課題・リスクの対応策に対する現場適用性、技術成立性の確認を行っていく。これらを確認した結果、予め定めた判断基準を満足できない場合等も考えられるため、その他の工法の検討も考慮しておく必要がある。

### 3.2 廃棄物対策

廃棄物対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 当面 10 年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。
- (2) 2021 年度に示した処理・処分方策とその安全性に関する技術的見通しを踏まえ、固体廃棄物の特徴に応じた廃棄物ストリームの構築のため、性状把握を進めつつ、処理・処分方策の選択肢の創出とその比較・評価を行い、固体廃棄物の具体的管理について全体として適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。

中長期ロードマップにおいて、第 3 期には、固体廃棄物の性状分析等を進め、廃棄体の仕様や製造方法を確定するとされているため、第 3-①期では、固体廃棄物の具体的管理に関する全体としての適切な対処方策の提示に向けた検討を進める。具体的には、分析データの蓄積と統計論的方法の適用により評価された性状データを反映した現実的インベントリ設定を基に、安全確保を前提とした廃棄物ストリーム毎の処理・処分方策の最適化・合理化の試行例を積み重ね、廃棄物ストリーム毎の最適化の知見を幅広く得るとともに、全ての廃棄物ストリームを束ねた全体像の最適化・合理化に向けた方策の具体化に向けた検討を進め、その考え方を明らかにする。

これらの検討の際には、最新知見を反映すること及び利用可能な最良の技術 (Best Available Techniques) の概念を適用することにより、利用実績や経済的実現性をも考慮して、最適な方策を柔軟に検討することが重要である。検討が進み、廃棄物の全体像に対する処理・処分方策を固めていくに当たっては、地元・社会と問題意識を共通理解にするなど、最適化に向けた検討の過程を共有することが重要である。

### 3.3 汚染水・処理水対策

汚染水・処理水対策については以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 汚染水問題に関する 3 つの基本方針（汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」）の下、構築された水位管理システム運用を継続しつつ、2025 年以内に汚染水発生量を 100m<sup>3</sup>/日以下に抑制するとともに、2022 年度～2024 年度には原子炉建屋滞留水を 2020 年末の半分程度に低減する。また、汚染水対策の安定的な運用に向け、津波や豪雨等の大規模自然災害リスクに備えた対策を計画的に実施する。
- (2) 今後本格化する燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、中長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。
- (3) 現在タンク保管中の ALPS 処理水について、2023 年春頃の放出に向けた対応を進める。

燃料デブリ取り出し等の廃炉工程を見据えた汚染水対策の課題としては、燃料デブリ取り出しに向けた水処理設備の検討においては、既存の建屋滞留水の処理設備（SARRY、ALPS 等）とどのように機能分担して適正な構成にしていくかの全体像の検討が重要である。同時に、既存の水処理設備のリプレイスを計画的に進めることも求められる。こうした検討を行うためには、燃料デブリ取り出し時の水処理設備への要求仕様や基本設計をできるだけ早い段階で実施していく必要がある。

ALPS 処理水の海洋放出に向けた今後の取組としては、設備の運用に向けた教育・訓練等の準備を確実にしていく必要がある。さらに、東京電力は、処理水放出後の敷地活用の迅速かつ確実な実施に向け、敷地利用計画に応じたタンク内処理水の放出計画を適宜策定するとともに、状況に応じて計画を適切に見直していくことが必要である。NDF は、東京電力が進める設備の構築や運用開始の準備などに対し技術的・専門的な支援を行うとともに、諸外国の関係機関との会合、国際会議等を通じて、正確かつ受け手の関心に応じた情報発信や理解促進を進めていく。

### 3.4 使用済燃料プールからの燃料取り出し

使用済燃料プールからの燃料取り出しについては以下の目標を達成すべく取組を進めている。

- (1) 第3-①期において、1～6号機の全てで使用済燃料プールからの燃料取り出しの完了を目指す。
- (2) 周辺地域で住民の帰還と復興が徐々に進む中、放射性物質の飛散防止をはじめとしたリスク評価・安全確保を確実にいき、1号機は2027～2028年度、2号機は2024～2026年度にプール内燃料取り出しを開始する。
- (3) 事故の影響を受けた1～4号機の燃料については、使用済燃料プールから取り出した後に共用プール等に移送して適切に保管することにより、安定管理状態とする。なお、共用プールの容量確保に向け、共用プールに保管されている燃料を乾式キャスク仮保管設備へ移送・保管する。
- (4) 取り出した燃料の長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、将来の処理・保管方法を決定する。

1号機については、オペレーティングフロア上に落下している天井クレーン（落下防止の支保を設置済み）の撤去、不安定な状態で残置しているウェルプラグへの対応、また事故前からプール内に保管されている被覆管の破損した燃料67体の取り出しが大きな課題である。また2号機では、これまで国内原子力施設では経験のないブーム型クレーン式の燃料取扱設備を用いて、遠隔操作によりプール内燃料取り出しを行う計画であり、新たな設備を安全かつ確実に設置すること、事前のモックアップ試験等により事前に設備の操作・機能性を十分に習熟することが重要である。これらに向けては、各作業に伴う安全性を評価し、必要十分な安全の確保を確認した上で、技術的な確実性、合理性、作業工程に関わる迅速性、現場適用性、プロジェクト上のリスク等を総合的に考慮して対応を行うことが基本であり、それらを着実に進める必要がある。

## 4. 廃炉の推進に向けた分析戦略

燃料デブリの分析結果は、取り出し工法、保管・管理、処理の必要性、事故原因の究明等の多くの反映先があり、その関係は廃炉の進捗とともに変化していくことになる。分析結果は廃炉を円滑に進めるための検討における不確かさの幅を小さくするための重要な判断材料の1つとなる。

燃料デブリに係るサンプル分析については、燃料デブリは不均質性を持つために採取された部位に応じて分析値に幅がある上、十分な量を分析できる状況ではなく、評価における不確かさに幅が生じることになる。このため、分析品質の向上やサンプル量の改善に制限がある中で、良好な分析結果を増やすためには、従来のホットラボでのサンプル分析での数量の増加に注力するだけでなく、他の分析・計測の手法の多様化・拡充を行い、分析結果の用途に応じて相互に補完することを検討し、総合的な評価をすることが有効である。この燃料デブリに係るサンプル分析の結果を補完する分析・計測の手法の1つとして、サンプルを破壊せずに核燃料の量等を評価する手法（非破壊計測）がある。非破壊計測では計測項目が少ないものの、サンプル分析よりも計測時間は短く、1回の計測につき多くの量が計測でき、分析施設内でのサンプル分析に加え、特定の項目に対して実施できれば、分析数の少なさを補うとともに、燃料デブリ中の核燃料の量を迅速に把握することができ、未臨界状態を維持したまま、次の工程へと移行することが可能となる。

## 5. 研究開発への取組

福島第一原子力発電所の廃炉を安全、確実、合理的、迅速及び現場指向の視点で推進していくためには、研究開発が必要となる困難な技術課題が多数存在する。燃料デブリの試験的取り出しが開始されようとしている現在、段階的な取り出し規模の拡大、取り出し規模の更なる拡大に向け、現場での適用を見据えた研究開発を加速する必要がある。政府は、廃炉に向けた応用研究、実用化研究のうち技術的難易度の高い課題の課題解決を目指すため「廃炉・汚染水・処理水対策事業」により、国内外の大学、研究機関等の基礎的・基盤的研究及び人材育成の取組を推進するため「英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業」により各機関が行う研究開発を支援している。

廃炉・汚染水・処理水対策事業において幅広い視点から研究開発課題を検討すること及び現場適用性の観

点から事業の評価を行い研究開発内容に反映していくことは引き続き重要であるため、NDF は東京電力等と協力して研究開発の企画提案や事業品質確保の取組に係る機能をより一層強化して再構築する計画である。また、東京電力は、基礎基盤研究から実用化研究に至る全ての研究開発に対してそれぞれの意義、役割を十分認識した上で各研究開発に適切に関与しつつ、廃炉技術開発センターによる技術開発マネジメントの下、自主技術開発も含めた廃炉研究により一層積極的に取り組んでいく必要がある。その際、2022 年 10 月に設立予定の燃料デブリ取出しエンジニアリング会社（仮称）の活用を図っていく必要がある。

## 6. 技術戦略を支える取組

### 6.1 プロジェクト管理の一層の強化

発電所の建設のように技術が成熟し要求性能が明確なプロジェクトでは、初期の段階で発注者の要求事項を受注者に明確に伝えることが、プロジェクト遂行を円滑に進める上で有効である。一方、燃料デブリ取り出しのような未経験のプロジェクトでは、廃炉の事業執行者である東京電力からの目標設定・要求仕様がエンジニアリング着手時点では必ずしも明確にならず、性能要求設定等も試行錯誤的なものにならざるを得ない。したがって、「最初の段階の作業」に取り組み、そこで得られた情報を次の段階に展開するという「逐次型の取組」に加えて、ある結果を基に次の結果を求め、これを繰り返すことによって次第にエンジニアリングの完成度を高めていく取組が必要となる。このため、東京電力は事業執行者として「エンジニアリング上の判断を行い、その結果に対して責任を持つこと」が強く求められることとなり、東京電力がオーナーとして主体的に行うオーナーズ・エンジニアリング能力を向上させていく必要がある。

### 6.2 国際連携の強化

難度の高い工学的課題を扱う福島第一原子力発電所の廃炉を着実に進めるためには、リスク低減戦略として、先行する廃止措置活動等の事例から教訓を学び、廃炉に活かしていくことや世界最高水準の技術や人材を活用すること、すなわち世界の英知の結集と活用が重要である。また、世界の英知を結集するためには、廃炉に対する国際社会の継続的な理解・関心や協力関係を維持・発展させていくことが重要である。そのため、廃炉の進捗等の正確な情報を発信し、国際社会からの信頼を得ることや、福島第一原子力発電所の事故及び廃炉で得られた知見等を積極的かつ戦略的に還元し、国際社会に開かれた互恵的な廃炉を進めることが必要となる。特に、信頼関係の構築については、専門家だけでなく非専門家にも分かりやすい情報発信、国ごとの情報量の開きに配慮した情報発信等が必要である。

### 6.3 地域共生

東京電力は、2020 年 3 月末に策定した「復興と廃炉の両立に向けた福島の方々へのお約束」に基づき、廃炉産業集積に向けた取組を大きく「①地元企業の参画拡大」「②地元企業のステップアップサポート」「③地元での新規産業創出」の 3 つに整理し、段階的に着手している。既に着手した①、②の取組に加え、「③地元での新規産業創出」の取組として 2022 年 4 月に新たに公表した 2020 年代に複数の新たな施設を設置・運用、及びパートナー企業と共同企業の設立については、比較的大規模な投資であり浜通り地域への大きな経済効果が見込まれることから、着実に取組の推進・強化を行っていく必要がある。一方、特に高機能製品の製造については高度な技術を要することから、地元企業の技術力の向上を図るなど、地元企業の積極的な参画に繋げられるかが課題となるため、新たな廃炉関連施設の立地場所や規模、建設・運用までのスケジュールなど諸々の検討状況について、地元の自治体、商工団体及び関係機関に丁寧に説明し、理解・協力を得ながら取組を進めていくことが重要である。

---

<sup>1</sup>Noriyoshi Nakamura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

## 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廃炉の現状と技術戦略

Present status and the technological strategy of Fukushima Daiichi NPS decommissioning

## (3) 福島第一原子力発電所における放射能汚染分布の測定技術

## (3) Measurement technology for radioactivity distribution in the Fukushima Daiichi NPS

\*佐藤 優樹<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力機構

## 1. 緒言

2011年3月11日に発生した東日本大震災に端を発する東京電力ホールディングス株式会社(東京電力HD)福島第一原子力発電所(1F)の事故から、11年の月日が流れた。1Fではこれまでに、除染や地面の舗装等の実施により、一般服と防塵マスクで作業可能なエリアが敷地面積の大半を占めるようになった。しかし一方で、原子炉建屋内部のように高線量率環境かつ詳細な放射性物質の分布が明らかとなっていないエリアが存在しており、除染や作業の計画立案を実施するためには、迅速かつ簡便に放射性物質の分布を把握するための技術開発が求められている。本講演では、主として作業環境の線量率を上昇させている放射性セシウムの分布を把握するための装置・手法について、原子力機構が進める技術開発を中心に紹介する。

## 2. ガンマ線イメージャを用いた放射性物質の可視化

## 2-1. 背景

1F事故後、放射性物質の分布を測定するための装置であるガンマ線イメージャの開発が、複数の機関で実施された。これを受けて、サーベイメータを用いた空間線量率の“点”での測定に加えて、1Fにおける放射性物質の“面”的な測定が実施されるようになった。ガンマ線イメージャにはいくつかの種類が存在し、①ピンホールを設けた遮蔽体で位置敏感型ガンマ線センサを覆い、センサ内のガンマ線検出位置とピンホールの位置関係から放射線源の存在する方向を推定するピンホールカメラ方式、②ガンマ線が物質と衝突することにより引き起こすコンプトン散乱の式を解くことにより、ガンマ線の飛来方向を推定して放射線源の位置を推定するコンプトンカメラ方式、③位置敏感型ガンマ線センサ前方に特殊なパターンに沿って開口部が設けられた遮蔽体(符号化開口マスク)を設置し、ガンマ線入射に対してセンサ面に投影される影の形状から、放射線源の位置を解析的に推定する符号化開口方式、が挙げられる。

例えば、㈱日立製作所製のピンホールカメラは、1号機原子炉建屋内のペネトレーションホール付近においてホットスポット(局所的に放射性物質が集積している箇所)の可視化に成功している[1]。加えて、類似のピンホールカメラは1/2号機間の排気筒下部付近ならびに2号機オペレーションフロアの測定にも利用されている[2,3]。一方で、全方位に感度を有するコンプトンカメラを用いた試験も1F構内の屋外環境で実施されており、ホットスポットを可視化した報告例がある[4]。併せて原子力機構においても、後述するようにコンプトンカメラを基盤とした放射性物質可視化技術を開発している。また、符号化開口方式を用いた測定結果についても、東京電力によって報告がなされている[5]。

なお、上述の測定で得られた結果は、2次元的に放射性物質の分布を可視化したものであった。この理由として、ガンマ線イメージャはガンマ線の飛来方向を推定する装置であるが、同じ角度方向においてそのガンマ線が近くから飛来したのか、もしくは遠くから飛来したのかを判別することができず、線源位置の奥行き情報を得られないためである。しかしながら1Fサイト内は放射性物質が多数の機器や配管、施設、瓦礫といった様々な物体に付着しており、放射線源が3次元的に広がっていることは明らかである。このような環境では、2次元的なイメージしか測定できない従来の定点観測による測定では、放射線源の位置を3次元的に特定し、その形状を正確に把握することは難しい。さらに定点観測では、ガンマ線イメージャと測定対象

の間に遮蔽物が存在する場合、ホットスポットを可視化できずに見落としてしまう可能性がある。このため、複数の視点から作業エリア全域を測定し、ホットスポットを含む放射性物質の分布を3次的に把握することが望ましい。

このような背景を踏まえて著者らは、ガンマ線イメージャの一種であるコンプトンカメラで取得した放射性物質イメージに、作業環境の3次元モデルデータを統合することにより、放射性物質分布を表示した3次元マップを生成する統合型放射線イメージングシステム iRIS (integrated Radiation Imaging System) を開発した。

## 2-2. 統合型放射線イメージングシステム iRIS の開発と実証試験結果

原子炉建屋を含む 1F 構内に沈着する放射性物質の分布を3次的に可視化するために、iRIS では放射性物質の分布を2次的に可視化するコンプトンカメライメージングに、レーザスキャナ(3D-LiDAR)や写真立体復元を基盤とした3次元環境モデリングを統合した。

図1は、1Fにおける実証試験で用いたセットアップおよび測定原理を示した概略図である[6]。コンプトンカメラに、レーザ測域センサを基盤としたSLAM (Simultaneous Localization and Mapping、自己位置推定と環境地図作成を同時実行) デバイス(米国 KAARTA 社、Stencil2) およびその場の空間線量率を測定するサーベイメータ(株式会社千代田テクニカル、PRD-ERJ)を組み合わせた。このセットアップを携帯した作業者もしくは搭載したロボットが現場を移動しながら全域をスキャンすることにより、放射性物質分布を3次的に可視化したマップを生成するものである。

ここで、作業者が携帯する、もしくはロボットに搭載するという観点から、各種のセンサは小型かつ軽量であることが望ましい。コンプトンカメラについては、浜松ホトニクス(株)と早稲田大学が共同開発した小型軽量コンプトンカメラをベースとして、ガンマ線センサの体積を減らすとともに小型の遮蔽体をセンサ周囲に設けた装置を用いた[7, 8]。ガンマ線センサは図2に示すように、1.5 mm 角の15×15ピクセルのCe:GAGG シンチレータとマルチピクセル光子計測デバイス(浜松ホトニクス(株)、MPPC)を組み合わせたものが2層構造(散乱体と吸収体)となっており、放射性セシウムからのガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の飛来方向を推定するものである[9]。



図1. 統合型放射線イメージングシステム iRIS の概略図。コンプトンカメラと3次元測域センサ(SLAM機器)およびサーベイメータを組み合わせた。オペレータが携帯もしくはロボットに搭載したシステムを用いて作業現場をスキャンし、ホットスポットや移動ルート上の線量率を可視化した3次元マップ生成のためのデータを取得する(令和3年度 福島研究開発部門 成果報告会資料より転載[6])。

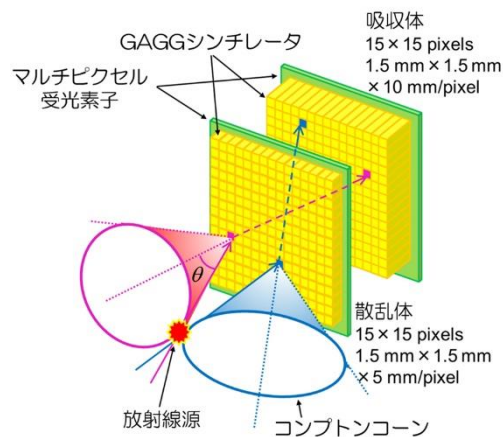


図2. コンプトンカメラの模式図。ガンマ線が散乱体と吸収体の各々で相互作用した位置と、付与したエネルギーからガンマ線の散乱角( $\theta$ )を計算する。次に、この角度を元とした仮想的なコーン(コンプトンコーン)をカメラ前方に描画することにより、コーンの交点に放射性物質を見出す。(日本原子力研究開発機構プレス発表資料(令和3年5月14日)より転載[9])。

本システムでは、コンプトンカメラのガンマ線イメージング技術に SLAM 技術を組み合わせることにより、従来の定点観測とは異なり、移動しながら作業エリア全体をスキャンする測定が可能となった。具体的には、図 1 に示すように、SLAM により移動中の各時刻におけるコンプトンカメラの自己位置および姿勢の情報を逐一記録するとともに、これをコンプトンカメラのガンマ線検出時刻と同期することにより、移動中の各位置において、ガンマ線の飛来方向を推定することが可能となる。さらに、同じく SLAM で取得した作業環境の 3 次元モデルデータにホットスポットのイメージを投影することにより、その位置や形状を表示した 3 次元マップを生成するものである。なお、従来の定点観測において作業エリア全体を測定するためには、設置、測定、次の測定点への移動、を繰り返す必要があり、作業効率の低下が懸念された。また、ホットスポットの見落としを防止するためには、複数視点からの測定数を増やす必要があったが、本システムの開発によりこれらの課題を改善することができる。

図 3 は、1F1/2 号機間の排気筒付近で実施した実証試験の結果である[10]。上段の図は現場の写真であり、中段と下段は排気筒下部のホットスポット（汚染した配管）を赤色で可視化した 3 次元マップである。この測定において測定者は排気筒下部の高線量率箇所には進入しておらず、排気筒下部と比較して線量率の低い離れた通路を歩きながら、5 分未満の短い測定で取得したデータを用いて、ホットスポット位置を可視化した 3 次元マップを生成することに成功した[9]。併せて、測定者の移動軌跡上の空間線量率もマップにプロットした。

### 3. 今後の取り組みについて

現在、コンプトンカメラ、SLAM 機器ならびにサーベイメータをロボットに搭載して、原子炉建屋内部のより高線量率環境において、ホットスポットの位置を把握するための取り組みを進めている。また、

これまで放射性物質分布の可視化を中心に技術開発を進めてきたが、現在、その放射能を定量的に推定するための技術開発を進めている。例えば上述した 1/2 号機間の排気筒下部のホットスポットについて、定点観測で取得したイメージデータの強度および測定対象地点までの距離から放射能を算出するとともに、他グループの推定結果と矛盾しないことを確認している[2, 10]。放射能を定量的に評価することにより、ホットスポットが周辺環境の空間線量率をどの程度上昇させるかを議論することが可能になり、同時にそのホットスポットを除去することにより、周囲の空間線量率がどの程度低下するかを見込むことができるようになる。なお、ガンマ線イメージャで取得したデータを用いて周辺環境の放射能分布ならびに空間線量率を推定する技術として、英国 CREATEC 社の線量測定・解析システムである N-Visage が 1F で利用されており、このような技

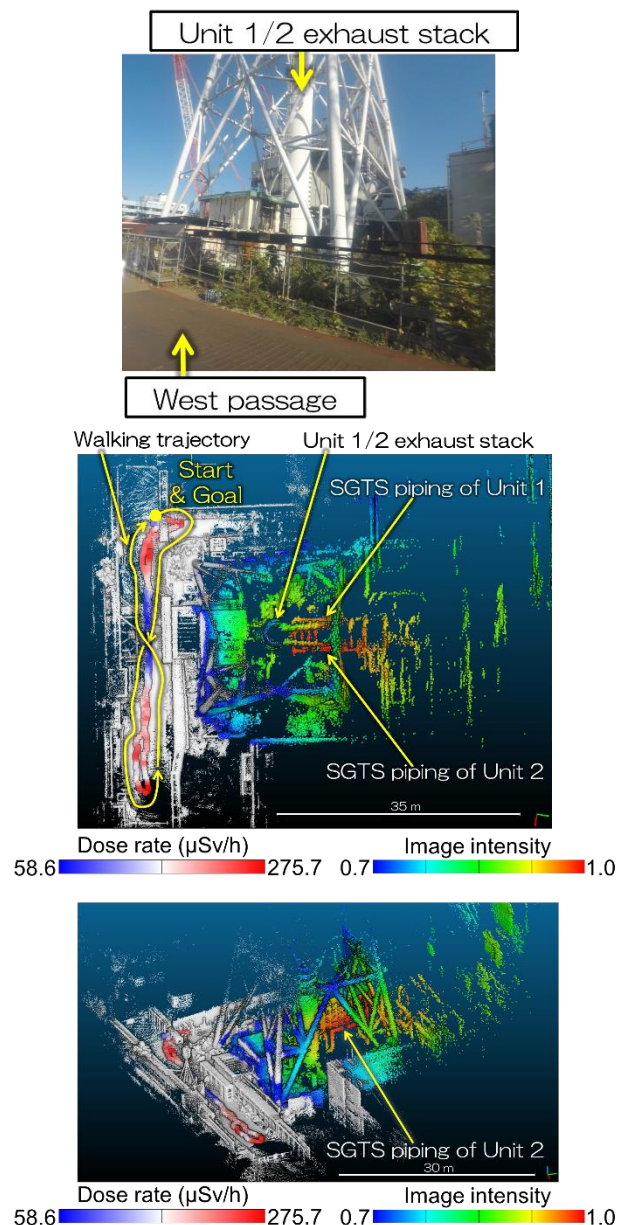


図 3. 上段：実証試験を実施した 1F1/2 号機の排気筒付近の様子。中段、下段は空間線量率とホットスポット（赤色）を可視化した 3 次元マップ。測定者の歩行ルート上の線量率と、コンプトンカメラで可視化したホットスポットをカラー表示した。中段と下段は同じマップについて、視点を変更したものである。（Y. Sato, Y. Terasaka, J Nucl Sci Technol. DOI: 10.1080/00223131.2021.2001391 より転載[10]）。

術についても注視し、1F 廃炉に貢献しうる役立つ知見・技術を本システムに組み込んでいきたいと考えている[11]。

本システムを通して建屋内に存在する汚染箇所や線量率の分布を直感的に俯瞰できる3次元マップを作業者の皆様に提供するとともに、今後は可視化結果の定量評価手法も推し進めて1F 現場に有益な情報を提供したい。

なお本稿の記述は、著者らのこれまでの報告内容を含むものである[6, 9, 10, 12-14]。

#### 4. 謝辞

3次元マップ生成用ソフトウェア COMRIS の開発において、(株)ヴィジブルインフォメーションセンターの根本誠氏、峯本浩二郎氏、黒澤直弘代表取締役様にご協力いただいた。併せて、コンプトンカメラの小型・軽量化に際し浜松ホトニクス(株)の中村重幸氏、平柳通人氏、早稲田大学の片岡淳教授ならびに岸本彩氏にご協力いただいた。1F における実証試験では東京電力 HD の佐藤航氏、大浦正利氏にご協力いただいた。最後に、iRIS の共同発案者である福島大学の鳥居建男教授ならびに多くの試験にご同行いただいた原子力機構の寺阪祐太氏に御礼申し上げる。

#### 5. 引用文献

- [1] Okada K, Tadokoro T, Ueno Y, et al., Development of a gamma camera to image radiation fields. Prog Nucl Sci Tech. 4 (2014) pp. 14-17.
- [2] 平山 英夫, 林 克己, 岩永 宏平, その他 2 名, ピンホール型ガンマカメラによる  $^{137}\text{Cs}$  放射能の測定. 日本原子力学会和文論文誌. 19 (2020) pp. 152-162.
- [3] 原子力規制委員会, 第 11 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会, 資料 3-1, 2 号機オペフロのガンマカメラによる測定結果について, 令和 2 年 3 月 27 日.
- [4] Katagiri H, Satoh W, Enomoto R, et al., Development of an all-sky gamma-ray Compton camera based on scintillators for high-dose environments. J Nucl Sci Technol. 55 (2018) pp. 1172-1179.
- [5] 原子力規制委員会, 第 90 回特定原子力施設監視・評価検討会, 資料 3, 2 号機シールドプラグ高濃度汚染への対応状況および今後の計画について [東京電力], 令和 3 年 4 月 19 日.
- [6] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, 令和 3 年 12 月 7 日.
- [7] 株式会社千代田テクノロ, 放射線可視化カメラ「ガンマ キャッチャー」<https://www.c-technol.co.jp/product/radiationvisualizationcamera/>
- [8] Kataoka J, Kishimoto A, Nishiyama T, et al., Handy Compton camera using 3D position-sensitive scintillators coupled with large-area monolithic MPPC arrays. Nucl Instrum Methods A. 732 (2013) pp. 403-407.
- [9] (国研) 日本原子力研究開発機構, 廃炉現場の汚染分布を 3 次元マップで“見える化”—見えない汚染を仮想空間で把握し、作業員の被ばくを低減—, 令和 3 年 5 月 14 日プレス発表.
- [10] Sato Y, and Terasaka Y, et al., Radiation imaging using an integrated Radiation Imaging System based on a compact Compton camera under unit 1/2 exhaust stack of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. J Nucl Sci Technol. 59 (2022) pp. 677-687.
- [11] 石川 晃大, 小林 峰人, 建屋内環境改善工事に向けた N-Visage システムによる線量評価技術の展開. アトックス技報. 10 (2018) pp. 18-21.
- [12] 佐藤優樹, 共通基盤技術の現場実装に係る研究開発—放射能汚染を見える化する新システム“iRIS”, 令和 4 年 1 月 21 日, (国研) 日本原子力研究開発機構 令和 3 年度 福島研究開発部門 成果報告会資料, Web にて公開.
- [13] 佐藤優樹, 統合型放射線イメージングシステムの開発, 日本工業出版, 検査技術, 2022 年 5 月号.

[14] 佐藤優樹, 統合型放射線イメージングシステム iRIS を用いた放射能汚染の3次元可視化, 日本アイソトープ協会, Isotope News, 2022年6月号.

---

\*Yuki Sato<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

Planning Lecture | Technical division and Network | International Nuclear Information Network

## [3D\_PL] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

Chair: Kenichi Ishikawa (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room D (E1 Bldg.2F No.23)

---

### [3D\_PL01] New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

\*Vincent Bessiron<sup>1</sup> (1. Framatome Japan)

## 海外情報連絡会セッション

## New dynamics of the nuclear energy in France: a pillar to reach carbon neutrality

\*Vincent BESSIRON<sup>1</sup>, Vincent DUFOUR<sup>2</sup>, Jean-Pierre GROS<sup>3</sup><sup>1</sup>Framatome Japan KK, <sup>2</sup>EDF, <sup>3</sup>Orano Japan KK

## 1. Summary of the presentation

The nuclear energy is a major pillar of France's roadmap to reach the target of -40% of greenhouse emission between 1990 and 2030 and carbon neutrality in 2050. The paper aims at presenting the current situation and the perspectives of nuclear energy in France. It is structured in 5 parts:

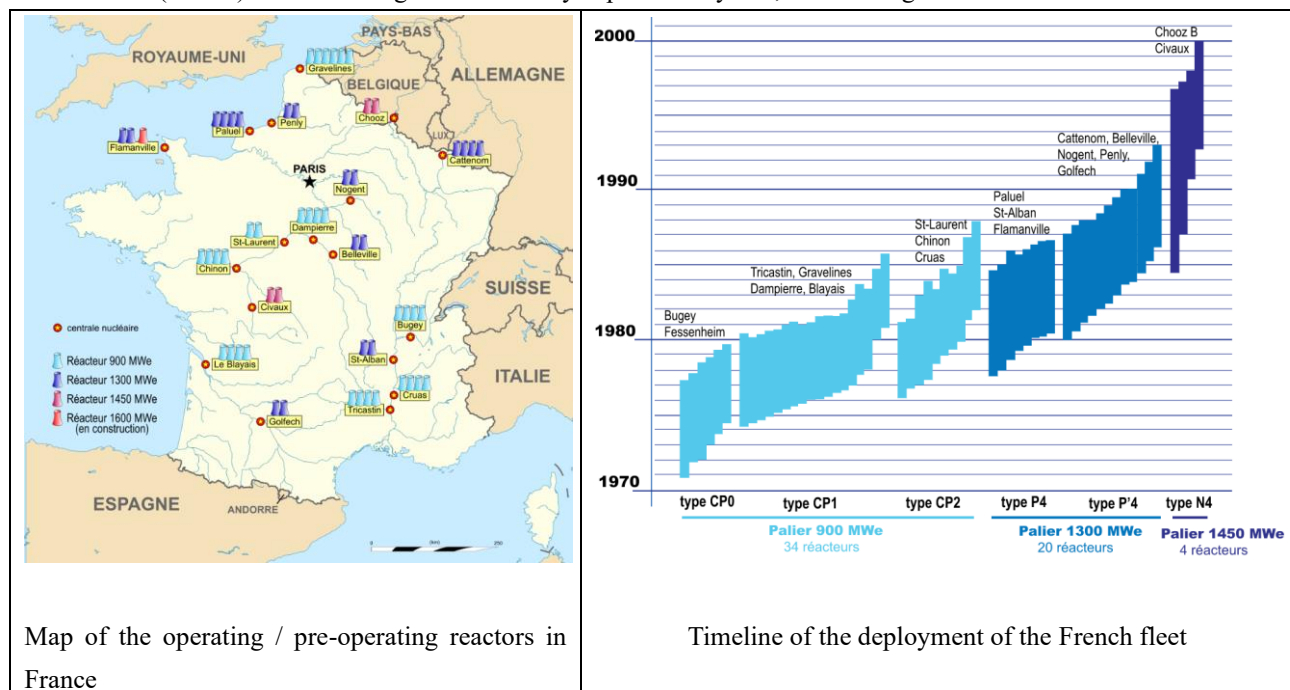
- The first part presents the current situation on the fleet with 56 operating reactors; a presentation of the main actors is given.
- The second part describes the new nuclear program of EPR2s that has been announced by the government.
- The third part deals with axes of innovation with the SMR Nuward, other advanced reactors, Accident Tolerant Fuel, medical radioisotopes etc.
- The fourth part shows how the closed cycle and D&D put the nuclear energy at the forefront of the circular economy in France.
- Finally, the fifth part emphasizes on the renewal of competences.

The conclusion is that the French nuclear industry is mobilized and ready to deploy and achieve the new nuclear program that will be at the core of the decarbonation roadmap for the country.

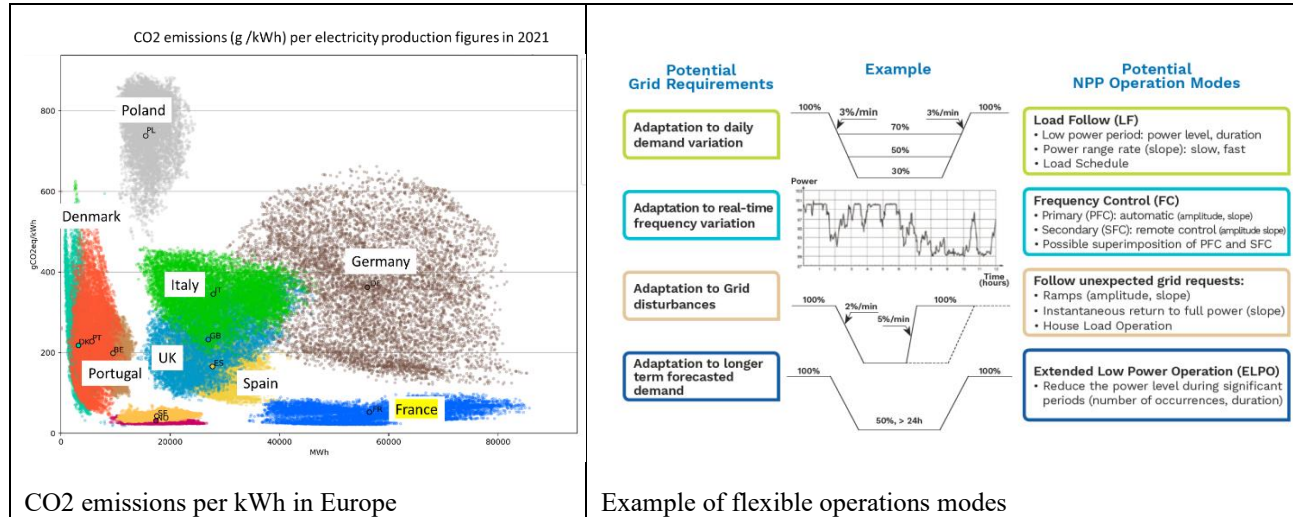
## 2. Current situation the nuclear fleet

France has a fleet of 56 operating PWRs on 18 sites which represents a total installed capacity of 61.4 GWe. The reactors have started operation between 1979 and 2000 with three main reactor types: 900 MWe, 1300 MWe and 1450 MWe. In addition the Flamanville-3 EPR (1650 MWe) is in pre-operation stage.

These reactors provide about 70% of the electricity in France (close to 350 TWh) and the remaining production is ensured mostly by hydropower (20%) and renewables. Thanks to this electricity mix, the electricity in France is largely decarbonized (~ 90%) and the average CO<sub>2</sub> intensity is particularly low, around 50 g CO<sub>2</sub>/kWh.

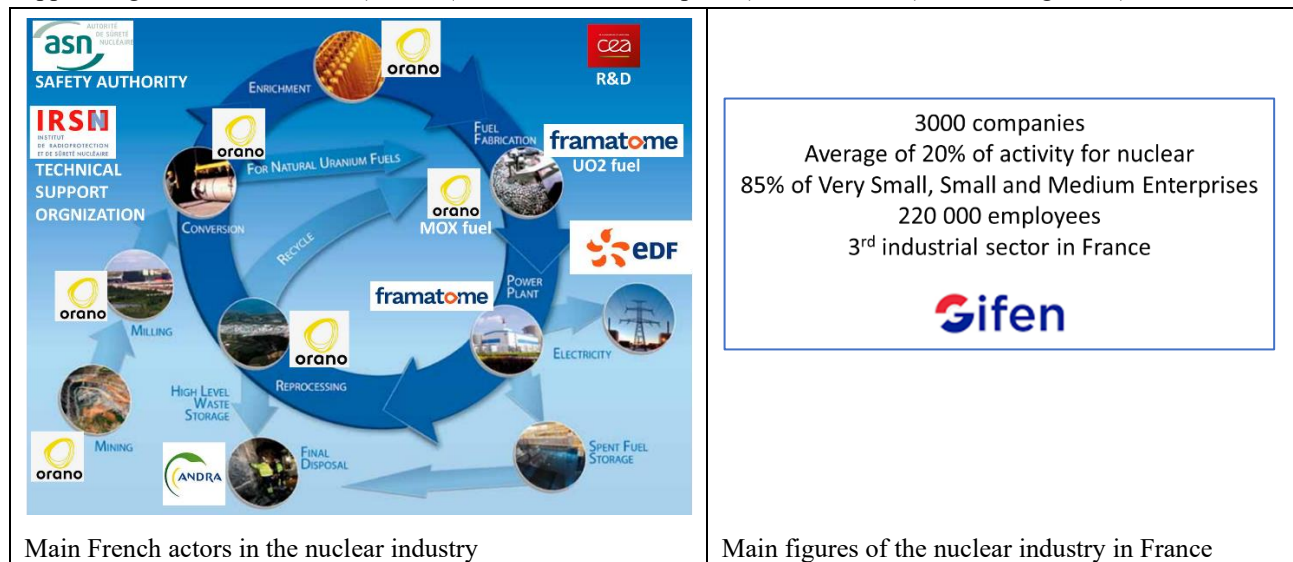


The challenges associated with the current fleet are the life time extension beyond 40 years and the safety upgrades to account for the lessons learned of the Fukushima accident. In addition to the continuous efforts for the highest level of safety, the whole nuclear industry strives to increase the economics of the fleet with optimized outages, efficient operation and globally optimized costs along the whole fuel cycle. The operating mode of the French reactors is based on the possibility to modulate the power: this is a necessary condition for the coexistence of the nuclear and intermittent renewables.



The main French actors are:

EDF (operator), Framatome (designer and manufacturer of the Nuclear Steam Supply System and UO<sub>2</sub> fuel), Orano (mining, conversion, enrichment, reprocessing, MOX fuel manufacturing), ASN (Safety authority), IRSN (Technical Support Organization of the ASN), CEA (Research and Development) and ANDRA (waste management).



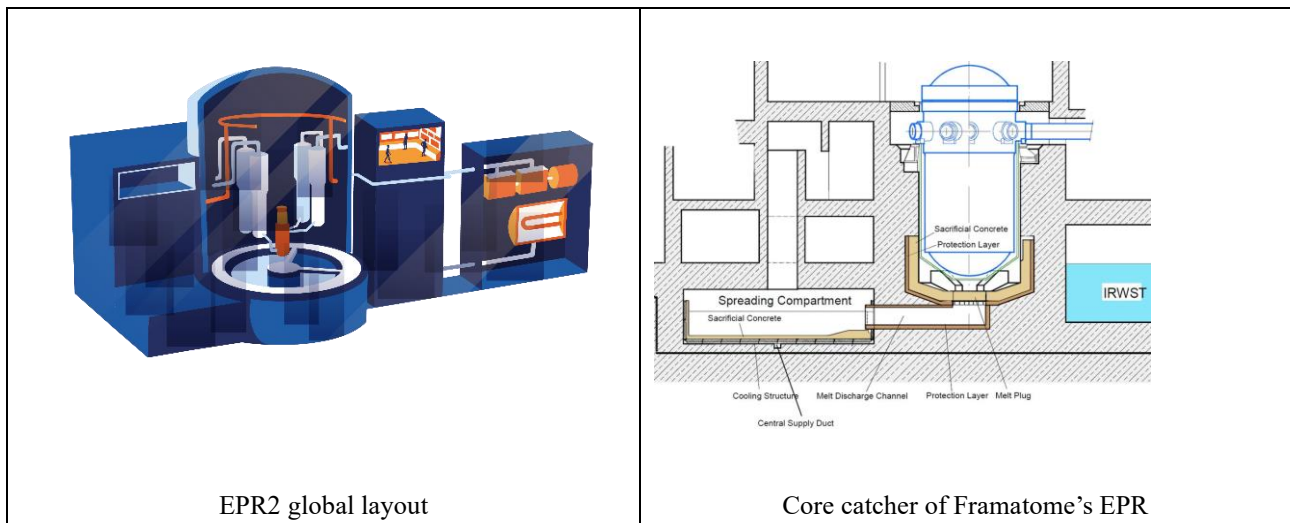
### 3. A new program of 6 EPR2s (+8 option) announced by the government

The reference forecast of electricity demand in 2050 considers an increase of 35% compared to the current period. The French government analyzed several scenarios at this horizon, from 100% renewables to 50% of nuclear. The most optimized scenario, on both CO<sub>2</sub> reduction and economics aspects, appeared to continue the massive deployment of renewables and to simultaneously launch a new nuclear program with 6 EPR2s plus 8 in option.

The EPR2 is an optimized version of the EPR which maintains the EPR safety standards among the highest in the world while significantly simplifying its construction.

The government also decided that no operating reactor be decommissioned if it still has the capacity to produce electricity

efficiently, as long as the highest standards of safety are ensured.



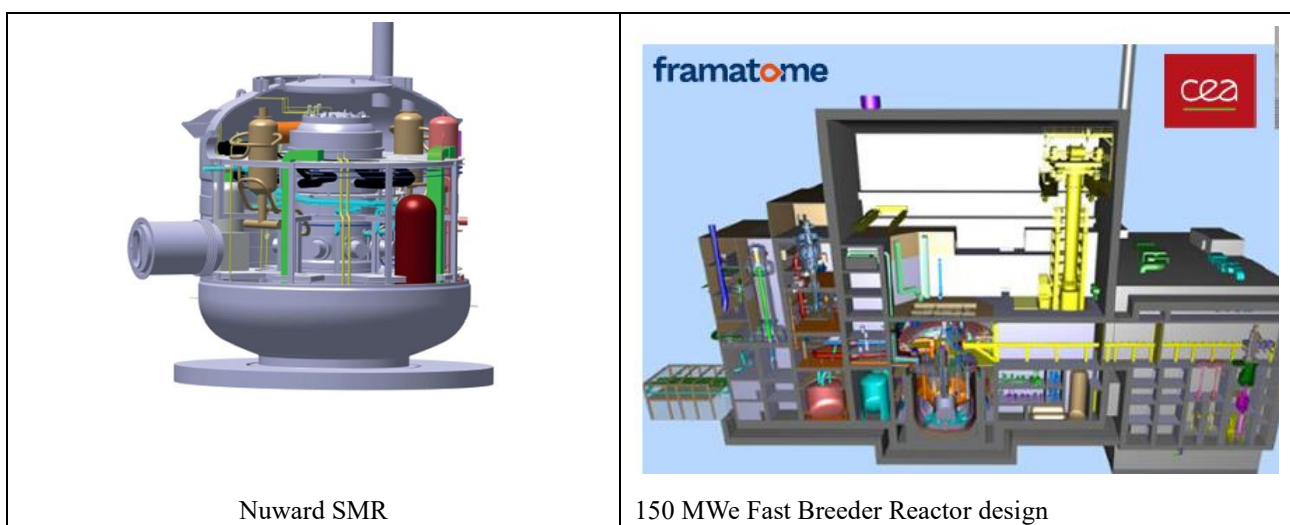
#### 4. Innovation with SMRs, advanced reactors, fuel and medical radioisotopes

A consortium gathering EDF, CEA, Technicatome, Naval group and Framatome is developing the Nuward SMR with two twin units of 170 MWe in a single nuclear building. The objective is to build a first twin unit in France and then to export Nuward to replace 300-400 MWe coal plants, to provide energy for remote areas or intensive industrial sites and to supply networks that cannot be connected to high or medium sized reactors. The French government is supporting this project through the “France 2030” program.

In addition, the French nuclear industry develops advanced reactors such as Fast Breeder Reactors, High Temperature Gas Reactors, Molten Salt Reactors etc.

Innovation also concerns nuclear fuel with Framatome's PROtect Accident Tolerant Fuel (ATF) which is now in the latest stage of qualification.

Innovation in the use of nuclear energy for healthcare is developing significantly. These activities for the medical sector provide new and positive look from the public towards nuclear energy.



|                                                                                   |                                                                                                                                                                                                                                               |
|-----------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|  |                                                                                                                                                             |
| <p>Cr coating on claddings for Accident Tolerant Fuel (PROtect).</p>              | <p>   </p> <p>Innovation for the production of medical radioisotopes</p> |

### 5. Closed cycle and dismantling: nuclear energy at the forefront of the circular economy

France has set up a closed fuel cycle policy with recycling the plutonium in the form of MOX fuel in the current PWRs. The plutonium will also be burnt in Fast Breeder Reactors in the future. France is about to resume the use of reprocessed uranium fuel in several reactors.

The vitrified waste conditioning allows to considerably reduce the volume of waste (factor 5).

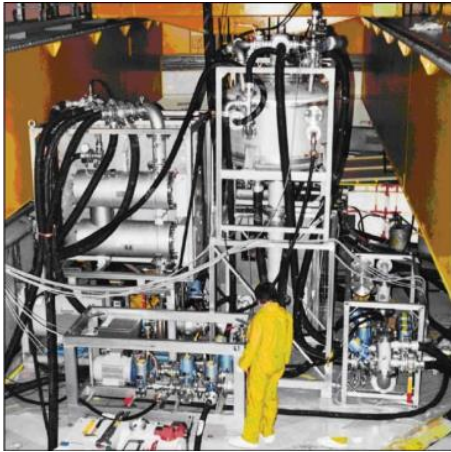
The CIGEO project for geological repository is advancing as planned with a recent declaration of Public Utility.

As regards the Decommissioning and Dismantling of reactors, the projects are on-going for first generation Graphite Gas reactors and for the oldest PWR units (Chooz A, Fessenheim). Key factors for the success of D&D projects are the careful identification of generated waste, the decontamination of circuits and specific attention to the overall planning of the D&D steps.

The D&D of the Superphenix Fast Breeder Reactor has considerably progressed as the vessel is now filled with water (all the sodium has been drained and treated).

France has capacities to manage large contaminated components to liberate the material below activity thresholds: this allows to reduce the waste of about 80% (EDF Cyclife).

|                                                                                     |                                                                                       |
|-------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------|
|  |  |
| <p>Manufacturing of MOX fuel (Orano)</p>                                            | <p>Cut of a vitrified waste canister (Orano)</p>                                      |



Framatome's Full System Decontamination to be applied for the D&D of Fessenheim NPP



Management of contaminated large components (EDF Cyclife)

## 6. Renewing the competencies

The difficulties encountered in recent nuclear projects after several years without new constructions have highlighted the need to rebuild strong competencies in the nuclear industry, to strengthen the supply chain while better including it in the nuclear projects and to further standardize the processes and the equipment. The EDF Group has set up the Excell plan that addresses these items to ensure the success of the new EPR2 program. The government is supporting the consolidation of competencies through the program "France Relance".



Plan Excell (EDF)



School of welding (Framatome)



Recycling Campus (Orano)



University of nuclear gathering the industrial actors

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

## [3F\_PL] Reflection of Fukushima nuclear accident

2021 Award Commemorative lecture of Social & Env.Div

Chair: Shiji Tsuchida (Kansai Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F (E1 Bldg.3F No.31)

---

[3F\_PL01] What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

\*Kazuto Suzuki<sup>1</sup> (1. UTokyo)

[3F\_PL02] Covering Fukushima Daiichi Accidents

\*Yasuhiro Kondo<sup>1</sup> (1. NHK)

[3F\_PL03] Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

\*Tsutomu Sata<sup>1</sup> (1. ATOMOS Editor-in-Chief)

[3F\_PL04] Panel discussion

[3F\_PL05] Q&A session

## 社会・環境部会セッション

## 福島原発事故をふりかえる ―2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;

2021 Award Commemorative lecture of Social &amp; Env.Div.

## (1) 福島原発事故 10 年検証委員会で明らかにしたこと

(1) What became clear from the 10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident

\*鈴木 一人

東京大学

福島原発事故は、その規模の大きさと最大で 16 万人の住民避難という被害を生み出し、10 年経った現在でも完全に事故が収束した状態ではないという点で未曾有の事故であり、それ故に政府、国会、原子力学会、東京電力などが事故調査に乗り出し、筆者も関わった日本再建イニシアティブ（現アジア・パシフィック・イニシアティブ）も「独立検証委員会」（いわゆる民間事故調）を立ち上げ、報告書を発表した。

日本において、こうした国家規模の危機が起きた際に、事故調査会が立ち上がり、報告書を発表して教訓を世に知らしめ、政府や当事者に改善を求めるとというのが一般的である。また、そうした報告書を出すことで事故調の役割は終わり、解散するというのも一般的である。そのため、報告書を出し、一通り教訓を学んで改善計画を進めることで、問題が解決したかのような意識になるのが「いつものパターン」となる。果たしてそれで問題は解決するのであろうか。

## 1. 10 年検証委員会で取り上げたテーマ

本委員会では、2012 年に民間事故調が発表した報告書だけでなく、他の事故調の報告書も踏まえ、それぞれが提起した問題についてどのような変化があったのかをいくつかの分野に分けて検討した。

- 原子力安全規制
- 東京電力の政治学
- 放射線災害のリスク・コミュニケーション
- 官邸の危機管理体制
- 原子力緊急事態に対応するロジスティックス
- ファーストリスポンダーと米軍の支援リスポンダー
- 原災復興フロンティア

## 2. 新たな「安全神話」の形成

## 2-1. 「宿題型」規制の弊害

本報告書では、日本における原子力安全規制を「宿題型」規制と位置づけ、米国の原子力規制委員会（NRC）の安全規制である 10CFR を「効果型」と呼んで、両者の規制に対する考え方の違いを分析した。「宿題型」規制とは、規制当局が「宿題」を設定し、事業者がその「宿題」をこなして基準に達することで合格をもらい、そのことをもって「安全である」ということが保証されるという考え方である。「効果型」とは、「事故が発生した際に、住民に被害がないよう」な目標を設定し、その目標を達成する方法は事業者任せられているという規制のやり方を指す。

この「宿題型」と「効果型」の規制思想の違いは、「安全神話」を考える上で決定的に重要である。「宿題型」規制は、いかに「世界一厳しい」規制であったとしても、その基本的な考え方は、「想定しうる限り」の事象を想定し、その事象に対して対応出来るだけの規制要求を設定するということにある。事業者は規制要求を満たすことが目的となり、その目的を達成することで「安全」が達成されたと認識し、人々に「安心」

を提供する。

しかし、この「宿題型」規制にはいくつもの問題が内包されている。第一に、「宿題型」規制で「絶対安全」を目指すとなると、極めて非現実的な規制要求を設定することになり、事業者に大きな負担を強いるだけでなく、事業者の経営に大きな制約を設けることになる。原子力安全規制の究極の目的が安定して安全な原子力利用であるとするならば、いかに事業者が事業を継続し、持続可能な原子力利用を可能にするかを考えるべきであるが、多大なコストをかける「宿題型」規制はサステナブルなものとは言えないだろう。

第二に、「宿題型」規制は規制当局と事業者の対話を制約し、規制当局から事業者に対して一方的な規制要求を突きつける形態となっている。現在の規制当局と事業者の対話は全て「フル・オープン」の形で公開されている。しかし、フル・オープンの中で事業者が自らの経営上の理由から規制の見直しや効率的な規制への変更を求めることは、極めて難しい。福島第一原発事故以降、事業者は国民の信任を十分得ているとは言えない状況で、規制当局と事業者が対等な立場で意見を交換することは、まずもって考えられない。そうすると「宿題型」規制は、規制当局からの一方的な要求を引き受け、経営資源を削りながら基準達成を目的とし、それ以上の安全向上に向かうインセンティブを失わせる。さらに、国会事故調では「規制の虜 (Regulatory Capture)」の概念を使って、規制当局と事業者の関係が深くなれば規制当局が事業者側に取り込まれていたことが指摘されたため、福島原発事故後の規制当局と事業者の接点は可能な限り少なく、規制当局は可能な限り独立した存在でなければならないとされた。

第三に、「宿題型」規制は必然的に「想定外」のリスクに対応できないという問題が起こる。「宿題型」規制は、「宿題」を出す側が、あらゆる事象に目を配り、全ての事故のシナリオを想定して「宿題」に組み込むことで「安全」を達成する、それによって人々に「安心」を提供することを前提としている。言い換えれば「宿題」を出す側が見落としている問題があれば、「安全」は達成されず、人々が「安心」することも出来ない。しかし、「宿題型」規制を継続することは、どこかで規制委員会が全ての問題をカバーし、「安全」を達成しているという神話を作り、人々が「安心」を得ようとしているという「新たな『安全神話』」を作り出していることに他ならない。

## 2-2. 追求すべきは「効果型」規制

「宿題型」規制は事業者にとってコンプライアンス問題、すなわち言われたことをこなし、問題を起こさないことを目標とする対応をもたらす。しかし、本来の安全規制とは、事業者も規制当局も常に「より高い安全」を目指し、その「備え」をし、そこからの「学び」を血肉化するところにあるべきである。

そのためには「効果型」規制を導入すべきである。「効果型」規制とは、規制当局が規制の目標を設定し、その目標をいかに達成するかは事業者が独自に工夫して実施するというものである。規制当局はその方法に関して検査し、それが確かに安全を高めるものであるかどうかを確認して許可を与えるという形で展開される。ある事業者が行った工夫は、他の事業者にもベストプラクティスとして共有され、それによってすべての事業者が同様に工夫をし、さらに安全を高めていくという形の規制である。

## 3. 「国策民営の罫」にはまったままの原子力

民間事故調では福島第一原発事故前の原子力政策が、いわゆる「国策民営」といわれる事業体制で進められてきたことの問題点を指摘した。これは、政府が掲げる原子力平和利用推進の「国策」を、民間企業が原子力発電事業を「民営」で担う体制のことである。しかし、原子力事故が起こった場合、政策を推進した政府が責任を取るのか、それとも民間企業である事業者が無限の責任を持つことになるのか、が曖昧なまま原子力政策は進められてきた。

この曖昧さは、福島第一原発事故のあとの賠償および廃炉を巡る問題で改めて問題となった。東京電力は一方で賠償・廃炉にかかる「見えない (バランスシートには記載されない)」負債を抱え、毎年 4000 億円以上の収益を上げることを目指さざるを得ないが、他方で電力自由化に対応した競争的な環境で収益を上げなければならない。しかも、原発の再稼働に関しては、自らの経営判断だけでは決定することが出来ず、巨大な経営資源であるにもかかわらず、国や立地自治体との交渉が必要となる状況にある。電力自由化により経

営が自由化され、「普通の企業」としての経営や企業文化が育つことが期待されつつ、賠償と廃炉の問題を抱え、規制当局と立地自治体の政治的な判断に経営を委ねざるを得ない状況は、「国策民営」時代の枠組みから脱却出来ない東京電力の宿命となっている。

#### 4. ファーストリスポンダーと「究極の問いかけ」

本報告書では、第六章で取り上げたファーストリスポンダーの役割、中でも運転者が手に負えないような状況になり、生命を賭してでも原発事故の進行を止め、住民と国家を守らなければならない「最悪の事態」のケースについても考えなければならないと指摘した。何らかの「想定外」の事態が起き、事故の一義的な責任を持つ事業者が手に負えなくなった場合、民間企業である事業者は、その職員や下請けの人員に対して、命を賭して事故を止めることを命じることはできない。では、その時、いったい、誰がその対処に当たるのか、誰が責任を持つのか、という「究極の問いかけ」に対して、政府も国民も答えを得ていない。これに関しては、再稼働を巡る議論の中でもほとんど扱われてこなかった。

この「究極の問いかけ」に出来合いの答えはない。しかし、重大事故が進展し、そこで止めなければ国家と国民の安全が失われる時に、誰かが生命を賭して作業しなければならないとすれば、それはサイトのことを隅々まで理解している運転者と、「事に臨んでは危険を顧みず、身をもって責務の完遂に努め、もって国民の負託に応える」と服務の宣誓をしている自衛隊が何らかの形で協力することが想定される。最後に判断するのは政治の役割だが、少なくともそうした事態がありうることを想定し、事業者と自衛隊はその時に備えて計画を立て、訓練をしておかなければ、いざ政治が決断した際になんの「備え」もなく、極めて危険な任務を遂行しなければならないことになる。

#### 5. 「大きな安全」と「小さな安心」の両立

本報告書では、この10年の「学び」は事故の「近因」を除去することには熱心だったが、その「遠因」を克服することには臆病であったと結論付けた。

この「遠因」を克服できない背景は、「安全」であることよりも「安心」を求め、「安全」のために必要なことをするのではなく、「安心」を得るために「安全」にとって不必要なことや、場合によっては矛盾することを行うことにある。その社会心理的動態を2012年の民間事故調の報告書では「小さな安心を優先して、大きな安全を犠牲にする」と形容したが、改めてこの10年で一番、変わらなかったのは社会全体の「大きな安全」を確立するための覚悟を持たず、「小さな安心」を追求した姿であった。

この「宿題型」の社会から脱し、終わりのない「安全」を追求し続けるには、「効果型」規制を導入し、規制当局と事業者が対等な立場で共通する目標を対話の中から見だし、その目標を達成するために自ら考え、よりよいものを探求する原子力安全規制にしていかなければならない。そして、その「安全」を達成するために、事業者は旧来型の地域独占・総括原価方式のメンタリティから、電力自由化にあわせた新たな企業文化を作り上げ、「安全」を高めることで顧客に「安心」を提供する事業に転換していかなければならない。そしてその対話には国民や世界との対話も含まれなければならない。それらを支えるものとして、原子力安全ガバナンスと、緊急時には、「究極の問いかけ」から逃げることなく事故に立ち向かうガバナンスの仕組みを確立しなければならない。

そうすることで初めて、「大きな安全」と「小さな安心」は両立し、調和することができるだろう。

---

\*Kazuto Suzuki

University of Tokyo

## 社会・環境部会セッション

## 福島原発事故をふりかえる ―2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;

2021 Award Commemorative lecture of Social &amp; Env.Div.

## (2) 福島第一原発事故を取材して

## (2) Covering Fukushima Daiichi Accidents

\*近堂 靖洋

日本放送協会

NHK メルトダウン取材班は、2011年3月11日に起きた福島第一原発事故の取材を続ける記者やディレクターからなる取材チームである。取材班は、未曾有の事故がどのように進展したのか。現場はどのように事故対応にあたったのかを主眼に、検証取材を続け、NHK スペシャル・メルトダウンシリーズを制作・放映してきた。また、事故から10年の節目で、これまでの取材結果をまとめた書籍「福島第一原発事故の『真実』」(講談社)を上梓した。事故から10年以上にわたって継続取材から見えてきた事故の深層や教訓について述べていく。

## 1. 新たな事実や知見によって変わり続ける事故像

福島第一原発事故を巡っては、事故直後に報じていた事故像が、歳月が経つと、かなり違っていたと痛感させられることが少なくない。1号機の消防注水騒動もその一つである。事故直後、吉田昌郎所長らは、1号機の原子炉を冷却するため消防車による注水を続けていたが、3月12日夕方、海水注入の是非などを巡って官邸から疑義が出たことから東京電力本店が吉田所長に注入の中止を指示した。この時、吉田所長は、指示に従うふりをしながら、実際には一度も注水を中断しなかった。この顛末が明らかになると、吉田所長の判断は、冷却を続けて原子炉溶融の悪化を防いだ英断だとして、社会的に高い評価を受け、本店や官邸は、現場を混乱させた悪しき介入と批判された。ところが、事故から5年経った2016年9月の日本原子力学会で、IRID・国際廃炉研究機構は、1号機の原子炉への注水は、3月23日まで冷却に寄与する注水は、ほぼゼロだったとする解析結果を発表した。この発表に先立つ2014年8月には、東京電力の事故をめぐる未解明事項2回目の検証で、1号機の消防注水は、原子炉に通じる注水ラインの10か所で水漏れをしていたという見解が公表されている。取材班が専門家とシミュレーションを行った結果でも1号機の消防注水は原子炉に通じる配管の様々な箇所から漏洩して、注水ルートを変えた3月23日まで冷却にほぼ寄与しなかったという解析結果を得ている。1号機の消防注水を巡って、政府事故調査委員会や国会事故調査委員会は、本店や官邸の介入の経緯の解明や検証に力を入れ、消防注水の有効性については、ほとんど議論していなかった。福島第一原発事故では、新たな事実や知見によって、それまで考えられていた事故像が変わっていく。事故像の変化に応じて、新たな視点での検証を粘り強く続けていく必要があると強く感じている。

## 2. 1号機の非常用の冷却装置「イソコン」を巡る教訓

吉田所長が政府の事故調査委員会の聞き取りに答えた証言の全文記録、いわゆる吉田調書によると、吉田所長は、1号機の非常用の冷却装置・イソコンが3月11日深夜まで動いていると考えて、事故対応していた。しかし、実際は、津波による電源喪失時に、イソコンは停止していた。調書の中で、吉田所長は、イソコンによって1号機が冷却されていると思い込み、事故対応の指揮にあたっていたことを「大反省」と悔いている。吉田所長らが、イソコンが動いていると思い込んだ大きな理由の一つは、電源喪失後の11日午後4時台に目視確認した社員からの「イソコンの排気口から蒸気がもやもやと出ている」という報告だった。しかし、イソコンが動いていれば、蒸気は轟音を立てて勢いよく放出さ

れているはずで、もやもやとした蒸気の状態は、イソコンが止まった後を示すものだった。なぜ、イソコンの蒸気の状態を詳しく知る者がいなかったのか。取材に対して、東京電力は、1971年に1号機が稼働して以降、イソコンが起動した記録はなく、実際にイソコンが動いたのが、この時初めてだったことを理由の一つにあげている。これに対して、取材班が、イソコンが配備されたアメリカのナイン・マイル・ポイント原発やミルストン原発を現地取材したところ、いずれも5年に1度、イソコンを実際に動かす「実動作試験」を行っていた。取材に対して、ミルストン原発の担当者は、実動作試験は、実地訓練の意味もあると語った。NRC・アメリカ原子力規制委員会などに対する取材で、アメリカでは、原発の運転の許可申請に伴う技術仕様書に、イソコンを5年に1度の実動作試験するよう明記されていることがわかった。取材班は2017年に原子力規制委員会に「イソコンを巡る経験を踏まえ、日本でも実動作試験を検討する考えはあるか」と文書で質問したところ、原子力規制委員会は「実動作試験の実施にあたっては慎重な検討が必要」としたうえで、アメリカでは実動作試験が行われていることに触れて「リスクも踏まえながら実動作試験について調査・検討したい」と回答した。その後、規制委員会は保安規定の検査制度の改定を経て、2020年の新たな検査制度の運用開始から、一部の原発について、非常用の機器に対する実動作試験を取り入れることを議論している。一連の動きは、長期間の検証で浮かび上がった教訓が、規制に反映されようとしているケースと考えている。

### 3. 吉田所長に過度に依存した指揮命令

福島第一原発事故の現場対応の指揮命令は、吉田所長に過度に集中していたのではないかとというのが率直な取材実感である。取材班が東京電力のテレビ会議の音声記録について、記録が残っている3月12日から31日までの20日間（※東京電力は、11日は録音記録がなく、12日と15日もほとんど録音記録が残っていなかったと説明）を分析したところ、会話の総数は、3万4432回で、最も多かったのは、吉田所長の5559回（16・1%）次いで、武黒一郎フェローの3678回（10・7%）3番目は小森明生常務の1197回（3・5%）だった。また13日から20日の間で音声記録が残っている62時間を分析したところ、吉田所長の発話が、まとまった形でない時間は、5時間にとどまり、吉田所長が不眠不休で対応していたことが裏付けられた。テレビ会議の映像には、3月20日に会議途中で、吉田所長が「めまいがする」と発言し、2人の社員に抱きかかえられるようにして、医務室に向かう姿も記録されている。取材班とともに分析にあたった災害対応の専門家は「吉田所長も東電本店も当初、事故対応が短期間で終わると考えていたのではないかと推測し、「吉田所長が全てを把握して対応にあたる指揮命令系統をとっているうちに、代わるリーダーをたてられなくなってしまったのではないかと指摘している。そのうえで、一般に災害では短期的な緊急対応は、最長でも72時間が限度で、72時間を超えると、リーダーをはじめ、交代を含めて、態勢を変えることを考えなくてはならないと指摘している。

また、免震棟では、食料が補給される3月15日まで、食事は1日2回、クラッカー20枚と缶詰1個程度、水はペットボトル2リットルに制限されていた。これだと、摂取できるカロリーは、1日900キロカロリーしかなく、成人男子に必要な1日2000キロカロリーの半分以下だった。このように、福島第一原発事故の対応は、指揮命令系統や補給面でも緊急時に備える態勢が不十分だったことは否めない。危機に対する備えをどう準備するかという視点で不断に教訓をくみ取っていく必要があると考える。

### 4. 廃炉作業で浮かび上がる新たな事実 事故像のさらなる解明へ

現在、福島第一原発では廃炉作業が進められている。廃炉作業の最難関は、推定880トンある核燃料デブリを取り出すことである。そのためには、原子炉を溶け落ち、格納容器に広がっているデブリの形状や成分の詳細を調査する必要がある。調査は緒についてところだが、事故から11年を経て、放射能の厚いベールに包まれていた原発内部の状況が少しずつ見えてきている。その過程で、これまで考えられていた事故像が変わる可能性も出てきている。例えば、2号機について、吉田所長は「このまま水

が入らないと核燃料が格納容器を突き破り、東日本一帯が壊滅すると思った」と語っていたが、これまでの調査で、2号機の原子炉内部のデブリには、制御棒やチャンネルボックスが溶け残っている可能性が浮かび上がってきた。そうであれば、2号機の原子炉内部は、場所によって1500℃程度しか達しておらず、1号機や3号機に比べて、メルトダウンが進まず、高温に達していなかったのではないかという専門家の指摘も出てきている。これが事実だとすれば、事故直後、吉田所長が最大の危機と振り返っていた2号機の事故像の変更を迫られることになる。さらに、2号機の原子炉内部で起きていたメカニズムを丹念に再現・検証することによって、新たな教訓が浮かび上がってくる可能性もある。今後、各号機の原子炉や格納容器の内部調査やデブリの調査が本格的に行われていく。その過程で新たな事実や知見を見つけ出し、まだ途上である福島第一原発事故の全体像を解き明かし、未来につながる教訓を掘り起こす必要があると考えている。

---

\*Yasuhiro Kondo

Japan Broadcasting Corporation

## 社会・環境部会セッション

## 福島原発事故をふりかえる —2021 年度社会・環境部会賞受賞記念講演

Reflection of Fukushima nuclear accident;

2021 Award Commemorative lecture of Social &amp; Env.Div.

## (3) アカデミアの視点から福島原発事故を内省する

(3) Reflection of Fukushima Daiichi Accidents from Academia Perspectives

\*佐田 務

学会誌編集長

原子力学会誌では 2021 年 1 月号から 6 月号までの半年間、東電福島原発（1F）事故をふまえた上で、原子力について多角的な視野から分析した特集を掲載した。ここではそれらのうち、原子力学会や原子力業界が受け止めなければならない指摘を中心に、私見をまじえてとりまとめた。なお本稿は部会からの報告であり、受賞講演ではない。

## 1. 学の連携は限定的—異分野の知の相互触発と新たな知を創発

科学技術をめぐる知は、高度化するために専門化し、細分化される。原子力分野でも同様だ。それらの知が完全に統合されることはない。そこからこぼれ落ちた部分が弱点として残り、時を経てそれが事故の遠因として顕在化することがある。1F 事故後にいくつかの事故調報告は、原子力の安全をめぐる学の連携や協働によって知の統合をめざす必要性を指摘した。例えば原子力学会事故調査委員会は 2014 年に「原子力安全に関する他のアカデミアを含めた俯瞰的な討論と協働のための『場』を構築するとともに、主導的な役割を果たさなければならない」と述べた。けれども原子力学会での取り組みは、自然科学系だけの学協会の集まりである ANFURD（福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会）の設立と運営など、いまだに限定的な取り組みにとどまっている。社会科学を含めた異分野の知や相互触発、さらには多くの研究分野にまたがる「社会的目的の共有」や「知の統合プラットフォーム」の構築にはほど遠いのが現状だ。

学会誌での 1F 事故特集では原発が立地する自治体、有識者、主要学会、民間第二事故調から、この事故とその後についてさまざまな分析や論をいただいた。これによって前述の「俯瞰的な討論と協働」への端緒を開くことや、「知の統合からこぼれ落ちた部分が事故の遠因として顕在化する」ことをわずかでも軽減することに寄与することをめざした。

## 2. 能動的な「中央」と受動的な「地方」—「客体」とどまる地方の悲哀

原子力施設が立地する首長からは、立地点ならではの切実な思いが見てとれた。国のエネルギー政策に翻弄される声や規制委による対応への不満、電力会社に対する原発安全対策の強化を、という自治体首長の言説の背景には、原子力に関わる大もとに位置する行政庁や規制委や電力会社などの「主体的で能動的な存在である中央」に対し、立地点の自治体や地域住民などは「客体で受動的な存在でしかない地方」という側面が強く、そこには切なさや無力感を感じさせた。

また、中央に位置する政府に対しては受動的な存在である地方が、ひとたび再稼働の是非を迫られる局面になると、自治体は「主体的で能動的な存在」となる。その結果として、どちらの選択をとったとしても、その選択に反対する人たちからの非難にさらされる。さらに、そこでの自治体の権限は部分的でしかない。そこには原子力政策への関与における地方の悲哀を感じる。

原子力政策決定過程における自治体の位置づけや役割は、どのようなものが理想的なのだろうか。

## 3. 有識者の視点と論考

有識者からいただいた論は多岐にわたった。論点やテーマだけを項目として紹介する。

- ・原子力コミュニティの意識、備えるべき対応を怠っていた不明と怠慢に対する反省
- ・緊急時におけるモニタリングと、被ばく医療ネットワーク
- ・組織レジリエンス、レジリエンスエンジニアリングベースの安全学
- ・科学コミュニケーションの失敗
- ・安全規制の不合理性や、規制委の「独善」
- ・福島の問題の単純化と風化
- ・哲学的・倫理的視点から見た福島の人を傷つける事例
- ・原子力市場における国際商戦の絵図の変化
- ・エネルギーコストの変化と 1F 廃炉費用
- ・原子力をめぐる意思決定を市民に委ねるべき
- ・戦略や司令塔がない原子力政策
- ・リスクや経済性、廃棄物を考えれば、脱原発をめざすべき
- ・検査制度の本格的運用をふまえた上で継続的な安全性向上を
- ・EPZ が不要なほどに安全な炉の開発を
- ・PRA の活用
- ・原子力技術の劣後の防止
- ・廃炉と復興に関する研究開発と人材育成
- ・自由な発想と全体を見通す目をもったリーダーの育成
- ・若手の原子力人材育成
- ・東北大震災と 1F 事故は、欲望のままに進む社会への警告ではなかったか

#### 4. 学協会による多様なパースペクティブ

学協会からもさまざまな視点からの論をいただいた。主な視点や論点を紹介する。

##### 4-1. 困難を極めた事故後の医療

1F 事故直後の医療は困難を極めた。支援物質は届かず、職員は患者への対応に忙殺され、症状が悪化する人にも対応できなかった。救急医療体制が極めて脆弱だった背景には、安全神話を信じ続けた想像力の欠如があった。この事故は医師や救急医学の限界と脆弱性を示した。多様な職種や専門家との協調と連携が必要不可欠であり、われわれはまだ、福島事故から十分に学びきれていない。

放射線の話はいったん事故が起こると思いこみと危機感をあおるだけの情報に振り回され、科学的エビデンスを知らないままにとる選択や行動がかえってリスクを増大させる。

震災関連死者は2千人ほどにものぼった。その原因究明と教訓抽出と反映は果たして十分だろうか。

##### 4-2. 救援者へのケア、SPEEDI、そしてレジリエンス

原発事故を含む大規模な複合災害について、直接救援活動を行う消防職員や自衛隊員だけでなく、自身が被災者となる可能性もある自治体職員のケアも必要である。

SPEEDI が当初の目的に即した使われ方をなされなかった。しかし、放射性物質の放出条件が不明の場合でも、3 次元的な予測情報を提供することができ、不確実性に配慮して適切に利用することは可能である。

1F 事故当時、多くの計測機器が誤動作を起こした。これに対応したレジリエントなシステムが必要だ。また、システム全体を見極めるシステムミック思考や、生物の適応力に代表されるような「しなやかなシステムズアプローチ」が有効である。

##### 4-3. 賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難に

原発避難者の生活場所移転により人間関係の再構築を余儀なくされることや、賠償金の格差がコミュニティの再構築を困難にした。

福島イノベーション・コースト構想は被災地の生業との産業連関とは非常に薄いものでしかない。

#### 4-4. 原発との向き合い方への再考

原発のようにそのリスクが顕在化した場合の影響度が著しく高く、かつそれが破綻した場合に代替手段がない場合には、社会への影響を考慮した総合的なリスク概念が必要である。市民や事業者、行政など多くのステークホルダーを交えた意思決定プロセスの共有化を図るべきだ。

日本のエネルギー政策は、1F 事故がまるで発生しなかったようにそれを扱っている。放射能汚染が継続している事実から目をそらすべきではない。原発の賛否は異なる立場のメンバーを含めて熟議をすべきではないか。

#### 4-5. 原発問題の背景にある社会の構造や変動

東日本大震災や原発事故はどのような社会構造や社会機構を背景にして起こってきたのか、それがどのような問題の連鎖を経ながら社会的な影響をもたらしたのか、その災害事象が社会の構造をどのように変化させ長いスパンでの社会変動を誘発させていくのか。

国民は原子力の便益だけでなくコストやリスクを理解した上で電気を使ってきたらどうか、さまざまな関係性を捨象した社会は暮らしやすい社会であろうか。

この事故は人類共有の教材であり、事故の進展状況や住民の退避対応を含めて科学的・技術的な検証が必要だ。それは本当に、十分になされているだろうか。

### 5. 小括

「想定外の事故」は防ぐことはできない。それは文字通り、「想定外」だからだ。けれども最善の人智を尽くせば、「想定外の事故」が起こる可能性は極限まで小さくすることはできる。1F 事故前、そして事故後の私たちの取り組みは、最善をめざしたものであったか。めざしたものであり続けているだろうか。

1F 事故の原因究明や、事故からの教訓抽出とその反映は相応の成果をあげてきた。ただ、この事故が問いかけたものは、単に原発の安全性や利用のあり方にはとどまらなかったのではないか。

この世の中は、私たちが何を望み社会がどうあってほしいという十分かつ真剣な検討がなされないままに、経済と技術が結びついた所産物の集積体へと静かに変容しつつあるように思える。その背後には、無限に膨張する人々の欲求を充足し触発することをめざす市場の姿が見える。

1F 事故は、そんなありようを内省する機会を与えたのではなかったろうか。

\*本稿は佐田務「福島原発事故とその後を総括する－学会誌特集の論点整理」（原子力学会誌 2021 年 10 月号）と「編集後記」（同 2021 年 3 月号）の内容を加筆修正したものである。

---

\*Tsutomu SATA

ATOMOS Editor-in-Chief

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

### [3F\_PL04] Panel discussion

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ. Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the verification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

---

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room F)

### [3F\_PL05] Q&A session

In this session entitled "Reflection of Fukushima nuclear accident ", three speakers who compiled the following reports will give lectures. The reports are "10-year Investigation Commission on the Fukushima Nuclear Accident" ,"The Truth of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident " (by NHK Meltdown Interview Group) ,and "Fukushima Nuclear Accident Special Feature" of AESJ. Based on the reports, three speakers will introduce the causes that could not prevent this accident, the verification of the nuclear safety countermeasures taken after the accident, the extraction of the issues that became apparent after accident, and the perspectives of analysis for the future. Through these, we aim to provide opportunities to learn and practice what we should do about nuclear safety.

---

Planning Lecture | Board and Committee | Standard Committee

## [3G\_PL] Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

Chair: Akio Yamamoto (Nagoya Univ.)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G (E1 Bldg.3F No.32)

---

[3G\_PL01] Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup> (1. SC)

[3G\_PL02] Research on the level1 PRA for the regulatory activities

\*Yoshikane Hamaguchi<sup>1</sup> (1. NRA)

[3G\_PL03] PRA research results at NRRC and reflection of the results in standards

\*Tai Furuta<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

[3G\_PL04] Discussion

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup>, Yoshiyuki Narumiya<sup>2</sup>, Yoshikane Hamaguchi<sup>3</sup>, Tai Furuta<sup>4</sup>, Tsuyoshi Takada<sup>5</sup>, Takahiro Kuramoto<sup>6</sup> (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

## 標準委員会セッション

## リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## (1) リスク情報活用にかかる標準への知見反映

(1) Activation of reflection of knowledge in standards for the risk-informed activities

\*成宮祥介<sup>1</sup>

<sup>1</sup>標準委員会

## 1. はじめに

標準委員会では、いままでリスク情報活用に用いる標準や技術レポートを多数発行し、常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。そして講習会やシンポジウム、原子力学会年会・大会の企画セッションなどを通じて、標準・技術レポートの内容を伝えるとともに、その活用の支援を行ってきた。これらのリスク情報活用に用いる標準・技術レポートの制改定のための知見は、電中研 NRRC での PRA (Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価) 研究と産業界における PRA の実炉適用からの経験、さらに海外の PRA 規格 (IAEA、ASME/ANS) や文献などをベースにしている。

本企画セッションでは、PRA 標準[1]への知見の反映に焦点を当て、電中研や規制庁の PRA 関係の研究開発状況を踏まえて、意見交換を行う。本稿では、標準委員会における知見の扱い、PRA 標準に対する知見の収集と反映、そして今後のリスク情報活用の活性化に向けた PRA 新知見反映の重要ポイントを説明する。

## 2. リスク情報活用関連の標準・技術レポート

## 2-1. 策定の目的

標準委員会は、発足した 1999 年以来、リスク情報活用に資する標準・技術レポートを多数策定してきた。PRA 標準の第 1 号として停止時 PRA の標準を発行し、以降、PRA のレベル (L1PRA、L2PRA、L3PRA、以下、固有名詞を除いてたとえば「レベル 1」を「L1」と記載する)、PRA 範囲 (内的事象、外的事象)、プラント状態・種類 (原子炉施設の運転中と停止時、核燃料施設)、PRA の共通事項 (パラメータ、品質確保、共通用語) へと、PRA 標準の適用範囲を順次、拡張してきた。「標準委員会の活動にかかる基本方針 (2022 年 6 月改定)」[2]に、上位の目的として「原子力施設の安全性・信頼性を高い水準の技術に基づき効果的かつ効率的に確保すること」を掲げられ、リスク専門部会の活動の位置づけとしては「リスク情報活用のための考え方、各原子力施設における PRA の手法及びそれから得られるリスク情報を各分野において活用するための具体的方法を中心に標準の整備を行う」と記されている。

以上のことから、PRA 標準を策定する目的は、PRA から得られるリスク情報を活用して原子力施設の安全性を効果的かつ効率的に確保すること、と要約できる。

## 2-2. 策定の現状と計画

リスク情報活用のために 2022 年 4 月時点で発行されている標準・技術レポートのリストを表 1 に示す。15 の標準と 3 つの標準英語版、そして 2 つの技術レポートである。標準委員会では、専門部会における標準・技術レポートの制改定計画、講習会や国内外学会発表予定などを「標準策定 5 か年計画」に書き込んで標準委員会ホームページに公開している。

表 1 リスク情報活用関連の標準・技術レポート

| 名称     |                                                                                                                                 |
|--------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 標準     |                                                                                                                                 |
| 1      | 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編) : 2013 (AESJ SC P008:2013)                                                     |
| 2      | 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 2PRA 編) : 2021 (AESJ SC P009:2021)                                                     |
| 3      | 原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 3 PRA 編) : 2018(AESJ SC P010:2018)                                                                 |
| 4      | 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1 PRA 編) : 2019 (AESJ SC P001:2019)                                                      |
| 5      | 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準 : 2015 (AESJ SC RK001:2015)                                                                   |
| 6      | 原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2015 (AESJ SC P006:2015)                                                                  |
| 6E     | A STANDARD FOR PROCEDURE OF SEISMIC PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS:2015 (AESJ SC P006E:2015)            |
| 7      | 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2016 (AESJ SC RK004:2016)                                                                 |
| 7E     | IMPLEMENTATION STANDARD CONCERNING THE TSUNAMI PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF NUCLEAR POWER PLANTS:2011 (AESJ SC RK004E:2011) |
| 8      | 原子力発電所の内部火災を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2014 (AESJ SC RK007:2014)                                                                  |
| 9      | 原子力発電所の内部溢水を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2012 (AESJ SC RK005:2012)                                                                  |
| 10     | 原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準 : 2021(AESJSC RK009:2021)                                                                 |
| 11     | 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準 : 2014 (AESJ SRK008: 2014)                                                                         |
| 12     | 核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準 : 2018 (AESJ SC P011:2018)                                                                               |
| 13     | 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義 : 2018 (AESJ SC RK003:2018)                                                                         |
| 13E    | TERMS AND DEFINITIONS SHARED BY THE RISK ASSESSMENT STANDARDS FOR NUCLEAR FACILITIES: 2018 (AESJ SC RK003E:2018)                |
| 14     | 原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準 : 2013 (AESJ SC RK006:2013)                                                                       |
| 15     | 原子力発電所の継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準 : 2019 (AESJ SC S012:2019)                                                        |
| 技術レポート |                                                                                                                                 |
| 1      | リスク評価の理解のために : 2020 (AESJ SC TR011:2020)                                                                                        |
| 2      | 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準の評価適用事例集 : 2012 (AESJ SC TR006:2012)                                                         |

出典 : 原子力学会標準委員会「標準目録 (2022 年 4 月)」[3]より抜粋)

### 3. 標準の策定と知見の反映

#### 3.1 PRA 標準の策定手順

PRA 標準策定の方法について、過去の検討状況を振り返ってみる。PRA 手法の導入当初は、当時の原研、プラントメーカ、事業者などが米国の PRA 手法を研究し、試行を繰り返していた。その後、90 年代前半において PSR (Periodic Safety Review、定期安全レビュー) のために L1PRA と停止時 PRA を実施した際には、国内事業者と産業界により、国内研究成果や手順などを基にしていた。その後、1999 年に原子力学会に標準委員会ができ、順次、PRA 標準を整備してきた。当初は PRA の標準的な手順を基に、ASME/ANS の PRA スタンダード[4]、IAEA の PRA ガイドラインなどを参考にして標準化に取り組んだ。福島第一原子力

発電所事故以降は、規制審査対応や安全性向上評価届け出などにおいて PRA が数多く実施されていることから、研究報告書だけでなく実炉評価結果も踏まえた PRA 標準策定も行われている。

PRA 標準策定の手順は大枠として次の a~i になる。なお、たとえば国内で未研究の PRA であれば「a」はなく、海外の研究事例や報告書などを情報源とするので、必ずしもすべての PRA 標準がこの手順に則っているわけではないことに留意されたい。

- a. 国内での PRA 実施の手順を調査する
- b. 海外（特に米国）の PRA 規格、ガイドライン、PRA 報告書などを調査する
- c. 共通的基本的な PRA 実施要件（評価フローと各ステップの評価事項）を a、b の調査結果から抽出する
- d. 標準の構成に当てはめて本文規定の骨子案を作成する
- e. 新知見として、国内外の PRA 研究論文や講演会などの情報を調査
- f. 調査結果を分析し、d の案を修正し標準本文規定に仕上げる
- g. 標準本文規定の説明、例示として適切なものを附属書参考とする
- h. 制定の目的、経緯、関連動向などを解説に記載する
- i. PRA 標準案として専門部会と標準委員会へ報告し、審議を進める

### 3.2 標準委員会の新知見の扱い

標準委員会は、「標準策定 5 か年計画の更新ガイドライン」[5]において、新知見の優先度判定などを規定している。更新ガイドラインで示されている新知見の 4 つの情報源は、次のとおり。

- ①各委員から提案された事案
- ②標準委員会 WEB の問合せ欄に寄せられた事案
- ③学会員へのアンケートより得られた事案
- ④意見交換会（有識者、学会内の部会、電事連）の開催に伴い提案された事案

この①については次のような情報源を例示している。

- ・ 標準の使用実績（活用の実績、不具合・不適合などの実績、標準に対する有用な指摘事項など）
- ・ 国内外の法律・規則類、民間の規格・基準類
- ・ 新設の施設、設備、装置等の設計／既存の施設、設備、装置等の改造
- ・ 国内外の施設、設備、装置等の運転経験（トラブル事例など）
- ・ 国内外の自然災害事例
- ・ 国内外の安全研究成果
- ・ 国内外の技術開発成果（公開の自社研、電共研など）

個々の標準の新知見の扱いについては、①に関係する情報源が中心になり、上述したように、国内の研究機関における手法開発研究や事業者の実炉モデルやその使用経験、海外規格のうち主に米国の PRA スタンダードとなる。さらに後述するように、④の学会内部会からの情報を基にすることもある。

### 3.3 PRA 標準策定における新知見

PRA 標準についても、3.2 の標準委員会のルールに従い新しい知見を調査し分析し、品質向上、理解促進に資するものと判断する場合に取り込んでいる。ここで改めて PRA 標準における「新知見」は、既存の PRA 標準の制定後に得られたものを指すことが一般的である。3.1 のプロセスでは、新しい「a」と「b」、そして「e」の論文や講演要旨などにおいて調査される。

PRA 標準への反映には、大きく 2 つのパターンがある。一つは、PRA 標準の本文規定に取り込むものである。ASME/ANS の PRA スタンダード[4]の HLRs (High Level Requirements)と SRs (Supporting Requirements)を参照して、HLR からは PRA の基本的な要求事項として追加すべきかどうかを検討し、SR

からは PRA 実施にあたり方法や考慮すべき事項を検討する。標準委員会リスク専門部会では 2016 年から PRA 標準の階層化の検討を開始し、現時点で L1PRA 標準を「基準」と「指針」に分けて発行している。これは基本的要件を「基準」に規定し、「指針」には方法論を展開するとともに、今後新しい方法の導入を容易にすることを狙ったものである。これは PRA 標準の構造に新知見を取り入れた例である。もう一つは、参考文献あるいは附属書参考に掲載する知見である。たとえば、L2PRA 標準では格納容器機能喪失に至るシビアアクシデント時の物理現象を規定し、その現象の発生有無（たとえば、水素燃焼が発生するかしらないか）を CET（Containment Event Tree、格納容器イベントツリー）の分岐に設定し、解析コードによるシミュレーションを行う。原子力学会をはじめ国内外の会議に投稿される論文や研究機関の研究報告書などから、新しい知見を附属書参考や解析に記載し解析者に考慮を促している。たとえば表 1 の No.2「L2PRA 標準」は内的事象に加え地震 L2 を対象にしたものであるが、欧州の ASAMPSA-E の報告書[6]で「外的事象、マルチュユニットでの L2PRA における人源信頼性解析の検討ポイントとして「サイト外からの支援が受けられない地域全体の事象か」「対応準備が間に合わない突然発生する事象か」などが示され、さらに所員の対応時間が長期にわたることにより人的過誤が増加する可能性も挙げられている。これらは 2011 年 3 月の福島第一原子力発電所事故からも重要な事項である。

原子力学会の技術部会からの情報も重要な新知見となる。2016 年の L2PRA 標準の改定は、内的事象 L2 にかかる規定内容の更新が中心であった。この改定では原子力学会熱流動部会の「熱水ロードマップ」などをもとにシビアアクシデント研究について調査・分析し、最新知見の反映も行っている。

地震 PRA 標準の改定に際しては、分科会の委員および所属組織で地震 PRA 標準を用いて地震リスク評価を行っている人に、標準への批判、疑問、要望を聞き、改定の参考にしている。50 ほどの意見があり改定に反映することで作業中である。一部を示す。

- ・性能規定化し例示は別冊にするなど、大部の標準を使いやすくする。
- ・認識論的不確実さ評価の扱いを取り入れる。
- ・マルチュユニット・サイトのリスクへの影響評価手順を記載する。
- ・規定本文の中の説明文を分離する。

さらに、地震 PRA 英語版は ASME/ANS の 2020 年 2 月の JCNRM 会合に説明し、半年後に意見をもらっている。その数は約 70 に及び米国の著名な地震リスク評価の専門家からの詳細かつ真摯な意見や疑問であった。おおよそ、標準の在り方、位置づけ、構成にかかる意見、ASME/ANS スタンドアの要件に詳細に照らした意見、専門的経験からの意見、などに分かれる。これらの意見は、標準使用者からの意見と同様の扱いとして地震 PRA 標準の改定には参考にすることを JCNRM には伝えている。コメントの対応としては、日本の耐震設計と地震 PRA とを踏まえて改定への反映の是非を検討するものや、方法論開発やデータ蓄積を今後の取り組みとするものもある。

このように、国内外の専門家、使用者からの意見を構成から詳細技術に至るまで入手し、方法論研究や PRA 経験による基盤的な改定案へ、反映することを行っている。

#### 4. PRA 標準への新知見反映の重要点

##### 1) 新知見の意義

国内外での PRA 研究は、実炉のモデル開発に留まらず、基にする現象の実験や解析コード開発にも及んでいる。それらの成果は論文などになり公開される。国内の PRA は、そこから得られるリスク情報を活用して規制活動や事業者安全性向上活動に適用することが活発化している。新知見は PRA 標準、ひいては PRA 手法を改善させていくものであり、新知見反映の意義はそこにあると考える。しかし、新しいだけで PRA の知見を機械的に反映することについては、慎重に判断する必要がある。PRA の研究成果の中には計算に時間がかかることで実用には改善の余地があるものもある。また日本の設計・運用の視点からみると、PRA で考慮する必要がないものもある。一方、いままでの PRA 標準では陽には記載していなかったが、海外の先行例や規格を参照して取り入れたものもある。新知見は PRA 標準、PRA 手法の進展に役立つが、その反映には PRA の実態を慎重に分析することが、意義のある新知見反映につながる。

## 2) 新知見の入手

リスク情報活用に必要な PRA は、国内外の新知見を反映して改善されてきた。新知見の情報源には、電中研 NRRC の研究報告書や事業者の研究報告書も含めたものに移っている。仕上がった報告書だけでなく分科会合で執筆者に説明をしてもらったこともある。一方的な情報入手ではなく研究における今後の課題や時間をかけた点などを教えてもらうことで、PRA 標準における規定の検討にも役立つ。また地震 PRA 標準英語版について米国地震 PRA の専門家からのコメントは、メールではあったが質問の意味や日米での耐震設計の違いなど、コメントの背景についても聞き取っている。このように入手に際しては、新知見の真意を十分に獲得するために報告書に加えて意見交換を十分に行うことも必要である。

## 3) 新知見の反映

いままで見てきたように新知見には、PRA のモデルや成功基準解析などに反映する方法論的な知見もあれば、事故シナリオの考察で考慮すべき点の知見もある。PRA 標準では、それらを分類し規定として要求するものと、参照することで解析者が PRA の目的に応じて応用するものに分類し、標準に盛り込んでいる。このように新知見を PRA 使用者に正しく使ってもらうように工夫することで、安全性向上につながるようになっている。さらに、新知見につながる多くの情報があることから、それらから、原子力施設の安全性向上に有効なものを選別する必要がある。このために、新知見が PRA の品質向上、効率向上にどれだけ効果があるかを検討することも怠ってはいけない。PRA 標準を策定する標準委員会の分科会では、多くの情報をリスト化し、一つ一つを吟味している。その際、実行性も考慮すべき点であるが、効果とのバランスで判断する必要があることは、客観的な検討に基づくものであるべきである。

## 5. まとめ

今回の企画セッションは、PRA にかかる研究成果や実例が PRA 標準へ反映されていることに着目した。国内の PRA 研究は NRRC、NRA で進められていて、実炉への適用は事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社により実施されている。その成果は PRA 手法、ひいては PRA 標準、IRIDM 標準へ反映されている。今後の PRA 標準及び PRA 手法の改善は、リスク情報を活用することに適した新知見の反映を進めていくことが期待される。

標準委員会と PRA 手法に関係する組織（規制庁、電中研 NRRC、事業者、プラントメーカ、エンジニアリング会社）、原子力学会技術部会、さらに海外の組織との意見交換、情報交換は、PRA 標準・PRA 手法の改善に有効であることから、研究報告書・論文の分析に加えて活発な PRA に関する組織間のコミュニケーションを、より一層、進めていくことも提言したい。

## 参考文献

- [1] 日本原子力学会 標準委員会 たとえば“原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル1 PRA 編）：2022”，AESJ-SC-RK010:2022
- [2] 日本原子力学会 標準委員会 “標準委員会の活動にかかる基本方針（細則）” 2022 年 6 月
- [3] 日本原子力学会 標準委員会 “原子力学会標準目録” 2022 年 4 月
- [4] ASME/ANS たとえば “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS RA-Sb-2013, 2013
- [5] 日本原子力学会 標準委員会 “標準策定5か年計画の更新ガイドライン” 2020 年 12 月改定
- [6] Technical report ASAMPSA\_E, たとえば “List of external hazards to be considered in ASAMPSA\_E,” 2017.  
[http://asampsa.eu/wp-content/uploads/2014/10/ASAMPSA\\_E-D21.2\\_External\\_Hazard\\_List.pdf](http://asampsa.eu/wp-content/uploads/2014/10/ASAMPSA_E-D21.2_External_Hazard_List.pdf)

---

\*Yoshiyuki Narumiya<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Standards Committee

## 標準委員会セッション

## リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## (2) 規制活動のためのレベル 1PRA の研究

## (2) Research on the level1 PRA for the regulatory activities

\*濱口 義兼<sup>1</sup><sup>1</sup>原子力規制庁

## 1. はじめに

原子力規制庁（以下「規制庁」という。）は、国際原子力機関（以下「IAEA」という。）の総合規制評価サービス（以下「IRRS」という。）の勧告[1]等を踏まえて、令和 2 年 4 月から新たな原子力規制検査を開始する等、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）から得られるリスク情報を活用した規制活動を実施している。本稿では、PRA のうち起因事象の発生から炉心損傷までのリスクを評価する PRA（以下「レベル 1PRA」という。）を対象に、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を紹介する。

## 2. リスク情報を活用した規制活動とレベル 1PRA に係る安全研究の活用

## 2-1. リスク情報を活用した規制活動

リスク情報を活用した原子力規制検査では、PRA から得られるリスク情報を日常検査において機器を選定する際に活用することになっている[2]。さらに、検査において発見された指摘事項については、リスク情報を用いて重要度を決めることになっている[3]。

また、新規規制基準では重大事故対策の規制が一つの柱となっており、重大事故対策の有効性を評価する際の事故シーケンスグループの選定のために PRA が活用されている[4]。さらに、原子炉施設の安全性の向上のための評価において、事業者は PRA を実施し、この結果を届出、公表し、原子力規制委員会は事業者が行った PRA 手法及びそれらの技術的根拠を確認することとしている。実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド[5]では、PRA 手法の成熟状況に応じて、PRA の評価範囲を段階的に拡張していくとしており、拡張していく例として内部火災 PRA、内部溢水 PRA 等の実施を挙げている。

このように、PRA を規制活動に活用する機会が増えてきており、活用する PRA の精度向上や地震、津波等の対象範囲の拡張が求められ[6]、規制庁では PRA に係る安全研究を進めている[7]。

## 2-2. レベル 1PRA に係る安全研究の活用例

規制庁では、PRA を規制活動に活用するため、検査ガイド等を作成している。これまでに規制庁で実施したレベル 1PRA に係る安全研究で得た知見[7]を基に、一般社団法人原子力学会の実施基準等[8][9]を参考として、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」[6]を作成した。また、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」[3]を作成し、検査指摘事項の重要度評価に活用している。特に「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」の附属書である「火災防護に関する重要度評価ガイド」[10]では、これまでの安全研究[7]において妥当性を確認してきた火災進展解析コード FDS[11]を用いた詳細な火災伝播解析による火災リスク評価の方法と、適切性確認をした事業者 PRA モデルを組み合わせた評価方法を導入している。

## 2-3. レベル 1PRA に係る課題

規制庁で実施した安全研究の成果は、上記のように原子力規制検査のガイド等に反映されている。これまでに活用した実績では主に施設内にある機器故障等を起因とした内部事象 PRA の範囲に限られており、地震、津波等の外部事象における PRA の安全研究成果の活用までには至っていない。そのような研究成果の活用に至らない要因として、以下にいくつかの課題を例示する。

例えば、PRA の評価の中において、事故の進展が進み、複数の重大事故等対処設備が使用される状況にな

ると、運転員操作の環境悪化や運転員操作の複雑化を考慮する必要があるが、従来の一般的な人間信頼性解析手法（THERP 等）ではこのような状況を考慮することができていない。地震等の外部事象を起因とした場合、一般的な内部事象と比べると原子炉施設内の複数箇所で大不具合が出る点で運転員操作の環境悪化等の影響は顕著になると考えられ、より人間信頼性解析手法の性能が重要になる。

また、外部事象レベル 1PRA では、地震等の外部からの共通する力による炉心損傷を防止する種々の対処設備の故障（機器脆弱性）の関係性については、複数の機器が同じ条件で損傷する等の保守的な評価を実施している。さらに、地震時に津波が発生する場合には原子炉施設に影響する外部からの力の到達時間が異なるなど、対象とする外部事象に応じて原子炉施設に及ぼす影響が複雑となるが、現状、複数の事象が重畳するような災害を対象とする適切な評価の方法が確立されていない。

これらに加えて、PRA の結果が持つ不確かさを特定した上で検査指摘事項の重要度評価等の活動に適切に考慮していく必要がある[12]ものの、これまでのところ明確な考え方や方法論の確立には至っていない。このようなことから外部事象の PRA は、依然としてリスク要因の考慮不足など種々の不確実な要素を含むために、原子力規制検査への活用には課題が多い。したがって、地震、津波等により発生する事故及びトラブルを対象にした PRA に対する安全研究の促進と知見の獲得は、依然として重要性が高い。

### 3. 今後のレベル 1PRA に係る安全研究の計画

#### 3-1. 安全研究計画の流れ

レベル 1PRA の種々の課題を解決するため、規制庁では、令和 4 年度～令和 8 年度の 5 ヶ年計画で安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」[13]を進めている。

この安全研究プロジェクトにおいては、図 1 に示すように、内部事象レベル 1PRA 及び外部事象レベル 1PRA の高度化及び手法開発を行い、原子力規制検査へこれらの研究成果を導入していく研究を実施していく。

#### 3-2. 今後開発していく PRA 手法

外部事象 PRA の手法開発については、特に、地震時に発生する可能性のある津波、地震時に発生する可能性のある火災、地震時に発生する可能性のある溢水等の複数の事象が発生した場合の外部事象レベル 1PRA の手法を開発する。

人間信頼性解析については、米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析[14]に加え、本研究では運転員による複数の操作間の失敗に係る依存関係を解析手法に組み込んでいく。また、ダイナミック PRA については、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が開発したダイナミック PRA 及び米国で開発されている運転員の認知に焦点を当てた人間信頼性解析を基に、本研究では新しくダイナミック PRA と人間信頼性解析を統合させて、刻一刻と変化するプラント状況と運転員との関係を解析できるようにする。これらの研究に加え、レベル 1PRA が持つ不確かさを特定し分類することで、不確かさを明確にして、低減できる不確かさについては低減していく。

#### 3-3. レベル 1PRA の原子力規制検査への導入

原子力規制検査で活用するリスク情報は、内部事象のリスク情報に加え、段階的に外部事象のリスク情報へ拡張することとしている。安全研究プロジェクト「原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究」で得られた成果は、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」や「原子力

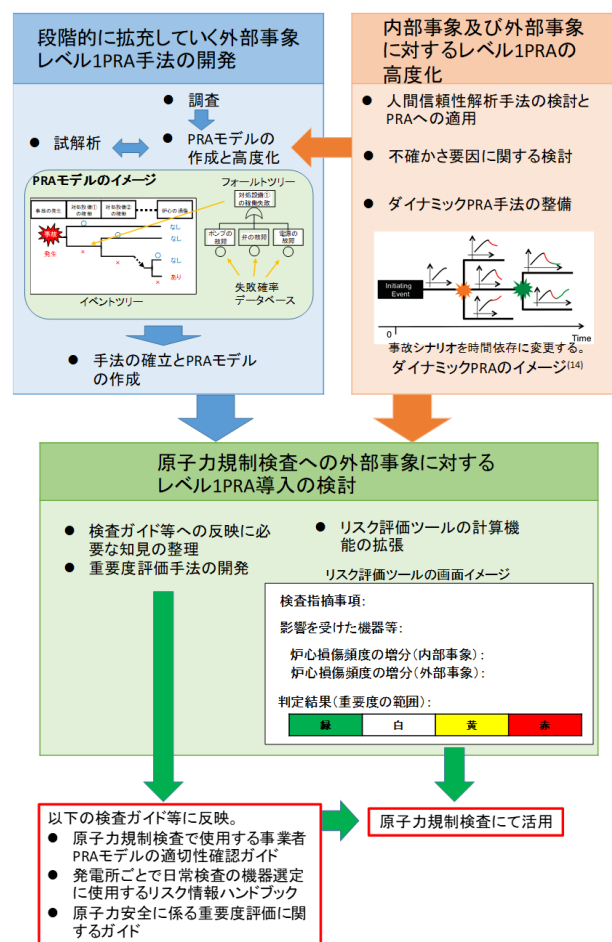


図 1 安全研究計画の概要[13]

安全に係る重要度評価に関するガイド」に反映するとともに、日常検査の機器選定等に使用するリスク情報ハンドブックに得られた知見を追加していく。

#### 4. まとめ

本稿では、リスク情報を活用した規制活動及び今後実施するレベル 1PRA に係る安全研究の計画を示した。今後も原子力規制検査等の規制活動の中で PRA が活用され、同活動がさらに合理的で透明性のある活動になるように、レベル 1PRA に係る安全研究を続けていく。

#### 参考文献

- [1] International atomic energy agency, "Integrated regulatory review service (IRRS) mission to Japan," IAEA-NS-IRRS-2016, January 2016.
- [2] 原子力規制庁、「原子力規制検査等実施要領」、令和元年 12 月、<https://www2.nsr.go.jp/data/000361161.pdf>
- [3] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、原子力安全に係る重要度評価に関するガイド、  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000360584.pdf>
- [4] 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規技発第 1306193 号、平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定
- [5] 「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」、原規規発第 17032914 号、平成 29 年 3 月 29 日原子力規制委員会決定
- [6] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」、<https://www2.nsr.go.jp/data/000360587.pdf>
- [7] 原子力規制庁 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門、「安全研究成果報告書 規制への PRA の活用のための手法開発及び適用に関する研究」、令和 4 年 5 月、<https://www.nsr.go.jp/data/000392321.pdf>
- [8] 日本原子力学会「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）：2013、AESJ-SC-P008、平成 26 年 8 月
- [9] “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008—Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS RA-Sb-2013, The American Society of Mechanical Engineers, 2013
- [10] 原子力規制庁 原子力規制部 検査監督総括課、「原子力安全に係る重要度評価に関するガイド 附属書 5 火災防護に関する重要度評価ガイド」、<https://www2.nsr.go.jp/data/000360576.pdf>
- [11] K. McGrattan, et al., "Fire Dynamics Simulator User's Guide," NIST Special Publication 1019
- [12] 濱口義兼、「確率論的リスク評価（PRA）モデルの現状と課題 内部事象レベル 1PRA」、研究報告会資料、原子力規制委員会原子力規制庁、令和 3 年 5 月、<https://www.nsr.go.jp/data/000353595.pdf>
- [13] 「令和 4 年度安全研究計画」、原子力規制庁、<https://www.nsr.go.jp/data/000398336.pdf>
- [14] The B. John Garrick Institute for the Risk Science, “Human reliability analysis for nuclear power plants using the extended PHOENIX methodology”, GIRS-2019-02, University of California, Los Angeles

---

\*HAMAGUCHI, Yoshikane<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Nuclear Regulation Authority, Japan

## 標準委員会セッション

## リスク情報活用にかかる標準整備への研究成果の活用

Utilization of research results to the development of standards for the risk-informed activities

## (3) NRRC における研究成果と標準等への反映等の関わり

## (3) NRRC research results and their reflection in AESJ standards

\*古田 泰<sup>1</sup>, 桐本 順広<sup>1</sup>, 橋本 和典<sup>1</sup>, 桜本 一夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力リスク研究センター (NRRC), 電力中央研究所 (CRIEPI)

## 1. はじめに

原子力リスク研究センター (NRRC) は、2014 年 10 月、各原子力事業者が、リスクを直視し、規制遵守に留まることなく安全性を追求する意識と仕組が必要との認識のもと、大地震・大津波などの低頻度事象に伴うリスクの低減にかかる技術課題解決や、安全性向上活動への PRA 活用手法の確立のための一元的研究開発体制を構築すべく (一財) 電力中央研究所 (以下、「電中研」) 内に設置された。爾来、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。研究成果は、論文投稿など公知化を進めるとともに、電中研あるいは NRRC のウェブサイトでは報告書の形で公表し、得られた成果の実務への適用支援も行うことで継続的安全性向上の取り組みに活用している。

本セッションでは、原子力学会標準の内、PRA に係る標準について、電中研 NRRC からの人的、研究成果的貢献の実績・見込みについて、事例を交えながらご紹介し、最後に、これまでの電中研 NRRC の取り組みを振り返り、標準活用のための方策について考えを示す。

## 2. NRRC におけるリスク研究開発

## 2-1. 安全性向上を支えるリスク研究開発

NRRC は、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用して、継続的安全性向上の取り組みに貢献してきた。安全性向上を支えるリスク研究開発の概要を図 1 に示す。NRRC は、低頻度だが大きな被害をもたらし得る事象のさらなる解明と対策立案のために、従来の決定論的な手法に加えてリスク情報を活用する手法を適用している。研究開発項目は、事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの 3 つに大別される。事象評価研究は、シビアアクシデントのほか、地震にかかわるハザード・フラジリティ関係(活断層、地震動、断層変位、地盤・斜面・土木構造物耐震、建屋・機器耐震)、津波、火山、強風等の極端気象、また、内部火災・内部溢水に及んでいる。リスク評価技術はこういった内的・外的事象に対する PRA 手法の開発に加え、プラントリスクで重要な要素である人間信頼性、そして、環境放出時影響について研究を進めている。リスクコミュニケーションに関する研究では、このような研究のアウトプットとして生まれる原子力プラントのリスク評価の結果について、事業者内部から公衆に至るまで、広いステークホルダーと意思疎通を図ることが必要と考えられ、その効果的な方策についてフィールドワークも含めて実践的な取り組みも含めた形で進めている。

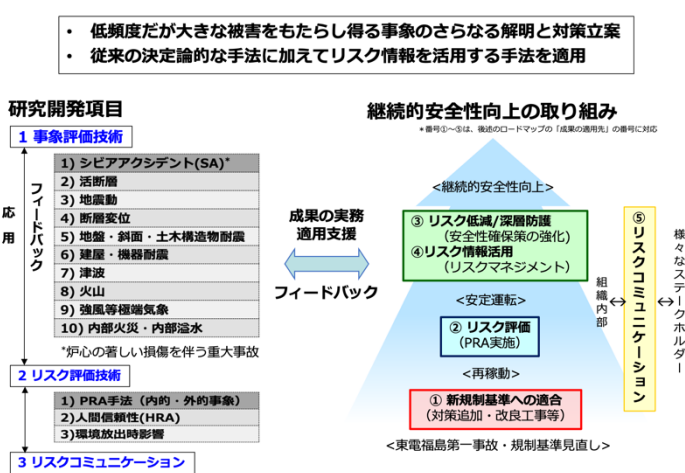


図1 安全性向上を支えるリスク研究開発

このような研究成果を、原子力プラントへ適用することで、継続的安全性向上の取組みに寄与するうえで、NRRC は、自らの研究成果が、事業者の取り組んでいる新規制基準への適合において活用されたり、再稼働後に事業者がおこなう安全性向上評価におけるリスク評価に生かされることで貢献を果たしていると考えている。そのような研究成果の活用が定着する中で、事業者においては、リスク低減／深層防護の観点で安全性確保策の強化を図るが、その際、PRA 評価も参照して実機へのリスク情報の活用が行われる。リスクマネジメントとは、規制基準への適合状態をプラント供用期間中に維持する中で、プラント運用中に生じる多様な状況においてリスクをより低く保ちながら原子力施設としての機能を十全に発揮できるように、リスクの評価とその評価から得られた情報を活用して、安全性の維持・向上を図るものである。そして、リスクコミュニケーションは、PRA 評価そのものの結果よりはむしろ、安全性向上に取り組む事業者の活動も含めた多様な情報を元に、立地自治体、周辺自治体、広く公衆までも念頭に置いて実施される。

## 2-2. NRRC における PRA 技術開発

前節で述べた NRRC 研究開発の事象評価研究、リスク評価技術、リスクコミュニケーションの内、前二者を整理すると図 2 のようになる。左側に、プラントに外乱を与える要因を内的事象と外的事象に大別し、それぞれに含まれる、PRA 評価手法を挙げた。PRA は、リスクを評価する段階に応じてレベル 1（炉心損傷）、レベル 2（格納容器機能喪失、ソースターム評価）、レベル 3（大気中に放出された放射性物質の移流・拡散による被ばく評価、健康影響評価）の段階に分けられる。

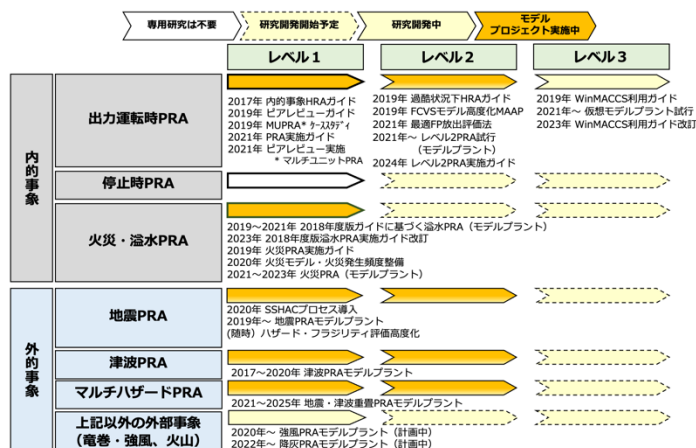


図 2 NRRC における PRA 技術の改良/開発の状況

NRRC ではモデルプラントでのプロジェクト等を実施しながら、それぞれの PRA に必要となる技術開発を行い、ガイド等の形で実務評価において活用可能な形で成果を拠出し、他プラントでの展開を行えるように進めている。

## 3. 原子力学会リスク関連標準と NRRC の研究成果

原子力学会では、内的事象及び各種外的事象を対象としたレベル 1 からレベル 3 に至る PRA 標準を包括的に整備している。NRRC においては、先に述べたようにプラントの安全性向上を支えるリスク研究開発を展開しており、その研究成果も目に見える形で出始めているところである。

これらの NRRC の研究成果は、原子力学会標準の策定に反映できる新知見の一つとして寄与できると考えている。また、原子力学会の PRA 標準では、標準の階層化が検討されてきており、内的事象レベル 1PRA 標準において、要求事項を規定する「基準」と基準に適合する評価手法を規定する「指針」に階層化した新規標準[1][2]が発行されたところである。指針においては、原子力学会に限らず外部の成果においても基準に適合する手法であれば参照することとしており、NRRC の研究成果も標準に適合する評価手法として反映していけるものと考えている。

ここでは、原子力学会の PRA 標準と NRRC の研究成果の標準反映について総括するとともに、その中から次のような研究成果の反映実績例についていくつかをピックアップして紹介する。

### ➤ 内的事象のレベル 1PRA 及び PRA パラメータ推定

運転時、停止時を含めた標準の統合化、標準の階層化素案検討などへの対応、PRA の機器故障率等のパラメータ推定に関わるデータ収集技術やパラメータのベイズ推定技術等を開発し、国内の機器故障率推定に応用した[3]。これらの検討内容はパラメータ推定標準における要求事項記載や附属書での

評価事例記載などに反映が行われた。

➤ 外的事象における断層変位 PRA の評価手法

ハザード評価に関しては決定論および確率論的な断層変位の定量評価手法、フラジリティ評価に関しては断層変位に対する構造物および機器の設計条件の設定とそのフラジリティ評価結果、断層変位 PRA における事故シナリオと事故シーケンス解析を開発し、断層変位 PRA 標準の開発と連動して技術の反映が行われた。

➤ 外的事象における地震 PRA での地震ハザード評価[4]

特に地震ハザード解析専門家委員会(SSHAC : Senior Seismic Hazard Analysis Committee)の手順を用いた確率論的地震ハザード分析 (PSHA) に対する実施プロセスが行われている。日本においては海外に比較し複雑な地震テクトニクス環境からくる技術的課題や不確実さ要素が多く、これらの不確実さや異なる解釈を明示的に検討する SSHAC プロセスは非常に重要性が高い。

さらに NRRC の研究成果が今後標準への活用が期待されるものとして、以下のものが挙げられる。

➤ 火災 PRA 実施ガイド[5]・洪水 PRA 実施ガイド

モデルプラントでの評価とともに火災 PRA 実施ガイド、洪水 PRA 実施ガイドが開発されている。原子力学会の火災 PRA 標準、洪水 PRA 標準は 2014 年の発行から実プラントでの評価実績を待ったまま改定されていないため、今後の改定ではこの研究成果の知見を取り込む事による実用性の向上などが期待できる。また、NRRC のガイドは実務上のガイドとして技術レポートとして反映することなども可能であると考ええる。

➤ 資源エネルギー庁の委託事業による地震 PRA・津波 PRA・地震津波重畳 PRA の技術開発研究

福島第一原子力発電所事故からの教訓として、津波を含む自然外部事象への対策と炉心損傷後の影響緩和対策やリスク評価等が不十分であったことが認識されている。このため、実機プラントを対象に地震 PRA (2014～2016 年度)、津波 PRA (2017～2020 年度) について PRA の整備と評価技術の開発が研究プロジェクトとして行われてきた。現在 (2021 年度～) はこれらの技術開発を受けて地震津波重畳 PRA の実施を通じて、複合ハザード事象を対象とした評価技術開発を行うプロジェクトが開始されている。これらの成果は、ハザードの入力条件の作成手法や津波の建屋浸水解析とフラジリティ評価手法、地震や浸水影響を考慮したソースターム評価等、具体的な評価例として原子力学会標準においても重要な知見となるものと考えられるため、標準改定時にも活用されることが期待できる。

➤ 人間信頼性解析 (HRA) の定性分析ガイド[6]

PRA の高度化に伴い、事故時の緩和シナリオにおける人的対応の影響評価の重要性がより増している。操作・対応での人的過誤事象の発生確率 (人的過誤確率、HEP : Human error probability) をより現実的な評価とするために、定性分析の過程を重視した HRA 定性分析ガイドが NRRC により開発され、各 PRA での活用が始まっている。HEP の定量化手法は、外的事象や複合ハザード PRA に対応するために米国等で開発された新手法等が別途必要となってくることも考えられるが、人的過誤事象が発生する因果関係や文脈、発生に至るまでのタイムラインなど、現実の人間応答を理解するための分析が非常に重要となる。またこのアプローチは内的事象レベル 1 のみならず、レベル 2 や外的事象など様々な PRA でも活用が必要となるため、今後標準においても広く活用されることが期待できる。

#### 4. 標準活用のための方策について

前節でも述べてきたように、NRRC の研究開発は継続的安全性向上の取り組みのための成果の実務適用支援とまたそれらから得られるフィードバックにより、実用性の高い技術開発を目的として実施されてきた。このため技術開発状況にも見られるように、PRA 実施、レベル 2PRA、火災、HRA 等の実用的な実施ガイド

が開発され、これらを実機適用したモデルプラント評価により応用を重ねることで技術向上が図られてきている。また、これらの成果が電中研報告書や学術論文等で公知化されることで、原子力学会のリスク関連規格からも、改定時における要求事項への反映や具体的な評価事例として標準規格から参照可能な技術レポートとして研究成果やガイド自体が活用される段階になりつつある。今後も産業界や学会のニーズを汲み取りながら実用的な研究開発を進めていくことで、学会の標準もより活用しやすいものとなるように連携していくことが重要であると考ええる。

## 5. まとめ

本稿では、NRRC における研究開発の概要や開発技術を概説するとともに、原子力学会のリスク関連標準と NRRC の研究成果の活用について述べた。また、各標準改定時に反映が期待される NRRC のガイド類など研究成果も挙げられている。今後も実務適用研究と現場からのフィードバックを効果的に促進していくことで、リスク低減と安全性向上のたゆまぬ取り組みを支援し、標準規格への最新知見の反映として NRRC の研究成果を活用するための活動を支援していく。

## 参考文献

- [1] 日本原子力学会 標準委員会 “原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する基準（レベル 1PRA 編）：2022”，AESJ-SC-RK010:2022
- [2] 日本原子力学会 標準委員会 “原子力発電所の内的事象を起因とした確率論的リスク評価に関する指針（レベル 1PRA 編）：2022”，AESJ-SC-RK011:2022
- [3] 一般社団法人 原子力安全推進協会，“故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982～2010 年度 29 カ年 56 基データ）”，JANSI-CFR-02, 2016.6
- [4] 酒井俊朗，“確率論的地震動ハザード評価の高度化に関する調査・分析－米国 SSHAC ガイドラインの適用に向けて－”，電力中央研究所報告 O15008, 2016.7
- [5] 内田剛志 他，“国内原子力発電プラントを対象とした火災 PRA ガイドの策定”，電力中央研究所報告 O20001, 2020.6
- [6] 桐本順広 他，“叙事知に重点を置いた人間信頼性解析（HRA）の定性分析ガイド（2020 年度版）”，電力中央研究所報告 O20003, 2021.5

---

\*Tai Furuta<sup>1</sup>, Yukihiro Kirimoto<sup>1</sup>, Kazunori Hashimoto<sup>1</sup> and Kazuo Sakuramoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI).

(Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room G)

## [3G\_PL04] Discussion

\*Akio Yamamoto<sup>1</sup>, Yoshiyuki Narumiya<sup>2</sup>, Yoshikane Hamaguchi<sup>3</sup>, Tai Furuta<sup>4</sup>, Tsuyoshi Takada<sup>5</sup>, Takahiro Kuramoto<sup>6</sup> (1. Nagoya Univ., 2. SC, 3. NRA, 4. CRIEPI, 5. JAEA, 6. NEL)

標準委員会では、リスク情報活用に用いるPRA標準やIRIDM標準、技術レポートを多数発行してきた。また常に新知見やユーザーの経験を取り込み、改定を行ってきた。これら標準の制改定のための知見は、電中研NRRCでのPRA研究と産業界でのPRAの実炉適用からの経験をベースにしている。また、規制庁でも検査制度での活用等の規制活動のための手法開発及び適用に関する研究を実施している。本企画セッションでは、リスク情報活用のさらなる促進に資する研究開発と知見の標準への反映について、関係者による講演を行い、それを受けて、今後標準委員会が行うこと、更には関連学協会への展開や連携の可能性等を意見交換する。

---

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

## [3J\_PL] Improvement activities for domestic NPPs' PRA

Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications

Chair: Yu Maruyama (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room J (E1 Bldg.4F No.42)

---

### [3J\_PL01] NRRC Activities for Good PRA

\*Kazuo Sakuramoto<sup>1</sup> (1. CRIEPI)

### [3J\_PL02] Improvement of PRA at Ikata Unit 3

\*Nozomu Hashimoto<sup>1</sup> (1. YONDEN)

### [3J\_PL03] Challenges emerging from PRA model refinement

\*Go Hasada<sup>1</sup> (1. TEPCO HD)

## リスク部会セッション

## PRA の高度化の活動 ―リスク情報の活用に着目した PRA の改善―

Improvement activities for domestic NPPs' PRA

- Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## (1) PRA の高度化に関する電中研 NRRC の取り組み

## (1) NRRC Activities for Good PRA

\*桜本 一夫

(一財) 電力中央研究所 原子力リスク研究センター

## 1. はじめに

PRA は、原子力発電所の設置許可、安全性向上届出において実施されるとともに、原子力発電所の日々の運用における安全性向上に有効なリスク情報を提供することに活用されている。リスク情報のプラント運用への適用の推進にあたり、国内外の専門家による技術会議 (NRRC 技術諮問委員会)、PWR 及び BWR の PRA 高度化プラントを対象とした PRA 海外専門家レビューを推進し、海外の実践 (State of the practice) PRA と同レベルとなるように、国内整備に向けた PRA の見直し及び技術検討を行い、PRA の高度化を支援してきた。

本稿では、NRRC において実施している、リスク情報の活用に着目した PRA の高度化の活動と改善の活動について紹介する。

## 2. NRRC の取り組み

NRRC は、PRA に必要となる技術やノウハウを獲得するための研究開発拠点として発足し、最新手法を研究開発し用いることで、電力事業者のリスク情報活用を支援している。NRRC では、研究開発のために 3 チーム体制を構成し、リスク情報活用推進チームにおいて、PRA パラメータ整備、PRA の外部レビュー、人材育成などを通じて、PRA の改善に寄与している。

## 3. PRA パラメータ整備

NRRC では、我が国の PRA 用パラメータを整備するため、パラメータ整備 WG を設置し、世界標準に則ったデータ収集方法と体制の構築を進め、パラメータ評価手法の技術検討を行っている。NRRC では、各電力事業者が収集したプラント個別データを集約して、電力事業者共通の機器故障率データを推定・提供するだけでなく、共通原因故障、アンアベイラビリティ時間、外部電源喪失発生頻度などの技術検討も行っている。

## 4. PRA の外部レビュー

日本の PRA は世界標準 (State-of-the-Practice) より見劣りする部分 (起因事象項目、人間信頼性評価手法、故障率データなど) があるため、PWR、BWR の代表プラントを決め、海外の PRA 専門家のレビューを受け PRA モデルの高度化を図っている。また、レビューの成果については NRRC 技術諮問委員会において、国際的権威から助言を受けている。

## 5. 人材育成

リスク情報を活用した意思決定の今後の継続的な実施を見据え、PRA を含む必要な機能を担う人材を育成する必要があり、職務やレベルに応じて、①PRA およびリスク情報活用基礎教育 (導入編)、②PRA 実務者育成教育 (PRA 実務者編)、③リスク情報活用教育 (発電所リーダー編) の 3 つの育成プログラムを活用して人材育成に取り組んでいる。

---

\*Kazuo Sakuramoto

Nuclear Risk Research Center (NRRC), Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)

## リスク部会セッション

## PRA の高度化の活動 ―リスク情報の活用に着目した PRA の改善―

## Improvement activities for domestic NPPs' PRA

## - Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## (2) 伊方 3 号機における PRA の高度化について

## (2) Improvement of PRA at Ikata Unit 3

\*橋本 望<sup>1</sup>, 山下 博文<sup>1</sup>, 岡本 直道<sup>1</sup>, 片上 雄介<sup>1</sup><sup>1</sup>四国電力(株)

## 1. 伊方 3 号プロジェクトの活動

伊方発電所の安全性向上のための取り組みとして、従前より設備の保全重要度の設定や施設定期検査時におけるリスク評価・管理などに確率論的リスク評価（PRA：Probabilistic Risk Assessment）を適用し、発電所のリスク管理に活用してきた。

平成 27 年 1 月より、一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター（NRRC）の支援を得て、伊方 3 号機を国内加圧水型原子炉（PWR）のパイロットプラントとし、海外で実践されている現実に即した PRA（Good PRA）の構築に向けた PRA の改善活動「伊方 3 号プロジェクト」を開始した。

本プロジェクトでは、NRRC の技術諮問委員会（TAC）の提言に基づき、PRA モデルのイベントツリー等の高度化、PRA パラメータの高度化、人間信頼性評価の高度化等を行い、その成果を伊方 3 号機の初回の安全性向上評価に活用した。

## 2. 海外の PRA 専門家によるレビュー

平成 29 年 1 月より NRRC の支援を受け、海外の PRA 専門家によるレビューを実施している。これまで合計 7 回のレビューにより、地震 PRA、出力運転時及び停止時の内的事象 PRA を対象としたレビューの他、レビューコメントの技術課題への対応方針に関する議論等を実施している。レビュー結果を受け、海外の最新知見を取り入れた起因事象発生頻度の評価、最適条件での成功基準解析の実施、PRA モデル説明書への根拠情報の記載充実等の改善を進めている。

- ・第 1 回(2017 年)：地震レベル 1&2
- ・第 2 回(2017 年)：出力運転時内的事象レベル 2
- ・第 3 回(2018 年)：出力運転時内的事象レベル 1（1 回目）
- ・第 4 回(2018 年)：出力運転時内的事象レベル 1（2 回目）
- ・第 5 回(2019 年)：停止時内的事象レベル 1
- ・第 6 回(2020 年)：実施済みレビューに対するフォローアップ等
- ・第 7 回(2021 年)：実施済みレビューで受けたコメントへの対応方針確認

## 3. レビューコメントへの対応方針

レビューで受けた指摘事項、改善提案への対応を合理的かつ計画的に進めるため、図 1 に示すフローに基づき対応方針を分類した。NRRC 研究においてパラメータ整備（機器故障率、共通要因故障パラメータ、待機除外時間パラメータ）等が進められているものはその成果を活用することとし、その他のコメントに対しては、技術的課題の有無や PRA の評価結果への影響の大きさ等から対応方針を分類し、技術検討並びに PRA モデル及びモデル説明書への反映を進めている。反映した内容については、海外 PRA 専門家にフォローアップレビューを受ける予定である。

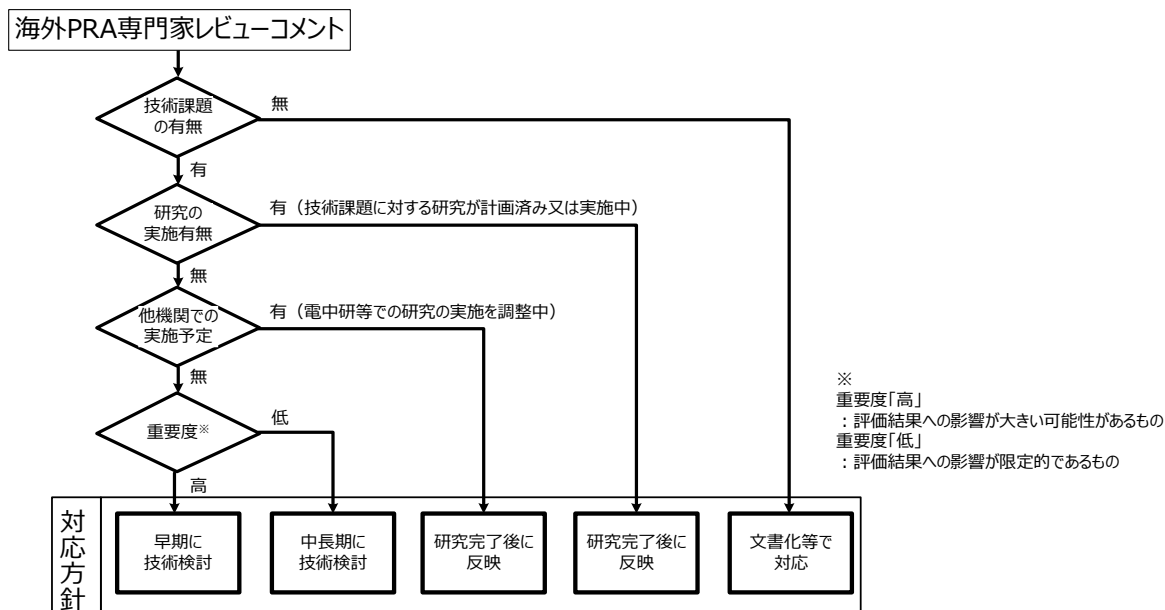


図1 海外 PRA 専門家レビューコメントの対応方針分類フロー

#### 4. レビューコメントへの対応

レビューコメントへの対応例として、稀有な起因事象の発生頻度評価の改善を実施した。PRA の高度化以前は、工学的判断に基づく頻度推定、または、日米の発生実績及び運転時間に基づく単純な頻度評価（日米の発生実績÷日米の運転時間）であったが、米国 PRA 知見及び運転実績を考慮した事前分布に対して国内データでバイズ更新する評価方法に改善した。国内実績のみでは推定が困難な稀有事象について、その不確かさを含めた起因事象発生頻度の評価精度の向上が図られた。

#### 5. PRA の高度化とリスク情報の活用

伊方3号機の初回の安全性向上評価において、PRA の結果から抽出した追加措置を紹介する。通常運転中、保守のため原子炉補機冷却水ポンプを待機除外する際、原子炉補機冷却水系統の負荷を制限する運用を追加措置として抽出し、同運用を整備した。具体的には、保守によりポンプを待機除外している間に運転ポンプが故障した場合、他の運転ポンプが過負荷により停止して原子炉補機冷却水系統機能が全喪失する事故シナリオのリスク寄与が大きいことを特定できた。このため、ポンプを待機除外する際は予め原子炉補機冷却水系統の負荷制限を図り、過負荷によるポンプ停止を防ぐ運用を整備した。TAC 提言に基づく PRA の高度化により、系統の構成機器をフォールトツリーでモデル化することで、個々の機器の待機除外や故障の組み合わせによって系統機能喪失頻度の評価が可能となり、同事故シナリオのリスク寄与が大きいことを把握できた。PRA の高度化前には特定できなかった事故シナリオであり、高度化により具体的な発電所の安全性向上に繋がった事例である。

PRA の高度化により、発電所のリスクに対して有意な事故シナリオを特定できる他、設備や運転操作のより現実的なリスク寄与の大きさを把握することが可能となる。発電所の設備情報、運用情報を PRA モデルの設計情報として適宜反映し、PRA から得られるリスク情報を発電所マネジメントへ活用（リスク情報を活用した意思決定：Risk-Informed Decision-Making:RIDM）することで、プラント全体のリスク低減と安全・安定運転の継続をより強固なものとしたい。

\*Nozomu Hashimoto<sup>1</sup>, Hirofumi Yamashita<sup>1</sup>, Naomichi Okamoto<sup>1</sup> and Yusuke Katakami<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Shikoku Electric Power CO.,Inc.

## リスク部会セッション

## PRA の高度化の活動 ―リスク情報の活用に着目した PRA の改善―

## Improvement activities for domestic NPPs' PRA

## - Improvement of PRA toward Risk-Informed Applications -

## (3) PRA モデルの高度化から見えてきた課題

## (3) Challenges emerging from PRA model refinement

\*羽佐田 剛<sup>1</sup>, 喜多 利亘<sup>1</sup>, 寶田 翔<sup>1</sup><sup>1</sup>東京電力ホールディングス(株)

## 1. 緒言

当社では福島第一原子力発電所事故の反省も踏まえ、原子力の安全性向上について更なる高みを目指すため、PRA の活用等をはじめリスクに向き合い安全性を継続的に向上させる取組を進めている。また、電事連大では発電所の継続的な安全性向上を目指した取り組みとして、リスク情報に基づく意思決定 (RIDM) を導入しており、リスクを定量化できる PRA から得られる知見を活用している。

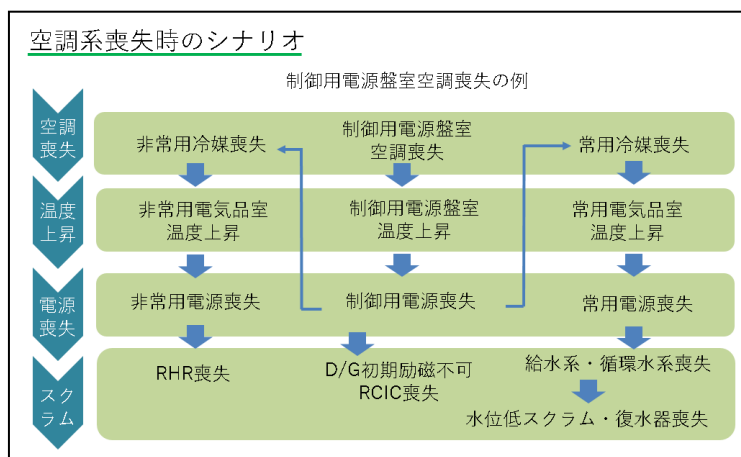
RIDM の実践、適用拡大には高品質な PRA が必要であり、国際水準に比肩する PRA (Good PRA) の構築に向け、柏崎刈羽発電所 7 号機を国内沸騰水型原子炉 (BWR) 電力のパイロットプラントとする PRA の改善活動「KK-7 プロジェクト」を一般財団法人電力中央研究所原子力リスク研究センター (NRRC) の支援を得て開始した。この中で、海外の PRA 専門家によるレビューを通じて得られた情報に基づき PRA の改善を進めている。

## 2. 高度化から見えてきた課題

当社ではこれまで柏崎刈羽発電所 7 号機の各種 PRA において様々なモデルの高度化を実施している。当社が目指す高度化とは、ただ単純にモデルを精緻化することに拘るのではなく、実用的に使うことが可能で適切なリスクプロファイルを導き出すための手段を構築することである。

モデルの高度化を実施していく中で新たな課題も見えてきており、空調系機能喪失の大きなリスク寄与を認識している。モデル高度化の中で電気品室を対象に簡易的な室温評価は行ったものの、空調系機能喪失によって短期間で室温が電源盤の設計上限温度に到達する評価となっており、その評価を基に CDF を算出しているため現実的な評価となっていない可能性がある。また、空調系機能喪失時の緩和手順が定められていないため、PRA モデル上でも緩和策に期待できず、同様に CDF が高く評価されている

可能性が考えられる。空調系機能の喪失に対しては、より現実的な条件に基づく温度評価の実施、空調系機能喪失時の対応手順の明確化、電源盤の耐熱性の見直し等を検討していく。

\*Go Hasada<sup>1</sup>, Toshinobu Kita<sup>1</sup>, Sho Takarada<sup>1</sup><sup>1</sup>Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc

---

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

## [3K\_PL] Activities for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

Chair: Takashi Takata (UTokyo)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room K (E1 Bldg.4F No.43)

---

### [3K\_PL01] KEPCO's Mihama Unit 3 Activities for Restart and Long Term Operation

\*Akira Tanahashi<sup>1</sup> (1. KEPCO)

### [3K\_PL02] ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

\*Hirohisa Tanaka<sup>1</sup> (1. ATENA)

## 原子力発電部会セッション

## 原子力発電所の 40 年超プラントの再稼働対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activities for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

## (1) 美浜 3 号機の再稼働および今後の長期運転に向けた取り組み

## (1) KEPCO's Mihama Unit 3 Activities for Restart and Long Term Operation

\*棚橋 晶<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 関西電力株式会社

## 1. はじめに

昨年 2021 年 6 月 29 日、美浜発電所 3 号機（加圧水型原子炉、定格熱出力 82 万 6 千 kW）は、新規制基準下において国内初となる 40 年超運転プラントとして、約 10 年ぶりとなる再稼働を実現した。再稼働に至るまでには、原子力規制庁による厳格な審査、数多くの新規制対応工事の実施、実施した工事の使用前検査等に対して、社内一丸となって取り組みを行ってきた。

本稿では、これら取り組みのうち、発電所の最前線で実施した新規制対応工事管理、使用前検査を含む再稼働時の準備や管理についての経験を紹介するとともに、現在進めている長期運転への理解に向けた取り組みとして外部組織のレビュー活動について紹介する。

## 2. 美浜発電所の概要と主な新規制対応工事

美浜発電所は福井県敦賀半島の西側に位置しており、半島とは陸続きにはなっているものの、途中のアクセス道路は地域住民の生活道路かつ狭隘であることから、非常時以外には使用せず、発電所へは専用の橋梁から丹生湾を横断して入構する立地となっている。また、敷地面積は約 59 万 m<sup>2</sup> と弊社の発電所の中では最も小さな発電所である。（図 1）



図 1 美浜発電所全景（東日本大震災前に撮影）

プラント状況は 1 号機、2 号機は既に廃止措置中であり、唯一 1976 年 12 月に営業運転を開始した

40 年超の 3 号機が稼働中である。3 号機の新規制対応工事については原子炉設置変更許可申請等を 2015 年 3 月に初回申請し、2017 年 6 月に本格着工した。新規制基準においては、基準地震動（Ss）が大幅に引き上げられ、当社発電所の中でも最大の 993 ガルとなったことから、新規制対応工事においても耐震強化工事が中心となったことが特徴である。

## 3. 新規制対応工事及び使用前検査等の管理体制

新規制対応工事については美浜発電所の狭隘な敷地、発電所内のアクセス性、耐震対策等による多岐に渡る大規模工事に対して、安全を十分に確保しつつ円滑かつ早期に完了させることが求められた。また、新規制対応工事に伴い実施が必要な使用前検査や再稼働に伴い必要な機器点検等も抜けなく確実に実施する必要があった。

このため、発電所内に新規制対応工事を管理するエリア調整及び工程会議と再稼働に向けた活動を管理する再稼働検討会議の 2 つの会議体を新たに設置し、所員が主体的に活動を実施した。

### 3-1. エリア調整及び工程会議

従来、定期検査時における点検、補修工事は、技術課が機器保全を担当する保修課および、主要な協力会社（メーカー含む）を集め、一元的に工事エリア、時期調整を実施してきた。しかし、新規制対応工事では、1日あたり数百件に及ぶ増改造工事、約 3,000 名に及ぶ作業員数が長期にわたり継続したことから、当初、管理不能に陥り大混乱をきたした。（図 2.3）

このため、発電所内を 10 箇所のエリアに区分し、それを管理する WG（ワーキンググループ）を発足させるとともに、4 つの機能別 WG を発足させた。各 WG は、各々業務を主に所管する課長級の職員を責任者として定め、主体的に調整を実施させた。

この WG は、関係する関電社員、協力会社（メーカー含む）社員で構成されており、毎週調整会議を実施するとともに、毎月 1 回、WG 全体への情報共有、および発電所幹部への状況報告を実施した。これにより、関係者全員が全体進捗を把握するとともに、課題を共有することで、迅速な対応策の立案や判断ができ、不測な工程遅延を防止できた。更に、毎月 1 回原子力事業本部との状況、課題の共有を行うことで、経営層のタイムリーな判断も可能となった。



図 2 格納容器外部遮蔽壁耐震補強工事



図 3 構台設置工事

### 3-2. 再稼働検討会議

新規制対応工事が上記 WG により順調に進捗していることを踏まえ、2019 年 5 月に再稼働を実施するにあたり必要な工事以外の課題（規制との整合確認、検査、訓練、通常機器点検等）に対しても計画的に準備を進めるため、新たな会議体として再稼働検討会議を発電所に発足させた。また、この会議体は、当初 6 つの WG から組織したが、工事終了間近の 2020 年 8 月には、3-1 項の WG も含め再稼働準備を中心とした会議体に再編した。（図 4）

この WG の責任者は 3-1 項で述べた WG が保修課主体で組織したものに対して、管理部門の課長級職員を中心に責任者を定め運用した。これにより発電所員がより一体感をもち再稼働に邁進することができた。

また、この WG においても、毎月 1 回の頻度で全体会議を開催し、各 WG の情報共有や発電所幹部への状況報告を行い、迅速な対応策の立案、判断を行うことで効果的な運用を実施した。

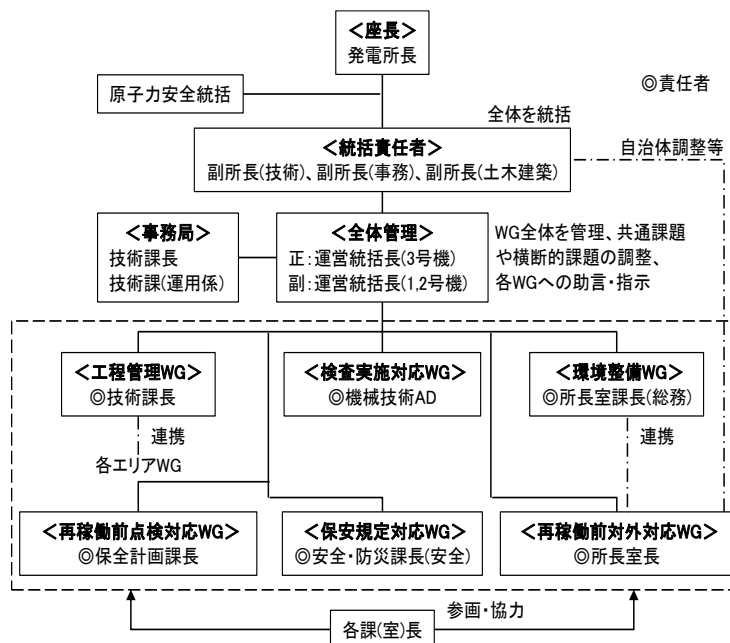


図 4 再稼働検討会議体制図

#### 4. 再稼働時の取組み

##### 4-1. 再稼働各ステップでのプラント点検

再稼働に際しては、プラントの停止期間が約 10 年にも及んだこと、国内初の 40 年を超えるプラントの起動であったことから、細心の注意を払っての稼働とするため、再稼働工程の各ステップにおいて重点的な点検・確認を実施した。

まず、従来は各設備を所管する箇所任せていた復水器真空上昇時、1 次冷却材系統水張前、1 次冷却材系統昇温・昇圧前の計 3 回のステップにおける点検を「総点検」と称し、発電所員、協力会社員など延べ約 300 名の体制で実施した。また、点検に際しては、JANSI より米国 40 年超のプラントの経年劣化事象からプラントトリップ・出力変動事象に結びつく可能性のある経験部位について教示頂き、重点的に点検を実施した。

次に原子炉起動前、発電機並列前、一定熱出力運転到達後の計 3 回のステップにおける点検を「集中的な安全確認」と称し、発電所員、協力会社、先行再稼働の経験を有する大飯発電所員、当社 OB など延べ約 430 名の体制で確認を実施した。ここでは影響の大小に関わらず約 460 件の気づき事項を抽出し、直ちに処置を実施することで、確実な再稼働に繋げることができた。(図 5.6)



図 5 発電所幹部による意識づけ



図 6 赤外線による温度診断状況

##### 4-2. プラント運営監視体制強化

美浜発電所における燃料装荷開始からの運営は、万一の事故発生に備え当社社員の協力会社員を合わせて、休日夜間も含め常に 49 名体制により行われている。再稼働に当たっては、燃料装荷から本格運転に至るまでの期間を「特別な監視体制期間」として、当社の特別管理職社員 11 名、協力会社社員（メーカーを含む）10 名以上を追加常駐させて不測な事態に備えた。

更に原子炉起動から定格熱出力一定運転に到達するまでの期間は「重要な局面」と位置づけ当社社員を 5 名増員、協力会社社員（メーカー含む）を 20 名増員して対応にあたった。この結果、昼夜を問わず様々な兆候や事象を捉え迅速な対応を行うことで、円滑な起動を行うことができた。

(図 7)

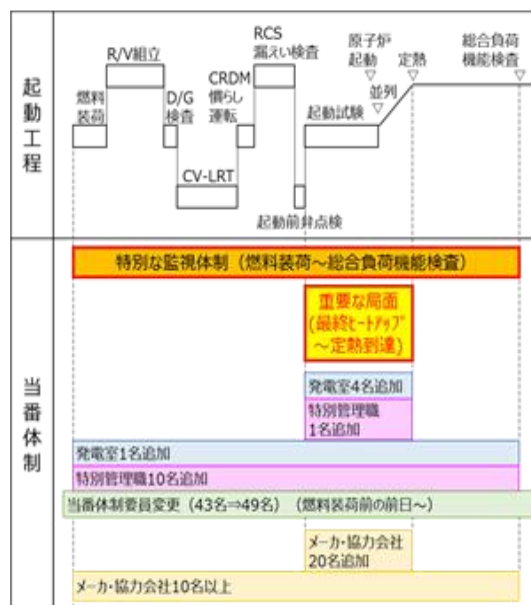


図 7 プラント運営監視強化体制

#### 5. 今後の長期運転に向けた取組み

今回の新規制下での再稼働は、特定重大事故等対処施設が完成していないことにより、約 4 ケ月間の短期の運転期間であったが、今後運転開始後 60 年までの長期運転においては、更なる機器保全活動の充実、マネジメントを含む運用の充実を図っていく必要がある。これら改善活動については、社内の確認体制はもとより、外部専門家の意見を積極的に聴取し、改善活動に繋げる必要がある。このため当社では、長期運転に

係る外部専門家レビューを受けるため、2022 年 5 月に国際原子力機関（IAEA）の SALTO（Safety Aspects of Long Term Operation）チームを美浜発電所に招聘することを決定した。この調査は約 5 年以上に亘り、調査から改善状況の確認まで行われるレビューであり、この調査を通して更なるプラント運営の改善を図っていくものである。（表 1）

表 1 SALTO レビューの分野

| 分野  | 項目                              | レビュー内容                                                           |
|-----|---------------------------------|------------------------------------------------------------------|
| 分野A | 長期運転のための組織/体制                   | 関連する規制基準、LTOのための組織、方針<br>現行の安全解析書や他現行認可ベース文書<br>設計基準図書含めた構成/変更管理 |
| 分野B | 長期運転のためのSSCスコープ及びプラントプログラム、是正処置 | SSCのスコーピング、スクリーニングの方法/基準<br>保守管理、ISI、サーベランス、水質管理 是正処置            |
| 分野C | 機械設備の経年劣化管理                     | 各機器/設備の経年劣化管理                                                    |
| 分野D | 電気/計装設備の経年劣化管理                  | AMP及びTLAA                                                        |
| 分野E | コンクリート構造物の経年劣化管理                | EQ管理、旧式化管理                                                       |
| 分野F | 長期運転のための人的資源、力量及び知識管理           | 人的資源に関する方針と戦略<br>LTOに関する力量管理（訓練、資格認定等）<br>LTOに関する知識管理と技術伝承       |

SSC : Structures, Systems and Components 構造物、系統および機器  
AMP : Ageing Management Program 経年劣化管理プログラム  
TLAA : Time Limited Ageing Analyses 期間限定経年劣化解析

## 5. まとめ

今回の美浜発電所 3 号機の再稼動に際しては、国内初の 40 年超運転プラントの再稼動ということで、注目度が非常に高く、極度の緊張感の下での再稼動であったが、当社社内、メーカー・協力会社が一丸となり、主体的に問題を解決し、一步一步着実に進めていくことで無事成し遂げることができた。

今後も緊張感をもって、プラント運営を行うとともに、外部レビュー等の意見に真摯に対応、改善活動を行うことで、地域の方々の信頼を得つつ、安全安定運転を行っていく。



\*Akira Tanahashi<sup>1</sup>

<sup>1</sup>The Kansai Electric Power Co., Inc.

## 原子力発電部会セッション

## 原子力発電所の 40 年超プラントの再稼動対応および安全な長期運転に向けた経年劣化に関する取り組み

Activities for restart of nuclear power plants over 40 years old and Aging-management for safe long-term operation of nuclear power plants

## (2) 安全な長期運転に向けた経年劣化管理に関する ATENA の取り組み

(2) ATENA's Initiatives on Aging Management for Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants

\*田中 裕久<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 原子力エネルギー協議会 (ATENA)

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらないより高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めているところである。

ATENA は、このような原子力産業界の自律的かつ継続的な取り組みを定着させることを目的に、2018 年 7 月に、原子力事業者、メーカー及び関係団体など 19 の法人・団体を会員として設立され、「原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用しながら、原子力発電所の安全性に関する共通的な技術課題に取り組み、自主的に効果ある安全対策を立案し、事業者の現場への導入を促すことにより、原子力発電所の安全性をさらに高い水準に引き上げる」ことをミッションとして活動を行っている。

現在、ATENA では、安全性向上に向けた重点項目の一つとして、安全な長期運転に向けた経年劣化管理に係る取組を行っている。

## 2. 現状の取組

国内における経年劣化管理の取組と海外の知見を比較分析することにより、物理的な劣化に加え非物理的な劣化にも着目し、従来の取組を強化する以下の 3 つの分野を抽出し、それぞれに関するガイドを作成するなどの活動を実施している。

## ① 長期停止期間中の経年劣化管理 ②設計経年化管理 ③製造中止品管理

更に、①の取組に加え、プラント運転中も含めた経年劣化管理に係る取組として、80 年運転認可がなされている米国の知見などを参考に、経年劣化評価に関する知見拡充事項を取りまとめたレポートを作成し、現在もレポートの改訂に向け、更なる知見調査を実施しているところである。

また、上記の包括的な取組の他、運転経験から得られた新知見についても技術的共通課題と考えられるものは、個別にその解決等に向けた取組も行っており、現在は、大飯 3 号機加圧器スプレイ配管溶接部の粒界割れ事象を踏まえ、PWR 一次系ステンレス鋼配管粒界割れに関する知見拡充に取り組んでいるところである。

## 3. 今後の取組

経年劣化管理に関する諸活動（研究開発、規格策定等）を戦略的・体系的に行っていくためには、最新知見・運転経験等を踏まえて課題を整理し、それらに基づき活動の方向性と達成目標を設定・実施していく機能が必要である。

そのため、ATENA に経年劣化知見拡充 WG を設置、関係機関が一堂に会し連携し、最新知見・運転経験等に係る情報を収集・分析することにより、活動計画（研究開発計画等）を策定・実行していく。

国内では 40 年の運転期間を経験したプラントも現れ、知見は蓄積しつつあるものの、経年劣化管理に関する知見は常に更新・拡充していくべきものであるとの見地に立ち、ATENA としては、引き続き経年劣化管理に関する取組を行い、原子力発電所の安全な長期運転に貢献していく。

---

\*Hirohisa Tanaka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Atomic Energy Association

---

Planning Lecture | Joint Session | Nuclear Data Subcommittee, Investigation Committee on Nuclear Data

## [3N\_PL] Present Status and Applications of Activation Cross Section Data for Nuclear Reactor Decommissioning

Chair: Tokio Fukahori (JAEA)

Fri. Sep 9, 2022 1:00 PM - 2:30 PM Room N (E2 Bldg.1F No.102)

---

[3N\_PL01] Summary of JENDL-5 activation cross section data

\*Nobuyuki Iwamoto<sup>1</sup> (1. JAEA)

[3N\_PL02] Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

\*Keisuke Okumura<sup>1</sup> (1. JAEA)

[3N\_PL03] Significance and necessity of nuclear data in the backend field (in decommissioning and waste management)

\*Ken-ichi Tanaka<sup>1</sup> (1. IAE)

[3N\_PL04] Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for near surface disposal

\*Mami Kochiyama<sup>1</sup> (1. JAEA)

## 核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

## 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用

Present Status and Applications of Activation Cross Section Data  
for Nuclear Reactor Decommissioning

## (1) JENDL-5 放射化断面積データの概要

## (1) Summary of JENDL-5 activation cross section data

\*岩本 信之<sup>1</sup><sup>1</sup>JAEA

## 1. 背景

評価済核データライブラリである JENDL の特殊目的ファイルには、原子炉での中性子照射による放射化量推定用に放射化断面積ファイル 96 (JENDL/A-96) [1]と原子炉施設廃止措置用放射化断面積ファイル 2017 (JENDL/AD-2017) [2,3]があり、それぞれ 1996 年 3 月と 2018 年 3 月に公開された。

特に、JENDL/AD-2017 では、原子炉施設の廃止措置における放射性核種の生成量評価で必要となる 30 日以上及び超長半減期の放射性核種を生成する親核種 (311 核種) が選定され、それらの放射化断面積が整備された。また、ORIGEN-S 用 199 群放射化断面積ライブラリ (MAXS/AD-2017) も 2021 年 5 月に公開され、利用可能となっている[4]。

JENDL/AD-2017 の利用に当たり原子炉構造材を構成する主要な元素に加えて、構造材に含まれる微量元素の放射化量評価も必要となっていた。そのため、微量元素の放射化量評価を網羅するには、少なくとも JEFF-3.1/A 程度の核種数 (774 核種) の収録が必要であるとの指摘があった[5]。また、短寿命核種であっても、詳細な放射化量を把握するという観点から、放射性核種を生成し得る断面積の整備が要求されていた。

## 2. 核データライブラリ

## 2-1. JENDL-5

汎用評価済核データライブラリである JENDL-5 が 2021 年 12 月に公開された[6]。中性子サブライブラリ (オリジナル) には、H (原子番号 Z=1) から Fm (Z=100) までの 795 核種に対する中性子入射反応データが収録されており、最大入射エネルギーは 20MeV もしくは 200MeV となっている。中性子サブライブラリには派生データとして、(1) ポイントワイズデータ (0K)、(2) ポイントワイズデータ (300K)、(3) u20 データ (最大入射エネルギーが 20MeV のデータ)、(4) 放射化断面積データ (JENDL-5/A) の 4 つがある。JENDL-5/A では、JENDL-5 から放射化量の推定に必要なデータのみが抽出され収録してある。また、JENDL-5/A とセットでの利用が想定されるのが崩壊データサブライブラリである。このサブライブラリには、中性子及び H から Og (Z=118) までの 4071 核種に対する崩壊データが収録されている。

## 2-2. JENDL-5/A

JENDL-5/A には <sup>4</sup>He を除く 794 核種に対して 12,770 反応が収録され、最大エネルギーは 20MeV、温度は 293.6K のポイントワイズ断面積データが与えられている。前版の JENDL/A-96 (233 核種、1,827 反応) や JENDL/AD-2017 (311 核種、4,549 反応) と比較すると、JENDL-5/A の収録データ量は前版より圧倒的に増え、多くの利用要求を包含するようになっている。なお、これらのデータ量は JEFF-3.1/A の 774 核種、12,617 反応に匹敵している。また、核データは反応チャンネルごとに収録されている。

ファイルの構成として、オリジナルとの違いは以下の通りである。MF2 (共鳴パラメータ収録) の共鳴データはポイントワイズ断面積で表現し、MF3 (断面積収録) と MF10 (アイソマー生成断面積収録) へ収録した。これに伴って、MF2 から共鳴パラメータを削除し、散乱半径のみの情報となっている。MF3 では、放射化量推定に不要な全断面積や弾性散乱断面積、部分断面積を削除してある。MF9 (アイソマー生成断面積比) のデータは MF3 のポイントワイズ断面積を基に断面積データに変換し、MF10 に移行してある。なお、MF4-

6（角度分布やエネルギースペクトル収録）、MF9、MF12-15（ガンマ線データ収録）は削除されている。MF32-35（共分散データ収録）にある共分散データも放射化量推定への利用には不十分なため、JENDL-5/A では削除した。収録されているデータをまとめると MF1,2,3,8,10 となるが、MF3,8,10 にのみ実用となるデータが収録されている。

### 2-3. MF3（断面積収録）と MF10（アイソマー生成断面積収録）との関係

MF10 にはアイソマー生成断面積が収録されているが、MF10 がある場合には対応する MF3 の断面積を削除してある。これは MF3 にある全体の反応断面積が MF10 にある個々のアイソマー生成断面積から再現可能であることと、MF3 と MF10 の断面積の間で不整合が生じないように配慮したためである。例外として非弾性散乱がある。放射化断面積では、基底状態が標的であった場合にはアイソマー状態の生成断面積が MF10 に収録されるが、アイソマー状態が標的の場合には基底状態の生成断面積が MF10 に収録されている。MF10 には基底状態かアイソマー状態のどちらかの断面積しかないため、MF3 に全体の非弾性散乱断面積を収録した。

### 2-4. 崩壊データとの関係

崩壊データを収録する MF8 には、基底状態と MF9 や MF10 があればアイソマー状態の励起エネルギー、アイソマー番号、断面積データが収録されている MF 番号が記載されている。JENDL/AD-2017 のアイソマー番号は、アイソマーとなっている励起レベルに対して基底状態からの番号が記載されていた。この方法では、利用している励起レベル情報が異なるとレベル番号が変わるため利便性が低下する。この点を考慮して、JENDL-5 ではアイソマーとして現れた順番をそのまま入れることにした。崩壊データサブライブラリでも同様のルールに則って作成したので、JENDL-5/A との核種と状態の対応付けが容易になっている。

## 3. まとめ

汎用評価済核データライブラリ JENDL-5 では特殊目的ファイルの放射化断面積ファイルを統合することを目的の一つとして開発され、中性子サブライブラリの派生ファイルとして放射化断面積データ（JENDL-5/A）を提供した。JENDL-5/A の収録核種数、反応数を増やすことで実用上十分な範囲を網羅している。崩壊データサブライブラリとの整合性を高めることで、利用者の利便性を高めた。

[1] Y. Nakajima et al., JAERI-M 91-032, p.43 (1991)

[2] K. Shibata et al., JAEA-Conf 2016-004, p.47 (2016)

[3] N. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. to be submitted (2022)

[4] C. Konno, JAEA-Conf 2020-001, p.193 (2020)

[5] K. Okumura et al., JAEA-Conf 2015-003, p.43 (2016)

[6] O. Iwamoto et al., J. Nucl. Sci. Technol. submitted (2022)

---

\*Nobuyuki Iwamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

## 核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

## 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用

Present Status and Applications of Activation Cross Section Data  
for Nuclear Reactor Decommissioning

## (2) 近年の評価済み核データライブラリを用いた放射化計算における留意点

## (2) Points to note in activation calculations using recent evaluated nuclear data libraries

\*奥村 啓介<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構 (JAEA)

## 1. はじめに

本件では、主に原子力施設の廃止措置に向けた放射化計算において、量的にも質的にも詳細化が進んでいる近年の評価済み核データを用いた放射化計算を行う場合の課題について紹介する。

## 2. 計算コードとデータ

原子力施設の廃止措置に関連した放射能濃度の計算は、一般に中性子輸送計算と放射化計算（核種崩壊生成計算）とで構成される。以下では、中性子輸送計算について簡単に触れ、主に放射化計算の部分について近年の評価済み核データの利用を踏まえた留意点を紹介する。

## 2-1 中性子輸送計算

中性子輸送計算には、MATXS 形式の炉定数ライブラリを用いる 2 次元または 3 次元の DORT や TORT などの  $S_N$  輸送計算コード[1]が利用されることが多い。これらの計算では、体系の特徴に応じて、中性子の深層透過、ストリーミング、コンクリート中の水分による漏洩中性子の熱化などに配慮して、多群断面積の群構造やその他の離散化条件などの最適化が求められる。遮蔽計算によく利用されてきた MATXSLIB-J33（熱中性子 1 群）[2]は、コンクリート材を含む体系の計算には向かないため、日本において JENDL-4.0 以降に作成されている MATXS 形式の中性子断面積ライブラリは、VITAMIN-B の群構造(高速 163 群+熱 36 群)[3]を採用している。一方で、詳細な 3 次元モデルの採用や熱エネルギー領域の多群化は従来の遮蔽計算などに比べて多くの計算時間を要するため、より高速で収束性の良い  $S_N$  計算が望まれている。近年では、これらの近似を考慮する必要なく、複雑幾何形状のモデル化も比較的容易な連続エネルギーモンテカルロ法 (MCNP、PHITS) による計算も採用されている。原子炉施設のような大きなプラントの解析では、中性子束が 10 桁程度の範囲で大きく変わることもあるため、効率的な分散低減法とのセットで利用される。中性子輸送計算に係る核データはこれまでも概ね完備していることから、エンドユーザーの期待は主に大きなプラント体系に対する計算の高速化にあると思われる。

## 2-2 放射化計算

放射化計算は核燃料物質を対象とする場合には「燃焼計算」と呼ばれることが多いが、基礎方程式は燃焼計算も放射化計算も全く同じである。燃焼方程式に現れる核種に依存するパラメータには、核反応断面積、核異性体比、半減期、崩壊分岐比、核分裂収率が主なものであり、これらは、評価済み核データライブラリを基に加工され、放射化計算コードのデータライブラリとしてコードシステムに組み込まれる。構造材の放射化計算においても、ウランやトリウムなどを微量不純物として扱うことがあるため、核分裂断面積や核分裂収率などのデータも放射化計算には必要である。

放射化計算には、日本では ORIGEN2[4]や SCALE システムに組み込まれている ORIGEN-S[5]コードが現在も広く利用されている。両者の違いは、ORIGEN2 が代表的な炉型に依存した 1 群断面積をデータライブラリに組み込んでいるのに対し、ORIGEN-S では、中性子輸送計算で得られる中性子スペクトルの情報（スペクトルインデックス）とエネルギー 3 群のデータライブラリを使って、任意の中性子スペクトルを近似的に考慮できる点である。原子力施設の放射化計算では、場所によって中性子スペクトルが大きく変わるため、ORIGEN-S が主に使用されている。

### 3. 近年の評価済み核データを用いる放射化計算の課題

放射化計算は、原子炉設計などに利用される燃焼計算に比べて格段に多くの核種や核反応に対するデータが必要とされる。このため、JENDL-4.0 (304 核種) など不足する核データを JEFF の放射化断面積データで補完することを行ってきた[6]。2021 年 12 月に公開された JENDL-5[7]の放射化断面積データは 794 核種に対して用意され、今後は他の評価済み核データで補完する必要性は無くなっている。また、図 1 に示すように、JENDL-5 では従来の崩壊データの見直しも行われ、JENDL 崩壊データファイル 2015 (JENDL-DDF2015) [8]に比べ、JENDL-5 の崩壊サブライブラリの収容核種は 4071 核種に拡充され、崩壊チェーンの内容もより正確なものとなっている。例えば、JENDL-DDF2015 では  $^{239}\text{Pu}$  の  $\alpha$  崩壊により直接  $^{235}\text{U}$  が生成されるものとなっていたが、JENDL-5 では、 $^{239}\text{Pu}$  の  $\alpha$  崩壊の約 80%が、 $^{235}\text{mU}$  (半減期約 25min.) を経て核異性体転移により  $^{235}\text{U}$  が生成される記述に変更された。これは最新の ENDF/B や JEFF の崩壊データサブライブラリも同様な扱いになっている (ただし  $^{239}\text{Pu}$  の  $\alpha$  崩壊分岐比は異なる)。

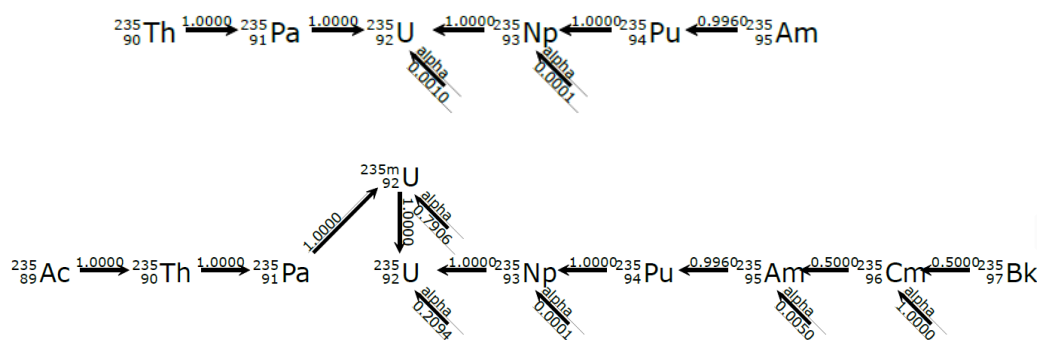


図 1 崩壊チェーンの違い (上 : JENDL-DDF2015、下 : JENDL-5 崩壊データサブライブラリ)

ORIGEN2 は、ユーザーが用意する中性子スペクトルを使用して 1 群断面積を作成するツール[6]を使えば、放射化計算にも利用することができる。しかし、プログラムの基本設計が古い ORIGEN2 では、固定化されたデータライブラリ形式の制約上、 $\alpha$  崩壊による第一メタ核種の生成パスを ORIGEN2 のデータライブラリに収納できないしくみとなっている。また、近年の崩壊データサブライブラリで多く扱われるようになってきた第 2 メタ核種も ORIGEN2 ライブラリには組み込むことができない。

日本では、ORIGEN2 のデータライブラリ (断面積、核分裂収率、半減期、光子発生など) を時々の最新 JENDL データで置き換えた ORIGEN2 用のデータライブラリ (ORLIBJ32, ORLIBJ33, ORLIBJ40) [9]を JENDL 委員会が中心となって開発してきたが、核種の大幅な増加と崩壊チェーンの詳細化により、近年の評価済み核データから ORIGEN2 用のデータライブラリを作成することは困難になっている。このため、JENDL-5 ベースの ORIGEN2 用データライブラリを作成する計画も今のところない。また、ORIGEN2 で扱うことができる中性子の核反応は、 $(n,\gamma)$ 、 $(n,p)$ 、 $(n,\alpha)$ 、 $(n,f)$ 、 $(n,2n)$ 、 $(n,3n)$ のみであり、放射化計算の適用範囲はこれらの核反応の範囲に限定される。3 群の範囲で中性子スペクトルの変化を考慮できる ORIGEN-S は、主なガス生成評価にも対応可能な 23 種類の核反応を考慮することができる。ただし、核異性体比はスペクトルインデックスにより変化しないプログラム仕様になっている。最近の SCALE6.2 システムに導入された新しい ORIGEN モジュール[10]では、燃焼方程式の数値解法に複雑な崩壊チェーンに対してもロバストに対応可能なチェビシェフ有理近似(CRAM)[11]を導入している。また、1 群断面積も核異性体を含めて多群断面積から作成できるようにしており、これまでの ORIGEN シリーズの中では、最も放射化計算に適したコードとなっている。

崩壊データサブライブラリの詳細化に伴い、核データ評価に依存する崩壊チェーンの差異も多くみられるようになった。一例として、JENDL-5、ENDF/B-VIII.0、JEFF-3.3 の各崩壊サブライブラリにおける、質量数 129 の崩壊チェーンの一部を図 2 に比較して示す。これらの違いは、放射化計算以前に、同一組成からの単純な崩壊計算の結果にも差異をもたらすことになるが、核種数が膨大であるため網羅的な検討は難しい。

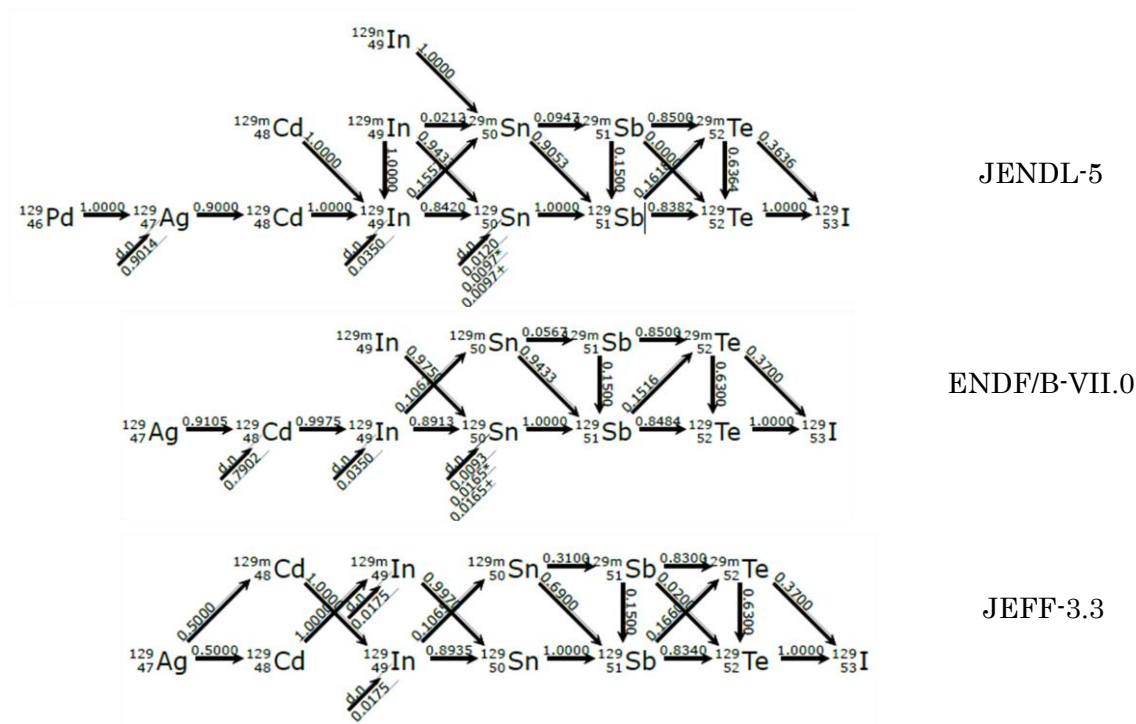


図2 崩壊チェーンの差異 (JENDL-5, ENDF/B-VII.0, JEFF-3.3)

### 3. 結言

近年の評価済み核データの詳細化により、より正確な放射化計算ができる環境が整いつつあるが、これに合わせた機能を有する新しい放射化計算コードの開発が望まれる。また、その信頼性を確認するための V&V が今後重要になると予想される。

#### 【参考文献】

- [1] RSIC CODE PACKAGE CCC-650K, "DOORS3.2a: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System," Oak Ridge National Laboratory.
- [2] K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, etc., "The Libraries DSXLIB and MATXSLLIB Based on JENDL-3.3," JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).
- [3] J. E. White, et al., "Production and Testing of the Revised VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-96 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI.3 Nuclear Data," NUREG/CR-6214, Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2000).
- [4] A. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials," Nuclear Technology, Vol.62, (1983).
- [5] I.C. Gauld, G. Radulescu, G. Ilas, et al., "Isotopic Depletion and Decay Methods and Analysis Capabilities in SCALE," Nucl. Technol., 174, 169-195 (2011).
- [6] K. Okumura, K. Kojima, K. Tanaka, "Development of multi-group neutron activation cross-section library for decommissioning of nuclear facilities," JAEA-Conf 2015-003, 43-47 (2016).
- [7] Nuclear Data Center, JAEA, <https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5.html>
- [8] J. Katakura, F. Minato, "JENDL Decay Data File 2015," JAEA-Data/Code 2015-030 (2016).
- [9] 奥村啓介, 杉野和輝, 小嶋健介 他, "JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット; ORLIBJ40," JAEA-Data/Code 2012-032
- [10] ORNL, "SCALE 6.2 Special Edition," SCALE Newsletter, No.48 (2016).
- [11] Maria Pusa, "Rational Approximations to the Matrix Exponential in Burnup Calculations," Nucl. Sci. and Technol., 169, 155-167 (2011).

\*Keisuke Okumura<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

## 核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

## 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用

Present Status and Applications of Activation Cross Section Data  
for Nuclear Reactor Decommissioning

## (3) 廃止措置及び廃棄物処理処分における

## 核データの利用と今後核データに期待すること

(3) Significance and necessity of nuclear data in the backend field  
(in decommissioning and waste management)

\* 田中 健一（一財）エネルギー総合工学研究所

## 1. 国内、海外の廃止措置の状況

国内の原子力発電所は、全体の約 40%に相当する 24 基（福島第一発電所（以下、“1F”という。）の 6 基の廃炉を含む。）が廃止措置又は廃止措置の準備段階にある<sup>1)</sup>。また、日本原子力研究開発機構（JAEA）では、その所有する 79 の研究炉、核燃料取扱施設及び研究施設などの原子力施設（研究施設等）を 70 年ほどの期間で 1.9 兆円の予算見込みで廃止措置を行なっていく計画である<sup>2)</sup>。1F の廃炉、原子力発電所の廃止措置及び研究施設の廃止措置は、社会一般の注目度、必要な技術及び/又は資源投入の規模は異なる。これらの状況をひとまとめにして見れば廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分というバックエンド分野の事業（以下、“バックエンド事業”という。）が原子力産業の主力ビジネスとなっている。

海外では、原子力発電所をはじめとする原子力施設の廃止措置は世界全体で数百の規模である<sup>3)</sup>。このうち、米国では既に数十の廃止措置終了の実績があり、その実績は日本をはじめとする廃止措置対象施設を有する各国で参照される事例となっている。また、米国では廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分を請け負う民間会社が数社存在し、廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分において民間企業が成り立つほどの合理化が進んでいる。欧州の各国では、廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分は国策会社により推進されることとなっており、ステークホルダの理解を得るために効果的なバックエンド事業の推進が求められている。

## 2. 廃止措置を取り巻く動向

## 2-1. IAEA が主導する Digital Decommissioning (DD)

IAEA は、加盟国における廃止措置の合理的な実施を支援する活動として、廃止措置全般にわたる IT 技術の導入を提唱し、定期的な情報提供(Webiner の開催)を 2020 年から開始している<sup>4)</sup>。ここでは、安全が確保され、信頼性があり、かつ、効果的なバックエンド事業の推進に資する情報管理の方法が提案され、その中で“原子力版デジタルフォーメーション (DX<sup>5)</sup>)（以下、“原子力 DX”という。）”の構築が提案されている。原子力 DX は、廃止措置だけではなく、原子力施設の立地、設計、建設、試運転/就役及び運転を含めた原子力施設のライフサイクル全体にわたって適用することで最も効果を発揮するものである。しかしながら、現時点では、各国において解決すべき重要な課題であるバックエンド業務に重点をおいた”Digital Decommissioning (DD)<sup>6)</sup>”の概念整理及び一部機能の実装を進めることとなっている。DD は、建築/土木業界で積極的な導入が推進されている BIM (Building Information Modeling)<sup>7)</sup> の概念及び機能を中心に据え、BIM の取り扱うデータ形式を踏襲し、廃止措置に必要な機能として、データの収集/取得のツール群、情報ハンドリングツール群（DD アプリケーションズ）及び廃止措置の実施支援システム並びに教育訓練ツールで構成されている。IAEA が主導する DD はノルウェーの IFE を中心に開発及び整備が進められている。国内では、昨年度から IAEA が声がけを行い、ゼネコン各社とエンジニアリング会社で立ち上げた勉強会の活動を開始したところである。勉強会は、今年度国内の実情を考慮したデータ形式の検討を行う計画である。

\*Ken-ichi Tanaka<sup>1</sup><sup>1</sup>The Institute of Applied Energy (IAE)

## 2-2. Digital Decommissioning (DD)の概要

### (1) データの構造

DD は、BIM を基本機能として組み込むことから BIM のデータ構造を基本とする。BIM は IFC(Industry Foundation Classes)<sup>8)</sup>と呼ばれるデータ形式を実装している。IFC は、“構造”と“属性”に分類されるオブジェクト指向データ群である。IFC は、そもそも建築/土木分野用に開発されたものであり、原子力施設への適用にあたっては、“属性”に放射能に関わる項目を付加する、または、放射能のデータを新たに追加するなどの拡張が必要になる。

### (2) DD の構成

DD は、DD における情報をハンドリング行うツール群 (DD 中心機能) を中心に、データの収集/取得のツール群 (データツール) 及び廃止措置の実施支援システム (支援システム) の3つの機能群で構成される(図1参照)。DD 中心機能の“施設設計情報管理 (施設の特性把握)”が BIM であり、noSQL と呼ばれる (オブジェクト指向データベース) データベースによりデータの管理を行う。この機能により廃止措置対象施設のデータが工事計画の立案、安全評価及び規制対応及びコスト評価などへ必要なデータの引き渡しが行われる。データの引き渡し及び DD の情報出力は、“contexture focused (‘文脈に焦点を当てた検索方式’)”という検索機能によって行われる。

その他の機能の説明は本稿の目的とするところではないのでここではこれ以上触れないが、上述の3つの機能群のうち、データツールは、“廃止措置対象施設に関する事実”を収集又は取得する機能であり、この事実は精緻かつ詳細に収集又は取得されることが必須である。DD に固有の放射能に関するデータも測定/分析及び解析により収集又は取得される。

一方、支援システムは、BIM から提供されるデータである構造及び属性を用いて具体的な工事をプロジェクト管理の手法を用いて立案及び実施支援並びに費用の最適化を図る。最適化にあたっては、廃止措置に関連する内部条件及び外部条件 (規制要件を含む) という拘束条件が課せられる。この拘束条件に対してグレーデッドアプローチの考え方が適正に適用されなければならない。BIM のデータベースに対してグレーデッドアプローチの判断条件を適用することで、プロジェクト管理の合理化及び簡略化が可能になる。

図1に示す DD の構造では、左側のデータツールでは廃止措置対象の“ありのまま(as is)”を取り扱う精緻かつ詳細なデータの取り扱いがなされ、右側の支援システムでは内部要因及び外部要因と“ありのまま”の情報にグレーデッドアプローチの考え方を適用した上で合理化及び簡略化が行われる。DD 中心機能では、データツールによって提供された“ありのまま”のデータから“Digital Twin”<sup>9)</sup>と呼ばれるバーチャルな原子力施設が構築され、「いつ、何を、どのようにする。」といった文脈で求められる情報を支援システムに提供していくものである。

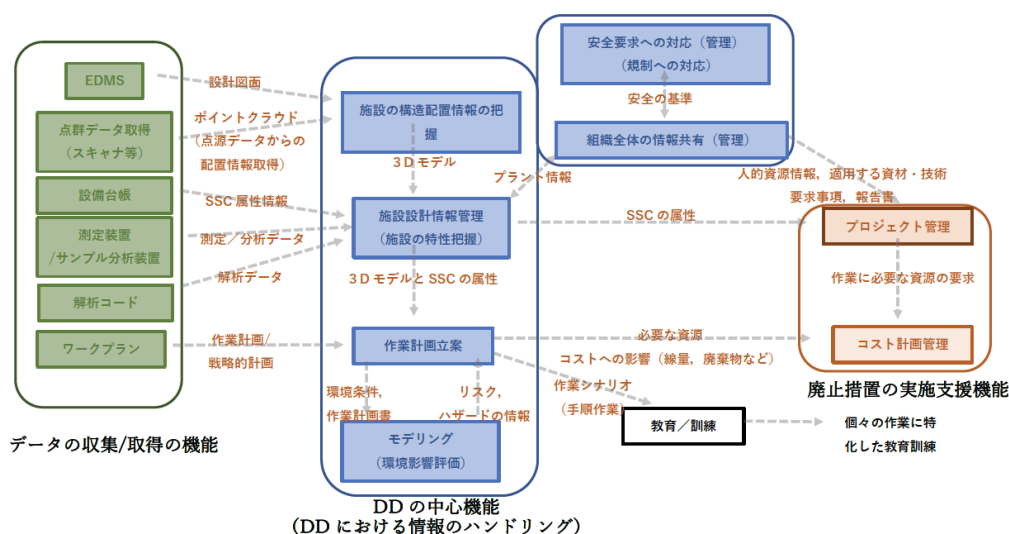


図1 IAEAが主導するDigital Decommissioning(DD)の構造

### 3. 精緻化と合理化（詳細化と簡略化）

#### 3-1. グレーデッドアプローチについて

IAEA は、廃止措置に関する一般安全要求<sup>9)</sup>において、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、名称ほどその意味することが正しく普及しているとはいえない現状がある。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。廃止措置におけるこの考え方の適正な適用の普及を図るため、日本原子力学会標準委員会では廃止措置における基本的な安全要求事項を定める標準<sup>10)</sup>を定め、この中でグレーデッドアプローチの適用の前提及び適用の条件を解説した。この箇所の一部を以下に引用する<sup>10)</sup>。

##### (1) グレーデッドアプローチに関わる要求事項

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。

##### (2) 適用に関する留意点の引用

- b) 適用する対象箇所及び／又は作業というように範囲を限定し、その範囲の特性に見合うものであること。
- c) 対象施設の規模、施設の種類及びその施設の構造上の複雑さに応じるものであること。
- d) 廃止措置の作業を開始する時点における対象施設の物理的、化学的及び放射能インベントリの特性上の状態を考慮していること。

##### (3) 適用の手順に関する箇所の引用

- f) グレーデッドアプローチの適用においては、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。

（注：引用箇所中の“b)”, “c)”, “d)”, “f)”, “g)”は学会標準記載のままとした。）

上記の引用から分かるように、グレーデッドアプローチの適用では、対象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。このような精緻な作業の下にグレーデッドアプローチの適用が可能になる。この適正な適用は、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、詳細化と簡略化という相反する活動を表裏一体で行なっていくことであると言える。

なお、上述の通り DD の構造も“相反する活動が表裏一体”となっており、このような構造はグレーデッドアプローチによってその妥当性が担保されるものである。

#### 3-2. DD における精緻化（詳細化）

DD におけるデータツール（図1の左側のツール群）では、精緻かつ詳細なデータが収集又は取得される。図中左側の上3つの機能は、原子力施設の詳細な構造並びにこれを構成する系統、構造物及び機器（Systems, Structures and Components (SSC)）の構造及び属性に関するデータの収集及び取得を行う機能である。構造について3D-CADによる3次元表示を行うための情報が整備され、DD 中心機能における“施設の構造配置情報の把握”機能で3次元表示がされる。DD における各々の SSC の属性は、通常の IFC に加え原子力特有のデ

ータが必要になるが、これらについては原子力学会標準<sup>11)</sup>に詳細が規定されている。

放射能に関わるデータは、測定装置/サンプル分析装置及び解析コードにより収集及び取得される。収集及び取得の方法は、上述の属性を規定するものとは別の原子力学会標準<sup>12)</sup>に規定される。測定値及び/又は分析値は、国際的な動向に従いその信頼性を ISO の定めるところ<sup>13)</sup>に準拠した形式であることが求められる。

解析コードとは、中性子照射による放射性物質の生成及び消滅を解析評価するため中性子束分布を計算するコード及び計算された中性子束を入力として放射性物質の生成及び消滅を計算するコード並びにこれらで用いられる断面積データを指す。これらについては、信頼性の保証 (V&V) がなされ、計算の不確かさに関する情報の提示可能であることが求められる。また、測定値及び/又は分析値並びに計算結果に加え、その値の信頼性を説明するための情報が“文脈に焦点を当てた検索方式”に従い提供できるものとなっていることが求められる。

### 3-3. DD における合理化（簡略化）

実際の廃止措置工事を計画し、費用の見積りを行う支援システムでは、具体的な工事対象の特性（放射能に関する情報を含む）及び工事の工法に依存するリスクの大きさが DD の中心機能から提供される。支援システムでは、リスクの大きさに応じて取るべき対策の程度判断し、合理化を図っていくものである。

例えば、作業員の被ばく予測を行い、防護の対策を計画する場合、リスクが相応に大きいものであれば精緻かつ詳細な評価（データツールで得られたものをそのまま用いる評価）が必要になり、リスクが小さいと判断される場合は簡略化された評価を用いることになる。また、発生する放射性廃棄物のレベル区分ごとの物量見積り（クリアランス物を含む）も、放射能レベルの程度及び解体で用いる工法の精度などを考慮し、それらにふさわしい評価が行われることになる。

### 4. まとめ（核データに期待すること）

廃止措置及び放射性廃棄物の処理処分の合理化では、国際的な動向として IT 技術の導入が積極的に進められている。IAEA は、廃止措置を支援する強力な仕組みとして DD の開発及び整備を推進している。IAEA が主導する DD はノルウェイの IFE が提案する構造を基本に必要な機能やデータの形式を開発、整備している。国内においては、このような活動は皆無であり、昨年より IAEA の動向を把握する活動が始まったばかりである。

DD の導入の効果、特に費用対効果については、「壊すことやゴミの処理にそのような投資が必要か？」という疑問は当然であり、DD だけでは投資に対する説得力を持たないと言える、しかしながら、DD を原子力 DX のサブシステムとして捉え、将来に向けた原子力の継続活動を合理的に進めるための第一歩とすることで説得力を持つものになるであろう。

この企画セッションの他の講演では、廃止措置における核データに関する種々の要求に対してなされ、それに対する対応が紹介されている。これまでのこのような成果により、廃止措置における放射能インベントリ評価の精緻化が進んできた。このような活動を今後も継続的に行なっていただくことを核データのエンドユーザとして切に願うところである。

これに加え、廃止措置及び放射性廃棄物の合理化に資する DD を国内に導入し定着させ、さらには原子力施設のライフサイクル全体で利用可能な原子力 DX として発展させていくために次のような事項を期待する。

- ア) 核データに収納されている各核種のデータ整備の方法の説明
- イ) 核データに収納されている各核種のデータの信頼性（核データの V&V）の説明
- ウ) 核データに収納されている各核種のデータの使用上の留意点（使用の制限）の説明
- エ) 核データの取り扱いの方法及びその信頼性（核データ処理コードの V&V）の説明
- オ) DD で要求される情報の提供方法検討

なお、これらについては今後国産 DD における IFC の形式を検討する際に提供可能な形式を協議させていただきたいと考えている。

## 参考文献

- 1) 電気事業連合会, 原子力発電所の廃止措置 廃止措置の状況,  
<https://www.fepc.or.jp/nuclear/haishisochi/index.html>
- 2) JAEA, バックエンドロードマップの概要, [https://www.jaea.go.jp/about\\_JAEA/backend\\_roadmap/s01.pdf](https://www.jaea.go.jp/about_JAEA/backend_roadmap/s01.pdf)
- 3) 原子力デコミッショニング研究会, 世界の廃止措置データベース,  
<http://www.decomiken.org/worlDDb/index.html>
- 4) IAEA, Digital Tools, Virtual Reality and Robots to Help in Accelerating Dismantling of Retired Nuclear Facilities, IAEA Survey Shows, <https://www.iaea.org/newscenter/news/digital-tools-virtual-reality-and-robots-to-help-in-accelerating-dismantling-of-retired-nuclear-facilities-iaea-survey-show>
- 5) 経済産業省, 産業界におけるデジタルトランスフォーメーションの推進,  
[https://www.meti.go.jp/policy/it\\_policy/dx/dx.html](https://www.meti.go.jp/policy/it_policy/dx/dx.html)
- 6) IAEA, Digitalization Supports Safe and Effective Nuclear Facility Decommissioning,  
<https://www.iaea.org/newscenter/news/digitalization-supports-safe-and-effective-nuclear-facility-decommissioning>
- 7) 国土交通省, BIM/CIM ポータルサイト, [http://www.nilim.go.jp/lab/qbg/bimcim/spec\\_arch\\_new.html](http://www.nilim.go.jp/lab/qbg/bimcim/spec_arch_new.html)
- 8) BuildingSMART Japan, IFC とは, <https://www.building-smart.or.jp/ifc/whatsifc/>
- 9) IAEA, Decommissioning of Facilities, No.GSR.Part 6, IAEA, 2014
- 10) 日本原子力学会, 原子力施設の廃止措置の基本安全基準: 2022, 2022 年度中に発行予定
- 11) 日本原子力学会, 原子力発電所の廃止措置計画時の特性調査指針: 202x, 発行予定
- 12) 日本原子力学会, 原子力発電所の廃止措置計画時の放射能インベントリー評価指針: 202x, 発行予定
- 13) ISO, Determination of the characteristic limits (decision threshold Detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation, ISO 11929-1~3, 2019

## 核データ部会、シグマ調査専門委員会合同セッション

## 原子炉の廃止措置における放射化断面積データの現状と利用

Present Status and Applications of Activation Cross Section Data  
for Nuclear Reactor Decommissioning

## (4) 埋設処分に向けた研究炉廃棄物の放射化計算の検討状況

(4) Examination status of activation calculation of radioactive waste generated from research reactors for  
near surface disposal\*河内山 真美<sup>1</sup>, 坂井 章浩<sup>1</sup><sup>1</sup> 日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構では、研究施設等廃棄物の埋設処分に係る検討の一環として、研究炉の解体によって発生する廃棄物の計算による放射能インベントリの評価手法を検討している。研究炉の放射能評価では、炉内の中性子輸送計算を実施し、得られた中性子スペクトルを用いて ORIGEN-S コードによる炉内構造物の放射化計算を実施する方法を検討してきた。近年、JENDL-4.0 及び JENDL/AD-2017などを基に作成したライブラリを導入して評価を実施しており、その検討状況について紹介する。

また、JPDR の解体で発生した生体遮蔽コンクリートのうち保管されているものを対象に、放射能評価計算で得られた結果の埋設処分への適用方法について紹介する。

## 2. 放射能評価計算の近年の検討状況

## 2-1. 立教大学研究炉を対象とした新しいライブラリを用いた放射能評価

試験研究炉の共通的な放射能評価法を構築するため、立教大学研究炉から試料採取及び残存放射能の化学分析を実施するとともに、試料採取位置での放射能評価計算を実施した[1]。立教大炉の断面のモデルと試料採取位置 (P01、P02、P03) を図 1 に示す。本検討では、新規ライブラリを用いて放射能評価計算を再度実施し、中性子束の評価及び試料採取位置における放射能濃度評価を実施した。それらの結果について紹介するとともに、従来の検討結果及び化学分析結果との比較結果について紹介する。

従来の検討では、JSSTDJ-J32 (JENDL-3.2 から作成された 100 群の断面積ライブラリ) 及び SCALE4.4a に付属している ORIGEN-S 用の 3 群断面積を用いて中性子輸送計算及び放射化計算を実施していたが、本検討では、MATXSLIB-J40 を使用した中性子輸送計算に加え、MAXS/AD-2017 (JENDL/AD-2017 から作成された 199 群放射化断面積ファイル) と評価地点の中性子スペクトルとから作成した 3 群断面積を用いた放射化計算を実施した。従来の検討及び新規ライブラリを用いた本検討の放射能評価計算のフローを図 2 に示す。

図 3 に、立教大炉の炉心高さにおける JSSTDJ-J32 を用いた従来の検討と新規ライブラリ (MATXSLIB-J40) を用いた本検討による熱中性子束の分布を示す。なお、グラフ中に試料採取位置 P01 の位置を併せて示す。これより、MATXSLIB-J40 を用いた中性子輸送計算の方が中性子束が小さい結果が得られた。これは、従来の検討による中性子輸送計算では熱群が少なく、熱中性子の計算を適切に再現できなかったこと

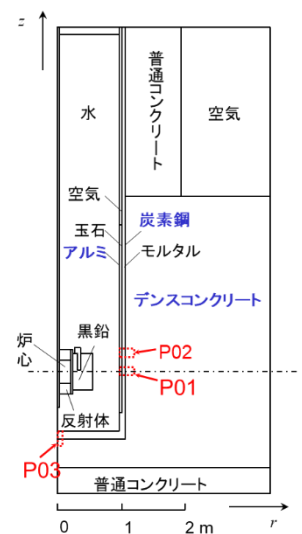


図1 立教大炉モデル本試料採取位置

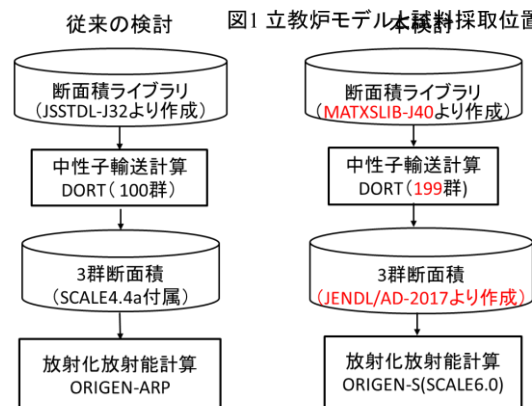


図2 立教大炉の放射能計算フロー

に起因すると考えられる。

アルミニウムタンクの周り（アルミニウム、炭素鋼、デンスコンクリートを含む）から採取したコア試料における H-3、Co-60、Ni-63、Eu-152 の放射化学分析結果（測定）と、本検討の計算による放射能評価の結果（本計算）及びそれらの比較結果を表 1 に示す。従来の検討での放射能評価の結果（従来計算）及び本計算との比較結果についても示した。測定に対する本計算の放射能濃度の比（表 1 (d)）は、測定値が得られたものに関しては、P01 において 0.4~0.9 倍、P02 において 0.9~1.4 倍程度でよく一致していると言える。また、P03 においては概ね 1.5~3.2 倍程度となっており、アルミニウム及び炭素鋼の H-3 においては 16 倍と大きく違っている。これは、放射化計算の元素組成の設定において、起源元素である Li の分析で得られた定量下限値が比較的高かったため文献値を使用した、実際の含有量が分析値よりも低かったためと考えられる。また、従来計算に対する本計算の値（表 1 (e)）から、本検討による計算が従来の結果の 0.1~0.9 倍と小さくなったが、これは、図 3 で P01 の位置における本検討の熱中性子束が従来の検討のものに比べて小さくなっていることから説明できる。これらより、本検討による中性子束分布及び試料の放射能濃度は、放射化学分析及び従来検討と比較して、概ね一致していると考えられる。

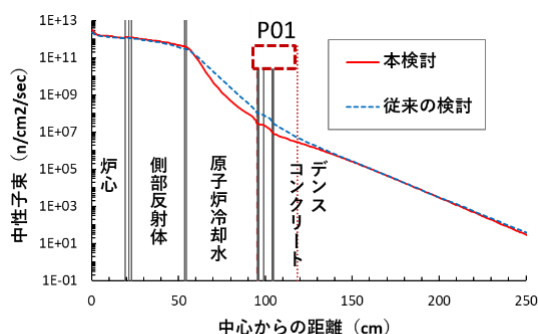


図3 立教大炉 炉心高さの熱中性子束分布

表1 測定と計算による採取試料の放射能濃度

| 材質     | 核種     | 試料採取位置 | (a)測定<br>(Bq/g)   | (b)従来計算<br>(Bq/g) | (c)本計算<br>(Bq/g) | (d)本計算/<br>測定 | (e)本計算/<br>従来計算 |
|--------|--------|--------|-------------------|-------------------|------------------|---------------|-----------------|
| アルミニウム | H-3    | P01    | 0.105 ± 0.001     | 0.962             | 0.0570           | 0.54          | 0.06            |
|        |        | P02    | 0.0255 ± 0.0007   | 0.762             | 0.0364           | 1.4           | 0.05            |
|        |        | P03    | 0.00234 ± 0.00052 | 0.401             | 0.0367           | 16            | 0.1             |
|        | Co-60  | P01    | 0.154 ± 0.006     | 0.315             | 0.100            | 0.65          | 0.32            |
|        |        | P02    | 0.0682 ± 0.0045   | 0.205             | 0.0647           | 0.95          | 0.32            |
|        |        | P03    | 0.0417 ± 0.005    | 0.148             | 0.0630           | 1.5           | 0.43            |
|        | Ni-63  | P01    | 0.314 ± 0.009     | 0.190             | 0.135            | 0.43          | 0.71            |
|        |        | P02    | 0.119 ± 0.009     | 0.118             | 0.0986           | 0.83          | 0.84            |
|        |        | P03    | 0.0588 ± 0.005    | 0.117             | 0.107            | 1.8           | 0.91            |
| 炭素鋼    | H-3    | P03    | <0.0016           | 0.421             | 0.173            | >108          | 0.41            |
|        |        | P01    | 3.38 ± 0.07       | 7.91              | 3.09             | 0.91          | 0.39            |
|        |        | P02    | 1.45 ± 0.03       | 4.88              | 1.97             | 1.4           | 0.40            |
|        | Co-60  | P03    | 0.785 ± 0.019     | 4.50              | 1.35             | 1.7           | 0.30            |
|        |        | P01    | 0.588 ± 0.019     | 0.990             | 0.364            | 0.62          | 0.37            |
|        |        | P02    | 0.258 ± 0.016     | 0.625             | 0.256            | 0.99          | 0.41            |
|        | Ni-63  | P03    | 0.0727 ± 0.0086   | 0.414             | 0.162            | 2.2           | 0.39            |
|        |        | P01    | <0.077            | 0.0820            | 0.0347           | >0.45         | 0.42            |
|        |        | P02    | 9.91 ± 0.01       | 23.0              | 7.95             | 0.80          | 0.35            |
| コンクリート | H-3    | P02    | 4.79 ± 0.01       | 15.5              | 5.69             | 1.2           | 0.37            |
|        |        | P03    | 1.136 ± 0.003     | 6.05              | 3.60             | 3.2           | 0.60            |
|        | Co-60  | P01    | 1.13 ± 0.02       | 1.92              | 0.890            | 0.79          | 0.46            |
|        |        | P02    | 0.518 ± 0.01      | 1.26              | 0.617            | 1.2           | 0.49            |
|        |        | P03    | 0.18 ± 0.002      | 0.958             | 0.383            | 2.1           | 0.40            |
|        | Eu-152 | P01    | 1.38 ± 0.02       | 1.97              | 0.690            | 0.50          | 0.35            |
|        |        | P02    | 0.536 ± 0.01      | 1.32              | 0.577            | 1.1           | 0.44            |
|        |        | P03    | 0.116 ± 0.002     | 0.647             | 0.328            | 2.8           | 0.51            |

## 2-2. JPDR 動力試験炉で発生した廃棄物を対象とした放射能濃度の評価結果の埋設処分への適用検討

解体後に発生した JPDR の生体遮蔽コンクリートのうち、図 4 で示す比較的炉心に近い部分は、現在保管されている。そのため、この部分を対象に、計算で求めた廃棄物の放射能濃度の埋設処分への適用方法の検討について紹介する。

本検討では、DORT 計算のための断面積ライブラリは前述の MATXSLIB-J40 を用いて作成し、ORIGEN-S 計算のための断面積ライブラリには主に ENDF/B-VI.7 と FENDL-2.0 を基に作成された SCALE6.0 内蔵の 3 群断面積を使用している。放射化計算の結果とコンクリートの体積から保管中のコンクリート全体の平均放射能濃度を算出し、図 5 のフローに従ってトレンチ埋設処分が可能かどうか判定を行うとともに、トレンチ埋設処分における重要核種を試算した。

トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に、核種  $i$  について基準線量相当濃度  $C_i$  (Bq/t) に対する保管コンクリートの平均放射能濃度  $D_i$  (Bq/t) の比の合計 ( $\sum (D_i/C_i)$ ) を計算したところ、JPDR の保管コンクリートでは、全ての安全評価シナリオにおいて 1 を超えない ( $\sum (D_i/C_i) < 1$ ) た

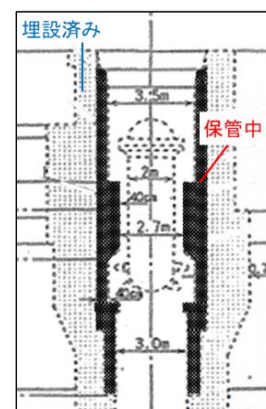


図4 JPDRの生体遮蔽コンクリート

め、トレンチ処分の基準線量相当濃度を満足でき、トレンチ埋設処分が可能と判定した。また、トレンチ処分の安全評価シナリオ毎に相対重要度 ( $D_i/C_i$ ) が最大となる核種の値に対して 1%以上の値となる核種を選定したところ、本試算では、H-3、C-14、Cl-36、Ca-41、Sr-90、Eu-152 が該当し、これらの核種が重要核種の候補となると想定される。埋設処分の事業許可申請書における重要核種では、廃棄物全体の総放射能量及び廃棄物毎の最大放射能濃度の評価が必要となる。今後、実際の埋設事業許可申請の際には、埋設施設の設計及び安全評価を反映した上で、上記の方法で埋設処分区分の判定及び重要核種の選定を実施することとなる。

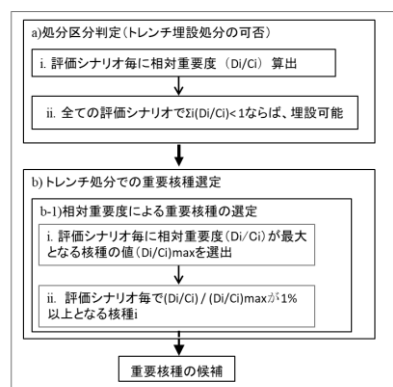


図5 埋設処分区分判定と重要核種候補の選定フロー

### 3. まとめ

埋設処分においては、中性子輸送計算及び放射化計算によって廃棄物の放射能濃度を評価した上で、埋設処分区分の判定及び重要核種の評価をする必要があり、放射能評価においては、最新の知見を反映するため、新しいライブラリによる放射能濃度評価を進める必要がある。本検討では、従来の計算に新しいライブラリを用いた計算による放射能評価計算の結果について紹介するとともに、放射能評価計算で得た結果の埋設処分区分への適用例を紹介した。

現在、放射化計算で中性子スペクトルを適切に反映したライブラリを用いるために、中性子束のエネルギーで 3 群に分けてライブラリを作成し計算を行う ORIGEN-S コードに代わり、199 群のスペクトルをそのまま用いて作成した 1 群ライブラリを用いる ORIGEN コード (SCALE6.2 付属) を導入する検討を進めている。代表的な炉型のスペクトルから作成された SCALE6.0 付属の 3 群放射化断面積ライブラリや、MAXS/AD-2017 を 3 群に縮約した放射化断面積ライブラリは、熱中性子束断面積に近似が入るため、評価点の 199 群中性子スペクトルを反映したライブラリを用いることで、炉毎に運転条件が大きく異なる研究炉の放射能評価のより正確な放射能評価計算が可能になると期待される。

今後も新しいライブラリを用いた原子炉の放射能評価計算を行い、埋設処分における評価に反映していく予定である。

[1] 村上昌史ほか、試験研究用原子炉の解体により発生する廃棄物の放射能濃度評価方法の検討, JAEA-Technology 2019-003, 2019, 50p.

\*Mami Kochiyama<sup>1</sup> and Akihiro Sakai<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency