日本核物質管理学会第 39 回年次大会

The 39th Annual Meeting of INMM Japan Chapter

論文集

2018 年 11 月 20 日・21 日

東京大学弥生講堂アネックス

（セイホクギャラリー・エンゼル研究棟講義室）

共催：東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

DEPARTMENT OF NUCLEAR ENGINEERING AND MANAGEMENT

SCHOOL OF ENGINEERING THE UNIVERSITY OF TOKYO

——目次——

【会長挨拶】

【プログラム（日本語）】

【プログラム（英語）】

【招待講演】

招待講演Ⅰ：日米原子力協定の自動延長と今後の見通し
講師：元原子力委員会委員長代理　遠藤　哲也

招待講演Ⅱ：IAEA 保障措置と今後の課題
講師：原子力規制庁　長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課
保障措置室長　有賀　理

招待講演Ⅲ：廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題
講師：カナダ・マクマスター大学教授　長崎　晋也

【企画セッション】

福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018 の概要
講演者：原子力損害賠償・廃炉等支援機構　小飼　敏明

INMM 特別功労賞　受賞概要(日本原燃)
報告者：日本原燃　岩本　友則

――目次――

【ポスターショートプレゼンテーション】

P3901 パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
（1）統計的逐次近似法による使用済 BWR 燃料集合体中γ線源分布の画像再構成
発表者 東京工業大学 柴 茂樹

P3902 高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究
(4) 物質収支及び核不拡散性評価
発表者 東京工業大学 藤岡 里英

P3903 高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究（1）
プルトニウム混合シリサイド燃料
発表者 東京工業大学 天野 宰

P3904 核分裂性アクチノイド核種の核特性データベースの作成（2）Ac～Cf の評価
発表者 東京工業大学 SooJun Barng

P3905 User Interface Development of Atmospheric Dispersion Simulations
for Nuclear Emergency Countermeasures
発表者 東京工業大学 Hamza El-Asaad

P3906 Applicability of LaBr3 (Ce) Detector for 154Eu Quantification
in Molten Fuel Material by Using Passive Gamma
発表者 東京工業大学 Nur Husna Md Hanipah

P3907 制動放射スペクトルガンマ線を用いた PFRR 法の高濃縮 U 検知への適用性研究
発表者 東京工業大学 Chin Kim Wei

P3908 A Vision-based Hand Motion Recognition Model
for Insider Sabotage Detection using Deep Neural Network
発表者 東京大学 Chen Shi

P3909 原子力平和利用進展にむけた日印原子力協定のレビュー
発表者 東京工業大学 Saurabh Sharma

——目次——

【セッション A：先進非破壊測定】

#3910 測定試料マトリクスが JAEA 型 DDA 法に与える影響の評価
発表者 日本原子力研究開発機構 前田 亮

#3911 中性子線源を用いた新たなアクティブ中性子法に関する研究開発
発表者 日本原子力研究開発機構 米田 政夫

#3912 遅発ガンマ線分光法 1 – Phase-I 概要、Phase-II 開発予定、及び連続溶液監視
発表者 日本原子力研究開発機構 Douglas Chase Rodriguez

#3913 遅発ガンマ線分光法 2 - 実用システム減速体の設計研究
発表者 日本原子力研究開発機構 Fabiana Rossi

【セッション B：核不拡散技術】

#3914 仮想放射線測定システム“USOTOPE”の開発
– 核セキュリティ対策における効果的な訓練のために –
発表者 警察庁 科学警察研究所 土屋 兼一

#3915 六ヶ所再処理工場の計量管理の概要
発表者 日本原燃 長谷部 真愛

#3916 BWR 燃料設計高度化による計量管理の簡素化と Pu 有効消費
発表者 原子燃料工業 稲葉 勇三

#3917 ペブルベッド型高温ガス炉の核拡散抵抗性向上手法の検討
発表者 日本原子力研究開発機構 芝 知宙

——目次——

【セッション C： 保障措置・２S の連携】

#3918　六ヶ所再処理工場における査察活動への取り組みの現状
発表者　日本原燃　一山　優太

#3919　核燃料サイクル施設での核不拡散、核セキュリティの相乗効果
発表者　日本原子力研究開発機構　清水　亮

【セッション D： 人材育成】

#3920　東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(2)
2018 年度実施状況
発表者　東京工業大学　江幡　修一郎

#3921　東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(3)
放射性物質環境動態実習
発表者　東京工業大学　韓　治暎

【セッション E：核セキュリティ】

#3922　核燃料施設におけるセキュリティ対策(1)内部脅威対策としての個人の信頼性確認
発表者　日本原子力研究開発機構　山田　博之

#3923　核燃料施設におけるセキュリティ対策(2)サイバーセキュリティにおける内部脅威対策
発表者　日本原子力研究開発機構　河野　壮馬

#3924　防護区域入域における爆発物探知作業等の改善検討について
発表者　日本原燃　外崎　絢菜

#3925　浜岡原子力発電所における核セキュリティ文化醸成活動
発表者　中部電力　中村　雄輔

——目次——

#3926 日本原燃における核セキュリティ文化醸成（サイバーセキュリティ教育の取り組み）
発表者 日本原燃 種市 雄祐

【セッション F：政策】

#3927 国際原子力機関(IAEA)の拡大結論取得に係る加盟国の傾向の分析：
拡大結論の取得可能条件の抽出
発表者 日本原子力研究開発機構 中西 宏晃

#3928 国レベルコンセプト(SLC)の全体像の調査結果の概要
発表者 日本原子力研究開発機構 木村 隆志

#3929 「地域保障措置」の設立に係る要素の考察
発表者 日本原子力研究開発機構 北出 雄大

#3930 二国間原子力協力協定に係る昨今の米国政権の見解について
発表者 日本原子力研究開発機構 田崎 真樹子

#3931 核燃料サイクルにおける平和利用の透明性
発表者 日本原子力研究開発機構 玉井 広史

【賛助会員一覧】

【広告掲載企業一覧】

【参加者リスト】

【プログラム委員】

日本核物質管理学会第 39 回年次大会　開会挨拶

日本核物質管理学会　会長　千崎雅生

2018 年 11 月 20 日

皆様、おはようございます。日本核物質管理学会　会長の千崎でございます。第 39 回年次大会に、ご参加いただきまして誠にありがとうございます。開会にあたりまして一言ご挨拶をさせていただきます。

まず、今回の年次大会開催にあたりまして、共催していただきました東京大学大学院工学系研究科原子力専攻（準拠教授）の出町先生に大変感謝申し上げます。

さて、当学会は、エネルギー資源の乏しい我が国が、原子力平和利用と言う基本理念の下、核燃料サイクル技術開発を本格的に開始していた 1977 年 7 月に、米国の国際核物質管理学会（INMM）の初の国際支部として設立されました。それ以来、核不拡散/保障措置、核セキュリティなどに関する核物質管理技術の開発、国際協力、人材育成などを目的として、米国、EC，IAEA、我が国の関係省庁、研究開発機関、電気事業者、産業界、学界他との連携の下に積極的な活動を行い、我が国の原子力平和利用の推進と本分野の国際的な活動に貢献してまいりました。当学会の活動は現在世界一の会員数を持つ国際支部として、国際的にも高く評価されています。

私ども日本核物質管理学会は、インドの核実験を切掛けに、米国が大変厳しい核不拡散政策を発表した、40 年程前に設立され、昨年 40 周年を迎えました。皆様ご承知のように本学会の設立当時、我が国は核燃料サイクルを開始するため、東海村に再処理工場を建設し本格運転を開始する状況でした。米国のカーター大統領が、厳しい核不拡散政策を公約に当選し、突然、当時の日米原子力協定に記述されていた、米国の事前同意権を盾に東海再処理工場の運転開始に待ったがかかりました。そして、その結果、大変困難な日米再処理交渉が行われるとともに、又国際的な核燃料サイクル評価（INFCE）が設立され（1977 年 7 月に設立総会開催）、原子力平和利用と核不拡散の成立性について、国際的に大議論を呼んだ時期でありました。この議論の結果として、国際的に「核燃料サイクルと核不拡散は両立する」との結論を得るとともに、その後約 10 年にわたる大変困難な日米原子力交渉を経て、包括同意という、原子力協力協定の改定を成し遂げ、その後の我が国の原子力平和利用の発展と、核不拡散に大きく貢献いたしました。今年日米原子力協定が、30 年の有効期間を満了し、7 月 17 日以降自動延長になりました。この後本日の特別講演として、当時日米原子力

協定の改定交渉の日本側の責任者でありました、元原子力委員長代理の、遠藤大使の方から「日米原子力協定の自動延長と今後の見通し」についての特別講演をお願いしております。大変貴重なお話をお聞きすることが出来るものと思います。

皆様、すでにご承知かと思いますが、日本原燃さんは、本年 7 月 23 日に米国に本部がある、INMM から、民間の原子力事業者として、初となる「チャールズ E ピエトロ特別功労賞」を受賞されました。この場で改めて、歴史のある素晴らしい賞の受賞のお祝いを申し上げたいと思います

今後も日米間の原子力協力は、我が国の原子力平和利用にとって大変重要でありますが、このタイミングで日本原燃さんが、INMM から、大変重要な賞を受賞されたことは、我が国の核燃料サイクルの推進にとって、大きな意味があります。

ご承知かと思いますが、INMM のメンバーには、国務省、エネルギー省、原子力規制委員会などの米国の政府関係者、またロスアラモス国立研究所、サンディア研究所などの米国の国立研究所、そして原子力民間団体や核不拡散のシンクタンク、大学などから多くの立派な方が参加し、また多くの支援や協力を得ています。さらに、IAEA、欧州委員会、アジアでは日本、韓国，中国、インドネシアなどが参加・連携し、世界的な活動を展開しています。このようなメンバーで活動を展開している INMM から、今回日本原燃さんが素晴らしい賞を受賞されたということは、核燃料サイクル開発や核物質管理などに関する、これまでの日本原燃さんの取組に対して、米国をはじめ世界から信頼され、称賛され、そしてこれからの活動に期待されている証左であると思います。今回の日本原燃さんの受賞は、全て海外関係者からの推薦によるものと聞いておりますところ、日本原燃さんの使命である、「原子燃料サイクルの確立」は、40 年前の世界的な大議論の末に、「核燃料サイクルと核不拡散は両立する」との INFCE の結論を達成させる意味からも、我が国のみならず、世界の原子力関係者から大きな期待が込められていると考えます。

さて、東電福島第一原発事故以来、我が国の原子力開発は停滞し、現時点においても再稼働した原子力発電は未だ 9 基に過ぎません。また高速増殖炉「もんじゅ」の廃止と、今後の高速炉開発課題、六ヶ所再処理工場の稼働に向けた取組、原子力施設の廃止措置、放射性廃棄物処分など、核燃料サイクルの円滑な推進に向けて大きな課題に直面しています。私たちは、原子力平和利用の未来についてどのように考え、行動すべきでしょうか？

IEA や IAEA などの最近の報告によれば、世界的には原子力平和利用は進展しています。私は、人類が発見した核物質は、遠い将来まで期待出来るエネルギー資源であり、人類が一層知恵を出して技術革新を行い、不幸な核兵器では

なく、安全、核不拡散、核セキュリティを一層高め、世界の平和と人類の幸福に貢献してもらう必要があると思っています。我が国としても、日本核物質管理学会としても、そうなるようしっかり努力を続けるべきと考えます。

今、私たちは、地球規模の非常に大きな課題である温暖化問題、資源問題などへの貢献をしっかり行う必要があります。そして、福島第 1 原子力発電所事故への確実な対応を行うとともに、事故後の原子力平和利用における、我が国の原子力の現状、世界の動向をしっかり見つめつつ、核兵器の開発（特に北朝鮮の非核化やイランの核問題など）や核テロの脅威などを防止するために、これからの我が国の原子力平和利用のあり方、核物質管理のあり方、国際貢献・協力のあり方などについて、我々としてどのように考え、どのような行動をとるべきかついて、大いに議論すべきではないかと考えます。

結論としてはっきり言えることは、我が国は、あくまでも原子力平和利用の大原則の下、今後一層安全性が高く、核不拡散・保障措置と核セキュリティをしっかり確保し、国際的貢献を行い、原子力平和利用の推進に自信をもって邁進すべきであるということだと考えます。また、これらの分野での若い世代の育成も欠かせません。この年次大会が、このような点についても大いに議論がなされる大会となることを期待しているところです。

さて、今回の年次大会においては、本日の招待講演として、先ほども話しましたが、遠藤大使から「日米が原子力協定の自動延長と今後の見通し」と題してご講演をいただきます。また、その後、原子力規制庁保障措置室の有賀室長に、「IAEA 保障措置と今後の課題」と題してご講演をいただきます。お二人からは、我が国の原子力平和利用と核物質管理にとって、大変貴重なお話をしていただけるものと思います。

また、明日の午前に招待講演として、カナダ・マクマスター大学の長崎先生から、「廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題」と題するご講演を行っていただきます。放射性廃棄物の処理処分においても、保障措置や核セキュリティなどの核物質管理は大変重要な課題であります。さらに今回の企画セッションとして、明日の午後、3 名の方から講演をいただきます。まず IAEA の Vladimir Nizhnik 様から「Current IAEA's Safeguards implementation and future safeguards challenge at the Fukushima Daiichi」と題して、次に原子力損害賠償・廃炉等支援機構（IRID）の小飼 （こかい）様から、「福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018 の概要」について、それぞれご講演をいただきます。そして日本原燃、当学会事務局長の岩本友則さんから、先ほども話しました日本原燃さんの「INMM 特別功労賞 受賞」について詳しく報告していただきます。このほかにも大変興味のある発表が沢山ありますので、是非今日、明日の本年次大会の議論に積極的に参加していただき、活発な

意見交換をお願い致します。

さて、皆様、今回の年次大会は、事務局が日本原燃さんの東京事務所に移動して初めての会合となります。事務局移転後、学会の理事、企画委員長、顧問などの皆様にも参加していただき、戦略会議を開催し、本学会の今後の在り方や課題などについて活発な議論を行い、その結果も踏まえ本学会活動の改善などに取り組んでいます。事務局業務のより一層の充実に向けた取組、ホームページデザイン・内容などの刷新と充実を含めた、情報インフラの整備の推進、広報活動への積極的取組みなどを鋭意実施しております。

この他に、私が最近ちょっと思っていますことは、我が国の核不拡散や核物質管理の活動にかかわるこれまでの出版物、資料、重要文献などに関し、皆さま、そしてＯＢの方などの協力を得て集め、当学会のＷＥＢなどにアーカイブのようなものを構築できないかということであります。日本の原子力平和利用と核物質管理の分野でご活躍された諸先輩が所有する貴重な資料などが失われずに、これから本分野に取り組む若い人の参考となるべく利用できるように出来ないかと考えます。皆さん、ご承知のように我が国においては、1990 年代の初め頃、パソコン、インターネットが急速に普及し、それ以降の情報はＷＥＢ検索で色々見ることが出来るかと思います。しかし、それ以前の、特に我が国の原子力の創成期から、核不拡散や核物質管理分野で活躍された、諸先輩が保有している貴重な資料など、また、原子力関係の組織や業務が色々再編される中で、貴重な保有資料等が散逸している、そし過去の多くの貴重な出版物等も絶版となってきている、現在はそのような状況にあるのではないかと考えます。その対策について、当学会としてどのような貢献ができるのかということであります。是非、皆さんとともに議論し、何らかの活動を進められたらと思います。

さて、皆様、来年 7 月 14 日から 18 日まで、IJMM 設立 60 周年記念の年次大会が、米国 California の Palm Desert で開催されます。記念の年次大会ですので、是非皆さんの積極的な参加と活動の発表をお願いいたします。また、来年10月7日から10日までINMM、ヨーロッパの本分野の学会であるESARDA、そして日本核物質管理学会の三者が共催して、「Future Challenge for the Enhancement of International Safeguards and Nuclear Security（国際的な保障措置と核セキュリティの向上のための今後の挑戦)」と題するワークショップを開催いたします。場所はお台場の東京国際交流館 プラザ平成です。この国際WS にも、是非多くの皆様の参加と協力を期待するところです。海外からも多くの専門家が参加されるものと思います。

少し、私のご挨拶が長くなりましたが、日本核物質管理学会は、これからも一層、国内外における活動を強化しまして、正念場にある日本の原子力平和利

用、核燃料サイクルの進展、そして核不拡散/保障措置、核セキュリティ等の核物質管理にしっかり貢献してまいりたいと思っています。是非、引き続き皆様のこれまで以上の当学会へのご支援、ご協力を賜りますよう、お願い申し上げまして、私のご挨拶とさせていただきます。

（了）

第 39 回日本核物質管理学会年次大会プログラム

（プログラムは予告なく変更されることがありますが予めご了承願います）

共催：東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

全体会合司会　日本原子力研究開発機構　中村　仁宣

第 1 日目（11 月 20 日）

セイホクギャラリー

09:30～　　登録受付開始

10:00-10:20　　開会セッション

10: 00 - 10:05　開会の辞　　プログラム委員長　中村　仁宣
10: 05 - 10:15　開会挨拶　　日本核物質管理学会会長　千崎　雅生
10: 15 - 10:20　開会挨拶　　東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻
専攻長　藤井康正

10:20-11:30　　招待講演　　座長：日本核物質管理学会会長　千崎　雅生

10:20-10:50　　招待講演 Ⅰ：日米原子力協定の自動延長と今後の見通し
講師：元原子力委員会委員長代理　　遠藤　哲也

10:50-11:30　　招待講演 Ⅱ：IAEA 保障措置と今後の課題
講師：原子力規制庁　長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課
保障措置室長　　有賀　理

11:30-13:00　　休　　憩

13:00-13:30　　ポスターショートプレゼンテーション

座長：　東京工業大学　相楽　洋

P3901　パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
（1）統計的逐次近似法による使用済 BWR 燃料集合体中γ線源分布の画像再構成
発表者　東京工業大学　柴　茂樹

P3902　高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究
(4) 物質収支及び核不拡散性評価
発表者　東京工業大学　藤岡　里英

P3903　高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究
（1）　プルトニウム混合シリサイド燃料
発表者　東京工業大学　天野　宰

P3904　核分裂性アクチノイド核種の核特性データベースの作成
（2）Ac～Cf の評価
発表者　東京工業大学　SooJun Barng

P3905　User Interface Development of Atmospheric Dispersion Simulations for Nuclear Emergency Countermeasures
発表者　東京工業大学　Hamza El-Asaad

P3906　Applicability of $LaBr_3$ (Ce) Detector for ^{154}Eu Quantification in Molten Fuel Material　by Using Passive Gamma
発表者　東京工業大学　Nur Husna Md Hanipah

P3907　制動放射スペクトルガンマ線を用いた PFRR 法の高濃縮 U 検知への適用性研究
発表者　東京工業大学　Chin Kim Wei

P3908　A Vision-based Hand Motion Recognition Model for Insider Sabotage Detection using Deep Neural Network
発表者　東京大学　Chen Shi

P3909　原子力平和利用進展にむけた日印原子力協定のレビュー
発表者　東京工業大学　Saurabh Sharma

エンゼル研究棟講義室

12:00-17:30　企業展示

13:30-14:30　ポスターセッション
セッションコーディネーター　東京工業大学　相楽　洋

セイホクギャラリー

14:40 -16:00　セッション A：先進非破壊測定
座長：日本原子力研究開発機構　長谷　竹晃

#3910 14:40-15:00　測定試料マトリクスが JAEA 型 DDA 法に与える影響の評価
発表者　日本原子力研究開発機構　前田　亮

#3911 15:00-15:20　中性子線源を用いた新たなアクティブ中性子法に関する研究開発
発表者　日本原子力研究開発機構　米田　政夫

#3912 15:20-15:40　遅発ガンマ線分光法
1 – Phase-I 概要、Phase-II　開発予定、及び連続溶液監視
発表者　日本原子力研究開発機構　Douglas Chase Rodriguez

#3913 15:40-16:00　遅発ガンマ線分光法
2 - 実用システム減速体の設計研究
発表者　日本原子力研究開発機構　Fabiana Rossi

16:00-16:10　休　　憩

16:10-17:30　セッション B：核不拡散技術
座長：日本原燃株式会社　　河合　昭雄

#3914 16:10-16:30　仮想放射線測定システム“USOTOPE”の開発
－核セキュリティ対策における効果的な訓練のために－
発表者　警察庁　科学警察研究所　土屋　兼一

#3915 16:30-16:50　六ヶ所再処理工場の計量管理の概要
発表者　日本原燃　長谷部　真愛

#3916 16:50-17:10　BWR 燃料設計高度化による計量管理の簡素化と Pu 有効消費
発表者　原子燃料工業　稲葉　勇三

#3917 17:10-17:30　ペブルベッド型高温ガス炉の核拡散抵抗性向上手法の検討
発表者　日本原子力研究開発機構　芝　知宙

17:30 - 18:00　日本核物質管理学会総会

18:00 - 20:00　懇親会／表彰式（優秀論文賞、功労賞）
（於：東京大学　レストランアブルボア）

第 2 日目（11 月 21 日）

セイホクギャラリー

09:30 – 10:30　招待講演　　座長　：　日本核物質管理学会理事　　堀　雅人

招待講演Ⅲ：　廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題
講師：カナダ・マクマスター大学教授　長崎　晋也

10:40 – 11:20　セッション C：保障措置・２S の連携
座長：日本原燃　岩本　友則

#3918
10:40-11:00
六ヶ所再処理工場における査察活動への取り組みの現状
発表者　日本原燃　一山　優太

#3919
11:00-11:20
核燃料サイクル施設での核不拡散、核セキュリティの相乗効果
発表者　日本原子力研究開発機構　清水　亮

エンゼル研究棟講義室

10:40-11:20　セッション D：人材育成
座長：　東京大学　出町　和之

#3920
10:40-11:00
東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」
(2) 2018 年度実施状況
発表者　東京工業大学　江幡　修一郎

#3921
11:00-11:20
東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」
(3) 放射性物質環境動態実習
発表者　東京工業大学　韓　治暎

11:20-13:00　休　　憩

セイホクギャラリー

13:00-14:40　セッション E：核セキュリティ
座長：日本原子力研究開発機構　中村　仁宣

#3922
13:00-13:20
核燃料施設におけるセキュリティ対策
(1) 内部脅威対策としての個人の信頼性確認
発表者　日本原子力研究開発機構　山田　博之

#3923
13:20-13:40
核燃料施設におけるセキュリティ対策
(2)サイバーセキュリティにおける内部脅威対策
発表者　日本原子力研究開発機構　河野　壮馬

#3924
13:40-14:00
防護区域入域における爆発物探知作業等の改善検討について
発表者　日本原燃　外崎　絢菜

#3925
14:00-14:20
浜岡原子力発電所における核セキュリティ文化醸成活動
発表者　中部電力　中村　雄輔

#3926
14:20-14:40
日本原燃における核セキュリティ文化醸成
（サイバーセキュリティ教育の取り組み）
発表者　日本原燃　種市　雄祐

エンゼル研究棟講義室

13:00-14:40　セッション F：政策

座長：　東京工業大学　池上　雅子

#3927 13:00-13:20　国際原子力機関(IAEA)の拡大結論取得に係る加盟国の傾向の分析：拡大結論の取得可能条件の抽出
発表者　日本原子力研究開発機構　中西　宏晃

#3928 13:20-13:40　国レベルコンセプト(SLC)の全体像の調査結果の概要
発表者　日本原子力研究開発機構　木村　隆志

#3929 13:40-14:00　「地域保障措置」の設立に係る要素の考察
発表者　日本原子力研究開発機構　北出　雄大

#3930 14:00-14:20　二国間原子力協力協定に係る昨今の米国政権の見解について
発表者　日本原子力研究開発機構　田崎　真樹子

#3931 14:20-14:40　核燃料サイクルにおける平和利用の透明性
発表者　日本原子力研究開発機構　玉井　広史

14:40-15:00　休　憩

セイホクギャラリー

15:00– 16:10　企画セッション：

座長：　日本原子力研究開発機構　浅野　隆

15:00-15:25　**Current IAEA's Safeguards implementation and future safeguards challenge at the Fukushima Daiichi**
講演者：IAEA　Vladimir Nizhnik

15:25-15:50　**福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2018 の概要**
講演者：原子力損害賠償・廃炉等支援機構　小飼　敏明

15:50-16:10　**INMM 特別功労賞　受賞概要(日本原燃)**
報告者：日本原燃　岩本　友則

16:10-16:20　表彰式（優秀ポスター発表賞）　プログラム副委員長　相楽　洋

16:20–16:25　閉会の辞　プログラム副委員長　相楽　洋

Program Schedule for the 39th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management Japan Chapter

The program will be changed without notification

Overall host: Hironobu Nakamura, Japan Atomic Energy Agency

Day 1 (20 November)

Seihoku Gallery

09:30～ Registration

10:00-10:20 Opening Session

10: 00 - 10:05	Opening Remarks	Hironobu Nakamura, Chair, Program Committee
10: 05 - 10:15	Welcome Remarks	Masao Senzaki, President, INMM Japan Chapter
10: 15 - 10:20	Welcome Remarks	Yasumasa Fujii, Professor, Dept. of Nuclear Engineering and Management, the University of Tokyo

10:20－11:30 Invited Lectures Chair：Masao Senzaki, President, INMMJ

10:20-10:50 Invited Lecture Ⅰ：Automatically Extended US-Japan Nuclear Cooperation Agreement and Future Perspective
Guest Lecturer: Tetsuya Endo, Former Vice-Chairman Japan Atomic Energy Commission

10:50 -11:30 Invited Lecture Ⅱ：IAEA Safeguards and Future Challenge in Japan
Guest Lecturer: Osamu Aruga, Secretary-Genera's Secretariat, Radiation Protection Department, Radiation Protection Policy Division, Safeguards Office (JSGO)

11:30－13:00 Lunch Break

13:00－13:30 Poster Short Presentation

Chair：Hiroshi Sagara, Tokyo Institute of Technology

P3901 Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography (1) Image Reconstruction of gamma-ray sources in Spent BWR Fuel Assembly using Statistical Iterative Approximation
Presenter: Shigeki Shiba, Tokyo Institute of Technology

P3902 Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features (4) Evaluation of mass balance and non-proliferation features
Presenter: Rie Fujioka

P3903 Performance evaluation of light water reactor fuel in inherent and non-proliferation features (1) Mixed Plutonium Silicide Fuel
Presenter: Tsukasa Amano, Tokyo Institute of Technology

P3904 Construction of fundamental nuclear characteristics database of all fissionable actinide nuclides (1) Evaluation of Ac-Cf nuclides
Presenter: SooJun Bang, Tokyo Institute of Technology

P3905 User Interface Development of Atmospheric Dispersion Simulations for Nuclear Emergency Countermeasures
Presenter: Hamza E-Asaad, Tokyo Institute of Technology

P3906 Applicability of $LaBr_3$(Ce) Detector for ^{154} Quantification in Molten Fuel Material by Using Passive Gamma
Presenter: Nur Husna Md Hanipha

P3907 Applicability study of PFRR method to identify HEU by utilizing the Bremsstrahlung spectrum photon
Presenter: Chin Kim Wei, Tokyo Institute of Technology

P3908 A Vision-based Hand Motion Recognition Model for Insider Sabotage Detection using Deep Neural Network
Presenter: Shi Chin, The University of Tokyo

P3909 RESEARCH REVIEW OF INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COORPERATION AGREEMENT TOWARDS THE PROGRESS OF PEACEFUL USE OF THE NUCLEAR ENERGY
Presenter: Saurabh Sharma, Tokyo Institute of Technology

Lecture Room-Angel Research Building

12:00 – 17:30 Exhibit

13:30－14:30 Poster Session
Session Coordinator: Hiroshi Sagara, Tokyo Institute of Technology

Seihoku Gallery

14:40 – 16:00 Session A：Advanced Non-Distractive Assay
Chair：Taketeru Nagatani, Japan Atomic Energy Agency

#3910 14:40-15:00 Evaluation of effect of sample matrix on JAEA type DDA technique
Presenter: Makoto Maeda, Japan Atomic Energy Agency

#3911 15:00-15:20 Research and development for a new active neutron method using a continuous neutron source
Presenter: Masao Komeda, Japan Atomic Energy Agency

#3912 15:20-15:40 Delayed Gamma-ray Spectroscopy 1, Phase-I Summary, Phase II Preview, and continuous Solution Monitoring
Presenter: Douglas Chase Rodriguez, Japan Atomic Energy Agency

#3913 15:40-16:00 Delayed Gamma-ray Spectroscopy 2-Design Study of Moderator for Practical System
Presenter: Fabiana Rossi, Japan Atomic Energy Agency

16:00－16:10 Break

16:10－17:30 Session B: Nuclear Non-proliferation Technology
Chair: Akio Kawai, Japan Nuclear Fuel Limited

#3914 16:10-16:30 Development of radiation-detection simulator “USOTOPE”- Toward an effective training in nuclear security measures –
Presenter: Kenichi Tsuchiya, National Research Institute of Police Service

#3915 16:30-16:50 Outline of Material Accountancy for Rokkasyo Reprocessing Plant
Presenter: Mai Hasebe, Japan Nuclear Fuel Limited

#3916 16:50-17:10 Simplification of Accounting for and Control of Nuclear Material and
Presenter: Yuzo Inaba, Nuclear Industries, Ltd.

#3917 17:10-17:30 Study to improve proliferation resistance of pebble bed reactor
Presenter: Tomooki Shiba, Japan Atomic Energy Agency

17:30－18:00 INMM Japan Chapter Annual Business Meeting

18:00－20:00 Reception/Awards (at Restaurant Abrevoir, The University of Tokyo)

Day 2（21 November）

Seihoku Gallery

09:30－10:30 **Invited Lecture** **Chair: Masato Hori. Member-at-large INMM**

Invited Lecture Ⅲ： Current status and future challenge on disposal of radioactive waste taking into consideration of decommissioning

Guest Lecturer: Shinya Nagasaki, Professor, McMaster University, Canada

10:40 – 11:20 **Session C : Safeguards/Corrabration with 2S**

Chair：Tomonori Iwamoto, Japan Nuclear Fuel Limited

#3918 10:40-11:00 Current Status of JNFL Efforts on Inspection Activities at Rokkasyo Reprocessing Plant

Presenter: Yuta Ichiyama, Japan Nuclear Fuel Limited

#3919 11:00-11:20 Synergic effect of nuclear security and nuclear nonproliferation on nuclear fuel cycle facilities

Presenter: Ryo Shimizu, Japan Atomic Energy Agency

Lecture Room-Angel Research Building

10:40-11:20 **Session D: Human Resources Development**

Chair: Kazuyuki Demachi, The University of Tokyo

#3920 10:40-11:00 Nuclear Regulation Human Resources Development Program in Tokyo Tech "The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET) (2) Implementation Status 2018

Presenter: Shuichiro Ebata, Tokyo Institute of Technology

#3921 11:00-11:20 Nuclear Regulation Human Resources Development Program in Tokyo Tech "The Advanced Nuclear 3S Education and Training (ANSET)" (3) Exercise on Environmental Dynamics of Radioactive Material

Presenter: Chi Young HAN, Tokyo Institute of Technology

11:20-13:00 **Lunch Break**

Seihoku Gallery

13:00-14:40 **Session E: Nuclear Security**

Chair: Hironobu Nakamura, Japan Atomic Energy Agency

#3922 13:00-13:20 Nuclear security measures at nuclear fuel facilities (1) Trustworthiness program for insider mitigation

Presenter: Hiroyuki Yamada, Japan Atomic Energy Agency

#3923 13:20-13:40 Security Measure at Nuclear Fuel Facility (2) Internal Threat Countermeasure in Cyber-Security

Presenter: Soma Kono，Japan Atomic Energy Agency

#3924 13:40-14:00 A study of Improvement for Explosive Screening Measure at Inner Area Entrance

Presenter: Junna Sotozaki, Japan Nuclear Fuel Limited

#3925 14:00-14:20 Activities Related to Foster Nuclear Security Culture in Hamaoka Nuclear Power Station

Presenter: Yusuke Nakamura, Chubu Electric Power Co., Inc

#3926 14:20-14:40 Efforts on the promotion of Nuclear Security Culture at JNFL- Implementation of Cyber Security education-

Presenter: Yusuke

Lecture Room-Angel Research Building

13:00-14:40 **Session F: Policy**
Chair: Masako Ikegami, Tokyo Institute of Technology

#3927 13:00-13:20 A Study of Tendencies of Member States which the Broder Conclusion (BC) Has been Drawn and Not Yet by the International Atomic Energy Agency (IAEA) : Extracting Possible Requirements for Drawing the BC
Presenter : Hiroaki Nakanishi, Japan Atomic Energy Agency

#3928 13:20-13:40 Summary of Research Result of State Level Concept (SLC)
Presenter: Takashi Kimura, Japan Atomic Energy Agency

#3929 13:40-14:00 Study on elements of establishing the regional safeguards
Presenter: Yuta Kitade, Japan Nuclear Energy Agency

#3930 14:00-14:20 Study on Current US Views on Bilateral Civilian Nuclear Cooperation Agreements
Presenter: Makiko Tazaki, Japan Atomic Energy Agency

#3931 14:20-14:40 Transparency of Peaceful Use in Nuclear Fuel Cycle
Presenter: Hiroshi Tamai

14:40-15:00 **Break**

Seihoku Gallery

15:00-16:10 **Planning Session**
Chair: Takashi Asano, Japan Atomic Energy Agency

15:00-15:25 Current IAEA's Safeguards implementation and future safeguards challenge at the Fukushima Daiichi
Guest Lecturer : Vladimir Nizhmik, IAEA

15:25-15:50 Technical Strategic Plan 2018 for Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (Overview)
Guest Lecturer : Toshiaki Kogai, Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

15:50-16:10 Overview of Charles Pietri Special Service Award Winning (JNFL)
Reporter: Tomonori Iwamoto, Japan Nuclear Fuel Limited

16:10-16:20 **Poster Presentation Awards** **Hiroshi Sagara Vice-Chair, Program Committee**

16:20-16:25 **Closing Remarks** **Hiroshi Sagara Vice-Chair, Program Committee**

招待講演Ⅰ

日米原子力協定の自動延長と今後の見通し

元原子力委員会委員長代理 遠藤 哲也

日米原子力協定の自動延長と今後の見通し

(はじめに)

1988 年 7 月に発効した日米原子力協定は、とりあえずの 30 年の有効期限を無事終了し、協定第 16 条に従って去る 2018 年 7 月 17 日に自動延長されることとなった。

筆者はこの協定の交渉開始の時から、ほぼ全期間、難航した交渉、正式署名はされたものの発効に至るまでの米国国内の波乱万丈の経緯に直接関与してきた。個人的なことだがこの協定には、特に親近感を覚えると共に、30 年があっという間に過ぎ去ったことに感無量の思いがする。

本稿では、この協定の日本の原子力活動にとっての重要性を想起するとともに、協定がともかく成功裡にまとまった背景に触れ、協定の今後のゆくえを考えてみたい。

(協定の重要性)

米国は、各国と民生部門での原子力協定を進めるにあたり、1954 年の原子力法及び 1978 年の核不拡散法 (NNPA) により二国間協定を結ぶことを義務付けられている。日本の場合も、そうであり、現行の協定以前は再処理をはじめとする核燃料サイクルには厳しい規制が課せられ、米国が事実上拒否権を持っていた。特に米国の原子力政策は、1974 年のインドの核実験を契機に一層強化され、当時のカーター大統領は運開直前の東海再処理工場に対して、待ったをかけてきた。原子力開発の黎明期から核燃料サイクルを原子力政策の基本としてきた日本にとっては衝撃であった。

当時よく使われてきた言葉で言えば、東海再処理交渉という「国難」は何とか切り抜けたものの、このように米国のその時々の政策判断で日本の原子力の基本政策が左右されるのは困る。日本としては、1968 年協定の個別許可制度から包括事前同意制度方式へと協定を改定しなければならないとの意を強くした。

この改定交渉が軌道に乗るのはレーガン政権になってからだが、米国の協定交渉に対する態度は党派を越えて厳しく、国防省、原子力規制委員会 (NRC) など行政府内部での異論、議会での核不拡散強硬派議員の抵抗などで交渉は難航し、交渉開始から締結までに 6 年以上もの時間がかかった。

(交渉が妥結に至った背景)

協定の中核である核燃料サイクルに関する包括事前同意制度により、日本の核燃料サイクルは事実上自由となったが、NPT 下の非核兵器国に対する特別な例外的な取扱いといってよい。これを一旦手放すものなら、再び取り戻すことはおそらく至難の業であり、この制度は何としても守って行かねならない。

ところで、この交渉は日本にとって成功であったと、内外から評されるが、その原因はどこにあったのだろろうか。これを再考するのは今後この協定を維持してゆくのに大いに参考になると思われるからである。一番大きかったのは当時の米ソ冷戦を背景にして日米間では経済摩擦が燃え上がっていたにもかかわらず、安全保障面での日米間での信頼関係であったと思う。それを象徴するのがロン・ヤス（レーガン・中曽根）関係であった。いまひとつは日本が核不拡散体制を厳守し、かつ国際的にも貢献してきたことが認められたものと思う。加えて日本が再処理、濃縮などの核燃料サイクル技術をすでに保有していたことも挙げられよう。

（協定の今後の見通し）

1988 年の日米原子力協定成立以降、協定は空気の如く何人もその存在を感じることさえなく、日米の原子力関係は順風満帆に推移していった。日本の原子力利用は全体としては順調に進み、原子力ルネッサンスの到来と言われたくらいであった。

ところが、この流れに大きな打撃を与えたものが、2011 年 3 月の福島第一原発事故であった。原子力発電はその後遺症から少しずつ立ち直りつつあるが、依然として原発反対の声は強く核燃料サイクルの方は見通しがはっきりしない。サイクルの二本柱である再処理事業ももたついているし、高速（増殖）炉の目途は立っていない。本来中間措置として位置付けられていたプルサーマルも期待通りには進んでいない。このような状況の下で迎えたのが、さる 7 月 17 日の協定の自動延長であったが、今後協定はどのようになってゆくのであろうか。

まず、協定第 16 条は現行協定の自動延長を規定している。但し、日米いずれか一方からの６ヶ月前の通告で失効される。このため、日米原子力協定が不安定な状況に置かれるのではないかとの見方もあり、条約的にはその要素は否定できないが実際には必ずしもそうではない。日本外交の基軸である日米安保条約も 1970 年以降は、いずれも一方の１年前の通告で効力を失うと規定されてはいるが、それが故に日米安保条約が不安定云々との見方は全く存在しない。要は日米の信頼関係である。いまひとつは現行協定の実施取極により、米側が包括事前同意制度を一方的に停止できることになっている。これは日米交渉上の争点の一つであり、結局核不拡散又は国家安全保障の点から例外的にのみ行われるものとなった。これも前者と同じく日米間の信頼関係にかかっている。ただし、これら条項をちらつかせることによって米側から核燃料サイクルに何らかの自主規制を求めてくる可能性は否定できない。

それでは、日本として積極的に何をすべきか、何よりも日米間の信頼関係の維持が絶対に必要である。加えて日本の核燃料サイクルを順調に進めることである。日本の急務は核燃料サイクルの全体像、将来像を絵に描いた餅ではなく、合理的な形で示すことである。

具体策も示さずに保有プルトニウムの削減を唱えるだけでは何の役にも立たない。核燃料サイクルを含めた日本の原子力政策の司令塔が是非とも必要で、堂々と議論し、核燃料サイクルの政策を打ち出してゆく必要がある。

招待講演　Ⅱ

IAEA 保障措置と今後の課題

原子力規制庁保障措置室

保障措置室長 有賀 理

IAEA保障措置と今後の課題

第39回日本核物質管理学会年次大会
2018年11月20日
原子力規制庁保障措置室
有賀　理

NRA, Japan
Nuclear Regulation Authority

目次

1　IAEA保障措置の実施状況

2　保障措置を巡る国際動向

3　我が国保障措置の今後の課題

1. IAEA保障措置の実施状況

NRA, Japan
Nuclear Regulation Authority

IAEA保障措置とは

- 根拠:
  - 核兵器不拡散条約(NPT)
  - 日・IAEA保障措置協定(CSA)/追加議定書(AP)
  - 原子炉等規制法
- 目的:
  - 国内にある核物質が核兵器その他の核爆発装置に転用されていないことを確認
- 国際原子力機関(IAEA)と国(原子力規制委員会)が、原子力施設への査察等を実施

IAEA保障措置の手段

1. 計量管理(CSA)
   - すべての核物質の所在、種類、量、移動を把握
2. 封じ込め・監視(CSA)
   - 核物質等の移動状況等を監視カメラ、封印等により確認
3. 保障措置検査(査察)(CSA)
   - 施設に立入り、計量管理の状況を検査(査察)において検認
4. 設計情報の確認(CSA)
   - 施設に立入り、提供された施設情報等が正しいことを確認
5. 拡大申告、補完的なアクセス(AP)
   - 研究開発活動、サイト等情報を申告
   - 短期通告により、未申告の核物質、活動がないことを確認

IAEA保障措置の実施状況(2017)

- 181カ国、1298の原子力施設と施設外の場所に適用
- 約21万有意量(SQ(Significant Quantity))の核物質
- 年間約2700の保障措置査察と検認活動
- 年間約1万4千人日の検認人日数
- 査察官260人を含む保障措置局職員729人
- 通常予算 – 約137 M. Euro (約170億円)
- 特別拠出金 – 約27 M. Euro (約39億円)

出典:IAEA保障措置実施報告書(SIR)2017

我が国のIAEA保障措置査察実施(SIR 2017)

	IAEA全体	日本	割合 (日本/全体)
査察対象施設数	715	125	約17%
査察回数	2,102	269	約13%
検認現場日数	13,744	2,768	約20%

出典: The Safeguards Implementation Report for 2017

IAEAによる我が国の評価(SIR2017)

- IAEAは、前年1年間の保障措置活動の結果をまとめた保障措置実施報告書(Safeguards Implementation Report: SIR)を作成
- SIR報告書において我が国は、2003年版報告以来、
  ① 申告された核物質の平和的活動からの転用の兆候
  ② 未申告の核物質及び原子力活動が存在する兆候

  が認められないと評価され、
  「保有する全ての核物質が保障措置下にあり平和的原子力活動の中に留まっている」
  旨の「結論」(拡大結論)を毎年得て、統合保障措置が導入されている。

保障措置実施の状況 － 2017年末

2017年保障措置声明における保障措置協定の種類に応じた評価結果（概要）

保障措置協定の種類	国数		評価結果
核兵器不拡散条約締約国	190[注1]		－
保障措置協定非締約国	12		いかなる保障措置結論も導出できず。
保障措置協定適用対象国	181[注1, 注2]		－
INFCIRC／153型保障措置協定（包括的保障措置協定）＋追加議定書（Additional Protocol）	127[注2]	70[注2]	・申告された核物質について平和的な原子力活動からの転用の兆候は見られない。 ・未申告の核物質又は活動の兆候も見られない。 ⇒ すべての核物質が平和的活動に留まっている（拡大結論）。
		57	・申告された核物質について平和的な原子力活動からの転用の兆候は見られない。 ・未申告の核物質又は活動がないことに関する評価は続行中。 ⇒ 申告された核物質は平和的活動に留まっている。
INFCIRC／153型保障措置協定（包括的保障措置協定）	46		・申告された核物質について平和的な原子力活動からの転用の兆候は見られない。[注3] ⇒ 申告された核物質は平和的活動に留まっている。
自発的協定（Voluntary Offer Agreement）	5		・保障措置が適用されている核物質について転用の兆候は見られない。 ⇒ 選択された施設において保障措置が適用されている核物質は平和的活動に留まっているか、又は協定に規定されるとおりに保障措置から取り下げられている。
INFCIRC／66型保障措置協定	3		・保障措置が適用されている核物質が転用されている、若しくは施設又は他のアイテムが不正利用されている兆候は見られない。 ⇒ 保障措置の適用されている核物質、施設及び他のアイテムは平和的活動に留まっている。

注1 北朝鮮を含まない。
注2 この他に台湾。
注3 シリアについては、特別の言及あり。

出展：国際原子力機関（IAEA）による「2017年版保障措置声明」の公表について

NRA, Japan Nuclear Regulation Authority

2. 保障措置を巡る国際動向

NRA, Japan Nuclear Regulation Authority

保障措置を巡る国際動向

- 保障措置を巡る国際政治の複雑化と多様化

  NPT議論、中東問題、軍縮と平和利用

- 国際社会からの期待と現状

  新興原子力国の増加と対応、技術支援の必要

- 政治的・技術的に複雑な保障措置

  イラン(JCPOA)、シリア、北朝鮮

- 保障措置業務量の増加と効率化

  査察対象の増加と高度化、国レベル保障措置

特殊な保障措置活動

1. イラン:
   - JCPOA(Joint Comprehensive Plan of Action)に基づく検認
   - 追加議定書(AP)の暫定実施による通常査察の増加
   - 過去の未解決問題への対処(軍事施設へのアクセス)
   - 長期にわたるモニタリングの多大な財政・人的負担
   - 技術的課題と機微情報(インテリジェンス)の取り扱い
   - 保障措置局業務への影響と幹部職員の多大な負担
2. 北朝鮮:
   - SGOA部内にタスクチーム結成し専属スタッフによる活動
   - 北朝鮮の原子力活動に関する情報収集と状況分析
   - 保障措置再開の準備と行動計画の策定

Operating environment is changing fast

1. Increase in demand

2010 – 2016

+19%
Nuclear material under Safeguards

+10%
Nuclear facilities & locations outside facilities under Safeguards

IAEA

Operating environment is changing fast

2. Increasing spent fuel transfers & decommissioning

Irradiated plutonium under Safeguards

IAEA

SQ=Significant Quantity

Operating environment is changing fast

IAEA

IAEA has a long-term strategy to ensure we fulfil the Safeguards mission

1. Greater productivity and agility
2. Major modernization projects
3. Partnerships with States

IAEA

IAEA保障措置の国レベル概念
State-level Concept (SLC)

- 2013年及び2014年のIAEA理事会において、国レベルでの保障措置実施の概念化等及びその補足資料を事務局長が報告：
  - 保障措置協定の枠組みにおいて、国全体としての原子力及び関連する活動と能力を考慮して保障措置を実施するという一般的な考え方（GOV/2013/38）
- 2018年6月末現在、当該概念に基づき、我が国を含む131か国の国レベルアプローチ（State Level Approach）を策定済み。（GOV/2018/20）

国の特定要素（核不拡散と保障措置に関わる）
State Specific Factors

- 核燃料サイクルの規模と関連技術
  - 経験、技術力、R&D
- SSAC(国内計量管理体制)の信頼性
  - 独立性、実効性、独自の査察、技術力
- 保障措置協定と追加議定書(AP)、拡大結論
  - APの発効、拡大結論の有無と期間
- IAEAとの協力関係
  - 申告・報告の適時性と正確性、アクセス、機器
- 保障措置実施の実績
  - 過去の問題事項とその対処、Open Anomaly
- その他
  - 核不拡散上の実績、他国との原子力協力と輸出入

IAEA保障措置の今後

- SLC(State Level Concept)の円滑な実施
  - 全ての国に適用し査察業務の効果効率化の向上
- IT技術改良と情報収集・分析力の強化
  - 情報量の膨大化に対処する技術力と人材育成
- 先端原子力技術/施設高度化対応の保障措置技術向上
  - 長期R/D計画、先端技術応用と保障措置技術改革
  - Development and Implementation Support Programme for Nuclear Verification 2018–2019
- イラン、シリア対応と北朝鮮問題
  - 中長期的な行動計画、財政・人材確保

IAEA保障措置シンポジウム2018

- テーマ: 将来の保障措置機能の構築
  - 主要3要素: イノベーション、パートナーシップ、実施
- 2018年11月5日～8日@IAEA本部
- 90加盟国等からの参加者700名程度
- まとめのセッションにおける議論:
  - 原子力業界以外の技術開発の活用
  - 実践共同体の参加と地域ネットワークの強化
  - IAEAと外部機関との協力及び調整の改善

3. 我が国保障措置の今後の課題

NRA, Japan
Nuclear Regulation Authority

国内保障措置の課題

- 拡大結論の継続:
  - 福島第1での現状保障措置の継続と長期的手法の策定
- 国内全体での円滑な保障措置の実施/不都合事象(Anomaly)の防止
  - Pu/HEUの継続した保障措置対応
  - 再稼動原発での保障措置の継続
  - 廃止措置段階の施設における保障措置
  - 短期通告査察、補完アクセス等の非通常業務への適切対応
- SLC(State Level Concept)の円滑な実施とIAEAとの連携
  - 査察業務の合理化と拡大結論への維持

IAEA保障措置対応に求められるもの

・IAEAと我が国が協同して、我が国の平和的原子力活動の透明性を確保していくため、
  - IAEAとの意見交換と協力関係を幅広いレベルで維持し、問題意識を共有、信頼ある協力関係を構築
  - 国内体制の信頼性向上にIAEAと連携して取り組み、SSACの有効活用を支援・協力
  - IAEAへの人材派遣を含め国際保障措置支援の戦略検討

引き続き、IAEA及び原子力規制委員会が実施する保障措置活動へのご理解、ご協力をお願いいたします。

招待講演Ⅲ

廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題

カナダ・マクマスター大学教授　長崎　晋也

第39回　日本核物質管理学会年次大会
2018年11月21日
東京大学弥生講堂アネックス

廃炉等を踏まえた放射性廃棄物処分の現状と課題

長崎　晋也
McMaster University

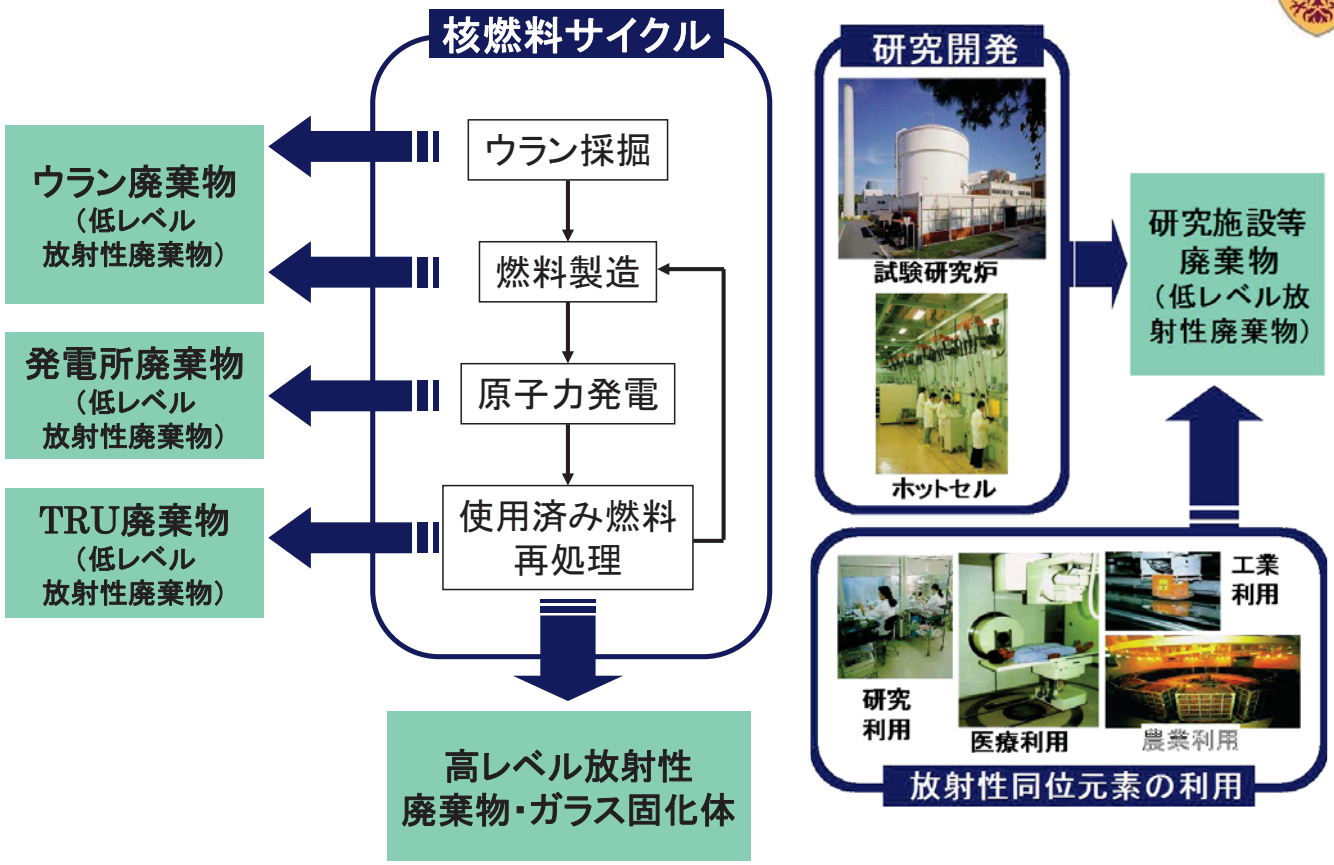
放射性廃棄物の定義

原子炉等規制法	核燃料物質又は核燃料物質で汚染された物で廃棄しようとするもの
cf. IAEA	クリアランスレベルを上回る放射能を含む物で使用の見込みのないもの.

廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃掃法）
（定義）
第二条　この法律において「廃棄物」とは、ごみ、粗大ごみ、燃え殻、汚泥、ふん尿、廃油、廃酸、廃アルカリ、動物の死体その他の汚物又は不要物であって、固形状又は液状のもの（放射性物質及びこれによって汚染された物を除く。）をいう。
２　この法律において「一般廃棄物」とは、産業廃棄物以外の廃棄物をいう。

放射性物質汚染対処特措法
（目的）
第一条　この法律は、平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故（以下本則において単に「事故」という。）により当該原子力発電所から放出された放射性物質（以下「事故由来放射性物質」という。）による環境の汚染が生じていることに鑑み、事故由来放射性物質による環境の汚染への対処に関し、国、地方公共団体、原子力事業者及び国民の責務を明らかにするとともに、国、地方公共団体、関係原子力事業者等が講ずべき措置について定めること等により、事故由来放射性物質による環境の汚染が人の健康又は生活環境に及ぼす影響を速やかに低減することを目的とする。
（定義）
第二条　この法律において「原子力事業者」とは、原子力災害対策特別措置法（平成十一年法律第百五十六号）第二条第三号に規定する原子力事業者をいい、「関係原子力事業者」とは、事故由来放射性物質を放出した原子力事業者をいう。
２　この法律において「廃棄物」とは、ごみ、粗大ごみ、燃え殻、汚泥、ふん尿、廃油、廃酸、廃アルカリ、動物の死体その他の汚物又は不要物であって、固形状又は液状のもの（土壌を除く。）をいう。

放射性廃棄物の発生



放射性廃棄物管理の基本的考え方

IAEAの基本原則 (1995)　　(1/2)

原則1：人間の健康の防護

放射性廃棄物は、人間の健康に対する受容可能な防護のレベルを保証するような方法で管理されなければならない。

原則2：環境の保護

放射性廃棄物は、環境保護が受容可能なレベルで行えるような方法によって管理されなければならない。

原則3：国境を越えての防護

放射性廃棄物は、国境を越えて起こり得る、人の健康及び環境に対する潜在的な影響が確実に考慮されるような方法で管理されなければならない。

原則4：将来世代の防護

放射性廃棄物は、将来世代の健康に対して予想される影響が、現在受け入れられている影響のレベルよりも大きくならないような方法で管理されなければならない。

原則5：将来世代への負担

放射性廃棄物は、将来世代への過度の負担を強いないような方法で管理されなければならない。

放射性廃棄物管理の基本的考え方

IAEAの基本原則 (1995)　(2/2)

原則6：国の法的枠組み

放射性廃棄物は，責任の明確な割り当てと，独立した規制機能の準備を含めた適切な国の法的枠組みのもとで管理されなければならない。

原則7：放射性廃棄物の発生抑制

放射性廃棄物の発生は可能な限り低く保たれなければならない。

原則8：放射性廃棄物の発生と管理の相互依存性

放射性廃棄物の発生と管理のすべてのステップにおける相互依存性が，適切に考慮されなければならない。

原則9：施設の安全性

放射性廃棄物管理にかかわる施設の安全性は，施設の供用期間中，適切に確保されなければならない。

http://nihonspin-k.co.jp/h2.htm

http://www.greenpeace.org/

London Convention (1972)

http://matome.naver.jp/

Antarctic Treaty (1961)

http://www.swissinfo.ch/

Kongo Gumi
578
Hudson's Bay
1670
Roman Empire
27 BC – 1453
(Eastern)
Oxford University
1096
McMaster
1887

なぜ地層処分か？

McMaster University

倫理的視点

- 将来世代の負担の低減 → 受動的な安全系
- 将来世代の選択の自由度を確保（世代間公平）
- 長期の事業に対し、公平かつ公開性のある意思決定プロセス
  → 段階的アプローチ
- 適切な資源配分 → 現実的な技術が適用可能

地層処分を選択する理由

McMaster University

１．地下深部は物質を閉じ込める能力がある。

【地下深部が有する特徴】

✓ 地表に比べ人間活動や自然現象の影響を受けにくい
✓ 還元性の環境にあり，腐食や溶解が進みにくい
✓ 物質を動かす媒体となりうる地下水の動きが極めて遅い

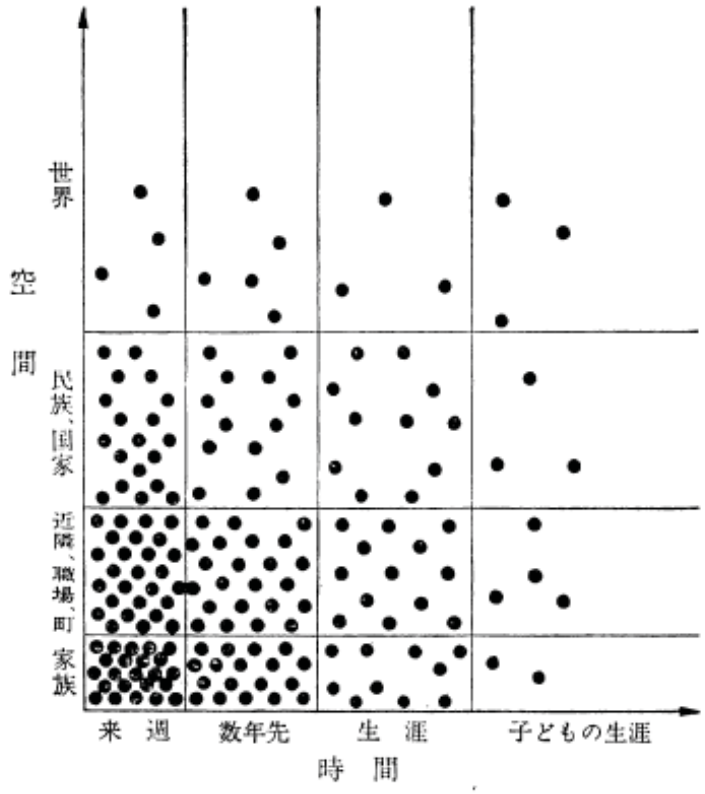
→
○ 地下水が放射性廃棄物に触れにくく、
○ 触れても溶け出しにくく、
○ 溶けたとしてもその場所から動きにくく、
○ 動いたとしても人間の生活環境に届きにくく、
○ その間の放射能減衰により、人間の生活環境への影響を十分小さくする

２．超長期間の制度的管理は不可能。安定な環境として深地層を利用することにより，長期にわたる受動的な安全系（passive safety system）の構成が可能である。

３．現実的に実施可能である。

人間の視野

『成長の限界』(ローマクラブ、「人類の危機」レポート」、1972)



「人々の視野は空間的にも時間的にも異なるが、すべての人間の関心は左図の空間＝時間グラフのどこかにあてはまるはずである。大多数の人々の関心は、家族や友人に対する短期的なことがらに限られている。他の人々は、時間的にもっと先まで見通し、町とか国とかいったもっと広い範囲のことがらに関心をもっている。ごく少数の人々だけが、遠い将来に広がる全世界的な関心をいだいている。」

放射性廃棄物処分の概念による区分

1. 拡散・希釈： 空気や水によって放射性核種を拡散・希釈させ、安全上十分に低い濃度となるよう計画的に環境中に放出。気体廃棄物及び液体廃棄物に対して実績あり。

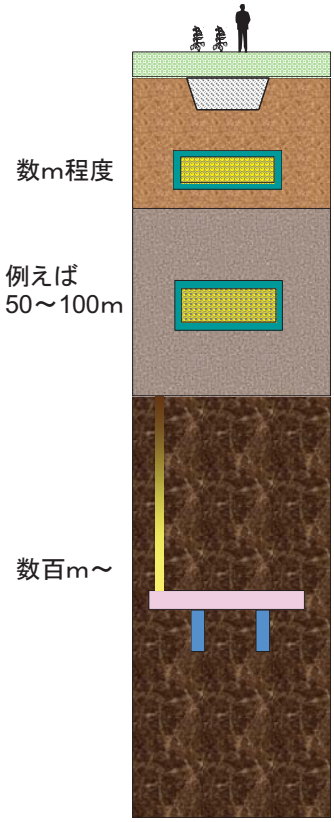
2. 濃縮・密閉

(1)管理型： 放射能が十分に減衰するまで制度的な管理下におく方法。時間の経過に伴う放射能の減衰が有意に期待できる放射性廃棄物を陸地に埋設し、放射能レベルに応じて段階的に管理する。

(2)隔離型： 放射能が減衰するまで管理ができない長寿命の放射性廃棄物を、生活環境から十分に離れた地下深部の安定な場所に長期間に亘り隔離する方法。

放射性廃棄物の種類と処分

McMaster University



トレンチ処分

放射能の極めて低いもの

施設の解体等で発生した
コンクリート・金属等

JAEA
茨城県東海村

**コンクリート
ピット処分**

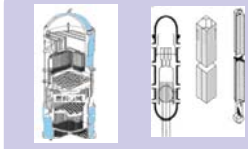
放射能の比較的低いもの

濃縮廃液や使用済樹脂、焼却灰や
フィルター等を溶融・圧縮により減容
したものをセメント等で固化したもの等

日本原燃(株)
低レベル放射性
廃棄物埋設センター
（青森県六ヶ所村）

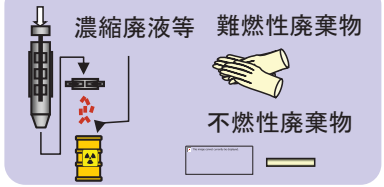
中深度処分
（一般的な地下利用に
十分余裕を持った深
度への処分）

放射能の比較的高い発電所廃棄物



炉内構造物　制御棒等

TRU廃棄物の一部

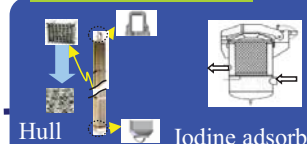


地層処分

High-level radioactive wastes

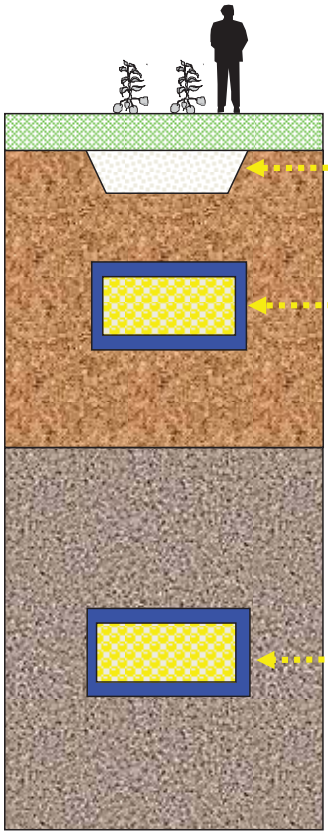
Vitrified wastes

Part of TRU wastes



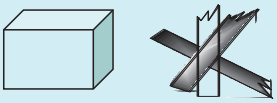
制度的管理を必要とする処分：管理型処分

McMaster University



**素掘り処分
（トレンチ処分）**

放射能の極めて低いもの

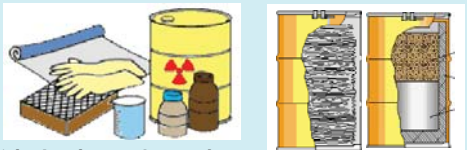


施設の解体等で発生した
コンクリート・金属等

浅地中処分

**コンクリート
ピット処分**

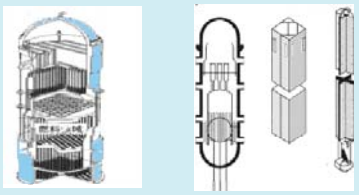
放射能の比較的低いもの



濃縮廃液や使用済樹脂、焼却灰やフィルター等を溶融・圧縮により減容したものをセメント等で固化したもの等

**一般的な地下利用
に十分余裕を持った
深さへの処分**

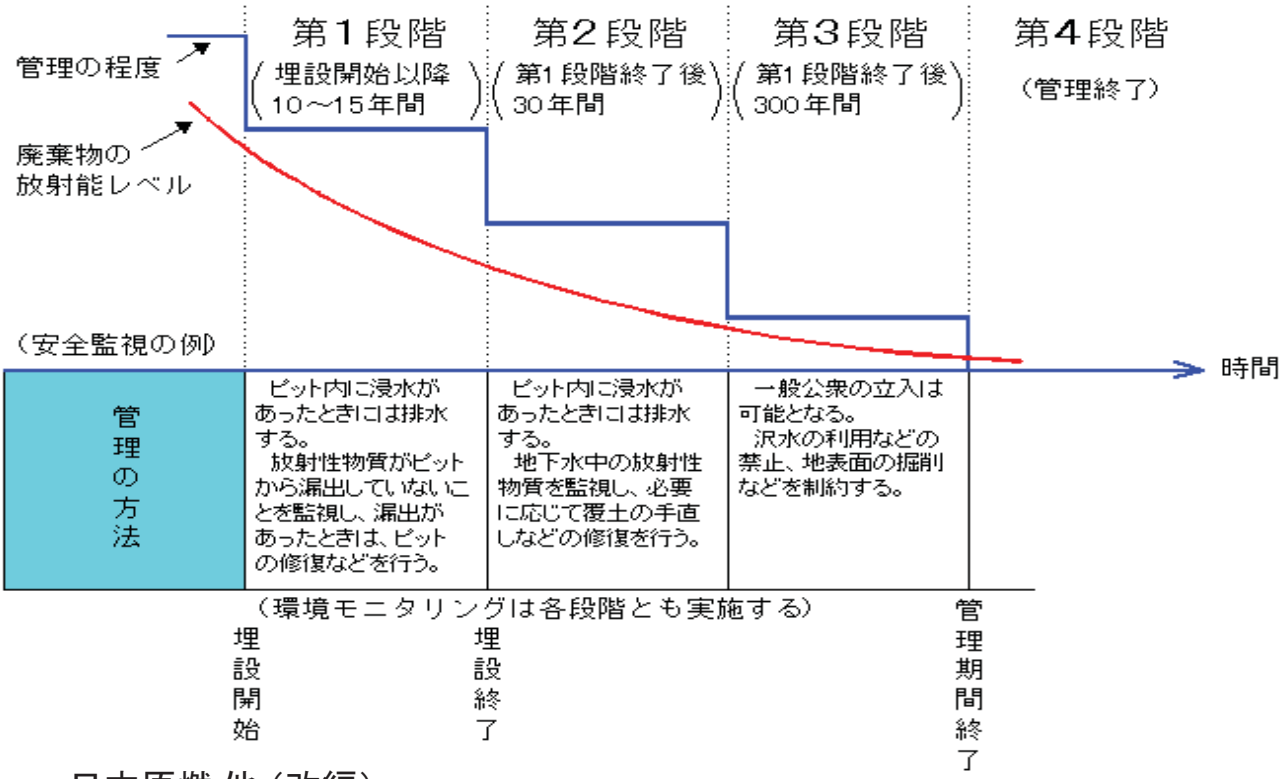
放射能の比較的高いもの



炉内構造物　制御棒等

余裕深度処分

管理型処分の段階管理



日本原燃 他（改編）

隔離型処分：地層処分システム

地層処分システム：

長期的に安定で、好ましい条件を有する地質環境に構築される多重バリアシステム

天然バリア

3つの人工バリア

ガラス固化体

ガラスにより放射性物質を安定した形態に固化。
放射性物質はガラスと一体化した状態で閉じ込められるため、ガラスが地下水に溶けない限り放射性物質だけが地下水に溶け出すことはない。

オーバーパック（鋼製容器）

放射能が高い期間、地下水とガラス固化体の接触を確実に阻止できるようガラス固化体を封入。

仕様例　材質：炭素鋼
寸法：φ0.8×H1.7m, t0.2m
重量：約6t

試作例

緩衝材（締め固めた粘土）

オーバーパックの周囲に充填。
緩衝材は水を通しにくく、物質の移動を抑制する等の特性を有する“ベントナイト”という粘土を主成分とする。

試作例

Radioactive Waste Management

Decommissioning status

Current condition of nuclear power plants in the world

All power plants, coal, gas and nuclear, have a finite life beyond which it is not economically feasible to operate them. Generally speaking, early nuclear plants were designed for a life of about 30 years, though some have proved capable of continuing well beyond this. Newer plants are designed for a 40 to 60 year operating life. At the end of the life of any power plant, it needs to be decommissioned, cleaned up and demolished so that the site is made available for other uses.

(a) To date, about 100 mines, about 110 commercial power reactors, 46 experimental or prototype reactors, over 250 research reactors and a number of fuel cycle facilities, have been retired from operation. Some of these have been fully dismantled.
(b) Most parts of a nuclear power plant do not become radioactive, or are contaminated at only very low levels. Most of the metal can be recycled.
(c) Proven techniques and equipment are available to dismantle nuclear facilities safely and these have now been well demonstrated in several parts of the world.
(d) Decommissioning costs for nuclear power plants, including disposal of associated wastes, are reducing and contribute only a small fraction of the total cost of electricity generation.

Reactors closed following damage in an accident or serious incident (11)

Country	Reactor	Type	MWe net	Years operating	Shut down	reason
Germany	Greifswald 5	VVER-440/V213	408	0.5	11/1989	Partial core melt
	Gundremmingen A	BWR	237	10	1/1977	Botched shutdown
Japan	Fukushima Daiichi 1	BWR	439	40	3/2011	Core melt from cooling loss
	Fukushima Daiichi 2	BWR	760	37	3/2011	Core melt from cooling loss
	Fukushima Daiichi 3	BWR	760	35	3/2011	Core melt from cooling loss
	Fukushima Daiichi 4	BWR	760	32	3/2011	Damage from hydrogen explosion
Slovakia	Bohunice A1	Prot GCHWR	93	4	1977	Core damage from fuelling error
Spain	Vandellos 1	GCR	480	18	mid 1990	Turbine fire
Switzerland	St Lucens	Exp GCHWR	8	3	1966	Core Melt
Ukraine	Chernobyl 4	RBMK LWGR	925	2	4/1986	Fire and meltdown
USA	Three Mile Island 2	PWR	880	1	3/1979	Partial core melt

Reactors closed prematurely by political decision or consideration (27)

Country	Reactors	Type	MWe net each	Years operating each	Shut down
Armenia	Metsamor 1	VVER-440/V270	376	13	1989
Bulgaria	Kozloduy 1-2	VVER-440/V230	408	27, 28	12/2002
	Kozloduy 3-4	VVER-440/V230	408	24, 26	12/2006
France	Super Phenix	FNR	1200	12	1999
Germany	Greifswald 1-4	VVER-440/V230	408	10, 12, 15, 16	1990
	Muelheim-Kaerlich	PWR	1219	2	1988
	Rheinsberg	VVER-70/V210	62	24	1990
Italy	Caorso	BWR	860	12	1986
	Latina	GCR	153	24	1987
	Trino	PWR	260	25	1987
Japan	Fukushima Daiichi 5	BWR	760	33	2011
	Fukushima Daiichi 6	BWR	1067	32	2011
Lithuania	Ignalina 1	RBMK LWGR	1185	21	2005
	Ignalina 2	RBMK LWGR	1185	22	2009
Slovakia	Bohunice 1	VVER-440/V230	408	28	12/2006
	Bohunice 2	VVER-440/V230	408	28	12/2008
Sweden	Barseback 1	BWR	600	24	11/1999
	Barseback 2	BWR	600	28	5/2005
Ukraine	Chernobyl 1	RBMK LWGR	740	19	12/1997
	Chernobyl 2	RBMK LWGR	925	12	1991
	Chernobyl 3	RBMK LWGR	925	19	12/2000
USA	Shoreham	BWR	820	3	1989

Examples

Reactors closed having fulfilled their purpose or being no longer economic to run (109+1)

- prot= prototype, exp= experimental, * = ran approx full-term

Country	Reactor	type	MWe net each	Start-up	Years operating each	Shut down
Belgium	BR-3	Prot PWR	10	1962	24	1987
Canada	Douglas Point	Prot PHWR	206	1967	17	1984
	Gentilly 1	Exp SGHWR	250	1971	6	1977
	Gentilly 2	PHWR	638	1982	30	2012
	Rolphton NPD	Prot PHWR	22	1962	25	1987
France	Bugey 1	GCR	540	1972	22	1994
	Chinon A1	Prot GCR	70	1963	10	1973
	Chinon A2	GCR	180	1965	20	1985
	Chinon A3 *	GCR	360	1965	25	1990
	Chooz A	Prot PWR	305	1967	24	1991

Experimental, early commercial types and commercial unit whose continued operation was no longer justified, usually for economic reasons. Most of these started up before 1980 and their short life is not surprising for the first couple of decades of a major new technology. At least 41 of this 110 ran relatively full-term, for a design life of 25-35 years or so (design lives today are 40-60 years).

廃止措置（Decommissioning）とは

◆ 廃止措置とは

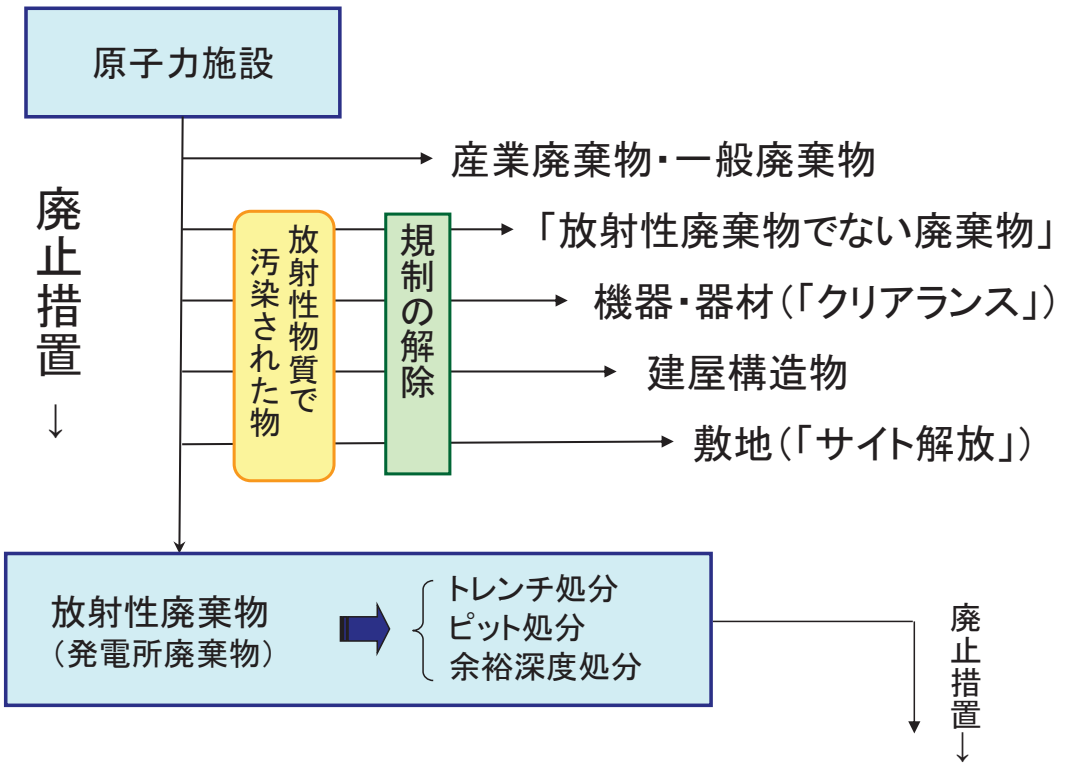
役割を終了した原子力施設に対する規制上の管理を解除するために取られる行政上および技術的措置

◆ 何故廃止措置

✓ 危険性を取り除く。将来に放置しない。

✓ 資機材、施設、敷地の有効利用（クリアランス）

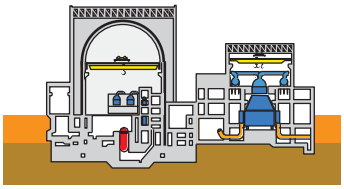
「放射性廃棄物でない廃棄物」「クリアランス」「処分」



廃止措置とは
原子炉の廃止措置の選択肢

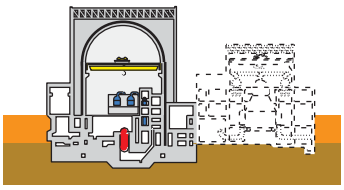
McMaster University

✓密閉管理



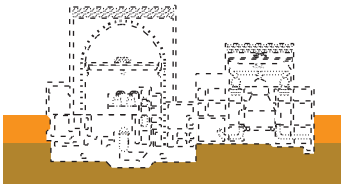
使用済燃料等の搬出、系統除染後、原子力発電施設全体を閉鎖して管理下に置く方式。

✓遮へい隔離



使用済燃料等の搬出、系統除染後、放射能の高い部分を遮へい隔離（開口部はコンクリート等を充填し封鎖）して管理下に置き、他の部分は解体撤去。

✓解体撤去



使用済燃料等の搬出、系統除染後、原子力発電施設の全てを解体撤去する方式。

（IAEA）

- ◆廃止措置は「規制上の管理を解除するために取られる措置」
- ◆厳密な定義はあまり意味がない。施設の事情により柔軟に対応。
- ◆即時解体が基本。ただし、リプレース時期が重なるなど資金的負荷がかかる場合は、計画的に遅延（遅延解体）もある。

廃止措置とは
施設によって異なる特徴

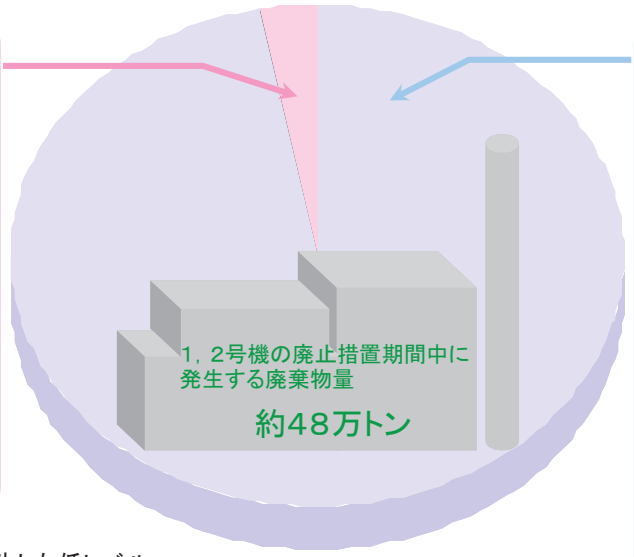
McMaster University

原子炉施設	製錬、加工施設	再処理施設
◆内包する放射能量や臨界の可能性は、使用済燃料の搬出、炉心部の解体撤去の各段階で大きく低減。 ◆発電用原子炉、研究開発炉、試験研究炉といった原子炉の型式、出力等の違いによって、機器・構造物の放射化あるいは放射性物質の汚染の程度や範囲が異なり、安全確保上検討すべき事項が異なる。 ◆高放射化機器・構造物の解体では、作業者の被ばく低減のため遠隔解体。	◆核燃料物質で汚染された機器（放射性廃棄物）および核燃料物質（劣化ウラン、スクラップ）が残存 ◆ウラン濃縮施設では、解体準備として系統内の残存ウランの除去・回収が必要（臨界防止）。 ◆操業形態によって複数の独立の施設。分割して解体することが可能。 ◆加工施設のうち、特に、プルトニウムを取り扱う施設では、閉じ込めや内部被ばく。 ◆燃料組立施設は汚染を考慮する必要なし。	◆核分裂生成物やプルトニウム。 ◆再処理主工程からガラス固化処理工程では、施設が複数・独立であり、施設毎の解体が可能。 ◆外部被ばく対策として遠隔解体、内部被ばく対策としてエアラインスーツ等。

廃止措置の実際
中部電力（株）浜岡発電所
廃棄物推定発生量

低レベル放射性廃棄物
約 1.7 万トン（約 3 %）※1

法令に基づき、含まれる放射性物質の種類や放射能レベルなどによって区分し、区分に応じ埋設する深さを変えるなど、適切に処分。



放射性廃棄物でない廃棄物および放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物
約 46.7 万トン（約 97%）※2

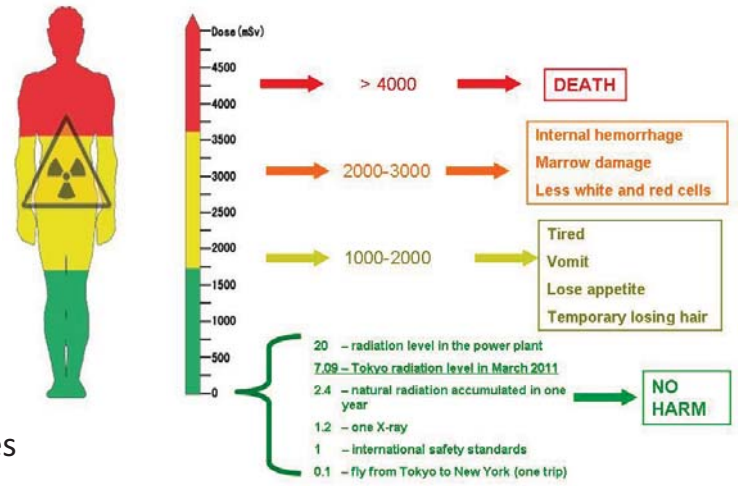
放射性廃棄物でない廃棄物（約44.2万トン）、放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物（約2.5万トン）は、資源として再利用するか、産業廃棄物として処分。

※1 約1.7万トンには、運転中などに発生した低レベル放射性廃棄物（点検作業で発生した廃材、使用済フィルタなど）は含まれない。

※2 約46.7万トンには、建屋基礎などの地下構造物は含まれない。

Clearance System

What is Clearance?



Clearance

- ✓ To remove the materials which have negligible effects on human health from the radiation protection point of view. These are also considered as non-critical and non-radioactive materials.
- ✓ Generally the waste which contain few radioactive nuclides from nuclear facilities belongs to this category. The cleared materials can be treated as nonradioactive materials.

Clearance Level

- ✓ The amount of radioactive nuclides is typically used to categorize “nonradioactive materials” from “radioactive materials”.

depends on each country

Canada, US, France etc. case by case
Germany, Sweden, UK, Japan etc. general guideline

クリアランスの意義

原子力の研究、開発及び利用に伴い発生する廃棄物等の安全かつ合理的な処理、処分及び再利用を促進：

- 環境への負荷の低減の観点から、資源として再利用
- 再利用することが合理的でない廃棄物は、通常の産業廃棄物と同様に、放射線防護の観点を考慮する必要がない処分

2.3 Clearance, Exemption, Exclusion

http://www.buko-onsen-co.jp/

(1) Exclusion （規制除外）

Exclusion means the deliberate exclusion of a naturally occurring radioactive material (NORM) from the scope of regulatory control because exposure to that material cannot be controlled and therefore regulatory control is not possible or because regulatory control is expected to have little effect. Naturally occurring nuclides include nuclides that are as old as the earth and nuclides that are naturally produced by cosmic rays. Nuclides falling into the former category include ^{40}K, ^{87}Rb, ^{138}La, ^{147}Sm, ^{176}Lu and the ^{232}Th series and ^{238}U series nuclides. Nuclides produced by cosmic rays include ^{3}H, ^{7}Be, ^{14}C, ^{22}Na and ^{36}Cl. These nuclides are present in the soil and rock and in the air.

(2)Exemption （規制免除）

Exemption means that an artificial radioactive material does not need to be placed under regulatory control for radiation protection because the human health impact of the artificial radioactive material is so small as to be negligible. Materials and objects in very small quantities such as radioactive tracers used in research and calibration sources as well as some consumer goods such as incandescent gas mantles, optical lenses and ceramic tableware containing very few nuclides fall into this category. Exposure doses due to these artificial radioactive materials are sufficiently smaller than natural background radiation. Radioactivity concentrations of nuclides used as criteria for exemption are termed exemption levels.

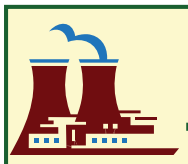
https://ja.wikipedia.org/wiki/%E3%82%A6%E3%83%A9%E3%83%B3%E3%82%AC%E3%83%A9%E3%82%B9#/media/File:U_glass_above.jpg

(3) Clearance (クリアランス)

The term "clearance" refers to the idea that if an exposure dose due to a very low-level artificial radioactive material is sufficiently smaller than natural background radiation and human health risk is negligibly small, that artificial radioactive material does not need to be treated as a radioactive material, and therefore the material may be released from regulatory control even if the category to which the material belongs is under regulatory control for radiation protection.

（２）クリアランスレベル クリアランスレベルの算出

原子炉施設から発生する金属やコンクリートが、どのように再利用されたり、廃棄物として埋め立てられたとしても、人体への影響が無視できるといえるよう様々な事例（評価経路）を想定した計算結果から算出。



原子炉施設から発生する
•金属
•コンクリート

評価経路

【再利用】
金属を処理し消費財として再利用
コンクリートを建築材に再利用　等
（評価対象経路：32）

【埋設処分】
埋立地の農作物を摂取
埋立地から地下水へ移行した井戸水を飲用　等
（評価対象経路：41）

どのような事例であっても、人体への影響が1年間当たり10マイクロシーベルト[μSv]となる金属やコンクリートの放射性核種（21核種）の濃度レベル

原子炉施設における固体状物質を対象に、線量評価において相対的に重要となる放射性核種を抽出

クリアランスレベル（単位：Bq/g）

H-3	: 100	Cs-134	: 0.1
C-14	: 1	Cs-137	: 0.1
Mn-54	: 0.1	Eu-152	: 0.1
Co-60	: 0.1	Eu-154	: 0.1
Sr-90	: 1	全α各種	: 0.2
BA-133	: 0.1		

「主な原子炉施設におけるクリアランスレベル（平成11年3月原子力安全委員会報告書）」

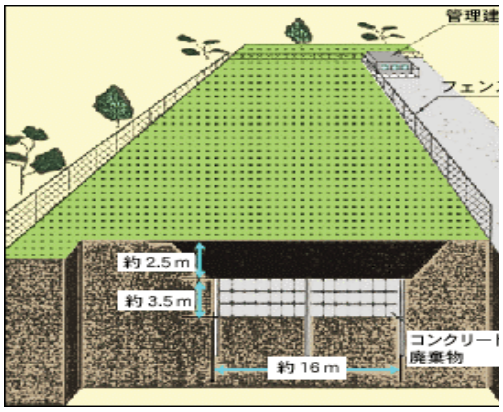
廃止措置

浅地中処分：トレンチ処分

トレンチ処分（または素掘り処分）

コンクリートや金属など、化学的・物理的に安定な廃棄物のうち放射能レベルの極めて低い放射性廃棄物は、コンクリートピットなどの人工バリアを設ける必要はなく、素堀りの溝に廃棄物を定置して埋設する。

（例）JPDR



素掘り処分の概念図

対象廃棄物

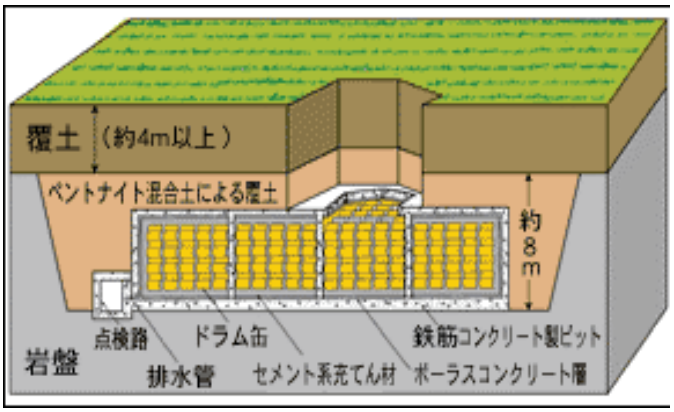
原子炉から離れた所にある物を解体したときに生ずる金属やコンクリートなど放射能レベルの極めて低い廃棄物

トレンチ内への廃棄物定置状況

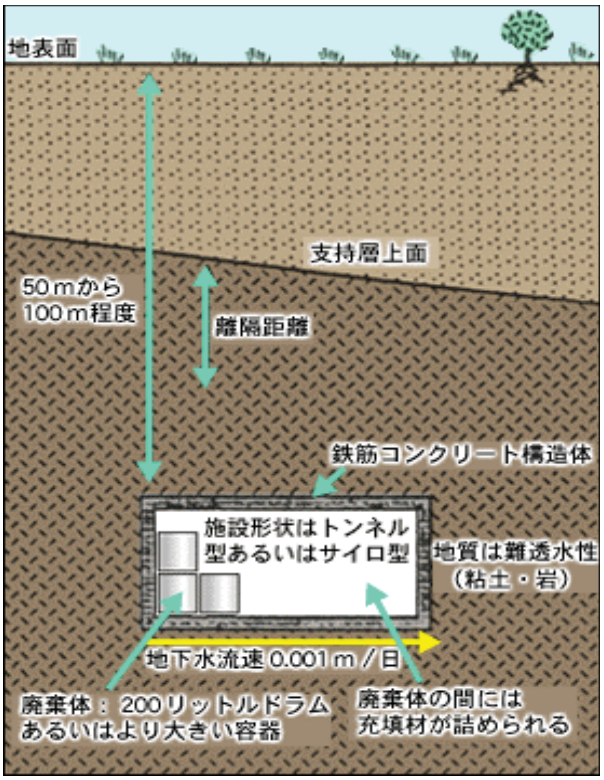
浅地中処分：コンクリートピット処分

コンクリートピット処分

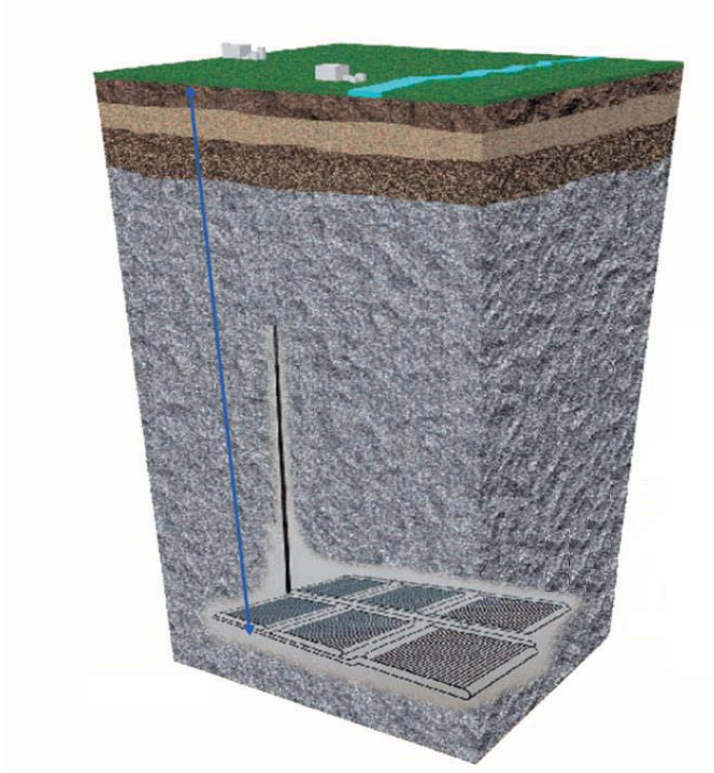
- ドラム缶を鉄筋コンクリート製ピットに収納し、セメント系充填材を入れ一体的に固める。
- ピットの周囲を水を通しにくいベントナイト混合土で覆うなど、ピット内への地下水侵入を防ぐ。
- ピット内部は、水を通しやすいポーラスコンクリート層を設け、万一、地下水が埋設設備内に侵入した場合でも、水がこの層を通ってピット外の点検路に排出され、ドラム缶に到達できないようする。



浅地中処分：余裕深度処分



高レベル放射性廃棄物の地層処分



地質環境

長期的な安定性
- 火山活動がない
- 活断層が存在しない
- 著しい隆起・侵食が生じない
- 気候変動によって著しい影響を受けない
- 資源が存在しない

人工バリアの設置環境
- 好ましい地下水化学（還元性等）
- 小さな地下水流速
- 力学的安定性
- 人間環境からの物理的障壁

天然バリアとしての機能
- 放射性核種の移行抑制と希釈・分散

Performance Assessment of Geologic Disposal

Purpose of Performance Assessment

The purpose of performance assessment may be reworded as indicating assessment results related to long-term safety resulting from geological disposal.

In performance assessment, it is necessary to determine indices and criteria in advance. For example, details such as who or what needs to be protected, how long they need to be protected and how accurate assessment results need to be are to be specified by indices, while the required level of safety is something to be dealt with by means of criteria because it is related to regulatory issues and public consensus building issues.

Content and Method of Performance Assessment

The purpose and use of performance assessment differs from stage to stage. Then, specific steps in performance assessment can be summarized into the four stages shown below. These stages may proceed sequentially, but in reality they often proceed concurrently and iteratively.

① Definition of disposal system details

② Identification of events that are likely to occur after closure and affect the safety of the repository and scenario development

③ Development of models (system level and event/barrier level) and computer codes (including modeling of uncertainty)

④Calculation of performance indices and comparison with safety regulations

Example 1

② Identification of Events Likely to Affect Safety and Scenario Development

It is not possible to analyze all future events. Events considered in performance assessment are only a small subset of all possible events. Such a subset of events must be selected carefully so that they represent future states of the repository under consideration. These are called scenarios. For the purpose of performance assessment, repository behavior is often described by using a number of representative scenarios.

Usually, the first step in scenario development is to list conceivable events. These events are classified into Features, Events and Processes (FEPs), and the list thus made is called a FEP list. The differences among the three categories are as follows.

For example, according to the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC),

Feature is an object, structure or condition that has a potential to affect disposal system performance;

Event is a natural or anthropogenic phenomenon that has a potential to affect disposal system performance and that occurs during an interval that is short compared to the period of performance; and

Process is a natural or anthropogenic phenomenon that has a potential to affect disposal system performance and that operates during all or a significant part of the period of performance.

In reality, however, it is rarely necessary to strictly distinguish between these. In fact, usually, these are collectively called FEPs.

Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste - An International Database; OECD (2014)

Table 4. **The International FEP List (Version 1.0) in alphabetical order**

Accidents and unplanned events	1.1.12
Administrative control, repository site	1.1.10
Adults, children, infants and other variations	2.4.02
Aims of the assessment	0.08
Animal, plant and microbe mediated transport of contaminants	3.2.11
Animal populations	2.3.09
Aquifers and water-bearing features, near surface	2.3.03
Atmosphere	2.3.07
Atmospheric transport of contaminants	3.2.10
Biological/biochemical processes and conditions (in geosphere)	2.2.09
Biological/biochemical processes and conditions (in wastes and EBS)	2.1.10
Buffer/backfill materials and characteristics	2.1.04
Chemical/complexing agents, effects on contaminant speciation/transport	3.2.05
Chemical/geochemical processes and conditions (in geosphere)	2.2.08
Chemical/geochemical processes and conditions (in wastes and EBS)	2.1.09
Chemical/organic toxin stability	3.1.02
Climate change, global	1.3.01
Climate change, regional and local	1.3.02
Closure and repository sealing	1.1.04
Coastal features	2.3.05
Colloids, contaminant interactions and transport with	3.2.04
Community characteristics	2.4.05
Container materials and characteristics	2.1.03
Contaminant transport path characteristics (in geosphere)	2.2.05
Deformation, elastic, plastic or brittle	1.2.02
Diagenesis	1.2.08

Example 2

④ Calculation of Performance Indices and Comparison with Safety Regulations

Model development for performance assessment can be understood by considering a hierarchical structure as shown in Fig. 7.1.

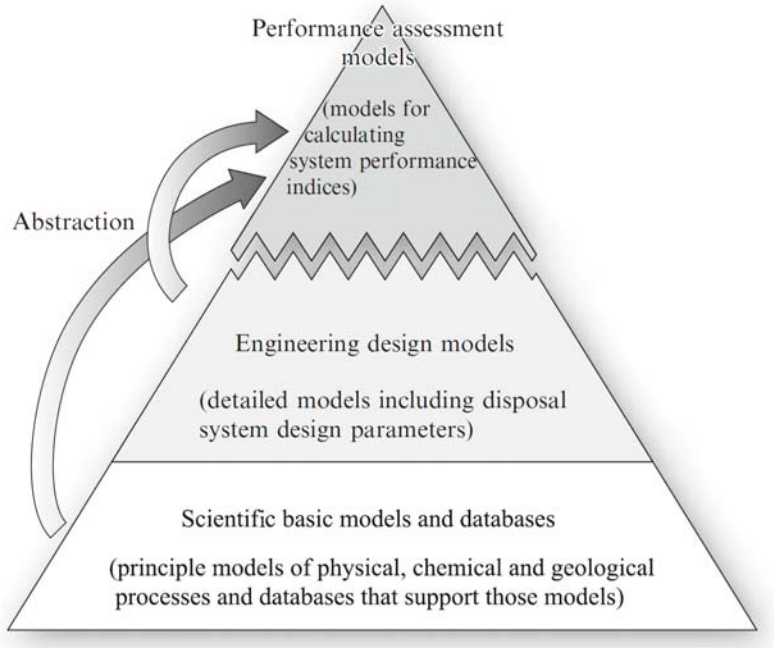


Fig. 7.1 Hierarchical structure illustrating performance assessment model development

Assessment

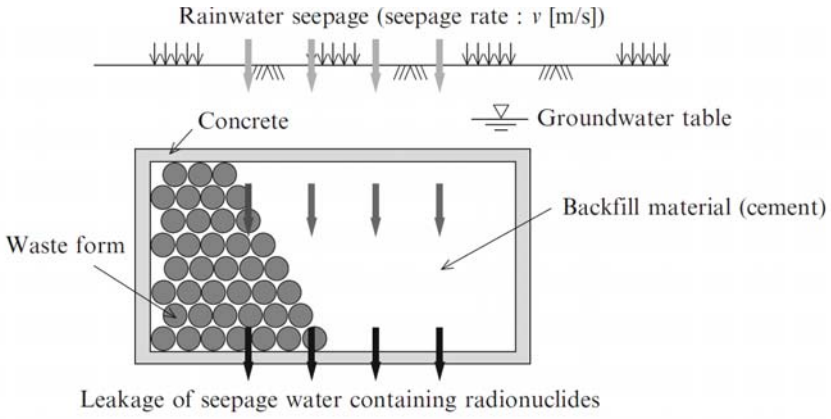


Fig. 7.3 Source term model of concrete vault disposal

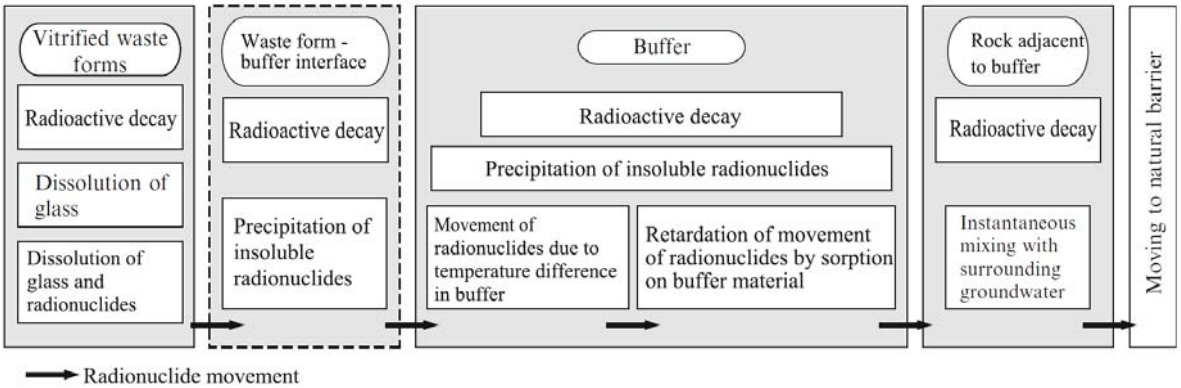


Fig. 7.4 Concept of radionuclide transport in engineered barrier at the geological repository

McMaster University

Potential Effect that disposal has on human and the environment

Groundwater Scenario

Contact of radionuclides with human through groundwater

- **Base Scenario**
  Scenario which does not consider the change of external environment (e.g. geological environment, hydrological environment and meteorological phenomenon). Degradation of the engineered barrier is considered.
- **Perturbation Scenario**
  Scenario which considers the expected changes of the external environment (e.g. geological environment, hydrological environment and meteorological phenomenon). The change of the engineered barrier system due to perturbation in geological environment is also considered.

Isolation Failure Scenario

Direct contact with human

- **Natural Event Scenario**
  Scenario which consider direct contact of waste with human by lifting/erosion and volcanic activities.
- **Human Intrusion Scenario**
  Scenario where the contact of waste with human occurs through industrial activities, and the scenario where the facility function is compromised by deliberate actions.

McMaster University

Scenario Analysis

Create scenario such as “if geologic disposal system become like as …”
To create the scenario, features, events and processes must be considered.

Mathematical Model・Data

Example of mathematical model :

Required Data
Rd: Sorption distribution ratio
D: Diffusion coefficient

$$Rd_i \frac{\partial C_i}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C_i}{\partial x^2} - \lambda_i Rd_i C_i + \lambda_{i-1} Rd_{i-1} C_{i-1}$$

Evaluative Analysis

Influence is estimated for every possible scenario.

Safety Judgment

Safety Criteria

The governing equation for one-dimensional nuclide migration through parallel plane cracks and into the rock matrix under steady groundwater flow:

$$R_n \frac{\partial C_n}{\partial t} + v\frac{\partial C_n}{\partial x} - \frac{\partial}{\partial x} D_L \frac{\partial C_n}{\partial x} + R_n \lambda_n C_n - R_{n-1}\lambda_{n-1} C_{n-1} + \frac{F}{b} D_e^m \left.\frac{\partial C_n^m}{\partial \omega}\right|_{\omega=0} = 0$$

$$R_n^m \frac{\partial C_n^m}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial \omega} D^m \frac{\partial C_n^m}{\partial \omega} + R_n^m \lambda_n C_n^m - R_{n-1}^m \lambda_{n-1} C_{n-1}^m = 0$$

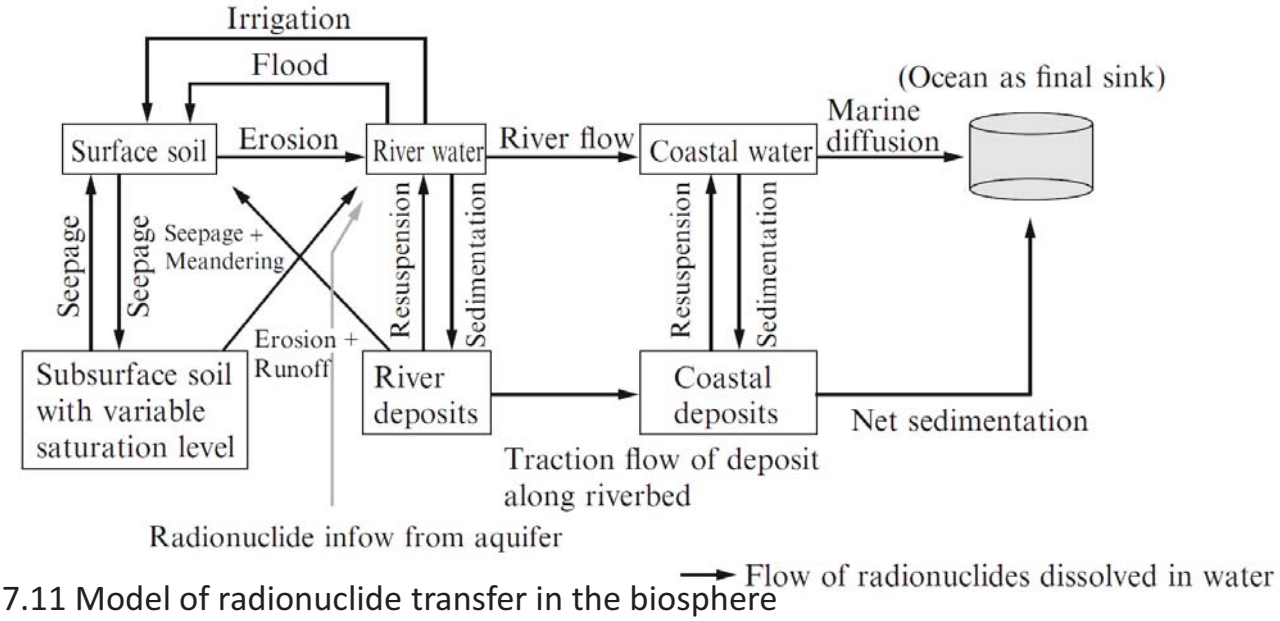


Fig. 7.11 Model of radionuclide transfer in the biosphere

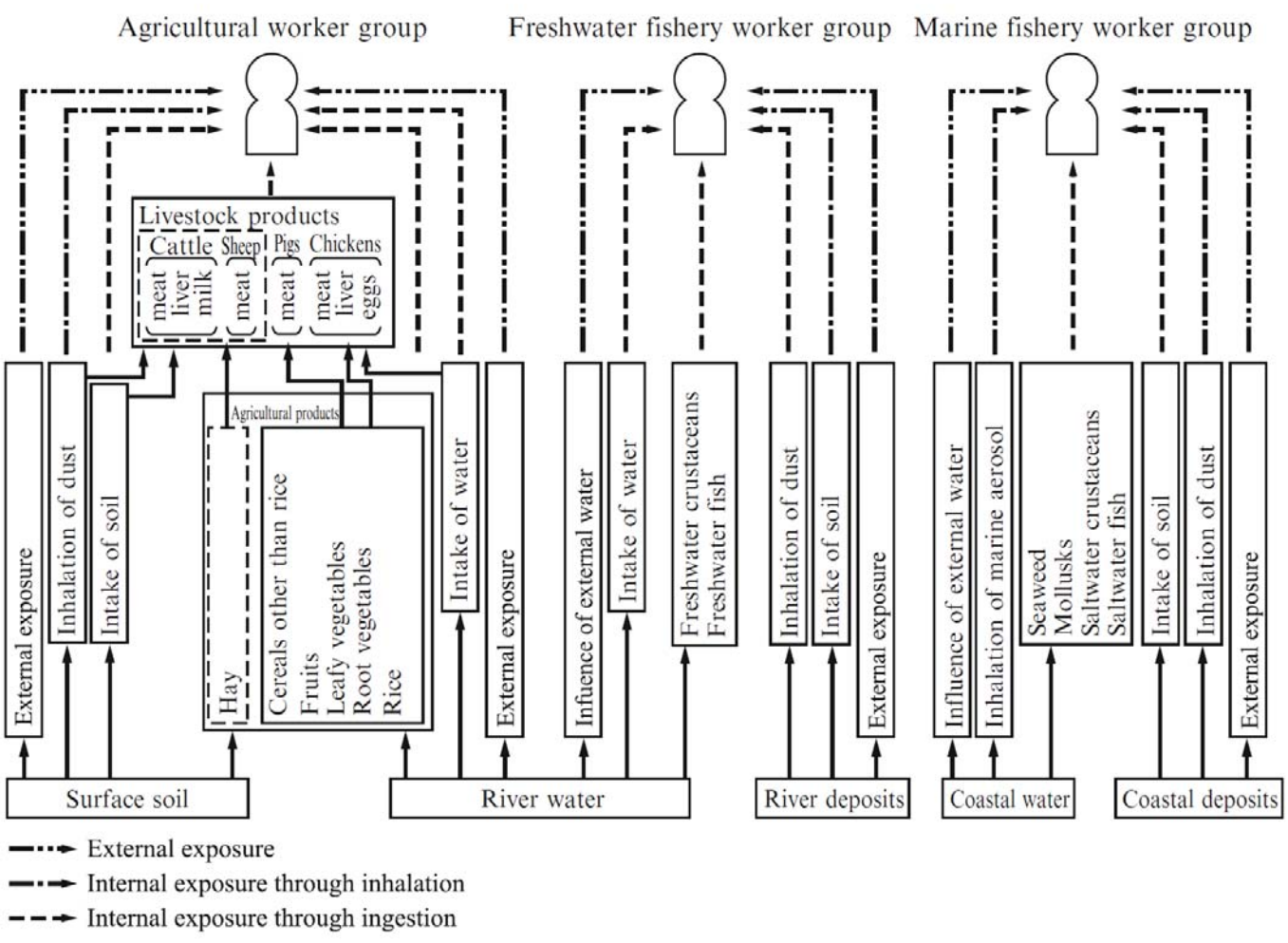


Fig. 7.12 Pathways through which representative groups are affected by radionuclides

Example of safety assessment for DGR in Kincardine

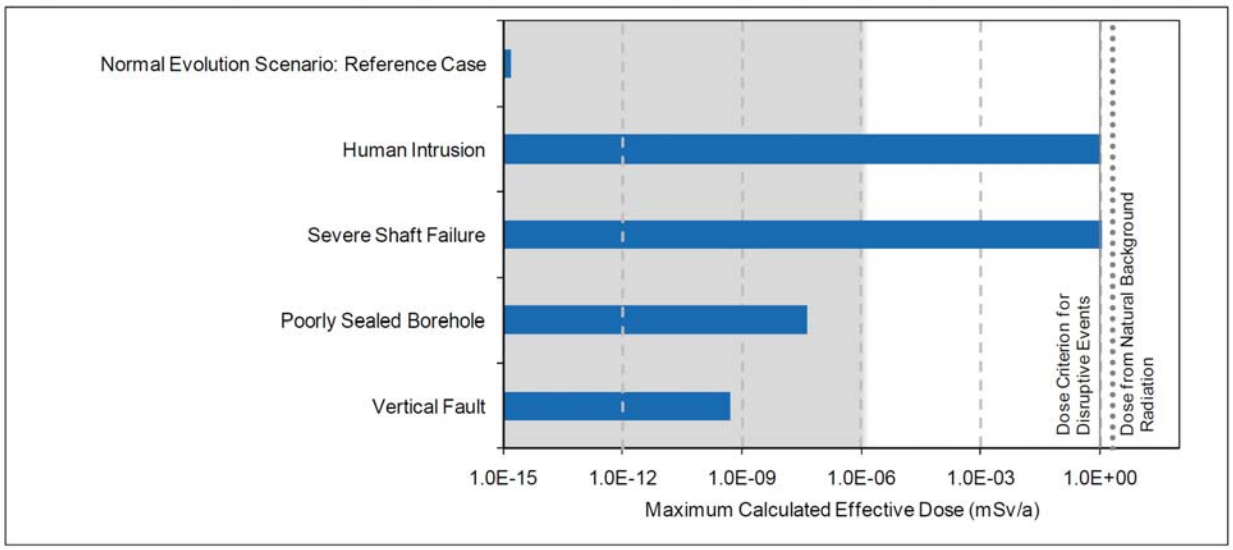


Figure E2: Disruptive Scenarios: Maximum Calculated Doses for Base Case Calculations

NWMO DGR-TR-2011-25

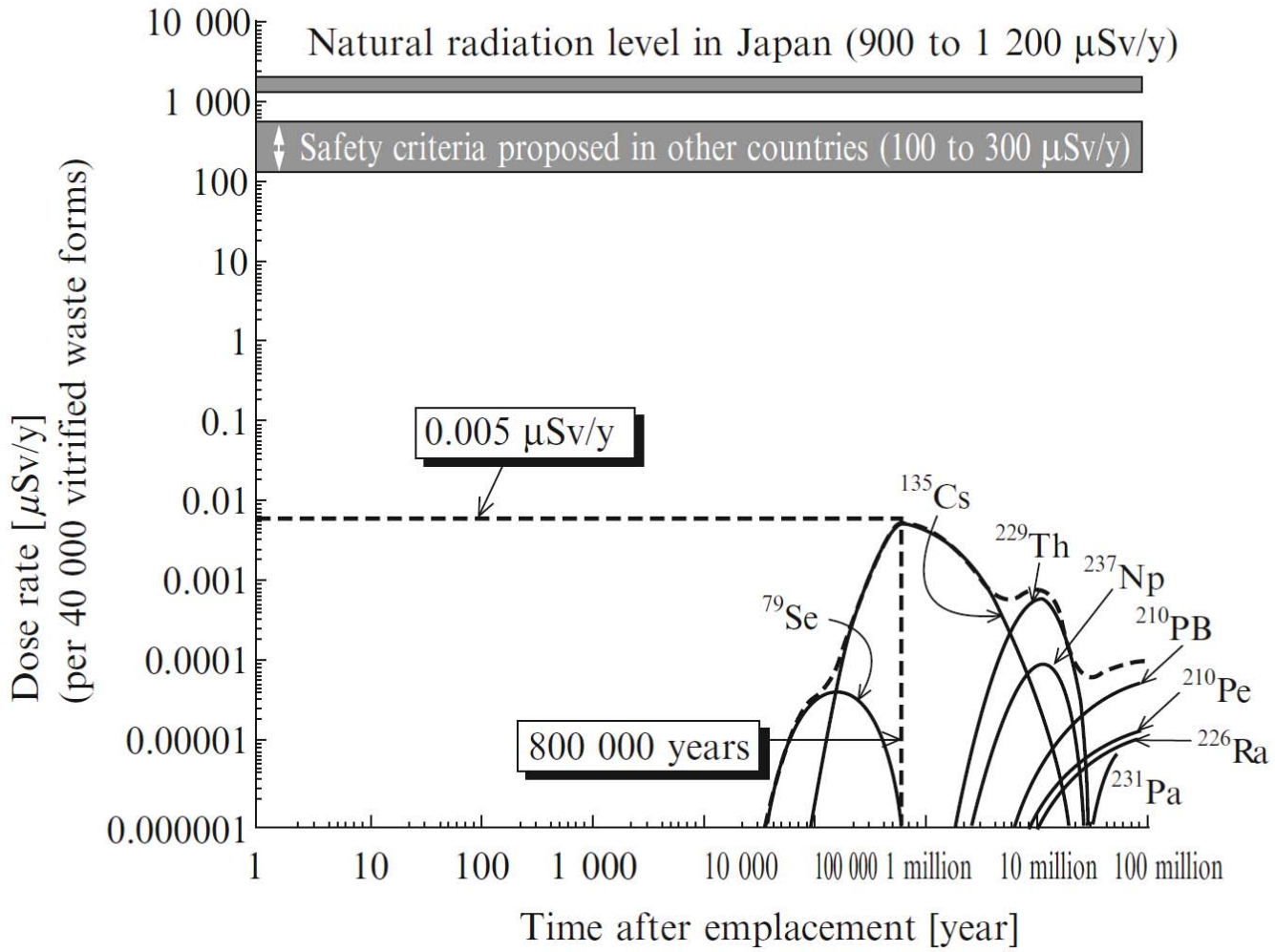


Fig. 7.13 Exposure doses due to 40,000 vitrified waste forms in geological disposal

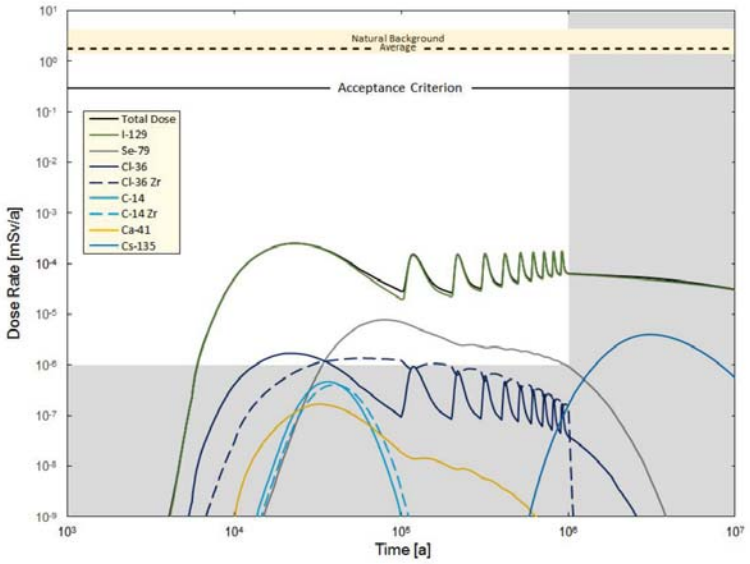


Figure 7-153: System Model: Base Case Individual Radionuclide Dose Rates

NWMO TR 2017 02
Postclosure safety assessment of a used fuel repository in crystalline rock

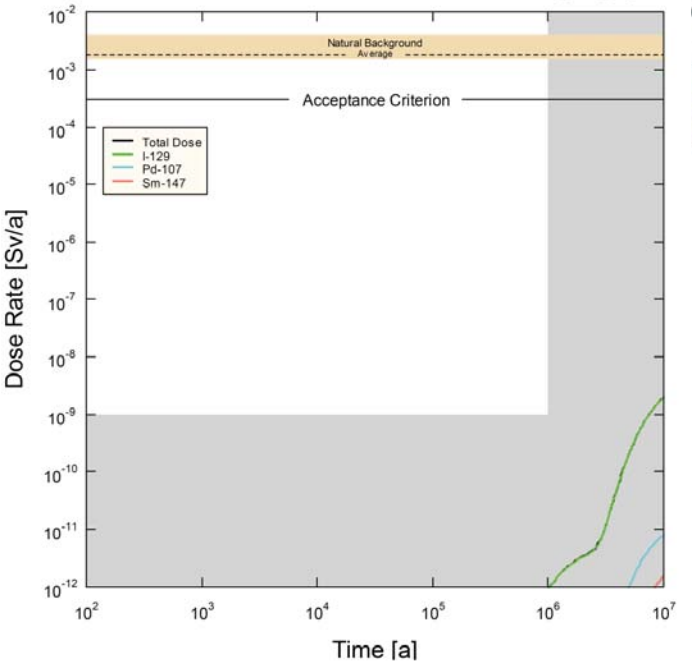


Figure 7-73: SYVAC3-CC4 - Reference Case Individual Radionuclide Dose Rates

NWMO TR 2013 07
Postclosure safety assessment of a used fuel repsoitory in sedimentary rock

Interpretation and Use of Performance Assessment Results

McMaster University

Performance assessment results provide information that can be used to judge, by making comparison with the safety criteria specified by the regulatory authorities, whether the system under consideration is safe over a long period of time. At stages where a disposal site has not yet been determined, performance assessment results provide information that can be used to judge whether the system concept and design under consideration are appropriate, and help make a decision on the direction of the subsequent stages of geological disposal system development.

(1) Safety

The evaluation of the level of safety of the disposal system by comparison with safety criteria is one of the most important purposes of performance assessment. It is therefore necessary to show performance assessment results in a form that makes comparison with the safety criteria possible. If different safety criteria have been specified for two or more scenarios, it is necessary to show results for each set of those criteria.

(2) Technology Development

Performance assessment models and codes can be used to carry out sensitivity analyses to determine R&D priorities. It is also possible through uncertainty analysis to determine which part of the system or which parameter is causing the uncertainty of system assessment results.

(3) Public Consensus Building Process and Policy Decision Making

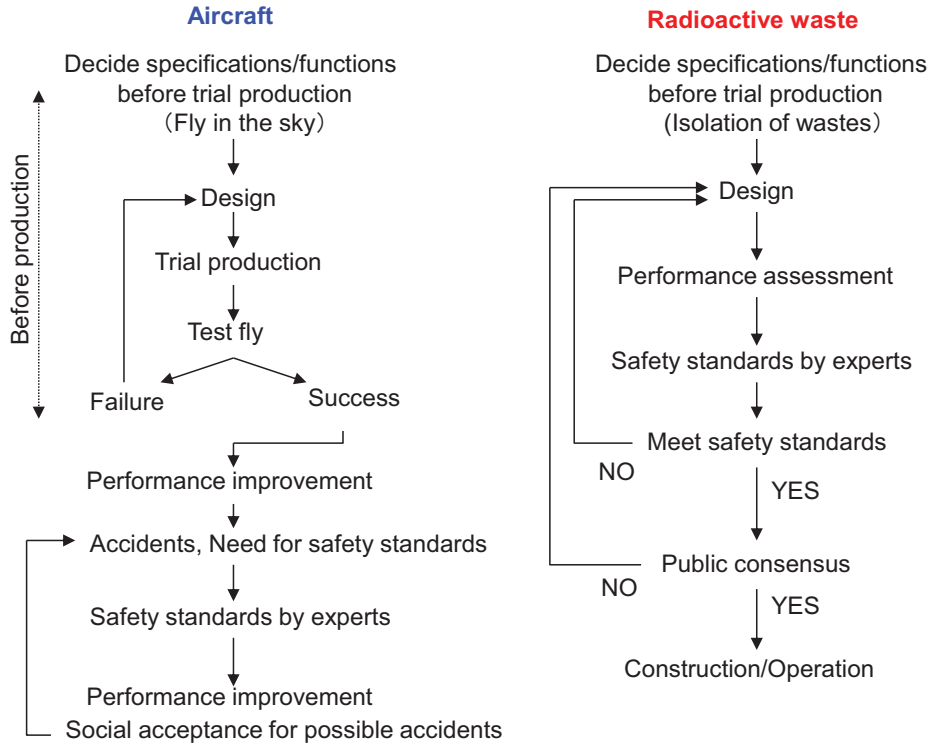
Performance assessment is very important, and its results need to be interpreted and used carefully. Performance assessment provides information that is most important for policy decision making, that is, information on safety. In many cases, performance assessment results indicate that the disposal system is sufficiently safe.

In reality, however, it has been shown in advanced countries such as the U.S. and Canada that disposal cannot be carried out simply by showing that performance assessment results indicate a sufficient level of safety.

- The first point concerns performance indices.
- In the coming years, however, there will be a growing need to compare two or more sites, system concepts, designs and technology options. There will be growing demand for performance assessment results and methods to be used for such comparison or optimization.
- The third point concerns the time scale and the time axis.

Safety of radioactive waste disposal

How to know ?



In other words, implement in society while repeating performance / safety improvement and standard revision.
NPP is also in this side.

Safety consensus process that people have never experienced.
It is also related to ethics, civilization historical view and so on.

The MAUA (multi-attribute utility analysis) methodology was developed by Charlton et al. [1]. This method successfully allowed us to compare the PR trend for different nuclear fuel cycles and facilities. Their method used fourteen attributes to assess a separate PR value for each process in a nuclear fuel cycle. Based on this MAUA methodology [1], recently, Chirayath et al. [2] have developed a computer code named, PRAETOR (Proliferation Resistance Analysis and Evaluation Tool for Observed Risk) to aid in comparing the PR of nuclear installations. The PRAETOR code employs a metric, which considers both intrinsic and extrinsic measures at a nuclear installation, and the nonproliferation metric computed by the PRAETOR code is based on sixty-three attributes [2].

[1] W.S. Charlton, R.L. LeBouf, C. Gariazzo, D.G. Ford, C. Beard, S. Landeberger, M. Whitaker, Proliferation resistance assessment methodology for nuclear fuel cycles, Nucl. Technol. 157 (2007) 143-156.

[2] S.S. Chirayath, R. Elmore, G. Hollenbeck, N.G. Chandregowda,.W.S. Charlton, R. Metcalf, J.C. Ragusa, Proliferation resistance analysis and evaluation tool for observed risk (PRAETOR) - Methodology development, J. Nucl. Mater. Manage. 43 (2015) 22-47.

The general form of the MAUA function is

$$U(x_1, x_2, \cdots, x_n) = \sum_{i=1}^{n} k_i u_i(x_i) + K \sum_{i=1, j>i}^{n} k_i k_j u_i(x_i) u_j(x_j) + K^2 \sum_{i=1, j>i, l>j}^{n} k_i k_j k_l u_i(x_i)\, u_j(x_j) u_l(x_l) + \cdots + K^2 k_1 k_2 \cdots k_n u_1(x_1) u_2(x_2) \cdots u_n(x_n), \quad (1)$$

where the function u_i represents a utility function for the individual attributes which are normalized to a scale from 0 to 1; the constants k_i are weighting factor ($0 < k_i \leq 1$) for each attribute indicating the significance of one attribute relative to the others; U is the overall utility value (single metric); and the constant K is a scaling parameter which is a solution to the following equation (2) with the constraint that $K > -1$ [1]:

$$1 + K = \prod_{i=1}^{n} (1 + K k_i). \quad (2)$$

We used the PRAETOR code with the multiplicative utility function form.

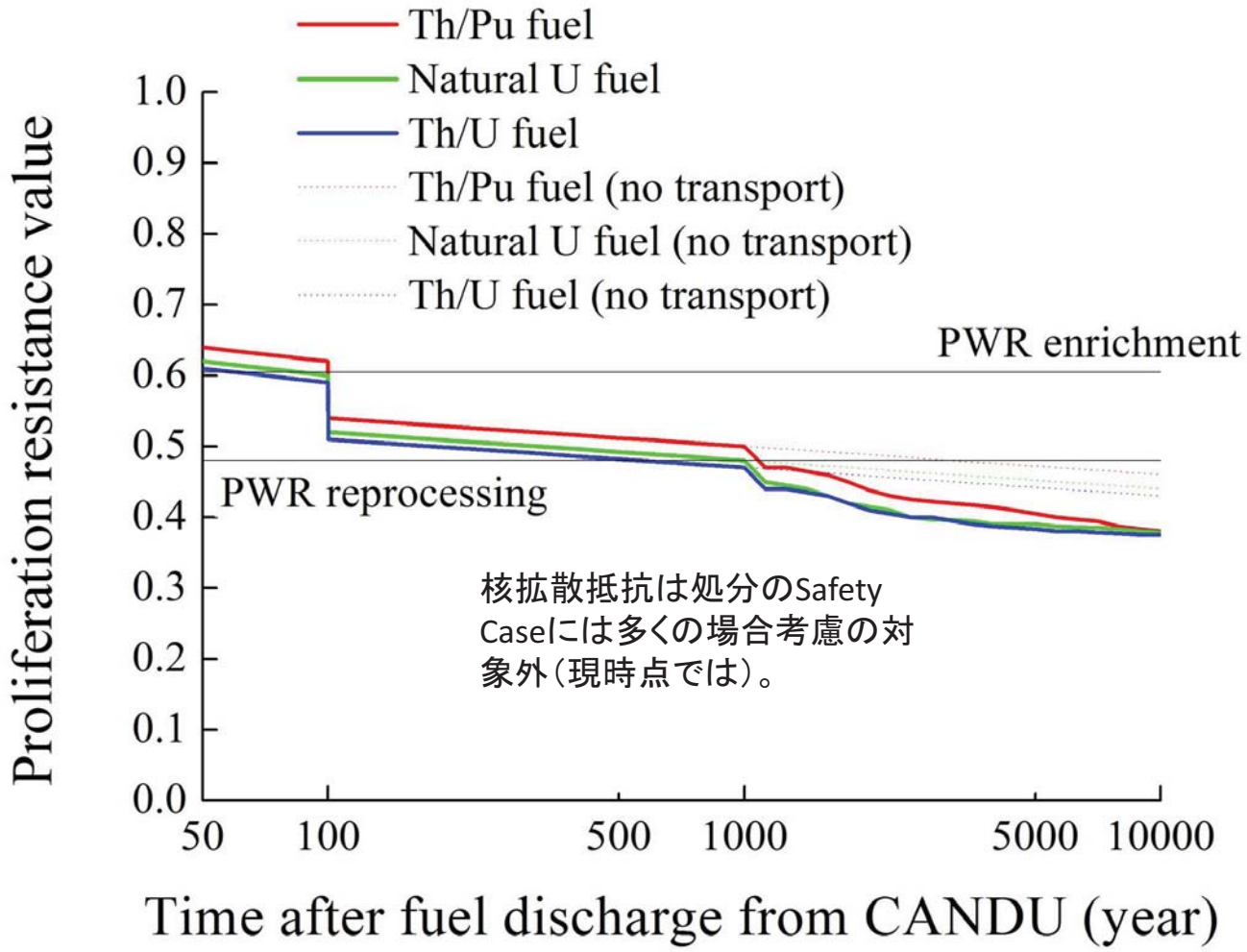
"additive utility function" given by [1]:

$$U(x_1, x_2, \cdots, x_n) = \sum_{i=1}^{n} k_i u_i(x_i). \quad (3)$$

"multiplicative utility function" given by [1]:

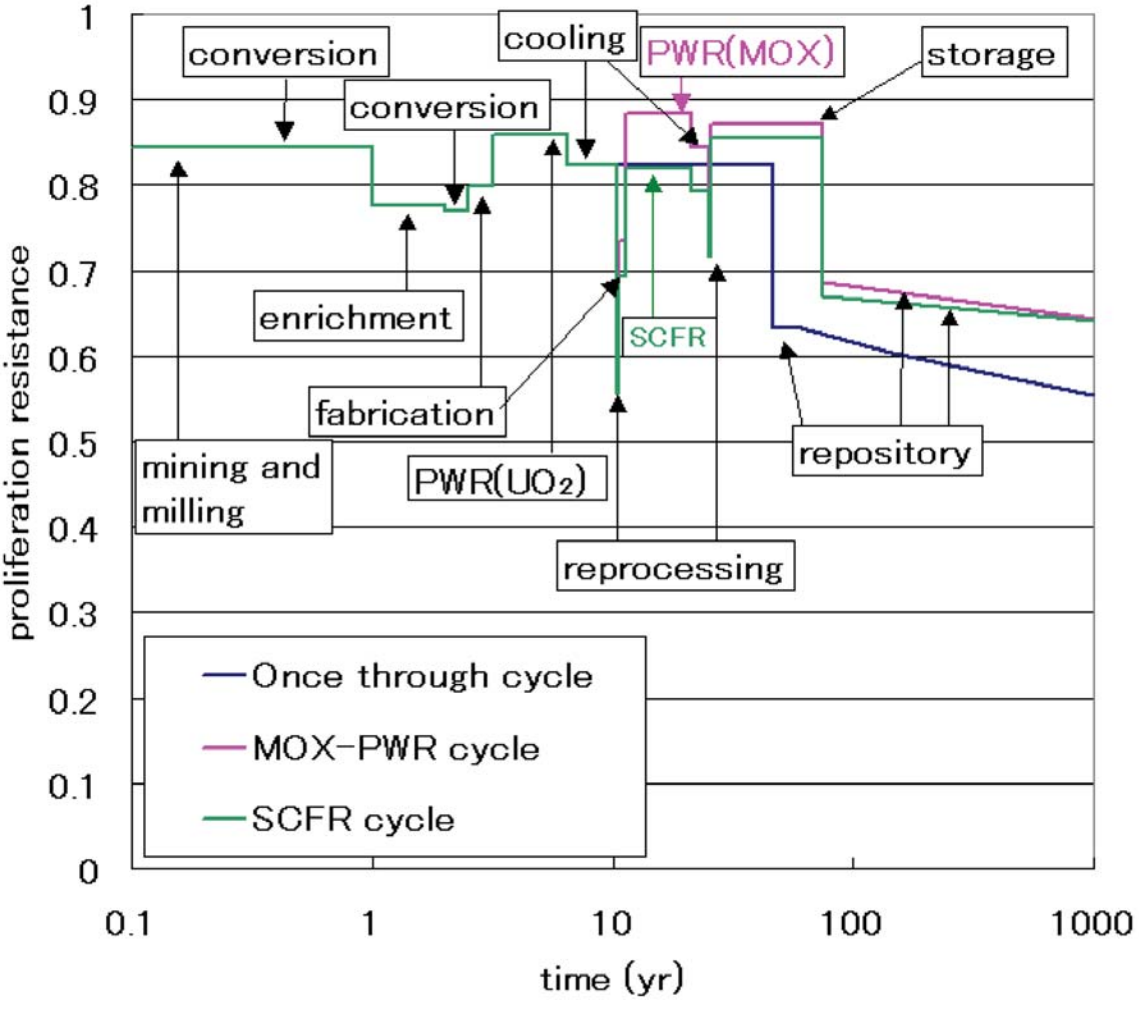
$$1 + KU(x_1, x_2, \cdots, x_n) = \prod_{i=1}^{n} (1 + K k_i u_i(x_i)). \quad (4)$$

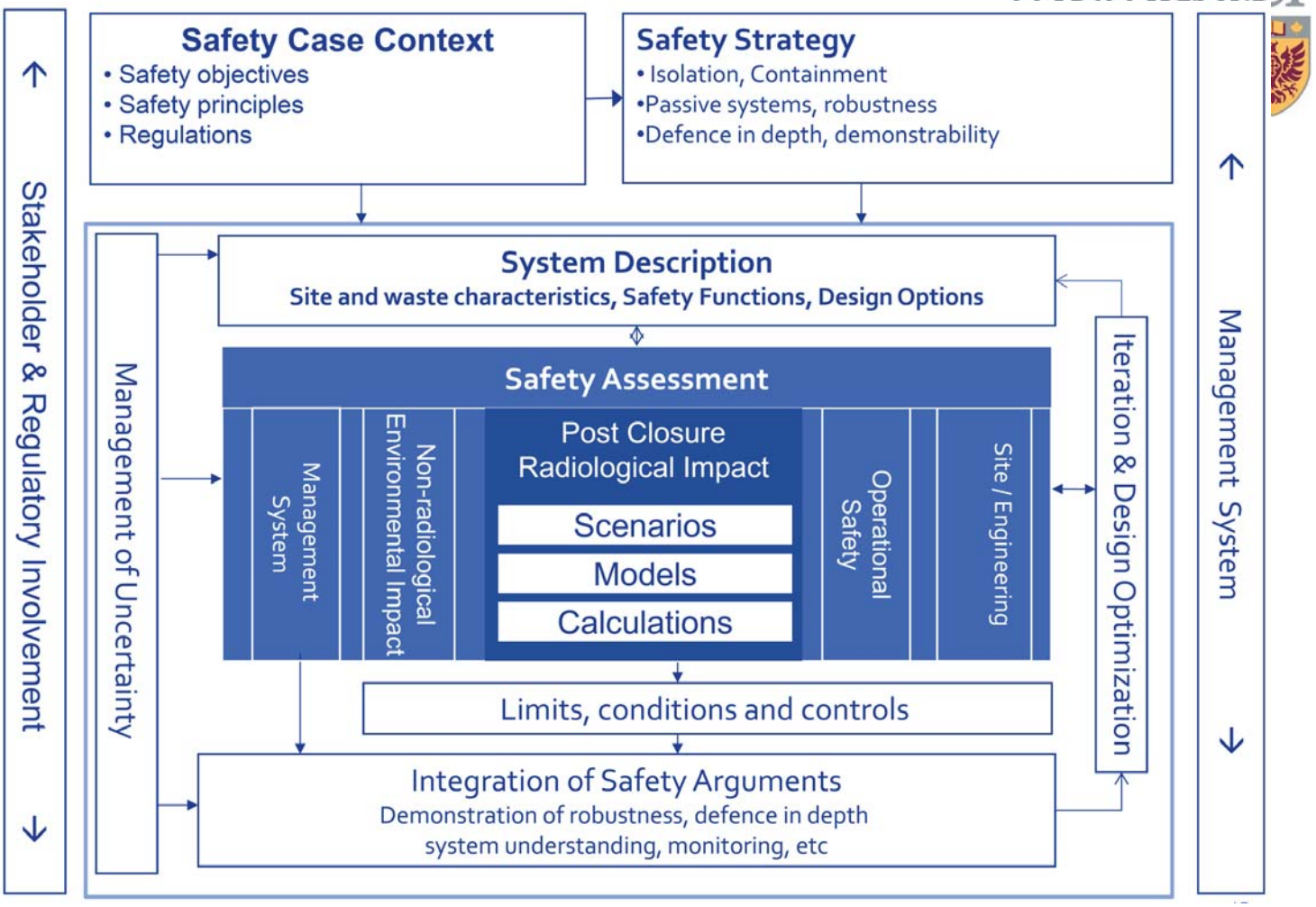
Combining with transport model.



核拡散抵抗は処分のSafety Caseには多くの場合考慮の対象外（現時点では）。

McMaster
University





Specific Challenges

•Evolution of the safety case

–Concept Development

–Site Investigation and Selection

–Design Development and Construction

•Graded approach

–Safety Guide addresses wide range of facilities

–Approaches to ensure that the assessment of safety proceeds commensurate with the hazards:

- •Safety significance
- •Maturity
- •Complexity

•Defence in depth

–Multi-barrier concepts <-> multiple safety functions

–Assessment of defence in depth (e.g. what-if scenarios)

–Indicators for safety functions

•Robustness

–Robustness of barriers

–Robustness of the disposal system

–Relationship of robustness to defense in depth principle

–Use of good engineering practice

- **Time frames**
  - –Aspects influencing the definition of time frames:
    - Ideally: duration of risks
    - In practice limitations arising from uncertainties in the assessments (in particular for near surface disposal)
    - Durability of barriers (e.g. for mining waste)
- **Human intrusion**
  - –Discussion of which types of events are considered as human intrusion (deliberate intrusion vs. inadvertent intrusion, “people around the site” as mentioned in DS354)
  - –Scenarios for assessing the consequences of human intrusion (site-specific vs. generic)
  - –Effect of heterogeneities of the waste
  - –Measures reducing the probability/consequences of intrusion
  - –Human intrusion into deep geological facilities
- **Institutional control**
  - –Inst control as additional layer of defence (defence in depth principle)
  - –Inst. control for different types of disposal facilities
  - –Time scales over which reliance can be put on inst. control
  - –Long term (perpetual) institutional control (NORM, waste from uranium mining) <-> optimization considerations

- **Retrievability of waste**
  - –Aspects of reversibility of disposal and retrievability of waste
  - –Retrievability, if part of the design concept, should not compromise the passive long-term safety of the disposal facility
- **Options appraisal**
  - –Framework for the decision-making process
  - –Methodology
  - –Quantitative decision-aiding techniques (e.g. MAUA, CBA)
  - –Application to existing facilities

Other Challenges

- Specification of safety assessment context
- Description of disposal system
- Development and justification of scenario
- Model developments
  Conceptual model, mathematical model
- Complexity of models
- Analytical methods & numerical method & computer codes
- Selection of computer codes
- Verification
- Calibration
- Validation
- Data collection
- Uncertainties
- Analysis of results
- Iteration

企画セッション

Technical Strategic Plan 2018 for Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (OVERVIEW)

November 21, 2018
#39 INMM Japan Chapter conference

Toshiaki KOGAI

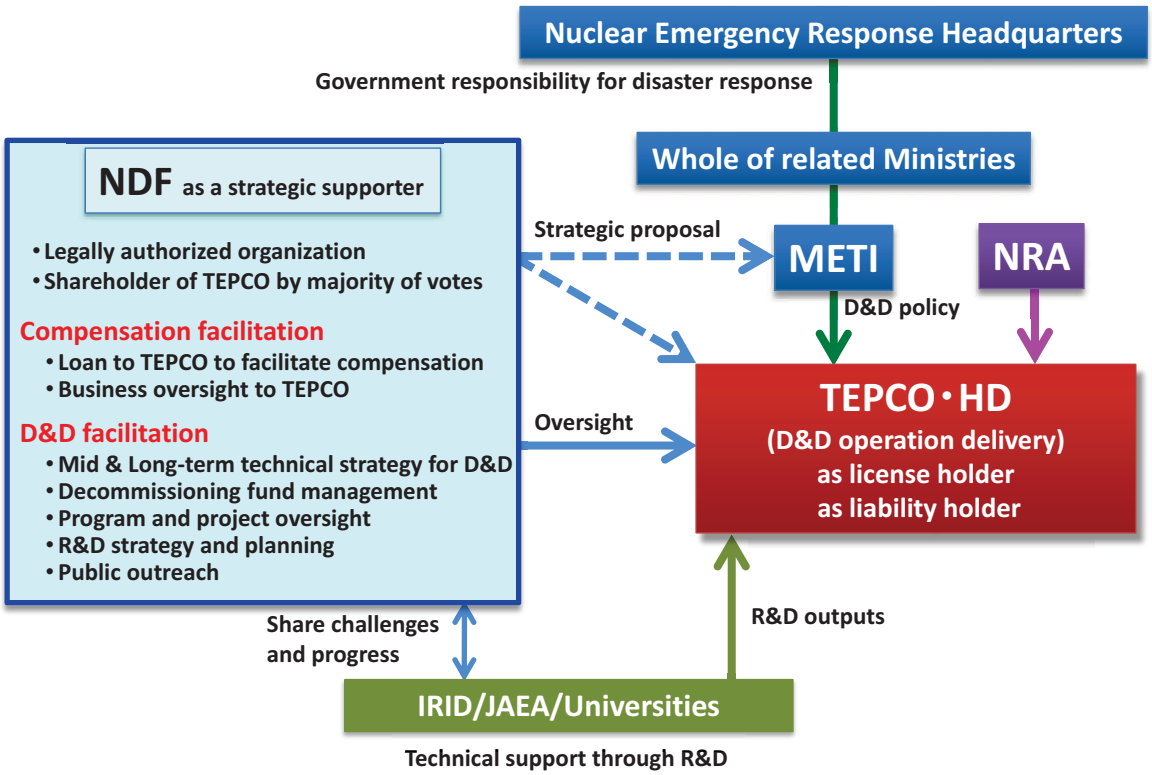
Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

(NDF)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

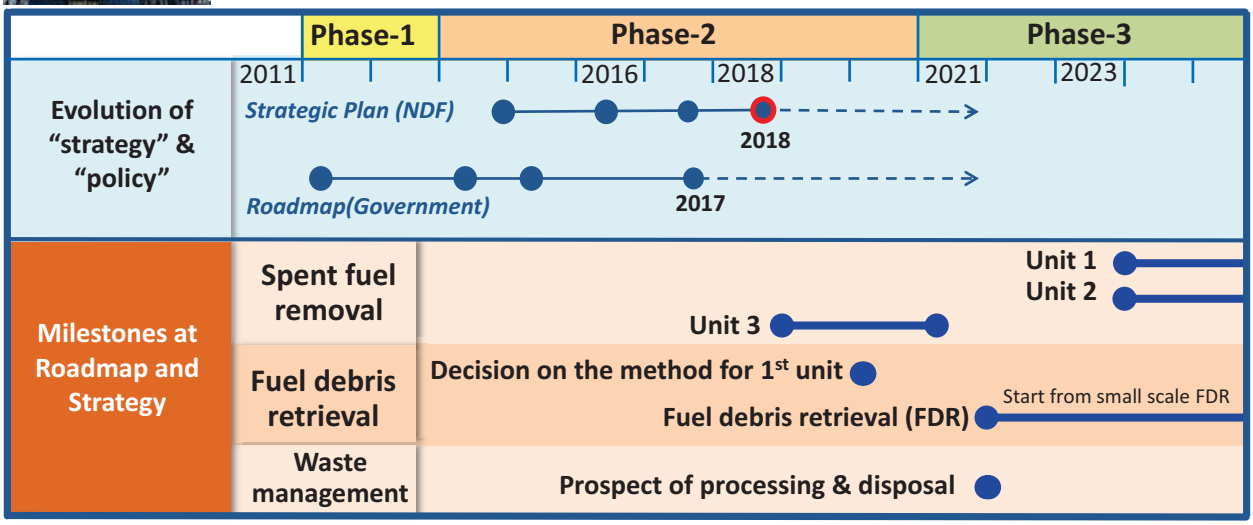
Organizational Structure Implementing 1F D&D

D&D : Decontamination and Decommissioning



無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

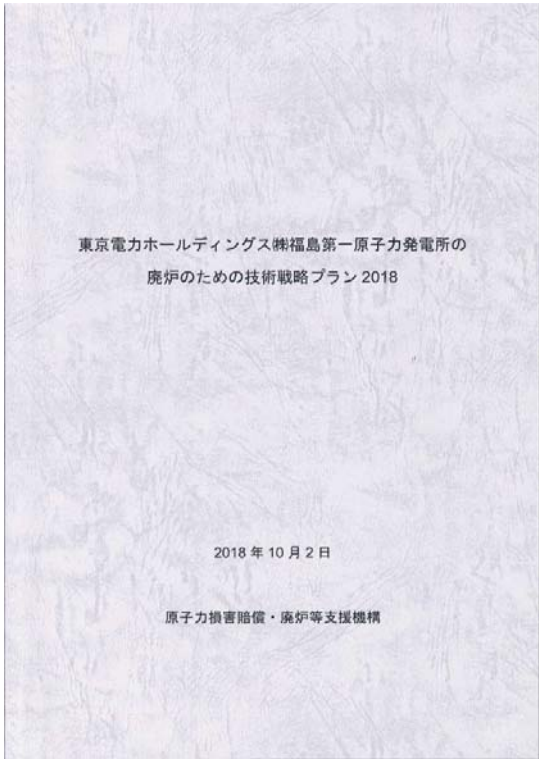
Timeline : Mid & Long-term Roadmap and Strategic Plan



Phase 1: From the completion of Step 2 (December 2011: "discharge of radioactive materials is controlled and the amount of radiation is kept at a significantly low level) to the start of fuel removal from the spent fuel pool of the first implementing unit
Phase 2: From the end of Phase 1 to the beginning of fuel debris retrieval from the first implementing unit
Phase 3: From the end of Phase 2 to the completion of decommissioning

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

NDF Technical Strategic Plan 2018

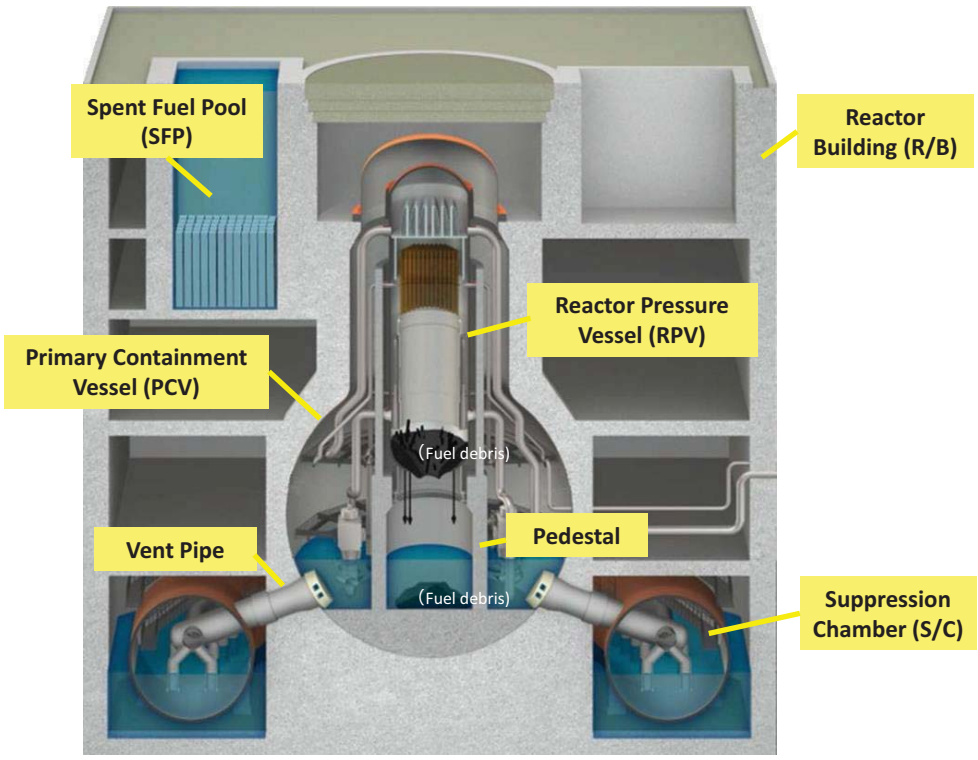


NDF issued "Technical Strategic Plan 2018" on October 2, 2018 (in Japanese).

Both Japanese and English versions ***now*** available on NDF homepage.

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Terms



無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

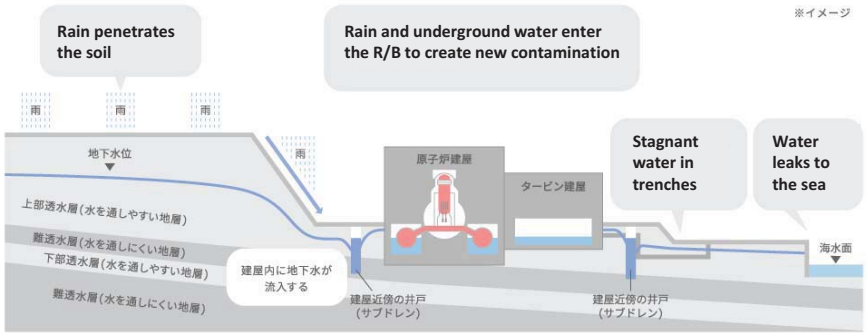
Major Risks Associated with Radioactive Materials in 1F

①Contaminated Water
②Spent Fuels (SFs)
③Fuel Debris
④Radioactive Waste

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

①Contaminated Water

Before counter-measures

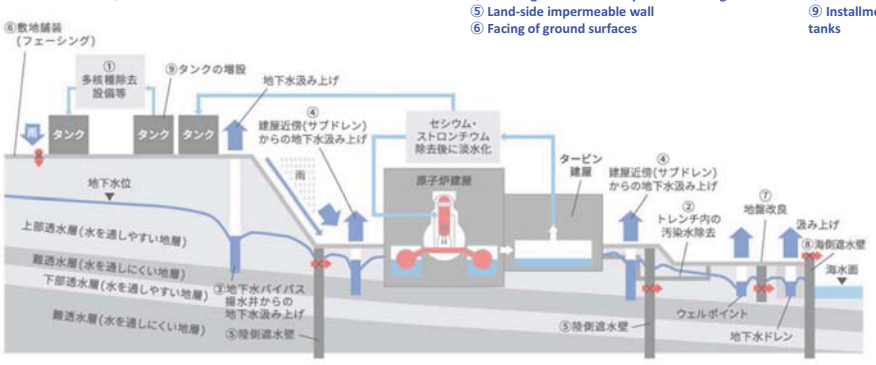


1) REMOVE existing contaminated water
① ALPS, etc.,
② Removal of contaminated water in trenches

2) KEEP AWAY the fresh water from R/B
③ Draining from bypassed groundwater
④ Draining from the vicinity of the building
⑤ Land-side impermeable wall
⑥ Facing of ground surfaces

3) PREVENT leakage
⑦ Ground improvement
⑧ Sea-side impermeable wall
⑨ Installment of more weld-type tanks

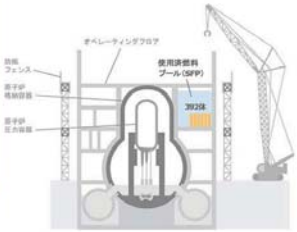
Counter-measures being taken



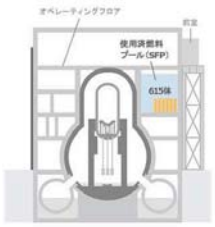
Figures quoted from TEPCO HD's HP (Sep 2018)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

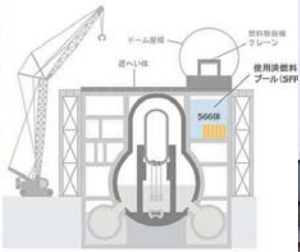
②Spent Fuels (SFs)



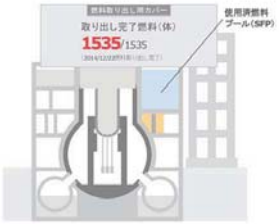
Unit 1 : SF (392) removal starts in 2023



Unit 2 : SF (615) removal starts in 2023



Unit 3 : SF (566) removal starts in 2018

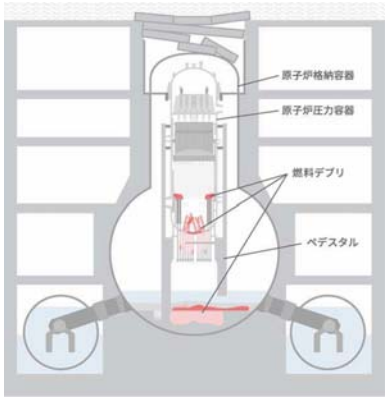


Unit 4 : SF (1,535) removal complete in Dec 2014!

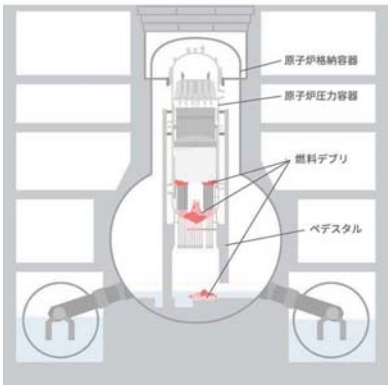
Figures quoted from TEPCO HD's HP (Sep 2018)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

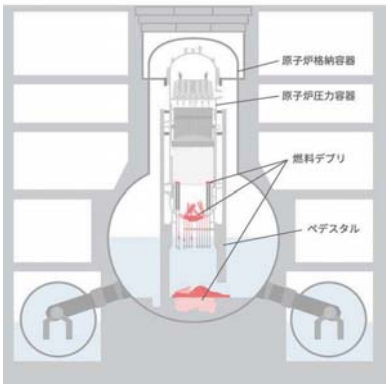
③Fuel Debris



Unit 1 :
Most fuel debris reside at the bottom of PCV.



Unit 2 :
Most fuel debris reside at the bottom of RPV.



Unit 3 :
Fuel debris reside at the bottoms of RPV and PCV.

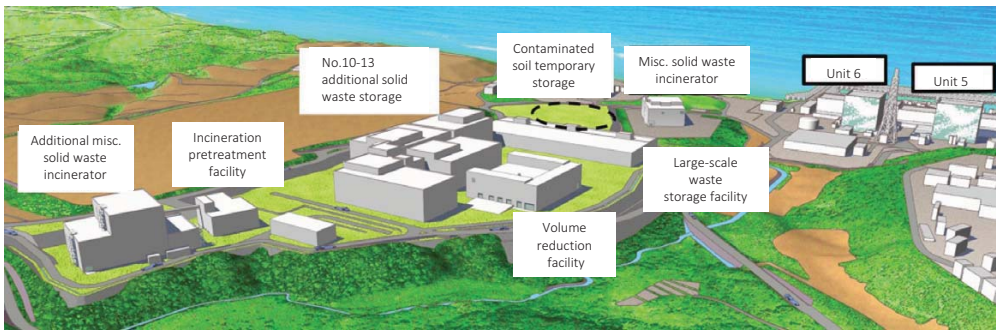
Figures quoted from TEPCO HD's HP (Sep 2018)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

④Radioactive Waste

←Safety of waste management being ensured, investigate the basic concepts of processing and disposal of solid waste.

↓In the northern part of 1F site, new waste disposal installations being constructed.



Figures quoted from TEPCO HD's HP (Sep 2018)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Interim Goal of Radioactive Risk Reduction in 1F

Magnitude of risk was evaluated using SED* developed by NDA of UK

* Safety and Environmental Detriment

① Hazard Potential ～ Index of impact

- Depends on inventory (amount of radioactive material), form (gas, liquid, solid, etc.), time until when risk surfaces since the loss of safety function
- Reduction measures：passage of time (decay heat reduction), form change (processing liquid to solid), etc.

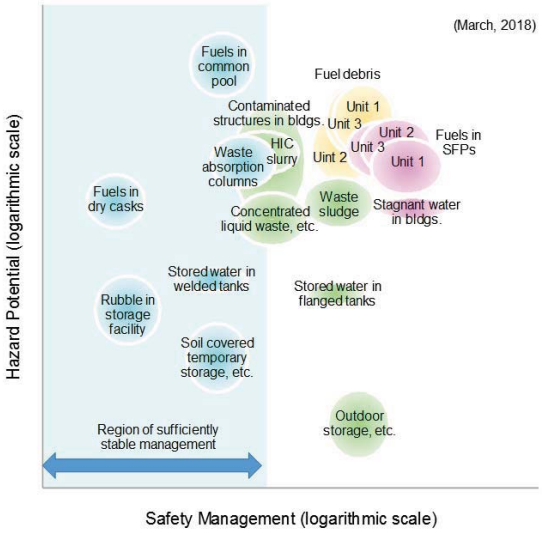
② Safety Management ～ Index of likelihood

- Depends on facility integrity, and containment and monitoring status of the risk sources
- Reduction measures：relocation of spent fuels to the common pool, replacement of rubble stored outside to the storage, etc.

Interim Goal

We aim to bring the risk levels into the "Region of sufficiently stable management" (pale blue area) by improving Safety Management (reducing the likelihood) in the first place with technically achievable methods.

Example of risk levels assigned to the risk sources at the Fukushima Daiichi NPS



無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Fuel Debris Retrieval (FDR)

Goals

(1) Determine **FDR method for the first implementing unit in FY 2019** based on the FDR policies

(2) **Start FDR** for the first implementing unit **within 2021**

(3) **Bring fuel debris to the controlled safe storage**

Policies on Fuel Debris Retrieval

① Step-by-step approach
- Adjust the work direction flexibly as FDR proceeds

② Optimize entire decommissioning work
- Build a comprehensive plan in coordination with other site work

③ Combine multiple methods
- Combine optimum retrieval methods suitable for each unit

④ Focus on the partial submersion method
- Place the first efforts on the partial submersion method

⑤ Access to the bottom of the PCV from the side
- Realize access to the bottom of PCV from the side

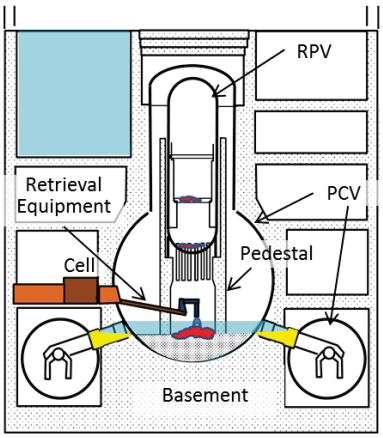


Image of Partial submersion-Side access method

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Fuel Debris Retrieval (FDR)

Comprehensive understanding of RPV/PCV Conditions

Comprehensive analysis and evaluation based on the information obtained so far

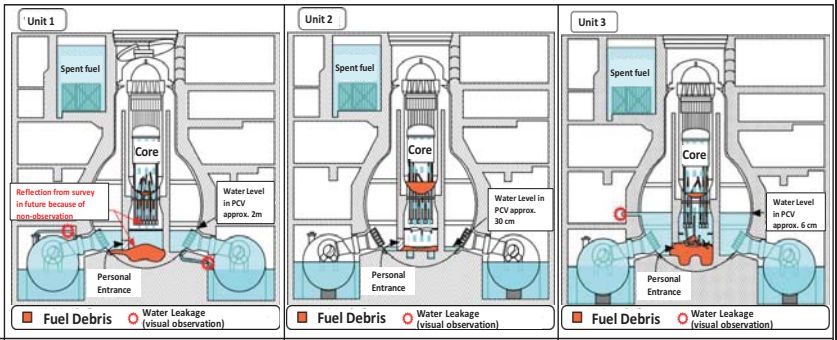
- Distribution of fuel debris
- Condition of access route and surrounding structure were analyzed and evaluated based on the following data.
  (The right figure shows distribution of fuel debris.)

Measured values (plant parameters, etc.)

Accident progression analysis

PCV internal investigation, Muon observations

Scientific know-how (experiment, etc.)



	Unit 1	Unit 2	Unit 3
Core Region	• Little fuel debris remains	• Little fuel debris remains • (Stub-shaped fuels might exist in peripheral region)	• Little fuel debris remains
RPV Lower Head	• A small amount of fuel debris is present • A small amount of fuel debris is present in the inside and on the outer surface of the CRD housing	• Large amount of fuel debris is present • A small amount of fuel debris is present in the inside and on the outer surface of the CRD housing	• Fuel debris remains on the RPV lower head party • A small amount of fuel debris is present in the inside and on the outer surface of the CRD housing.
Pedestal Inside	• Most of the fuel debris is present	• A small amount of fuel debris is present	• Amount of fuel debris in Unit 3 is more than that in Unit 2.
Pedestal Outside	• Fuel debris may have spread on the pedestal outside through the personal entrance	• The possibility of fuel debris spreading on the pedestal outside through the personal entrance is low.	• Fuel debris may have spread on the pedestal outside through the personal entrance.

Data based on "Decommissioning and Contaminated Water Treatment Subsidy Project (Advancement of Comprehensive understandings of internal reactor" The Institute of Applied Energy", IRID, reported in 2017 (Issued in June 2018)

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

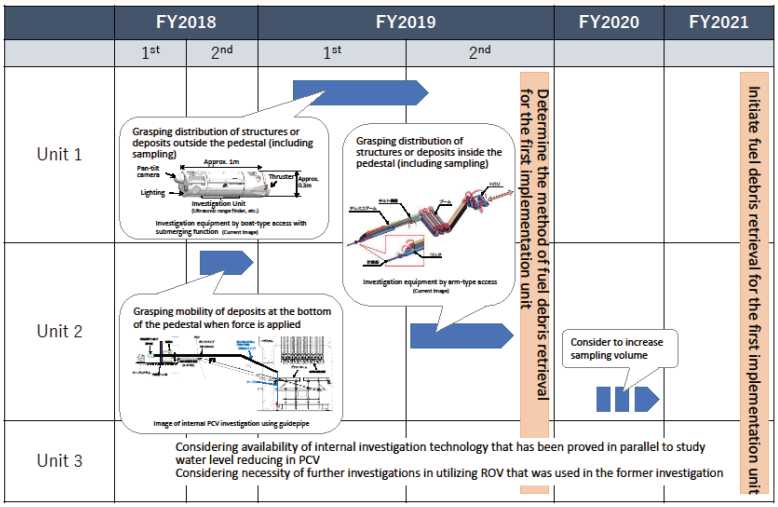
Fuel Debris Retrieval (FDR)

Continuous implementation of PCV internal investigations

Unit 1: Insert submersible boat-type device into the inside & outside of the pedestal (including sampling) [in 1st half of 2019]

Unit 2: Insert guide-pipe for scratching the bottom of the pedestal [in 2nd half of 2018]
Insert arm-type device into the pedestal (including sampling) [in 2nd half of 2019]
Sample fuel debris [in FY2020]

Unit 3: Study the way to **reduce the water level** in PCV
Consider the usage of an underwater ROV used in the former investigation



無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Fuel Debris Retrieval (FDR)

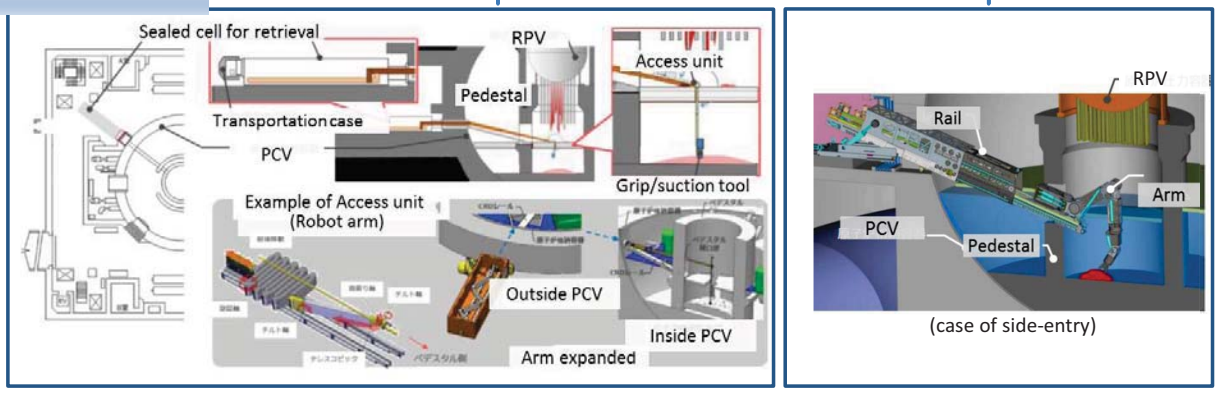
Concept of the step-by-step approach

Present ideas for the FDR process	PCV Internal Investigation	Samplings	Fuel Debris Retrieval	
			Small-scale	Large-scale
	- Find fuel debris distribution - Confirm accessibility - Obtain support data for safe FDR	- Obtain support data to enhance FDR feasibility & work safety	- Verify how developed systems work - Check the influence of FDR to work safety	- Actualize efficient FDR operations for better throughput

Case of Unit 2

X6 penetration used with minor modification

X6 penetration to be expanded

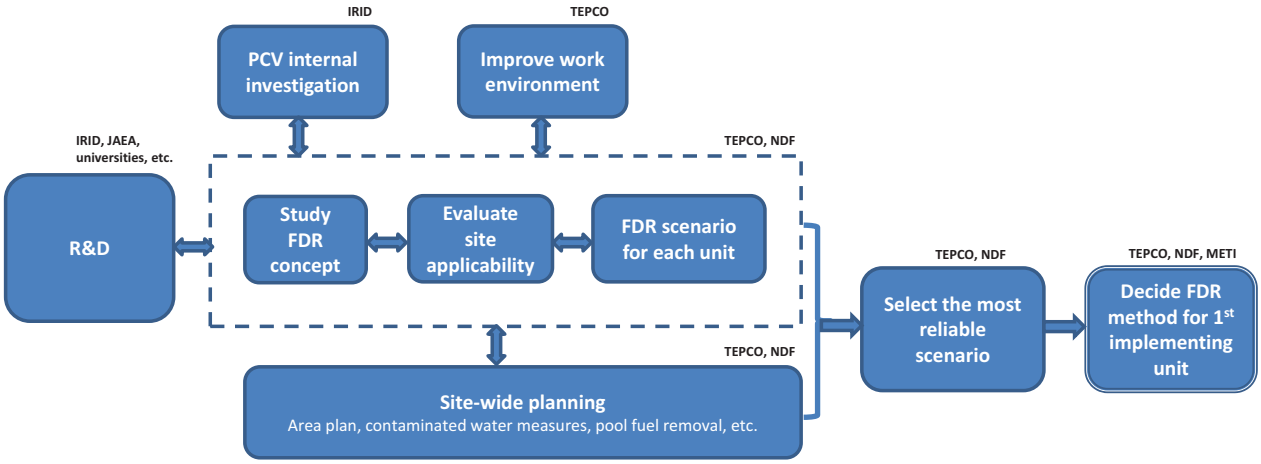


無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Fuel Debris Retrieval (FDR)

Strategies (Determination of FDR method for the first implementing unit)

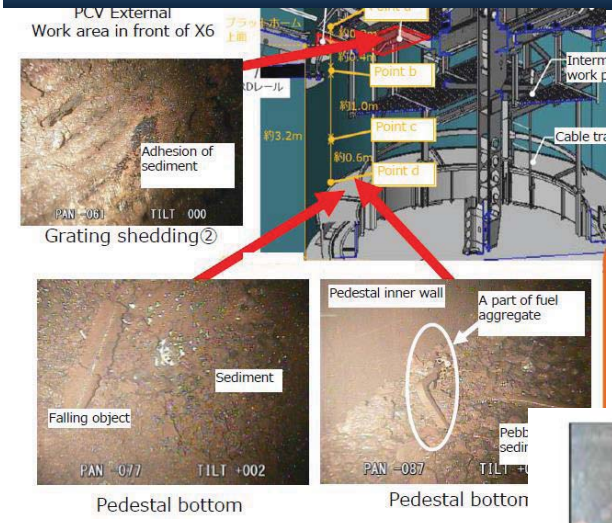
Thorough analysis of available information, based on 5 guiding principles (safe, sure, practical, timely, field-oriented) , will clarify the most reasonable FDR method for the 1st implementing unit.



Outputs of TEPCO's preliminary engineering and the R&D projects by IRID, etc. will be reflected to the decision of the FDR method.

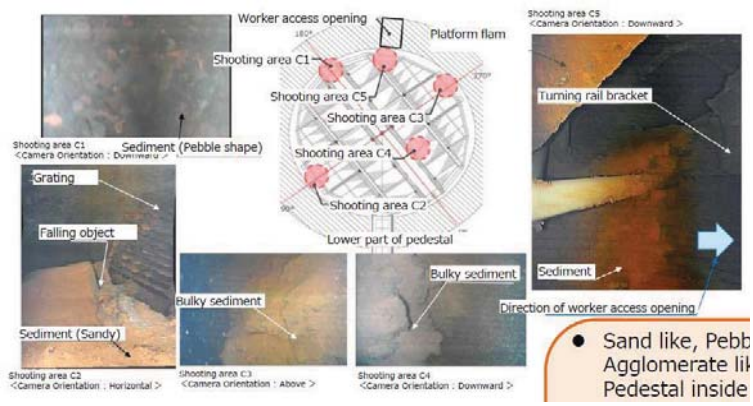
無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Fuel debris morphology and MC&A considerations



- At the bottom of the pedestal of **unit 2 (←)** and **unit 3 (↓)**, lots of sediments were found. These sediments are likely to be the mixture of melted fuels and structural components, i.e., fuel debris.

- Since fuels are not keeping the original structures as a fuel assembly, MC&A and SG systems, applicable to fuel debris handling, would be required for 1F NPS.



無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

1F D&D International Forum

Approaches for local community engagement and further enhancement of communication

- It is essential that the local community understands the status of 1F decommissioning.
- To this end, timely and comprehensive dissemination of 1F information, and collection of local voices toward 1F decommissioning activities is a starting point.

NDF holds International Forum annually for active dialogue with local people

The 3rd International Forum on Aug 5-6, 2018 (Naraha-machi and Iwaki-shi)

"Hairo-no-iroha" a brochure prepared by NDF that explains decommissioning in plain words (Cover)

The 4th will be held on Aug 4-5, 2019 at Tomioka-machi & Iwaki-shi. See you there !!

無断複製・転載禁止 原子力損害賠償・廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

Thank you for your attention.

無断複製･転載禁止 原子力損害賠償･廃炉等支援機構
©Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation

INMM　特別功労賞　受賞概要

Charles E. Pietri Special Service Award （SSA）

岩本友則

日本原燃株式会社

第59回INMM年次大会において

2018年7月23日　INMM（Institute of Nuclear Materials Management ）第59回年次大会において日本原燃は、「国際保障措置手法及び保障措置機器」の発展に多大な貢献をしたとして日本原燃は「チャールズ Ｅ ピエトリ特別功労賞」を受賞

INMMの表彰制度について

「Charles E. Pietri Special Service Award：特別功労賞（SSA）」の他個人として贈られる「Vincent J. DeVito Distinguish Service Award　：功労賞（DSA）」「Edway R. Johnson Meritorious Service Award：功労賞（MSA）」、35歳以下の学会員に対する「Early Career Award」

表彰プロセス

・INMM表彰委員会へ推薦書提出：推薦する組織（個人）の貢献、功績等の適正性を記述

・幅広い学会関係者または核燃料物質管理に関連する者から、最低5人の独自の推薦支持書簡

JNFLの受賞に係る、推薦・支持者の全てが海外関係者であった。

日本関係者　過去の受賞

特別功労賞（SSA）
1990年：動力炉・核燃料開発業団（PNC）
1994年：核物質管理センター

功労賞（DSA）
1992年：平田實穂氏
1997年：萩野谷徹氏
2000年：中野啓昌氏
2009年：猪川浩次氏
2011年:　内藤　香氏

1990年 年次大会におけるPNCの受賞

当初は、受賞者に対して事前通知された。
現在は、表彰式において受賞者を驚かせるため事前通知はされない。
申請については、受賞候補者に口外してはならない。（受賞の確定は候補者本人や推薦者にも事前の通知はされない）

受賞に至った背景

原燃の使命である原子燃料サイクルの確立（再処理、ウラン濃縮、MOX燃料製造）のためには：
国内：安全
国外：平和利用の保証→核不拡散対応、即ち「保障措置」「核セキュリティ」

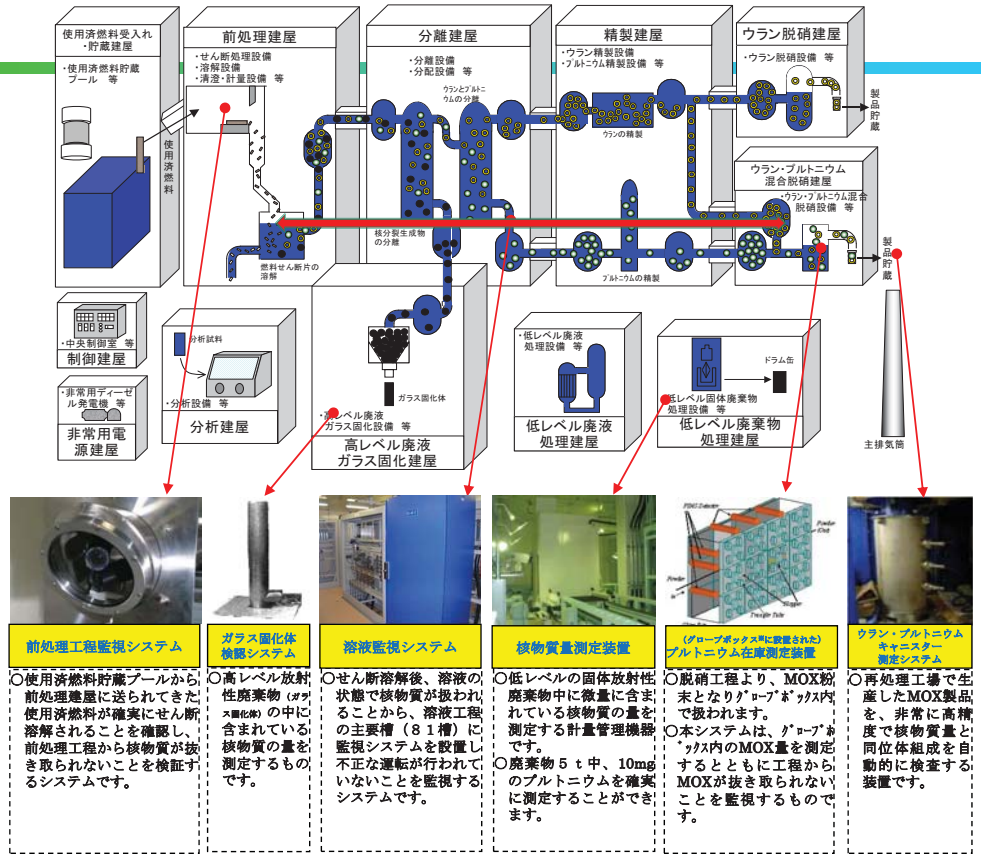
日米原子力協力協定対応：
再処理及びMOX工場操業のためには、米国政府の合意が必要
その要件は、適用する保障措置がIAEAの保障措置及び日米両国政府合意の保障措置概念に適合すること

1. 適用する保障措置（「手法」「機器」）の有効性、効果・効率性について国際学会等で発表
2. 米国国立研究所等との共同研究、委託研究の実施

日本原燃の努力

- 保障措置要件を踏まえた施設設計（再処理、MOX）
- 効果的・効率的保障措置システム構築及び、システム構築の費用削減
  ✓信号分岐による工場の測定機器を、査察機器として利用
- 運転時、工程内の核燃料物質量を確定するための推定式確立
  ✓特別な試験実施
- 保障措置技術開発に係る国際協力の実施
  ✓ウラン濃縮に係る保障措置技術開発

再処理工場における自動検認・工程監視システム

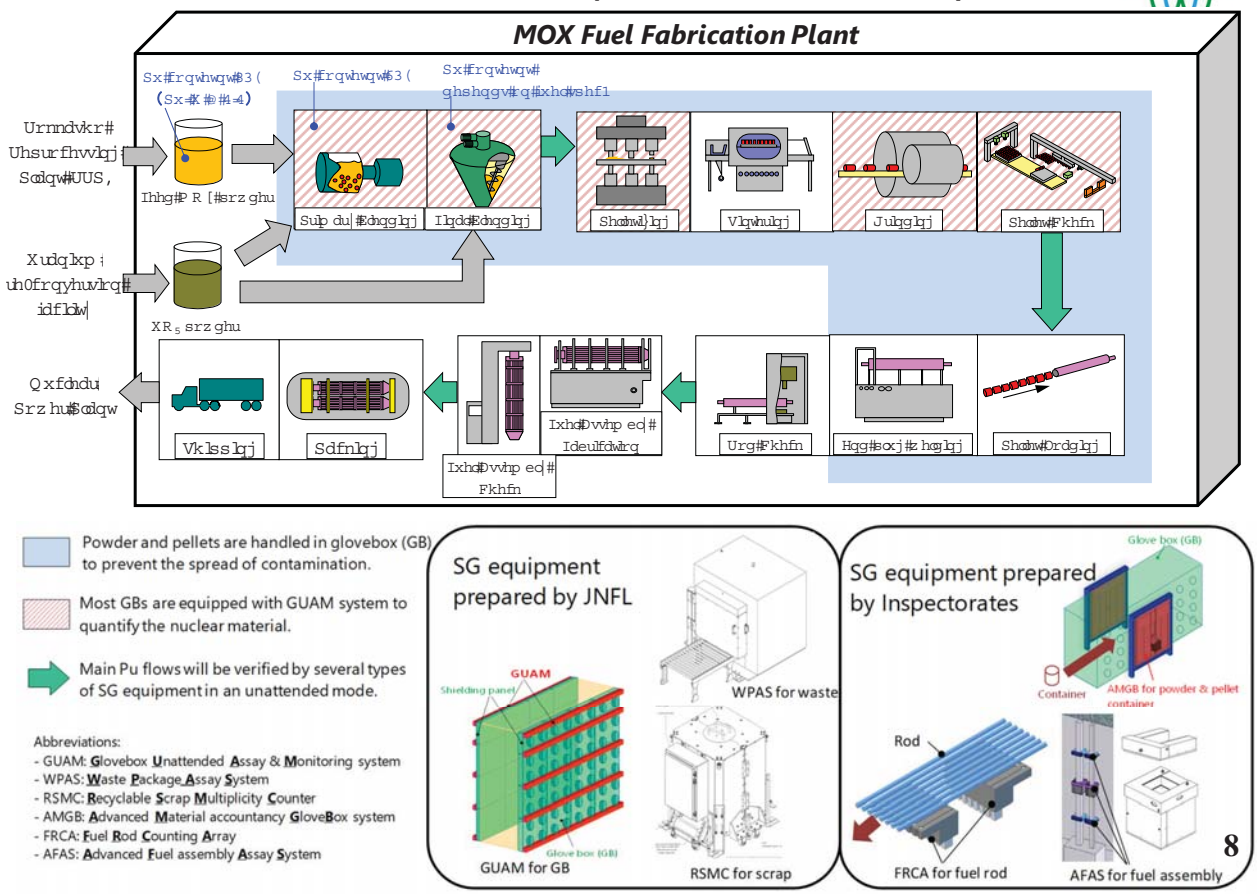


ウラン濃縮に関する保障措置機器開発の例

UCAS：六フッ化ウランシリンダー中のウラン量測定装置

PNEM：中性子線測定による六フッ化ウランシリンダー中の濃縮度測定装置の開発研究

Schematic of J-MOX process and SG system



特別功労賞（SSA)受賞を踏まえて

本賞の受賞に至ったのは、我が国の原子力の平和利用に係る原子燃料サイクル確立のための海外関係者からの応援メッセージ

- ◆ 再処理工場・MOX燃料工場の竣工
- ◆ 原子力の平和利用のための保障措置・核セキュリティに係る更なる努力

核燃料物質計量管理に残された課題（例:高レベル廃液分析）等の改善
→計量管理精度の向上

INMMJとして日本関係者、組織のAward 受賞に向けた取組

ポスターセッション

パッシブγ線断層撮影法を用いた画像再構成技術の開発
（1）統計的逐次近似法による使用済 BWR 燃料集合体中γ線源分布の画像再構成

Development of Image Reconstruction Technology using Passive Gamma Emission Tomography
(1) Image Reconstruction of gamma-ray sources in Spent BWR Fuel Assembly using Statistical Iterative Approximation

*柴　茂樹，相楽　洋
東京工業大学
*Shigeki Shiba and Hiroshi Sagara
Tokyo Institute of Technology

Passive Gamma Emission Tomography (PGET) using MRP-EM was developed for advanced verification tool applicable for nuclear safeguards etc. As case study, gamma-ray sources in spent BWR fuel assembly was reconstructed.

1. 緒言

パッシブγ線断層撮影法（PGET）は、ガンマ線源の3次元分布計測手法として開発が進められており、保障措置における使用済燃料の検認技術の高度化や、廃棄物管理等への応用[1]が期待されている。しかしながら、パッシブγ線の測定であるため測定時間に大きく依存し、工学応用のためには、測定時間の短縮化やバックグランドノイズ低減が求められる。

本研究では、PGET において不完全なデータであってもスムーズな光源分布可視化が可能な統計的逐次近似法を用いた新たな画像再構成技術を開発した。本報では使用済燃料を対象に PGET を用いた画像再構成した結果を報告する。

2. 解析条件の概要

2-1. 再構成モデル及び投影データの取得

純水で満たされているステンレスキャニスタに収納された BWR 燃料集合体[2]及び鉛コリメータ付きの検出器について MCNP-5 を用いてモデル化した（図 1 参照）。燃焼度 40GWd/t の燃料棒を想定したパッシブγ線源を SCALE-6.2/ORGEN-APP で作成し、3 次元γ線強度分布(水平方向一様、高さ方向 Cosine 分布)を設定した。次に、パッシブγ線の投影データの取得のために鉛コリメータ付いた 9 つの検出器を燃焼集合体中心に 3.0 度毎に回転させ（合計 120 方向）、その都度燃料集合体に沿って 9×10 点の走査を行った。そのパッシブγ線の投影データ(サイノグラム)を図 2 に示す。なお、本解析では検出器の応答関数は無視し、統計誤差を低減するために MCNP-5 の線源のバイアス機能を使用した。

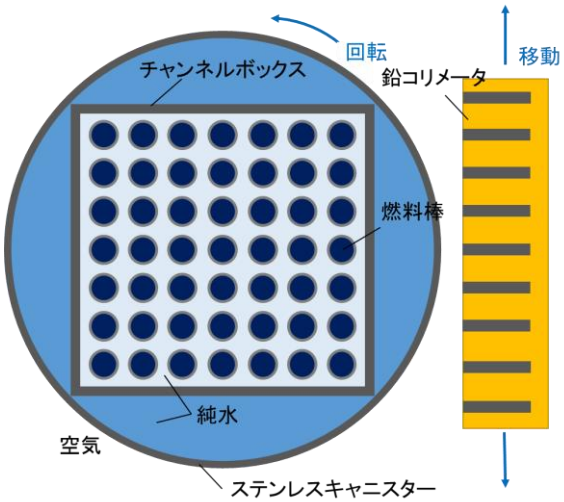


図 1　再構成モデル

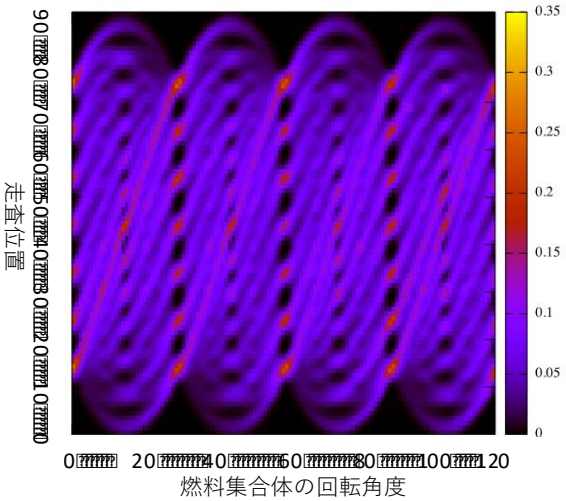


図 2　パッシブγ線の投影データ

2-2. 統計的逐次近似法

統計的逐次近似法は、検出確率及び投影データを用いて、統計学的モデルに基づいた逐次的処理により画像を再構成する手法である。本研究では、画像分解能の低下することなく極力減らし雑音の抑制（平滑化）に有効である Median Root Prior-Expectation Maximization（MRP-EM）法[3]を用いた。MRP-EM 法は、以下の式（1）で示す。

$$f_j^k = \frac{f_j^k}{\sum_i C_{ij} + \beta \dfrac{f_j^k - M_j}{M_j}} \sum_i \frac{p_i C_{ij}}{\sum_m C_{im} f_m^k} \qquad (1)$$

ここで、

p_j： j 番目の検出器における投影値
f_j^k：反復回数 k における j 番目の画素値
C_{ij}： i から j の検出確率
M_j：注目画素 j とその周囲の画素から求められた中央値
β： 調整係数

なお、β=0.0 のとき、Maximum Likelihood-Expectation Maximization 法（MLEM）となる。評価では、β を変化させた場合の画像再構成を実施する。減弱補正については、事前に減弱係数分布が分かっていないことから考慮しない。

2-3. 解析結果

MRP-EM 法により投影データを用いて画像再構成した結果を図 3 に示す。減弱補正を実施していないため中央の強度が比較的小さくなっていることが分かった。また、β の値により強度分布が平滑化されていることが分かった。このため、同手法を適用する場合には、最適な β を設定する必要がある。

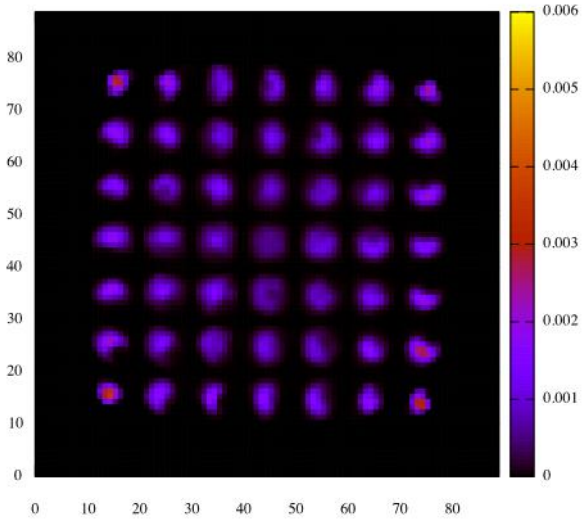


図 3　MRP-EM 法による BWR 燃料集合体の画像再構成（β=0.5）

3. 結論

使用済燃料の保障措置における検認や廃棄物管理への適用を目指し、不完全なデータであってもスムーズな光源分布可視化が可能な新たな画像再構成技術を開発した。MCNP-5 及び SCALE6.2/ORIGEN-APP を用いて純水で満たされたステンレスキャニスタに収納された BWR 使用済燃料集合体の再構成モデルの作成及び MRP-EM 法を用いた画像再構成を実施した。これにより燃料棒が判別できることが分かった。調整係数 β の値により強度分布の平滑化の度合いが左右されることが分かったため、今後、最適な β の設定方法について検討を実施する予定である。

参考文献

[1] J.Hu, et.,al, “Developing Spent Fuel Assembly Standards for Advanced NDA Instrument Calibration –NGSI Spent Fuel Project”, *ORNL/TM-2013/576*.
[2] N. H. Larsen, “Core Design and Operating Data for Cycles 1 and 2 of Peach Bottom 2”, *EPRI NP-563*, June 1978.
[3] V.Y. Panin, “Total Variation Regulated EM Algorithm”, *IEEE Transaction on Nuclear Science*, VOL. 46, NO.6, December 1999.

高速炉サイクルシナリオによる TRU 物質収支と核不拡散性への影響に関する研究
(4) 物質収支及び核不拡散性評価

Effect of fast reactor fuel cycle strategies on TRU material balance and non-proliferation features
(4) Evaluation of mass balance and non-proliferation features

*藤岡　里英，相楽　洋，韓 治暎
東京工業大学
*Rie Fujioka，Hiroshi Sagara and Chi Young Han
Tokyo Institute of Technology

This report examines an innovative fast reactor core deign that enables rapid reduction of separated plutonium, and the evaluation of mass balance and non-proliferation features with that fast reactor

1. 緒言

国家又は非国家主体による潜在的な核拡散の脅威を減らすために適切なプルトニウム(Pu)バランスを保つことは重要である。また分離 Pu は照射済 Pu へ転換することで核セキュリティレベルと保障措置での査察頻度を下げることが可能である。以上のことから前回(3)では分離 Pu の照射 Pu への迅速な転換のための高速炉炉心設計について発表した。本発表では分離 Pu の迅速な低減(① 分離 Pu 量の低減 ② 分離 Pu の照射済 Pu への転換) に適した高速炉の炉心設計を提案した上で、さらに直接処分や軽水炉での利用と比較してこの高速炉炉心設計における物質収支と核不拡散性の特性を明らかにする。

2. 研究手法

炉心設計においては実証炉クラスの高速炉(ナトリウム冷却大型 MOX 燃料炉心)[1]を基本炉心とし、高速炉核特性解析コードシステム JOINT-FR の SLAROM-UF / CITATION コードと JENDL4.0 に基づいた UFLIB4.0 断面積ライブラリ使用、炉心計算を行った[2,3]。まず分離 Pu の迅速な照射済 Pu への転換と Pu 量の低減に適した Pu 装荷量と Pu 低減率が最大となる高速炉炉心仕様を考えるため、炉心燃料やブランケット燃料の仕様による燃焼特性の感度解析を行った。さらに基本炉心と同程度の運転性能と核的安全性を持つようにするために、ボイド係数や余剰反応度、出力ピーキング係数などの安全性及び制御性を担保しつつ、Pu 装荷量を最大化するように高速炉炉心仕様の最適化を行った。最後にシナリオ間の物質収支及び核不拡散性評価では新燃料及び使用済燃料を比較対象とした。

3. 結果・考察

感度解析の結果から Pu 装荷量と Pu 低減率が最大となるためには炉心に高富化度 MOX 燃料を利用し、ブランケットは燃料を取り外す設計が最も良いことが分かった。しかしながらこの設計にはボイド係数や余剰反応度、出力ピーキング係数などの安全性及び制御性が基本炉心より大きくなってしまうため 3 つの技術的検討を行った。今回想定した長期間保管され ^{241}Am の増加した MOX 燃料を利用することで余剰反応度を抑え、ブランケット燃料をステンレス遮蔽体にすることで ^{241}Am によるボイド係数の悪化を改善し、出力密度の低い炉心外周部の Pu 富化度をピーキング係数が基本炉心程度の範囲で増加させることによってピーキング係数を抑えつつ Pu 装荷量を増加させた。その結果、Pu 装荷量が 14.1t から 17.5t、Pu 低減率が-0.09 から 0.17 と増加させつつ、ピーキング係数、余剰反応度を基本炉心程度またボイド係数を基本炉心よりも 17%程度低下させることが出来る最適な炉心仕様を示した。

図 1　核不拡散性評価における物質区分[6]

物質収支評価においては47.9tの分離Puの消費期間を考えると軽水炉は86.5年かかるのに対し、この高速炉は19.5年しかかからず、且つ全使用済燃料中のPu, U, MA, FP総量は軽水炉に比べ40%少ないことが分かった。核不拡散性評価においては図のように核セキュリティと保障措置上の物質区分[4,5]で分類すると、新MOX燃料を高速炉や軽水炉で燃やすことで照射済MOX燃料とすることでどちらの区分においても1つずつ下がり、既に多く存在する使用済燃料と同程度の物質に転換することで、分離Puをゼロにする可能性を示した。

4. 結論

分離Puの迅速な低減と転換に適した高速炉の炉心設計を提案した。さらに直接処分や軽水炉での利用と比較してこの高速炉炉心設計における物質収支と核不拡散性の特性を明らかにした。今後は出来るだけPu量を最小化しつつ核不拡散上魅力度の低いPu利用を両立する高速炉炉心の検討を行う。

参考文献

[1] Naganuma M, Sugino K, Aida T, Ogawa T, Mizuno T. Design study on Core and Fuel Properties of Sodium Cooled Fast Reactor (Mixed Oxide and Metal Fuel Core) -Results in JFY2004-. Japan: Japan Nuclear Cycle Development Institute; 2005, Report no.051.
[2] Hazama T, Chiba G, Sato W, Numata K. SLAROM-UF: Ultra Fine Group Cell Calculation Code for Fast Reactor. Japan: Japan Atomic Energy Agency; 2009, Report no.003.
[3] Nakagawa M, Abe J, Sato W. A Code System for Fast Reactor Neutronics Analysis. Japan: Japan Atomic Energy Research Institute; 1983, Report no.066.
[4] International Atomic Energy Agency. IAEA Safeguards Glossary 2001 Edition. International Nuclear Verification Series. 2002, Report no.3.
[5] International Atomic Energy Agency. Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5). IAEA Nuclear Security Series. 2011, Report no.13.
[6] Fujioka R, Sagara H, Han CY. An innovative fast reactor core design for rapid reduction of separated Pu and its proliferation concerns. Annals of nuclear Energy [Under review]

高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究 （1）プルトニウム混合シリサイド燃料

Performance evaluation of light water reactor fuel in inherent safety and non-proliferation features
(1) Mixed Plutonium Silicide Fuel

*天野宰, 相楽洋 韓治暎, 藤縄主税
東京工業大学
*Tsukasa Amano, Hiroshi Sagara, Chi Young Han, Chikara Fujinawa,
Tokyo Institute of Technology

We report the evaluation result of nuclear proliferation resistance of Mixed Plutonium Silicide Fuel by comparison with conventional Mixed Oxide (MOX) Fuel in LWRs.

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故以降、原子力システムの 3S 特性(Safety・Security・Safeguards)の向上と説得力のあるプルトニウム(Pu)バランスの戦略が社会から求められている。軽水炉の安全性向上を狙ったシリサイド燃料*研究やその燃料サイクル研究が進められており[1-2]、ウラン燃料において酸化物に対する優位性を示してきた[3]。

本研究では、シリサイド燃料の高安全性に加え Pu 単体抽出の化学的困難さによる核不拡散性の向上性に着目し、U-Pu シリサイド燃料を用いた場合の(1)PWR 炉心成立性、(2)安全性、(3)核不拡散性の 3 つの観点から評価することを目的とする。本発表では、(1)(3)について従来の MOX 燃料との比較により報告する。

2. 研究手法

U-Pu シリサイド燃料として、7%PuMOX と等価な Pu を含む$(U,Pu)Si_x$を評価対象燃料とした。核不拡散性評価では、対国家並びに対非国家主体を想定し、核物質の物性そのものによる核爆発装置 (NED) への転用困難性を示す Material Attractiveness(不正利用価値)[4]を用い評価する。想定した脅威(国家主体、または非国家主体)に対し、核物質の「取得」、NED 利用の最終形態(金属 U または金属 Pu)まで転換する「処理」、そして NED を製造する「使用」の各段階で重要な核物質の物性値を求める。求められた物性値の評価における指標は、あらかじめ定義された 4 段階のグレードに分けられた NED への転用困難性と照合することで定量的かつ包括的に評価する。定義された 4 段階のグレードである「Preferred」、「Potentially usable, but not preferred」、「Impractical, but not impossible」、「Impossible」はそれぞれ 1 から 4 のグレードとする。

3. 結果

表 1, 2 に MOX 及び U-Pu シリサイド新燃料集合体の不正利用価値の評価結果を示す。「使用」フェイズでは、裸球臨界量(Bare Critical Mass: BCM)、裸球臨界量あたりの崩壊熱量(Heat Content: HC)、裸球臨界量あたりの自発核分裂中性子放出率(Spontaneous Fission Neutron Emission: SFN)の 3 つの指標を不正利用価値の評価に用いた。対国家主体の評価では、U-Pu シリサイド燃料を用いることによって珪化物残渣を分離するための多段化学処理工程(1-3 か月)が必要となり、MOX 燃料

表 1. 不正利用価値評価結果(新燃料, 対国家主体)

評価対象物	最終使用形態	処理段階の評価項目	使用段階の評価項目		
		転換時間	臨界量(BCM)[kg]	崩壊熱量(HC)[W/kg]	自発核分裂中性子放出率(SFN)[n/s/kg]
U-Puシリサイド燃料集合体	金属Pu球	1-3ヶ月(3)	21.5(1)	458(1)	9.26×10^{5}(3)
MOX燃料集合体	金属Pu球	1-3週間(2)	22.0(1)	429(1)	9.75×10^{6}(3)

表 2. 不正利用価値評価結果(新燃料, 対非国家主体)

評価対象物	最終使用形態	取得段階の評価項目			処理段階の評価項目	使用段階の評価項目	
		正味重量[kg]	取得時間[min]	放射線量[Gy/h@1m]	処理時間と複雑さ	臨界量(BCM)[kg]	崩壊熱量(HC)[W/kg]
U-Puシリサイド燃料集合体	金属Pu球	649/1体(2)	~20(2)	0(1)	Si分離工程(精製工程)(3)	21.5(1)	458(1)
MOX燃料集合体	金属Pu球	678/1体(?)	~?0(?)	0(1)	?二種以上(化合物状態)(?)	??.0(1)	429(1)

※ 括弧内はグレードを示す

* ウランと珪素の化合物であるシリサイド燃料は、酸化物燃料と比較して重金属密度が高く、古くから試験研究炉用燃料として用いられてきた。また熱伝導性の良さから事故耐性燃料の一つとして研究開発が進められている。

(1-3 週間)と比べ、技術的困難性の増加により転換時間が大幅に増加した。それにより、処理フレーズでの不正利用価値のグレードを 1 つ下げる結果となった。非国家主体での評価では、U-Pu シリサイド燃料を用いることにより硝酸に溶解させ、遠心分離による Si 分離工程が必要であり、多段の化学処理を要しない MOX 燃料と比べて、対国家の場合と同様に処理フレーズでの不正利用価値のグレードを 1 つ下げ、NED への転用困難性が増す結果となった。以上より、U-Pu シリサイド燃料の特徴である核物質の転用困難性によって処理時間と複雑さ、そして転換時間の増加により、不正利用価値低減効果を持つことを明らかにした。

4. 結言

本研究では、U-Pu シリサイド燃料の高拡散抵抗性を達成する PWR での達成条件を明らかにした。今後はシリサイド燃料の特性を活かすため、核的安全性の解析を行う。

参考文献

[1]. **C. EYSSERIC et al.**, "Status of silicide fuels reprocessing at La Hague plant", 298-307, RRFM2014.

[2]. **Kyle D. Johnson et al.** "Fabrication and microstructural analysis of UN-U3Si2 composites for accident tolerant fuel applications", 18-23, Journal of Nuclear Materials 477 (2016).

[3]. **藤縄主税**, **“高い固有安全性・核不拡散性を有する軽水炉用燃料の研究”**, **2A06**, 日本原子力学会 2018 年春の年会.

[4]. **C.G. Bathke, H. Sagara et al.**, “Summary of a joint US-Japan study of potential approaches to reduce the attractiveness of various nuclear materials for use in a nuclear explosive device by a terrorist group”, 230-236, Global2013.

核分裂性アクチノイド核種の核特性データベースの作成
（2）Ac～Cf の評価

Construction of fundamental nuclear characteristics databases of all fissionable actinide nuclides
(1) Evaluation of Ac-Cf nuclides

バン　スジュン，相楽　洋、韓 治暎
東京工業大学
SooJun Barng, Hiroshi Sagara[1], Chi Young Han[1]
Tokyo Institute of Technology

Constructed fundamental nuclear characteristics, such as critical mass, decay heat and spontaneous neutron emission, databases of actinide nuclides starting from Actinium to Californium for criticality safety and nuclear security.

1. 緒言

超ウラン元素(TRU)のクローズドサイクルを想定した次世代核燃料サイクルでは、TRU 多重リサイクルによりこれまでにない高次核種の取り扱いが求められる。TRU 核種の中には優れた核分裂性を有するものも存在し、将来の多様な TRU 多重サイクルを行う上で、これらの臨界安全性に加え核セキュリティ性を担保することが求められるが、核データの乏しさなど今後の研究開発に求められる要素が多数存在する。本研究では、Ac~Cf 核種について、現状得られる最新の核データ及び物性値を用い、核セキュリティと臨界安全の基礎データベース構築することを目的とする。

2. 手法

2-1. 臨界性

裸の臨界球質量(BCM)の評価にあたり、中性子実効増倍係数を MCNP4C 及び FSXLIBJ4.0 を用いた。計算手法の妥当性は、過去に実施された GODIVA の高濃縮ウラン、JEZEBEL のプルトニウム、ネプツニウム球体のネプツニウム臨界実験ベンチマーク[1]により確認した。評価対象核種は、核データが入手可能な 69 核種とした。

2-2. 崩壊熱

BCM あたりの崩壊熱解析として、前述の BCM 解析値と ORIGEN-ARP による崩壊熱の時間依存解析を組合わせ評価した(DH-BCM)。ある核種の崩壊熱ピークは崩壊系列に依存し必ずしも初期とは限らないが、今回はある核種自身の物性値に特化したデータベースとするため、初期の崩壊熱量を採用した。

2-3. 自発的中性子放出

BCM あたりの自発核分裂中性子(SFN)放出率解析として、前述の BCM 解析値と ORIGEN-ARP による SFN の時間依存解析を組合わせて評価した。ある核種の崩壊ピークは崩壊系列に依存し必ずしも初期とは限らないが、今回はある核種自身の物性値に特化したデータベースとするため、初期の SFN を採用した。計算の妥当性確認及び ORIGEN-ARP で扱っていない核種については、Table of Isotope 8th edition Vol2[1]や JAERI1324[2]を用いた。

3. 結果

表 1 に半減期 1 年以上、BCM800kg(235-U20%相当)以下、DH-BCM が 4.5kWth (238-Pu80%相当)以下の 18 核種について評価結果を例示した。表 1 でオレンジ色で塗られた核種は BCM80kg(235-U70% 相当) 以下、DH-BCM が 450Wth (238-Pu8%相当)以下の核種であり、18 核種の内 10 核種に至る。この中で、U と Pu 以外の TRU 核種は 5 核種であった。^{245}Cm および ^{247}Cm の Cm 同位体は TRU 多重サイクルにおいて蓄積され得る核種であるが、核分裂および中性子捕獲断面積の核データ精度は十分ではない。高速中性子が重要な裸の臨界球ばかりでなく、水溶液における臨界安全に重要な熱中性子スペクトル領域においても今後検討を進める。

4. 結論

得られた BCM と BCM で規格化した崩壊熱と自発的中性子放出を求めた。今後、得られた BCM で規格化した放射線量のデータベースを、最新の核データ、輸送計算、壊変計算に基づき作成する。さらに、臨界管理上重要な水溶液での特性も含めデータベースを拡張する。

Table 1　代表的な核種の評価結果

	半減期 [年]	BCM [Kg]	DH-BCM [W]
232-U	6.89E+01	5.91E+00	2.88E+04
233-U	1.59E+05	1.51E+01	4.26E+00
234-U	2.46E+05	1.10E+02	1.96E+01
235-U	7.04E+08	4.61E+01	2.88E-03
236-Np	1.53E+05	1.08E+01	9.31E-01
237-Np	2.14E+06	5.94E+01	1.31E+00
239-Pu	2.41E+04	1.01E+01	1.94E+01
240-Pu	6.56E+03	4.18E+01	2.96E+02
241-Pu	1.43E+01	1.17E+01	3.87E+01
242-Pu	3.75E+05	7.69E+01	8.95E+00
244-Pu	8.00E+07	1.19E+02	6.31E-02
242m-Am	1.41E+02	1.27E+01	5.81E+00
243-Am	7.37E+03	2.72E+02	1.88E+03
245-Cm	8.42E+03	1.19E+01	6.87E+01
246-Cm	4.71E+03	8.92E+01	8.91E+02
247-Cm	1.56E+07	7.64E+00	2.33E-02
248-Cm	3.48E+05	1.02E+02	4.94E+01
249-Cf	3.51E+02	6.14E+00	9.39E+02

参考文献

[1] Table of Isotope 8th edition Vol2, 1996
[2] *JAERI 1324, JAERI, 1992*
[3] *ICRP Publication 116*, Ann. ICRP, APPENDIX A
[4] C. G. Bathke et al., Global 2013

User Interface Development of Atmospheric Dispersion Simulations for Nuclear Emergency Countermeasures

原子力災害対策のための大気拡散シミュレーションのユーザーインターフェース開発

*[a]Hamza El-Asaad, [a]Hiroshi Sagara, [a]Chi Young Han, [b]Haruyasu Nagai
[a]Tokyo Institute of Technology
[b] Research Group for Environmental Science, Japan Atomic Energy Agency, 2-4 Shirane Shirakata, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki, Japan

Atmospheric dispersion simulations can provide crucial information to assess radioactive plumes in the environment for nuclear emergency countermeasures.

1. Introduction

Atmospheric dispersion simulations can provide crucial information to assess radioactive plumes in the environment for nuclear emergency countermeasures. In this study, we aim to assist experts in the field of monitoring post installations and evacuation. Therefore, an interface was developed, Interface for Radiation Observation for Nuclear Safety (IRONS), to assist these users in the telltale characteristics of plumes from simulation results. Application for monitoring post installations and evacuations outside the 10-km zone of Fukushima Daiichi (F1) will be evaluated by distance and air dose rate weights. A large database, which contains WSPEEDI-II simulations that are in time segments of 1-hour for the first 20-days of radioactive release from the FDNPP is used for this studies input. As a result, 480 case scenarios (with 24-hour release in each case scenario) is generated. To simplify and highlight the important data, the user interface displays essential quantitative data to the user. This information includes results of maximum levels and locations of air concentrations and depositions of radionuclides in a scale of 190 km x 190 km with a grid size of 1000 meters from the point source (F1). Consequently, the output used to optimize monitoring post locations will contain a series of selected 10 or more locations, assumed to be monitoring posts, which are then compared with all grid locations. A simplified networking method will be used by combining the distance (km) and air dose rate (Bq/h) and comparing the weighting factor results with other grid blocks. This will show the user different hotspots on the grid that could potentially be considered as points of interest for monitoring posts installations.

2. Methodology

The method applied for supporting the evaluation of this study is based on the use of a database that contains large sums of simulations from WSPEEDI-II. The database contains 480 case scenarios based on the Fukushima event. The scenarios are based on a one hour release rate for the first 20 days (24 hour segments) of March 11, 2011 (3/11) starting from midnight of March 11, 2011 to midnight of March 31, 2011, GMT. The database has been calculated by a combination of release time and segments, nuclide type, deposition (amount of radioactivity in the ground) and concentration (amount of radioactivity in the atmosphere). The spatiotemporal distribution of concentration and deposition of any source term can be reproduced immediately by linear combination of matrix outputs. Hence making data analysis a simple task for the evaluation and comparison of results with varying source terms.

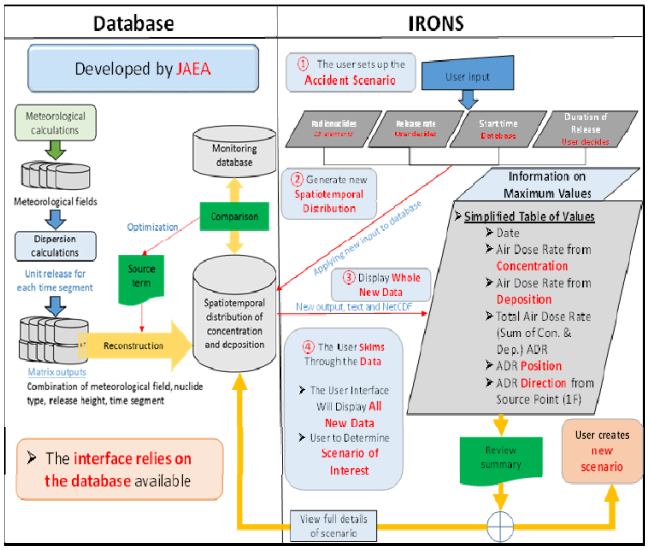


Figure 1 IRONS functionality with database

3. Conclusion

Providing a simplified and an easy to use interface, called IRONS, is the main aim of this study. The user does not have to be proficient or, indeed, familiar with the WSPEEDI program in order to produce, utilize or analyze data of plume distribution. Pre-planning for

shelter-in-place and evacuation for other nuclear power plants in Japan can be applied using IRONS. In addition, IRONS can also assist the user in handling a large number of data output. Utilizing IRONS the user can end up with an infinite number of scenario outputs.

References

[1] El-Asaad, H. K. (2017). User Interface of Atmospheric Dispersion Simulations for Nuclear Emergency Countermeasures. *Energy Procedia, 131*, 279-284.

Applicability of $LaBr_3$ (Ce) Detector for ^{154}Eu Quantification in Molten Fuel Material by Using Passive Gamma

*Nur Husna Md Hanipah, Hiroshi Sagara, Yoga Peryoga, and Chi Young Han
Tokyo Institute of Technology

The feasibility of passive non-destructive assay (NDA) technique by using $LaBr_3$ (Ce) detector is investigated aiming for waste classification of molten fuel material.

1. Introduction

The non-destructive assay (NDA) technology using passive gamma detector is investigated to apply in categorizing the molten fuel material.

The 3-inch x 3-inch $LaBr_3$ (Ce) detector is chosen for the numerical simulation calculation in quantifying the low-volatile fission products, i.e., ^{154}Eu in the molten fuel material.

2. Methodology

2-1. $LaBr_3$ (Ce) Detector Performance

The validation for detector response of $LaBr_3$ (Ce) is performed numerically, with develop a proper treatment of ^{138}La internal background calculated by using the Particle and Heavy Ion Transport Code System (PHITS) version 3.02.

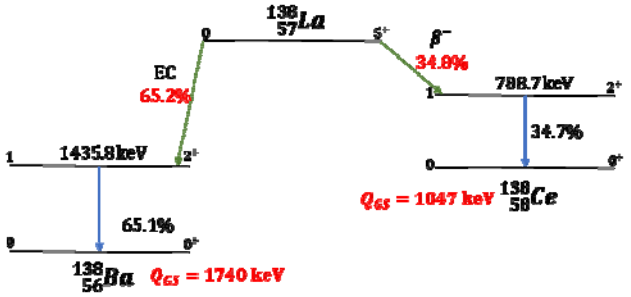


Figure 1 Simplified of ^{138}La Internal Background Decay Scheme

2-2. Minimum Detectable Activity

In approaching the minimum detection activity (MDA), the ^{154}Eu is being quantified from the homogenous source of molten fuel debris material based on previous study [1] with different gamma energy of 1.274 MeV and 1.596 MeV.

The simulation outcome is compared with the theoretical amount of minimum detection activity (MDA) by using eq. (1) [2], where it defines the detector sensitivity with taking account of the detector resolution, efficiency, background interference and other parameters i.e. statistical error, num. of channel, photon yield and time of detection

$$MDA(E_1) = \frac{A_m}{s(E_1).f_1.t}\left(\sqrt{2bR(E_1)\{(B_{C_2}(E_1)+B_N(E_1)\}+\frac{A_m^2}{4}}+\frac{A_m}{2}\right) \quad \ldots (1)$$

3. Result

3-1. $LaBr_3$ (Ce) Detector Performance

The $LaBr_3$ (Ce) detector efficiency curve benchmarked with previous study [3] is validated and have a good agreement with discrepancies less than 5%.

The ^{138}La internal background source from simple ORIGEN-ARP calculation and nuclear data is validated as source of $LaBr_3$ (Ce) detector crystal, comparing the previous study [4]. Then, the self-counting of internal background from ^{138}La is evaluated with respect to the decay mode of electron capture and beta decay effects.

3-2. Minimum Detectable Activity

In approaching the classification of the molten fuel material waste, the gamma emitter of ^{154}Eu, at energy 1.274 MeV and 1.596 MeV is quantified. The MDA of ^{154}Eu is calculated to acquire practical time for 3-inch x 3-inch $LaBr_3$ (Ce) detector. The parameter of 5% and 10% detector error are applied with 10 minutes as time limitation. As results, the MDA values of ^{154}Eu at energy 1.274 MeV and 1.596 MeV is compared in Table 1. It showed the ^{154}Eu at energy 1.274 MeV is the highly detected with time deduced <10 seconds detectable with higher MDA activity than energy at 1.596 MeV. Noted that, the detection limit of ^{154}Eu, 1.274 MeV and 1.596 MeV by 3-inch x 3-inch $LaBr_3$ (Ce) detector is quantified with considering of ^{138}La internal background interference.

4. Conclusion

The development of proper treatment of ^{138}La internal background self-counting by $LaBr_3$ (Ce) detector is validated with respecting the decay mode reaction. Comparing of detection error of 10% and 5% for the detector performance evaluation, MDA ^{154}Eu energy of 1.274 MeV in order of 10^{10} dps is detectable <10 seconds at the detection error of 10%, and < 100 seconds at detection error of 5%. The detection limit for practical application must be determined based on the acceptance criteria, i.e. efficiency, counting time, number of samples and cost.

Table 1 The MDA of ^{154}Eu with detection error and minimum counting rate.

^{154}Eu Detection Energy	Activity in Debris [dps]	Detection Error	MDA [dps]	Minimum Counting Time	Minimum Total γ Count Rate [cps]
1.274 MeV	1.32×10^{12}	5%	6.67×10^{12}	5.0s	2.30×10^{3}
		10%	9.21×10^{11}	0.7s	
1.596 MeV	6.80×10^{10}	5%	4.93×10^{12}	1min	
		10%	4.28×10^{13}	11min	

References

[1] H. Sagara, et.al, J. Nucl. Sci. Technol., pp. 1-23, 2014.
[2] J. A. Cooper, Nucl. Instrs Meth., pp. 273-277, 1970.
[3] G. Anil Kumar, et. al, Nucl. Instrs Meth., pp. 183-186. 2009.
[4] Anna Camp, et.al., Appl Radiat Isot., pp.521-517, 2016.
[5] Nur Husna Md Hanipah, et. al, 3H06-09., AESJ 2018, Spring.

制動放射スペクトルガンマ線を用いた PFRR 法の高濃縮 U 検知への適用性研究

Applicability study of PFRR method to identify HEU
by utilizing the Bremsstrahlung spectrum photon

*チン　キム　ウェイ[1]，相楽洋[1]，木村 礼[1]
[1]東京工業大学
*Chin Kim Wei[1]，Hiroshi Sagara[1]，Kimura Rei[1]
[1]Tokyo Institute of Technology

The applicability of nuclear fuel material isotopic composition measurement method based on photonuclear fission rate ratio (PFRR) on identifying high enriched uranium (HEU) was studied in this paper.

1. Introduction

The principle of PFRR method was validated by Kimura et. al. [1] by assuming a Gaussian photon source while in this paper, Bremsstrahlung induced photon source spectrum was used. The isotopic composition can be obtained by only few known data such as the ratio of photofission reaction rate. This method can have significant contribution to the present Non-destructive assay (NDA) techniques because several technical difficulties can be alleviated:

1) Few self-generated neutron or photo emissions due to shielding
2) Difficulty of measurement due to intensive gamma ray backgrounds
3) Low measurement reliability because of impurities and unknown information.

Through further applying this PFRR method on NDA technique, we can identify whether an unknown material contains HEU or not based on the reaction rate ratio itself.

2. Methodology

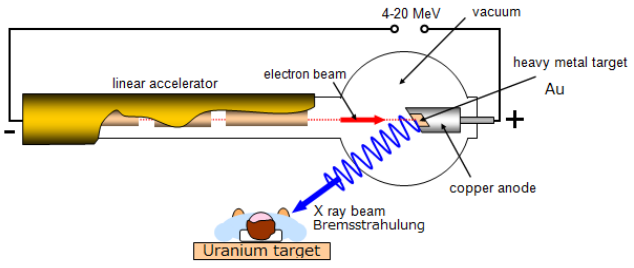


Figure 1 Apparatus of work

Through the PFRR method, we can obtain isotopic composition with only relative values of reaction rate. In this paper, we did two cases of 6 and 11 MeV of incident energy. The multiplication of incident flux with macroscopic cross section can obtain the reaction rate:

$$RR = N\int_{E_{min}}^{E_{max}} \sigma(E)\varphi(E)$$

where σ is cross section, φ is flux and N is atomic number density. The work is basically divided into two phases: 1) Generating Bremsstrahlung source and 2) Calculate the ratio of reaction rate of 11 over 6 MeV case from MCNP result. The apparatus of work is as in *Figure 1*. The first phase was simulated by using PHITS where an electron beam bombarded on a heavy metal target (we use gold, Au) and releases photon flux. The photon beam then collides with a uranium target (with different composition of U-235 and U-238). The reaction rate was calculated using MCNP. Isotopic composition can be used to identify a HEU from unknown material.

2-1. Bremsstrahlung simulation using PHITS

The photon source flux was simulated using PHITS because of its great capability in reproducing results with decent accuracy and can simulate almost all particles over wide energy ranges. In this study, we first reproduced the benchmarking result of electron bremsstrahlung of gold target with exception of angles variation in Y. Iwamoto et. al. [2]. After succeeded, we vary the input energy to 6 and 11 MeV for our study. 6 and 11 MeV was selected because the difference of gamma induced fission cross section (ENDF V-II) between them is huge, see *Figure 2*.

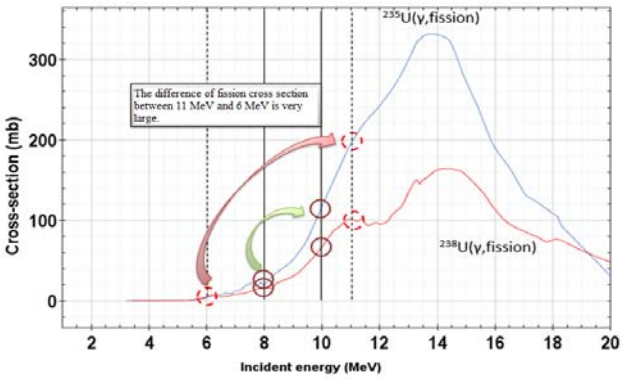


Figure 2 Comparison of γ-induced cross section

Different from Gaussian distribution, the Bremsstrahlung flux experiences slight rising before decreasing as energy increases, see *Figure 3*. Such trend can be explained using Kramers' Law.

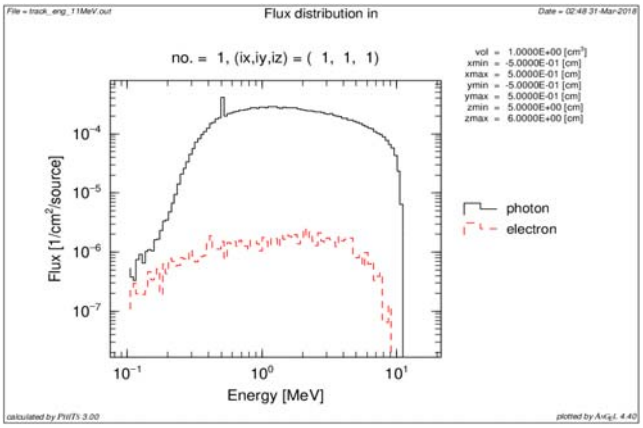


Figure 3 PHITS simulation of Bremsstrahlung source

3. PFRR ratio from MCNP

3-1. Error propagation

The output from PHITS becomes the input source of MCNP in the form of histograms. FM card was used to obtain reaction rate by multiplying flux with energy-dependent cross sections. Reaction rate ratio of 11 to 6 MeV was analyzed. Since MCNP does not take into consideration the uncertainty of nuclear data, we did some manual calculations of standard deviation, σ that involves error propagation (2 joint random variables with error of its own) and covariance, σ_{AB}. We used the general formula of σ:

$$f = \frac{a}{b}, \sigma = |f|\sqrt{\left(\frac{\sigma_A}{A}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_B}{B}\right)^2 - 2\left(\frac{\sigma_{AB}}{AB}\right)}$$

3-2. Data analysis

Table 1 A short summary of MCNP result

Enrichment, %	Ratio of reaction rate 11-6MeV	Propagated error, σ	Percentage Deviation, %
5	8.397	0.838	9.979
10	9.402	1.247	13.267
20	9.350	1.032	11.041
40	9.232	0.781	8.463
60	8.723	0.521	5.973
90	7.948	0.296	3.719

According to the result from MCNP (see *Table 1*), the ratio falls into the range between 8 and 10. It shows a trend of receding slowly as the weightage of U-235 nuclide increases. The decrease trend is mostly contributed by the difference between both cross sections of U-235 and U-238 and the photon flux. The target simulated is of 1 mm which is very thin so no factor of thickness (exponential increase with regards to length) should be considered. Gamma beam generates not only photofission, other processes such as photonuclear and EM-related (photoelectric, Compton scattering, pair production) are generated too. The variation of photon absorption coefficient depends on incident photon energy. The threshold energy of photonuclear is about 2.5 MeV, and photofission occurs above 4 MeV. At higher magnitude of energy absorption coefficient is usually higher than that of lower energy due to increasing pair production.

4. Theoretical reaction rate ratio

The theoretical reaction rate ratio is still under construction. Its output shall display the degree of reproducibility of MCNP result.

5. Conclusion

We can observe from Table 1 that the percentage between standard deviation and the ratio by MCNP ranges from 3.7% to 13.3%. This shows the need for consideration of uncertainty of the photonuclear cross section. Significant decreasing trend can also be observed starting from 10% enrichment. This might set a boundary to determine whether a uranium-contained material is highly enriched or not. Further study on engineering aspect instead of only simulation needs to be enhanced to identify HEU for nuclear safeguards and security purposes.

Acknowledgement

The author thanks deeply the resources provided by Tokyo Institute of Technology in conducting the research.

References

[1] Rei Kimura et. al. (2016), "Principle validation of nuclear fuel material isotopic composition measurement method based on photofission reactions," Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/0022313.2016.1177471

[2] Yosuke Iwamoto et. al. (2017), "Benchmark study of the recent version of the PHITS code," Journal of Nuclear Science and Technology, 54:5, 617-635, DOI: 10.1080/00223131.2017.1287742

A Vision-based Hand Motion Recognition Model for Insider Sabotage Detection using Deep Neural Network

Shi Chen, Kazuyuki Demachi
The University of Tokyo

Abstract

An urgent lesson learned from Fukushima Daiichi accident is what can happen by natural disaster also can be made to happen by human design. The accident raised a fear that terrorists could cause a similar accident by acts of sabotage against nuclear facilities and it is noticeable that threats of nuclear terrorism for nuclear security is increased after the accident. Especially as a threat to nuclear facilities, insider sabotage is worthy of attention. However, there are no effective countermeasures to detect insider sabotage because of the certain limitations of physical protection system (PPS) in nuclear facilities. It appears that hand motion has high contribution to human activity and a significant portion of sabotage behaviors such as modification to safety circuit board using tools and virus contamination on control computer using USB can be detected through hand motion monitoring. In this paper, we propose a vision-based Deep Neural Network (DNN) model for hand motion recognition and sabotage detection in response to the certain limitations of PPS in nuclear facilities.

1. Introduction

Fukushima Daiichi nuclear power plant accident raised a fear that terrorists could cause a similar accident by acts of sabotage against nuclear facilities and the importance of nuclear security increased after this accident. IAEA revised the Nuclear Security Guidelines Series as a guideline for member states to establish and maintain effective nuclear security regimes after the accident: "Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)" [1], "Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities" [2] and "Nuclear security recommendations on nuclear and other radioactive material out of regulatory control: recommendations" [4], which clearly demonstrate more attention is paid to nuclear security. When considering sabotage, the prime threat to nuclear facilities, due attention should be paid to insider. Generally, insiders are the individuals with authorized access to nuclear facilities in transport who could attempt unauthorized sabotage. They could take advantage of their access authority and knowledge, to bypass dedicated physical protection elements or other provisions [3].

Insider sabotage at nuclear facilities represents a further threat that is difficult to control due to the large numbers of employees and their need for access to vital plant areas for their work. Currently, major countermeasures for insider sabotage are as follows:

(1) Confirmation of the individual trustworthiness of nuclear facility employees;
(2) Two-man rule;
(3) Physical protection system (PPS).

However, just consider how to carry out background checks within the context of the strict Personal Information Protection Law in Japan is not enough. And even though the "two-man rule" has some certain effects in restricting access to sensitive areas at nuclear facilities by an un-accompanied employee but can be compromised by a trained terrorist who can "take out" an unsuspecting partner [4]. The Physical Protection System (PPS) in a nuclear facility is designed to protect the facility against the Design Basis Threat (DBT) and minimize the likelihood of an accident. IAEA indicated that the PPS of a nuclear facility should be integrated and effective against both sabotage and unauthorized removal [2]. However, PPS still has certain limitations for insider sabotage prevention: deterrence is invalid for insider and it is not

practical to monitor everyone though common video surveillance system in a nuclear facility. In addition, it is emphasise that if detection failed, delay and response would not be activated. Thus, insider sabotage detection technology should be enhanced.

It appears that hand motion has high contribution to human activity and a significant portion of maintenance behaviors and sabotage behaviors such as modification to safety circuit board using tools and virus contamination on control computer using USB can be detected via hand motion analysis. However, conventional research of abnormal behavior detection mainly focuses on full human body. Singh et al. [5] incorporate a novel approach for detecting the moving object in video surveillance systems of nuclear facilities and raises the alarm if found abandoned using Gaussian blur algorithm. Ishii et al. [6] propose a human behavior detection method using Cubic Higher-order Local Auto-Correlation (CHLAC) features which can minimize the rapid change in the characteristics of a person's movement direction and categorized a person's movement types. However, the computational complexity of this method is great, and higher hardware environment is required for real-time processing. To reduce the computational complexity of CHLAC, Iwata et al. [7] use Principal Component Analysis (PCA) for dimensionality reduction but did not provide a significant improvement in the detection of complex human body motions. Seldom research on detection of insider sabotage with hand motion was conducted, mainly because hand motion is more complicated compared with full body motion since 26 degrees of freedom (DOF) of the human hand [8].

Our long-term objective is to develop a real-time insider sabotage detection system in response to the certain limitations of PPS in nuclear facilities. To achieve this goal, we propose a hand motion recognition model which includes hand behavior classification and hand joints position estimation using DNN in this paper.

2. Hand Behavior Classification

2.1.1 Synthesizing Training Images

For human behavior classification, obtaining a sufficiently diverse training set of 3D groundtruth is a major bottleneck [9]. Recently, synthesized images have been shown to be effective for training CNNs [10, 11, 9]. As the first step of hand behavior classification, we synthesize our training images to address the bottleneck of training data. We use a virtual 3D hand model [12] and define 3 states for each finger. To ensure the pose distribution of the synthetic images are agree with that of real-world images, we compute each joint angle with restriction to certain scenes. Subsequently, the hand models are texture mapped with skin textures which appearance mimics that seen in real images. Finally, textured hand models in various poses are ready to be rendered and composited into synthetic images for CNN training. Given camera viewpoint is the most important factor in the rendering process, we add perturbations to augment and generate more training data by rotating the hand models. In addition, we collect 128 factory or plant images from image repositories and search engines to serve as background. Each rendered image is composited over a randomly chosen sports background image. At present, we have finished our first version of hand state dataset which include 243 ground truth labels with totally 2,301,696 images (samples of our hand state dataset can be seen in Fig.1).

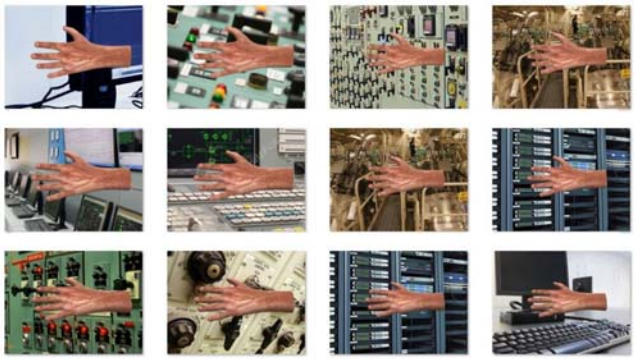


Fig.1 Samples of Our Hand State Dataset

2.1.2 Hand Behavior Classification Model

As demonstrated in Fig.2, our hand behavior classification model includes an encoding model

and a decoding model.

An encoding model is trained to recognize hand shape in each frame and encode a hand state map using Convolutional Neural Network (CNN). We deploy a network architecture that is based on AlexNet [13] which includes 5 convolutional layers, 3 full connected layers and finally a 10-way softmax classifier as demonstrated. For implementation details, the first convolutional layer filters the 224×224×3 input image with 64 kernels of size 11×11×3 with a stride of 4 pixels. The second convolutional layer takes as input the pooled output of the first convolutional layer and filters it with 192 kernels of size 5×5×64. The third convolutional layer has 384 kernels of size 3×3×192 connected to the pooled outputs of the second convolutional layer. The fourth convolutional layer has 256 kernels of size 3×3×384, and the fifth convolutional layer has 256 kernels of size 3×3×256. The fully-connected layers have 2048, 256, 64 neurons, respectively. Dropout is implemented in the first fully-connected layer with the keep probability 0.75 to reduce overfitting. One difference between this model and original AlexNet model is the optimizer. I use Adaptive Moment Estimation (Adam) optimizer [14] as the replacement of Stochastic Gradient Descent. For Adam optimizer, parameters update is invariant to re-scaling of gradient and the step-size is approximately bounded by the step-size hyper-parameter. It doesn't require stationary objective and naturally performs step size annealing. α (learning rate), β1 (exponential decay rate for the first moment estimates), β2 (exponential decay rate for the second-moment estimates) and ε (a very small number to prevent any division by zero in the implementation) are set to 1e-4, 0.9, 0.99, 1e-8, respectively. To validate our encoding model, we use a small part of hand state dataset to train our encoding model and we achieve a validation accuracy of more than 80.47%.

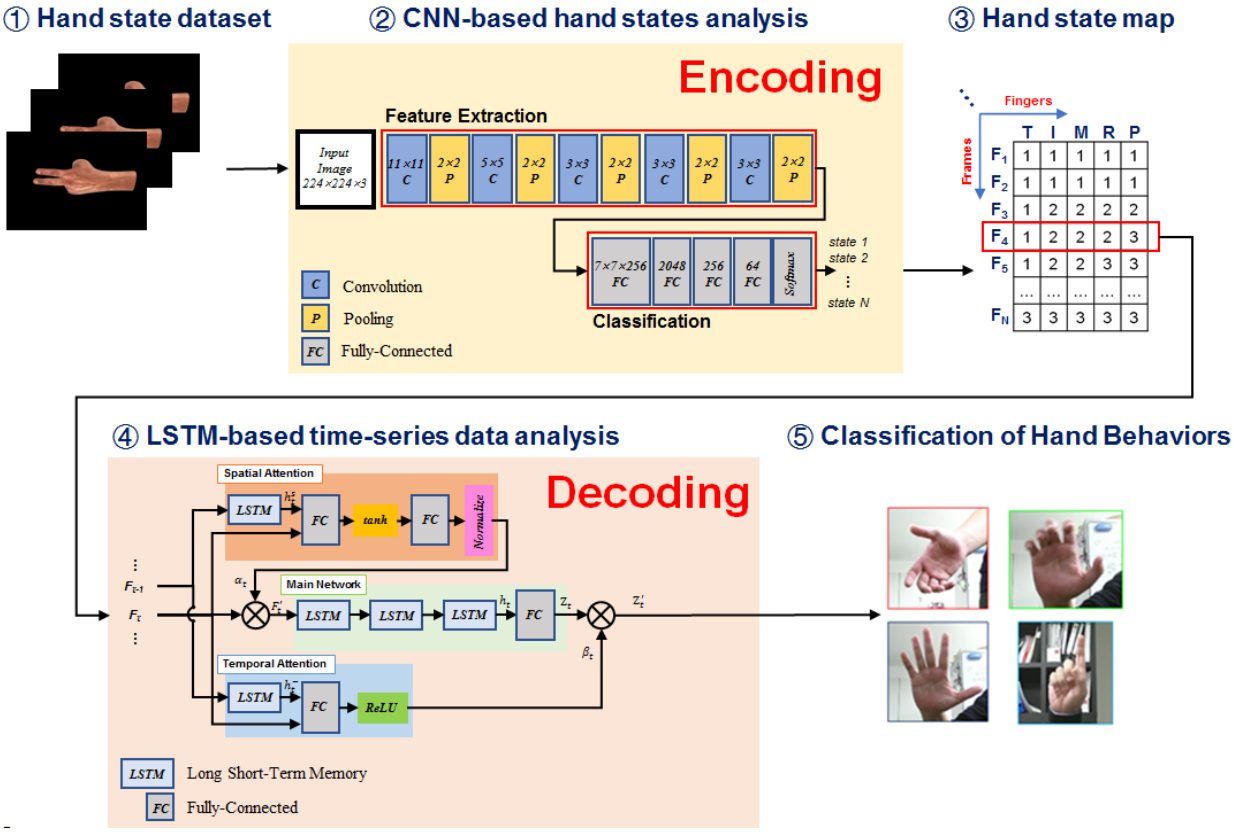


Fig.2 Encoding-Decoding Model for Hand Behavior Classification

Finally, a LSTM (Long Short-Term Memory)-based decoding model will be trained to decode this time-series hand state map and classify different hand behaviors from hand shape.

3. Hand Joints Position Estimation

To estimate hand joints position, we deploy a network architecture that is based on and initialized by the CMU OpenPose model with panoptic hand dataset [15].

As demonstrated in Fig.3, the architecture of OpenPose model includes n-stage convolution pose machine [16] in which a keypoint detector d(·) maps a cropped input image patch $\mathbf{I} \in \mathbb{R}^{w \times h \times 3}$ to P keypoint locations $x_p \in \mathbb{R}^2$, each with an associated detection confiden c_p:

$$\mathrm{d}(I) \mapsto \{(x_p, c_p) \text{ for } p \in [1 \ldots P]\}. \quad (1)$$

Each point ⌀ corresponds to a different landmark and the detector is trained on images with corresponding keypoint annotations. Following this, multiview hand bootstrapping is implemented to improve detected results. Basically, if a point is successfully localized in at least two views, the triangulated 3D position can be reprojected onto other images. Difficult views with failed detections can be annotated using the reprojected 3D keypoints and used to retrain an improved detector.

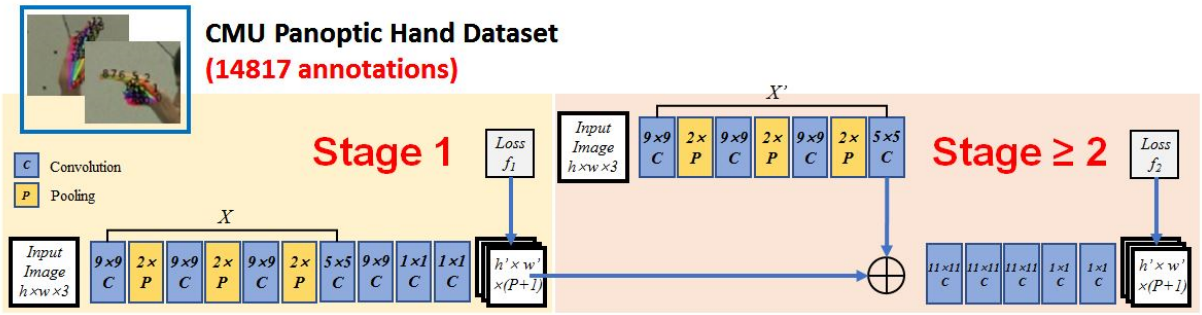


Fig.3 An Illustration of the Architecture of OpenPose Model

Fig.4 shows our real-time hand joints position estimation results using OpenPose Model.

Fig.4 Real-time Hand Joints Position Estimation Results using OpenPose Model

4. Conclusion

Hand behavior classification and hand joints position estimation are necessary for a high-performance insider sabotage detection system. We present an encoding-decoding model for hand behavior classification and perform experiment on our synthesizing hand state dataset to validate our encoding model. Experimental results demonstrate the effectiveness of our proposed model. In addition, we implement OpenPose model for hand joints position estimation.

Reference

[1] IAEA, "Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)," IAEA Nuclear

Security Series No. 13, IAEA, Vienna, 2011. Wei, Shih-En, et al. "Convolutional pose machines." Proceedings of the IEEE Conference on Computer Vision and Pattern Recognition. 2016.

[2] IAEA, “Nuclear Security Recommendations on Radioactive Material and Associated Facilities,” IAEA Nuclear Security Series No. 14, IAEA, Vienna, 2011.

[3] Garcia ML. Design and evaluation of physical protection systems. Butterworth-Heinemann; 2007.

[4] P. L. Leventhal and M. M. Hoenig, “Nuclear terrorism: Reactor sabotage and weapons proliferation risks,” Contemporary Economic Policy, vol. 8, no. 3, pp. 106-121, 1990.

[5] Singh, Gaurav Kumar, et al. “Automatic detection of abnormal event using smart video surveillance system in a nuclear power plant.” 55th Annual Meeting of the Institute of Nuclear Materials Management–Atlanta, USA: Institute for Nuclear Materials and Management. Vol. 1. 2014.

[6] T. Ishii, H. Murakami, and A. Koike, “Human behavior detection method with direction change invariant features,” in Medical Information and Communication Technology (ISMICT), 2013 7th International Symposium on, pp. 257-261, IEEE, 2013.

[7] K. Iwata, Y. Satoh, K. Sakaue, T. Kobayashi, and N. Otsu, “Development of software for real-time unusual motions detection by using chlac,” in Bio-inspired Learning and Intelligent Systems for Security, 2008. BLISS'08. ECSIS Symposium on, pp. 34-39, IEEE, 2008.

[8] Oikonomidis, Iasonas, Nikolaos Kyriazis, and Antonis A. Argyros. “Markerless and efficient 26-DOF hand pose recovery.” Asian Conference on Computer Vision. Springer, Berlin, Heidelberg, 2010.

[9] Chen, Wenzheng, et al. "Synthesizing training images for boosting human 3d pose estimation." 3D Vision (3DV), 2016 Fourth International Conference on. IEEE, 2016.

[10] Su, Hao, et al. “Render for CNN: Viewpoint estimation in images using CNNs trained with rendered 3d model views.” Proceedings of the IEEE International Conference on Computer Vision. 2015.

[11] Massa, Francisco, Bryan C. Russell, and Mathieu Aubry. “Deep exemplar 2d-3d detection by adapting from real to rendered views.” Proceedings of the IEEE Conference on Computer Vision and Pattern Recognition. 2016.

[12] Haupt, “My Rigged and Animated 3d Hands.” https://3dhaupt.com/3d-model-anatomy-rigged-hands-low-poly-vr-ar-game-ready-blender/. [Online; accessed 30-November-2018].

[13] Krizhevsky, Alex, Ilya Sutskever, and Geoffrey E. Hinton. “Imagenet classification with deep convolutional neural networks.” Advances in neural information processing systems. 2012.

[14] Kingma, Diederik P., and Jimmy Ba. “Adam: A method for stochastic optimization.” arXiv preprint arXiv:1412.6980 (2014).

[15] Simon, Tomas, et al. “Hand Keypoint Detection in Single Images Using Multiview Bootstrapping.” CVPR. Vol. 1. 2017.

RESEARCH REVIEW ON INDIA-JAPAN CIVIL NUCLEAR COOPERATION AGREEMENT TOWARDS THE PROGRESS OF PEACEFUL USES OF THE NUCLEAR ENERGY
原子力平和利用進展にむけた日印原子力協定のレビュー

Saurabh Sharma[1, 2], Masako Ikegami[1]

[1]Ikegami Laboratory, Department of Innovation Science
School of Environment and Society, Tokyo Institute of Technology, Tokyo, Japan

[2]Innovation Center, CHINO Corporation, Tokyo, Japan

The present research examines the India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement towards its implementation and future growth of the cooperation for peaceful uses of the nuclear energy.

1. INTRODUCTION

In this paper, we have reviewed the India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement [1] towards the prompt implementation and progress of the cooperation in the future for the peaceful uses of the nuclear energy. The signed Agreement has 17 Articles and 2 Annexes [1]. The Agreement broadly highlights the matters on nuclear materials, exchange of scientific and technical information as well as experts, nuclear fuel cycle, nuclear safety & security, accounting and control of nuclear materials, radiation and environment protection, emergency response, application of the radio-isotopes, IAEA safeguards, international conventions on nuclear safety, physical protection of the nuclear material, intellectual property, technology transfer, reprocessing of the nuclear fuel, joint committee for the consultation about applications of the Agreement, right to terminate the Agreement, national security, Vienna Convention on the Law of Treaties, amendment in the Agreement, and provision for the entry into force of the Agreement.

2. BACKGROUND

Primarily, India's rich historic and proven record to establish and spread the global peace strongly influenced the Japan and other countries to sign the civil nuclear Agreements with India for peaceful uses of the nuclear energy. India's growing energy demand [2] and Japan's world-class nuclear technology have the remarkable and unique scope of growth for the deeply rooted India-Japan bilateral relationship. Most importantly, India-Japan Civil Nuclear Cooperation is timely an extraordinary step in connection between the India and Japan from the viewpoints of the advancing energy sector in India, as India is among the fastest growing economies in the world, and has great opportunities for Japanese nuclear enterprises after the Fukushima nuclear power plant accident to explore the rapidly growing Indian energy business. India and Japan are also the members of the international fusion research project which is known as International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) and it is situated in France.

Furthermore, in 2008, the Nuclear Suppliers Group (NSG) decided to export the nuclear technology to India and in September 2008, India's foreign minister made a statement at IAEA, Vienna mentioning India's commitment to discontinue the nuclear testing [3]. These two activities in 2008 has strengthened Japan's view point to start the negotiations on the civil nuclear cooperation with India. Likewise, the previous Agreements with other countries, this India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement negotiations also have gone through the thorough examination as well as confirmation of technical details and rigorous diplomatic procedures. In the continuation, India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement was signed in November 2016 during the visit of the Indian Prime Minister in Tokyo, Japan. Subsequently, in May 2017 and in June 2017, the lower house and upper house of the Japanese Diet (Parliament) respectively approved the civil nuclear cooperation Agreement between India and Japan [4]. This Agreement can bring the momentum to the previously signed civil nuclear cooperation Agreements of the USA and France with India towards peaceful nuclear applications, as the USA and France are dependent on Japanese nuclear technology to start nuclear businesses in India for peaceful uses of the nuclear energy [5].

3. CURRENT SCENARIO

After the Entry into Force of the Agreement, both Prime Ministers of India and Japan declared to establish a Working Group to establish stronger cooperation in the field of the nuclear energy and ensuring the peace and security worldwide. In this

direction, recently in 2018, the two working group meetings on India-Japan Civil Nuclear Cooperation have been conducted in Mumbai, India on 26th March [6] and 6th September [7] respectively.

To ensure the reliable nuclear 3Ss (safety, security, and safeguards), IAEA Safeguards Agreement will facilitate this Agreement because both India and Japan are the signatories of the IAEA Safeguards Agreement [1]. In the light of the recent decision to close the Monju facility in Japan, it can be projected that the India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement possibly could provide an opportunity to both the countries to collaborate on the development of fast reactor systems as India has achieved a significant progress in this direction of research and development towards the fast breeder reactor so far. Most importantly, the Agreement has tremendous potentials to bring more prosperity to the peoples of India and Japan because both the countries have advanced expertise in peaceful uses of the nuclear energy [1].

4. FUTURE PERSPECTIVES AND RECOMMENDATIONS

Firstly, our future perspectives include the development of the novel and innovative benchmarks in the light of the world free from nuclear weapons as this agreement has a tremendous potential to present the role model to rest of the world to achieve the best practices in nuclear safety and non-proliferation.

Secondly, we are working on the formulation of a model to strengthen the decision making process in the nuclear energy scenarios and associated negotiations with respect to the nuclear regulations and treaties with sincere considerations of the nuclear security globally. The results of this model will provide policy based recommendations towards the future directions of the Agreement implementations.

5. CONCLUSION

It can be concluded that the proposed research would be helpful to explore the impact of the India-Japan Civil Nuclear Cooperation Agreement in the peaceful civilian applications of the nuclear energy from the viewpoints of the social, technological, economics, environmental, legal, and regulatory aspects in order to ensure the nuclear safety and security at large.

REFERENCES

[1] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2016), "AGREEMENT BETWEEN THE GOVERNMENT OF JAPAN AND THE GOVERNMENT OF THE REPUBLIC OF INDIA FOR COOPERATION IN THE PEACEFUL USES OF NUCLEAR ENERGY", https://www.mofa.go.jp/mofaj/files/000202920.pdf, November 11, 2016.

[2] Anoop Singh, Saurabh Sharma, M. S. Kalra (2018), "Levelised Cost of Electricity for Nuclear Power Using Light Water Reactor Technology in India". Economic & Political Weekly, Vol. 53, Issue No. 10, March 10, 2018.

[3] Ministry of External Affairs, Government of India (2008), "Statement by External Affairs Minister of India Shri Pranab Mukherjee on the Civil Nuclear Initiative", https://www.mea.gov.in/Speeches-Statements.htm?dtl/1692/statement+by+external+affairs+minister+of+india+shri+pranab+mukherjee+on+the+civil+nuclear+initiative: India's civil nuclear initiative, September 5, 2008.

[4] Library of Congress (2017), "Japan/India: Diet Approves Civil Nuclear Cooperation Agreement", http://www.loc.gov/law/foreign-news/article/japanindia-diet-approves-civil-nuclear-cooperation-agreement/, June 14, 2017.

[5] Nagao, Satoru, "The Importance of Japan-India Nuclear Cooperation", The Tokyo Foundation for Policy Research, February 04, 2016.

[6] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2018), "Meetings on Japan-India civil nuclear cooperation", https://www.mofa.go.jp/press/release/press4e_001973.html, March 26, 2018.

[7] Ministry of Foreign Affairs of Japan (2018), "Meetings on Japan-India civil nuclear cooperation", https://www.mofa.go.jp/press/release/press1e_000089.html, September 6, 2018.

発表セッション

測定試料マトリクスがJAEA型DDA法に与える影響の評価

（JAEA）○前田　亮、大図章、米田 政夫、藤 暢輔

※本研究開発は、文部科学省「核セキュリティ強化等推進事業費補助金」事業の成果の一部である。

発表内容

①研究背景

②DDA法について

③Active-Nについて

④位置感度差の評価

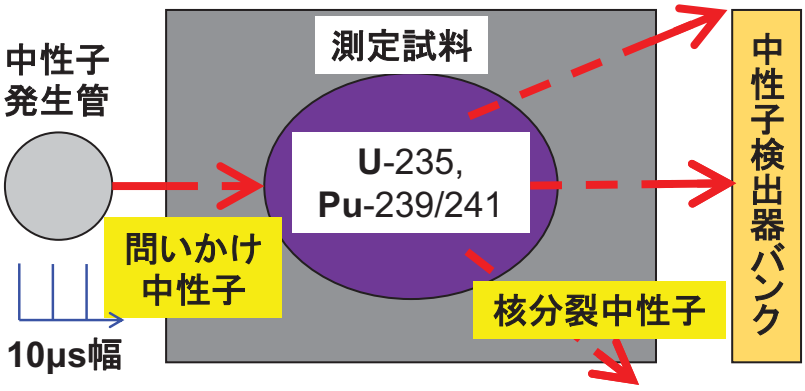
⑤まとめ

①研究背景

- 高線量核物質の非破壊測定へ適用可能な基盤技術開発
  - Differential Die-Away (DDA)
  - Neutron Resonance Transmission Analysis（NRTA）
  - Prompt Gamma ray Analysis (PGA)
  - Delayed Gamma ray Spectroscopy (DGS)
- DDA技術開発
  - JAEA型DDA法と従来型DDA法を比較・検討
  - DDA測定誤差の主要因
    - ✓ 測定試料マトリクスの材質
    - ✓ 測定試料内での核物質の偏在
- 本研究の目的

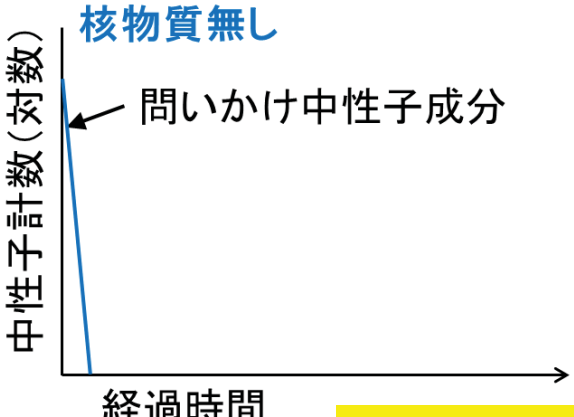
  核物質位置が不明の試料を測定した時のJAEA型DDA測定の位置感度差の評価

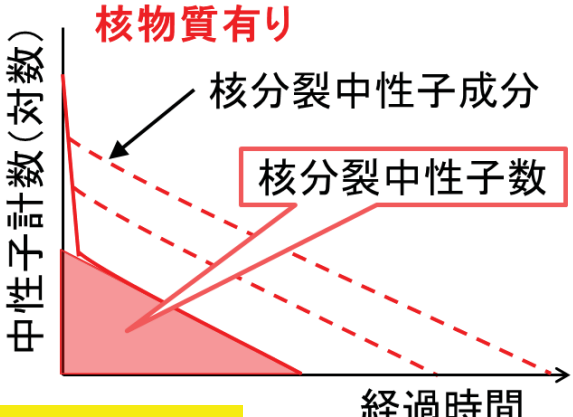
②DDA法について
DDA法の原理



測定方法

1. 問いかけ中性子を
   パルス状に試料に照射
2. 核分裂を誘発
3. 即発中性子を測定し
   核物質量を推定



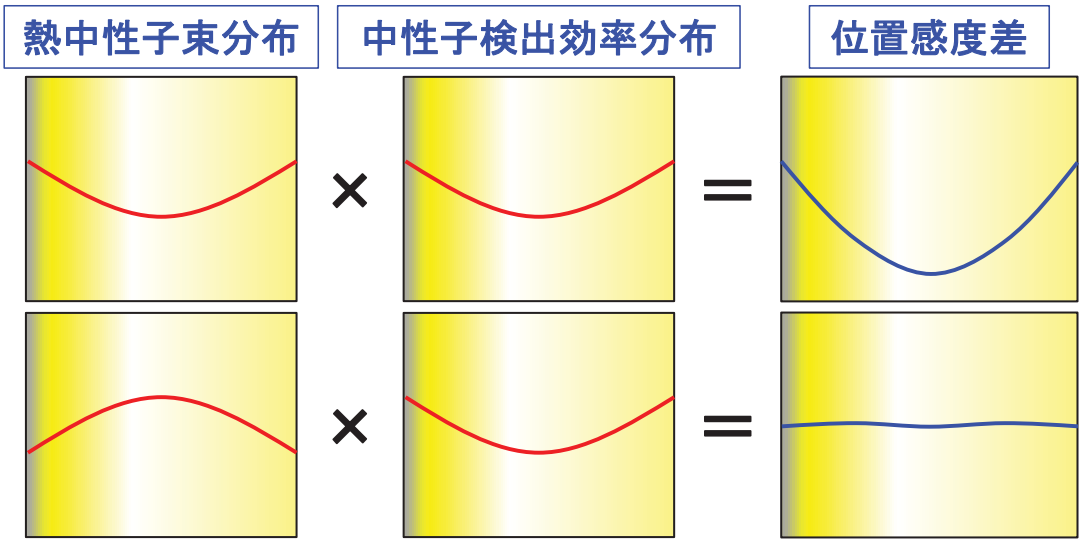


●核分裂中性子数∝核物質量

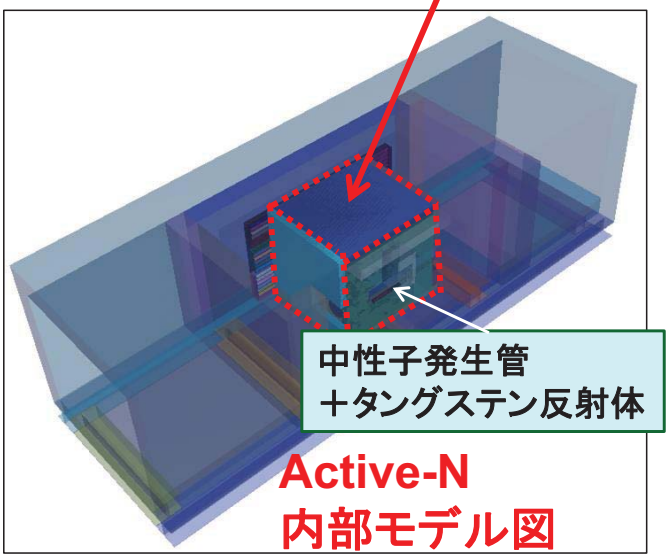
②DDA法について
従来型DDA法とJAEA型DDA法

●従来型
- 問いかけ中性子：装置体系内で減速された熱中性子
- 大きい試料で位置感度差(核物質偏在による誤差)が大きい

● JAEA型
- 問いかけ中性子：高速中性子を測定試料マトリクスで熱化
- 位置感度差が改善
- 小さい試料ではモデレータが必要



③Active-Nについて
Active-N概観

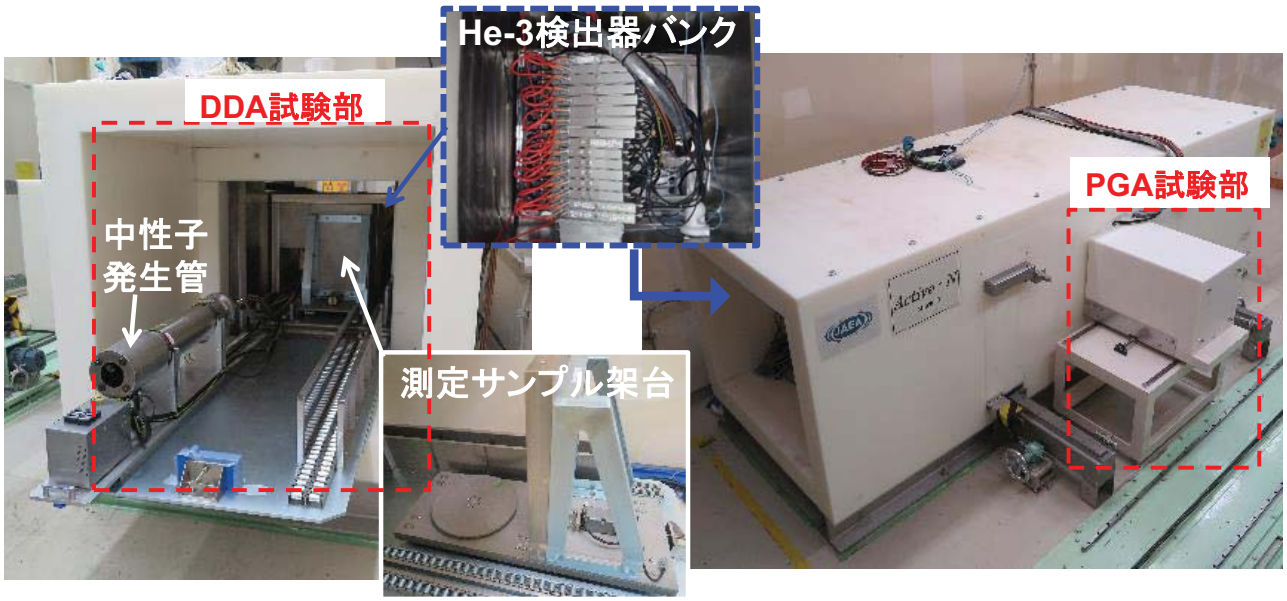


内部測定空間
W)80
H)80
L)160cm

外寸
W)140
H)145
L)420cm

- 中性子反射能と耐荷重を考慮し内壁材としてSUSを採用
- 中性子束を増大するため中性子発生管の後方にタングステン反射体を設置

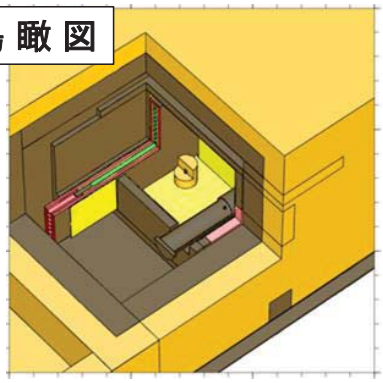
③Active-Nについて
Active-N　DDA部　PGA部



DDA試験部　　PGA試験部

③Active-Nについて
実験及びシミュレーション体系

鳥瞰図



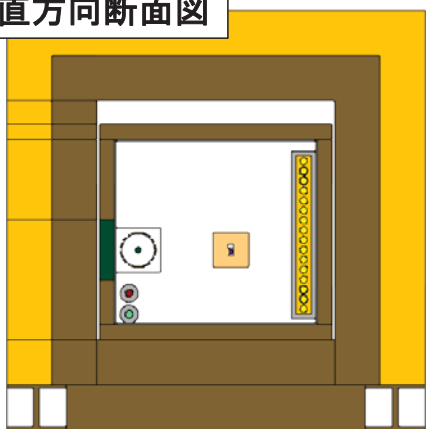
- Pu線源 1g (97%Pu-239)
- D-T中性子　10^8neutron/s ×600秒

寸法
W:65
H:59.3
L :50cm

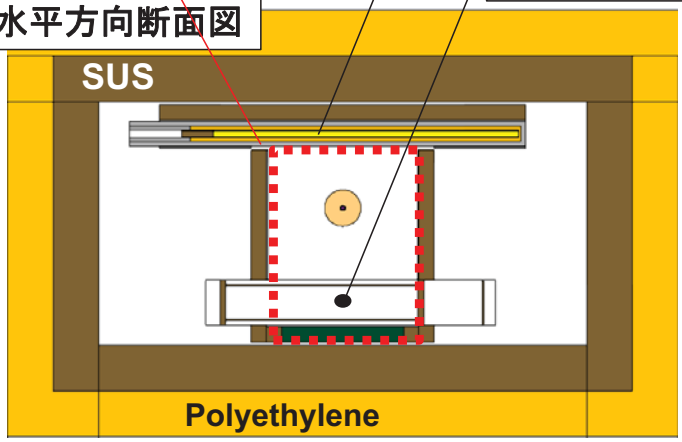
検出器バンク
・^{3}He 10atm,1inch,1m×16

中性子発生管

鉛直方向断面図

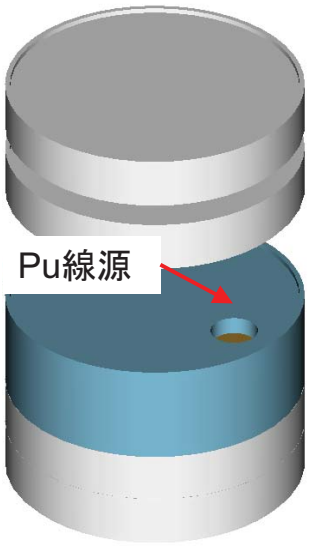


水平方向断面図

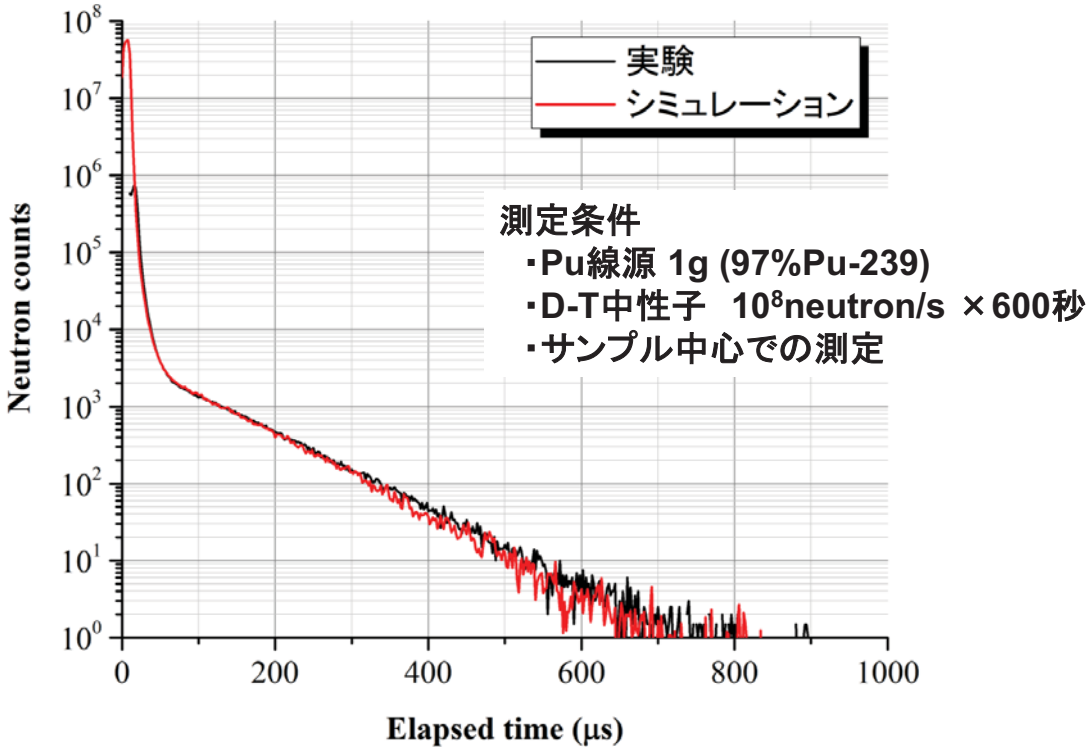


④位置感度差の評価
標準サンプル

- ポリエチレン製
- Pu線源用ディスク　φ12cm　厚さ4cm
- 標準ディスク　φ12cm　厚さ2cm
- MOX燃料缶を想定
  φ12cm×12cm　Pu線源用ディスク×1個＋標準ディスク×4
- 測定方向　R（回転して測定）　Z

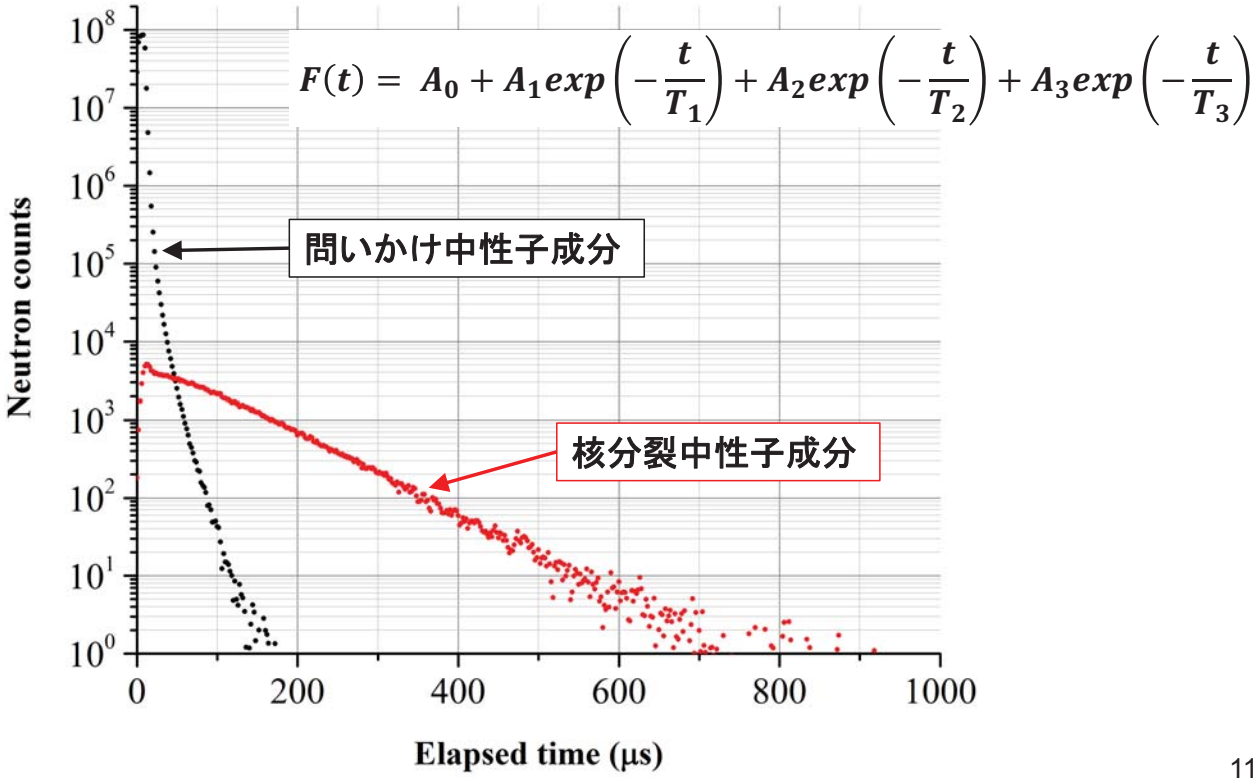


④位置感度差の評価
シミュレーションとの比較

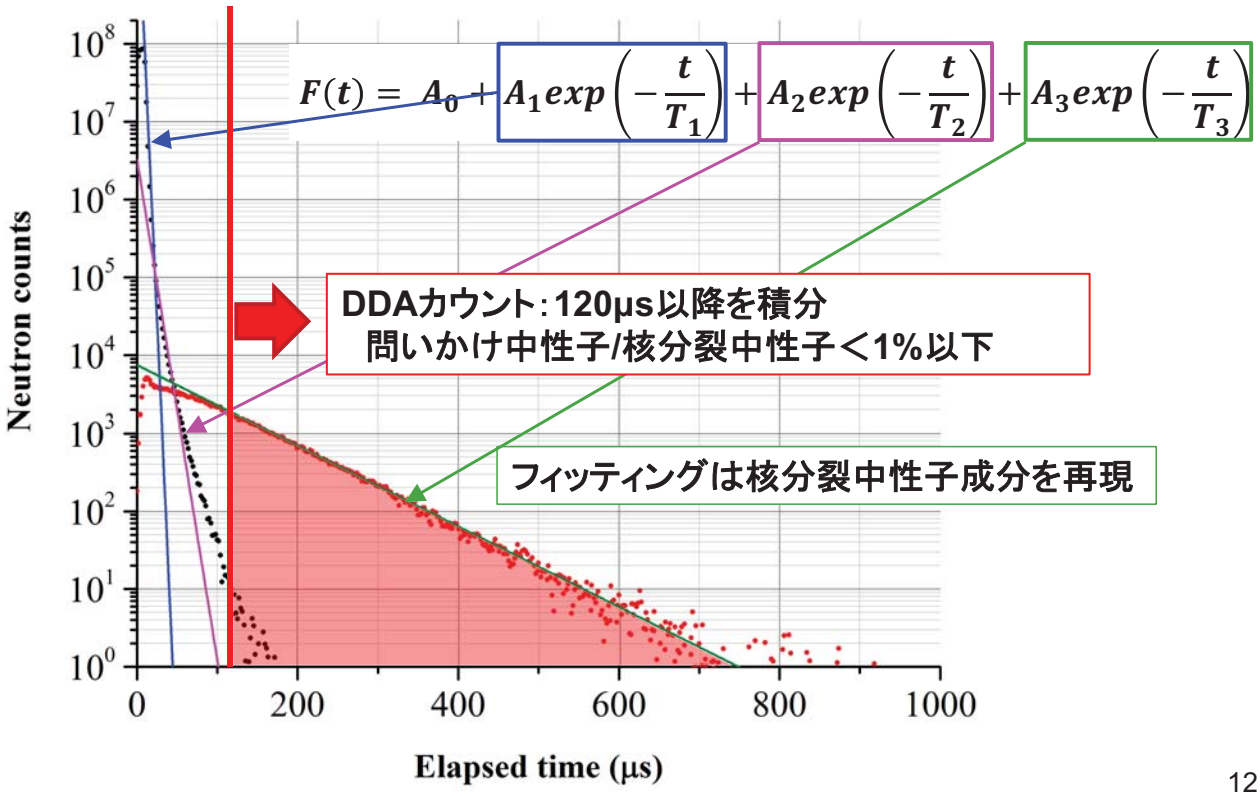


シミュレーションは実験を良く再現

④位置感度差の評価
核分裂中性子成分とフィッティング結果の比較

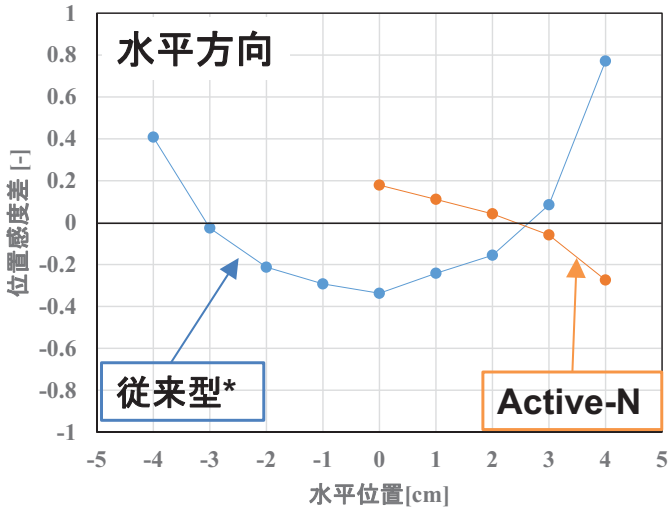


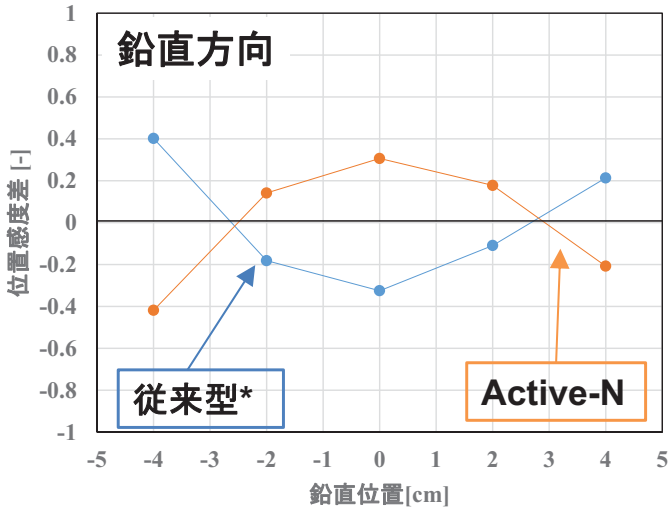
④位置感度差の評価
核分裂中性子成分とフィッティング結果の比較



④位置感度差の評価
位置感度差　従来型との比較

位置感度差
- 全測定のDDAカウントの平均値で規格化し差分で評価
- 0に近いほど感度差が小さく優れている





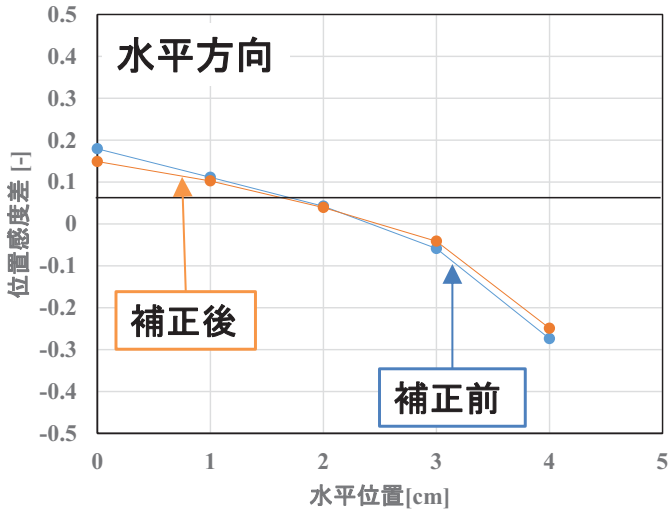
従来型　水平　-34%～77%　鉛直　-32%～40%
Active-N　水平　-28%～18%　鉛直　-42%～31%

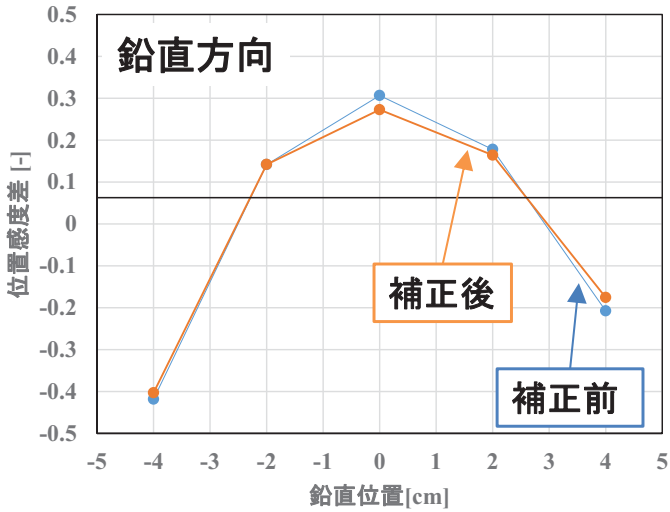
＊前田　亮 他, 原子力学会「2017春の年会」[2D16]（2017).

④位置感度差の評価
位置感度差　中性子消滅時間を用いた補正

中性子消滅時間：サンプル内の各Pu線源位置での熱中性子束を反映

$$F(t) = A_0 + A_1 exp\left(-\frac{t}{T_1}\right) + A_2 exp\left(-\frac{t}{T_2}\right) + A_3 exp\left(-\frac{t}{T_3}\right)$$





補正前：水平　-28%～18%　鉛直　-42%～31%
補正後：水平　-25%～15%　鉛直　-40%～27%

⑥まとめ

●まとめ
- ・Active-Nにおける測定をシミュレーションで良く再現できる事を確認
- ・Active-Nでは従来型DDA法と比較して位置感度差が小さくなることを確認
- ・ダイアウェイタイムを用いた補正により さらに位置感度差が改善された

●今後の予定
- ・他の材質のサンプルにおける位置感度差の評価

中性子線源を用いた新たなアクティブ中性子法に関する概念研究

日本原子力研究開発機構

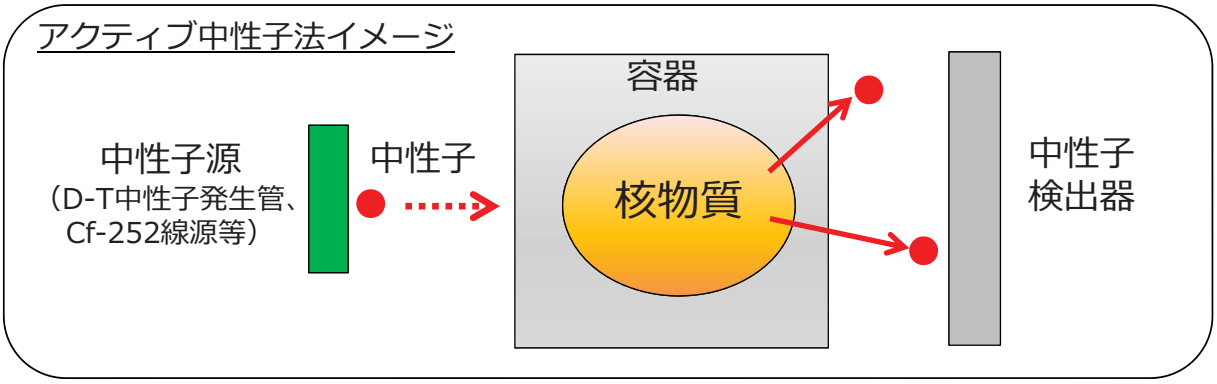
〇米田 政夫、藤 暢輔

目次

- 背景、目的
- 新たな手法の原理
- 基礎計算
- 今後の計画、回転装置の製作
- まとめ

背景１

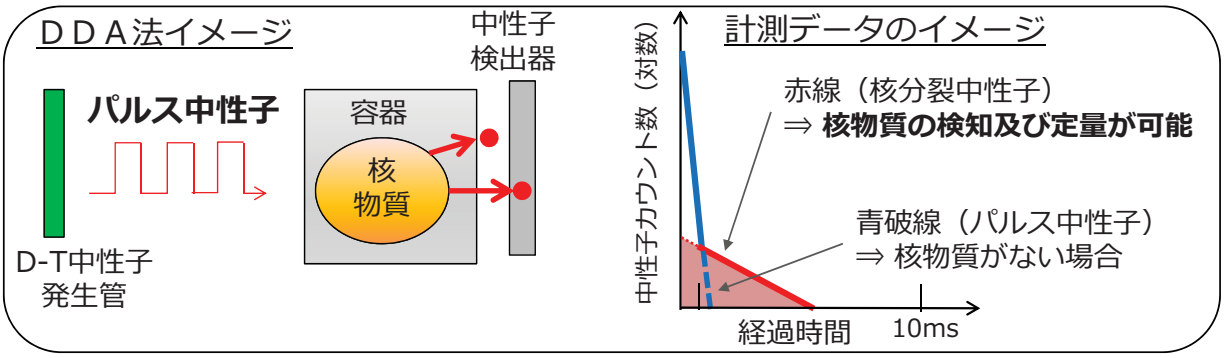
- **アクティブ中性子法**は高感度・高確度な核物質測定が可能であり、核物質の計量管理や核セキュリティ用核物質検知等の用途に適している
- 普及のためには**低コストな**核物質検知機器が必要であると考えている

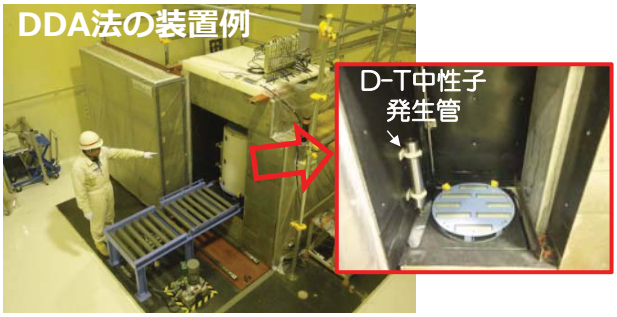


中性子線源からの中性子と核分裂中性子を区別する必要がある

DDA 法が主に使用されている
(DDA: Differential Die-Away)

背景２／目的





DDA法の短所

- ✓ **高コスト（D-T中性子発生管）**
- ✓ 装置（遮蔽材）が大型
- ✓ D-T管の不安定性
- ✓ D-T管はRI許可が必要

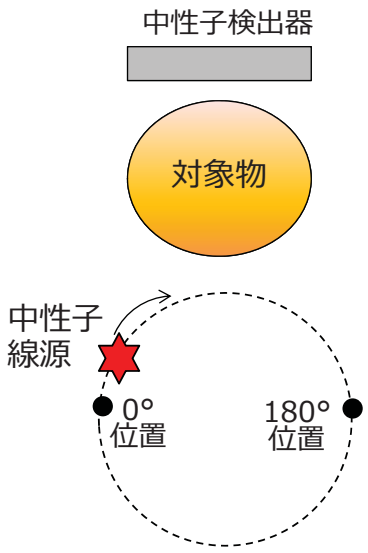
◇ 本研究の目的

中性子発生管を用いない、低コストのアクティブ中性子法を開発

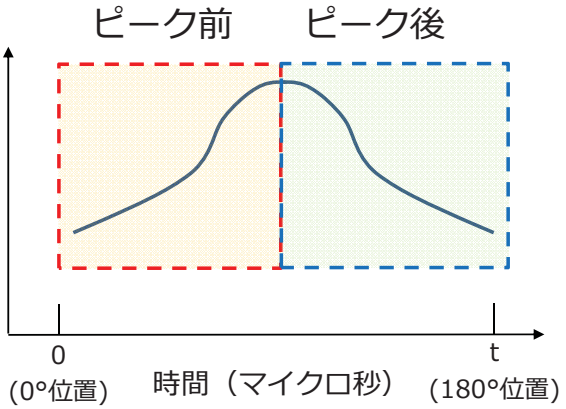
⇒ **中性子線源（Cf-252）を利用した新たな核物質検知手法を研究**

回転照射法の概要

- ✓ 中性子線源を回転させ、それと同時に中性子カウント数の推移を測定し、**ピーク前後の値を比較することにより核物質検知**
- ✓ 核物質が偏在している場合、**異なる回転速度のスペクトルを比較**することで核物質を検知

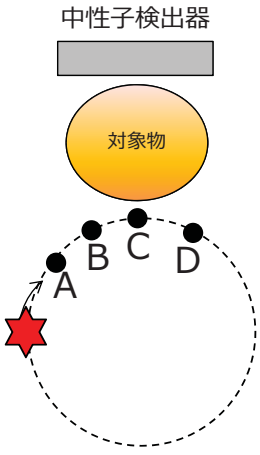


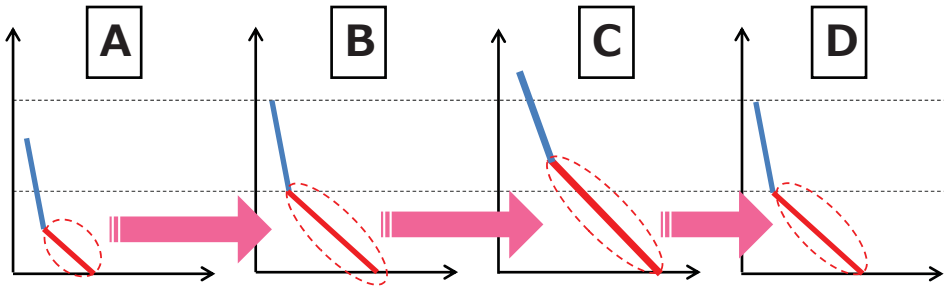
核物質が存在するとピーク前後の値が異なる



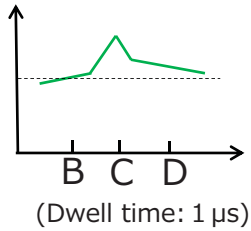
特長：**装置が低コスト、分析手法が簡易**

回転照射法の基本原理





連続ビームであるため、観測される大半は線源中性子



回転照射すると核分裂中性子成分の**残存が多くなる**

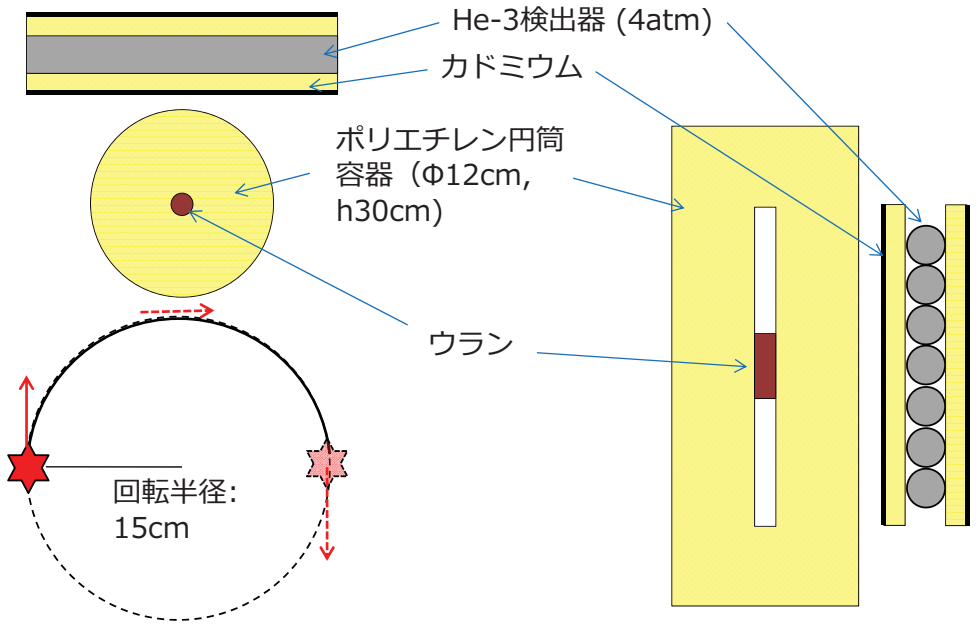
例）核物質有り（高速回転）⇒ **B < D**

核物質有り（低速回転），核物質無し ⇒ **B ≒ D**

<u>回転（数百～数千rpm）照射によって核物質検知が可能</u>

シミュレーション体系

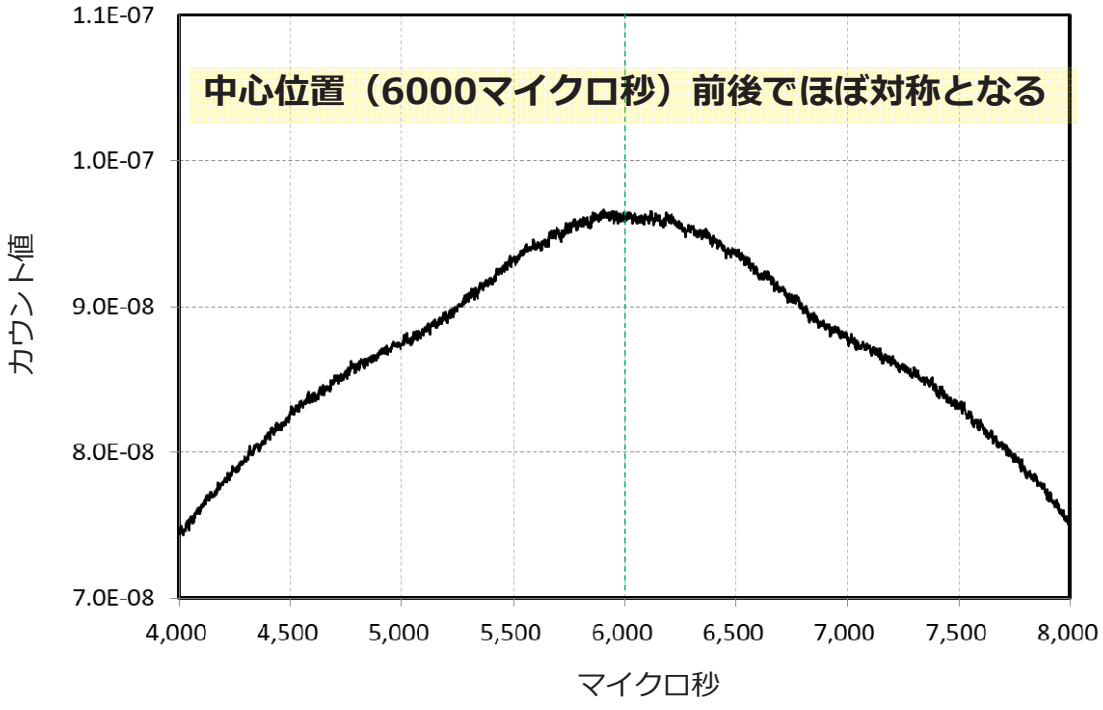
コード：MVP，断面積ファイル: JENDL-4.0, ヒストリー数：約2000億



水平断面イメージ　　垂直断面イメージ

回転照射の効果(1/3)

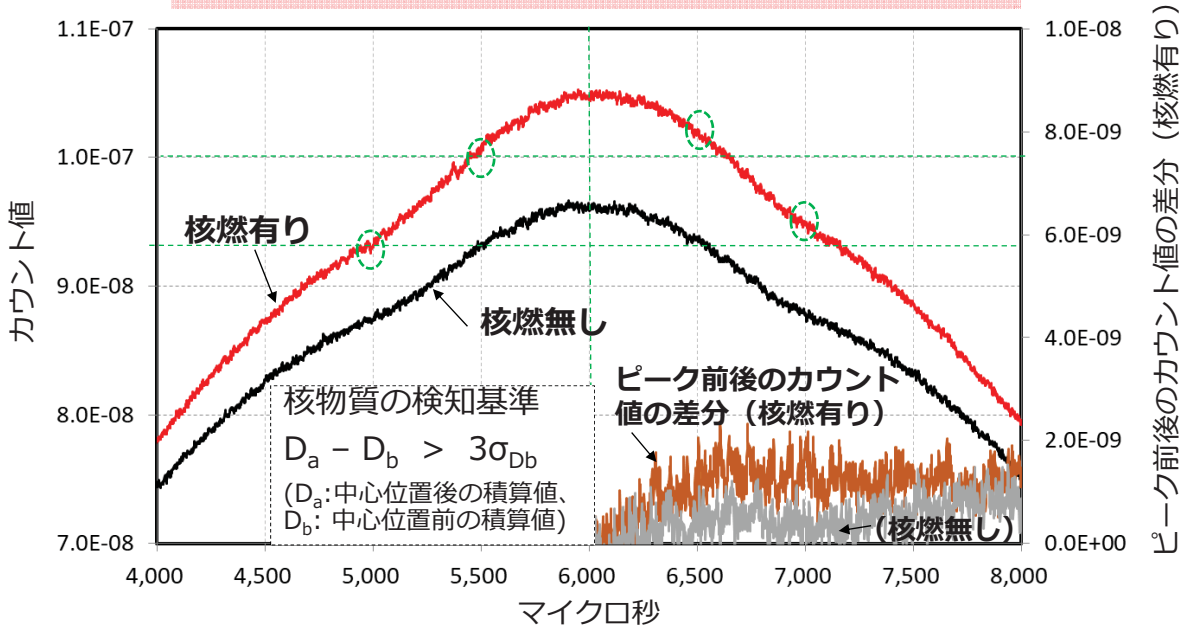
◇ 核燃**無し**、回転速度2500rpmの場合



回転照射の効果(2/3)

◇ 核燃**有り**（U235 9g）、回転速度2500rpmの場合

中心位置（6000マイクロ秒）以降の値が高くなる

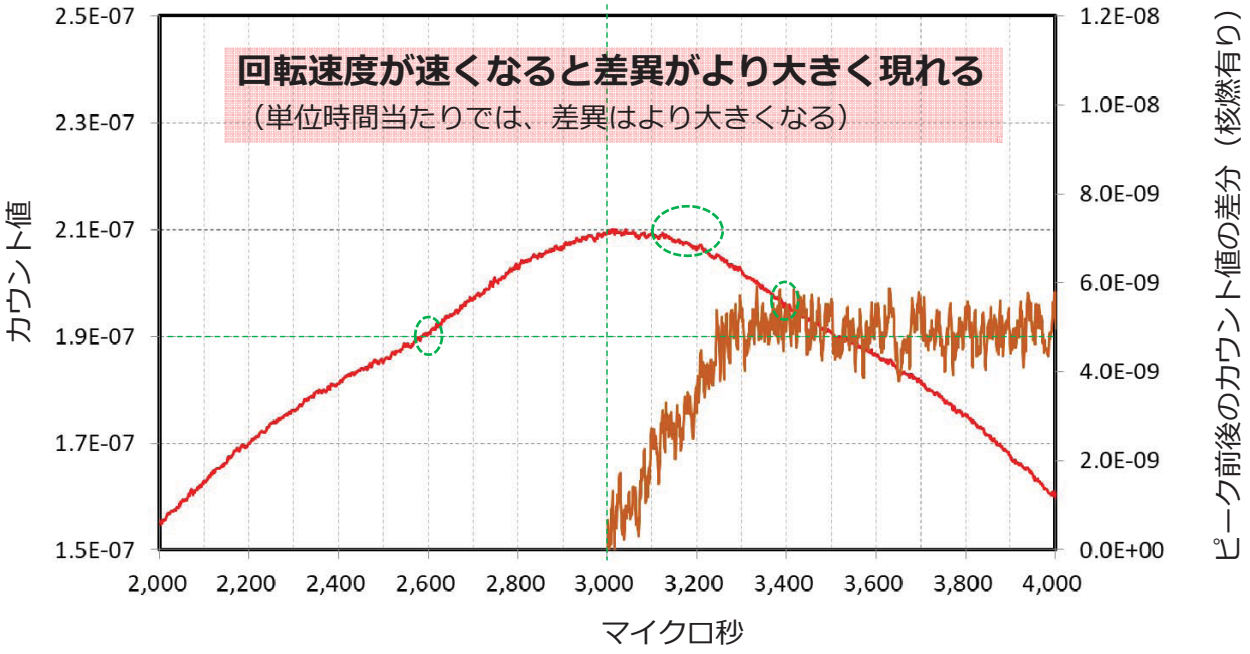


核物質検知に要する時間：　４５分

(He-3検出器：4気圧、Cf-252: 3.7MBq×1)

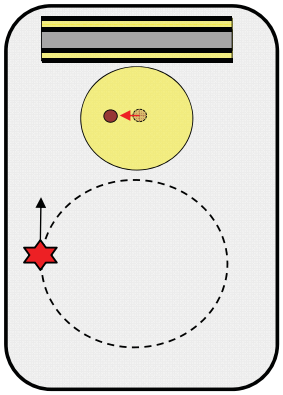
回転照射の効果(3/3)

◇ 核燃**有り**（U235 9g）、回転速度**5000**rpmの場合



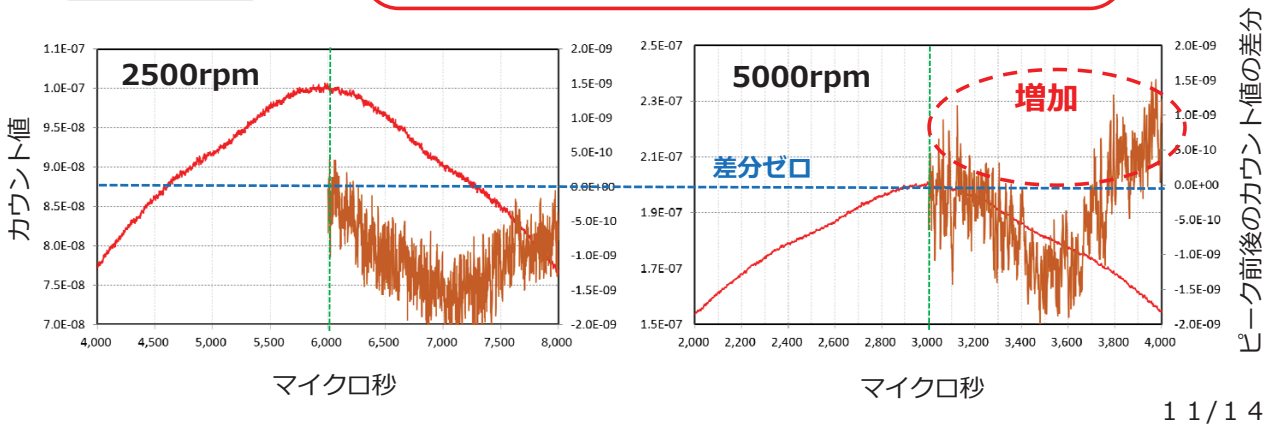
核物質検知に要する時間：　１２分

偏在している核物質への対応



核物質の偏在によりピーク位置がずれる可能性がある
この場合、単純なピーク前後の比較からは検知できない*
（*：対象物を回転できない場合。）

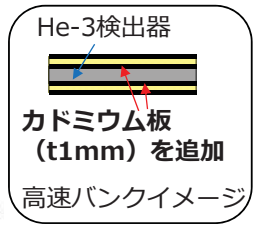
【対応法】**異なる回転数の結果を比較**
・核物質が無い場合： 回転速度の影響無し
・核物質が有る場合： 回転速度の影響有り

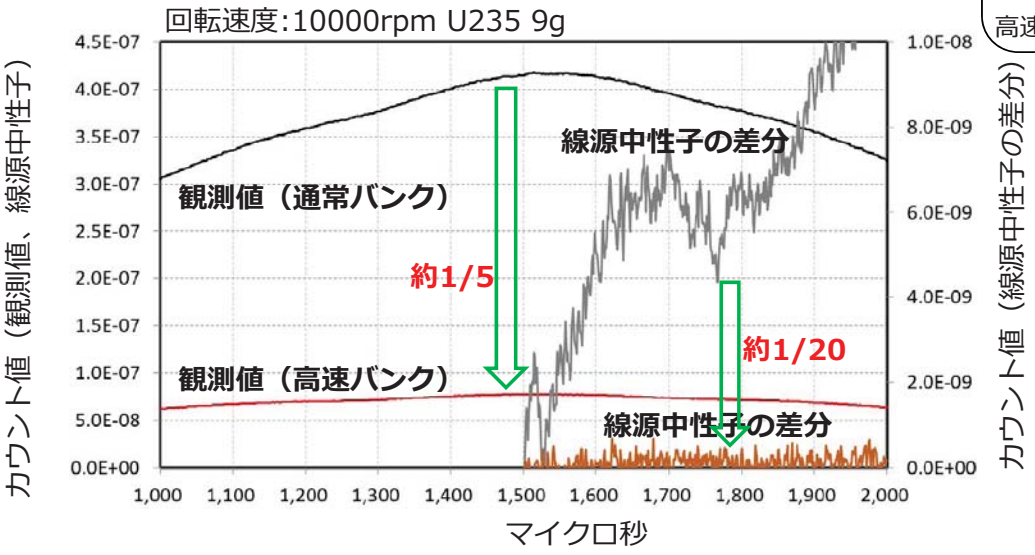


線源中性子の残存低減法

減速材が多くなると線源中性子の残存が増加する
⇒ 核分裂中性子の選別性能を向上させた高速バンクを使用

高速バンクの効果を簡易的に調べるため高速回転での計算を実施



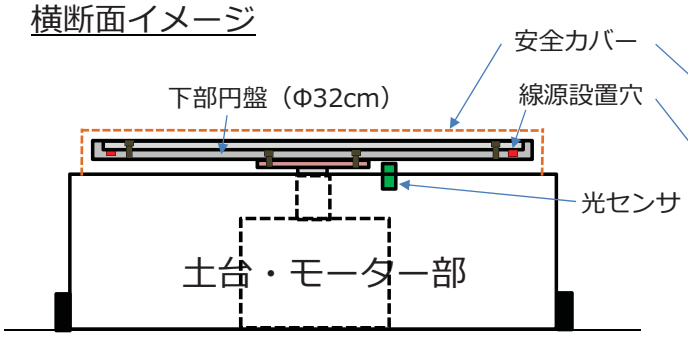


線源中性子の残存の影響を大幅に軽減でき、確度の高い測定が可能
ただし、カウント数は低下するため測定時間は増加する

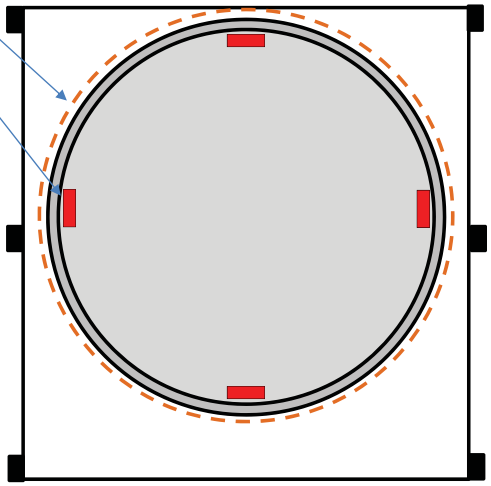
今後の計画 ／ 回転装置概要

- ～’18年度後半　　：　基礎試験用の実験装置製作
- ‘18年度後半～’19年度前半　：　模擬線源を用いた試験（コールド試験）
- ’19年度中頃～　　：　線源、核燃を用いた実証試験（予定）

横断面イメージ



上面イメージ



- ✓ 回転速度：最大3,000～4,000 rpm
- ✓ 危険回転速度：　約30,000 rpm
- ✓ モーター出力：　**0.75 kW**

低コスト（線源を含んでも）
可搬性が高い、設置が容易

まとめ

中性子線源を用いる新たな核物質検知手法に関する概念研究に取り組んだ。

- ➢ 中性子線源を回転照射（数千rpm）し、観測されるスペクトル形状から核物質を検知する手法を開発した。
- ➢ 本手法で用いる回転装置は、汎用的なモーター等を用いて製作可能であり、低コストである。また、高い可搬性を有する。
- ➢ 現在、基礎試験用の実験装置を製作中であり、2019年度に基礎試験を実施する予定である。

なお、本手法について特許出願済みである（特願2018-181563）。
今後、基礎試験に併せて、実用化に向けた検討も進める予定である。
ご興味を持たれた方は是非ご連絡頂ければ幸いです。

謝辞

本研究はJSPS科研費JP17K07016の助成を受けたものです。

Delayed Gamma-ray Spectroscopy
1 – Phase-I Summary, Phase-II Preview, and Continuous Solution Monitoring
遅発ガンマ線分光法
1 – Phase-I 概要、Phase-II 開発予定、及び連続溶液監視

*Douglas Chase Rodriguez, Fabiana Rossi, Tohn Takahashi, Michio Seya, Mitsuo Koizumi
Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security,
Japan Atomic Energy Agency
*ダグラス ロドリゲズ，ファビアナ ロッシ，高橋 時音，瀬谷 道夫，小泉 光生
日本原子力研究開発機構

This work describes our DGS technique development to improve safeguards for HRNM in reprocessing facilities and our efforts to improve continuous monitoring capabilities through GR pipe monitoring and DG Self-Interrogation.

1. Introduction

Safeguarding high-radioactivity nuclear material (HRNM) solutions within reprocessing facilities, like spent nuclear fuel (SNF), is difficult to verify since the long-lived fission products (FPs) and minor actinides produce intense passive emission neutron and gamma ray (GR) signals that overshadow the NM of interest. Currently, Destructive Analysis (DA) is used to evaluate the composition. However, since DA requires much time to prepare the sample, improvements are needed to reduce the time burden.

Addressing this, the Integrated Support Center for Nuclear Nonproliferation and Nuclear Security (ISCN) of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is developing the Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS) technique for partial defect analysis in collaboration with the European Commission's Joint Research Centre (JRC). As an active-interrogation nondestructive assay (NDA) technique, DGS can reduce the time requirement to evaluate the fissile nuclide ratio within large numbers of samples. Expanding on this, the ISCN is studying the application of DGS to continuously monitor compositions at solution tanks through self-source activation. Continuous monitoring was expanded to also include process monitoring by measuring solution passing through transfer pipes.

2. Gamma-ray Techniques Under Development

2-1. DGS Nondestructive Assay Technique

DGS is an active-interrogation technique that uses neutrons to induce fission within a NM sample. While low-radioactivity NM (LRNM) is easy to quantify using high-rate GR spectroscopy, HRNM is dominated by the passive GR emissions from long-lived FPs (e.g. ^{137}Cs). In order to not overwhelm the GR detector, these GRs must be filtered away using shielding materials. However, the short-lived FPs (e.g. $\tau_{1/2}$<~1 hour) that are a direct signature of the fission events produce GRs in excess of ~3-MeV, where photo-attenuation is minimal [1].

However, high fission rates are required to increase the GR signal strength to surpass the shielding. Consequently, thermal neutrons must be used to induce fission on the fissile nuclides (e.g. ^{235}U, ^{239}Pu, and ^{241}Pu) where the cross-section is large. Depending on the composition, different FPs are produced in different ratios from the unique fission yields (FYs). These then decay to produce GRs after the fission event itself. Due to the half-lives of the different FPs, the delayed gamma-ray (DG) spectrum changes over time, being highly sensitive to the interrogation. The DG spectrum is measured and the composition is then determined by analyzing the fractional contribution of observed GRs (see Figure 1).

2-1-1. ISCN DGS Development Phase-I Summary

The 3-year Phase-I development program started in JFY2015 and followed two parallel paths: 1) composition analysis code development and 2) experimental data collection. An Inverse Monte Carlo (IMC) analysis method was developed wherein the measured data is compared to expected spectra from Monte Carlo results. Essentially, the IMC process evaluates the most-likely initial composition that matches the spectrum being compared.

In order to benchmark the IMC analysis, active interrogation measurements were performed at JRC-Ispra (Italy) using the Pulsed Neutron Interrogation Test Assembly (PUNITA). Different standard U and Pu samples were irradiated and measured using a few interrogations (the combination of irradiation, measurement, and delay times and the number of cycles). Additionally, passive measurements were performed at the JAEA Plutonium Conversion Development Facility (PCDF) to evaluate the GR background above ~3-MeV. Along with fast-energy neutron activation from a ^{252}Cf

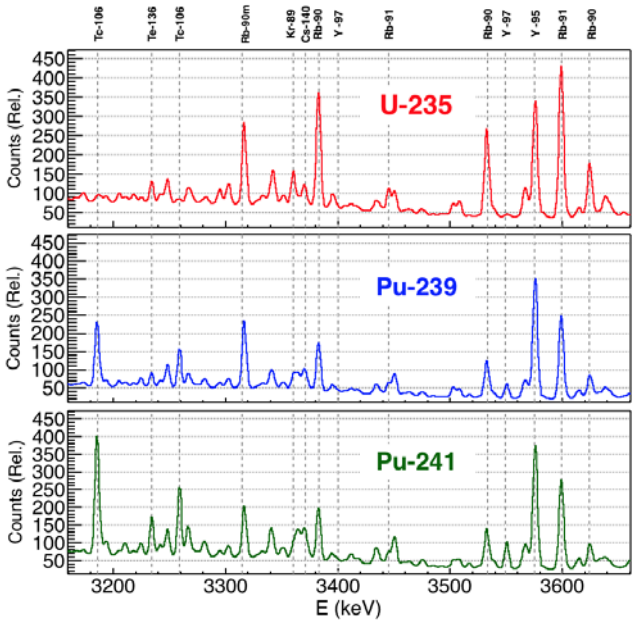


Figure 1. Delayed gamma-ray spectra for the indicated nuclides undergoing a 50-s irradiation, 5-s delay, and 150-s measurement over 13 cycles.

source and large quantities of solution, these measurements were used to evaluate the potential for interference to the active DG spectrum.

2-1-2. ISCN DGS Development Phase-II Preview

The second phase of this DGS project is to develop a practical HRNM DGS interrogation system that could be deployed into a reprocessing facility. Specifically, we are applying the constraints that this should be compact and safe to use by operators standing nearby, similar to an Hybrid K-Edge Densitometry (HKED) hot cell [2]. As such we are evaluating different neutron sources and optimizing appropriate moderators. In conjunction, we plan to evaluate different GR and neutron detectors for DGS and neutron monitoring capabilities in correlation to the relative shielding and positioning options for HRNM samples.

Started in Phase-I a JAEA ^{252}Cf-shuffler was fabricated and tested at JRC-Ispra PERLA. Improvements and a transition to a deuterium-deuterium (DD) source will be made while the system components will be compared at JRC-Geel; concluding in a system demonstration.

2-2. Continuous Monitoring

2-2-1. Delayed Gamma-ray Self Interrogation

An aspect of the PCDF passive measurements was to evaluate the potential for producing DGs from self-activation. SF neutrons are known to multiply in large quantities of Pu-Nitrate by down-scattering and inducing fission within the solution [3]. Our measurements indicate that the tank quantities will be required, but our initial DGS simulations indicate that there is a reasonable possibility that solution composition can be continuously monitored through DG self-interrogation (DGSI).

2-2-2. Gamma-ray Pipe Monitoring

Concurrent to the Pu-Nitrate measurements was a secondary experiment to measure GRs from Pu-Nitrate solution flowing through a transfer pipe. This resulted in conclusive evidence that this is applicable for real-time process monitoring by being able to not just verify the composition, but to also evaluate solution volume and processes through event timing correlations.

3. Summary

Combining DGS small-sample verification with pipe and tank monitoring provides a unique set of correlated nuclear information allowing inspectors to maintain continuity of knowledge. Specifically, DGS will verify the DGSI tank composition; DA will verify bias defects on the same DGS samples; passive tank monitoring will provide reference GR spectra for the pipe monitoring; and pipe monitoring will detect facility misuse or malfunction during process operations.

Acknowledgements

This work was performed under the agreement between JAEA and EURATOM for nuclear materials safeguards research and development. This work is supported under the Japanese Ministry of Education, Culture, Sports, Science, and Technology (MEXT) subsidiary to promote nuclear security strengthening.

References

[1] J.H. Hubbell and S.M. Seltzer, “Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients (version 1.4)”, online, Last accessed Aug. 2018.

[2] H. Ottmar and H. Eberle, “The Hybrid K-Edge/K-XRF Densitometer: Principles – Design – Performance”, Citeseer, 1991.

[3] Y. Mukai *et al.*, “Evaluation of Monitoring Capability and Sensitivity of Advanced Solution Monitoring and Measurement System (ASMS)”, Proceedings of INMM 51st Annual Meeting, Baltimore, MD USA (2010).

Delayed Gamma-ray Spectroscopy
2 – Design Study of Moderator for a Practical System
遅発ガンマ線分光法
2 – 実用システム減速体の設計研究

*Fabiana Rossi, D.C. Rodriguez, T. Takahashi, M. Seya, M. Koizumi
Japan Atomic Energy Agency
*ファビアナ ロッシ, ダグラス ロドリゲズ, 高橋 時音, 瀬谷 道夫, 小泉 光生
日本原子力研究開発機構

Design study for optimizing a compact system for a Delayed Gamma-ray Spectroscopy Nondestructive Assay (NDA) system for verification of fissile nuclide composition of high-radioactivity nuclear material samples.

1. Introduction

Based on the need of new Nondestructive Assay (NDA) techniques for nuclear safeguards verification of high-radioactivity nuclear material (HRNM) samples, we are developing an active NDA system exploiting the use of Delayed Gamma-ray Spectroscopy (DGS). The goal of this is to be used for independent verification of HRNM. Due to the high intensity gamma rays from Fission Products (FPs) and to the strong neutron emission from Minor Actinides (MA), passive NDA techniques are not suitable for HRNM.

With the use of thermalized neutrons for induced fission in the NM, the fission cross sections of the fissile of interest (U-235, Pu-239 and Pu-241) are orders of magnitude higher than the U-238. This allows discriminating the signal coming from the fissile of interest during the verification.

Different neutron sources are now under evaluation. Among them, neutron generators (NGs), both Deuterium-Tritium (DT) and Deuterium-Deuterium (DD), are of particular interest. However, due to the high energies of the emitted neutrons (14 MeV for DT and 2.5 MeV for DD), adequate moderation of the neutrons is required to obtain a high thermal neutron flux in the sample.

This paper shows a preliminary modelling study of moderator considering a DD NG as neutron source for our practical system.

2. Moderator Study for DGS

2-1. Neutron Generators for DGS

Possible candidates of NGs for DGS are DT and DD NGs. Main differences between them are the average neutron energies and radiotoxity (between D and T).

The average neutron energy coming out from a DT is 14 MeV, while the energy of neutrons coming out from a DD is 2.5 MeV. This affects the safety dose evaluation, the system size, the moderator materials and properties (like thickness and position in the system). Effectiveness of different moderator materials was studied using Monte Carlo N-Particle (MCNP) Transport Code [1] simulations for a neutron point source. In order to get higher neutron flux in the sample, NM is placed at best position close to the neutron source surrounded by moderator material. For the DT case, some portion of enhancement of neutrons can be achieved by introducing multipliers material (lead or tungsten) and then a moderator material (HDPE). For the lower energy neutrons coming from a DD, the multipliers are not needed and only a moderator material (HDPE) around source and sample is required.

After moderation of neutrons, reflector material, such as graphite, is used to increase the flux at the position of nuclear material sample.

Final dimensions of each layer (multiplier, moderator and reflector) are necessary to be optimized considering real dimensions and geometries of both NGs and samples.

After above optimization of material layers, for safety measure, we then need proper thickness layer of HDPE (or similar material like water or concrete). A simple point source model was used in simulation to evaluate the amount of shield required in case of 14 and 2.5 MeV neutrons. Results show a thickness of about 1 m for 14 MeV neutrons (DT case) and about 50 cm for 2.5 MeV neutrons (DD case) as in the schematic representations in Figure 1. This shows one of the the advantage of using a DD source for our purpose to reach a compact NDA system. Moreover, the radioactive hazard of tritium during the normal operation of a NG, DT has also disadvantages because of containing of tritium.

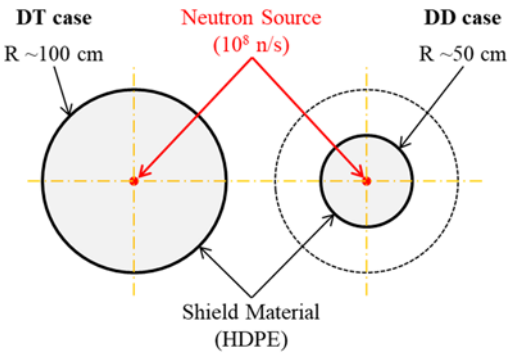


Figure 1: Public Limit Radiation Safety Shield Material Thickness for a Neuron Point Source with DD and DT Energy.

2-2. Basic System Requirements

Our final DGS system is intended to be applied in nuclear fuel cycle facilities like reprocessing plants. This requires the system to be compact. It has to have a limited size and weight to be compatible with the current safeguards systems. For this study a standard size hot cell with 1 m width and NDA system below the hot cell with 1 m^3 volume is considered to be our size limit for DGS-NDA. The weight is for now not included as a limit even if evaluated.

High fission rates are required to produce enough higher energy (than 3 MeV) DG above the passive background gamma-rays, therefore thermalization of neutron energy is vital.

Thermalizing neutrons can be achieved by surrounding the NG with moderator and reflector materials before reaching the sample. This requires an optimization study of moderator considering different materials and their relative position to the NG and the sample.

2-3. Preliminary Moderator for DD

We show a result of preliminary design study of moderator of practical system based on the sizes of possible candidate of DD NG. This design (optimization) study is based on the above mentioned 1 m^3 size constrains and the need of a quick thermalization of the generated neutrons.

Several parameters were optimized like the HDPE thickness and length around the DD and sample, the distance between the DD and sample, reflector size and the outer shielding layer of HDPE. Considering the total thermal flux reaching the sample space, each parameter is analyzed using ROOT producing curves like in

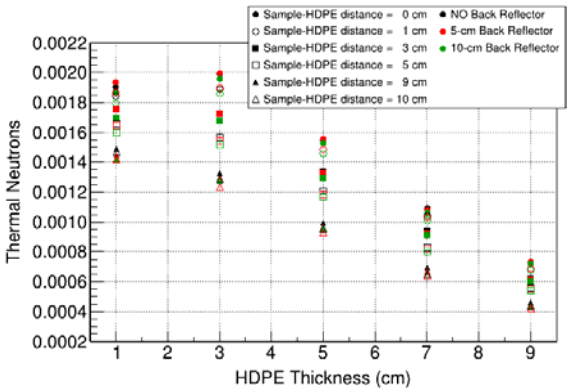


Figure **2**. The combination of different parameters giving the higher thermal flux compared to the total flux can be evaluated. The actual resulting geometry is shown in Figure 3.

3. Conclusion

MCNP simulations show the effectiveness of using a DD neutron generator source for achieving a compact DGS NDA. The preliminary optimized system is matching the constraint of 1 m^3 total size reaching a high thermal neutron flux in the sample.

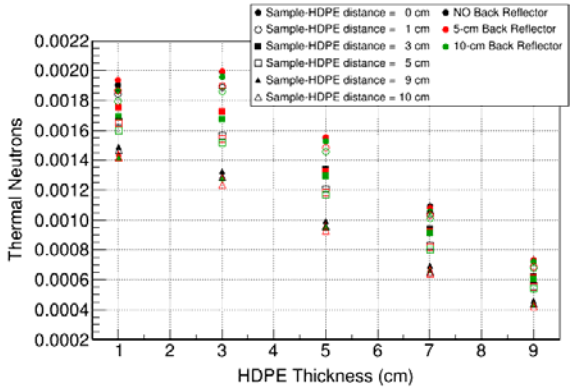


Figure 2: Thermal Neutron Counts in the Sample Space for Different Optimization Parameters.

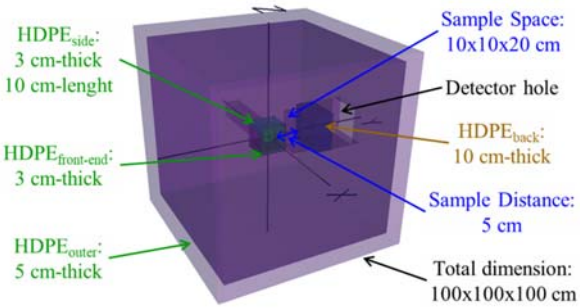


Figure 3: Preliminary Design Configuration for DGS System using a DD Neutron Generator.

Acknowledgment

This work was performed under the agreement between JAEA and EURATOM in the field of nuclear

materials safeguards research and development. This work is supported by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science, and Technology (MEXT), Japan.

Reference

[1] Oak Ridge National Laboratory. MCNP6 Users's Manual (LA-CP-13-00634, Rev. 0)

[2] Rene Brun and Fons Rademakers,ROOT - An Object Oriented Data Analysis Framework, Proceedings AIHENP'96 Workshop, Lausanne, Sep. 1996, Nucl. Inst. & Meth. in Phys. Res. A 389 (1997) 81-86.

仮想放射線測定システム“USOTOPE”の開発
－核セキュリティ対策における効果的な訓練のために－
Development of a radiation-detection simulator “USOTOPE”
-Toward an effective training in nuclear security measures-

土屋兼一[1)]、盛武敬[2)]、石垣陽[3)]、小助川典久[4)]、植原啓介[5)]、松本佳宣[5)]、田辺鴻典[1)]、
黒沢健至[1)]、秋葉教充[1)]、角田英俊[1)]、井元大輔[1)]、平林学人[1)]、羽合佳範[1)]、黒木健郎[1)]
警察庁科学警察研究所[1)]、産業医科大学[2)]、電気通信大学[3)]、ヤグチ電子工業株式会社[4)]、慶應義塾大学[5)]
Ken’ichi Tsuchiya[1)], Takeshi Moritake[2)], Yang Ishigaki[3)], Norihisa Kosukegawa[4)],
Keisuke Uehara[4)], Yoshinori Matsumoto[4)], Kosuke Tanabe[1)], Kenji Kurosawa[1)], Norimitsu Akiba[1)],
Hidetoshi Kakuda[1)], Daisuke Imoto[1)], Manato Hirabayashi[1)], Yoshinori Hawai[1)], Kenro Kuroki[1)]
National Research Institute of Police Science[1)], University of Occupational and Environmental Health [2)],
The University of Electro-Communications[3)], Yaguchi Electric Corp[4)], Keio University[5)]

要旨

放射線テロのような核セキュリティ事案が発生した場合、放射線検知、ゾーニング、核鑑識等の適切な対応が求められるため、初動対応機関においては、日ごろからの訓練が重要となる。ところが、多くの訓練において、数量の大きい放射性同位元素を実際に使用するのは困難であるため、放射線検知に関してリアリティに欠けるケースが多く見受けられる。そこで、我々はスマートフォンを用いた教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」を開発し、効果的な放射線検知訓練を実施したので報告する。また、我々はスマートフォンのGPS位置情報を基に線量率を仮想的に表示させるアプリも開発中であり、放射線挙動シミュレーションコードPHITSをベースとした現場の線量分布予測と組み合わせることで、広範囲に汚染地域のある事象を想定したゾーニング訓練が実施可能となる。

１．はじめに

核不拡散や核セキュリティ体制強化に向けた世界的な流れが加速している。特に2020年東京オリンピック・パラリンピックの開催を控える日本においては、短期間で効果的かつ効率的に核セキュリティを確保するための対策を講じる必要がある。核セキュリティ文化の醸成もこうした対策のひとつである[1]。事例研究トレーニングや啓蒙ポスターの活用など、核セキュリティ教育ツールの効果的な活動例も報告されている[2]。

一方、放射線テロ及び核テロ事案が発生した場合に活動する初動対応機関においても、放射性物質及び核物質(RN物質)の検知及び適切な対応が求められるため、日ごろからの訓練が重要となる。想定される核セキュリティ事案として、RN 物質を爆発物で拡散させるダーティーボム、そして、数量の大きい放射性同位元素（RI）をそのまま公的スペースに置きざりにするサイレントソースアタックを本研究では対象とした。こうした放射線

テロは、これまで世界中でも未遂事件しか起きていないため、初動対応の訓練方法もあいまいである。日本におけるテロ対策訓練の一つとして、内閣官房による国民保護に関する国と地方公共団体等の共同訓練（国民保護訓練）[3]があるが、想定されるテロの多くは、爆発物や化学剤を用いた形態である。ダーティーボムを想定した訓練も 2010 年度茨城県実働訓練や 2013 年度青森県実働訓練等があるが数は少ない。世界で起きているテロの多くが爆発物を用いた形態であり、発生頻度を反映したものといえるが、一度経験した事案については訓練の想定がしやすいというのも理由の一つであろう。

放射線テロ対策訓練に限ると、数量の比較的大きい RI を訓練で使用した報告[4]もあるが、多くの場合、RI を訓練で使用するのは困難であるため、放射線検知に関してリアリティに欠けるケースが多く見受けられる。例えば、放射線をサーベイメータで検知したとみなす、危険区域及び安全区域の設定（ゾーニング）を検知結果からではなくあらかじめ定めておく、人や資機材の汚染検査のスクリーニングで汚染しているとみなす、等があげられる。これでは、初動対応者は各種サーベイメータ（検知資機材）の特性を知る機会を逸するばかりか、初動対応者及び訓練にかかわるプレイヤーは、自分で判断することなく、受動的な態度で訓練に臨むことになる。適切な偽剤が望まれるが存在せず、無用な被ばくの恐れもあるため訓練に実剤を用いるのは現実的ではないという状況であった。

そこで、我々はスマートフォンを用いた教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」を開発し、効果的な訓練を実施したので報告する。また、USOTOPE をより実戦的に使用するため、放射線挙動シミュレーションを用いた線量分布予測をシナリオ作成に活用したので紹介する。

２．方法

開発した USOTOPE は、放射線源に見立てた BLE(Bluetooth Low Energy)ビーコンまたは Wi-Fi (無線 LAN)ルーターの電波強度をスマートフォンで測定し、擬似的にサーベイメータの表示を再現できる教育・訓練用仮想放射線測定システムである[5][6](図 1)。Wi-Fi ルーターは、無線 LAN の識別子である SSID(Service Set Identifier)を電波で周期的に送出している。開発したスマートフォンのソフトウェア(アプリ)は、電波の受信強度である RSSI(Received Signal Strength Indication)から線源となる Wi-Fi ルーターまでの距離を算出し、擬似的に 1cm 線量等量率へと変換する。疑似線源として BLE ビーコンを用いた場合も同様の原理である。電波の受信強度は、疑似線源に近づくと大きくなる。開発したアプリは、サーベイメータと同様に線量率のデジタル及びアナログの表示、放射線量に応じたビープ音が出力される。ガンマ線も電波も共に電磁波であるため、強度が点線源からの距離の 2 乗に反比例する性質を持つ。USOTOPE による測定も、屋内及び屋外において疑似線源から約 20m の範囲で距離の逆 2 乗則に従うことを確認している[7]。

３．結果

我々は、図 2 に示すように USOTOPE を用いた放射線検知訓練を実施した。訓練者は疑似線源の場所を知らされていないため、線量率表示を確認しビープ音を聞きながら、緊張感を持って訓練していた。本研究で開発した USOTOPE は、「非被ばく性」のシミュレータであるため、安全で効果的な訓練が実施可能である。また、GM 管や電離箱など検知方式による違い（ダイナミックレンジ、感度、時定数など）を反映させた表示画面を用意

して、ユーザーが自由に選択することも可能である。今後、USOTOPE は無料アプリとして公開し、誰でも自由に放射線教育や訓練に利用できることを予定している。

４．考察及び今後の展開

ダーティーボム爆発前やサイレントソースアタックでは、RN 物質を点源とみなした線量分布が予測されるため、多くの初動対応訓練で同心円状のゾーニングが使用される(例えば、国民保護訓練[3])。一方、ダーティーボム爆発後は、拡散した RN 物質から放射線が放出され、複雑な線量分布になることが予測される。我々は、ビーコンや Wi-Fi ルーターによる疑似線源を使用せずに、スマートフォンの GPS 位置情報を基に線量を仮想的に表示させるアプリも開発中である(図 3)。核セキュリティ事案の詳細な被害想定が設定できれば、より効果的な訓練が可能となる。

そこで、我々は、放射線挙動シミュレーションコード PHITS(日本原子力研究開発機構等開発)[8] をベースとした現場の線量分布予測を行った。特に、都市部を想定した数百 m の範囲での予測を行った。例として、爆弾の破裂に伴い RN 物質が等方に拡散するモデルケースを想定しシミュレーションを実施した(図 4)。中性子線源とガンマ線源では放射線拡散分布に違いが現れることが示され、中性子は建物の背後まで散乱線の影響が及ぶことからガンマ線とは異なる対処方針が必要となる[7][9]。このような詳細な線量分布予測を基に線量マップ（被害想定）を作成し、GPS 情報から線量率を仮想的に表示させるアプリを使って、効果的なゾーニング訓練が可能になると考えられる。

このように、疑似線源を用いた線源近傍の訓練、仮想線源を用いた広範囲にわたる訓練の両方を可能にする USOTOPE は、放射線テロのような核セキュリティ事案だけではなく、原子力災害のような緊急時訓練においても有効な手段となるであろう。

【謝辞】
本研究の一部は、JSPS 科研費(15H01788)の助成を受けたものです。

【参照】

[1] 飯田透、小谷美樹「核セキュリティ勧告(INFCIRC/225)の変遷と我が国における取組」第 38 回日本核物質管理学会年次大会論文集特別講演Ⅳ(2018)
[2] 北尾貴彦 他「東海再処理施設における核セキュリティ文化醸成活動について」第 38 回日本核物質管理学会年次大会論文集#3814 (2018)
[3] 内閣官房国民保護ポータルサイト　http://www.kokuminhogo.go.jp/kunren/
[4] 土屋兼一 他「核鑑識における初動対応資機材の開発と評価」第 35 回核物質管理学会日本支部年次大会論文集#3505(2015)
[5] 石垣陽 他「スマートフォンと BLE ビーコンによる教育・訓練用仮想放射線測定システム「USOTOPE」」第 53 回アイソトープ・放射線研究発表会要旨集(2016)
[6] 盛武敬 他「大規模放射線災害や核テロを想定した教育訓練用仮想放射線測定システム“USOTOPE”」第 90 回日本産業衛生学会(2017)
[7] K.Tsuchiya, et al. “Development of effective training methods for first responders against radiological threat” EAFS2018-1176 8th European Academy of Forensic Science Conference (2018)

[8] T.Sato, et al. J. Nucl. Sci. Technol. “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52” J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)
[9] 田辺鴻典 他「シミュレーションを用いた放射線量予測に関する研究」日本法科学技術学会第 24 回学術集会要旨集(2018)

図１　開発した仮想放射線測定システム

図２　USOTOPE を用いた放射線検知訓練の様子（科学警察研究所敷地内）

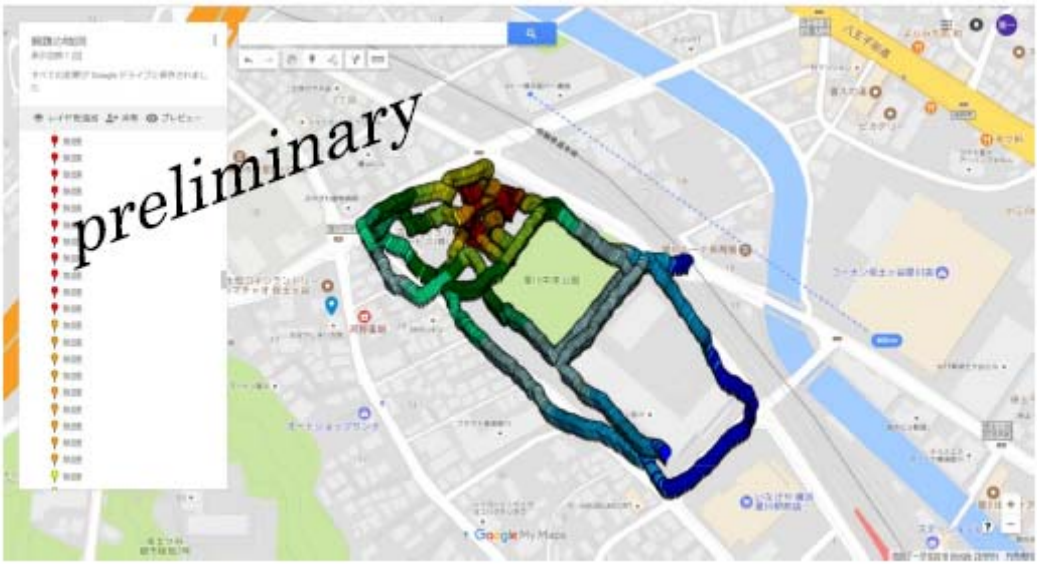
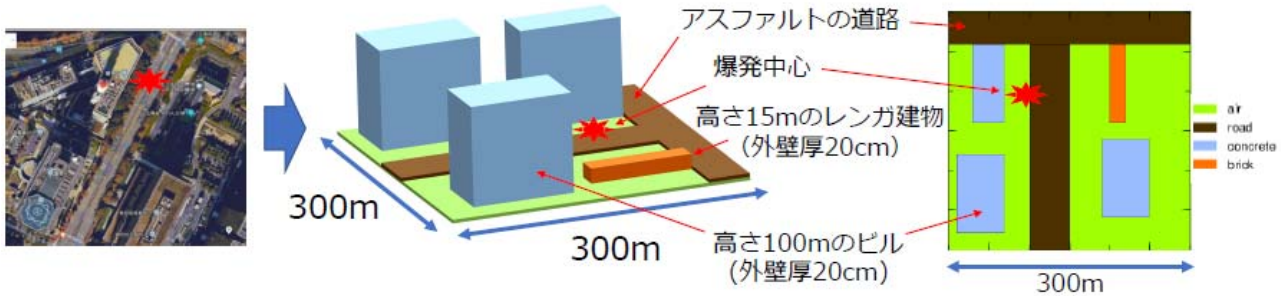


図３　スマートフォンの GPS 情報を用いた仮想放射線検知システム（開発中）。仮想線源を置く位置（緯度、経度）を指定すれば、仮想線源からの距離に応じた線量率がスマートフォンに表示される。



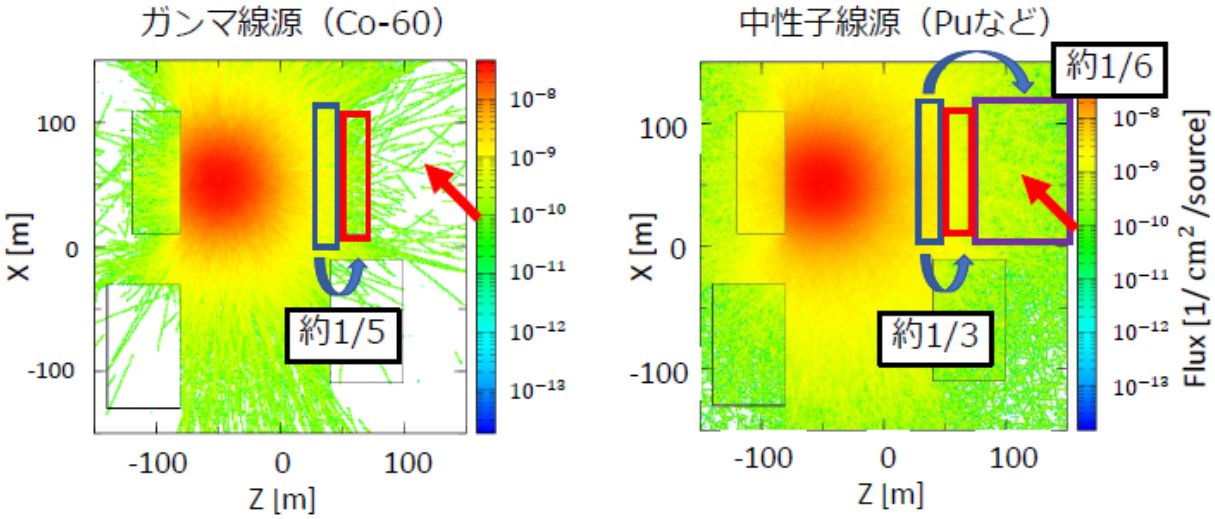


図４　ダーティーボム爆発後の線量分布予測の例。軸の単位は[m]。左図がガンマ線、右図が中性子。

Abstract

It is important for first responders to prepare advanced equipment and to build on an effective training against radiological threat at major public events. However, the training without high-dose radioactive sources sometimes leads to poor reality and a practice no straining or tension. We propose two novel methods for an effective training against radiological terrorism. First proposal is a radiation detection simulator using smartphone and Wi-Fi or BLE (Bluetooth Low Energy) beacons. We developed mobile app for calculating pseudo gamma-ray dose rate from RSSI and displaying the dose rate on smartphone. This simulator helps the training for searching suspicious sources like nuclear and other radioactive materials. Second proposal is a radiological-threat scenario producing with Monte Carlo (MC) particle transmission simulation code. We predict diffusion of radiological residue after dirty-bomb explosion. Also we have developed radiation-detection simulator using GPS with no pseudo source. This novel simulator and MC simulation helps to produce a radiological threat scenario and to carry out zoning training with radioactive contaminated area.

日本核物質管理学会
第39回年次大会

六ヶ所再処理工場(RRP)の計量管理の概要

●長谷部　真愛、木村　千夏、三瓶　剛

日本原燃株式会社

RRPの概要

◆RRPは年間最大800tUの処理能力を有する大規模な再処理施設であり、LASCAR(Large Scale Reprocessing Plant Safeguards)の概念を基本とした保障措置が適用されている。

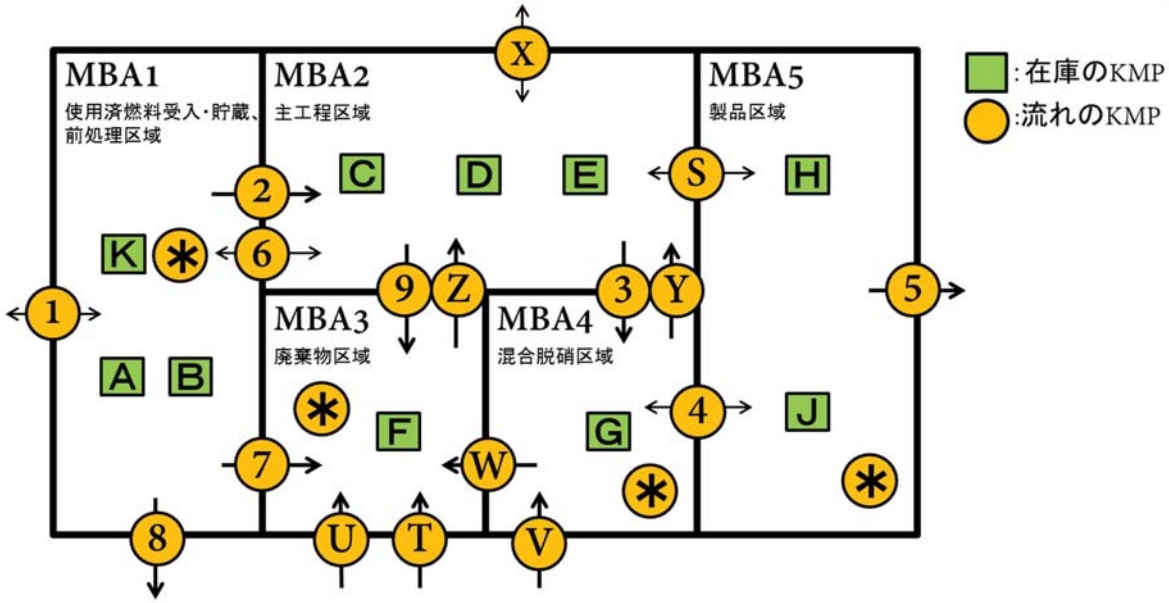
◆工程が複雑で計量点が多いこと、核燃料物質の形状が多様であること等から、各対象に適した管理手法を適用している。

◆主工程は在庫のほとんどを溶液や粉末のバルクで取り扱っており、核物質の定量には多数の測定が必要であり、測定による誤差は不可避である。保障措置要求を満たすため高精度な計量管理を目指している。

今回は、RRPの
1. 計量管理の概要(MBAごとの計量管理手法等)
2. 計量管理手法の改善事項
3. 今後の課題
(抽出器群、Pu濃縮缶の推定式再検証)

について紹介する

計量管理の概要
(物質収支区域と主要測定点)



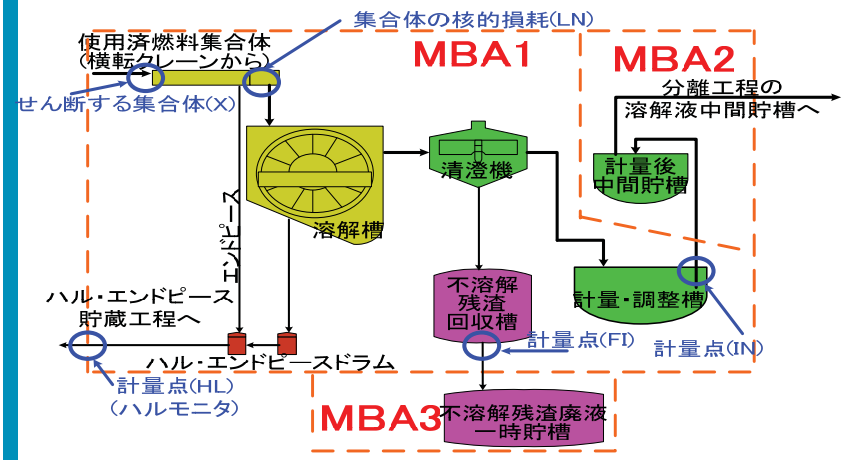
1. 5つの物質収支区域(MBA)を設定し、10の在庫の主要測定点(KMP)、80以上の流れのKMPで管理を行っている。
2. 実在庫調査(PIT)、中間在庫検認(IIV)のための在庫調査時に、収支を算出し期間中の計量管理の妥当性を検証する。

計量管理の概要
(MBA1:使用済燃料受入・貯蔵、前処理区域)

概　　要		発電所から受け入れた使用済燃料集合体(SFA)をせん断、溶解し、入量計量を行う。
核燃料物質の形態		SFA、使用済燃料溶解液、ハル・エンドピースドラム等
計量管理	入量計量槽	主工程へ投入する核物質量を定量する、RRPの計量管理の枢要点であり、定量した値は受払間差異(SRD)の算出へも使用するため、高い測定精度が求められる。高精度な濃度分析(IDMS法)及び高精度液位計により精密に測定し、核物質量を定量する。 年1回、槽の校正を行い精度を担保する。
	ハル・エンドピースドラム	溶解時に溶け残ったジルコニウム製の燃料被覆管(ハル・エンドピース)は、放射性固体廃棄物として専用容器であるドラム缶に充填し、NDA(ハルドラム計測装置)にて核物質量を定量する。
	区分変更 (低濃縮ウラン管理)	ウランについて、受入時の濃縮度に係らず、溶解後は最も比率の高い低濃縮ウランとして管理するため、溶解時に他の管理区分から低濃縮ウランへと区分変更を行う。

RRPの受払間差異(SRD)算出方法

1. 発電所からのSFAの払出値と再処理工場におけるせん断溶解後の実測値との差であり、SRD算出には廃棄物への移行量、核的損耗量などを考慮する。
2. また、RRPは連続溶解をしており、SFA1体ごとのSRD算出は困難であるため、運転のキャンペーン単位でSRDを求める。



X　：炉側データ
LN：核的損耗量
IN　：入量計量槽計量値
OI　：その他在庫変動(受入)
HL：ハル中の核物質量
FI　：不溶解残さ(ファイン)中の核物質量
OO：その他在庫変動(払出)
PB：前処理工程のSRDにかかる期首在庫
PE：前処理工程のSRDにかかる期末在庫

$$SRD=\left(\sum_{i=1}^{n_a}X+PB+\sum_{i=1}^{n_b}OI\right)-\left(\sum_{i=1}^{n_c}LN+\sum_{i=1}^{n_d}IN+\sum_{i=1}^{n_e}HL+\sum_{i=1}^{n_f}FI+PE+\sum_{i=1}^{n_g}OO\right)$$

計量管理の概要
(MBA2：分離・精製・分析・ウラン脱硝)

概　　要		前処理・分離・精製・分析・ウラン脱硝工程のRRP主工程であり、取り扱う核物質のほとんどを溶液で管理している。また、ウラン酸化物粉末の一時保管エリアも有する。
核燃料物質の形態		使用済燃料溶解液、ウラン溶液、プルトニウム溶液、分析試料、分析用標準試料、ウラン酸化物粉末等
計量管理	溶媒抽出器群	分離・精製工程で用いる溶媒抽出器は、IIV時、運転をしながら在庫を定量するが、容量、サンプリング分析による核物質量の定量が実施できないため、推定式により算出する。
	分析工程	計量目的、製品管理などの分析を担っており、廃液処理などのバルク区域と試料のアイテム区域でIKMPを分けて設定している。他MBAからの分析試料の移動は高頻度で発生するため、効率化のため、試料単位ではなく一定期間分をまとめて管理する。
	核的損耗(LN)	バルクでは個々の計量点のLN量を算出するのが困難であるため、MBA内のPu総量について、帳簿上のLN量を1回/月算出する。
	出量計量槽	出量計量槽は、脱硝工程に払い出す前のプルトニウム濃度を確定する重要な貯槽であるため、高精度な濃度分析(IDMS法)及び高精度液位計により精密に測定し、核物質量を定量する。年1回、槽の校正を行い精度を担保する。

計量管理の概要
(MBA3：低レベル廃棄物・高レベル廃液工程)

概　　要		RRP内で発生した廃棄物・廃液の処理及び貯蔵を行う工程である。
核燃料物質の形態		高レベル放射性廃液、低レベル放射性廃液、ガラス固化体、固体廃棄物等
計量管理	**不溶解残さ**	不溶解残さは、微量な核物質を含有するため、濃度分析を行い、廃液中の核物質量を正確に定量する。
	高レベル放射性ガラス固化体	ガラス原料と混合する前の高レベル廃液の濃度と、容器への投入量より核物質量を定量する。 ガラス固化体は核燃料物質の回収が不可能であるため、査察検認終了後に測定済廃棄し、その後は保障措置の適用外となる。
	低レベル固体廃棄物	各MBAで発生した低レベル固体廃棄物は、MBA3に集約し、NDA（WCAS）測定にて核物質量を定量する。 査察検認終了後、保管廃棄する。 WCAS: Waste Crate Assay System
	ハル・エンドピースドラム	MBA1で定量されたハル・エンドピースドラムは査察検認終了後、保管廃棄する。

計量管理の概要
(MBA4：ウラン・プルトニウム混合脱硝工程)

概　　要		ウラン・プルトニウム溶液を混合し、MOX粉末を製造する工程
核燃料物質の形態		ウラン溶液、ウラン・プルトニウム混合溶液、MOX粉末、固体廃棄物等
計量管理	**MOX粉末**	充填された製品3缶を1バッチとして管理する。 重量測定、濃度分析により缶内のウラン・プルトニウム量を定量する。
	脱硝工程内のMOX粉末	MBA4の主工程である脱硝を行うグローブボックス(GB)内のMOX粉末をNDA（PIMS）にて測定し核物質量を定量する。 **PIMS**: Plutonium Inventory Measurement System
	LN（核的損耗）	MBA2と同様
	固体廃棄物	混合脱硝工程にて発生した廃棄物は、専用容器に封入され、MBA4に設置したNDA（WDAS）にて測定し核物質量を定量する。査察検認終了後、MBA3へ払出し貯蔵管理する。 **WDAS: Waste Drum Assay System**

計量管理の概要
(MBA5:ウラン酸化物貯蔵貯、MOX貯蔵)

概　　要		MBA2とMBA4で缶に封入されたウラン酸化物粉末及びMOX粉末を貯蔵する工程であり、MOX粉末については、将来J-MOXへ払出しを行う予定である。
核燃料物質の形態		MOX粉末(製品)、ウラン酸化物粉末(製品)
計量管理	製品管理項目	貯蔵されるウラン粉末・MOX粉末は、アイテム管理される。 ●ウラン製品の管理項目 貯蔵アドレス、バスケット・ボトルID、容器の重量(風袋、正味、総重量)・含有率・核物質重量等。 ●MOX製品の管理項目 貯蔵アドレス、キャニスター・MOX缶ID、各容器の重量(風袋、正味、総重量)・含有率・核物質重量等。 また、封じ込め/監視区域内で移動した容器は、移送機器の操業記録を元に査察側へ申告する。
	核的損耗(LN)	貯蔵期間中は粉末製品のLN量を算出せず、J-MOXへの粉末製品の払出し時に貯蔵開始時からのLN量を算出する予定である。
	J-MOXとの受払	MBA5から払出した製品は、J-MOXでMOX粉末を取り出した後、RRPへ空缶が戻され再度粉末を充填する。このときの空缶には取り出し切れなかった粉末が付着していると想定しており、この付着量の管理が必要となる。

計量管理の概要
(物質収支評価)

■適時性確認のための在庫調査

実在庫調査(PIT)・・・全てのPuとUを対象に1回／年に実施
IIVのための在庫調査・・・ Puを対象に実施

＜ IIVの頻度＞
◆ 主工程のMBA２、MBAおよびJ-MOXへの製品払出工程のMBA5は1ヶ月に一度
◆ MBA1(SFA以外)およびMBA３は3ヶ月に一度

■誤差(MUF)評価

- バルク区域はMUF評価区域であるため、在庫調査の都度、物質収支期間内の収支を集計し、実在庫と帳簿在庫の在庫差(MUF)と誤差の標準偏差値であるMUFの不確かさ(σ_{MUF})との比較評価を行う。
- MUFが転用によるものではなく、測定誤差によるものであることを証明する。
- 異常なMUFを検知・改善することで計量管理精度を向上させる。

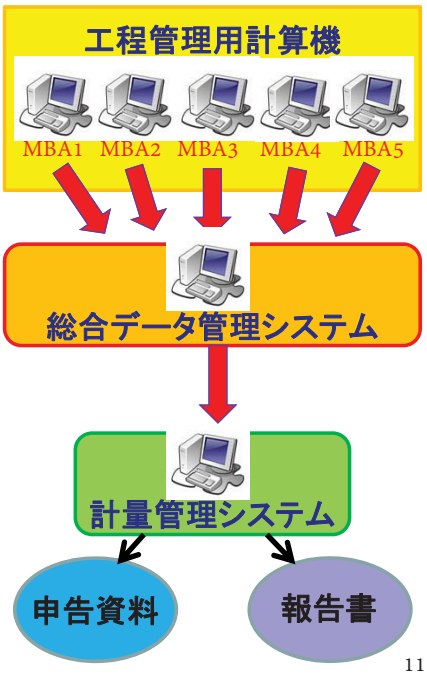
計量管理の概要
（計量管理システム）

KMPが多い、バルクの定量のためのソースデータが複数
⇒計量管理に係るデータが非常に**多い**
⇒収支計算など、**複雑な処理**が必要

⇩ 業務量が膨大、人的ミス増大

計量管理システムにて管理

現場側の計算機である工程管理用計算機システムとネットワーク化し、自動情報収集による効率化、人的ミスの低減



⇩

計量管理システムでは、物質収支の計算、国籍管理等、RRPのすべての計量管理データを管理する。
帳簿記録、査察側への申告資料および国規則に基づく報告書を作成し、実績管理を行う。

計量管理手法の改善
（PIMS補正）

- 混合脱硝工程のプルトニウム在庫測定システム（PIMS）において、2009年以降工程停止中にも係らず、Puの測定値が上昇
- 工程で使用されるフッ素系部材が劣化・分解し、滞留するMOX粉末に混入することで生じるフッ素の(α, n)反応が原因であった

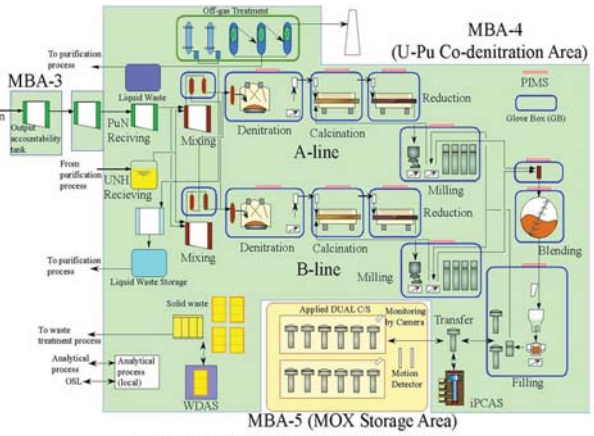


図1 RRPの混合脱硝工程の概略図

⇩

工程停止中はフッ素等による計数値増加分を補正することで、査察側と合意

2016年 PITより補正実施
補正後のPu測定値は妥当値範囲内に推移している

今後の課題
(抽出器群、Pu濃縮缶の推定式再検証)

- 使用済燃料溶解液からのU/Puと核分裂性生成物の分離工程、その後のUとPuの分配工程では抽出器を用いる。
- また、混合脱硝工程の前工程では、Pu濃縮缶を用いて硝酸Pu溶液を蒸発濃縮する。
- IIV時のみ、抽出器群では容量及びサンプリング分析、Pu濃縮缶ではサンプリング分析による定量ができない。
- そのため、実際の使用済燃料を用いたアクティブ試験時に、**抽出器群およびPu濃縮缶内の在庫量の推定式を確立した。**

アクティブ試験において在庫量の推定式の有効性について確認したが、**本格運転開始後に、さらに検証試験を実施することとしている。**

まとめ

【計量管理手法】

- ◆ 核物質の形状等が多様であるためそれぞれに適した管理手法を適用している。
- ◆ MUF評価区域において誤差評価を行い、計量精度の向上に努めている。
- ◆ 計量管理データのほぼすべてを計量管理システムで一括管理し、効率的かつ高精度な管理を行っている。

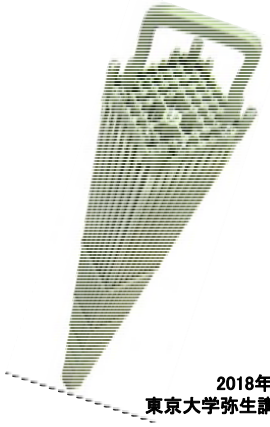
【改善事項と今後の課題】

- ◆ 混合脱硝工程のPu量増加問題について、フッ素等による計数値増加分を補正することで改善した。
- ◆ 抽出器群、Pu濃縮缶の在庫量の推定式を再検証、J-MOXとの計量管理手法を確立する。

今後本格操業を迎える予定であり、**適切かつ効率的な計量管理手法の適用**、**計量管理精度の向上**に努める

BWR燃料設計高度化による計量管理の簡素化とPu有効消費

BWR燃料集合体



PWR燃料集合体

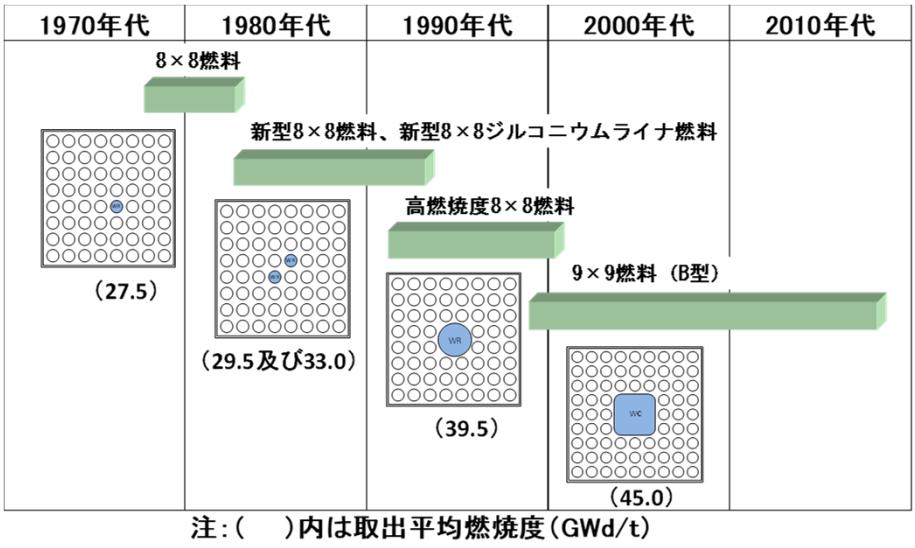
原子燃料工業株式会社
顧問
稲葉　勇三
inaba@nfi.co.jp

2018年11月20日　第39回日本核物質管理学会年次大会
東京大学弥生講堂アネックス（セイホクギャラリー・エンゼル研究棟講義室）

説明内容

1. BWR燃料の変遷（原燃工製造燃料）
2. BWR燃料設計での留意点
3. BWR燃料設計高度化の目的と方法
   （高性能化BWR燃料の目標）
4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性
5. 高性能化BWR燃料のMOX燃料への適用
6. まとめ

1. BWR燃料の変遷（原燃工製造燃料）



2. BWR燃料設計での留意点

➢ **BWRの燃料設計高度化（高性能化BWR燃料）での留意点**

1) **線出力密度低減、出力変化率緩和**（燃料棒本数増、燃料装荷パターン最適化、運転方法最適化、濃縮度分布設計及び毒物設計等の核設計最適化）
2) **集合体当たりのウラン重量**（集合体当たりの取出エネルギー（燃料サイクルコスト）に関係）
3) **反応度特性**（高温運転時は反応度高かつ適切な負の減速材ボイド係数，低温停止時は反応度低）
4) **圧力損失**（既存燃料と同等とし、構造設計最適化（低圧損スペーサ、部分長燃料棒採用等））
5) **ドライアウト性能向上**（燃料棒本数増、スペーサによる混合性能改良）
6) **燃料棒健全性向上**（ライナー燃料、被覆管組成及び製造方法、ペレット特性等）

3. BWR燃料設計高度化の目的と方法(1)

- **ウランの有効利用(より高い取出平均燃焼度)**
  1) 出力ピーキングの活用(集合体外周部高濃縮度分布、軸方向上下端天然ウランブランケット、炉心内燃料装荷パターン最適化)
  2) 毒物(ガドリニア:Gd_2O_3)残留量低減(集合体上部低濃度ガドリニア、炉心外周部低ガドリニア燃料)
  3) スペクトルシフト運転(流量制御運転、軸方向出力分布制御(サイクル初期で下部ピーク))
  4)水対ウラン比の最適化(濃縮度増加を並行して採用)
- **長期サイクル運転**

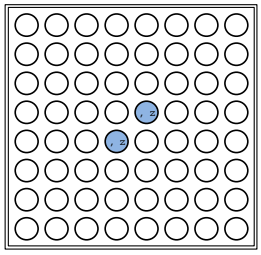
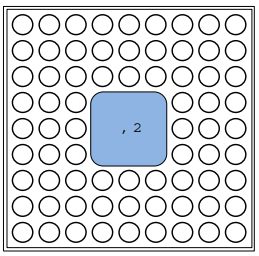
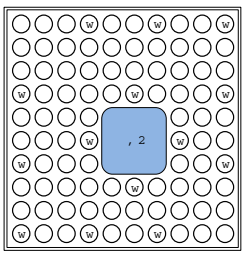
  複数タイプのガドリニア設計燃料及び軸方向ガドリニア濃度の最適化により、現行の13ヶ月運転から18,24ヶ月運転としても適切な余剰反応度とする。

3. BWR燃料設計高度化の目的と方法(2)

- **運転時及び停止時の安全余裕増大・確保**
  1) 構造設計最適化(燃料棒本数増、高性能スペーサ、部分長燃料棒)
  2) ボイド係数最適化(非沸騰水領域(WR,WC)の最適化)
  3) 原子炉停止余裕確保(核設計最適化、部分長燃料棒、非沸騰水領域)

4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(1)

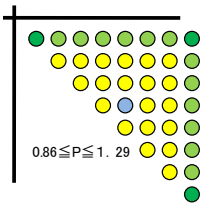
- 調査対象燃料:8×8燃料、9×9燃料(B型)、10×10燃料(B型)の対称格子
- 調査対象濃縮度:一様U-235濃縮度で2～5%(U加工の最大濃縮度は5%)
- 調査対象ボイド率:集合体内で40%(≒BWRの炉心平均ボイド率)

8×8燃料	9×9燃料(B型)	10×10燃料(B型)
		
:ウォータ・ロッド	:ウォータ・チャンネル	:ウォータ・チャンネル :部分長燃料棒

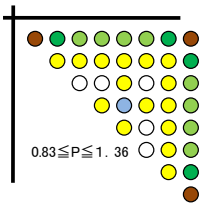
4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(2)

8×8燃料での例

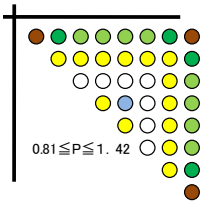
2%一様濃縮 相対出力(8×8)



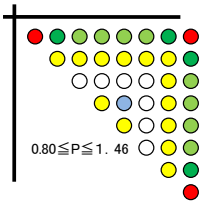
3%一様濃縮 相対出力(8×8)



4%一様濃縮 相対出力(8×8)



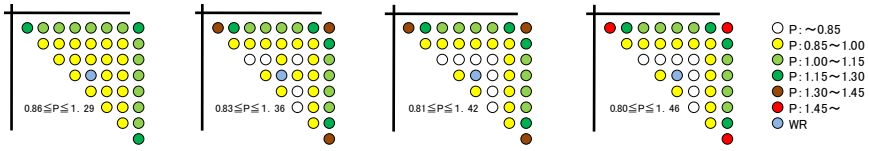
5%一様濃縮 相対出力(8×8)



4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(3)

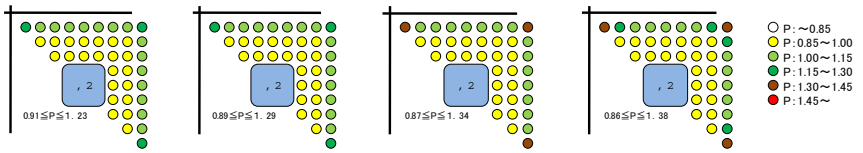
8×8燃料

2%一様濃縮 相対出力(8×8)　3%一様濃縮 相対出力(8×8)　4%一様濃縮 相対出力(8×8)　5%一様濃縮 相対出力(8×8)



9×9燃料(B型)

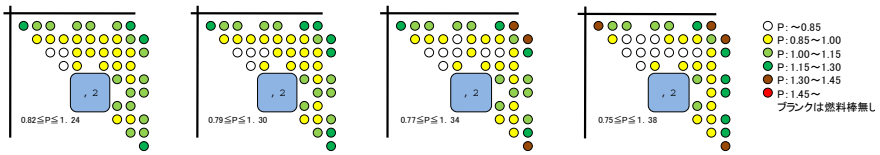
2%一様濃縮 相対出力(9×9B)　3%一様濃縮 相対出力(9×9B)　4%一様濃縮 相対出力(9×9B)　5%一様濃縮 相対出力(9×9B)



4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(4)

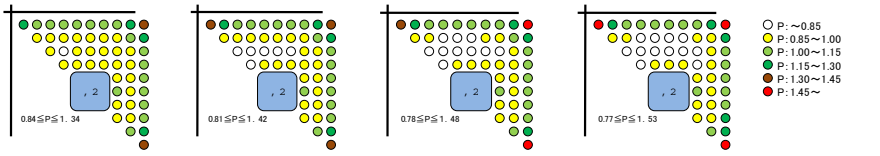
10×10燃料(B型)上部

2%一様濃縮 相対出力(10×10BU)　3%一様濃縮 相対出力(10×10BU)　4%一様濃縮 相対出力(10×10BU)　5%一様濃縮 相対出力(10×10BU)



10×10燃料(B型)下部

2%一様濃縮 相対出力(10×10BL)　3%一様濃縮 相対出力(10×10BL)　4%一様濃縮 相対出力(10×10BL)　5%一様濃縮 相対出力(10×10BL)



4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(5)

➢ 集合体中心部に大きな非沸騰水を持つ9×9燃料(B型)は燃料棒相対出力の最大値であるLPFが小。

【LPF】

	U-235濃縮度			
	2%	3%	4%	5%
8×8燃料	1.29	1.36	1.42	1.46
9×9燃料(B型)	1.23	1.29	1.34	1.38
10×10燃料(B型)上部	1.24	1.30	1.34	1.38
10×10燃料(B型)下部	1.34	1.42	1.48	1.53

4. 集合体内燃料棒出力ピーキング特性(6)

➢ 燃料棒数増加の効果(8×8→9×9→10×10)を考慮すると、格子数増加燃料集合体では、LPF発生位置が現行の制限値44kW/mの時の集合体単位長さあたりの出力が増大(運転余裕増大)

【LPF発生位置が現行の制限値44kW/m
の時の集合体単位長さあたりの出力(MW/m)】

		U-235濃縮度			
	燃料棒数	2%	3%	4%	5%
8×8燃料	62	2.11	2.00	1.93	1.87
9×9燃料(B型)	72	2.57	2.45	2.36	2.29
10×10燃料(B型)上部	77	2.73	2.61	2.52	2.46
10×10燃料(B型)下部	91	2.99	2.82	2.71	2.62

5. 高性能化BWR燃料のMOX燃料への適用（1）

1）多数燃料棒本数*,水対重金属比大により、運転時の安全余裕、原子炉停止余裕、ボイド係数を改善。

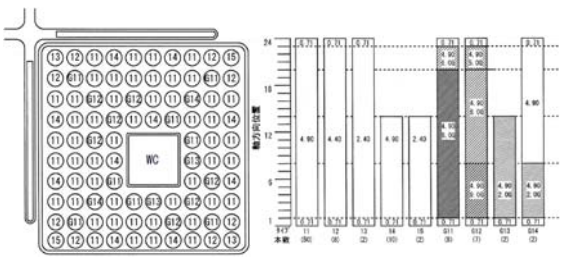
2）運転時の安全余裕が向上するため、余剰反応度調整等に必要なガドリニア入り燃料棒マトリクスに劣化ウランを利用し、MOX棒の富化度を高くでき、集合体当たりのPu装荷量を増やすことが可能。

3）上記の余裕、改善点を考慮すると、現行の8×8MOX燃料の設置許可条件（取出平均燃焼度33GWd/t,集合体最高燃焼度40GWd/t）よりも厳しい条件（例：取出平均燃焼度45GWd/t,集合体最高燃焼度55GWd/t ）でも設計が可能。

注*：現行の8×8MOX燃料設計例では、中央部の燃料棒4本の領域にWRを有し、燃料棒数は、60本。

6. まとめ（1）

1）燃料棒配列をCB内で変更可能なBWR燃料では、WR,WC等の設計最適化、燃料棒本数増加、短尺燃料棒採用等による高性能化により、少数種類のウラン濃縮度タイプ数で燃料を設計することが可能となり、計量管理作業に関する標準で定められている濃縮度ごとの業務負担の軽減が可能。

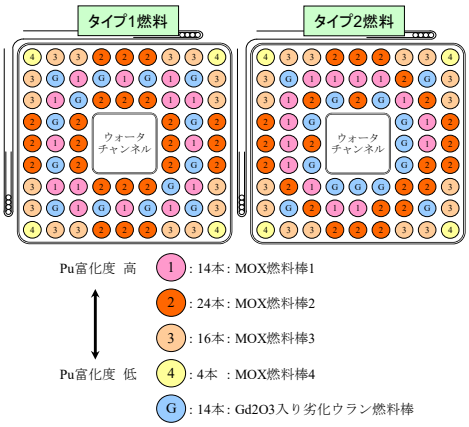


（10×10燃料（B型）例）
- 濃縮度タイプ数：4(上下端天然ウラン有り。)
- 19ヶ月運転
- 取出平均燃焼度：50GWd/t

（新型8×8燃料例）
- 濃縮度タイプ数：5(但し、上下端天然ウラン無し。)
- 13ヶ月運転
- 取出平均燃焼度：29.5GWd/t

6. まとめ（2）

2）高性能化BWR燃料では、集合体当たりのPu装荷量を増加させ、Pu消費を加速させることができるため、日本のPu保有量増加懸念の払拭に寄与。



9×9 MOX燃料（B型）の左記設計例では、8×8MOX燃料と同じ4種類のPu富化度を用い、同じ取出平均燃焼度制限（集合体最高で40GWd/t）とした条件で、Pu装荷量は8.5kg／集合体程度と、8×8MOX燃料の20%程度増しにすることが可能。

また、燃料棒配置とガドリニア濃度の変更のみを行ったタイプ1,タイプ2燃料設計を採用することで余剰反応度調整に寄与。

ペブルベッド型高温ガス炉の核拡散抵抗性向上手法の検討

Study to improve proliferation resistance of pebble bed reactor

芝　知宙，富川　裕文，堀　雅人

日本原子力研究開発機構

Tomooki Shiba，Hirofumi Tomikawa, Masato Hori

Japan Atomic Energy Agency

要旨

高温ガス炉は、固有の安全性を有しており、今後発展途上国等に幅広く普及していくことが予想される。このような現状において、将来の世界的な高温ガス炉普及を前に、高温ガス炉の核拡散抵抗性を評価し保障措置設計に反映させ、来るべき高温ガス炉時代の核不拡散システムを設計することは重要である。また、過去に行われた種々の高温ガス炉の核拡散抵抗性の評価の中で、ペブルベッド型高温ガス炉の保障措置の効率を上げるためには、ペブルベッド型高温ガス炉に適した燃焼度測定手法の開発が必要であることが示されている。本研究では高温ガス炉核拡散抵抗性評価の一環として、高温ガス炉使用済み燃料内のプルトニウムの内在的核拡散抵抗性を向上させる方策を検討する。また、使用済み燃料から出るガンマ線の簡易的な評価手法を用いて、ペブルベッド型高温ガス炉に適した燃焼度測定手法を提案する。

1.　緒言

高温ガス炉（VHTR）は、固有の安全性を有しており、今後発展途上国等に幅広く普及していくことが予想される。このような現状において、将来の世界的な高温ガス炉普及を前に、高温ガス炉の核拡散抵抗性を評価し保障措置設計に反映させ、来るべき高温ガス炉時代の核不拡散システムを設計することは重要である。高温ガス炉は大きく分けてブロック型とペブルベッド型の 2 種類がある。そのうちブロック型は燃料集合体をアイテムとして取り扱えるため、保障措置の実施は比較的容易である。しかし、Durst らの報告書にあるように、ペブルベッド型は燃料が準バルクとなるため、保障措置の実施が困難になる[1]。本研究では高温ガス炉核拡散抵抗性評価の一環として、高温ガス炉使用済み燃料内のプルトニウム（Pu）の内在的核拡散抵抗性を評価した。また、その評価結果から、使用済み PBR の燃焼度を測定することが重要であることが明らかとなったため、PBR に適した燃焼度測定手法の提案を行った。

2. 内在的核拡散抵抗性の評価

2.1 内在的核拡散抵抗性の評価手法

ペブルベッド燃料の内在的核拡散抵抗性の評価および燃焼度測定手法を開発するために、まずペブルベッド燃料の燃焼計算を行った。ペブルベッド燃料の特徴は、黒鉛減速による非常に柔らかい中性子スペクトルにある。この中性子スペクトルはペブルベッド燃料の二重非均質性に起因するものであり、それをシミュレーションで模擬する必要がある。筆者らは、中性子輸送計算には連続エネルギーモンテカルロコードである MCNP5 を用いて、ペブルベッド燃料 1 つを対象としたセル計算を行った[2]。また、中性子輸送計算と燃焼計算の繰り返し計算を行う必要があるため、本検討では統合化燃焼計算コードシステムである swat4.0 を用いた[3]。参考にしたペブルベッド燃料は、スイスのポール・シェラー研究所で行われた PROTEUS 実験である[4]。また、Pu の核拡散抵抗性の評価手法としては、Pellaud が提案した評価手法を用いた[5]。Pellaud は、主に Pu-240 の同位体組成比により、Pu の核拡散抵抗性を評価している。特に、Pu-240 が 30%以上の場合に、Practically unusable としている。

2.2 評価結果

シミュレーションで得られたペブルベッド燃料の中性子スペクトルを図 1 に示す。なお、比較のために、一般的な軽水炉の中性子スペクトルも記載した。図 1 より、本シミュレーションが、ペブルベッド燃料の特長である非常に熱化された中性子スペクトルを良く再現できていることがわかる。

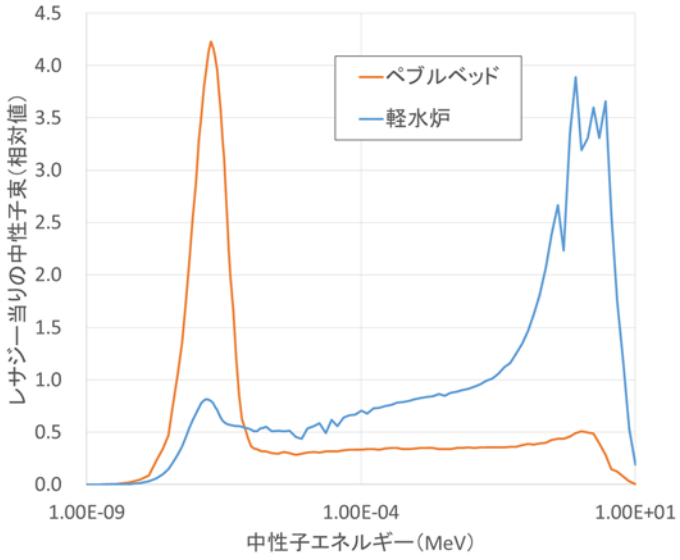


図 1 ペブルベッド燃料中の中性子スペクトル

swat4 による燃焼計算により得られた Pu 同位体組成比に対して、燃焼度ステップ毎の Pu 同位体組成比の値を、図 2 において記載する。図より、40GWd/t まで燃焼を行うと Pu-240 がしきい値の 30%を超えるため、その Pu は Practically unusable となり、高い核拡散抵抗性を有することが分かった。

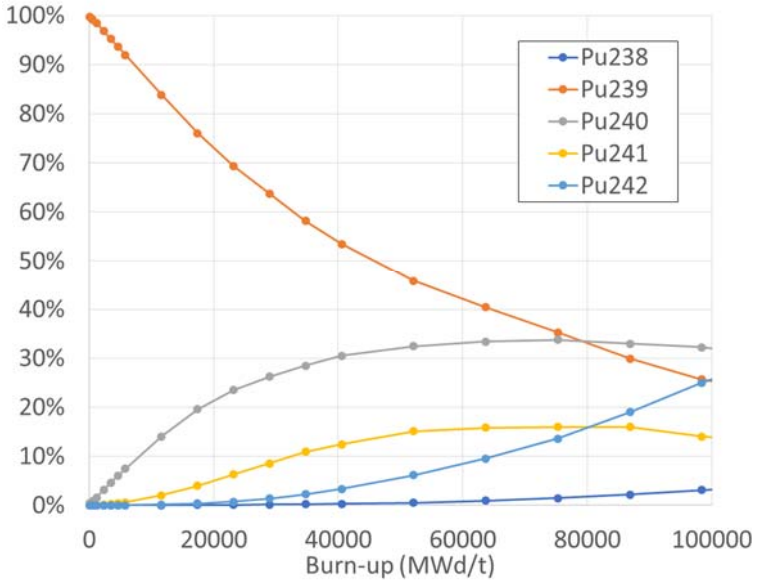


図 2　燃焼度ステップ毎の Pu 同位体組成比

3.　PBR に適した燃焼度測定手法の開発

前節の解析により、Pu の内在的核拡散抵抗性は燃焼度によって大きく変わることが明らかとなった。また、Durst らは、文献[1]において、PBR の保障措置性を向上させるために必要となる技術開発項目を挙げており、その中の一つは、使用済み燃料のペブルベッド球に適用できる燃焼度測定システムの開発である。よって、本節では、PBR の核拡散抵抗性の向上方策の一環として、使用済み PBR 燃料へ適用可能な燃焼度測定手法の検討を行った。PBR において燃焼度測定装置が必要となるのは、主に経済的な理由による。PBR の特徴であるオンロードでの燃料交換では、炉から排出された使用済みペブルベッド球燃料のうち、まだ燃焼度が低いものをそのままオンラインでループを伝って炉内に戻す。燃焼度が高いものは、ループを伝って使用済み燃料貯蔵庫まで排出する。筆者らが PBR の核拡散抵抗性の評価で行った転用シナリオの一つは、使用済み燃料の燃焼度が低いものを、オペレーターが「燃焼度が高い」と虚偽申告し、使用済み燃料貯蔵庫まで排出し、施設外に持ち出すというシナリオであった。このシナリオの特徴は、燃焼度が低い使用済み燃料を取得し、秘密裏に再処理を行うことにより、核兵器に適した Pu を取得することにある。そのため、保障措置を実施する主体者が、オペレーターが申告通りの燃料交換をしているかどうか、検認する必要がある。この検認の方法については、さらなる研究が必要であるが、

例えばランダムでペブル球の燃焼度を、保障措置を実施する主体者が、独自の方法で検認することが挙げられる。

現状、PBR の燃焼度を測定する装置として Pebble Burnup Measurement System (BUMP)がある。これは、核分裂により生成された Cs-137 を主に測定し、燃焼度を導出するものであり、過去に使用された実績を持つ。しかし、Cs-137 が、照射直後の使用済み燃料の燃焼度の測定に最適な核種であるかは、疑問が残る。Cs-137 は累積核分裂収率の大きな核種であり、照射後数年冷却した使用済み燃料では、最も明瞭なガンマ線ピークを示し、例えば既存の軽水炉の使用済み燃料の燃焼度測定では最も良く用いられる。しかし、使用済み燃料の冷却期間が短い場合は、Cs-137 の光電ピークを妨害するガンマ線を放出する他の核分裂生成物のインベントリーが多い可能性がある。AREVA の文献[6]では、BUMP が Cs-137 を測定することが問題となる可能性も述べられている。現に、短期間冷却の使用済み燃料のガンマ線測定をした Pereda らの論文では、Cs-137 は必ずしも最適な燃焼度指標とは言えず、代わりに Zr-95 を測定することが述べられている[7]。特に燃焼度が低い、つまり炉内滞在期間が短い PBR 使用済み燃料で、かつ冷却期間が短い場合は、Cs-137 が燃焼度指標となり得ない可能性もあり、保障措置を実施する側で問題となる可能性がある。PBR 燃料の冷却期間は、PBR をどう運用するかによるが、Yan らの論文では、おおよそ 50 時間とされている[8]。既存の軽水炉燃料の燃焼度測定装置は、年のオーダーで冷却したものを対象としているため、PBR の燃焼度測定手法で用いる核種とは全く違う可能性がある。

以上を踏まえ、本研究では、高燃焼度・短冷却期間のペブルベッド球を対象に、燃焼度の指標となる核種の検討を行った。

3.1. 解析手法

最初に、本研究で用いる解析手法の妥当性を担保するため、ベンチマーク計算を行った。現存する使用済み燃料のガンマ線測定において、PBR に適した高燃焼度かつ短時間冷却のものは、筆者らが公開されている文献を調査した限り、存在しない。筆者らの文献調査で、最もベンチマークに適していると判断したのは、Pereda らによるチリの RECH-1 研究炉で行われた使用済み燃料のガンマ線測定である。文献[7]より得られた燃料緒元を表 1 に記載する。RECH-1 炉に関連する文献では、詳細な燃焼履歴が得られなかったため、本検討では 50 日照射と 5 日冷却を繰り返し、燃焼度が 210GWD/t に到達するように中性子束レベルを調整した。また、RECH-1 炉は熱中性子炉であるため、ORIGEN のライブラリは、ORLIBJ40 に付随していた、PWR34J40 を用いた[9]。ベンチマーク計算を行った後のペブルベッドの燃焼計算手法は、2 節で行ったものと同じである。90GWD/t まで燃焼させたペブルベッド球を、50 時間冷却させ、その時点でガンマ線計測を行うことを想定した。ガンマ線検出のシミュレーションには、文献[10]にある、芝らが開発した使用済み燃料から出るガンマ線の簡便な評価手法を適用させた。Pereda らの測定は水中で行われたとの記載

はあるが、実験体系の詳細が不明であるため、試料と検出器間の遮蔽の評価が困難であったため、遮蔽の影響を大きく受ける低エネルギーのガンマ線は評価の対象から外した。換言すると、450keV 以下のガンマ線は線スペクトルとして扱わず、ORIGEN の光子ライブラリのスペクトルをそのまま使用した。なお、文献[7]で明確に記載がある Te-132 と I-131 は例外として、線スペクトルとして扱った。

表 1　RECH-1 緒元

集合体	LR-04L
燃料タイプ	UAlx-Al
濃縮度	19.75%
到達燃焼度	23% * （約 210GWD/tに相当）
冷却期間	5 日
測定環境	In-pool

* 文献には%との記載だが、%FIMA と判断した

3.2. 解析結果

まずベンチマーク計算の結果を図 2 に記載する。図より、文献[7]で指摘された Te-132, I-131, Ru-103, I-132, Zr-95, Nb-95, La-140 は、本解析でも明確に確認された。実験体系の不確かさ、および燃焼履歴の不確かさが大きいため、ピーク比の比較自体に意味は無いが、高燃焼度かつ短時間冷却の使用済み燃料から放出されるガンマ線のうち、HPGe で観測可能なピークの同定には、文献[10]の手法が適用可能なことが明らかとなった。

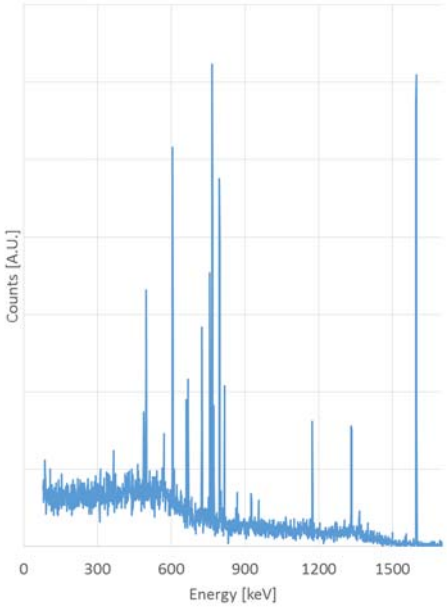


図 2　シミュレーションで得られたガンマ線スペクトル

次に、使用済み PBR 燃料に、上記の解析手法を適用させた。得られたガンマ線スペクトルを図 3 に記載する。図より、RECH-1 炉で観測された Te-132, I-131, Ru-103, I-132, Zr-95, Nb-95, La-140 の全ての核種は、妨害されずに明確に観測されることが明らかとなった。また、従来的な軽水炉燃料の燃焼度測定や BUMS で用いられる Cs-137 は、ピークとしては同定されるが、他のピークと比べると小さい。そのため、Cs-137 ではなく、上記の Zr-95, Nb-95, La-140 といった、高エネルギー側に存在し、統計精度を得るのがより易しい核種に注目することで、PBR の燃焼度を容易に測定できる可能性があると考えられる。なお、使用済み燃料の測定では放射能の絶対量を同定するのが一般的に難しく、核種を 2 種類以上用いて、それらの比から燃焼度を推定するのが、実際に燃焼度測定装置を運用していく上で重要となる。今後、上記の光電ピークが明瞭な核種を用いた、燃焼度を良く表す指標を検討していく。

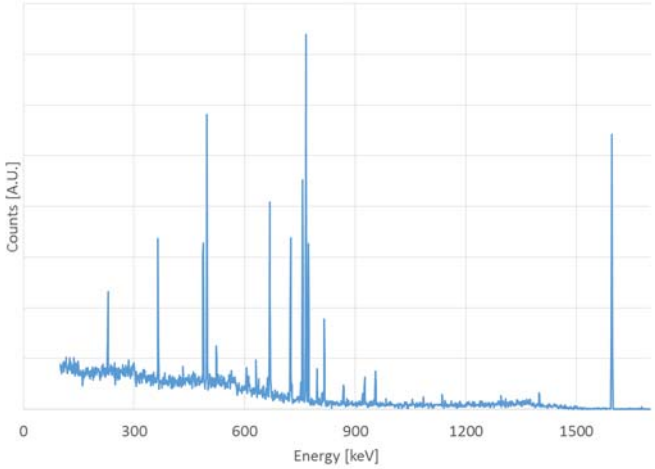


図 3　PBR 使用済み燃料から得られるスペクトル

4.　結論

本研究では高温ガス炉核拡散抵抗性評価の一環として、高温ガス炉使用済み燃料内のプルトニウムの内在的核拡散抵抗性を向上させる方策、及び保障措置性を向上する新しい燃焼度測定手法の開発を行った。Shiba らによる使用済み燃料から出るガンマ線の簡便な評価手法は、高燃焼度かつ短時間冷却の使用済み燃料から放出されるガンマ線にも適用できることが分かった。また、使用済み PBR 燃料から放出されるガンマ線を評価した結果、従来の燃焼度測定でよく用いられる Cs-137 は、必ずしも良い燃焼度指標ではないことが示唆された。

参考文献

[1] P.C. Durst, et al., Nuclear Safeguards Considerations for the Pebble Bed Modular Reactor (PBMR), INL/EXT-09-16782, 2009
[2] X-5 Monte Carlo Team, i "MCNP - Version 5, Vol. I: Overview and Theory", LA-UR-03-1987 (2003)
[3] 鹿島 陽夫、他、連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステムーSWAT4.0、JAEA-Data/Code 2014-028
[4] https://www.psi.ch/erp/htr-experiments, 2018 年 8 月 22 日参照
[5] Pellaud, B., Proliferation aspects of plutonium recycling, J Nucl Mater Manage., 31 (2002) 30-38.
[6] AREVA NP Inc., Pebble Bed Reactor Technology Readiness Study, Technical Data Record, Document No.: 12-9151714-000
[7] Pereda, C., et al., Burn up Measurements of LEU Fuel for short cooling Times, Journal of Physics: Conference Series 134 (2008) 012037
[8] Yan, W., et al., Prototype studies on the nondestructive online burnup determination for the modular pebble bed reactors, Nucl. Eng. Des., 267 (2014) 172-179
[9] Okumura, K., et al., A Set of ORIGEN2 Cross Section Libraries Based on JENDL-4.0: ORLIBJ40, JAEA-Data/Code 2012-032, 2012
[10] T. Shiba, et al., Simple Method to Create Gamma Ray Source Spectrum for Passive Gamma Technique, Energy Procedia, 2017.

六ヶ所再処理工場における査察活動への取り組みの現状

第39回　核物質管理学会　日本支部年次大会

一山　優太、　野口　佳彦、　三瓶　剛

日本原燃株式会社

JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED

はじめに

再処理工場（以下、RRP）は大型再処理施設
取り扱う核燃料物質の量も多い（4t／1日）

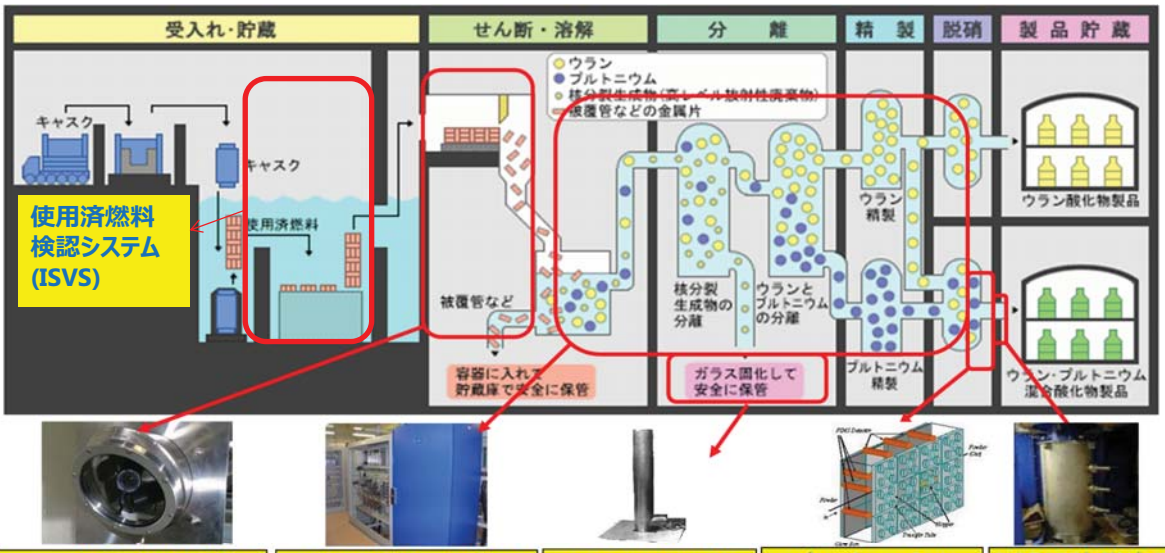
↓

核燃料物質の平和利用
効果的で効率的な保障措置が必要不可欠

↓

査察側による様々な査察機器の設置
確実な査察活動の展開

RRPに設置されている主な査察機器の概要



ヘッドエンド区域検認システム(IHVS)	溶液監視・測定システム(SMMS)	ガラス固化体非破壊測定装置(VCAS)	プルトニウム在庫量測定装置(PIMS)	MOX貯蔵容器検認装置(iPCAS)
使用済燃料貯蔵プールから前処理建屋に送られてきた使用済燃料が確実にせん断溶解されることを確認し、前処理工程から核物質が抜き取られないことを検認するシステム	せん断溶解後、溶液の状態で核物質が扱われることから、溶液工程の主要槽に監視システムを設置し不正な運転が行われていないことを監視するシステム	ガラス固化体の中に含まれている核物質の量を測定する非破壊測定装置	脱硝工程よりMOX粉末となりｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ内で扱われる。本システムは、ｸﾞﾛｰﾌﾞﾎﾞｯｸｽ内のMOX量を測定する	再処理工場で生産したMOX製品を高精度で核物質量と同位体組成を自動的に検査する装置

査察機器の概要（IHVS/SMMS）

IHVS
・プールからの燃料の搬送、せん断、ハル・エンドピースのドラム収納までを監視
・燃料の搬送・せん断は高線量であり接近が困難
↓
カメラ画像と放射線監視（n, γ）

SMMS
・溶液を扱うタンクでの運転状態を監視
・SMMS-1とSMMS-2の2種類が存在。直接測定か分岐測定で区別
↓
液量測定（液位,温度,密度）

RRPにおける査察活動(1/2)

査察の種類	査察概要	頻度
中間在庫検認 (IIV)	Puが対象 収去試料の採取、液量データ確認	1回／月
実在庫検認 (PIV)	PuおよびUが対象 収去試料の採取、液量データ確認 使用済み燃料、分析試料、廃棄物等アイテムの確認	1回／年
その他枢要点における運転状態の確認(OSP-OS)	実施2時間前の通告 工場の運転状況を確認 • 中央制御室でのパラメータ確認 • 現場計器の確認 • 現場作業の確認	数回／月 (ランダム)

RRPにおける査察活動(2/2)

査察の種類	査察概要	頻度
帳簿検認	計量報告と記録及びソースデータ並びに操業記録の確認	1回／月
シフト査察	運転中(せん断～脱硝工程終了まで)24時間常駐し、運転状況の確認(含む中央制御室の立入査察)、自動査察システムのデータ評価・解析及び査察機器のチェック等を行う。しかし、現在は主要工程停止中であるため、平日日勤時間帯のみの査察活動を行っている。	24時間常駐(現在は、平日日勤時間帯のみ)
設計情報検認(DIV)	施設の設計情報が適切であるかどうかを現場確認等により行う。	1回／年 +必要に応じて

査察活動の種類は多岐に及ぶため、スケジュール調整等のきめ細かい対応が必要不可欠

査察対応における改善点(1/3)

(1)東日本大震災の経験を踏まえた改善(電源供給ラインの見直し)
2011年3月11日　東日本大震災発生
RRPでは2日間外部電源を喪失

↓

多くの査察機器はディーゼル発電機(D/G)およびバックアップシステム(バッテリー等)により稼動
一部の査察機器および監視区域の照明がバックアップシステム(バッテリー等)を有していなかったため、電源喪失に伴い監視機能を喪失

↓

IHVSに係る電源系統の改善が必要であることから、査察側と協議を重ね対応策を検討

↓

非常時において、査察機器および照明に対しディーゼル発電機(D/G)のバックアップが得られるよう、電源ラインへ切替工事を実施

査察対応における改善点(2/3)

(2)近年の封印き損事象に対する対応(封印き損防止対策)

2015年10月21日　ウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵建屋にて原子力規制庁の封印がき損していることを確認

↓

再発防止対策を検討
・封印に対しカバーの設置
・注意喚起を促す表示物のデザイン変更
・巡視点検の強化
・管理区域で作業する作業員へ特別教育を実施

↓

再発防止に努め、現在までで同様の事象は未発生(原燃としてRRPだけではなく濃縮工場(REP)にも水平展開)

封印カバー

査察対応における改善点(3/3)

(3)査察機器の火災事象に対する対応(査察機器の安全性向上)

2015年12月16日　使用済み燃料受入れ・貯蔵建屋にて査察キャビネット内に黒い異物を発見し、バッテリー火災が発生
IAEAによる分解調査の結果、バッテリーが非正規品であることが原因で異常発熱による火災を誘発したと推定

↓

原燃がIAEAへ出した本事象に対する要望は以下の通り
・火災の原因となった当該バッテリーを正規品へ交換
・当社へ設置されている同型バッテリー全ての健全性確認
・同型バッテリーを非正規品から正規品へ交換

↓

2016年1月25日までに健全性確認および交換対応を完了
RRP内における同様事象での火災リスクを低減

新規制基準への対応

新規制基準への適合に向けた対応が必要
多数の工事や作業が実施される

懸念される査察側への影響は・・・

・査察カメラによる監視エリア内の消灯、足場の干渉による、封じ込め・監視への影響
・新規制基準工事に伴う査察時のサンプリング制限等の発生

今後施設側として重要なことは・・・
査察側および社内の調整を綿密に実施し、円滑な査察活動、工事の実施に努める

まとめ（査察活動における心構え）

・保障措置教育等
→保障措置の重要性・再処理工程に関する教育の実施
→査察機器の最新情報を関連部署と共有
・社内関係部署との連携
→建屋担当部署へ設備点検・工事等の情報提供依頼
→施設の運転および査察活動に支障が出ないよう調整
・査察側との連携
定期協議：施設側長期的な設備点検・工事等に伴う査察活動への影響について、年2回定期的に協議
デイリーミーティング：常駐する査察官との日常的な設備点検・工事等のスケジュール等の情報提供と作業調整を実施

↓

施設側が保障措置の重要性を理解した上で査察側との連携・情報共有を行い、それぞれの要求事項を満足できるよう調整・協議を行うことが基本であり重要

核燃料サイクル施設での核不拡散、核セキュリティの相乗効果

2018年 11月 21日

日本原子力研究開発機構
核不拡散・核セキュリティ総合支援センター　政策調査室
○清水 亮，木村 隆志，田崎 真樹子，北出 雄大，
玉井 広史，中西 宏晃，須田 一則

研究の全体像

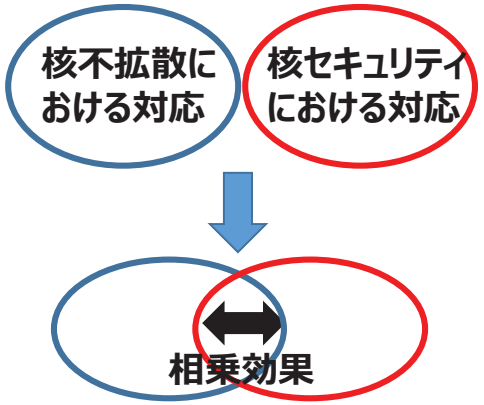
ISCN

研究の目的：
核不拡散（保障措置）と核セキュリティの2Sを共に推進してくことを目指し、2Sの相乗効果と、一方で障害があればその除去するための方策及び施設への現制度における適用性（核不拡散性の向上、内部脅威（盗取）対策）を検討する。

既存の提案

⇒ 計量管理情報の核セキュリティへの活用は、IAEAの核セキュリティ勧告(INFCIRC/225/Rev5)の一つ

⇒ 核物質の計量及び管理機能を備えたシステム（NMAC：Nuclear Material Accountancy & Control）IAEAから核セキュリティの実施指針として「IAEA核セキュリティ・シリーズNo.25-G」が発刊



報告の概要

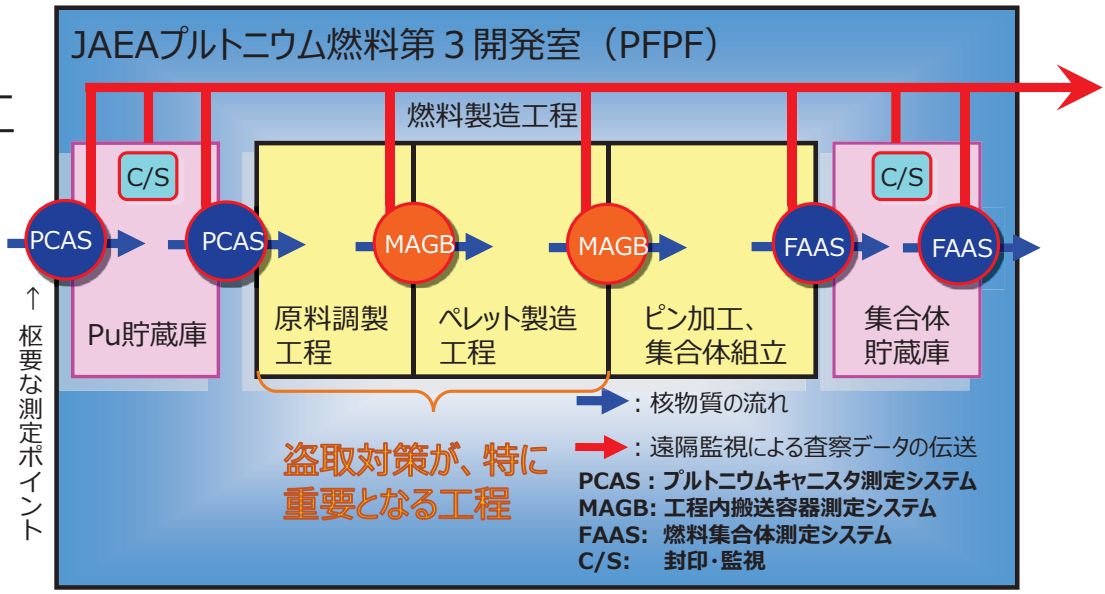
ISCN

1. 核不拡散から核セキュリティへの相乗効果
2. 核セキュリティから核不拡散への相乗効果
3. 核不拡散と核セキュリティの相乗効果に係る課題克服策の検討
4. 将来施設での実現にあたり、特に設計時に考慮すべき事項

核不拡散から核セキュリティへの相乗効果

ISCN

例）
MOX燃料加工施設での保障措置の概要



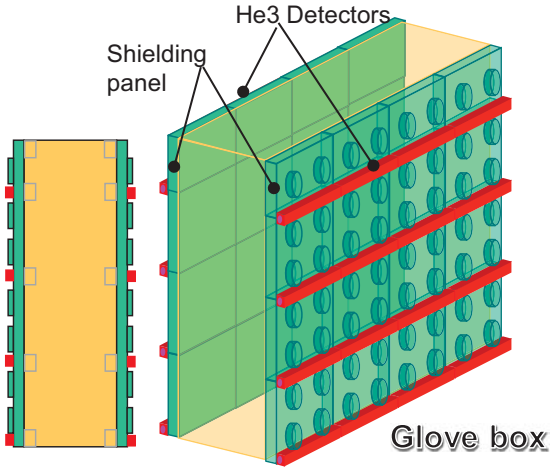
- 計量管理情報の核セキュリティでの利用は、**核物質量の変動を検知することで、核物質の盗取の探知**の相乗効果が期待できる。
- 早期探知のためには、頻度の多い測定及び工程を細分化した計量箇所の設定が必要。
- 厳しい管理のPuを取り扱う工程である、**MOX転換やMOX燃料加工施設**で特に相乗効果が期待できる。

核不拡散から核セキュリティへの相乗効果

ISCN

リアルタイム測定の可能性

PIMS（The Plutonium Inventory Measurement System）（出典：JNFL HP）



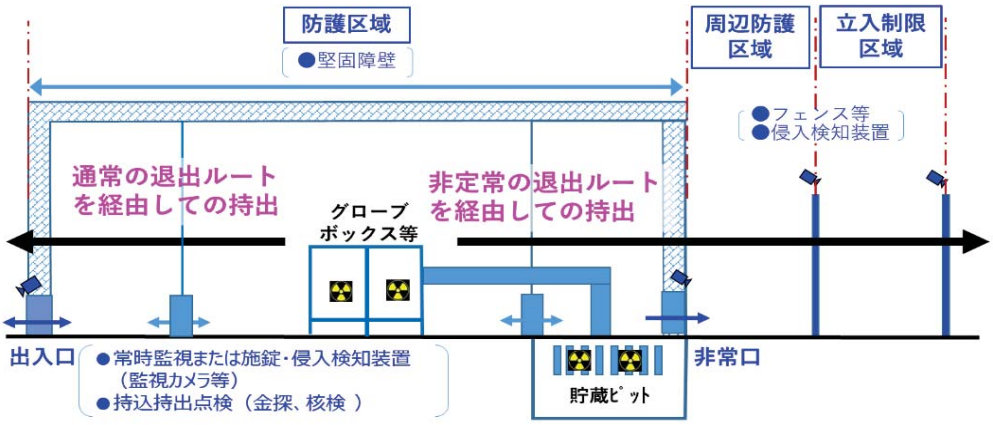
GUAM (Glove-box Unattended Assay & Monitoring)

- 保障措置では探知時間が定められ、それ以内に不法転用（盗取等）を探知するようになっている。このため、探知は、変動を生じる事象（盗取等）の事後になる。
- 中性子検出器による連続モニタリング測定のように、グローブボックス中のPuの移動をいつでもモニタ出来る**リアルタイム測定システムのセキュリティ側とのデータの共用は、盗取の様な内部脅威の早期探知に効果が期待できる。**

核セキュリティから核不拡散への相乗効果

ISCN

例)
MOX燃料
加工施設を
例として検討



通常の退出ルート
- 監視カメラ等での（連続）監視
- 核物質検知、金属探知機による持出の検知

非定常の退出ルート
- 侵入検知装置による即時検知
- フェンス等の多重防護

- 核セキュリティ側（PP）から、核不拡散（SG）への効果は、核セキュリティの、核物質の持出を防止する対策により、**防護区域内の核物質の封じ込め監視（C/S）のより確実な実施に貢献。**

ISCN

技術の革新による、核不拡散、セキュリティへの影響

● セキュリティ技術の高度化による相乗効果

従来の核セキュリティ
・出入管理（外部からの侵入防止、核物質等の持出防止等）

技術の革新による核セキュリティ、計量管理両用の技術
・RFID（radio frequency identifier）：ICタグ
- ➢ 保管容器に取り付け、核物質等の保管状況の管理や、保管容器の移動の遠隔監視を可能にする。
- ➢ 人の移動等も同様に追跡が可能。

・画像処理技術等
- ➢ 単に監視者に映像を送るだけでなく、顔認識、行動解析、感情解析による内部脅威の未然防止等、より効果的な監視を可能にする。

技術革新は、核不拡散・核セキュリティ双方に貢献

ISCN

2Sの相乗効果を得るための制度的課題

- 日・IAEA保障措置協定第6条：IAEAは、この協定の実施に関連して入手した情報を公表してはならず、また、いかなる国、団体又は個人にも伝達してはならない。
  ⇒ 保障措置データのセキュリティ用途への利用の困難性は大きい
- PP情報（PP設備の仕様、性能、設置場所等）は、NRA規則により、業務上知る必要がある者に限定している。
  ⇒ PP設備測定データをIAEAへ伝送することの困難性は大きい

核不拡散（保障措置）と核セキュリティに係る制度（条約、協定）は、歴史的背景、定義、構造など、そもそも別々に制度構築がなされており、補完できる関係になっていない。

解決方策の検討

ISCN

- 査察機器測定データのうち核物質量やその評価データ等が分かるものはSG情報となるため提供できないが、SG情報に該当しない「生データ（例：放射線測定値、差圧測定値）」であれば事業者へ伝送可能（盗取の可能性の検知であれば、変動の情報で十分であり、絶対量は必ずしも重要でない）
- PP設備測定データのうち侵入検知装置の性能や設置場所等が分かるもの（例えば監視映像等）はPP情報となるため提供できないが、PP情報に該当しない「生データ (例、警報)」であればIAEAへ伝送可能、もしくは、IAEAを業務上PP情報を知る必要がある者として認めることで監視機器の共用が可能になる。

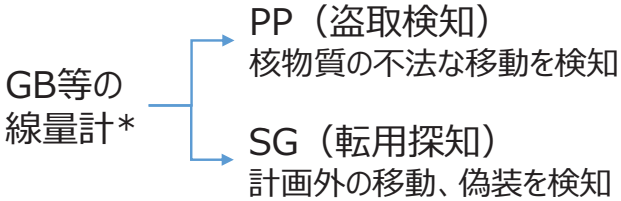
生（RAW）データを、加工前に分岐出力できる測定装置を保障措置及びPP機器として設置、運用すれば、課題克服の可能性が有る。

2S by Design：多用途（マルチユース）機器の採用による相乗効果･合理化）

ISCN

データの共用が可能なマルチユースの測定機器は、事業者側がIAEA等関係者と協議し、施設設計段階で導入を設計に反映させる**2S by Design**が重要。

- ✓ 設計時に核セキュリティ（PP）、核不拡散（SG）を考慮しておくと、施設設計の合理化（コスト削減に効果大）が可能。
- ✓ 後から機能を付加するためには、多大な困難をともなう
- ✓ SG機能については、IAEAとのコストシェアを期待することも可能。
- ✓ 施設完成後にIAEAが設置する機器は、タンパープルーフの点で事業者が保守することが困難、その逆にPP機器のIAEA利用ももまた困難である。



*リアルタイム測定が可能な機器

本研究のまとめ

- 核不拡散と核セキュリティ（２S）の更なる強化・効率化方策として、２Sの相乗効果を検討し、核物質の転用や盗取に対して、監視情報の共有が相乗効果となることを確認した。
- 現在は、内部脅威対策（盗取）として、区分Ⅰ施設の対応が重点的に実施されているところ、特に、MOX転換施設、MOX燃料加工施設への適用が期待できる。
- 制度的に、IAEAの保障措置情報、PP情報の転用はできないが、生データを共有する、もしくは、IAEAをPP情報の提供可能者として認定することで、課題解決の可能性が有る。
- ２S by Designにより、２Sの相乗効果のみならず、事業者、国、IAEAによる測定機器の共同設置、施設の最適化が可能であり、2S強化方策として、将来施設の検討に貢献。

ご静聴、ありがとうございました

東工大における原子力規制人材育成プログラム
「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」
(2) 2018年度実施状況

江幡修一郎，韓治暎，相楽洋，松本義久，千葉敏，林崎規託，
池上雅子，尾本彰，竹下健二，片渕竜也，木倉宏成，鷹尾康一郎

東京工業大学

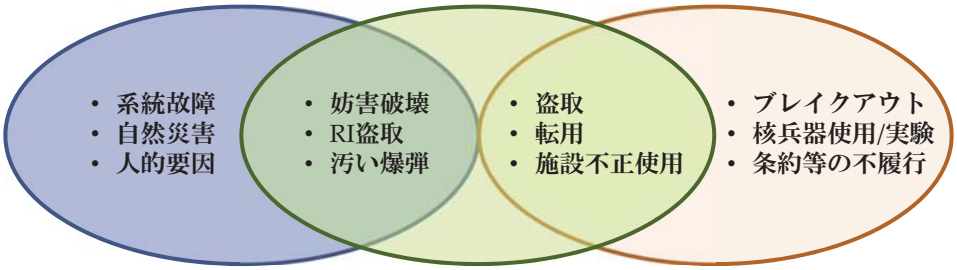
本事業の目的

原子力規制人材：

原子力利用の安全・安心の達成を目指し、確かな規制に関わる者

この人材に必要な視点：

原子力安全(Safety), 核セキュリティ(Security), 保障措置(Safeguards)



東京工業大学では、

核セキュリティ・保障措置を理解し、3Sを俯瞰・主導出来る人材

を育成する為に、
既存の**原子力安全**教育に加え**核セキュリティ**と**保障措置**の科目を設置し、
体系的な**3S教育カリキュラム**を構築・実施していく。

3S教育カリキュラム

原子力利用の安全・安心の達成を目指し、確かな規制に関わる者

3Sの講義・実習科目のバランスと
3S個々の範囲を超えた事象へ対応する科目

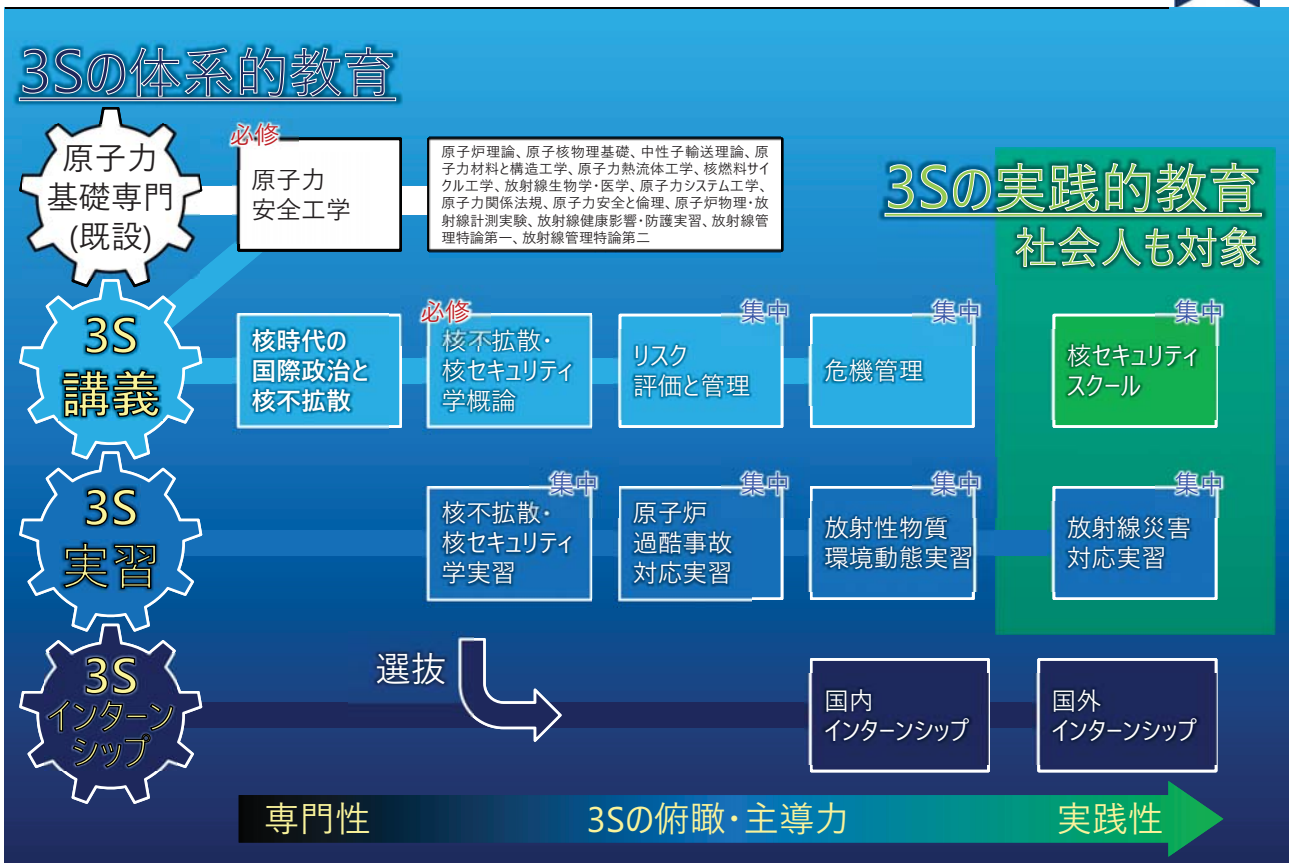
3Sの講義・実習科目による専門性の獲得
3Sに関連した現場でインターンシップ

専門性、3S俯瞰・主導力、実践性を段階的に育成する体系的教育カリキュラム

3Sの体系的教育
原子力専門の学生に限ることなく、他系を専門とする修士課程あるいは博士課程の学生を主な対象とした単位修得コースを整備し、3Sへの関心の拡大に加え、3Sを体系的・俯瞰的に理解、原子力安全とのインターフェースを有機的かつ一体的に扱う事のできる将来の 3S 分野のリーダーを育成する。

3Sの実践的教育
社会的ニーズや緊急性の高い核セキュリティや 3Sインターフェースのテーマに基づき、実践的な実習科目を整備し、実践的な 3S人材育成を実施する。社会人も対象とし、対応能力取得を支援する。

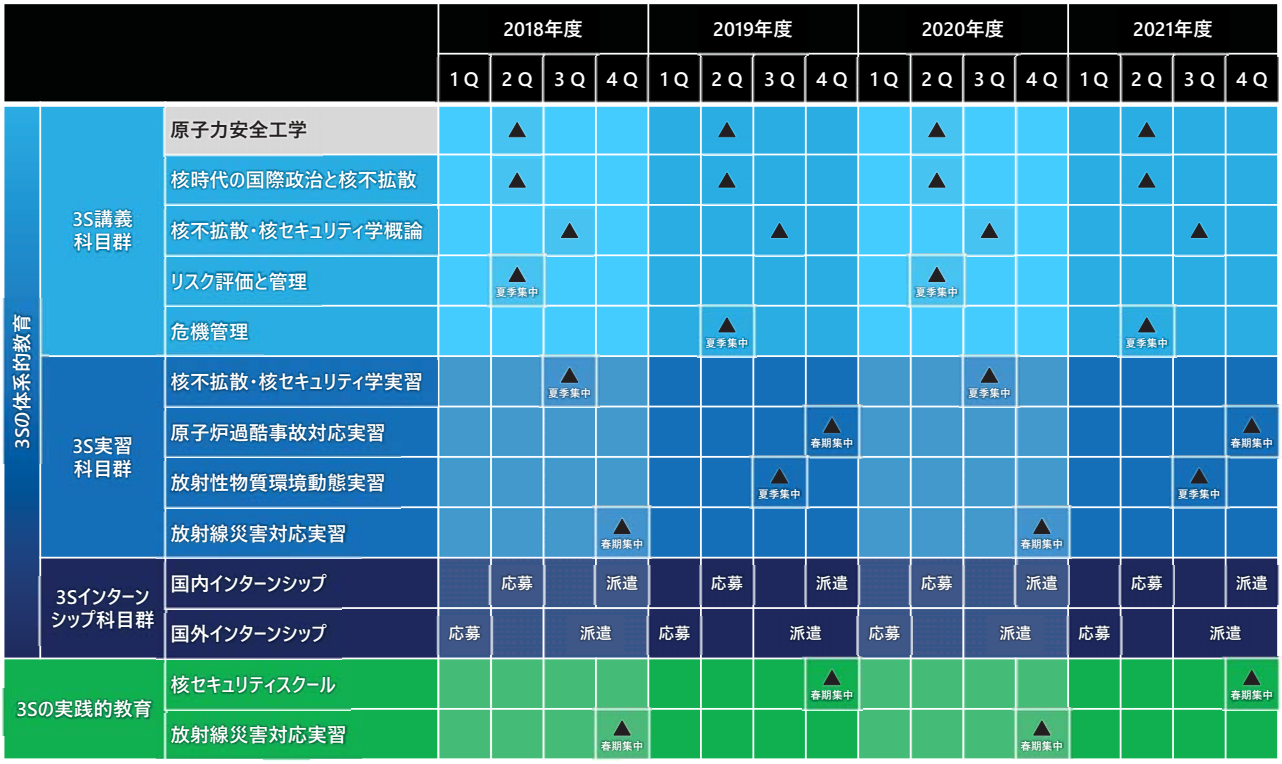
教育カリキュラムの体系化



教育カリキュラムと諸要件

科目 (◎ 必修講義、○ 選択必修講義、◇ 選択必修実習、* 集中)			区分	認定表彰要件	国内インターンシップ派遣要件	国外インターンシップ派遣要件
3Sの体系的教育	3S講義科目群	原子力安全工学 (400 番台、2 単位)	◎	◎ 4 単位以上、○ 2 単位以上取得	◎ 2 単位以上、○ 1 単位以上取得、または取得見込みがあること	◎ 2 単位以上、○ 1 単位以上取得、または取得見込みがあること
		核時代の国際政治と核不拡散 (500 番台、1 単位)	○			
		核不拡散・核セキュリティ学概論 (400 番台、2 単位)	◎			
		リスク評価と管理 (600 番台、1 単位)	○*			
		危機管理 (600 番台、1 単位)	○*			
	3S実習科目群	核不拡散・核セキュリティ学実習 (500 番台、2 単位)	◇*	◇ 4 単位以上取得 (受講人数制限あり)		◇ 2 単位以上取得、または取得見込みがあること
		原子炉過酷事故対応実習 (500 番台、2 単位)	◇*			
		放射性物質環境動態実習 (500 番台、3 単位)	◇*			
		放射線災害対応実習 (600 番台、2 単位)	◇*			
	3Sインターンシップ科目群	国内インターンシップ (2 週間 ~)			–	–
		国外インターンシップ (3 ヶ月~)				
3Sの実践的教育		核セキュリティスクール	–	(受講人数制限あり)		
		放射線災害対応実習	–	(受講人数制限あり)		
原子力基礎専門科目群 (既設)		原子炉理論 (400 番台、2 単位)				
		原子核物理基礎 (400 番台、2 単位)				
		中性子輸送理論 (400 番台、2 単位)				
		原子力材料と構造工学 (400 番台、2 単位)				
		原子力熱流体工学 (400 番台、2 単位)				
		核燃料サイクル工学 (400 番台、2 単位)				
		放射線生物学・医学 (400 番台、2 単位)				
		原子力システム工学 (400 番台、2 単位)				
		原子力関係法規 (400 番台、1 単位)				
		原子力安全と倫理 (400 番台、1 単位)				
		原子炉物理・放射線計測実験 (400 番台、2 単位)				
		放射線健康影響・防護実習 (500 番台、2 単位)				
		放射線管理特論第一、第二 各 (600 番台、1 単位)				
				上記要件を満たし、12 単位以上取得	上記要件を満たし、選抜試験をパス	上記要件を満たし、選抜試験をパス

教育カリキュラムの実施計画



- 1 Q : 4月上旬 ~ 6月上旬
- 2 Q : 6月上旬 ~ 8月上旬
- 3 Q : 9月下旬 ~ 11月下旬
- 4 Q : 11月下旬 ~ 2月上旬

2018年度実施状況

3S講義科目群：

核不拡散・核セキュリティ学概論(3Q),
核時代の国際政治と核不拡散(2Q),
リスク評価と管理(2Q)

3S実習科目群：

核不拡散・核セキュリティ学実習(3Q),
放射線災害対応実習(4Q:社会人も対象)

3Sインターンシップ科目群：

国内インターンシップ(4Q),
国外インターンシップ(3,4Q)

2019年度実施予定科目

3S講義科目群：

核不拡散・核セキュリティ学概論(3Q),
核時代の国際政治と核不拡散(2Q),
危機管理(2Q)

3S実習科目群：

原子炉過酷事故対応実習(4Q),
放射性物質環境動態実習(3Q),
核セキュリティスクール(4Q:社会人も対象)

3Sインターンシップ科目群：

国内インターンシップ(4Q),
国外インターンシップ(3,4Q)

2018年度実施状況(3S講義科目群)

核不拡散・核セキュリティ学概論
Nuclear Non-proliferation and Security

- 400 番台 2 単位 (2-0-0) ; 毎年度 3Q 開講
- 担 当 教 員 : 相楽 洋, 林崎 規託
  非常勤講師 : 菊地 昌廣 (核物質管理センター: NMCC),
  千崎 雅生 (日本原子力研究開発機構: JAEA)
- 概要
  - 核セキュリティについて経緯と法的枠組み、核物質及び放射性物質の特性とその重量・放射線量や不正利用価値 (Attractiveness) に基づく等級別規制、物理的防護システム設計と評価、安全性と核セキュリティ・核不拡散の共通性と相反性、安全文化と核セキュリティ文化について解説する。
  - 核不拡散について経緯と法的枠組み、核物質の臨界特性・有意量と転換時間、保障措置と科学技術、計量管理、我が国の貢献、包括的核実験禁止条約、及び核拡散抵抗性について体系的に整理し解説する。
  - 具体的な課題に対してグループワークを通じて規制の合意形成方法について理解を深める。
  - 核不拡散・核セキュリティに関わる経緯と法的枠組み、保障措置や物理的防護システムの概要と重要な科学技術の解説を通じて、原子力システムへの脅威と措置を俯瞰的に捉える視野の修得を目的としている。

2018年度実施状況（3S講義科目群）

核不拡散・核セキュリティ学概論
Nuclear Non-proliferation and Security

❑ 授業計画 (2018年度 3Q) 履修者：10名

- 第 1 回　講義概説: 核不拡散と核セキュリティ
- 第 2 回　核不拡散 (1) : 経緯と法的規制枠組
- 第 3 回　核不拡散 (2) : 保障措置の概説
- 第 4 回　核不拡散 (3) : 保障措置と科学技術
- 第 5 回　核不拡散 (4) : 計量管理
- 第 6 回　核不拡散 (5) : 日本の経験と貢献
- 第 7 回　核不拡散 (6) : グループワーク
- 第 8 回　核不拡散 (7) : 包括的核実験禁止条約
- 第 9 回　核セキュリティ (1) : 経緯と法的規制枠組
- 第10 回　核セキュリティ (2) : 脅威評価と物理的防護措置設計
- 第11 回　核セキュリティ (3) : 物理的防護システムの設計
- 第12 回　核セキュリティ (4) : 物理的防護システムの評価
- 第13 回　核セキュリティ (5) : グループワーク
- 第14 回　核セキュリティ (6) : 核セキュリティ文化、原子力安全・核セキュリティ のインターフェース
- 第15 回　総合討論

2018年度実施状況（3S講義科目群）

核不拡散・核セキュリティ学概論
Nuclear Non-proliferation and Security

❑ 授業風景 (2018年度 3Q)

2018年度実施状況(3S講義科目群)

核時代の国際政治と核不拡散

World Politics and Nonproliferation in the Nuclear Age

- 500 番台 1 単位 (1-0-0) ; 偶数年度 2Q 開講
- 担 当 教 員 : 林崎 規託, 池上 雅子
  非常勤講師 : 今西 靖治 (外務省),
  阿部 信泰 (元 在ウィーン国際機関日本政府代表部大使),
  小溝 泰義 (元 在ウィーン国際機関日本政府代表部大使),
  菊地 昌廣 (核物質管理センター: NMCC)
- 概要
  - 原子力の平和利用のために重要な核不拡散・核セキュリティの基礎を国際政治や国際社会における関係事例を通じて講述する。
  - 国際政治や国際社会における関係事例を通じて、核不拡散・核セキュリティの基礎を理解できるようになる。

2018年度実施状況(3S講義科目群)

核時代の国際政治と核不拡散

World Politics and Nonproliferation in the Nuclear Age

- 授業計画 (2018年度 2Q) 履修者：32名
  - 第 1 回　総論: イントロダクション (林崎規託)
  - 第 2 回　核不拡散と国際社会 (1) : 日本の軍縮不拡散外交 (今西靖治)
  - 第 3 回　核セキュリティと国際社会 (1) (菊地昌廣)
  - 第 4 回　核不拡散と国際社会 (2) (小溝泰義)
  - 第 5 回　核時代の国際政治 (1) (池上雅子)
  - 第 6 回　核時代の国際政治 (2) (池上雅子)
  - 第 7 回　核セキュリティと国際社会 (2) (菊地昌廣)
  - 第 8 回　核不拡散と国際社会 (3) : 核不拡散の課題 - 北朝鮮とイラン (阿部信泰)

核時代の国際政治と核不拡散
World Politics and Nonproliferation in the Nuclear Age

❑ 授業風景 (2018年度 2Q)

リスク評価と管理
Risk Assessment and Management

❑ 600番台 1 単位 (1-0-0) ; 2018年度 (偶数年度) 2Q (夏期集中) 開講

❑ 担 当 教 員 : 尾本 彰, 千葉 敏, 相楽 洋
非常勤講師 : 村松 健 (東京都市大学),
桐本 順広 (電中研原子力リスク研究センター),
蛯沢 勝三 (電中研原子力リスク研究センター),
本間 俊充 (規制庁原子力災害対策・核物質防護課)

❑ 概要

- 現代社会は原子力を含め様々な科学技術の進歩の恩恵を受ける一方でその利用に伴うリスクを理解し管理することが必要である。このトピックスに関する学内外の専門家による講義と議論を通じて、学生はリスクとは何かリスク管理とは何かについて深い理解を得ることが期待される。
- リスク、リスク評価とリスク管理に関する知識を習得しリスクについて考える力を身につけることとによって、予期しない事態や不確かさの高い事象に関して適切に予測・準備・対応を行う、意思決定を行うなどリスク管理におけるリーダとして社会に貢献できることが到達目標である。

2018年度実施状況(3S講義科目群)

リスク評価と管理
Risk Assessment and Management

❑ 授業計画 (2018年度 2Q 夏期集中) 履修者：19名

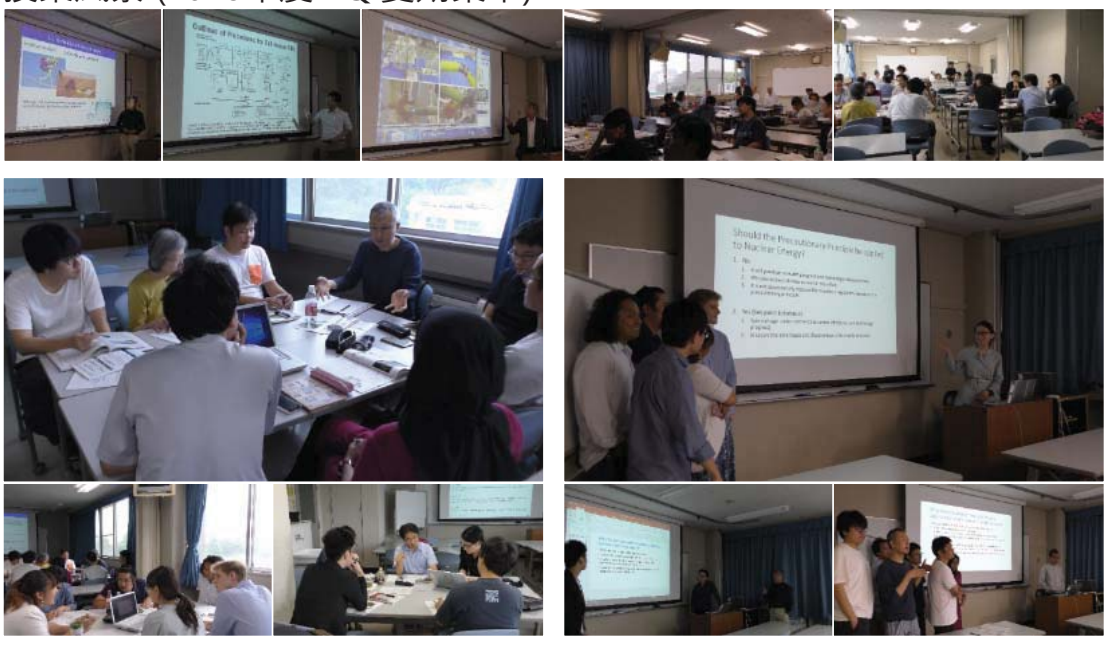
(集中 1 日目)
- 第 1 回　リスクとリスク管理 (尾本彰)
- 第 2 回　リスク評価手法 (村松健)
- 第 3 回　外因事象のリスク評価とリスク管理 (蛯沢勝三)
- 第 4 回　討論:「原子力と予防原則」,「日本人とリスク」(尾本彰)

(集中 2 日目)
- 第 5 回　福島事故に鑑みた安全に関する手法の改善 (尾本彰)
- 第 6 回　リスク評価における人的要因の扱い (桐本順広)
- 第 7 回　原子力緊急時計画 (本間俊充)
- 第 8 回　討論:「原子力安全規制の在り方」,「自主保安とは何か？」(尾本彰)

2018年度実施状況(3S講義科目群)

リスク評価と管理
Risk Assessment and Management

❑ 授業風景 (2018年度 2Q 夏期集中)



2018年度実施状況(3S実習科目群)

核不拡散・核セキュリティ学実習
Nuclear Non-proliferation and Security Exercise

- 500 番台 2 単位 (1-1-0) ; 2018年度 (偶数年度) 3Q (夏期集中) 開講
- 担 当 教 員 : 相楽 洋, 鷹尾 康一朗, 韓 治暎, 江幡 修一郎
  非常勤講師 : 未定 (日本原子力研究開発機構: JAEA),
  未定 (核物質管理センター: NMCC),
  片山 雅英 (東京工業大学)
- 概要
  - 核物質や放射性物質の性質と物質障壁、仮想原子力施設の物理的防護システム設計評価、構造物の対物・衝撃波解析の原理、保障措置と核物質の破壊・非破壊測定について、座学及び数値解析実習、微量核物質を用いた検認実験 (U-235/238特性ガンマ線測定による高~低濃縮ウラン濃縮度検認)、物理的防護訓練施設や実施設見学を通じ実践的な講義を行う。
  - 検認実験の一部をNMCCからの非常勤講師と共に行い、実際の規制における検認判断プロセスを学習する。JAEA施設見学を除いて全て東工大施設を用いて実施する。

2018年度実施状況(3S実習科目群)

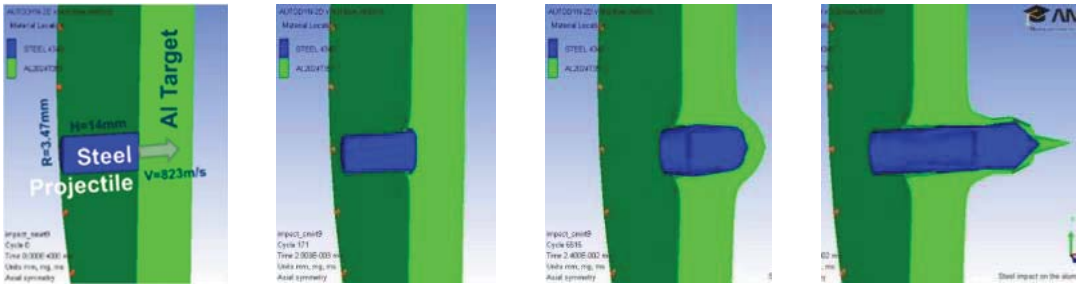
核不拡散・核セキュリティ学実習
Nuclear Non-proliferation and Security Exercise

- 授業計画 (2018年度 3Q 夏季集中) 参加者：10名(日本人6名)
  - 第 1 回　講義概説
  - 第 2 回　衝撃解析 (1) : 理論と簡易解析手法
  - 第 3 回　衝撃解析 (2) : 耐衝撃問題における衝撃解析コード 適用範囲と限界
  - 第 4 回　衝撃解析 (3) : 爆発問題における衝撃解析コード 適用範囲と限界
  - 第 5 回　衝撃解析 (4) : 実習 – 飛来物に対する構造物の衝撃解析
  - 第 6 回　衝撃解析 (5) : 実習 – 飛来物に対する構造物の衝撃解析
  - 第 7 回　衝撃解析 (6) : 実習 – 飛来物に対する構造物の衝撃解析
  - 第 8 回　濃縮度検認 (1) : 非破壊によるパッシブ γ・n 測定手法の原理
  - 第 9 回　濃縮度検認 (2) : 破壊による測定手法の原理
  - 第 10 回　濃縮度検認 (3) : 実習 – 異なる濃縮度の検認実習
  - 第 11 回　濃縮度検認 (4) : 実習 – 異なる濃縮度の検認実習
  - 第 12 回　実習 (1) : PP訓練施設における事例見学
  - 第 13 回　実習 (2) : PP訓練施設における事例見学
  - 第 14 回　実習 (2) : 再処理施設における実施事例見学
  - 第 15 回　実習 (3) : Pu燃料加工施設における実施事例見学

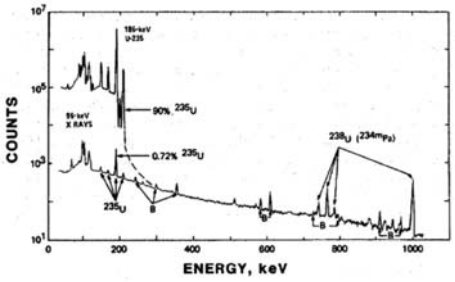
2018年度実施状況(3S実習科目群)

核不拡散・核セキュリティ学実習
Nuclear Non-proliferation and Security Exercise

- 例 : 飛来物に対する構造物の衝撃解析



- 例 : ウラン濃縮度検認



Source : NUREG/CR-5550 (LA-UR-90-732), 1991

Source : http://www.dojo.titech.ac.jp

2018年度実施状況(3S実習科目群)

放射線災害対応実習
Radiation Disaster Response Exercise

- 600 番台 2 単位 ; 2018年度 (偶数年度) 4Q (春期集中) 開講
- 担 当 教 員 : 片渕 竜也, 韓 治暎, 千葉 敏, 相楽 洋, 江幡 修一郎
  TAMU教員 : Craig Marianno, Sunil S. Chirayath
- 概要
  - 米国 TAMU (テキサスA&M大学)・TEEX (Texas A&M Engineering Extension Service) と連携して、一般的な災害対応が困難な状況における核セキュリティ事象を起因とする放射線災害を想定し、放射線緊急事態対応チームとして不明な核物質や放射性物質の検知・検認・回収 (IAEA INFCIRC225Rev.5勧告対象) を計画・実行する集中講義・実習を実施する。まず東工大において放射線計測原理学習及び放射線測定のための「放射線計測器と測定」の実習を行う。本学が所有するガンマ線スペクトロメータ、中性子検出器、RI線源及び中性子線源を用いる。米国では、TAMUの核セキュリティ・保障措置関連各種機器や世界最大級規模の災害訓練施設であるTEEX Disaster Cityの施設 (実物のがれき、倒壊した建物、鉄道車両等) を使用し、「ウラン濃縮度検認」、「建物内の放射性物質の位置特定」、「放射線緊急事態対応」の実習を行う。
  - 核セキュリティ事象を起因とする放射線災害 (妨害破壊行為、核燃料物質・RI盗取、RDDの使用等) に対する緊急事態の対応能力や危機管理能力を修得することを目的としている。また、災害対応に重要なチームワーク、コミュニケーションなどの能力を修得する。

2018年度実施状況(3S実習科目群)

放射線災害対応実習
Radiation Disaster Response Exercise

❑ 授業計画 (2018年度 4Q 春期集中) 参加者:10名(内2名が外部参加者、留学生2名)

- 第 1 回　放射線災害対応の概要
- 第 2 回　放射線災害対応のプロトコル (1)
- 第 3 回　放射線災害対応のプロトコル (2)

(集中 1 日目) 実習 @ 東工大

- 第 4 回　実習 1 : 放射線計測器と測定 – (1) ガンマ線スペクトロメータ
- 第 5 回　実習 1 : 放射線計測器と測定 – (2) 中性子検出器

(集中 2 日目) 実習 @ TAMU

- 第 6 回　実習 2 : ウラン濃縮度検認 – (1) 実地の保障措置機器
- 第 7 回　実習 2 : ウラン濃縮度検認 – (2) ポータブルHPGe計測器を用いたウラン濃縮度検認
- 第 8 回　実習 3 : 建物内の放射性物質の位置特定 – (1) 国家核安全保障検知システム
- 第 9 回　実習 3 : 建物内の放射性物質の位置特定 – (2) 放射線検知バックパックシステムを用いた建物内探索
- 第10 回　実習 3 : 建物内の放射性物質の位置特定 – (3) 対象部屋の外で内部の放射線源の位置特定

2018年度実施状況(3S実習科目群)

放射線災害対応実習
Radiation Disaster Response Exercise

❑ 授業計画 (2018年度 4Q 春期集中)参加者:10名(内2名が外部参加者、留学生2名)

(集中 3 日目) 実習 @ TEEX Disaster City

- 第11 回　実習 4 : 放射線緊急事態対応 – (1) 事故結果管理
  放射線緊急事態対応 – (2) 緊急事態対応の放射線検知機器
- 第12 回　実習 4 : 放射線緊急事態対応 – (3) ミッション概要
  放射線緊急事態対応 – (4) GPS車両検索システムを用いた高放射線量区域検知
- 第13 回　実習 4 : 放射線緊急事態対応 – (5) 対象区域の放射線量マッピング
- 第14 回　実習 4 : 放射線緊急事態対応 – (6) 対象区域の深層探索
  放射線緊急事態対応 – (7) 放射線源の回収
- 第15 回　実習 4 : 放射線緊急事態対応 – (8) ミッション報告と議論

(集中 4 日目) 実習 @ TAMU

- 第16 回　実習結果及び成果の発表・議論 (1)
- 第17 回　実習結果及び成果の発表・議論 (2)

2018年度実施状況（3Sインターンシップ科目群）

国内インターンシップ
Domestic Internship

- ❑ 400~600 番台 (2週間 ~)
- ❑ 担 当 教 員 ：松本 義久, 各教員
- ❑ 概要
  - 「核セキュリティ・保障措置を理解し 3Sを俯瞰・主導できる人材」の育成を目指し、専門を超えた 3Sに係る様々な関係者と交流する機会を提供し、講義・実習科目を通じて学習した「専門性」、「3S俯瞰・主導力」を、実際の規制に関わる業務体験を通じて理解を深め、実践性を育成する。
  - 規制の実務を担う原子力規制庁を始めとする関係省庁、実施組織 (核物質管理センター: NMCC等) や事業者 (日本原子力研究開発機構: JAEA等) に派遣し、3Sの実務活動の経験を修得することを目的とする。核セキュリティ・保障措置を実践的に理解するために、連携機関である NMCCにおいて国内保障措置研修や検認活動就労体験 (機微情報取扱なし) の実施や、JAEAにおいて国際保障措置研修や 3Sに関わる業務経験を行う。原子力規制庁等の規制に関する関連省庁において、3Sに関わる業務経験を行う。
  - 派遣者の選定方法として、希望者に対し選抜試験を実施する。派遣終了後の成果・効果の評価は、業務や研究の達成度の評価にインターンシップ受入先担当者の評価を加え、総合的に評価する。

2018年度実施状況（3Sインターンシップ科目群）

国内インターンシップ
Domestic Internship

- ❑ 授業計画 (2018年度 4Q 想定) 派遣者：7名 (内 留学生3名)

▶ 派遣先選択 1 : 核物質管理センター (NMCC)

<u>第 1 週目</u>

- 月曜日　(東京本部) 核不拡散 / 保障措置全般の講義
- 火曜日　国内保障措置制度 / 核物質管理センターの役割の講義
- 水曜日　(六ヶ所村へ移動)
- 木曜日　六ヶ所再処理工場及び六ヶ所ウラン濃縮工場への保障措実施内容の講義
- 金曜日　JNFL再処理施設サイトツアー、JNFL PR館における保障措置適用状況の解説
(東京へ移動)

<u>第 2 週目</u>

- 月曜日　(東海保障措置センターへ移動) 施設の計量管理、計量報告記載要領の解説
- 火曜日　計量管理記載要領の解説・演習、情報解析実施内容の解説 (D 解析、MUF解析)
- 水曜日　東海保障措置センターサイトツアー、化学分析及び非破壊測定原理の解説
- 木曜日　使用されている非破壊測定機器の紹介、放射線源を使用した非破壊測定の演習
- 金曜日　非破壊測定結果の情報解析の演習 (D解析)
インターンシップ内容の総括と質疑応答
(東京へ移動)

2018年度実施状況(3Sインターンシップ科目群)

国外インターンシップ
Overseas Internship

- ❑ 400~600 番台 (3ヶ月 ~)
- ❑ 担 当 教 員 : 松本 義久, 各教員
- ❑ 概要
  - 「核セキュリティ・保障措置を理解し 3Sを俯瞰・主導できる人材」の育成を目指し、専門を超えた 3Sに係る様々な関係者と交流する機会を提供し、講義・実習科目を通じて学習した「専門性」、「3S俯瞰・主導力」を、実際の規制に関わる業務体験を通じて理解を深め、実践性を育成する。
  - 3S実務に関係する IAEA等の国際機関に派遣する。具体的には、IAEA原子力安全・セキュリティ局、保障措置局、エネルギー局や CTBTO等において、大学で学んだ原子力安全・核セキュリティ・保障措置/核不拡散に関する実務を通じて、本分野において重要な国際的な実践性を育成する。
  - 派遣者の選定方法として、希望者に対し選抜試験を実施する。派遣終了後の成果・効果の評価は、業務や研究の達成度の評価にインターンシップ受入先担当者の評価を加え、総合的に評価する。

2018年度実施状況(3Sインターンシップ科目群)

国外インターンシップ
Overseas Internship

- ❑ 実施の様子 (2018年度 3・4Q 想定)派遣者：2名 (6ヶ月, 3ヶ月それぞれ1名)

▶ **派遣先1** : IAEA 原子力安全・セキュリティ局・安保調整室
The Programme and Strategy Coordination Section (PSCS)

内容：PSCSのメンバーと協力して核セキュリティ活動に関する様々なデータベース整備のための技官の幅広いサポートを行う。例えば統合核セキュリティ支援計画 (Integrated Nuclear Security Support Plan: INSSP)に似たデータベースの構築をサポートする。幅広い活動内容(様々な形式)のデータベースの構築と検証を国際組織で実務経験する。

2018年度実施状況(3Sインターンシップ科目群)

国外インターンシップ
Overseas Internship

❑ 実施の様子 (2018年度 3・4Q 想定)派遣者：2名 (6ヶ月, 3ヶ月それぞれ1名)

▶ **派遣先2** : IAEA 原子力安全・セキュリティ局・安保調整室
The Network Management and Partnership Section (NMPS)

内容：国家原子力規制当局と産業界に技術的・科学的支援を提供するTechnical and Scientific Support Organizations (TSOs) が主催する原子力安全と核セキュリティについての国際会議をサポートする業務。またグローバルな組織団体による原子力安全のトレーニングや教育情報を扱うGlobal Education and Training Resource (GETR)プロジェクトのサポートを行う。

まとめ

- 東京工業大学は、2017年より原子力規制人材育成事業「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」を遂行し、「核セキュリティ・保障措置を理解し 3Sを俯瞰・主導できる人材」の育成を目指している。

- 2018年度に実施した、本事業で拡充・設置した講義・実習・インターンシップ科目の概要を説明し、進捗状況を報告した。
  - ➢ 3S講義科目
    - ✓ 核不拡散・核セキュリティ学概論 履修者 10 名
    - ✓ 核時代の国際政治と核不拡散 履修者 32名
    - ✓ リスク評価と管理 履修者19名
  - ➢ 3S実習科目
    - ✓ 核不拡散・核セキュリティ学実習 履修者 10名
    - ✓ 放射線災害対応実習 履修者 8 名 ＋外部2名参加
  - ➢ 3Sインターンシップ科目
    - ✓ 国内インターンシップ (核物質管理センター) 履修予定者数 7名
    - ✓ 国外インターンシップ (IAEA 原子力安全・セキュリティ局安全・安保調整室) 派遣者 2名 (6ヶ月 1名, 3ヶ月1名)

お問い合わせ
東京工業大学 環境・社会理工学院
原子力規制人材育成事業推進グループ
住所 ： 〒152-8550 東京都目黒区大岡山2-12-1 N1-4
電話 ： 03-5734-2384
メール： kiseijinzai-admin@ne.titech.ac.jp
URL ： http://www.ne.titech.ac.jp/kiseijinzai

ご清聴ありがとうございました

第39回 日本核物質管理学会年次大会

東工大における原子力規制人材育成プログラム「原子力安全・核セキュリティ・保障措置教育の体系化と実践」(3) 放射性物質環境動態実習

韓治暎、江幡修一郎、相楽洋、竹下健二、松本義久、千葉敏
古野朗子*、永井晴康*

東京工業大学 Tokyo Institute of Technology　*　JAEA

2018年11月21日　東京大学

原子力規制人材育成

東京工業大学は、

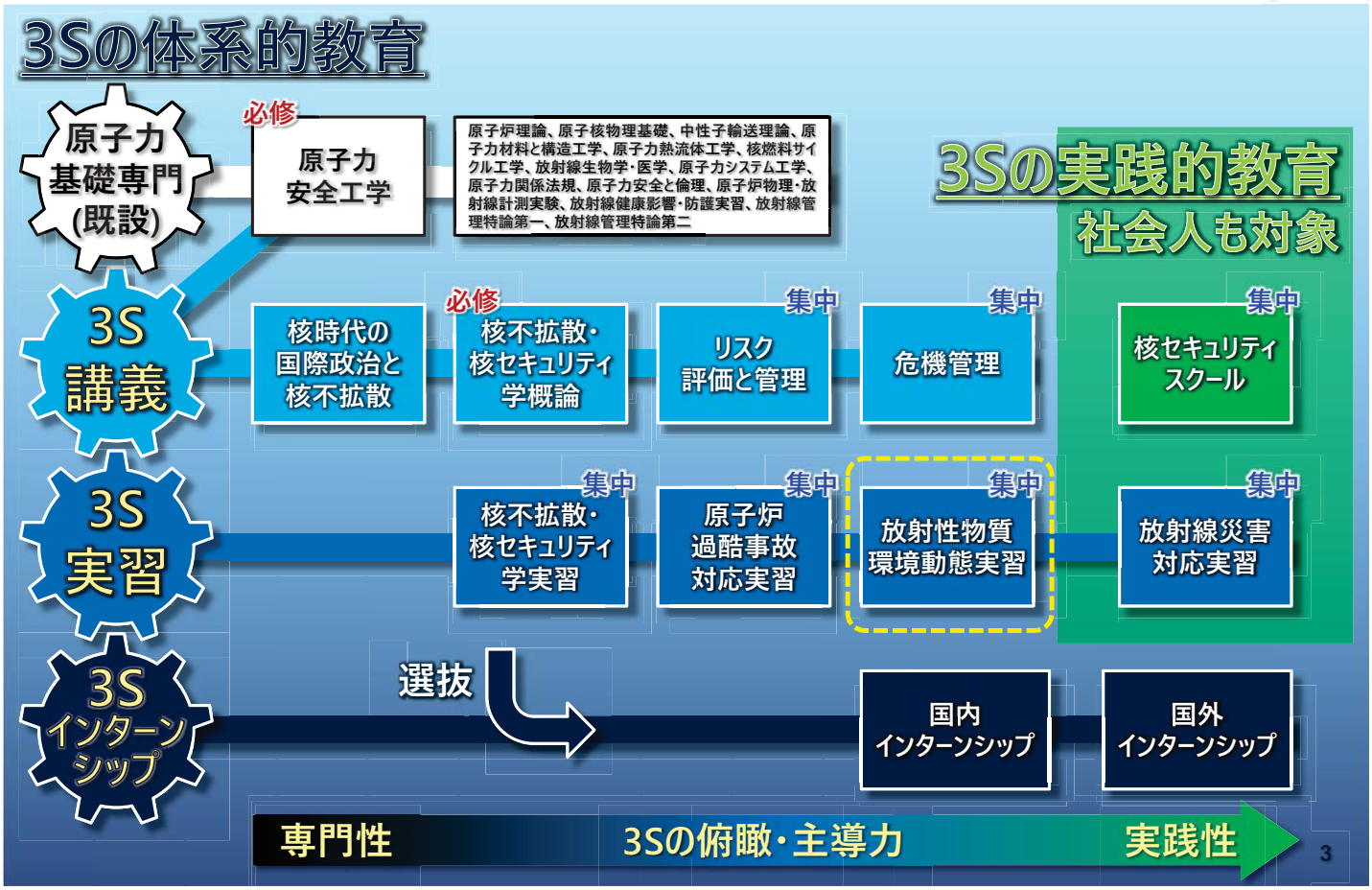
核セキュリティ・保障措置を理解し、3Sを俯瞰・主導できる人材

を育成するために既設の原子力基礎専門科目に加え、

- 核セキュリティ・保障措置の講義・実習科目
  ➡ 3S 専門性
- 3S 個々の範囲を超越した事象への対応実習科目
  ➡ 3S 俯瞰・主導力
- インターンシップ科目
  ➡ 3S 実践性

を拡充・新設

カリキュラム

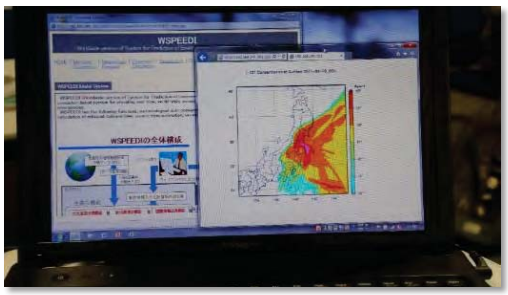


背景

放射性物質環境動態実習

Environmental Dynamics of Radioactive Material

- ❑ WSPEEDI-II システムを用いた放射性物質の大気拡散の実習
  - WSPEEDI-II (世界版緊急時環境線量情報予測システム第2版: Worldwide version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information version II)
  - 2013年 日本原子力研究開発機構 原子力人材育成センターで実施
  - 2014年 東京工業大学に WSPEEDI-II システムを構築 (大学で唯一)



Source : http://www.dojo.titech.ac.jp

  - 2017年 WSPEEDI-II 更新版 (Ver. 2.10) 設置

実習概要

放射性物質環境動態実習

Environmental Dynamics of Radioactive Material

- 放射性物質の小規模及び大規模の大気拡散の特性を定量的に理解・計算・評価する能力を養い、核テロ及び原子力事故等に起因する原子力災害時素早く対応ができる人材の育成を目的としている。
- 大気拡散のプルームモデルを用いた小規模大気拡散の簡易計算、緊急時現地で素早く拡散評価が可能な計算コードを使った計算・比較、環境線量情報予測システムを使った大規模大気拡散シミュレーション等の実習を行う。
- 講義では、放射性物質放出、大気拡散モデル、水環境動態、生物影響、原子力災害規制体制等を学習し、実習では、妨害破壊行為やRDDの使用等の核セキュリティ事案発生による放射性物質の小規模拡散から原子力発電所事故等による大規模拡散までを含めた環境動態を学習する。

授業計画

2019年度 3Q 夏季集中：8月下旬 ~ 9月上旬

- 1日目 講義
  - 第 1 回　原子力事故と放射性物質放出
  - 第 2 回　大気拡散環境動態モデル
  - 第 3 回　水環境動態一般
  - 第 4 回　放射性物質の生物影響
  - 第 5 回　原子力災害規制体制
- 2日目 実習 1：核テロによる放射性物質の拡散
  - 第 6 回　プルームモデルを用いた大気拡散簡易計算法
  - 第 7 回　核テロシナリオ設定と放射性物質の大気拡散簡易計算
  - 第 8 回　緊急時対応放射性物質の大気拡散簡易計算コードの使用法 (1)
  - 第 9 回　緊急時対応放射性物質の大気拡散簡易計算コードの使用法 (2)
- 3日目 実習 1：核テロによる放射性物質の拡散 (継続)
  - 第10 回　簡易計算コードを用いた放射性物質の大気拡散計算 (1)
  - 第11 回　簡易計算コードを用いた放射性物質の大気拡散計算 (2)
  - 第12 回　計算結果の比較分析・評価 (1)
  - 第13 回　計算結果の比較分析・評価 (2)

授業計画

2019年度 3Q 夏季集中：8月下旬 ~ 9月上旬

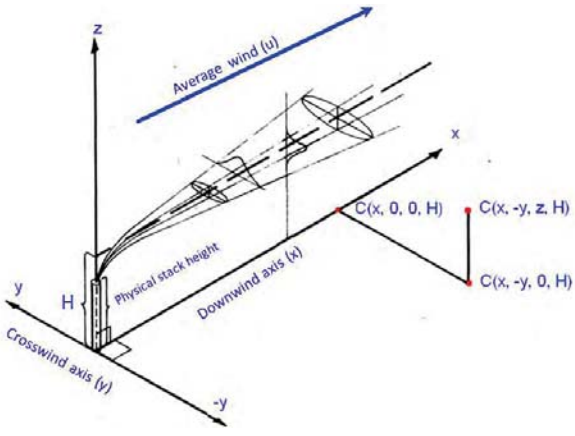
- **4 日目　実習 2：原子力発電所事故による放射性物質の拡散**
  - 第14 回　環境線量情報予測システムの使用法 (1)
  - 第15 回　環境線量情報予測システムの使用法 (2)
  - 第16 回　基準シナリオ (福島原子力発電所事故) の放射性物質の拡散計算 (1)
  - 第17 回　基準シナリオ (福島原子力発電所事故) の放射性物質の拡散計算 (2)
- **5 日目　実習 2：原子力発電所事故による放射性物質の拡散 (継続)**
  - 第18 回　各自シナリオ (気象条件変更) の放射性物質の拡散計算 (1)
  - 第19 回　各自シナリオ (気象条件変更) の放射性物質の拡散計算 (2)
  - 第20 回　計算結果の比較分析・評価 (1)
  - 第21 回　計算結果の比較分析・評価 (2)
- **6 日目　発表・議論**
  - 第22 回　発表・議論 (1)
  - 第23 回　発表・議論 (2)

核テロによる放射性物質の拡散

大気拡散簡易計算

- プルームモデル
  - Gaussian Model

$$C(x,y,z,H) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right] \times \left\{exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2\right] + exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2\right]\right\} \times exp\left[-\frac{\lambda x}{u}\right] DF(x)$$



Source : HotSpot Health Physics Codes Version 3.0 User's Guide, LLNL-SM-636474, 2014

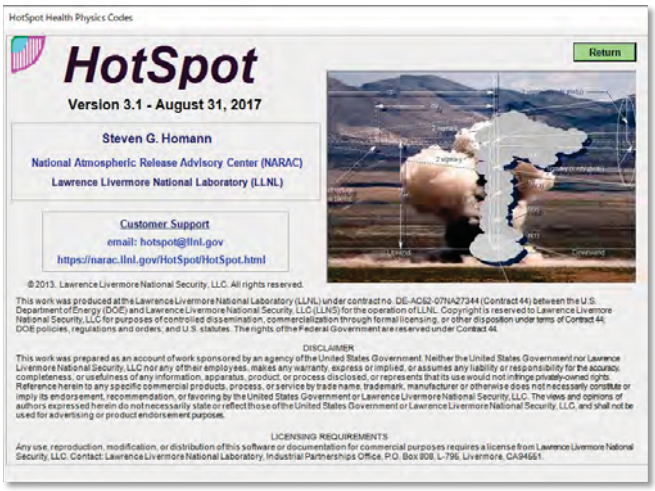
- 核テロシナリオ設定
  - RDD; Dirty Bomb, …
  - Sabotage; Transportation Operations, …
- 大気拡散簡易計算

核テロによる放射性物質の拡散

HotSpot 計算

❑ コード概要

- 米国 DOE の支援を受け、LLNL が1985年に開発、1988年以来配布
  - ▸ 現在の DOE Version: 2.07.1 / 最新版: 3.1 (2017年)
- Windows OS システム基盤
  - ▸ 緊急時対応者及び緊急時対応計画者が、現地に携行可能で素早く放射性物質の拡散を評価



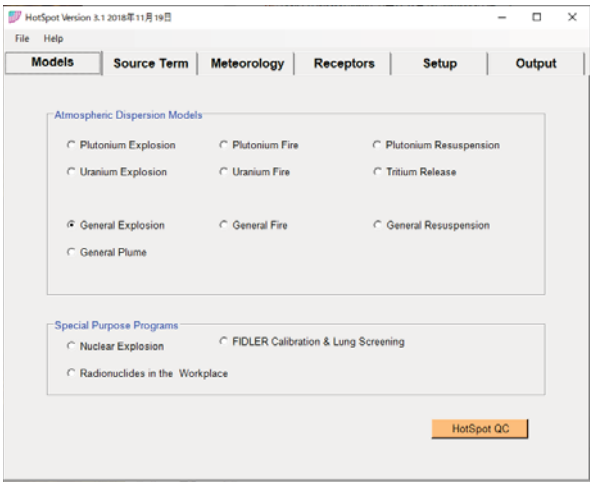
Source : https://narac.llnl.gov/hotspot

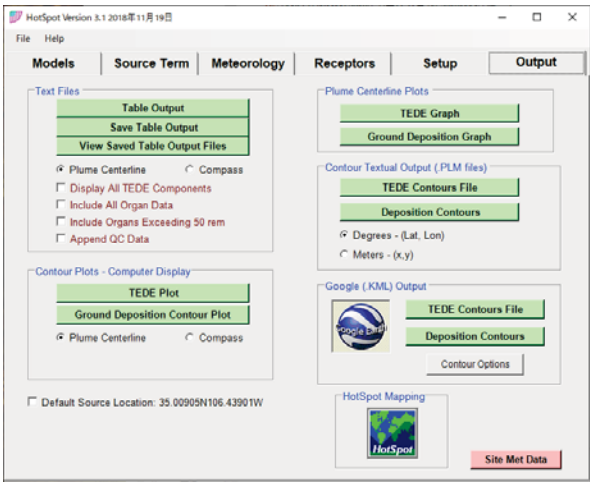
核テロによる放射性物質の拡散

HotSpot 計算

❑ コード概要

- 近距離 (10 km 未満)、短時間 (数時間未満)
  - ▸ 迅速かつ保守的な評価
- Atmospheric Dispersion Models
- Special Purpose Programs
- Google Earthのグローバルマップに表示

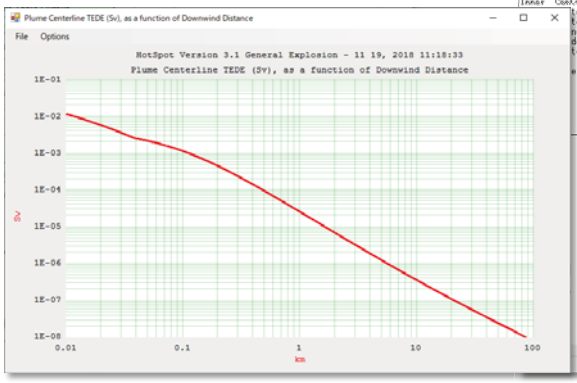


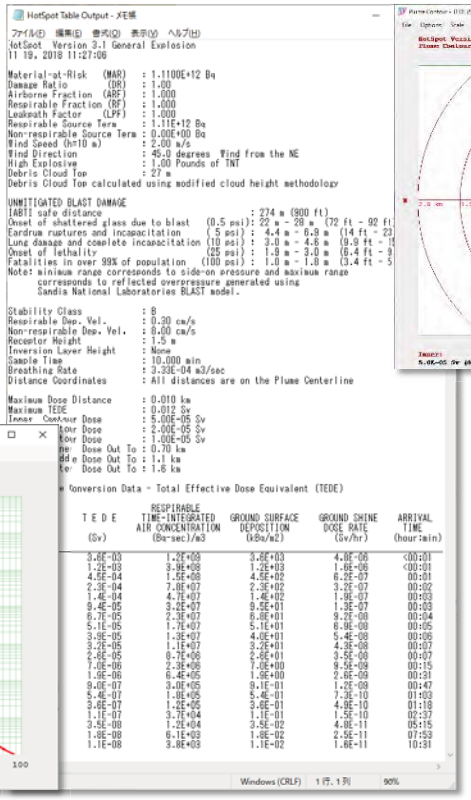


核テロによる放射性物質の拡散

HotSpot 計算

- ❑ 大気拡散計算
  - 同一核テロシナリオ
  - RDD, Sabotage, …
- ❑ 計算結果の比較分析・評価
- ❑ 課題 (➡ 議論)
  - 緊急時住民避難の所要時間
  - 住民保護対策の範囲
  - …





NPP事故による放射性物質の拡散

WSPEEDI-II 計算

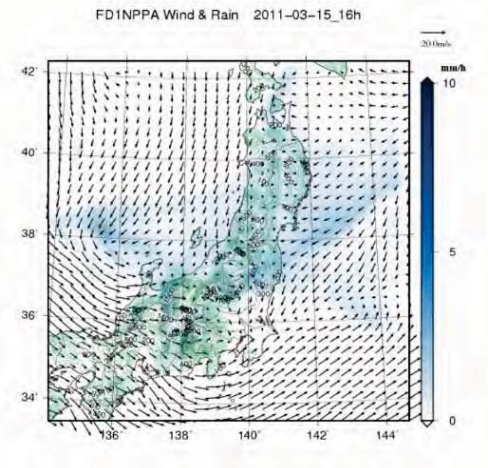
- ❑ コード概要
  - WSPEEDI-II の2017年更新版 (Ver. 2.10)
  - 従来の WSPEEDI-II (Ver.2.00) で利用していた大気力学モデル MM5 (The 5th-Generation Penn State/NCAR Mesoscale Model) を次世代モデル WRF (Weather Research and Forecasting) モデルに置き換え、それに応じて拡散モデル GERN を修正
  - 従来版では OS 等の動作環境によってインストール等が困難になってきたが、更新版では最新の動作環境に対応するとともに、インストール、使用方法、計算結果の可視化等が簡便化され、ノートパソコンでもインストールや動作が可能
  - 気象データ
    - ▸ 京都大学で公開されてる On-line データーを利用
      http://database.rish.kyoto-u.ac.jp/arch/jmadata/data/gpv/original

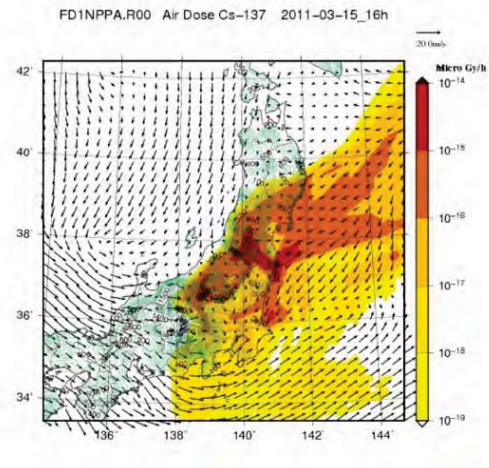
NPP事故による放射性物質の拡散

WSPEEDI-II 計算

: 基準シナリオ (福島原子力発電所事故時気象条件)

- ❑ Accident Source Terms
  - Cs-137, I-131, Xe-133, …
  - A Continuous Unit Release in 1 Bq/h for 1 Week
- ❑ 放射性物質の拡散計算
  - Dispersion, Dry & Wet Deposition, Public Exposure, …



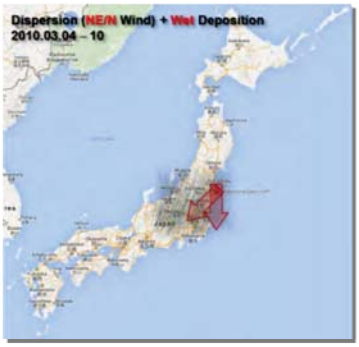


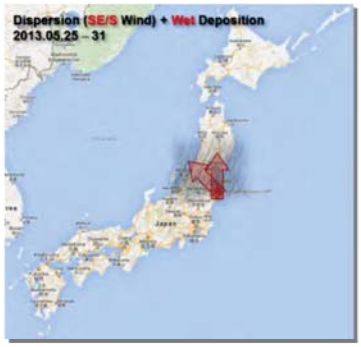
NPP事故による放射性物質の拡散

WSPEEDI-II 計算

: 各自シナリオ (気象条件変更)

- ❑ シナリオ (気象条件)





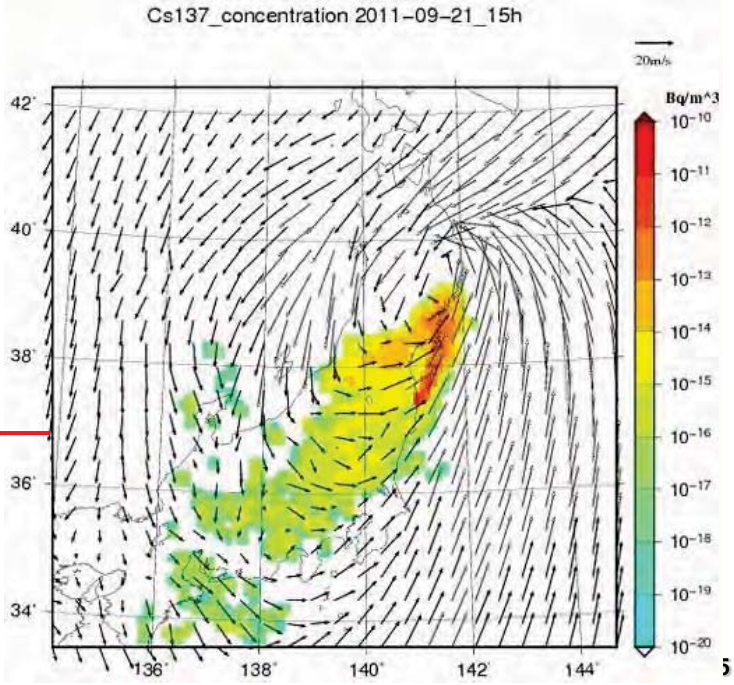
NPP事故による放射性物質の拡散

WSPEEDI-II 計算

: 各自シナリオ (気象条件変更)

❑ 放射性物質の拡散計算

- 例: 台風 (2011.9.20-26)



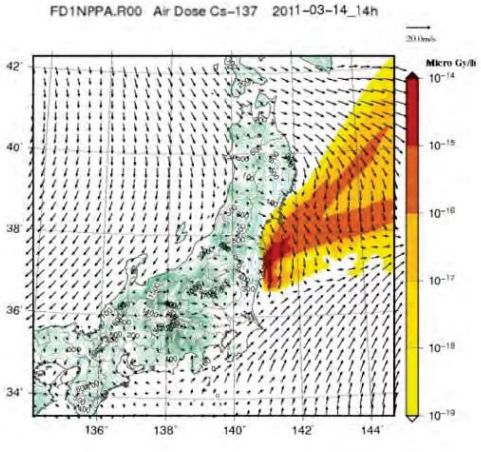
NPP事故による放射性物質の拡散

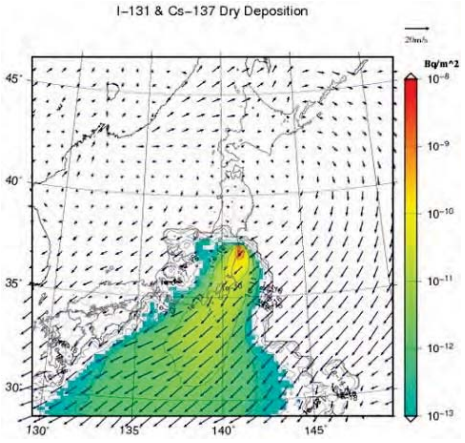
WSPEEDI-II 計算

: 各自シナリオ (気象条件変更)

❑ 計算結果の比較分析・評価

- 例: 基準シナリオ vs. NE/N Wind + Rain





❑ 課題 (➡ 議論)

- Uncertainties
- …

結論

原子力規制人材育成

- 東京工業大学は、核セキュリティ・保障措置を理解し、3Sを俯瞰・主導できる人材を育成するために既設の基礎科目に加え、3S専門科目を拡充・新設、体系的かつ実践的な教育カリキュラムを構築
  - 3S 講義科目、3S 実習科目、3S インターンシップ科目
- 3S 実習科目は、実習や実験を通じて更に3Sを体系的に理解する為に開設
  - 「核不拡散・核セキュリティ学実習」
  - 「放射線災害対応実習」
  - 「原子炉過酷事故対応実習」
  - 「放射性物質環境動態実習」
- 「放射性物質環境動態実習」は、放射性物質の小規模及び大規模の大気拡散の特性を定量的に理解・計算・評価する能力を養い、核テロ及び原子力事故等に起因する原子力災害時素早く対応ができる人材の育成を目的として、2019年度開講 (集中講義)

核燃料施設におけるセキュリティ対策
(1)内部脅威対策としての個人の信頼性確認

2018年11月21日（水）

国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構（JAEA）
安全・核セキュリティ統括部　核セキュリティ・保障措置課

山田　博之
河野　壮馬、田崎　隆、小島　順二、北尾　貴彦、中村　仁宣

1. 目次

◆個人の信頼性確認制度の導入
◆内部脅威とは
◆個人の信頼性確認の意義
◆内部脅威対策の組み合わせの重要性
◆個人の信頼性確認の審査の流れ
◆個人の信頼性確認制度導入に当たっての課題と対応
◆まとめ

2. 個人の信頼性確認制度の導入

平成28年9月の使用済燃料の再処理の事業に関する規則等の一部を改正する規則等において、内部脅威対策の強化を目的に、個人の信頼性確認制度の導入が定められた。JAEAにおいては、平成29年11月から運用を開始している。

個人の信頼性確認の対象者

- 重要区域へ単独で立ち入ることを認める証明書等の発行を受けようとする者
- 核物質防護秘密の取り扱いを認める指定を受けようとする者

個人の信頼性確認

- 妨害破壊行為等を行うおそれがあるか否か
- 核物質防護秘密の取り扱いを行った場合にこれを漏らすおそれがあるか否か

→ 確認

～JAEAの個人の信頼性確認制度導入施設～

再処理廃止措置技術開発センター

高速増殖原型炉もんじゅ

新型転換炉原型炉ふげん

3. 内部脅威とは

「内部脅威」とは、外部からの侵入や攻撃を意味する「外部脅威」に対して、原子力施設内部で働く従業員等による不正行為等により生ずる核物質防護上の脅威を指す。

～国内外の内部脅威事例～

2007年11月 アメリカ	2012年8月 スウェーデン	2013年12月 日本
ベルデ発電所で、従業員が偽物のパイプ爆弾を持ち込もうとして逮捕	リングハルス原子力発電所でフォークリフトの下部に仕掛けられた爆発物を発見	原子燃料工業（株）熊取事業所の分析室（重要区域内）にあった白金製試料皿（40個）の所在不明（潜在的な内部脅威が否定できない）

原子力事故が発生した場合には・・・

- 社会的影響
- 事業者の信頼失墜
- 事故復旧や信頼回復までの時間や資源の浪費

内部脅威も実際に起こり得ることであるため、存在を認識し対策を講じることが必要

4. 個人の信頼性確認の意義

個人の信頼性確認制度の導入により、対象者に対する事前確認が実施されることになる。

従前

従業員

確認項目
- ✓ 業務上の必要性
- ✓ 教育の受講

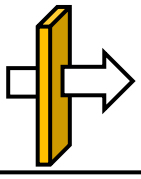
➢ 重要区域等への単独入域
➢ 核物質防護秘密の取り扱い

内部脅威対策例・・・
- □ 核セキュリティ文化醸成
- □ 2人ルールの適用
- □ 鍵管理の徹底　など

制度導入後

従業員

確認項目
- ✓ 業務上の必要性
- ✓ 教育の受講



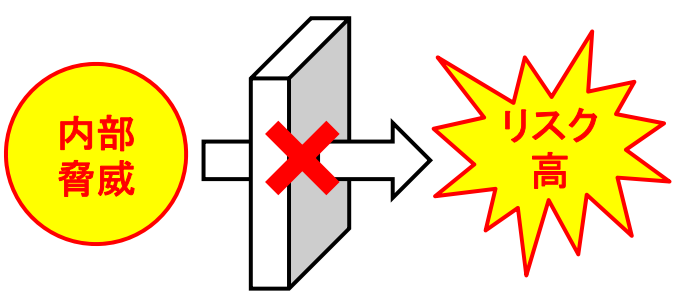
➢ 重要区域等への単独入域
➢ 核物質防護秘密の取り扱い

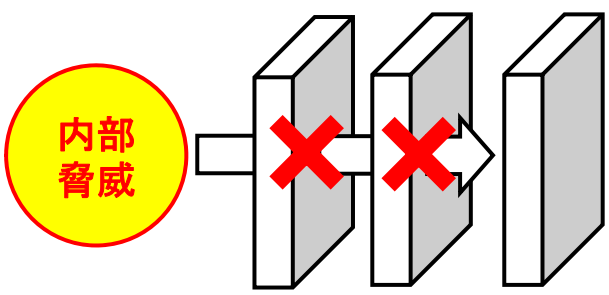
個人の信頼性確認 ＋
- □ 核セキュリティ文化醸成
- □ 2人ルールの適用
- □ 鍵管理の徹底　など

重要区域等への単独入域を認める者に対する事前確認の実施により、
内部脅威リスクの低減が期待される。

5. 内部脅威対策の組み合わせの重要性

個人の信頼性確認制度の導入により**内部脅威リスクの低減が期待**される。
しかし、如何に有効な防護措置であっても単独の措置であれば、その1つの措置を破られるだけで妨害破壊行為に至ってしまう。





リスク
低

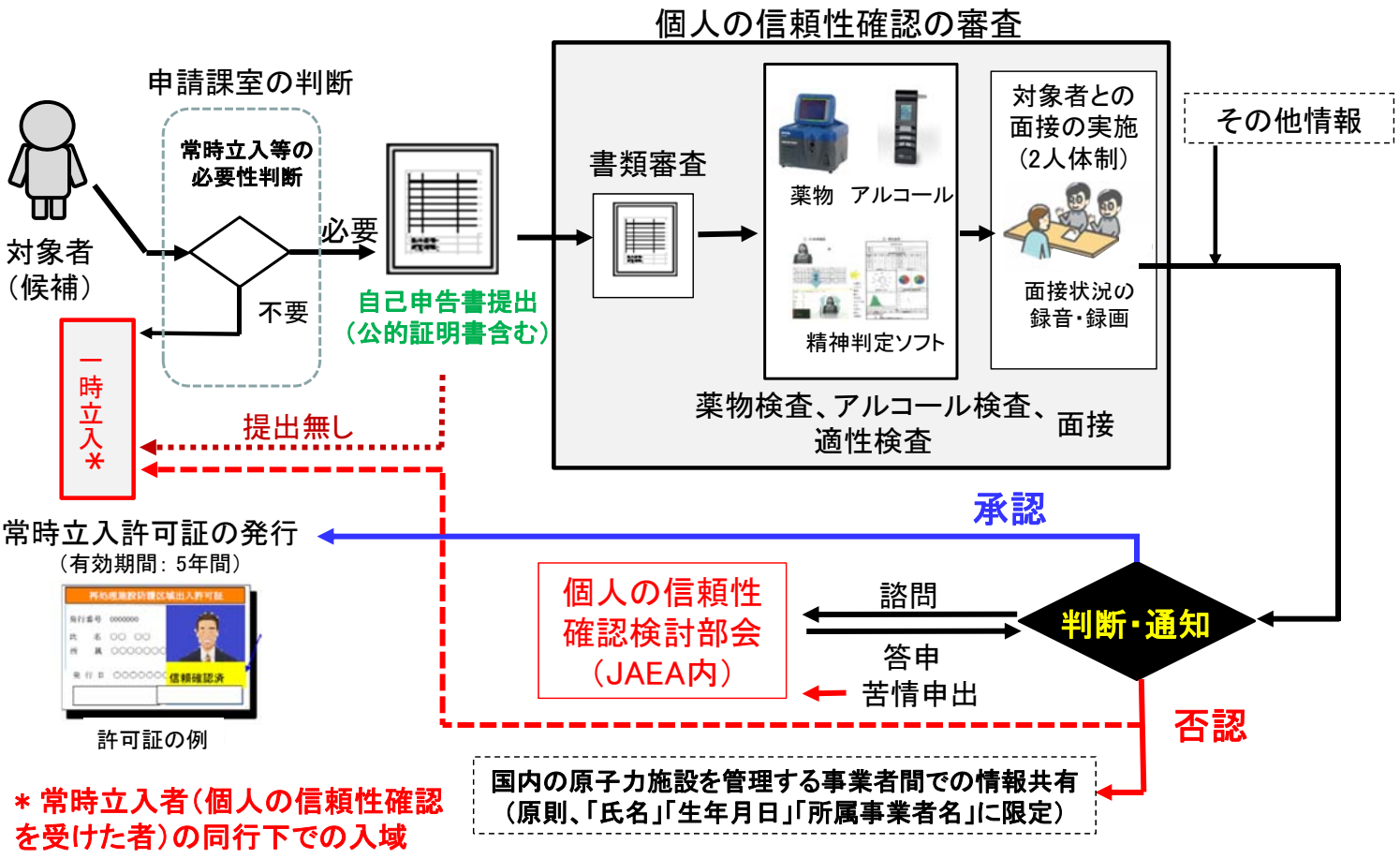
従前からの内部脅威対策

単独の防護措置

個人の信頼性確認 ＋ 核セキュリティ文化醸成
2人ルールの適用
鍵管理の徹底　など

効果的な核物質防護措置を構築するためには、**個人の信頼性確認だけではなく**、これまで講じられてきた**内部脅威対策**との**組み合わせが重要**である。

6. 個人の信頼性確認の審査の流れ



＊常時立入者（個人の信頼性確認を受けた者）の同行下での入域

7. 個人の信頼性確認の自己申告事項等

対象者に提出を求める自己申告書の項目と公的証明書（青字）は以下の通り。

① 氏名・国籍・生年月日 （免許証、パスポート及び住民票記載事項証明書等）
② 住所及び居所 （上記証明書、公共料金領収書等（居所の確認））
③ 所属する法人及び部署
④ 学歴・職歴
⑤ 原子力施設での勤務経験を有する場合にあっては、その職務内容
⑥ 海外渡航歴 （パスポート）
⑦ 犯罪及び懲戒の経歴、特定核燃料物質の防護に関連する懲戒の経歴
⑧ 後見人の登記及び破産手続開始の決定の有無
（身分証明書（自己破産等の証明））
⑨ 精神疾患の有無
⑩ アルコール及び薬物の影響の有無
（アルコール及び薬物検査または医師の診断書）

自己申告書の提出に際して、以下についての誓約を求める。

① 外国による特定核燃料物質の防護を妨げる行為及びテロとの関連が無いこと
② 暴力団との関連が無いこと
③ 申告事項に虚偽が無いこと
④ 法令遵守及び秘密保持に関すること

参照：原子力規制委員会告示第8号

8. 個人の信頼性確認の判断基準

以下の6項目のいずれかに該当する場合、原則として、個人の信頼性確認の結果は否認としている。

① 自己申告、証明書類と面接での応答等に整合が無く、身分や経歴等、自己申告事項を偽っていると認められる場合

② 破産者で復権を得ないものなど、経済的に極めて困窮していると認められる場合

③ テロリズムその他の犯罪行為を行うおそれがある団体及び暴力団その他の悪意ある外部者との日常的な接触が認められる場合

④ 事理を弁識する能力が十分でないと認められる場合

⑤ 施設・設備の損壊や防護情報の漏えいを意図的に行うなど、過去に核物質防護上の重大な非違歴を有している場合

⑥ その他総合的に勘案して妨害破壊行為等を行うおそれ又は特定核燃料物質の防護に関する秘密の取扱いを行った場合にこれを漏らすおそれが高いと判断される場合

参照：平成28年9月21日原規放発第1609073号
原子力規制委員会決定　原子力施設における個人の信頼性確認の実施に係る運用ガイド

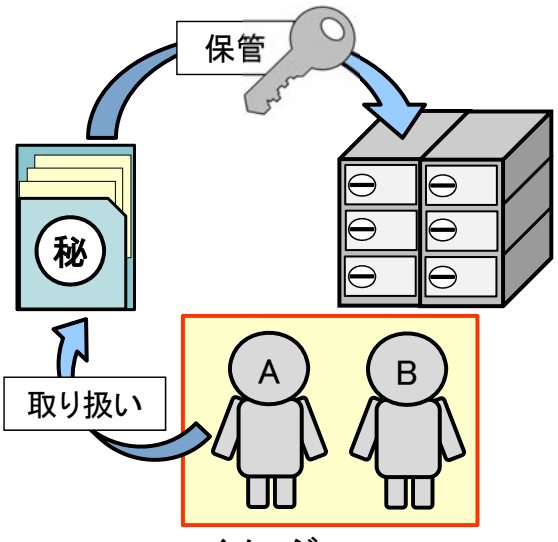
9. 導入に当たっての課題①

課題①　情報管理の方法

個人の信頼性確認制度の運用に当たっては、個人情報と核物質防護情報の双方を取り扱うこととなる。そのため、具体的に情報を取り扱うに際して、双方の情報管理方法を考慮する必要がある。

課題①への対応

① 個人情報の目的外利用の禁止
② 個人情報の利用に当たっての事前同意の実施
③ 核物質防護情報としての厳格な管理
④ 情報を取り扱う際には2人ルールを適用
⑤ 情報の管理に係る教育を徹底　　など



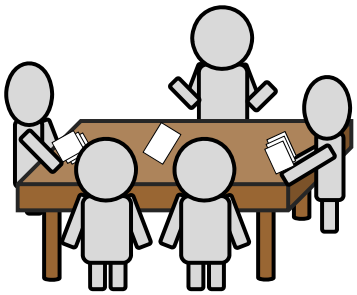
～イメージ～

個人情報保護法や核物質防護上の情報管理を考慮した対応により、
個人の信頼性確認に関する情報を厳格に取り扱うこととした。

10. 導入に当たっての課題②－1

課題②　苦情の申出等に係る受け皿の整備

個人の信頼性確認の結果等について、対象者から苦情の申出があった場合の体制の整備が求められていることから、苦情の申出等に係る対応を行う受け皿を設置する必要がある。



課題②への対応

核物質防護管理者を中心に、事務部門（人事や法務など）を交えた第3者的地位の者を組み込んだ組織として「個人の信頼性確認検討部会」を設置。

～審議事項～

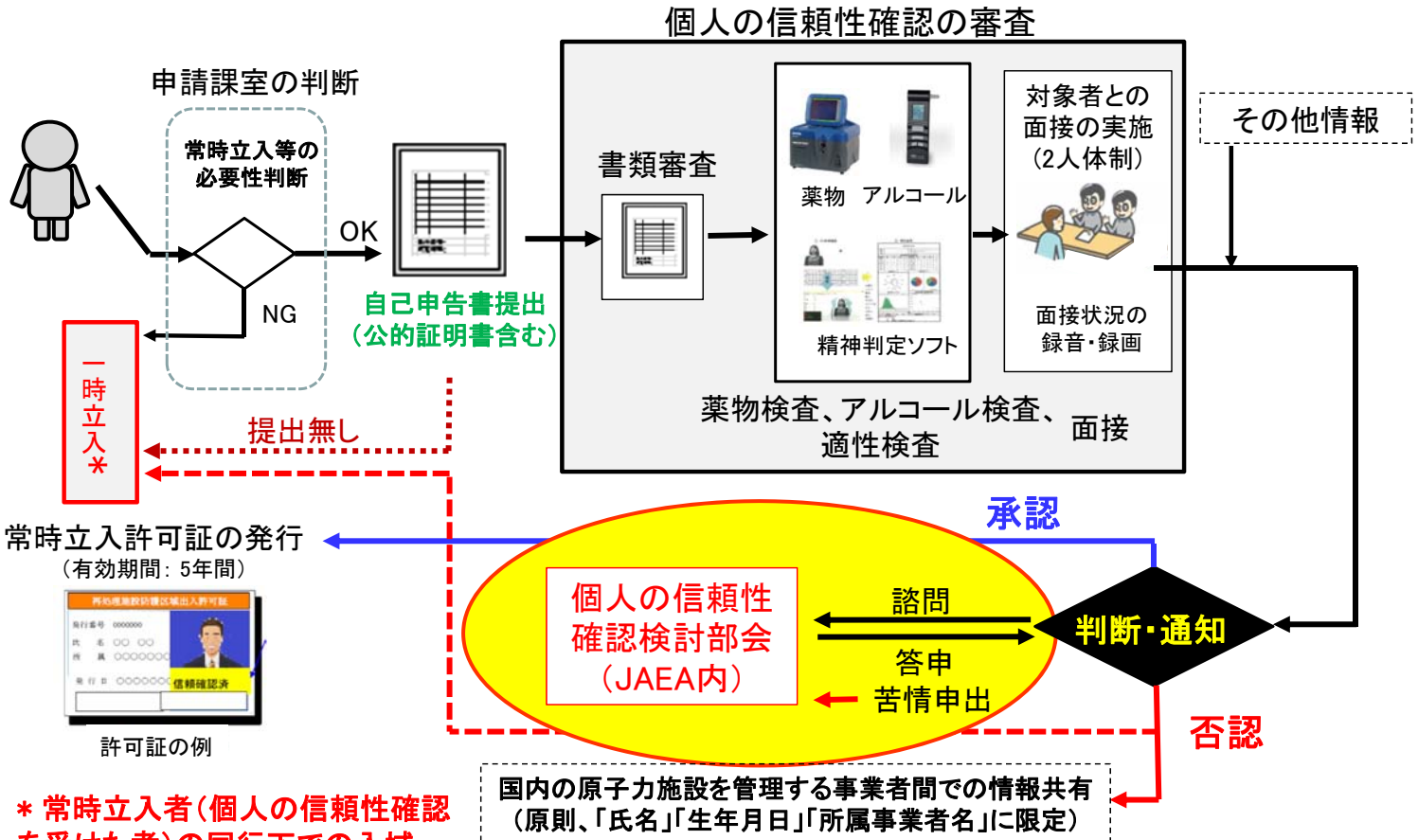
- 結果に係る苦情申出に関する事項
- 判断の基準に関する事項
- その他個人の信頼性確認に関する事項

～対象者への公平性の考慮～

A施設における苦情の申出に係る審議について、A施設の核物質防護管理者は審議に参加することを禁じている。

構成員や該当施設の核物質防護管理者の審議への関与について考慮することにより、対象者への公平性も考慮した第3者組織を整備した。

10. 導入に当たっての課題②－2



＊常時立入者（個人の信頼性確認を受けた者）の同行下での入域

11. 導入に当たっての課題③－1

課題③　理解促進活動

個人の信頼性確認制度を導入するに当たって、適切な運用を図るためには従業員の理解と協力が必要である。

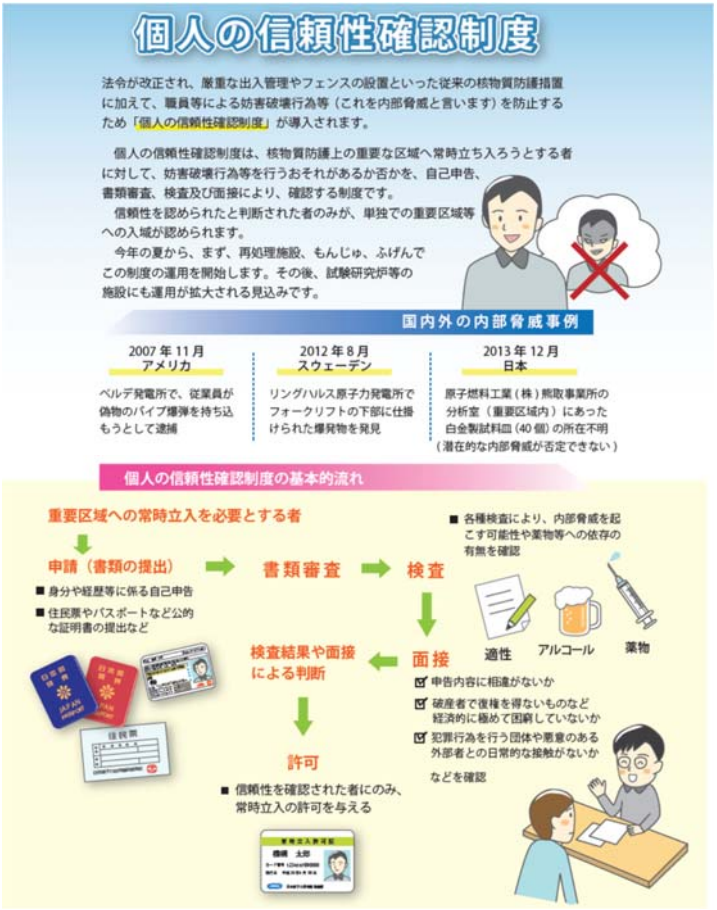
課題③への対応

個人の信頼性確認制度導入への理解や機微な個人情報の提出を求めることから、従業員向けに以下の理解促進活動を行った。

① 広報誌へのお知らせ掲載
② 対象施設におけるポスター掲載
③ 説明会の開催

～①広報誌へのお知らせ掲載内容～

- ✓ 個人の信頼性確認制度の導入の背景と対象となる施設・対象者の説明
- ✓ 国内外の内部脅威事例の紹介
- ✓ 個人の信頼性確認の実施概要の紹介



11. 導入に当たっての課題③－2

～②対象施設におけるポスター掲載による啓蒙・核セキュリティ文化醸成活動～

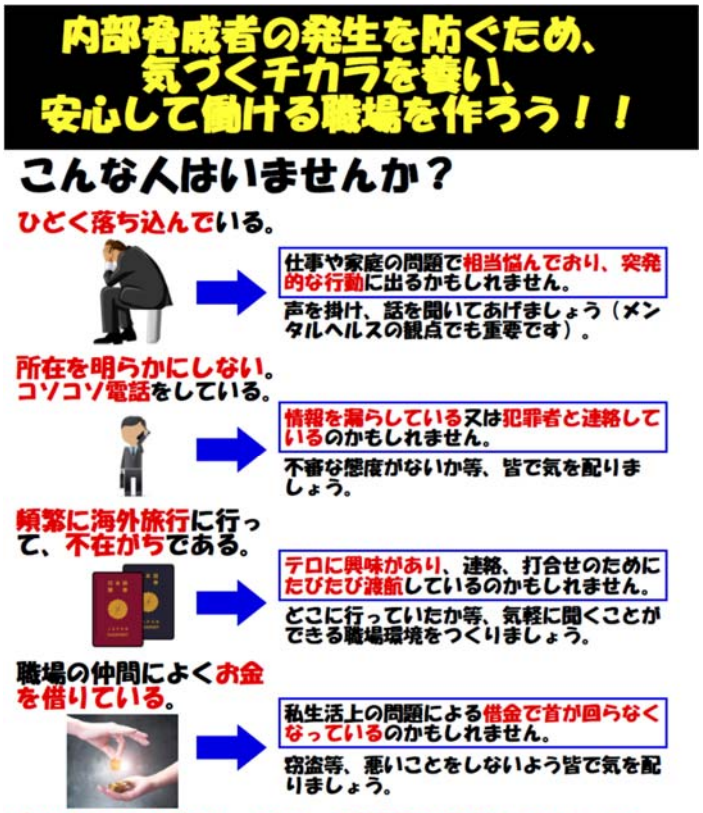
～目的～

① 個人の信頼性確認制度への理解促進
② 掲載された（普段と異なる）状況に対して感受性を高める
③ 風通しの良い職場を構築

～内容～

- ✓ 内部脅威発生を予防する呼び掛け
- ✓ 内部脅威者になり得る者の特徴例示
- ✓ 発生し得る内部脅威事案の例示
- ✓ 気が付いた際の対応例の紹介

従業員の十分な理解が得られるよう、広報誌へのお知らせ掲載やポスター掲示、説明会の開催を通して、個人信頼性確認制度導入に関する理解促進活動を実施した。



12. 導入に当たっての課題④

課題④　対象者の定期的な状況確認

個人の信頼性確認の**有効期間は5年間**である。そのため、有効期間内に**対象者個人の環境が変化**し、**内部脅威者となってしまうおそれ**は否定できないことから、有効期間内であっても**継続的**に**対象者の状況を確認**する必要がある。

課題④への対応

妨害破壊行為に至るおそれの**兆候を把握**するため、所属長から核物質防護管理者へ、対象者の日頃の行動について違和感の有無等を定期的に報告を求める仕組みを構築した。

～イメージ～

日頃から交流のある者でないと、対象者の日々の行動の変化に気が付くことが困難であるため、対象者の所属長に報告を求める仕組みを構築した。

13. まとめ

- 個人の信頼性確認が法制化されて国内の原子力施設では個人の信頼性確認制度が導入され、JAEAでは平成29年11月から運用を開始している。
- 個人の信頼性確認制度の導入により、内部脅威リスクの低減が期待されるが、個人の信頼性確認だけで内部脅威対策を満足する訳ではなく、従前から講じられてきた内部脅威対策の継続・組み合わせが重要。
- 個人の信頼性確認制度を核物質防護措置として新しく導入するに当たって、運用方法に関する検討以外にも解決すべき課題が複数ある。特に対象者からの理解を十分に得ることが重要。
- 個人の信頼性確認制度を導入してから約1年が経過したところであり、継続的に改善を行うことで、実効的な核物質防護措置となるよう努める。

～ご清聴ありがとうございました～

核燃料施設におけるセキュリティ対策
(2) サイバーセキュリティにおける内部脅威対策

Security Measures at Nuclear Fuel Facilities
(2) Internal Threat Countermeasure in Cyber-Security

*河野 壮馬[1], 山田 博之[1], 後藤 敦志[2], 山﨑 勝幸[1], 中村 仁宣[1], 北尾 貴彦[1]
[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, [2]株式会社日立産業制御ソリューションズ
*Soma Kono[1], Hiroyuki Yamada[1], Atsushi Goto[2], Katsuyuki Yamazaki[1], Hironobu Nakamura[1], Takahiko Kitao[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA), [2]Hitachi Industry & Control Solutions, Ltd.

Implementation of effective cyber security methodology by operator' s point of view are discussed. JAEA will continue to improve and strengthen internal threat countermeasure's capability in order to minimize any cyber risks in Tokai reprocessing facilities.

1. 緒言

近年、コンピュータシステムの脆弱性を狙った侵害事例が多発しており、サイバーセキュリティが着目されつつある。これらの侵害事例は原子力施設におけるコンピュータに対しても発生している。実際に、2010 年にイラン核燃料施設において遠心分離機の制御装置のプログラムが Stuxnet によって書き換えられ、遠心分離装置が稼働不能に陥った。この事件は、インターネットに接続していない環境でもコンピュータシステムに対する脅威が存在することを知らしめた。我が国の原子力施設においても核物質防護設備及び施設運転制御設備に複数のコンピュータシステムが用いられている。サイバー攻撃を行う者の可能性として、外部者がネットワークを通じて施設外のコンピュータから実行する「外部脅威」と、内部者が施設内のコンピュータを直接操作して不正行為を実行する「内部脅威」が挙げられる。特に内部脅威となり得る従業員は、施設の豊富な情報やコンピュータの脆弱な部分の知識の他、コンピュータに関する専門的な知識や技術を有していることから、単に高い水準のセキュリティ対策を講じるだけではなく、これら脅威想定を考慮した包括的なセキュリティ対策を講じる必要がある。本発表では、東海再処理施設で実施しているサイバーセキュリティ対策のうち、内部脅威対策を中心に紹介する。

2. サイバーセキュリティに係る東海再処理施設の特徴

サイバーセキュリティ対策は、国際原子力機関(IAEA)による INFCIRC/225/Rev. 5[1]及び Nuclear security Series No. 17[2]に指針として詳細に記述されている。これらの文書によれば、コンピュータシステム毎に制御する役割が異なるため、侵害された場合の影響度合も異なると報告されている。従って、適切な防護措置を施すため、コンピュータシステムを核物質防護上の重要度(セキュリティレベル)に応じてレベル 1 からレベル 4 に分類を行う必要がある。

JAEA 東海再処理施設は、今後、使用済燃料の再処理事業を継続しないことを決定しており、2018 年 6 月 13 日に廃止措置計画が認可された。しかし、当面の期間は施設内に一定量の核物質や放射能を有する廃棄物等が残存した状態となることから、これらの適切な保管管理及び施設の核セキュリティを継続的に維持する必要がある。上記に係るコンピュータシステムが侵害され制御不能に陥る可能性も考えられるため、東海再処理施設においても適切なサイバーセキュリティ対策が求められる。一般的に、図 1 のように原子力発電所の運転制御に係るコンピュータシステムは集中制御されており、基幹ネットワークを通じてインターネットに繋がっている場合が多い。

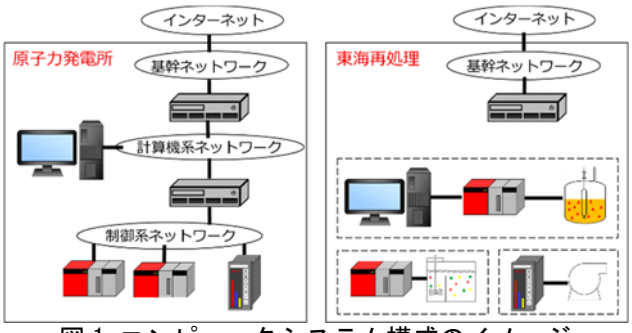


図 1 コンピュータシステム構成のイメージ

一方で、東海再処理施設では、重要度の高いコンピュータシステムはインターネットと繋がっておらず、各々の施設に独立して設置されており互いに物理的に繋がっていないことから、外部脅威によるサイバー攻撃の可能性は極めて低いと

考えられる。従って、主として内部脅威に着目した適切な対策を実現すべく検討を進めている。

3. 内部脅威者によるリスク想定

一般的に内部脅威者とは、原子力施設で働く従業員等であり、不法移転(盗取)又は妨害破壊行為の企図者を指す[1]。内部脅威者は、施設へのアクセス権、工程制御の知識、核物質の存在位置についての情報や核物質防護システムについて把握していることから、以下のリスクを想定したセキュリティ対策を講じる必要がある。

① 侵入検知器等のシステムに詳しい保守業者等が、保守点検の際にセンサーが発報しないようにシステムを書き換える。
② 警備室の出入パスワードを知っている従業員が、他の従業員や外部者に教える。
③ 金銭面や人間関係に不満を持った従業員がウイルスの入った USB メモリをコンピュータに差し込み、プログラムを書き替え核燃料物質を含む溶液を誤移送させる。

4. サイバーセキュリティにおける内部脅威対策

東海再処理施設では、「情報システムセキュリティ計画」(以下、CSP(Cyber Security Plan))を策定し、CSP に基づく各コンピュータシステムの重要度分類(レベル 1－4)及び脅威分析評価を行い、共通の対策に加えてレベルに応じたセキュリティ対策を講じている(図 2)。

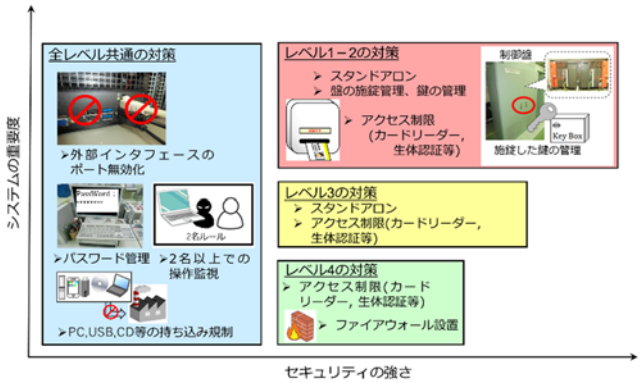


図 2 情報システムの重要度に応じたセキュリティ対策の概要

例えば、2 人ルール適用による設定変更作業の監視、操作者の限定、操作手順書の施錠管理、情報システムを設置した制御盤の鍵管理等が相当する。図 2 に示した以外の対策として、保守業者の適合性確認、コンピュータシステムのフルライフサイクル管理、インシデント発生時の対応フローの検討を行っている。

他のサイバーセキュリティに関わる内部脅威対策として、2017 年 11 月より運用を開始した「個人の信頼性確認制度」による施設の常時立入者等に対する潜在的な内部脅威者の事前確認が挙げられる。また、図 3 に示す核セキュリティ文化醸成推進活動ポスターによる啓蒙活動や机上訓練等を行うことで、核セキュリティ文化醸成活動を推進し、従業員のセキュリティ意識向上を図っている。以上の活動は年間を通じて実施しており、PDCA サイクルにより評価改善を継続している。

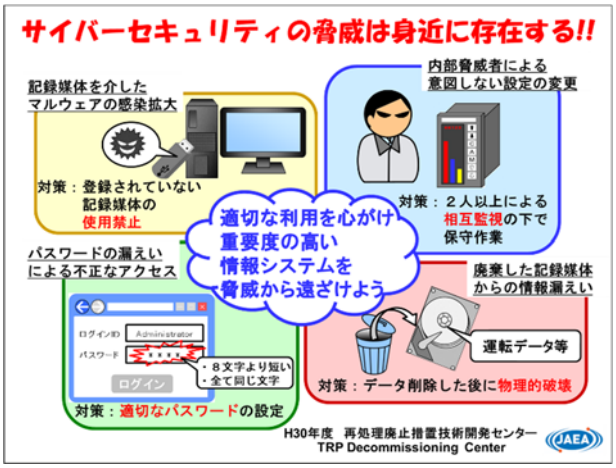


図 3 サイバーセキュリティ対策に係る核セキュリティ文化醸成ポスター

5. 結論

東海再処理施設では、施設の特徴を踏まえ CSP に基づく防護措置を実施することで、内部脅威者によるサイバー攻撃の実行を防止している。また、包括的な内部脅威対策によって、経営層を含む従業員一人一人が脅威の存在を認識し、核セキュリティの重要性を理解することで、内部脅威者の発生を抑止している。以上の対策を行うことで、内部脅威者によるサイバーセキュリティリスクの低減に努めている。

参考文献

[1] International Atomic Energy Agency, Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), Nuclear Security Series No.13, 2011.
[2] International Atomic Energy Agency, Computer security at nuclear facilities (Technical Guidance Reference Manual), Nuclear Security Series No.17, 2011.

防護区域入域における
爆発物検知作業等の改善検討について

A Study of Improvement for Explosives Screening Measures at Inner Area Entrance

日本原燃株式会社
再処理事業部　核物質管理部
外崎 絢菜
日当 翔平、町屋 祐輔、新舘 直樹、青野 洋和

日本原燃株式会社

検討の経緯

2012年の省令改正を受け内部脅威対策が強化され、防護区域入口における持込み点検として、金属探知機および爆発物探知機による点検を実施しており、爆発物探知機については、機器の耐用年数経過から、次期機器への更新検討が必要となった。

当社再処理施設では、防護区域への入域者が多い入口では、最大1000人/h通過する入口があり、慢性的な渋滞が発生している。

核物質防護措置の実施により工場の運営に影響を与える場合もあることから、セキュリティレベルを維持しながらも高いスループットを確保できる**爆発物探知作業の検討を実施する事とした。**

核物質防護措置の概要

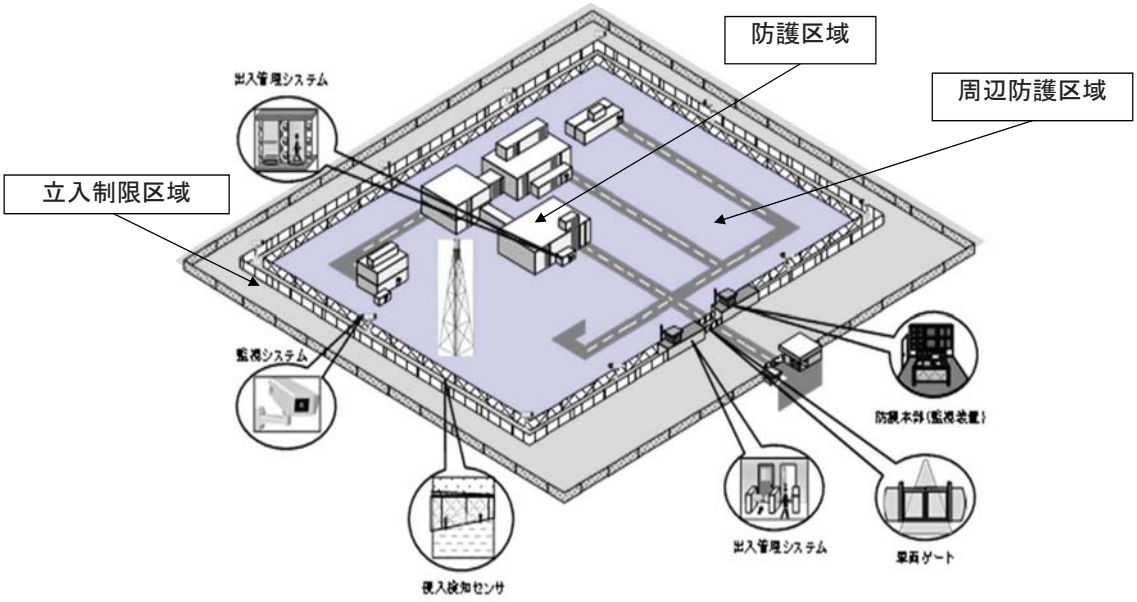
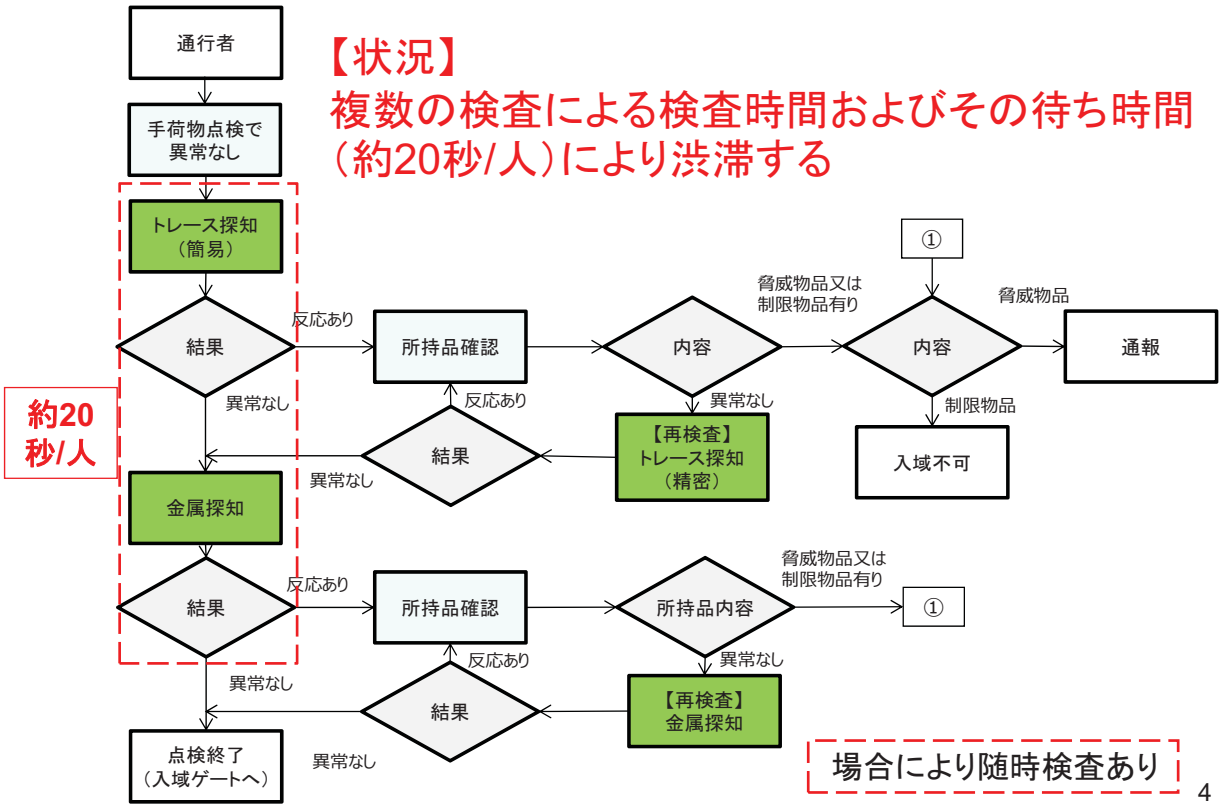


図1　再処理施設の核物質防護概要図

防護区域における持込み点検の状況



【状況】
複数の検査による検査時間およびその待ち時間（約20秒/人）により渋滞する

場合により随時検査あり

渋滞発生原因の評価

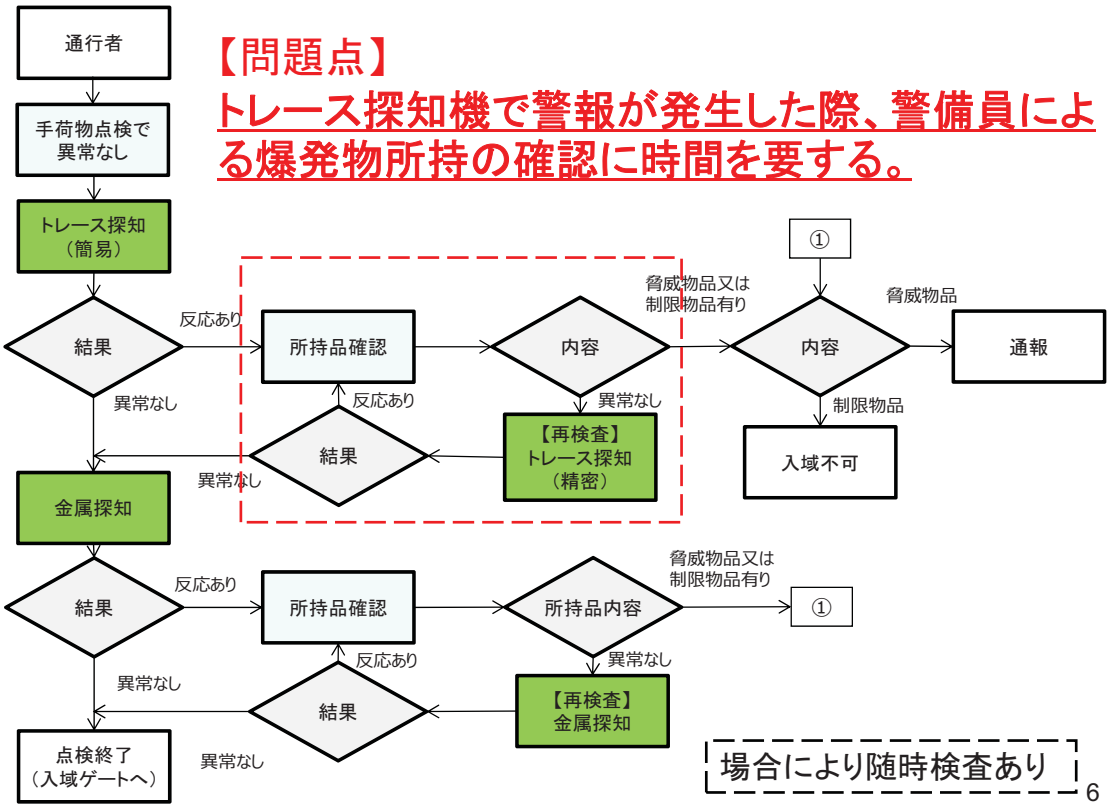
表1　爆発物探知の方法について

		トレース探知	バルク探知	液体物探知	ボディスキャナー
対象		爆発のにおい 指紋、微粒子	爆薬の塊 容器、起爆装置	液体爆薬	衣服の下に隠された爆薬
方法		化学センサ	X線検査 CT	分光法 X線	ミリ波 X線
特徴	メリット	極微量を検知 低誤報率	高処理速度 質量、密度、形状がわかる	飲料と区別 液体物種類	人への検査（爆発物以外にも有効）
	デメリット	手間と時間 絶対量は不明	爆発物特定が不可能 人による判断が必要	容器材質種類に左右	被ばく問題（X線・後方散乱） プライバシー問題

【評価】
サンプリングペーパーによるふき取り式のトレース探知による方法では、検査に時間を要する

その他問題点の抽出

【問題点】
トレース探知機で警報が発生した際、警備員による爆発物所持の確認に時間を要する。



その他問題点の原因

表1　爆発物探知の方法について

		トレース探知	バルク探知	液体物探知	ボディスキャナー
対象		爆発のにおい 指紋、微粒子	爆薬の塊 容器、起爆装置	液体爆薬	衣服の下に隠された爆薬
方法		化学センサ	X線検査 CT	分光法 X線	ミリ波 X線
特徴	メリット	極微量を検知 低誤報率	高処理速度 質量、密度、形状がわかる	飲料と区別 液体物種類	人への検査（爆発物以外にも有効）
特徴	デメリット	手間と時間 絶対量は不明	爆発物特定が不可能 人による判断が必要	容器材質種類に左右	被ばく問題（X線・後方散乱） プライバシー問題

【原因】
トレース探知では、爆発物の成分の特定は可能であるが、爆発物の絶対量（所持）が不明である。

防護区域における持込み点検の改善方針

表1　爆発物探知の方法について

		トレース探知	バルク探知	液体物探知	ボディスキャナー
対象		爆発のにおい 指紋、微粒子	爆薬の塊 容器、起爆装置	液体爆薬	衣服の下に隠された爆薬
方法		化学センサ	X線検査 CT	分光法 X線	ミリ波 X線
特徴	メリット	極微量を検知 低誤報率	高処理速度 質量、密度、形状がわかる	飲料と区別 液体物種類	人への検査（爆発物以外にも有効）
特徴	デメリット	手間と時間 絶対量は不明	爆発物特定が不可能 人による判断が必要	容器材質種類に左右	被ばく問題（X線・後方散乱） プライバシー問題

【改善方針】
→スループット向上と警備員への負担軽減を図るため、検査に手間と時間が掛からず爆発物以外の物品も同時探知し、物品所持の識別が可能なボディスキャナーを導入する

ボディスキャナーの選定

【過去に導入検討したTSA/ECAC※認証品のボディスキャナーの性能状況】

a. 衣服の着用状態による誤報
b. 脅威物品の失報
c. 通過者の動き（静止/回転状態）による検査精度への影響

【市場調査結果による選定品】

→ TSA・ECACは未認証
→ **ウォークスルー型で高いスループット（約8秒/人）**
→ **アクティブミリ波による物品検知**
→ **金属探知機による金属探知**
→ 各探知結果**（探知場所）が表示される**

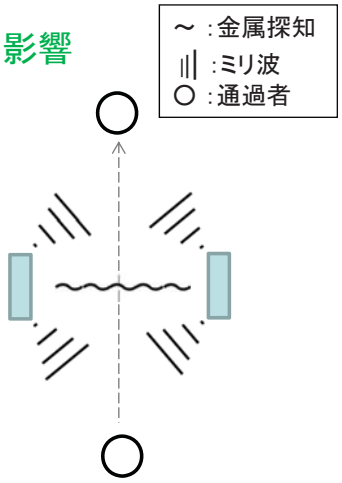


図2　ウォークスルー型
イメージ図

※ TSA：米国運輸保安庁（Transportration Security Administration）
ECAC：欧州民間航空会議（European Civil Avation Conference）

ボディスキャナーの性能評価（1）

【性能試験】

（1）探知性能

・脅威物品および制限物品を検知することを確認する・・・b.
・歩行速度を変化させても物品を確実に検知することを確認する・・・c.

（2）誤発報の確認

入域者の服装や所持品、通行の状態を考慮し、誤報が発生しないかを確認する・・・a.

【検査対象】

・脅威物品（爆発物・起爆装置 ナイフ・銃等）
・制限物品（デジタルカメラ、携帯電話等）

写真1　爆発物着用状況

写真2　検査対象

ボディスキャナーの性能評価（2）

【評価結果】

（1）探知性能評価結果

・脅威物品および制限物品を確実に検知した

・歩行速度の変化により検査結果は変化せず

（極端に歩行速度が速い又は遅い場合は再検査通知）

・以下の場合にて精度が低下した

・側面歩行：検査精度が低下したが検知

・検査エリア外からエリア内への歩行：再検査通知

・しゃがみ歩行：光電センサーを遮断しない場合検知しない

（2）誤発報評価結果

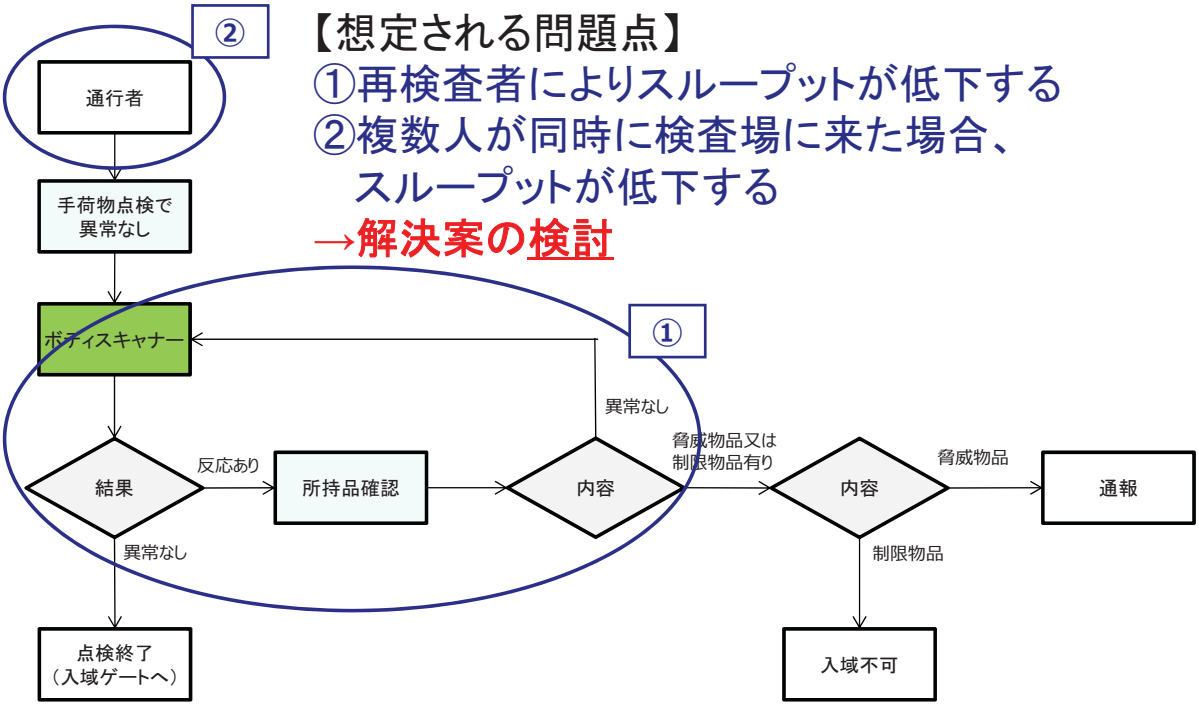
・以下の場合に警報が発生した

・薄い物品を胸ポケットに所持している場合

・被検者の汗が服に付着している場合

→TSA／ECACの認証を得ていない機器でも、今回選定したボディスキャナーは、当社が要求するセキュリティレベルにマッチした機器であった。

ボディスキャナー導入による問題点



【想定される問題点】

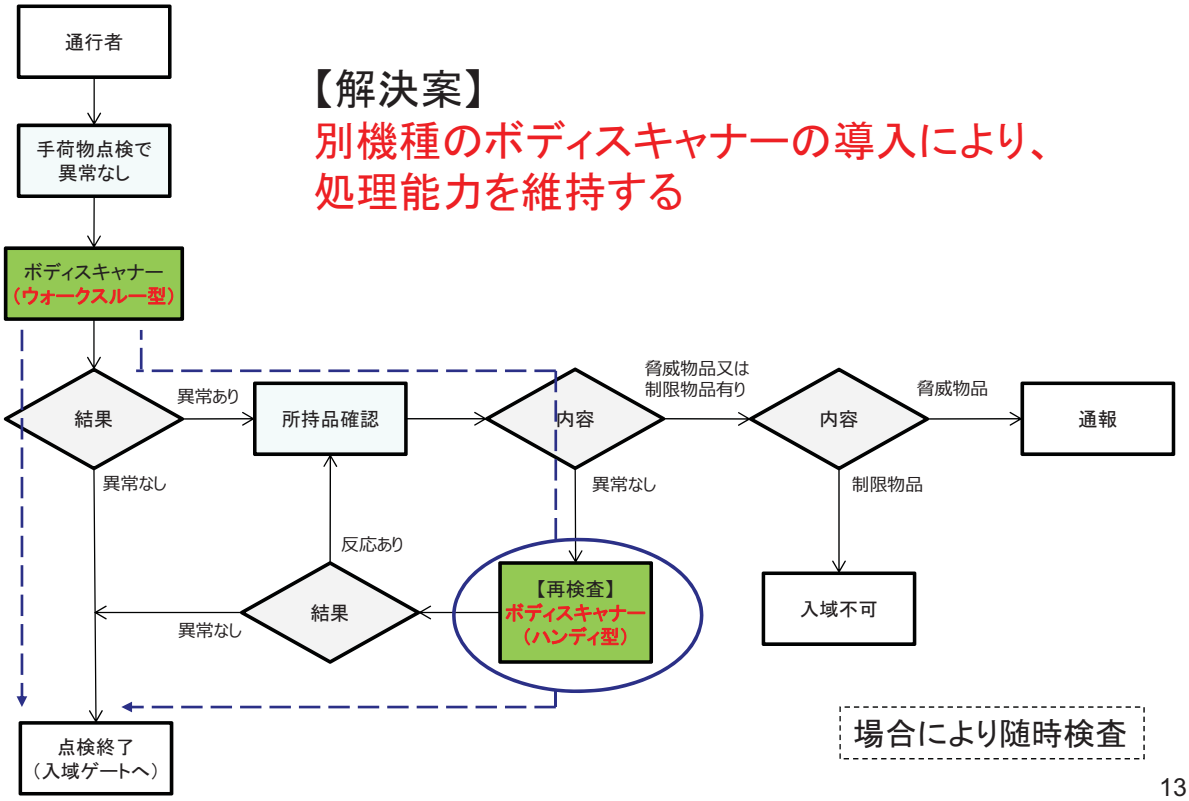
①再検査者によりスループットが低下する

②複数人が同時に検査場に来た場合、
スループットが低下する

→解決案の検討

場合により随時検査

問題点①の解決案検討



【解決案】

別機種のボディスキャナーの導入により、処理能力を維持する

問題点②の解決案検討（1）

【解決案（1）】

ボディスキャナーの複数機設置

→現在の検査場が狭いことにより、複数機設置が難しい

○ ：入域者
● ：警備員

仮に設置しても・・・

持込み点検以降の出入管理ゲート前での渋滞が発生し、ボディスキャナーによる点検を停止させる必要性が発生

↓

問題解決に至らない

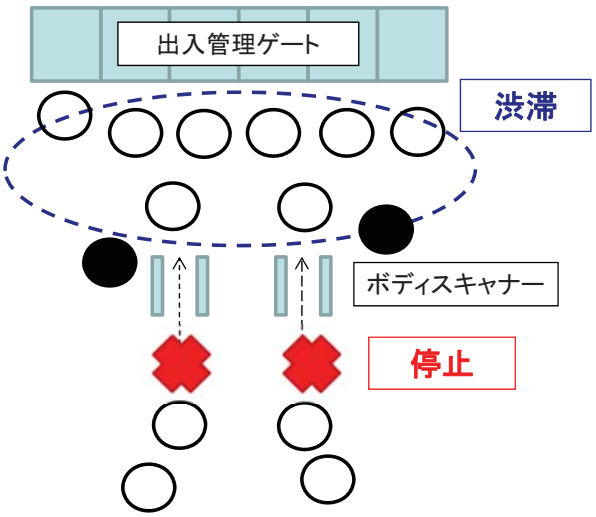


図3　複数機運用案イメージ図

問題点②の解決案検討（2）

【解決案（2）】
金属探知機およびトレース探知器の併設
（効果）
→渋滞状況に応じて1バッチの処理
人数を任意に変動させることで、
出入管理ゲート前での渋滞は発生しない
→持ち込み点検装置が増えるため
スループットが向上
→同時に爆発物探知および薬物探知
が可能なトレース探知機の採用に
より、随時検査についても一本化が
可能

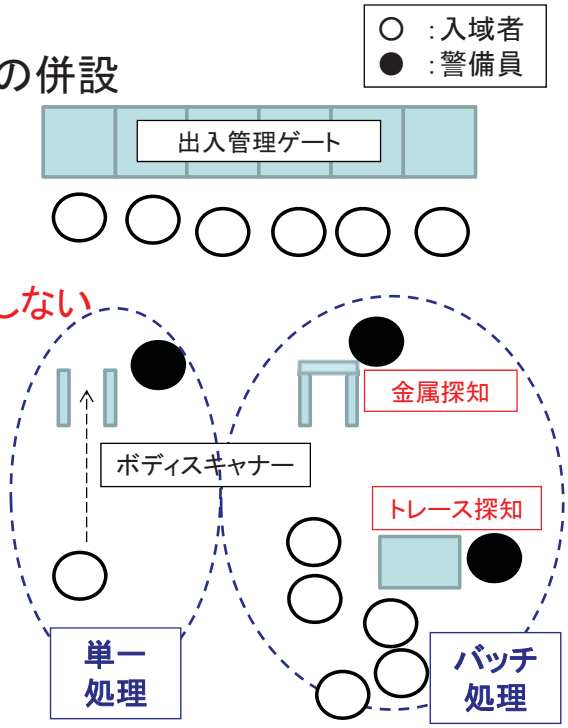
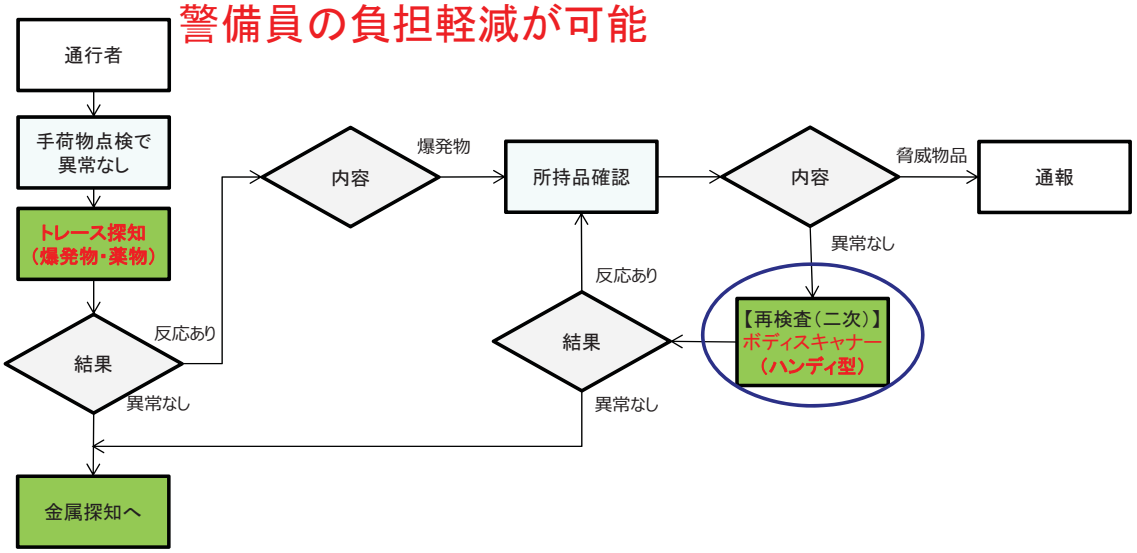


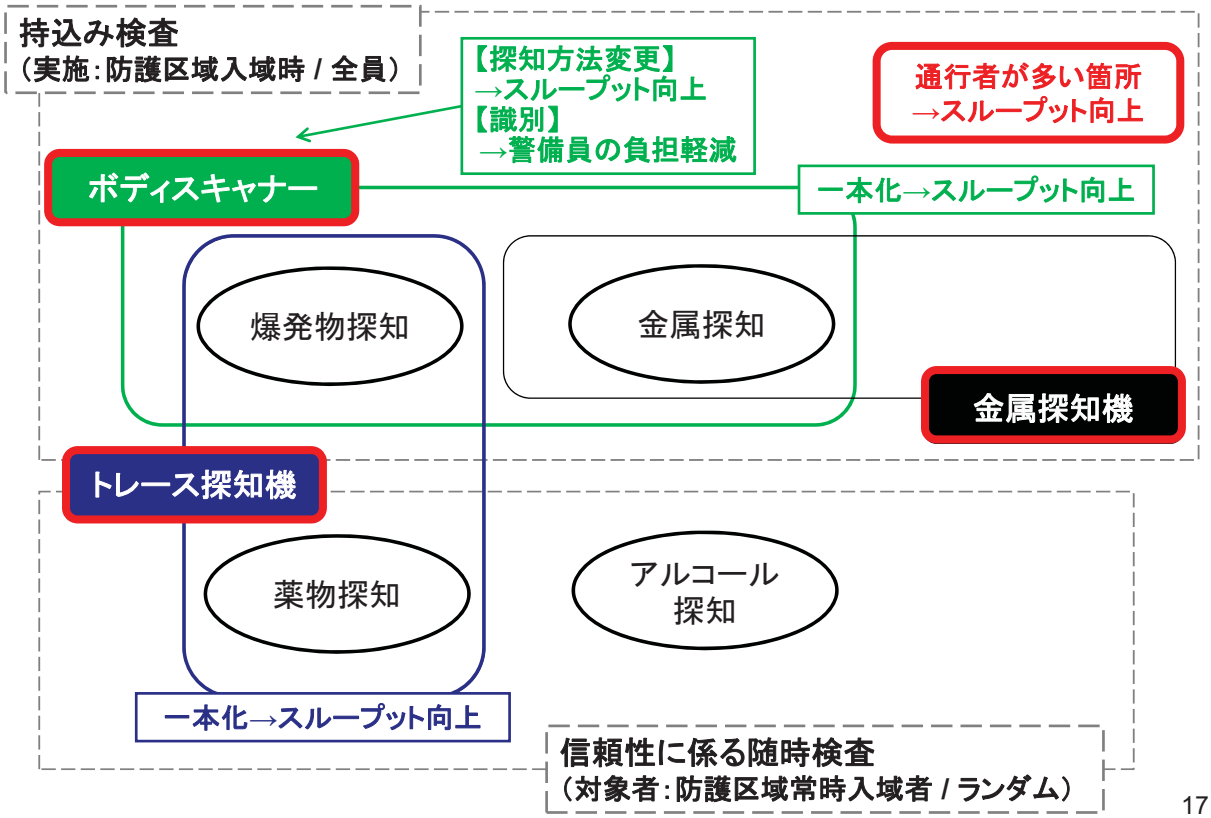
図4　併用運用イメージ図

問題点②の解決案検討（3）

【解決案（2）】金属探知機およびトレース探知器の併設
→物品所持の識別が可能ハンディ型ボディスキャナーを
使用することにより、スループットの維持が可能
→警報発生時に、物品所持の識別が可能であり、
警備員の負担軽減が可能



改善検討結果



まとめ

- 探知手法毎の長所・短所を理解した機器選定および探知機器の一本化や探知方法の異なる機器を併設することで、**1名当たりの処理時間が約60%削減**され、通過者に対するストレス軽減および工場運営に影響を与えない設計とすることができる
- 警備員の対応・判断にいたる**プロセスを考慮した機器選定を実施することで、警備員の負担軽減ができる**
- 海外の認証を得ていない機器でも想定する脅威によっては、**十分な探知性能を保持しながらも低コストで**誤報の少ない機器がある

今後の課題

- 更なる通行者データの蓄積
  - ・通行者の体型、さまざまな衣服や物品所持状況に置ける検知性能の変化
- 更なる検討事項
  - ・実際の警備運用を模擬した警備員の配置検討と効率的な機器配置検討

・更なる課題の探求

更なる課題がないか
フィールド試験を実施

浜岡原子力発電所における
核セキュリティ文化醸成活動

２０１８年１１月２１日

中部電力

１｜はじめに

中部電力

核セキュリティ文化醸成活動の契機

●核セキュリティ文化醸成活動が、２０１２年、我が国の法制度上に規定された。
●全ての原子力事業者は、核セキュリティ文化醸成活動を同年９月から実施する義務を負った。

⇩ どのような活動を行うか？

２００７年より行っている安全文化醸成活動の経験

⇩

核セキュリティ文化醸成活動についても、安全文化醸成活動と同様の枠組みにより活動を始めることとした。

原子力部門のトップの姿勢

「核セキュリティ文化醸成活動指針」を宣言

私たち原子力発電の業務に従事する者は、以下の活動方針に則り、核セキュリティの維持向上に努める。

①核セキュリティ上の脅威が現実的であるとの信念を持って行動する。

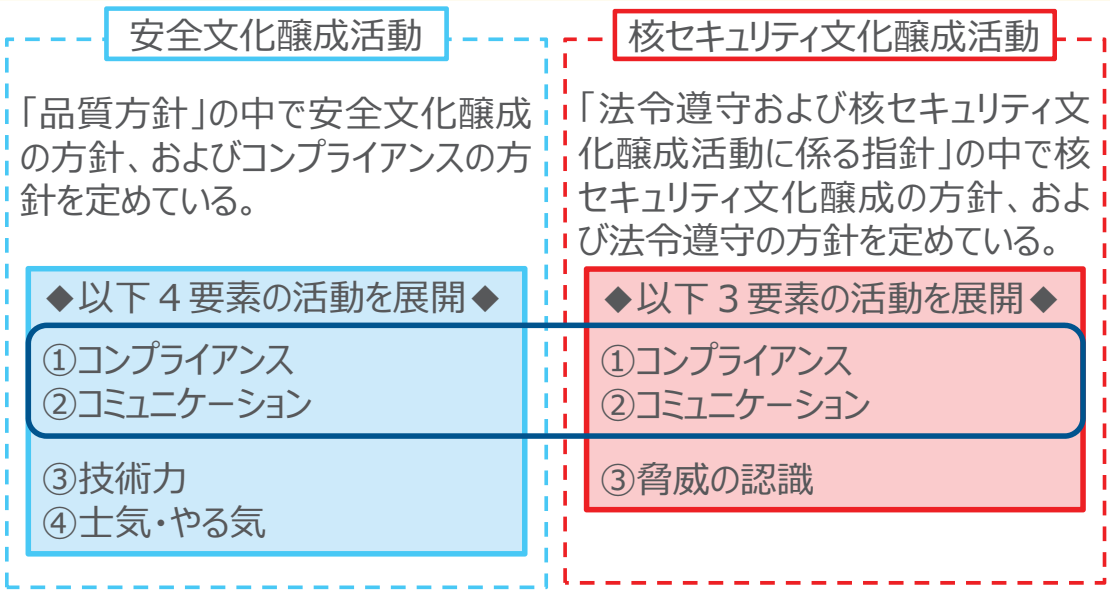
②核物質および原子力施設防護のため、核セキュリティは全職員が担う責任である。

③有効性を継続的に改善し、常に最新の核セキュリティを追求する。

④法令遵守は核セキュリティ確保のための最低要求事項である。

核セキュリティ文化醸成活動の３要素と活動の展開

安全文化醸成活動の要素である**「コンプライアンス」**および**「コミュニケーション」**に**「脅威の認識」**を加えた３要素について活動を展開



安全文化醸成活動と核セキュリティ文化醸成活動

核セキュリティ文化醸成活動の３要素

（１）コンプライアンス

「中部電力グループコンプライアンス基本方針」に基づいたコンプライアンス上の問題を感じた際に相談する雰囲気の醸成、法令や規定類に関する知識とその遵守　等

（２）コミュニケーション

方針の浸透度合いの確認、核セキュリティ強化に係る情報共有、規制／治安機関へのテロ等関連情報の提供　等

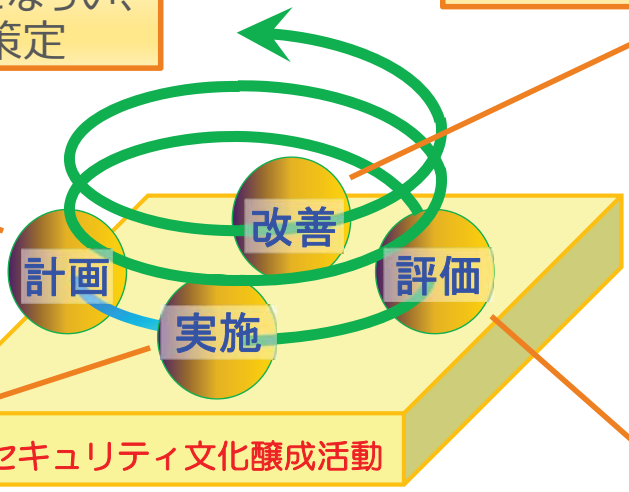
（３）脅威の認識

脅威の存在の認識、新たな脅威に対する関心とたゆまぬ改善、核セキュリティ文化意識の定着化　等

活動のプロセス

「核セキュリティ文化醸成活動指針」を基に、安全文化醸成活動にならい、基本計画および年度計画を策定

課題の解決策を考え改善



「コンプライアンス」、「コミュニケーション」および「脅威の認識」の３要素について活動を展開

実施結果およびアンケート集約結果を評価

(1) コンプライアンス

a．勉強会の実施

省令、核物質防護規定および手引の対比表を作成し、これを基に運用等の細かな点について、勉強会を実施。

→ **重要性および確実な遵守を理解・認識**

b．発電所内外の不適切事例に係る教育の実施

警備業務に携わる協力会社に対しては、１回／年の頻度で、他発電所（海外事例含む。）でのテロ・侵入事案や情報漏えい防止を取り込んだ教育を実施。

→ **同事象の再発防止を図る**

(2) コミュニケーション

a．他社ベンチマーク調査の実施

現場での意見・情報交換を行うとともに、他社の良好事例等を社内検討に反映。

→ **自分たちのセキュリティレベルを確認し、改善・対応を行っていく上で非常に有効**

b．検査結果の反映によるセキュリティ強化

原子力規制庁による核物質防護検査、警察庁の立入検査等、外部からの検査を受け、その結果を反映。

→ **さらなるセキュリティ強化を図る**

c．現場ＭＯ※の実施

現場にて、管理職が検査等を観察し、普段とは異なった気づき（良好事例や改善事項）の抽出。また、警備員との対話により現場の意見をフィードバック。

➡ **警備員の意識の高揚やレベルの維持・向上を図る**

車両検査の例

Step1
期待事項の設定

Step2
現場へ出向き検査等を観察し気づきを抽出

車両検査の様子

Step３
警備員との対話
↓
良好事例、改善事項をﾌｨｰﾄﾞﾊﾞｯｸ

Step４
分析
改善

※ＭＯ(マネジメントオブザベーション)：管理職が期待事項を明確化し、自身が現場に赴き観察する活動

(３) 脅威の認識

a．外部講師による講演会の実施

テロや侵入事案は、日本では起こらないといった誤った認識を改める機会を設け、「脅威が現実的である」ことを認識してもらう。

➡ **核セキュリティ意識の向上につなげる**

b．協力会社との核物質防護パトロールの実施

警備業務に携わる協力会社とともに、核物質防護設備や運用について確認を行う核物質防護パトロールを実施。

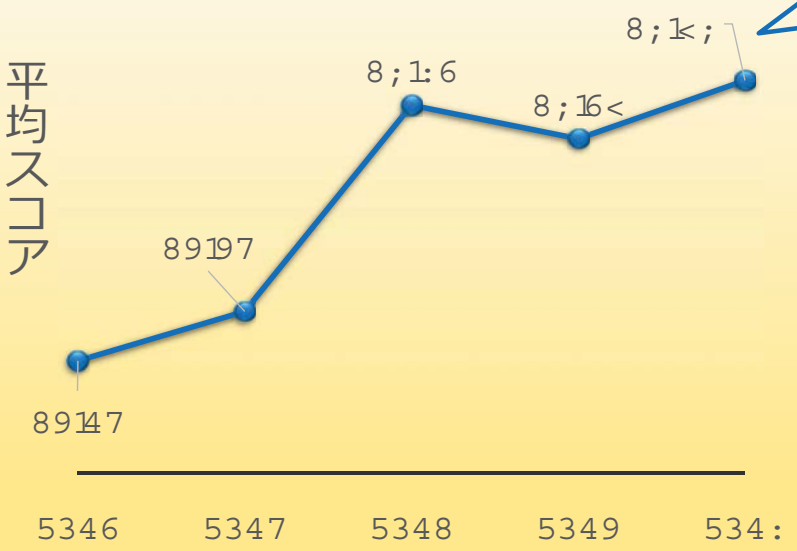
➡ **新たな脆弱性の発見および継続的な改善を行う**

2｜活動内容

中部電力

c．意識調査に係るアンケートの実施

当社社員のセキュリティ意識は高くなってきている



当社社員の核セキュリティ意識

アンケートの設問

- 浜岡原子力発電所において、テロ攻撃のリスクは現実的な脅威であると思う。
- 浜岡原子力発電所の核セキュリティに対して、自分も責任を負っていると思う。
- サイバーセキュリティは現実的な脅威と考えており、USBの管理や不審なメールを開かないことは当然のルールとして守っている。

・・・・・等

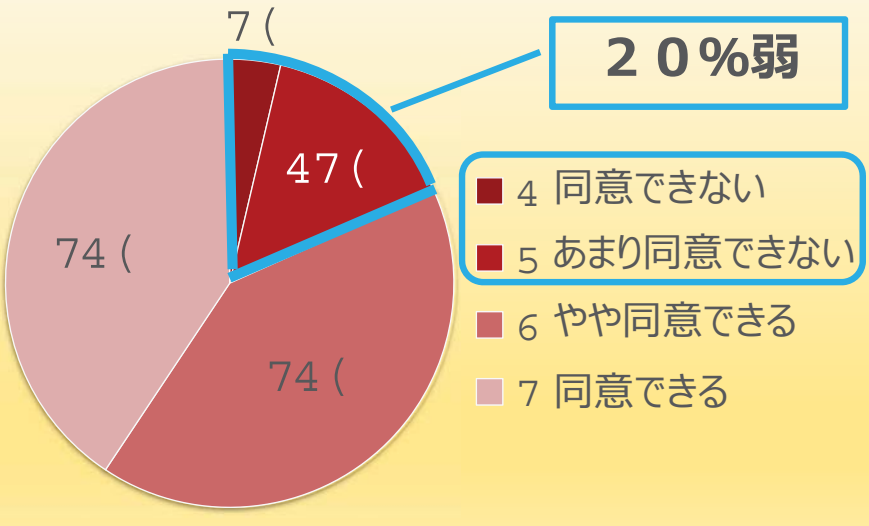
全10問で、１つの設問に対して最大７点とし、その合計値をスコアとする。

2｜活動内容

中部電力

設問

核セキュリティを維持するためのルールは、重要であると認識しており、多少の不便があっても負担だとは思わない。



２０%弱

協力会社に対するアンケート結果（負担感）

さらに記述式のアンケートから

発電所の核セキュリティに係るルールの背景・認知度の理解が一部の人のみに留まり、不便・負担感を訴えていた。

3｜今後の課題

中部電力

３要素を基にした我々の活動は効果的に機能していると考えていたが、協力会社への意識調査アンケート結果では、発電所の核セキュリティに係るルールの背景・理解が広く浸透していないことが分かった。

理由

核セキュリティに関する情報制限を背景として核セキュリティ担当者および警備業務に携わる協力会社に**限られた活動**が多い。

限られた範囲の活動ではなく、より発電所に勤務する全員を対象とした、発電所「全体」に対する活動に力を入れることが必要！

4｜今後の活動

中部電力

キャラバンの実施

協力会社１社１社を訪問し、直接現場の声を聞きながら、ルールの全体像や背景について説明

⇒ **核セキュリティ意識の理解、高揚・定着化を図る**

協力会社へのキャラバンの様子

4｜今後の活動

中部電力

メッセージ配信等

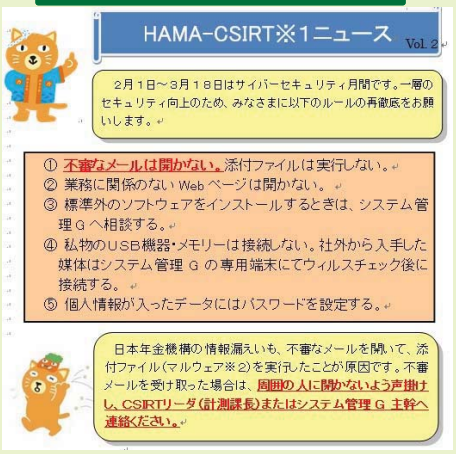
- 関係会社も閲覧できるイントラネットを利用したメッセージ配信
- 多くの人が目にするような場所（事務所の扉、現場の休憩所等）へのポスター掲示
- 現場立哨による声掛け運動

⇒ **繰り返し周知を図り、理解・浸透が深まるよう対応**

メッセージ配信

- 脅威の認識を高めよう
- なぜ正門警備は厳しくなったのか
- サイバーセキュリティ
- 核セキュリティに対するアンケート結果
- 内部脅威対策と個人の信頼性確認制度

ポスター掲示


HAMA-CSIRT※1ニュース Vol.2

2月1日～3月18日はサイバーセキュリティ月間です。一層のセキュリティ向上のため、みなさまに以下のルールの再徹底をお願いします。

① 不審なメールは開かない。添付ファイルは実行しない。
② 業務に関係のない Web ページは開かない。
③ 標準外のソフトウェアをインストールするときは、システム管理Ｇへ相談する。
④ 私物のＵＳＢ機器・メモリーは接続しない。社外から入手した媒体はシステム管理Ｇの専用端末にてウィルスチェック後に接続する。
⑤ 個人情報が入ったデータにはパスワードを設定する。

日本年金機構の情報漏えいも、不審なメールを開いて、添付ファイル（マルウェア※2）を実行したことが原因です。不審メールを受け取った場合は、周囲の人に開かないよう声掛けし、CSIRTリーダ（計測課長）またはシステム管理Ｇ主幹へ連絡ください。

中部電力

日本原燃における核セキュリティ文化醸成(サイバーセキュリティ教育の取り組み)

Efforts on the promotion of Nuclear Security Culture at JNFL
- Implementation of Cyber Security education-

*種市　雄佑，木村　昌雅，斉藤　善朗
日本原燃株式会社
*Taneichi Yuusuke，Kimura Akinori，Saito Yoshiro
Japan Nuclear Fuel Limited

In the Rokkasho Reprocessing Plant (RRP), cyber security education had been started since 2015 as part of the promotion of Nuclear Security Culture. The education focused on cyber threats to the plant control systems to improve cyber security awareness of the RRP employees. Results, issues and improvements of the education are discussed.

1. はじめに

六ヶ所再処理工場（RRP）における核セキュリティ文化醸成活動の一環としてサイバーセキュリティ教育を開始した。

本報告では、再処理工場内の全従事者を対象とした、制御システムへの脅威の認知・サイバーセキュリティについての意識付けを目的とした教育について紹介する。

2. システムセキュリティ教育の概要

図 1 の通り制御システムに対するサイバー攻撃は未だ発生しており、事例数は少ないものの海外の核施設に対する攻撃も確認されている。核燃料物質を取り扱う工場である RRP においても、制御システムへのサイバー攻撃が甚大な被害をもたらす可能性がある。

そのため、サイバー攻撃に対する危機意識の醸成を目的として、実際の攻撃事例の紹介及び対策について教育する必要がある。

RRP では、従来から一般的なオフィスでのパスワード管理や標的型メールによる攻撃等の教育は実施してきているが、プラント設備へのマルウェア感染等による攻撃を抑止するための意識付け教育を追加で実施することとした。

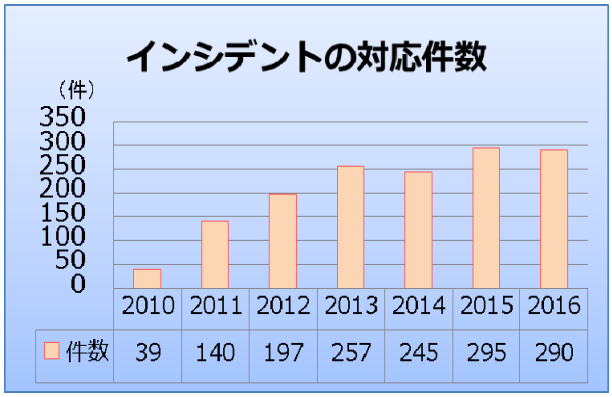


図 1 制御システムへのサイバー攻撃の推移 [1]

3.1 教育方法

社員が受講しやすい環境となるよう e-ラーニングによる教育とした。また教育終了後の確認テストやアンケートの実施により、教材内容への分析及びフィードバックを行う事で精査している。

3.2 教育内容

RRP では設備による外部からのサイバー攻撃による侵入を抑止するため、片方向通信設備等の対策がされており、制御システムは直接的にインターネットとは接続されていない(図 2)状態。

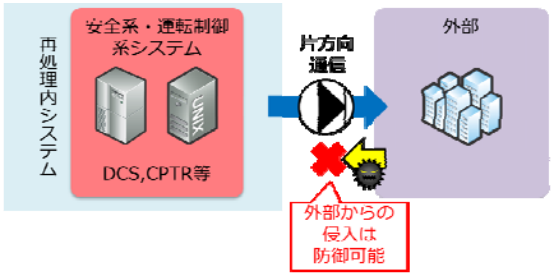


図 2 RRP おける外部からの脅威対策

そのため、実施している教育は主に内部からの脅威に焦点を当てた教育内容としており、2015 年度から以下の内容の教育を実施した。

2015 年度:　内部脅威の危険性
2016 年度:　USB メモリ等の外部記憶媒体を用いたマルウェア感染
2017 年度:　制御システムへの攻撃の脅威

これらの教育は、内部脅威の危険性と対策、マルウェアが引き起こした被害紹介、制御システム設備へのサイバー攻撃事例が主である。

4. 教育結果

教育終了後に実施したアンケートの集計(表 1)から、継続した教育が受講者のセキュリティへの関心を高く保っていることが確認できた。

表 1 意識変化に関するアンケート結果

意識の変化	
向上、または継続して意識が高い	88.5%
どちらとも言えない	11.5%

また、RRP で導入した片方向通信設備や外部記憶媒体のウイルスチェック設備等、セキュリティ対策設備への理解も深められていることが確認できた。

今後実施する教育においても、セキュリティ対策設備の必要性を盛り込む事で、一層のセキュリティ対策への理解を促進できる教材とする。

5. 教育課題

受講結果やアンケートを受け、課題として以下 2 つが挙げられた。

5.1 教育方法

一般の従事者・制御システムユーザ/管理者・経営層のそれぞれで教育内容が異なるため、各階層別の教育を実施する必要がある。

5.2 教材内容

現状でも意識はしているものの、RRP におけるネットワークやシステム、セキュリティポリシー等、より自社の環境に合わせた教育内容にしていく必要がある。

また将来的には、サイバーセキュリティ訓練と組み合わせた教育が求められる。

6. 課題の改善

6.1 教育方法

階層別教育として、以下を実施する。

・一般向け：全般的なセキュリティ教育
・管理者向け：制御システムの設計/開発/運用におけるセキュリティ教育
・経営層向け：経営リスクや人材育成等経営に係るセキュリティ教育

6.2 教材内容

RRP 内の設備、セキュリティ対策の設備、セキュリティポリシーとそれらの想定される脅威や被害等の情報をまとめることで、受講者が具体的に理解しやすい教材を作成する。

将来実施するサイバーセキュリティ訓練における留意事項やサイバー攻撃への対応例を紹介することで、訓練の趣旨について理解できる内容にする。

また、最新の攻撃事例や対策例について情報収集を行い、教材に反映させていく。

これらの改善を進めるとともに、今後も理解・納得しやすい教育内容にする事で、従事者のセキュリティ意識醸成を継続して推進する必要がある。

7. まとめ

今後のセキュリティ教育は、以下の 3 点について焦点を当てて取り組んでいく。

◎専門用語や設備について分かりやすく

◎経営層も含めた階層別の教材作成

◎実際の設備を想定した教育内容

サイバーセキュリティ教育により危機意識を醸成するには、サイバー攻撃における被害の性質について、経営層を含めた従事者一人ひとりに伝えることが重要である。

継続した教育が全従事者のセキュリティへの関心を生む。一人ひとりがセキュリティを意識した行動を促すため、今後もサイバーセキュリティ教育を継続していく。

参考文献

[1] ICS-CERT Year in Review 2012-2016

国際原子力機関の拡大結論取得に係る加盟国の傾向の分析:

拡大結論の取得可能条件の抽出

A Study on the Tendencies on the Member States from which Broader Conclusion (BC) Has Been Drawn and on Those from which BC Has Not Been Drawn Yet by the International Atomic Energy Agency: Extracting Possible Requirements for Drawing the BC

中西宏晃, 木村隆志，清水亮，北出雄大，田崎真樹子，玉井広史，須田一則
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
Hiroaki NAKANISHI, Takashi KIMURA, Ryo SHIMIZU, Yuta KITADE, Makiko TAZAKI, Hiroshi TAMAI, Kazunori SUDA
JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

1．緒言

近年、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency：IAEA）は加盟国による統合保障措置（Integrated Safeguards：IS）の実施を支援し、保障措置（以降、SG）の強化及び効率化を図っている。IS とは、強化された SG、とりわけ追加議定書（Additional Protocols：AP）の発効と実施を通じた加盟国の原子力の平和利用への信頼性の向上を前提に、拡大結論（Broader Conclusion：BC）を得た加盟国に対して、検認の手法・技術の開発等を通じて査察活動の効率化等を可能とする制度である。換言すれば、IAEA は強化された SG の普遍化を通じて SG の強化及び効率化を図っており、その意味において、BC 取得国の拡大は重要である。

このような背景の下、本稿は、IAEA が加盟国に対して BC をどのような条件で導出するのか、という点を検討するものであり、BC 取得国と未取得国の傾向を検討することを通じて、その取得条件を明らかにしようとするものである。

1-1．BC の取得状況

2017 年の IAEA『保障措置実施報告書（The Safeguards Implementation Report：SIR）』によれば、70 ヵ国が BC を取得しており、そのうち 65 ヵ国は IS 移行国、残りの 5 ヵ国が IS 未移行国、そして、BC 未取得国は 56 ヵ国存在している[1]。なお、イランは、AP 暫定適用国であるため、本研究では除外する。

1-2．BC の定義：BC の取得条件への疑問

一般的に知られている BC の定義は、『IAEA 保障措置用語集 2001 年版』において、（1）包括的保障措置協定（Comprehensive Safeguards Agreement：CSA）と

AP が発効していること、(2) 保障措置下に置かれた核物質の転用がないこと、特に、すべての核物質が平和的原子力活動の中に留まること、並びに、(3) 未申告の核物質及び活動の兆候も存在しないこと、特に、国全体での未申告の核物質及び活動が存在しないこと、という BC 取得可能条件といいうる 3 点を述べている[2]。特に (3) の要件は、関連する疑義及び不一致が処理されたとき、又は、IAEA が自らの判断で SG 上の懸念を構成すると思われる兆候を何も見出さなかったとき、に達成される[3]。だが、これらの付随的な要素の表現ぶりは不明瞭である。このような不明瞭さを有する BC 取得可能条件の明確化をするためにも、BC 取得国及び未取得国の傾向分析を行うことで明らかにする必要がある。

1-3. BC の取得に時間がかかるのはなぜか

上記の点に関連して、AP 発効から BC 取得までに要する期間の長さに注目してみたい。米国議会調査室の調査では、大規模かつ複雑な原子力利用プログラム（例えば、核燃料サイクル技術等）を保有する国では、AP 発効から BC の取得に至るまでに平均で 5 から 7 年もの時間を要することが述べられている[4]。確かに、IS 未移行国 5 ヵ国のうち 2 ヵ国（クウェート、リヒテンシュタイン）は AP 発効後約 2 年で BC を取得しているが、その他の 3 ヵ国（ヨルダン、トルコ、スイス）は 10 年以上も時間がかかっている。IS 移行国を見た場合でも、8 年以上かかった国は、65 ヵ国中 15 ヵ国も存在している。

他方、BC 未取得国では、AP 発効後 7 年経過した国は 24 ヵ国存在し、3 ヵ国（タイ王国、ホンジュラス、セネガル）はまだ 1 年以内である。だが、AP 発効後 7 年を超えた BC 未取得国は 56 ヵ国の半数以上である 32 ヵ国も該当し、8 から 10 年以内は 14 ヵ国（例えば、キプロス）、11 から 14 年以内は 13 ヵ国（例えば、アフガニスタン、トルクメニスタン）、15 年以上は 5 ヵ国も存在し、最も期間が長い国は約 17 年のアゼルバイジャンである。このように、BC 取得に時間がかかるのはなぜなのか。

この点について、マーク・ヒッブス・カーネギー国際平和財団上級研究員は、約 8 年を要した韓国（IS 移行国）と、約 11 年を要したトルコ（IS 未移行国）を検討し、未申告の核物質及び核活動の検知がなされたこと、過去から現在に至る原子力活動に係る記録、及び、拡散懸念活動に係る記録を再検討したこと、原子力規制関連の組織改革・法改正等という 4 点が要因であったと述べている[5]。

2. BC 取得可能条件を明確化するための検討項目

上記のような背景から、BC 取得可能条件の明確化を目的として、BC 取得国及び未取得国の傾向分析を行うが、本稿では、大別して、(A) 保障措置の適用状況等、(B) IAEA が収集及び分析する公開情報等に焦点を当てることとする。

（A）では、少量議定書（Small Quantities Protocols：SQP）及び改正 SQP の発効及び適用の状況、地域的保障措置（特に、欧州原子力共同体）の適用状況、SG の適用に係るその他の事情として、特に、IAEA の SG 実施の能力及び経験に係る点を検討する。

（B）では、IAEA が SG に関連して収集・分析に活用するとされる公開情報等を検討する。この「公開情報」に該当するものについては、『IAEA 保障措置用語集』によれば、「科学文献、公報、公共機関・民間会社及びニュース・メディアから発行された情報、商業衛星画像、外部情報源から公衆が普通に入手できる情報、第三国から自発的に提供される輸出データ等」[6]であるが、本稿はこれらすべてを網羅せず、輸出管理に係る情報のみを検討する。また、IAEA 理事会において 2014 年に採択された『国レベル SG 実施の概念化及び発展に係る報告書の補助文書(GOV/2014/41)[7]』（以下、補助文書とする）では、SG の実施に関して、IAEA は査察等の受け入れ国の治安状況や、核物質等の不法取引、及び盗取等の事件に係る情報を考慮することが述べられており、これらも検討する。加えて、これ以外の追加的要素の影響についても可能な限り検討する。まとめれば、①SQP 又は改正 SQP の発効と適用の有無、②地域的保障措置、特に欧州原子力共同体の保障措置の適用、③SG 適用に係るその他の事情、特に IAEA と査察受け入れ国の SG 実施能力や経験、④公開情報、特に本研究では輸出管理に係る情報のみ、⑤治安状況の影響、⑥核物質等の不法取引・盗取等の有無、⑦その他の事情、の 7 点を検討する。

なお本稿では、IAEA が SG 関連で考慮するとされる、IAEA が職務上入手可能なその他の関連情報、例えば、IAEA の技術協力に係る情報、研究炉データベース、研究契約データベース、研究炉情報システム、不法取引データベースといったもの[8]、そして、取得経路分析や転用経路分析、国家評価報告書に係る情報などは公開情報ではなく、入手は不可能なことから、検討は行なわない。

3．BC 取得の傾向分析：7 つの検討項目

以下では、上記で列挙した 7 つの項目を検討する。

3-1．SG の適用状況（1）：SQP／改正 SQP

3-1-1．SQP と改正 SQP の違い

SQP は、施設に核物質が存在しない、つまり原子炉や研究炉等を持たず、さらに保有する核物質も規定量である 1kg 未満に留まる国を対象とするものであり、そのようなごく小規模な原子力活動のみを行う国に対する例外的措置として CSA に基づく査察等を軽減すること、つまり、CSA の大部分の適用を除外することを定めている[9]。他方、改正 SQP は、特定査察、特別査察を受け入れること

を義務化すると共に、施設の建設を決定した際には IAEA へ早期通告することを義務化するものである[10]。これらの新たな義務を課すような改正がなされた背景には、未申告の活動の防止を強化しようという目的があったとされる[11]。つまり、改正 SQP の発効と適用が BC 取得に大きな役割を担っている可能性がある。

3-1-2．SQP 及び改正 SQP の発効及び適用の状況

IS 移行国、IS 未移行国、BC 未取得国の SQP 及び改正 SQP の発効と適用の状況は、改正 SQP 締結国が 47 ヵ国（うち IS 移行国が 13 ヵ国、IS 未移行国が 1 ヵ国、BC 未取得国が 32 ヵ国）、SQP 締結国が 13 ヵ国（うち IS 移行国が 4 ヵ国、IS 未移行国が 0 ヵ国、BC 未取得国が 9 ヵ国）、改正 SQP 適用終了国が 9 ヵ国（IS 移行国が 3 ヵ国、IS 未移行国が 9 ヵ国、BC 未取得国が 3 ヵ国）である[12]。

特に SQP の締結と適用に着目した場合、原子炉や研究炉等の建設を決定した国は SQP の適用から外れ、CSA の完全適用に戻ることになっているため、その移行期間にあたる国々、例えば、韓国製研究炉の稼働準備中であるヨルダンの IS 移行や、韓国製軽水炉の建設がようやく終了したアラブ首長国連邦の BC 取得に大きな影響を及ぼしている可能性は十分にある。したがって、改正 SQP の発効と適用の有無が BC 取得条件となっている可能性は十分ある。

3-2．SG の適用状況（2）：地域的保障措置（特に欧州原子力共同体の保障措置）

地域保障措置の適用状況、特に欧州原子力共同体の保障措置の BC 取得への影響の可能性についてはどうであろうか。IS 移行国、IS 未移行国、そして BC 未取得国の欧州原子力共同体の保障措置の適用の状況であるが、IS 移行国は 27 ヵ国、IS 未移行国は 1 ヵ国（スイス）、BC 未取得国は 1 ヵ国（キプロス）ある。スイスは欧州原子力共同体の準加盟国であり、他方、加盟国のキプロスは BC 未取得であるという情報だけでは、欧州原子力共同体保障措置の実施の有無が BC 取得と関係性を持つか否かは判断できない。

3-3．SG の適用状況（3）：その他の事情（特に SG 実施能力と経験）

2014 年に IAEA 理事会で採択された上記の『補助文書』では、「国レベルアプローチ（State level approaches：SLA）の策定及び/又は国家のための SG 活動の計画、実施、評価において系統的に考慮される 6 つの客観的な国固有の要素」として、「核物質の国又は地域の計量管理―国内核物質計量管理システム（SSAC）／地域核物質計量管理システム（RSAC）―の技術能力」、「(iv) 国における IAEA の SG 措置の実施能力」、「国における SG 実施の IAEA の経験」、を列挙している[13]。つまり、BC 取得には、特に受け入れ国側の SG 実施に係る十分な能力と経験が必要とされる。この点を踏まえ、IS 移行国、IS 未移行国、BC 未取得国の IAEA の査察活動の受け入れに係る能力と経験、及び、IAEA からの要請等の報

告期限の遵守に焦点を当て、BC 取得及び未取得の傾向を検討する。

IAEA の査察活動の受け入れに係る能力と経験を見た場合、例えば、BC 未取得国のタイ王国は、2017 年に AP が発効し、そして、本年に初めての補完的アクセスを受け入れたことを、同国の政府代表の今次 IAEA 総会での声明で述べている[14]。このことは、タイ王国が BC を得るための経験を積んでいる段階にあることを示している。他方、これまでの BC 取得の傾向を見た場合、BC 取得には最短でも 2 年程度[15]は必要とみられることから、タイ王国が BC 未取得であることは普通であろう。

IAEA からの要請等の報告期限の遵守を見た場合、2012 年に報道メディアにリークされた IAEA の『SIR』の情報が参考になる。当該報告書では、IAEA は、加盟国の 71 ヵ国において、SG 関連情報の提供又は明確化の要請に対する適時の反応を得ることができなかったこと、そして、CSA 及び AP 発効国の中で、特に申告された原子力活動が小規模である、ほぼすべての発展途上国が頻繁に SG 関連の報告期限を遅延させていること、さらに、IS 移行国の 5 ヵ国（デンマーク、ギリシャ、アイルランド、ポーランド、ポルトガル）及び BC 未取得国（メキシコ）がいくつかの報告期限を遅延させており、その他の IS 移行国の 2 ヵ国（パラグアイ、モナコ）が多くの報告期限を逃していたこと、が述べられていたとされる[16]。特に、原発を稼働させているメキシコは、いくつかの報告期限を遅延させてきた経緯があり、同国の SG 実施の能力と経験が不十分とみなされ、BC 取得に至っていない可能性もある。

以上の考察をまとめれば、SG の適用に係るその他の事情として、受入国側の SG 実施の能力と経験の有無は BC 取得条件となりうる可能性がある。

3-4. 輸出管理の状況

IS 移行国、IS 未移行国、BC 未取得国の輸出管理の状況を示すものとして、輸出管理法制等の整備状況、拡散懸念の兆候の有無、輸出管理レジームへの加盟の有無について検討を行う。

3-4-1. 輸出管理法制等の整備状況

輸出管理法制等の整備状況を分析するために、大量破壊兵器等の非国家主体等への不法移転等を規制する効果的な輸出管理法制及び体制の構築を求める国連安保理決議 1540 号によって設立された 1540 号委員会が承認した加盟国の実施状況等を取りまとめたマトリックスの情報を参照する。当該マトリックスには、とりわけ輸出管理に関して、どのような項目を満たせばよいかについて、27 項目（みなし輸出規制、キャッチオール条項、エンドユーザー規制、積み替え管理、許認可制度、許認可当局、再輸出管理、輸出管理リストの更新、無形技術移転規制、仲介貿易取引規制、国境管理、法執行機関、運搬手段の規制、域外適用

等）を列挙している[17]。加盟国がこの 27 項目をどの程度埋められているかを各国の輸出管理法制等の整備状況の度合を示す指標として用いることとする。

上記 27 項目の実施状況によれば、IS 移行国では 20 項目以上を満たす国が 56 ヵ国中 38 ヵ国もあるのに対して、BC 未取得国では 10 項目以下しか満たせていない国が 56 ヵ国の半数以上である 31 ヵ国も存在した。そのため、輸出管理法制等の整備状況が BC 取得に影響を与えている可能性はありうる。ただし、BC 未取得国の中でも、20 項目以上を満たす国が 6 ヵ国あり、これらの国々には別の要素が該当する可能性がある。

3-4-2．拡散懸念の兆候の有無

次に、拡散懸念の兆候の有無を検討する。輸出管理法制等の準備状況において 20 項目以上を満たしていた国の企業、例えば BC 取得国であるトルコやスイス、BC 未取得国ではアラブ首長国連邦の企業が、カーン博士の闇市場ネットワークを通じて外国の核開発、とりわけリビアの核開発に関与していたことが明らかとなっている[18]。したがって、上記の 27 項目中 20 項目以上を満たす国であっても、ここで述べたような拡散懸念の兆候があるために、IS への移行または BC の取得に影響が出ている可能性がありうる。

3-4-3．輸出管理レジーム加盟国の有無

輸出管理レジームへの加盟の有無が BC 取得に影響を及ぼすものか否かについてであるが、IS 未移行国のスイスとトルコがザンガー委員会及び原子力供給国グループ（NSG）に加盟しており、特に NSG には BC 未取得国であるキプロスとメキシコが加盟している状況にある。ただし、この情報だけでは BC 取得に影響を与えるものか否かは、判断できない。

以上の分析結果から、輸出管理の状況が BC 取得条件となる可能性はある。

3-5．SG の実施における治安状況の影響

『補助文書』では、「国における SG 実施における IAEA の経験」において、「この要素は、SG 協定に基づく SG の実施に関連して、国の個々の施設又は場所及び国全体での IAEA の経験に関する事実情報に基づいている。その例として」、「査察官による施設へのアクセスを妨げる可能性のある地域の治安状況」が考慮されることが述べられている[19]。換言すれば、治安状況が悪いことによって、例えば現地査察が行えないといった理由で確認作業が完了しなかった場合には、BC を得るに至るベースが築けない、または BC の更新に至らない可能性がある。

外務省が発表している『海外安全ホームページ』の情報によると[20]、治安状況が最も悪い、退避勧告が出されている（レベル 4）の地域を有する国は 24 ヵ国存在し、うち IS 移行国は 3 ヵ国（リビア、マリ、ブルキナファソ）、IS 未移行国は 1 ヵ国（トルコ）、BC 未取得国は 9 ヵ国（アフガニスタン、イラク、ケニア、

コンゴ民主共和国、ニジェール、中央アフリカ共和国、ナイジェリア、カメルーン、モーリタニア）存在する。渡航中止勧告が出されている（レベル 3）の地域を有する国は、前述の国々を除けば、IS 移行国が 7 ヵ国（フィリピン、タジキスタン、アルメニア、ウクライナ、エクアドル、ペルー、タンザニア）、BC 未取得国が 10 ヵ国（例えば、タイ王国、キルギスタン、メキシコ、アゼルバイジャン、）ある。以上より、治安状況が BC 取得にも影響を与えている可能性はある。

3-6. 核物質等の不法移転・盗取等の事件の有無

『補助文書』では、「SG 関連情報の収集・処理（国が提供する情報）」として、「国が報告した核物質在庫に対しての『不法取引データベース（Incident and Trafficking Database：ITDB）』を比較するような IAEA が入手するその他の情報と国の申告の一貫性のチェック」がなされることが述べられている[21]。ITDB の参加国は IS 移行国で 59 ヵ国、IS 未移行国で 3 ヵ国（クウェート、リヒテンシュタインは不参加）、BC 未取得国で 27 ヵ国に上る[22]。ITDB の情報は参加国により自発的に提出されるが、提出された情報は政府の担当者等にしか閲覧ができないことから、各国の核物質等の不法移転・盗取等の有無の詳細な状況をうかがい知ることはできない。

そのため、ITDB の代替として、ジェームズ・マーティン不拡散研究センター（Center for Non-Proliferation Studies：CNS）が脅威削減イニシアティブ（Nuclear Threat Initiative：NTI）と共同して作成している、『グローバル事件・不法取引データベース（Global Incidents and Trafficking Database）』に各国の核物質等の不法移転・盗取等に係る情報がまとめられている[23]。掲載されている核物質等の不法移転や盗取等の事例としては、例えば、イラク（BC 未取得国）において、2014 年に同国のモスル大学から 88 ポンドの核物質が暴徒により盗取された事件、また、メキシコ（BC 未取得国）において、本年 7 月 6 日に同国の工業用 X 線装置に係る会社の車両からウランが盗取される事件が報告されている[24]。

以上を踏まえれば、核物質等の不法移転・盗取等の事件の有無が BC 取得に影響を与える可能性はありうる。

3-7. その他の事情

『補助文書』は、「国固有の要素」において、IAEA の SG に関する評価は「国家に関する事実情報に基づいており、客観的であり、国家のための SG の実施において・・・評価される。・・・政治的又はその他の無関係な考慮事項は含まれていない。」と述べている[25]。この点について、IS 移行国のウクライナの事例を参照した場合、ロシアのクリミア半島の不法な併合により、IAEA がセヴァストーポリ特別市に存在する原子力施設を査察できなかったにもかかわらず、政治

的な事情で、BC 取得の非更新、剥奪が回避されたとみられている[26]。このように、地域紛争の有無などといった政治情勢の影響、つまりその他の事情も BC 取得に影響を与えている可能性がある。

4. 結論

本稿は、IAEA が加盟国に対して BC をどのような条件で導出するのか、という点を、BC 取得国及び未取得国の傾向を分析することを通じて明らかにすることを試みた。その結果、「未申告核物質及び活動、又は転用の兆候の有無」という BC 取得条件に対する追加的要素として、①改正 SQP の発効と適用の有無、②SG 適用に係るその他の事情、特に、IAEA の SG 実施能力や経験、③輸出管理の状況、④治安状況の影響、⑤核物質等の不法取引・盗取等の有無、⑥その他の事情、例えば政治情勢等の影響、という 6 点があることを明らかにした。今回抽出された追加的要素が、BC 取得に向けた克服方策の提示につながるだけでなく、AP の発効促進にも役立つことが期待される。ただし、BC の導出は IAEA 事務局の専権事項であり、また、これまでに BC 継続の見直しの可能性があった国もあるため、一定の流動性に今後も留意する必要がある。

Abstract

Recently, the International Atomic Energy Agency (IAEA) has been assisting the Member States in the implementation of Integrated Safeguards (IS) with the aim of strengthening and making the international safeguard system more effective and efficient. For States where the IAEA's Broader Conclusion (BC) have been drawn, IS is applied. Remarkably, there are many States which took more than 10 years after the Additional Protocol (AP) entered into force for the BC to be drawn by the IAEA. Why has the IAEA taken so much time to draw the BC for these States? What are the possible requirements for drawing the BC? Having the knowledge of these possible requirements would contribute to strengthening safeguards and promoting the entry into force of the AP.

The paper will describe the comparative analysis of the tendencies on the Member States from which the BC has been drawn and those from which the BC has not been drawn yet. As a result, the possible requirements for the BC have been extracted. The paper attempts to describe the identified six possible requirements: first, entering into force and implementation of the amended Small Quantities Protocols (SQP); second, capacities and experiences of the IAEA's safeguards implementation on the States; third, export control status; fourth, security situations; fifth, illicit trafficking incidents; sixth, political implications such as regional conflicts.

nakanishi.hiroaki@jaea.go.jp

[1] IAEA, “The Safeguards Implementation Report for 2017 (GOV/2018/19),” 3 May 2018.
[2] 核物質管理センター『IAEA 保障措置用語集 2001 年版対訳』、187 頁
[3] 前掲書
[4] Paul K. Kerr & Kenneth Katzman, “CSR Report: Iran Nuclear Agreement and U.S. Exit,” 20 July 2018, p.15.
[5] Mark Hibbs, “MJ, the 123, and the SLA,” Arms Control Wonk, April 14, 2013; Mark Hibbs, “The IAEA’s Conclusion About Turkey,” Arms Control Wonk, April 16, 2015.
[6] 核物質管理センター、前掲書、177 頁及び 183 頁
[7] IAEA, “Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38) (GOV/2014/41),” 13 August 2014.
[8] Eva Gyane, “Information-Driven Safeguards: A country officer’s perspective (IAEA-CN-184/41),” 2010.
[9] IAEA “Safeguards Implementation Guide for States with Small Quantities Protocols,” Vienna, April 2013.
[10] Ibid.
[11] Ibid.
[12] IAEA “Small Quantities Protocols Amendments - Status as of 24 September 2018” (https://www.iaea.org/topics/safeguards-legal-framework/status-small-quantities-protocols)
[13] IAEA, supra note.7, pp.32-33.
[14] “Statement by H.E. Mr. Songsak Saicheua, Ambassador and Resident Representative, at the 62nd Regular Session of the General Conference of the IAEA, Vienna International Centre, 20 September 2018” (https://www.iaea.org/sites/default/files/18/09/gc62-thailand-statement.pdf).
[15] IS 移行国で AP 発効から 2 年以内に BC を取得した国は 15 ヵ国ある。
[16] Mark Hibbs, “Safeguards in the spotlight,” Arms Control Wonk, 9 June 2013.
[17] 国連安保理決議第 1540 号決議に基づく委員会のウェブサイト (http://www.un.org/en/sc/1540/national-implementation/1540-matrices/committee-approved-matrices.shtml)
[18] Cameron Hunter and Sammy Salama, “Companies Reported to Have Sold or Attempted to Sell Libya Gas Centrifuge Components,” NTI website, 1 March 2005.
[19] IAEA, supra note.7, p.37.
[20] 外務省：海外安全ホームページ (https://www.anzen.mofa.go.jp/index.html)
[21] IAEA, supra note.7, pp.40-41.
[22] ITDB への参加状況は、脚注 17 に記載のマトリックスの情報を参考にした。
[23] NTI “CNS Global Incidents and Trafficking Database” August 8, 2018 (https://www.nti.org/analysis/articles/cns-global-incidents-and-trafficking-database/).
[24] Ibid.
[25] IAEA, supra note.7, p.32.
[26] Mark Hibbs, “Arriving at an IAEA Broader Conclusion for Iran,” Carnegie Endowment for International Peace, 22 September 2016; Chen Kane, “Safeguards and Verification in Inaccessible Territories, CNS Occasional Paper No.39, October 2018, p.22.

国レベルコンセプト(SLC)の全体像の調査結果の概要

Summary of Research Result of State Level Concept (SLC)

木村 隆志，田崎 真樹子，北出 雄大，清水 亮，玉井 広史，中西　宏晃，須田 一則

（国）日本原子力研究開発機構

Takashi KIMURA, Makiko TAZAKI, Yuta KITADE, Ryo SHIMIZU, Hiroshi TAMAI, Hiroaki NAKANISHI, Kazunori SUDA

JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

1. 緒言

保障措置（以下「SG」という。）の健全な基盤に基づく結論導出の継続及び各国の SG 義務の履行の確信度向上のため、IAEA は「国レベルのコンセプト（SLC）」と呼ばれる各国の SG 協定の範囲内で、「国の原子力及び原子力関連活動並びに能力の全体」を考慮する方法にて SG を実施するというコンセプトを開発し、適用している。本 SLC の下、国別に開発された「国レベルの SG アプローチ（SLA）」は、包括的保障措置協定（CSA）及び追加議定書（AP）を締結し拡大結論（BC）を得て統合保障措置（IS）下にある国から適用を開始している。

本報告では、IAEA 理事会資料[1][2]を調査し、その調査結果に基づき SLC の全体像として SLC の要素の概要を纏めるとともに、これを踏まえて国内の原子力事業者における留意点を検討する。

2. SLC の要素

SLC の要素は、(i) 一般的目的、(ii) 技術的目的、(iii) 取得経路分析、(iv) SLA 開発、(v) 年次実施計画、(vi) 国特有の要素、(vii) SG 関連情報評価、(viii) SG 結論の導出である。個々の要素について以下にその概要を記載する。

なお、今回の調査は、日本が CSA 締結国であることから、CSA 締結国に焦点を絞って纏めており、SLC 対象となるその他 SG 協定（自発的 SG 協定（VOA）、個別的 SG 協定（INFCIRC/66 型））についても IAEA は SLA を開発しており、SLC の要素は基本的に同じである。

2-1. 一般的目的、技術的目的及び取得経路分析

CSA 締結国に共通する国レベルの「一般的目的」は、(i) 国全体の未申告の核物質又は活動の探知、(ii)申告された施設等における核物質の未申告の製造又は処理の探知、(iii) 申告された施設等で申告された核物質の転用の探知である。この「一般的目的」が特定の国に対してどのように取り組むべきかを決定するために、核兵器等の開発のための核物質取得が技術的に妥当な経路を分析する。これを「取得経路分析」という。

また、「取得経路分析」では、国家の核燃料サイクル及び関連技術の能力を考慮し、国が

取り組む可能性のあるステップ（例、未申告の原子力活動の実施）に関する技術的評価が行われる。

IAEA は各経路の「技術的目的」を定め、その経路をカバーする際の相対的重要性に従って優先順位を付け、その「技術的目的」を達成するための SG 手法が特定される。

なお、「一般的目的」は、CSA の適用範囲が同じであるため、すべての CSA 締結国に共通あるが、「技術的目的」は国家の核燃料サイクル及び関連技術の能力を考慮したものであるため国によって異なる。

2-2. SLA 開発

技術的目的及びそれらの相対的優先順位が確立される取得経路分析に基づいて、各国の「SLA 開発」が実施される。これは、技術的目的を達成するために実施できる SG 手法の特定につながる。これにより、特定した SG 手法のオプションの費用対効果を比較し、SG クライテリアに記載の活動を機械的に実施するのではなく、「技術的目的」の達成に重点を置くことで SG 上の意義のあるエリアに対して SG 活動を集中化することができる。

国の核燃料サイクル及び関連能力等の特定の国特有の要素が、取得経路分析と技術的目的の決定に考慮されており、これは「SLA 開発」における重要な要素である。

2-3. 年次実施計画

毎年、「年次実施計画」では、上記 2-1 に示す優先順位に従って技術的目的を達成するために、選択された活動のスケジュールを明確にする。申告された施設での技術的目的を達成する活動の頻度及び強度は、特定の時間枠内(適時探知)での探知の確率を用いて表される。該当する場合には、国家全体の未申告の核物質及び活動の探知に対処する技術的目的を達成するために、より一般的な言い方で活動レベルの考慮事項が SLA に定められるとともに、特定の活動について毎年の年次実施計画にさらに詳述される。

2-4. 国特有の要素

国特有の要素は、SLA 開発及びその国家に対する SG 活動の計画、実施及び評価に影響を与え得るその国の要素を指すものであり、当該 6 つの各要素の概要を以下に示す。

（i）国が締結した SG 協定の種類及び IAEA 導出の SG 結論の性質

SG 活動の計画・実施・評価と適用可能な SG 手法の特定のための「一般的目的」及び「技術的目的」を確立するために使用される。

（ii）国の核燃料サイクル及び関連能力

「取得経路分析」及び「SLA 開発」の重要な要素である「技術的目的」の確立及び優先順位付に使用されるもので、計量管理報告、設計情報質問票、オープンソース等から入手される。

（iii） 国又は地域の機関の核物質の計量管理システム（SSAC/RSAC※）の技術能力

SG 活動実施・結果評価の効率性向上に影響（例、SSAC の独自の査察機器の有無）

※ **S**tate or **R**egional **S**ystem of **A**ccounting for and **C**ontrol of nuclear material

（iv）国家における SG 手法を実施する能力

SLA 開発時の適用可能な SG 手法の特定と年次実施計画の SG 活動の頻度及び強度に影響（例、遠隔監視、短期通告ランダム査察）

（v）SG 実施における国と IAEA との間の協力の性質及び範囲

年次実施計画に含まれる SG 活動の頻度及び強度に影響。国の協力の例としては、申告の適時性及び完全性の確保、設計情報質問票の早期提出、疑義に対する速やかな対応。

（vi）国家における SG 実施に係る IAEA の経験

SLA 開発時の適用可能な SG 手法特定と年次実施計画の SG 活動の頻度及び強度、SG 活動の実施、結果及び評価に影響（例、現場の SG 手法の特定に影響する条件（例、知識の継続性の観点から C/S 等の SG 機器に影響する停電頻度）、評価に影響する核物質の採取サンプルの IAEA 分析所への出荷遅れ、査察官の施設へのアクセスに支障となる治安状況）

2-5. SG 関連情報評価

IAEA は、広範囲の情報源から国に関する適切な SG 関連情報を収集し、処理する。SG 関連情報評価とは、SG 結論の導出に寄与する情報を指し、国が提供する情報（例、協定に基づく申告や報告書（例、在庫変動報告書、物質収支報告書、設計情報質問票））、現場及び本部で実施される IAEA の SG 活動からの情報（例、査察、設計情報検認、物質収支評価、SG サンプルの分析評価結果、現場に設置された SG 機器の遠隔送信データのレビュー結果）及びその他の情報 （例、オープンソースや第三者からのもので、国及び事業者の公開情報、科学技術文献、国際貿易関連データ等）がある。そのような SG 関連情報の正確さ及び品質、整合性を継続的に検証し、原子力計画に関する国の申告との一貫性を評価する。また、国の原子力及び原子力関連の活動及び能力の観点からの評価も実施する。また、異常、疑義又は矛盾が特定された場合、適時にフォローアップ活動を通じて対処される。

2-6. SG 結論の導出

上記 2-2 に示した SLA 開発及び上記 2-3 に示した年次実施計画に基づき、計画通りに SG 手法が実施されること。また、上記 2-5 に示した SG 関連情報評価が適時に実施されること。加えて、これらの実施には、上記 2-4 に示す国特有の要素を考慮したものとなっていること及びこれらの実施において生じた問題、疑義や矛盾が解消され、それら総括的な判断において転用の兆候が見られない場合、BC が導出される。

3. 原子力事業者における留意点

IAEA 理事会資料[1][2]を調査した結果、「SG 実施をさらに最適化する最大限の機会は、CSA 及び AP 締結国の BC 取得を継続すること」としている。また、IS 適用国から SLC 適

用が開始されてきていることを踏まえるとIS適用国である日本がBCを取得し続けることは重要である。SLCの要素において原子力事業者が留意すべき点として考えられるものを以下に示す。

1）取得経路分析をIAEAが行う上で必要となろう施設の図面等の設計情報について、正確なものを適時にIAEAへ提供する（上記2-1)。
2）SLA開発にあたるSG手法の特定に際して、場合によっては国を通じてIAEAから工程等に関連する質問を受けることもあろうが、適切かつ分かりやすい回答を行う（上記2-2)。
3）年次実施計画の策定にあたり、SG活動に影響するであろう施設の工事や計画停電等に関する情報を正確かつ速やかに提供する（上記2-3)。
4) 国特有の要素のうち、事業者が協力できることは国家におけるSG手法（例、遠隔監視）であり、SG手法の適用に係る協力（例、遠隔監視装置の設置作業）や適宜、SG手法及び技術の開発（例、非破壊分析装置の開発）に協力する（上記2-4)。
5）SG関連情報のうち、事業者が提出するCSA関連報告（例、在庫報告）やAP関連報告（例、核物質を伴わないR&D活動）の正確性及び完全性の確保（例、分析誤差の管理、誤記の抑止）に努める（上記2-5)。
6) SG結論の導出の1つの要素になり得る現場査察にて生じた疑義等への速やかな対応（例、申告値の誤記）を務める（上記2-6)。

4. 結論

SLCの実施は、(i) 一般的目的、(ii) 技術的目的、(iii) 取得経路分析、(iv) SLA開発、(v) 年次実施計画、(vi) 国特有の要素、(vii) SG関連情報評価、(viii) SG結論の導出といった8つの要素の各々の面から多くの手法を駆使して国毎の SG 実施の有効性及び効率性を向上させる概念であることが分かった。

日本は2004年にBCを取得し、以後、現在まで毎年BCの取得を継続しており、このことは IAEA の限られたリソースによる SG 活動の有効性及び効率性に寄与している。原子力事業者は、IAEA等によるSG活動を対応する上で、このことを認識することが必要であると考えられる。加えて、現場の査察に密着して対応する原子力事業者は、上記3に示す留意点を再認識することで、日本のBC取得を継続させる一助となり、一層、IAEAによるSG活動の有効性及び効率性に寄与するものと考えられる。

This is the summary of research result of State Level Concept (SLC) which has been developed and conducted by the IAEA and a major purpose of the research reported here is to promote the nuclear operator’s understandings for the importance of Broder Conclusion drawn continuously by the IAEA under SLC.

参考文献

[1] IAEA, “The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level”, GOV/2013/38, 12 August2013

[2] IAEA, “Supplementary Document to the Report on The Conceptualization and Development of Safeguards Implementation at the State Level (GOV/2013/38)”, GOV/2014/41, 13 August 2014

「地域保障措置」の設立に係る要素の考察
Study on elements of establishing the regional safeguards

*北出　雄大、玉井　広史、田崎　真樹子、清水　亮、木村　隆志、中西　宏晃、
須田　一則

日本原子力研究開発機構

*Yuta KITADE, Hiroshi TAMAI, Makiko TAZAKI, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA,
Hiroaki NAKANISHI, Kazunori SUDA

Japan Atomic Energy Agency[1]

1. 緒言

「地域保障措置」は既存の IAEA 保障措置を強化・補完する手段の 1 つと考えられ、2000 年以降の NPT 運用検討会議では地域保障措置に関し、「二国間及び地域保障措置は諸国間の透明性及び信頼醸成の促進に重要な役割を果たし、核不拡散に係る保証を提供することができる」と示され、また、NSG（原子力供給国グループ）ガイドラインにおいても地域保障措置に関する言及がある。本研究は、「地域保障措置」の代表例である EURATOM 及び ABACC の事例に基づき、「地域保障措置」の設立に係る要素について検討する。

2.リサーチクエスチョン及び研究方法

本研究は、「地域保障措置」を代表する EURATOM（欧州原子力共同体）及び ABACC（ブラジル・アルゼンチン核物質計量管理機関）を分析対象の軸とし、「地域保障措置が拡大、普及するために必要な要素・ポイントは何か」とのリサーチクエスチョンを設定した。加えて、「地域保障措置」が設立されていない地域（例えば、中米、アフリカ、中東、南アジア、東南アジア及び北東アジア）における設立の可能性についても検討を行った。

研究方法として EURATOM 及び ABACC の設立経緯や原子力活動に係る特徴・背景などから共通する変数を検討し、要素・ポイントの考察を行った。

3. 核不拡散体制における「地域保障措置」の位置づけ

①「地域保障措置」とは

「地域保障措置」とは、特定の地域において保障措置協定を締結し、協定で規定された保障措置機関が、協定加盟国の原子力施設に対する保障措置を実施することとされる。保障措置の枠組みは加盟国に限定されるが、その目的は IAEA 保障措置と概ね同様で、核物質が平和目的（若しくは規定された使用目的だけに利用され、核兵器に転用されないことを担保し、検認活動の手法としては計量管理、封じ込め・監視、査察等が行われる。

②「地域保障措置」と「国際保障措置」

国際保障措置は IAEA（国際原子力機関）の主導で実施され、これまでの IAEA 保障措置として、個別の保障措置協定（INFCIRC/66 型）、包括的保障措置協定（INFCIRC/153 型）、改訂少量議定書（Small Quantities Protocol 及びその

改訂)、追加議定書(Additional Protocol)、自発的協定（核兵器国による IAEA 保障措置の自発的適用）が存在する。一方で地域保障措置は、EURATOM（欧州原子力共同体）保障措置及び ABACC（ブラジル・アルゼンチン核物質計量管理機関）の原子力平和利用のためのアルゼンチン及びブラジルの協定がある。

EURATOM に関しては､EURATOM の査察官が地域内の原子力施設に対し、査察を行うのに対し、ABACC についてはアルゼンチンの査察官がブラジルの原子力施設を査察し､ブラジルの査察官がアルゼンチンの原子力施設を査察するといった相互査察が実施されている。なお、それぞれの機関は地域内で適用される保障措置協定のみならず IAEA とも保障措置協定を締結している。そのため、IAEA も共同査察として査察の効率性に留意しつつ、地域保障措置における査察に加わる。

③地域保障措置の意義

「地域保障措置」のメリットは大きく分けて 2 点存在する。1 点目は加盟国間で核物質の核兵器への不転用を地域内で相互監視を行うため､地域内の原子力平和利用に関する透明性及び信頼醸成の向上が期待される。特に 2000 年以降の NPT 運用検討会議の最終文書[i]では「二国間及び地域保障措置は諸国間の透明性及び信頼醸成の促進に重要な役割を果たし､核不拡散に係る保証を提供することができる」と示されている。特に ABACC において「隣人が隣人を監視する(Neighbor Watching Neighbor)[ii]」との概念が存在する。

2 点目が査察活動の効率化で、IAEA との関係において EURATOM に関しては、INFCIRC/193 第 4 条は IAEA と EURATOM 保障措置による共同査察の実施の際、その実施に重複がないこと、ABACC に関しては、INFCIRC/435 第 3 条は ABACC と IAEA は保障措置活動において不必要な重複を回避することが規定されている。具体的には査察活動での人的・経済的資源の効率化として査察の回数、程度及び期間の最小化が期待され、例えば、EURATOM は IAEA との間で 1992 年にニューパートナーシップ・アプローチ(NPA)を締結し、保障措置アプローチ、査察計画と手続き、査察活動、査察の機器、方法及び技術に関する実施取り決めの最適化や採取・輸送・分析のサンプル数を減らすために分析能力を共用することや査察に関する研究開発や査察官の訓練､査察官の滞在を査察機器で置換することなどを実施している[iii]。NPA により IAEA と EURATOM による MOX 燃料加工施設の査察人日は 650 人日から 330 人日、低濃縮ウラン燃料加工施設は 450 査察人日から 65 人日まで低減するなど大幅に査察人日を低減し[iv]、また、ABACC についても 1997 年の「IAEA と ABACC の間の活動を調整するためのガイドライン」により、査察機器の共同利用、共同査察が進められている。

以上、「地域保障措置」は地域内の原子力平和利用に対する透明性・信頼醸成の向上及び査察活動の効率化に期待され、それは IAEA 保障措置を強化・補完すると考えられる。

4.地域保障措置の代表例

① EURATOM（欧州原子力共同体）

イ) 概要・目的

EURATOM は 1957 年 3 月に仏国、西ドイツ、ベルギー、イタリア、オランダ及びルクセンブルクが欧州共同体設立条約を締結し、設立された。（現在の加盟国数は 28 ヵ国）その目的は「原子力産業の迅速な確立及び成長に必要な条件を創出することにより、加盟国における生活水準の向上及び他の国との関係の発展に貢献」を達成するためである。主に以下、8 つの目標が掲げられている。

(1) 研究開発の推進と情報の普及
(2) 公衆と労働者の安全と健康のため統一的な基準の策定と監督
(3) 原子力利用に要する基礎的研究機関の設置と投資
(4) 原子力資源及び燃料物質の適切・公平な供給
(5) 核物質を目的外に使用しないよう管理・監督
(6) 原子力利用のマーケットの拡大
(7) 濃縮ウランやプルトニウム等の特殊な核物質の所有者の権利行使
(8) 原子力平和利用のため国際機関や関連国との協力

上記の目標の中で、(5)が EURATOM 保障措置に該当し、核物質等について使用者[v]が申告した使用目的以外に転用されないことの確認が規定されている。EURATOM 保障措置は域内の全ての民生用核物質が対象となるが、英国、仏国の国防目的の核物質等は除外されている。また、申告された核物質の使用目的の遵守が目的であり、未申告の原子力活動や核物質は対象外となっている。

EURATOM は 1977 年に IAEA と保障措置協定（INFCIRC/193 型）を締結し、協定の内容は概ね包括的保障措置協定（INFCIRC/153 型）と同じであるが、加盟各国が個別に締結するのではなく、EURAROM が締結している。1992 年には先述のとおり、NPA を IAEA と締結し、また、IAEA は 2010 年以降、特定の原子力施設に対し、短期通告ランダム査察の適用を開始し、定期的に計画された査察を削減[vi]するなど、査察の効率性を高めている。

ロ) 設立の背景・契機

EURATOM は第二次世界大戦後の欧州復興から生まれた政治・経済統合のプロセスの流れで設立された。その先駆けは、エネルギー資源の共同管理や独自の経済基盤確保を目的とした欧州石炭鉄鋼共同体の設立（1952 年）である。しかし、その後、石炭不足や資源の海外依存の低減を目標に原子力エネルギーの必要性が生まれ、EURATOM の設立に至った。また、設立の背景には西ドイツの核武装防止や米国などから原子力資機材の提供を受けるためだったとも考えられ、EURATOM 保障措置は米国からの低濃縮ウラン提供における査察の代替手段[vii]として規定された。

以上、EURATOM は地域統合（政治、経済面での協調・協力）の流れの中で原子力平和利用の推進とそれに伴う査察体制の構築の必要性が高まり設立され、NPA や短期通告ランダム査察の実施により査察活動の効率化が進められている。

② ABACC（ブラジル・アルゼンチン核物質計量管理機関）

イ)概要・目的

ABACC は、1991 年 7 月にアルゼンチン・ブラジル間で締結されたアルゼンチン・ブラジル原子力平和利用協定（以下、二国間協定）により設立された。その目的は、両国の管轄下又は管理下にある核物質及び原子力施設の平和利用、核兵器の製造及び貯蔵などの禁止、核物質の核兵器への不転用を検認する共通核物質計量管理制度(SCCC)が設立されている。二国間協定は主にアルゼンチン、ブラジルの全ての原子力活動下に置かれている核物質が転用されないことを規定している。また、協定内では原子力潜水艦の推進力としての原子力利用は認められている。先述のとおり、アルゼンチン及びブラジルは ABACC の下、相互査察を実施している。

上記に加え、ABACC は 1991 年 12 月に IAEA と保障措置協定(INFCIRC/435)を結ぶことに同意した。協定の内容は EURATOM と同様に包括的保障措置協定と同じであり、アルゼンチン、ブラジルは個別に締結していない。アルゼンチン及びブラジル間の二国間協定と同様に原子力潜水艦の推進力としての原子力利用は認められている。アルゼンチン、ブラジルは INFCIRC/435 締結時、NPT（核不拡散条約）には加盟していなかったが、米国、ドイツ及びカナダは二国間協定のみでは核不拡散上、不十分とし両国に対し、圧力を掛けたこと[viii]、一方でアルゼンチン、ブラジルは経済発展のため海外から先進技術を取得し、また主として対米関係を改善のために INFCIRC/435 が結ばれた。その後、1994 年には両国は IAEA 保障措置の適用を受ける環境が整い、IAEA を交えた相互査察体制が開始された[ix]。一方で追加議定書への締結には至っていない。

また、両国の原子力活動の拡大に伴い、査察業務量が増大したため IAEA などと保障措置技術開発を行い、効果的でかつ効率的な保障措置アプローチを進めている[x]。

ロ)設立の背景・契機

設立の背景として、アルゼンチン・ブラジルは軍事政権下にて水資源を巡り対立していたが、1979 年にその問題が解決し、また両国の再民主化を契機として関係が改善された。その際、より協力関係を強化したのが原子力分野の協力で当時、両国は軍事及び民生用の原子力計画を有し、濃縮、再処理の技術なども保有するなど独自に核燃料サイクルを構築しようとした。

しかしながら、第二次石油危機による財政難で原子力活動へのコストが増大したこと、インドの核実験を背景に両国の原子力活動への国際的

な」圧力が高くなり、原子力資機材の供給が停止した。そのため、両国は原子力活動の協調路線を築き、1980 年に原子力エネルギーの平和利用の開発と適用のためのアルゼンチン・ブラジル協定を締結し、その中で原子力利用に係る信頼醸成プロセスが開始された。1980 年の協定以降も、1985 年の原子力政策に関する共同宣言や 1986 年のアルゼンチン・ブラジル統合協定[xi]などが締結され、原子力利用の透明性向上を目的に共同査察に係る会合や互いの濃縮施設への訪問[xii]が行われた結果、1991 年に ABACC が設立された、

以上、原子力活動の協調路線より信頼醸成プロセスが生まれ、ABACC が設立されたが、EURATOM と異なり、その目的は核物質の不転用検認が主である。

5.EURATOM 及び ABACC 設立における共通の要素・ポイント

EURATOM と ABACC の異なる点として EURATOM は目的が多様である一方で ABACC は査察のみを目的としている。しかし、両者には共通の変数が見られた。それは設立に至るまでに原子力開発に係る基盤が進展していたこと（若しくはその関心の高さ）及び地域統合及び協力、信頼醸成構築が進展していたことが挙げられる。

① 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

EURATOM は、設立される以前の 1950 年代前半にはエネルギー安全保障への懸念が生じており、原子力発電の導入促進と地域諸国間で原子力に係る研究開発及びその促進の必要性が認識された。また、当時仏国、ドイツ及びベルギーはウラン濃縮への関心を有し、設立の前後には仏国、ドイツ、ベルギー及びイタリアは原子力発電所の建設を開始していた。

ABACC に関して、アルゼンチン及びブラジルは核兵器開発を目指した経緯があるものの、国内のエネルギー自給に対応するため 1950 年代には原子力委員会を設立するなど、国内の原子力活動に係る体制を構築した。特に両国は米国や独逸などと核燃料サイクルに係る技術移転[xiii]に係る協力の結果、核燃料サイクルに係る技術を蓄積し、保有するに至った。また、アルゼンチンは 1974 年に初めて原子力発電所（アトーチャ 1 号機）を稼働し、ブラジルは 1985 年に初めて稼働（アングラ 1 号機）させた。

以上、両者とも設立に至る前に原子力発電や濃縮技術などに係る技術を保有若しくは関心が高かったと考えられる。

② 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

EURATOM の起源である ECSC（欧州石炭鉄鋼共同体）は第二次世界大戦後の欧州地域の恒久的な平和や経済的な超国家的単一大市場の設立を

目的として設立された。その後、石炭、石油への依存を低減するため、共同で原子力の研究開発が進められ、エネルギー安全保障や加盟国の生活水準向上に向けた協力を確立するために EURATOM が設立された。

ABACC に関して、1970 年代は水資源等を巡る対立がブラジル・アルゼンチン間で発生し不安定な状態が続いていた。しかし、1980 年代における両国での民主化プロセスの開始に伴い、原子力平和利用に係る協調路線が構築され、また、1986 年にはメルコスール（南米共同市場）の基盤となる統合協定が結ばれた。このような経緯を経て、原子力分野も含めた地域協力が深化し、その結果、ABACC が設置されるに至った。

以上、両者の事例を分析すると当該地域の統合・協力や信頼醸成などが図られた結果、これらの地域にて「地域保障措置」が構築されるように至ったと考える。

6.他の地域に係る分析

他の地域（例えば、アジア、アフリカ、など）にも 5.において示した検討が該当するかどうか検証する。

① 中南米　※アルゼンチン、ブラジルは除く

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

原子力発電の導入・確立についてはメキシコのみであり、中南米地域としては途上にある。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

地域統合、協力の枠組みとして OAS（米州機構）が設立され、加盟国間の紛争の防止及び平和的解決の確保や経済的、社会的、文化的発展の促進などに向けた取組がなされている。

② アフリカ

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

原子力発電の導入・確立については南アフリカのみであり、アフリカ地域としては途上にある。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

地域統合、協力の枠組みとして AU（アフリカ連合）が設立され、政治的･経済的な統合の実現と紛争の予防･解決に向けた取組がなされている。

③ 中東

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

ヨルダン、トルコ、サウジアラビア等、多くの中東諸国は原子力発電への関心を示し、UAE 及びイランは既に建設しており、今後の原子力発電の導入の増加が予想されるが現状として、途上にある。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

イスラエル・アラブ諸国間の対立、アラブ諸国間の対立、イランとイスラエル・アラブ諸国間の対立が混在し、地域の安全保障は不安定で、包括的な地域協力や信頼醸成の基盤は進展していない。

④ 南アジア

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

インド、パキスタンとも原子力開発に係る基盤は十分にあり、インドは高速増殖炉の研究開発を進め、パキスタンもチャシュマ 5 号機の建設計画を進めている。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

インド、パキスタンはカシミール地方の領有を巡る問題や相互不信から核兵器の保有に至った経緯があり地域協力や信頼醸成の基盤は途上にある。

⑤ 東南アジア

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

原子力発電の関心は高まりつつも未だ導入・確立は進んでいない。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

地域統合、協力の枠組みとして ASEAN（東南アジア諸国連合）が設立され、域内経済協力の強化に向けた取組がなされている。

⑥ 北東アジア

イ) 原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）

原子力発電や核燃料サイクル等の研究技術開発が進んでおり、今後もその成長が見込まれる。

ロ) 地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展

朝鮮半島情勢等、地域内の安全保障環境は不安定な状態にあり、地域統合や地域協力、信頼醸成を進める枠組みは小さい。

以上、EURATOM や ABACC のように原子力開発と地域統合及び協力、信頼醸成が同時に進んでいる地域は現状、見当たらない。それ故、「地域保障措置」を設立する上で 5.において示した要素が必要になると考える。

また、6.の結果として地域統合及び協力、信頼醸成構築は進展しているが原子力開発は途上の地域（中米、アフリカ、東南アジアなど）と原子力開発に係る基盤は進展しているが地域統合及び協力、信頼醸成構築は途上の地域（南アジア、北東アジア）に分けられることが判明した[xiv]。次章ではこれらの結果を踏まえて、今後の地域保障措置設立の可能性について検討する。

7.EURATOM 及び ABACC の事例（他の地域での地域保障措置設立の可能性）

① 中南米、アフリカ及び東南アジア

これらの地域は今後、原子力開発を進めることで地域保障措置設立の可能性がより高まると考えられる。特に EURATOM は地域統合の流れで原子力開発への機運が高まり設立され、査察の効率性を重視しているが、原子力発電を新規に導入する国・地域は査察を受ける能力が乏しく、国内の保障措置技術にも課題があるため、地域でまとまって査察体制を構築することで技術力の向上と共に IAEA の負担も軽減され、効果的・効率的な査察が期待される。そのため、上記の地域に対しては EURATOM が参考になると考えられる。

② 南アジア及び北東アジア

地域保障措置設立の可能性としてこれらの地域は先ずは地域協力や信頼醸成の基盤を確立することでその可能性がより高まると考えられる。特に ABACC は長期的な信頼醸成プロセスを経て設立され、原子力分野を起点としていたことに注目すべきである。また、これらの地域は核不拡散の問題を抱え、地域対立も発生している。そのため、これらの地域に対しては透明性向上、つまり査察を重視する ABACC の例が参考になると考えられる。

8.結論

EURATOM と ABACC の設立背景・経緯に注目したところ、両者とも原子力開発に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）と地域統合及び協力、信頼醸成構築の進展に係る要素・ポイントが存在した。しかし、地域保障措置が設立されていない他の地域を見るとそのような要素・ポイントをすべて満足するには至っていない。それ故、今後、地域保障措置を考える上、本研究で提示した要素・ポイントは必要になると考える。

これらの地域のうち、中南米やアフリカ、東南アジアのように地域統合及び協力、信頼醸成構築は進展しているが原子力開発 に係る基盤の進展（若しくはその関心の高さ）が小さい地域における地域保障措置の設立にあたっては地域協力から原子力開発に向かって、また、査察の効率性を重視する EURATOM が参考になる。

一方で、南アジア、北東アジアのように地域統合及び協力、信頼醸成構築は小さいが、原子力開発に係る基盤は進展しており、原子力開発から信頼醸成を構築し、特に相互査察をとる ABACC が参考になると考えられる。

地域保障措置は原子力活動の透明性や査察の効率化を通し IAEA 保障措置を強化及び補完する。EURATOM や ABACC の事例から新たな地域において地域

保障措置の設立の可能性を検討することは今後の地域保障措置を考える上で有益なものになるであろう。

"Regional Safeguards" is considered as one of the measures for strengthening IAEA safeguards and its concept is recognized at NPT Review Conference and also NSG Guidelines amended in 2011. This Study examines the elements for the proper establishment of "Regional Safeguards" based on EURATOM and ABACC and also considering the possibility of future Regional Safeguards in other regions.

参考文献

[i] http://undocs.org/en/NPT/CONF.2010/50(VOL.I)

[ii] Mariana Oliveria do Nascimento Plum and Carlos Augusto Rollemberg de Resende "The ABACC experience: continuity and credibility in the nuclear programs of Brazil and Argentina,"9 August, 2017. p.582. <https://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/10736700.2017.1339402?needAccess=true>

[iii] Sven Thorstensen and Kaluba Chitumbo, "Safeguards in the European Union: The New Partnership Approach, IAEA Bulletin,1/1995. <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull37-1/37102382528.pdf>

[iv] 同上

[v]使用者の範囲はウラン濃縮、燃料加工、原子力発電、再処理、原子力研究及び医療分野にまで及んでいる。

[vi] "Report on the Implementation of Euratom Safeguards in 2014," European Commission. p.15. <https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/20151211%20Annual_Report%202014.pdf>

[vii] 坪井　裕・神田　啓治（2001）『核兵器国における保障措置の現状を踏まえた保障措置の普遍化方策』（日本原子力学会誌　Vol.43, No.1）

[viii] John R. Redick, "Nuclear Illusions: Argentina and Brazil," The Henry L. Stimson Center, December, 1995. <https://www.stimson.org/sites/default/files/file-attachments/Occasional%20Paper%20No.%2025%20December%201995.pdf>

[ix]適用の除外は原子力潜水艦に搭載されているのみで海軍基地で保管されている核物質には保障措置が適用されている。

[x] 2015 年度版 ABACC 年次報告書< https://www.abacc.org.br/en/wp-content/uploads/sites/2/2017/01/2015_EN-ilovepdf-compressed.pdf>

[xi]原子力産業を含む経済協力を進めることが示された。

[xii] Carlos Feu Alvim(Secretary of ABACC), Olga Mafra and Ana Claudia Raffo, "The Experience of ABACC in Applying Regional Safeguards," ABACC, 1997.< https://www.abacc.org.br/en/wp-content/uploads/2016/10/1997-The-Experience-of-ABACC-in-Applying-Regional-Safeguards.pdf>

[xiii]　中東地域は原子力開発及び地域統合及び協力、信頼醸成構築は進んでいない。

二国間原子力協力協定に係る昨今の米国政権の見解について

Study on Current US Views on Bilateral Civilian Nuclear Cooperation Agreements

田崎 真樹子、玉井 広史、清水 亮、木村 隆志、北出 雄大、中西　宏晃、須田 一則
（国）日本原子力研究開発機構

Makiko TAZAKI, Hiroshi TAMAI, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA, Yuta KITADE, Hiroaki NAKANISHI, Kazunori SUDA
JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

1. 概要

米国が他国と平和目的の原子力協力を行う上では、米国原子力法（AEA: Atomic Energy Act）[1]に基づき、原則として 9 つの核不拡散要件を包含した二国間原子力協力協定（NCA: nuclear cooperation agreement）を締結する必要がある。本稿では、米国が、NCA において協力相手国によるウラン濃縮及び再処理の実施の規制に係り採用しているアプローチについて、オバマ前政権及びトランプ現政権の方針と、議会議員及び核不拡散専門家の見解を精査した。そしてトランプ政権が昨今締結した英国及びメキシコとの NCA について、従来米国が締結した NCA とは異なる特徴を取り上げ、その上で米国と他国の将来の NCA に係る展望を考察した。

2. 経緯及び論点

米国が他国と平和目的の原子力協力を実施する上では、1978 年の米国核不拡散法（NNPA: Nuclear Non-Proliferation Act）[2]で米国 AEA に追加された第 123 条に基づき、協力相手国と NCA を締結し、原則として第 123 条が規定する 9 つの核不拡散要件を NCA に盛り込む必要がある。9 つの核不拡散要件とは、NCA 対象核物質等に係り、①恒久的な保障措置の適用、②IAEA 包括的保障措置の適用（非核兵器国の場合）、③核爆発装置やその他の軍事目的使用の禁止、④核爆発装置を爆発、IAEA との保障措置協定を終了させた場合の返還請求権（非核兵器国の場合）、⑤第三国移転に係る米国の事前同意、⑥物理的防護措置の適用、⑦ウラン濃縮、再処理、形状・内容変更に係る米国の事前同意、⑧プルトニウム、ウラン 233、高濃縮ウランの貯蔵に係る米国の事前同意、⑨移転された機微技術に起因する核物質等に上記の要件の適用である。

2009 年に米国がアラブ首長国連邦（UAE: United Arab Emirates）と締結した NCA[3]には、UAE がウラン濃縮や再処理等の機微な原子力活動を行わないことを法的義務として規定した条項（このような条項は、ゴールド・スタンダード（GS）条項と呼ばれる）が盛り込まれた。この GS 条項は、上記の米国 AEA が規定する 9 つの核不拡散要件のうちの⑦が規定する以上の厳格な核不拡散措置を NCA の相手国に対して要求するものである。その意味で米国は、従来の NCA で相手国に課していたものに比し、最も厳しい核不拡散措置を中東の UAE に課すことに成功した[4]。以降、米国政権内や核不拡散を重視する議会議員や専門家を中心に、ベトナムやヨルダン、サウジアラビアなどのアジアや中東の UAE 以外の原子力新興国との NCA に GS 条項を盛り込むべきか否かについての議論が活発化した。

3. オバマ前政権のスタンス

2012 年にオバマ前政権は、NCA 相手国によるウラン濃縮及び再処理の実施の規制に係るスタンスとして、NCA 相手国の原子力利用状況や政治情勢、核不拡散に係る取組み等を勘案して対応するとのフレキシブルなアプローチ（ケース・バイ・ケースのアプローチ）をとる旨を公表した[5]。その言葉通りオバマ政権は、2013 年の台湾との NCA[6]には GS 条項を盛り込んだが、2014 年のベトナムとの NCA[7]では GS 条項を盛り込まず、その替わりに協定前文で、ベトナムが機微な原子力技術を取得するよりも、核燃料供給役務を既存の国際市場に依拠する旨が、政治的コミットメントとして盛り込まれた（このような政治的コミットメントは、GS 条項に比しシルバー・スタンダード条項と呼ばれる）。一方、米国は 2015 年の中国との NCA[8]では、中国でのウラン濃縮及び再処理の実施に事前同意を付与し、その後に締結した韓国との NCA[9]では、韓国内でのウラン濃縮及び再処理（パイロプロセッシング）の実施に係り、NCA 上は事前同意を付与した形となっているものの、実際にそれらを実施することができる韓国内の施設名が附属書に記載されておらず、実質的に韓国内での当該活動の実施を許容していない。上記のようにオバマ前政権は、その方針で示した通り、NCA 相手国毎に異なる対応をとった。

4.トランプ現政権の方針

トランプ大統領自身は、NCA 相手国によるウラン濃縮及び再処理の実施の規制に係るスタンスを明確にしていない。しかしトランプ政権は、2018 年 5 月に署名した英国との NCA[10]では、英国内でのウラン濃縮と再処理の実施に事前同意を付与した一方で[11]、メキシコとの NCA[12]では、協定前文でシルバー・スタンダード条項を盛り込んだ。またサウジアラビアとの NCA に係る交渉について、2018 年 5 月、マイク・ポンペオ国務長官は上院外交委員会の公聴会で、サウジアラビアに対しては GS 条項を盛り込んだ NCA の締結を求めていること、それは、イランとの核合意（包括的共同作業計画、JCPOA: Joint Comprehensive Plan of Action）から離脱する旨を表明した[13]米国がイランに対して求めていることと同様であることを明らかにした[14]。またクリストファー・フォード国務次官補（国際安全保障・不拡散担当）も、彼が国家安全保障会議の上級部長であった際に、核不拡散と安全保障が担保されている限り、従来の NCA に係るスタンスを変えることは考えていない旨を発言している[15]。上記を鑑みれば、トランプ政権も NCA 相手国内でのウラン濃縮及び再処理の実施に係り、実質的にはオバマ前政権同様に NCA 相手国毎にフレキシブルなアプローチをとる方針であると思われる。

5. 議会議員の見解

NCA 相手国内でのウラン濃縮及び再処理の実施の規制に係り、米国議会には NCA に GS 条項を盛り込むことに熱心な超党派の議員が存在する。2018 年 3 月、下院外交委員会の主要メンバーで同委員会中東アジア及び北アフリカ小委員会委員長のイリアナ・ロス・レイティネン下院議員（共和党、フロリダ州）と、同委員会アジア及び太平洋小委員会少数党筆頭委員のブラッド・シャーマン下院議員（民主党、カリフォルニア州）は、ペリーDOE 長官宛てに書簡[16]を発し、サウジアラビアとの NCA には GS 条項を盛り込むべきであること、また米国 AEA を改正して NCA に対する議会の監視を強化すると共に GS 条項を含まない NCA の締結には議会の承認が必要であること等を主張し、実際に AEA の改正法案を下院に提出した[17]。現行の AEA では、米国議会が 90 日間の継続会期中に上下両院による合同不承認決議案を採択しなければ、NCA は自動的に承認されたものとみなされるが、仮に NCA

の承認に合同承認決議案の可決が必要とされることになれば、現在よりも議会による NCA 承認のハードルが格段に高くなることを意味する。しかしロス・レティネン下院議員は、2011 年以降、NCA に対する議会の関与の強化を意図して、今次同様の AEA の改正法案を下院に提出しているものの、共和党が多数を占めたオバマ前政権下の議会でも、改正法案が可決されることはなかった。したがって AEA の改正に賛同する議員は必ずしも多くはないようであり、また、特に下院の任期は 2 年で、選挙で変わる可能性もあり、下院議員たちにとって本件はそれほど重要な問題ではないかもしれない。一方上院では、外交委員委員長のボブ・コーカー上院議員（共和党、テネシー州）は、熱心な GS 条項支持者である。また外交委員会の主要メンバーであるエドワード・マーキー上院議員（民主党、マサチューセッツ州）も同様であり、彼は例えばサウジアラビアとの NCA について、同国にウラン濃縮や再処理を許容すれば、秘密裡の核兵器製造につながる恐れがあること、さらに GS 条項を欠く NCA は、イランとサウジアラビアによる核競争をエスカレートさせる恐れがあること等を主張している[18]。なお、2018 年 11 月の中間選挙には、ロス・レティネン下院議員及びボブ・コーカー上院議員は出馬せず議会からの引退を表明しているが、中間選挙の結果、伝統的に核不拡散を重視する民主党が下院で優位を占め、また上院でもマーキー上院議員は健在であり、さらに上院外交委員会には同じく核不拡散を重視するマルコ・ルビオ上院議員も存在する。したがって今後も上下両院の外交委員会で、核不拡散を重視する議員たちは、米国 AEA の改正も視野に入れて、今後も NCA に GS 条項を盛り込むべきことを繰り返し主張すると思われる。

6. 核不拡散等専門家の見解

核不拡散等専門家の中には、核不拡散を重視し、例えばサウジアラビアとの NCA に GS 条項を盛り込むべきと強硬に主張する者と、核不拡散を踏まえつつも原子力協力の推進をより重視し、中東諸国との NCA に GS 条項を盛り込む必然性を疑問視する者もいる。例えばヘンリー・ソコルスキー核不拡散政策教育センター長は、NCA に GS 条項を盛り込み同国がウラン濃縮や再処理活動を開始する可能性を封じ込めなければ、将来的にイランとの間で核競争が起こり、中東地域が「核の無法地帯」になるとの危惧を表明している[19]。また、ジョージ・ワシントン大学大学院研究フェローのシャロン・スクワッソーニ氏は、むしろ議会議員による NCA への関与を重視し、既存の NCA の多くは NCA の有効期間が無期限または有効期限到来後に自動的に延長されていることを批判し、それは議会の NCA に対する関与を迂回させるものであり、議会は、有効期間が無期限または延長が規定されている既存の NCA のレビューを行うべきこと等を主張している[20]。

一方、トランプ大統領のシンクタンクとも言われるヘリテージ財団政策アナリストのケイティ・タブ氏は、米国 AEA 第 123 条の 9 つの核不拡散要件は、GS 条項を NCA に盛り込み NCA 相手国によるウラン濃縮や再処理を止めることまで要求していないこと、サウジアラビアとの NCA に関しては、同国がそれを拒否していることが NCA 締結の妨げになっているのであれば、結果的にそれは米国の核不拡散目的に不利益をもたらしていることになること、したがってサウジアラビアとの NCA に GS 条項を盛り込むことが必ずしも必要でないことを主張している。さらに同氏は、NCA が米国の核不拡散目的を推進させる多くの手段の一つに過ぎず、米国が GS 条項を盛り込むことに固執するよりも、サウジアラビアの核不拡散を強化できる方策、例えば NCA の締結・発効の要件として、サウジアラビアによる IAEA 保障措置協定追加議定書（AP）への署名・批准を盛り込むことができれば、

核不拡散の向上に繋がる可能性があると述べている[21]。このように核不拡散等専門家の中でもNCAにGS条項を盛り込むことに係り賛否両論がある。

7. 昨今の米国とメキシコ及び英国とのNCAの特徴：NCAの有効期限到来後の措置

上述したようにトランプ政権は、英国及びメキシコとのNCAでは、NCA相手国毎にフレキシブルなアプローチをとっているが、その他に両NCAの共通項として、米国が従来、締結してきたNCAとは異なる点が存在する。それは、両NCAには、NCAの有効期限到来後のNCAの延長に係る規定が無いということである。

表1は、従来の米国と他国との主要なNCAを示したものである[22]が、UAEとのNCA締結後、他の原子力新興国とのNCAにGS条項を盛り込むべきかが議論され始めた2014年のベトナムとのNCAを境に、それ以前のNCAでは、NCAの有効期限到来後は一定期間毎にNCAを延長する措置が設けられているのに比し、それ以降のNCAは、中国とのNCAを含め、また現在、米国と共同燃料サイクル研究[23]を実施中の韓国とのNCAを除き、NCAの有効期限到来後の延長措置が盛り込まれていない。このような措置は、上述したスクワッソーニ氏が主張したように、NCAの有効期限到来後もNCAが自動延長されることにより、NCAに対する議会の関与がなくなるとの懸念に対する現政権の配慮と考えられが、一方で将来の米国及びNCA相手国の政権にとっては、彼らがNCAの有効期限到来後も協力の継続を希求するならば、米国サイドでは、米国議会の関与の下、新たなNCAを締結するか、あるいは既存のNCAの有効期間に係る規定の改正が必要となることを意味する。つまり、米国及びNCAの相手国政府は、一般的には時間と労力を要する一連の外交交渉及び国内の諸手続きを実施し、さらに米国議会の精査を受ける必要に迫られるということである。いずれにせよ米国内の理由によりNCAの有効期限到来後の措置がないNCAを締結した中国、英国及びメキシコは、それ以前に米国とNCAを締結した国々に比し、新たな負担を強いられることとなった。

表1　1980年以降の米国と他国の主要なNCA

相手国	署名日	発効日	有効期間（年）	有効期限到来後の措置
日本	1987/11/4	1988/7/17	30	6カ月前の事前通知がない限り自動延長
ユーラトム	1995/11/7	1996/3/29	30	6カ月前の事前通知がない限り5年毎に延長
アルゼンチン	1996/2/22	1997/10/16	30	両当事国の合意により追加期間延長
ブラジル	1997/10/14	1999/9/15	30	同上
スイス	1997/10/31	1998/6/23	30	6カ月前の事前通知がない限り5年毎に延長
加国	1999/6/23	1999/12/13	30	同上
トルコ	2000/7/26	2008/6/2	15	同上
露国	2008/5/6	2011/1/11	30	両当事国の合意により延長
豪州	2010/5/4	2010/12/22	30	6カ月前の事前通知がない限り5年毎に

				延長
インド	2008/10/10	2008/12/6	40	6カ月前の事前通知がない限り10年毎に延長
UAE	2009/5/21	2009/12/17	30	両当事国の合意により追加期間延長
台湾	2013/12/30	2014/6/22	無期限	-
ベトナム	2014/5/6	2014/10/3	30	6カ月前の事前通知がない限り5年毎に延長
中国	2015/4/13	2015/11/10	30	延長規定なし
韓国	2015/6/15	2015/11/25	20	発効から17年後に5年間延長するか否かを決定（延長は1回のみ）
英国	2018/5/4		30	延長規定なし （少なくとも2年前にNCAの延長、改正について議論を開始）
メキシコ	2018/5/7		30	延長規定なし

8. 将来展望：トランプ政権が今後締結するNCAについて

トランプ政権が今後締結するNCAについての展望について、今後もトランプ政権は、NCA相手国によるウラン濃縮や再処理の実施の規制に係り、オバマ前政権同様にフレキシブルなアプローチを取り、原子力新興国とのNCA、特にサウジアラビアやヨルダンといった中東の原子力新興国とのNCAには、GS条項を盛り込むことを主張するであろう。その理由の一つは、NCAを主導するポンペオ国務長官やフォード国務次官補がその旨を言及していること、二つは英国及びメキシコとの間では、当該アプローチを具現化したNCAを締結していること、三つは、特に中東の原子力新興国とのNCAについて、米国はJCPOAのサンセット条項を理由にJCPOAから脱退してイランに対してウラン濃縮活動を止めさせることを主張している都合上、イランと敵対する例えばサウジアラビアといった他の中東の国々にもそれを求めざるを得ないからである。理由の四つは、米国はUAEとのNCAにGS条項を盛り込むことに成功したが、当該NCAでは、UAEに対して中東地域における最恵国待遇を認めており、万が一、他の中東地域の国がUAEと米国との間のNCAに比し有利な要件を具備したNCAを締結した場合、米国はUAEにも当該要件を付与しなければならない可能性があるということである。より具体的には、もし米国が他の中東諸国とGS条項を含まないNCAを締結した場合、UAEも同様にそれを米国に求めることも可能である。しかし米国がそれを許容すれば、恐らく今後は中東地域の原子力新興国に対してウラン濃縮や再処理の実施を禁止することは不可能となり、その観点からも米国は中東地域のUAE以外の原子力新興国にGS条項を求める必要があると考えていると思われる。

一方で、ヘリテージ財団のタブ氏が述べるように、米国が中東地域の原子力新興国とのNCAにGS条項を盛り込むことに固執し、万が一、NCAの締結が遅延、あるいは締結できない場合は、新興国が米国とNCAを締結するよりも、当該条項を要求していない露国、仏国、韓国、中国といった米国以外の原子力供給国とのNCAの締結を求める可能性もある。そうなれば、米国が追求する核不拡散の実現は、益々遠のくことになる。

また、核不拡散を重視する議会議員や専門家等が主張する AEA の改正（例えば GS 条項を含まない NCA の締結には議会の承認決議案を必要とする等）について、現政権は沈黙しているが、AEA 改正により NCA の承認レベルが格段に高くなることを鑑みれば、これを回避したいとのスタンスと思われる。

そして議会の NCA に対する関与を確保するための手段の一つとしての NCA の有効期限到来後の NCA の延長に係る規定の欠如について、米国が、米国とは原子力の黎明期から原子力利用に係る協力を実施してきた NPT 上の核兵器国である英国との NCA にさえも、当該規定を盛り込まなかったことは、今後トランプ政権が締結するであろう将来の NCA にも、原則として当該規定を欠くことになることを示唆する。さらにもし米国政権が将来的に再度、当該規定を NCA に盛り込もうとするとすれば、それは議会の NCA に対する関与の機会を失わせることを意味するが故に議会の大きな反発を招くことが容易に予想される。ということは、米国政権は、有効期限到来後の NCA の延長に係る規定の欠如について、今後、延長規定を復活させることは容易ではないということである。ただし上記のような米国内部事情による措置は、特に将来の NCA 相手国にとっては、必ずしも満足のいくものではないであろう。というのは、民生用原子力協力は、例えば原子炉の建設期間やその後の運転期間を鑑みても明らかなように、長期的スパンが必要とされ、また特に英国のようにウラン濃縮や再処理に係り事前同意が付与されていれば、長期に亘る安定的な協力を可能とする NCA が望ましいはずである。しかし今次 NCA では協力期間が 30 年に限定されることを余儀なくされている。この点、米国は国内の議会対応で、NCA 相手国に負担を強いている。上記はあくまで展望予測であるが、「ゴールド・スタンダード条項」及び NCA の有効期限到来後の延長規定の有無について、実際の今後のトランプ政権の対応が注視される。

Abstract

In accordance with the US Atomic Energy Act (AEA) of 1954 (as amended), the US Government needs to conclude nuclear cooperation agreements (NCAs) with other states, prior to initiating peaceful nuclear energy cooperation with such states. Principally, the US NCAs are required to include nine nuclear nonproliferation conditions prescribed in the Section 123 of the AEA, and the seventh condition relates to the US's consents towards the other states' uranium enrichment and reprocessing activities. However, previous and current US administrations require nuclear emerging states, especially those in the Middle East, inserting so-called "gold standards" into NCAs, which require them refraining from domestic uranium enrichment and reprocessing activities, beyond the seventh condition in the AEA.

In this paper, as the first step, previous and current US administration's policy towards the "gold standards", as well as the arguments by the US Congress members and nuclear nonproliferation experts on this issue are analyzed. In the second step, prominent features of the US-UK and US-Mexico NCAs concluded in May 2018 are examined. As the third step and a summary of this paper, prospects of the US administration's policy on future NCAs are explored.

---

[1] Atomic Energy Act of 1954, as Amended, Public Law 83-703

[2] Nuclear Nonproliferation Act of 1978, Public Law 95–242

[3] Agreement for Cooperation Between the Government of the United States of America and the Government of the United Arab Emirates Concerning Peaceful Uses of Nuclear Energy（2009 年 5 月 21 日付署名）

[4] もっともUAEは、2008年3月の白書で、UAE国内でウラン濃縮及び再処理の開発を行わないことを表明しており、またその旨は米国とのNCA前文にも記載されている。
[5] NTI, “Administration Letter Promises “Case-by-Case” Approach to Nuclear Trade Deals”, 23 January 2012
[6] Agreement for Cooperation Between the American Institute in Taiwan and the Taipei Economic and Cultural Representative Office in the United States Concerning Peaceful Uses of Nuclear Energy （2013年12月20日付署名）
[7] Agreement for Cooperation Between the Government of the United States of America and the Government of the Socialist Republic of Vietnam Concerning Peaceful Uses of Nuclear Energy （2014年5月6日付署名）
[8] Agreement for Cooperation Between the Government of the United States of America and the Government of the People’s Republic of China Concerning Peaceful Uses of Nuclear Energy （2015年4月13日付署名）
[9] Agreement for Cooperation Between the Government of the United States of America and the Government of the Republic of Korea Concerning Peaceful Uses of Nuclear Energy （2015年6月15日付署名）
[10] 英国が欧州連合（EU）及びEURATOMから離脱予定であることに伴い、米英両国が新たに締結した平和目的の原子力協力協定。Agreement Between the Government of the United States of America and the Government of the United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland for Cooperation in Peaceful Uses of Nuclear Energy （2018年5月4日付署名）
[11] もっとも英国は核兵器不拡散条約（NPT）上の核兵器国であり、既にウラン濃縮及び再処理技術を取得し施設の運転の経験も有している。
[12] Agreement Between the Government of the United States of America and the Government of the Mexican States for Cooperation in Peaceful Uses of Nuclear Energy （2018年5月7日付署名）
[13] “Remarks by President Trump on the Joint Comprehensive Plan of Action”, White House, 8 May 2018
[14] “Pompeo: Saudis must not enrich uranium if it seeks civilian nuclear cooperation”, The Washington Post, 24 May 2018
[15] Morning Keynote with NSC Senior Director Christopher Ford, 2017 Carnegie International Nuclear Policy Conference, 21 March 2018
[16] URL: https://ros-lehtinen.house.gov/sites/ros-lehtinen.house.gov/files/03.20.18%20-%20Sherman%2C%20Ros-Lehtinen%20Letter%20to%20Administration%20-%20Saudi%20Arabia%20123%20Agreement%20Gold%20Standard.pdf
[17] HR5357, The Nuclear Cooperation Reform Act of 2018（A bill to amend the Atomic Energy Act of 1954 to require congressional approval of agreements for peaceful nuclear cooperation with foreign countries, and for other purposes）
[18] 例えば2018年3月21日付けのペリーDOE長官宛ての書簡、URL: https://www.markey.senate.gov/imo/media/doc/123%20agreement%20letter%20to%20sec%20perry.pdf
[19] “Keeping the Middle East from Becoming a Nuclear Wild, Wild, West”, Testimony by Henry Sokolski, Presented before A Hearing of The House Foreign Affairs Subcommittee on the Middle East and North Africa Implication of a U.S.-Saudi Arabia Nuclear Cooperation Agreement for the Middle East, 21 March 2018
[20] シャロン・スクワッソーニ氏は、ベトナムとのNCAにGS条項を盛り込むべきか否か

が議論になった際も、上院外交委員会の公聴会に出席し、今回の提言内容を含む提言を行っている。Sharon Squassoni, “Civilian Nuclear Cooperation Agreements: Enhancing Our Nonproliferation Standards”, Statement before the U.S. Senate Committee on Foreign Relations, 30 January 2014

[21] Katie Tubb, “Navigating the Rough Terrain of a U.S.-Saudi Arabia Nuclear Energy Cooperation Agreement”, BACKGROUNDER, No. 3304, 5 April 2018, The Heritage Foundation

[22] 紙面の制限上、本稿では比較対象として 1980 年以降に米国が締結した NCA とした。

[23] パイロプロセッシングの実現可能性、経済性及び核不拡散性を検証するために、米韓両国で 2011 年から 10 年間の予定で実施されている共同研究。米韓両国は、当該研究の結果も含め、将来的に韓国におけるパイロプロセッシングの実施等について議論するため、NCA の有効期間を他の NCA に比し短くすることで合意したと考えられている。参考 : 田崎真樹子、清水亮、須田一則、「新米韓原子力協力協定について」、JAEA-Review, 2016-019, DOI: 10.11484/jaea-review-2016-019, 2016 年 6 月、URL: http://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2016-019.pdf

核燃料サイクルにおける平和利用の透明性

Transparency of Peaceful Use in Nuclear Fuel Cycle

*玉井 広史，田崎 真樹子，北出 雄大，清水 亮，木村 隆志，中西 宏晃，須田 一則
日本原子力研究開発機構
*Hiroshi TAMAI, Makiko TAZAKI, Yuta KITADE, Ryo SHIMIZU, Takashi KIMURA, Hiroaki NAKANISHI, Kazunori SUDA
JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY

Since the early stage of its peaceful nuclear use, Japan has promoted the plutonium management with transparent manner as a main stream of the nuclear fuel cycle policy. This paper briefly reviews good practices of plutonium management transparency and the current trend of plutonium policies in leading countries.

1. 緒言

我が国は原子力平和利用を開始した 1956 年より、一貫して核燃料サイクルとその中核となるプルトニウム利用を推進してきた。その間、米国の核不拡散政策の転換や国際的な核不拡散・核セキュリティ措置の強化等の様々な試練があったが、その都度、真摯な対応を通じて一つ一つ乗り越え、我が国の核燃料サイクル及びプルトニウム利用に対する国際的な信頼を得てきた。本稿では、そうした一連の動きの中で図られてきた我が国のプルトニウム利用の透明性確保に関する歴史的経緯とその意義を振り返るとともに、原子力先進国が進めているプルトニウム政策の動向をまとめ、今後の方向性について考える。

2. 透明性確保の事例

1991 年、原子力委員会の核燃料リサイクル専門部会において、長期的視野から核燃料リサイクルの具体的方策を提示した「我が国における核燃料リサイクルについて」を取りまとめ[1]、その中で長期的に経済的かつ安定なエネルギー源としての核燃料サイクルの必要性と意義を強調したうえで、「いかなる場合であっても核不拡散について国際的に疑念を生じないよう、厳格な核不拡散措置をとるとともに計画の透明性に配慮する」ことを謳った。そのため、「必要な量以上のプルトニウムを持たないことを原則とし、適切な計画に基づいたプルトニウム利用を着実に進める」ことを初めて表明した。英仏に再処理委託したプルトニウムが我が国に輸送されるに当たり、核不拡散問題についての国際的な懸念が生じないようにこの表明が行われたとされているが、この後の原子力長計及びその後継である原子力大綱に規定され、我が国のプルトニウム政策の重要な柱の一つとなっている。具体的な措置は毎年のプルトニウム管理状況（その前年末の保有量）の公表（原子力委員会より）である。

一方、原子力発電の増大によるプルトニウムの世界的余剰傾向、冷戦の終結に伴い核兵器解体プルトニウムが発生する状況から 1994 年、プルトニウム利用に関係する先進 9 ヶ国を中心に「国際プルトニウム管理」のあり方についての検討を開始し、1998 年より「国際プルトニウム指針（INFCIRC/549）に基づき各国のプルトニウム管理に関する政策及びプルトニウム保有量を IAEA に報告・公表することとなった。これも現在に至るプルトニウム利用の透明性確保に係る国際的な措置であるが、本指針の検討の開始に先行して我が国独自のプルトニウム管理状況の公表が行われていたことは注目すべき事実であろう。

3. 諸外国の動向

3-1. フランス

リサイクリング戦略に基づき積極的なプルトニウム利用を行っている。現在、合計 58 基の発電炉の 1/3 に当たる 22 基で MOX 燃料を利用している。これにより、天然ウランの消費を 17%抑制できると算定している。同国の再処理施設及び MOX 燃料加工施設はそれぞれ 1 ヶ所であり、不要な分離プルトニウムの在庫を避けるため、抽出されたプルトニウムの利用見通しの進展に合わせて使用済燃料を処理する方針“flux-adequacy principle”を採用している[2]。再処理を待つ間、所要の冷却を終えた使用済燃料は 1 か所（再処理施設内のポンド）に集めて貯蔵されている。

3-2. 英国

従来、海外顧客のために再処理、MOX 燃料製造を行い、日本もその顧客の一つであったが、福島原子力発電所事故後の MOX 需要の冷え込みを受けて、再処理及び MOX 製造を保留している。今後、それぞれのプロセスについてビジネスとしての再評価を行い、経済性が見込めると判断した場合、再開を検討するとしている[3]。2012 年に紹

介された使用済燃料管理政策では、英国内に保管されている海外顧客が所有するプルトニウムについて、MOX 燃料に加工して返還、あるいは英国が所有権を取得し英国の政策に従って管理、という 2 つのオプションを呈示したこともある。

3-3. 米国

1990 年代にプルトニウムの民生利用の研究開発を行わない旨を決定し、使用済燃料は直接処分政策を掲げているが、そのプロジェクトであるヤッカマウンテン計画が地元との調整難航によって中断し、使用済燃料集中貯蔵施設建設計画を立ち上げている[4]。将来的なオプションとして、核燃料サイクルの基礎研究は存続している。一方、ロシアとの軍縮交渉に基づく解体核由来のプルトニウムの処分については、当初、MOX 燃料として原子炉で燃やす計画であったが、コストの高騰から希釈処分を提案している。

3-4. ロシア

従来、旧共産圏諸国に提供した VVER 型軽水炉の燃料をリース契約として使用済燃料を引き取り、当該国における使用済燃料の蓄積防止及び核不拡散に一定の関与をしてきた。現在、高速炉の利用が最も進んでいるロシアでは、 使用済燃料のリサイクルを基本方針としており、高速炉導入の移行段階では、Dual Component Nuclear Power System と称する、高速炉からのプルトニウムを軽水炉の MOX に、軽水炉からのプルトニウムを高速炉にリサイクルする方式により、使用済燃料や回収プルトニウムの蓄積抑制を企図している[5]。

以上述べた主要国におけるプルトニウム利用あるいは管理の方針を下表にまとめる。

	分離 Pu 保有量 (トン) (2016 年末)	Pu 利用・管理
仏	81.7	再処理リサイクル。Pu の利用見通しの進展に合わせて使用済燃料を処理、不要な分離 Pu の在庫を避ける
英	129.4	再処理及び MOX 燃料製造を保留。経済性が見込めると判断された場合、再開の可能性あり
米	44.8	使用済燃料はリサイクルせず直接処分する政策で、当面、集中貯蔵計画を立案
露	57.2	再処理リサイクル。軽水炉と高速炉の組合せにより、使用済燃料や回収 Pu の蓄積抑制を図る

4. 今後に向けて

前章で主要国のプルトニウム利用あるいは管理の方針を紹介したが、何れにおいても原子力政策の中の位置づけを定め、その方針について情報公開を積極的に行っていることが見て取れる。

我が国は、本年 7 月に閣議決定されたエネルギー基本計画で、我が国が現在保有する民生用プルトニウムについて、引き続き利用目的のないプルトニウムは持たないとの原則を堅持し、核燃料サイクルの着実な進展の中で的確に利用していくことを示すとともに、プルトニウム保有量の削減に取り組むことを表明している。

この表明を現実のものとするためには、やはり広く認識されているように先ずは準備のできた商用炉を逐次稼動させることによって MOX 燃料の利用を増やし、実際に保有量に対する貢献を示し、以ってその実績作りに注力することが現実的であろう。そのうえで、六ヶ所の再処理及び MOX 施設の稼働を踏まえ、MOX 炉の運転スケジュールからプルトニウムの生産と利用について合理的な計画を立案し実施していくことが、我が国の核燃料サイクル及びプルトニウム政策に対する透明性と信頼を引き続き確保していくうえで重要であろう。

参考文献

[1] 我が国における核燃料サイクルについて (1991 年原子力委員会核燃料サイクル専門部会).

[2] Fourth National Report on Compliance with the Joint Convention Obligations (2011) Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management.

[3] Managing the UK Plutonium Stockpile (Post Note, Parliamentary Office of Science & Technology, 2014).

[4] The Blue Ribbon Commission on America's nuclear Future (Report to the Secretary of Energy, January 2012).

[5] Nuclear Fuel Cycle in the Dual-Component Nuclear Power System as a part of Russian Integrated Offer for Foreign Customers (IX International Forum ATOMEXPO, June 2017).

日本核物質管理学会賛助会員（2018 年 10 月 1 日現在）

- ✧ 北海道電力株式会社
- ✧ 東北電力株式会社
- ✧ 東京電力ホールデイングス株式会社
- ✧ 中部電力株式会社
- ✧ 北陸電力株式会社
- ✧ 関西電力株式会社
- ✧ 中国電力株式会社
- ✧ 四国電力株式会社
- ✧ 九州電力株式会社
- ✧ 日本原子力発電株式会社
- ✧ 電源開発株式会社
- ✧ 国立研究法人日本原子力研究開発機構
- ✧ 日本原子力防護システム株式会社
- ✧ 仁木工芸株式会社
- ✧ 株式会社ニューテック
- ✧ 三菱原子燃料株式会社
- ✧ 株式会社グローバル・ニュークリア・フユエル・ジャパン
- ✧ 原子燃料工業株式会社
- ✧ 日本原燃株式会社
- ✧ 原燃輸送株式会社
- ✧ 東芝エネルギーシステムズ株式会社
- ✧ 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
- ✧ リサイクル燃料貯蔵株式会社
- ✧ 日本原燃分析株式会社
- ✧ 株式会社日立製作所電力ビジネスユニット
- ✧ 富士電機株式会社
- ✧ 三菱重工業株式会社
- ✧ 株式会社ジェイテック
- ✧ 株式会社 IHI ／IHI Corporation
- ✧ 三菱電機株式会社

【日本核物質管理学会第 39 回年次大会開催協力企業】

株式会社アトックス

株式会社永木精機

コーンズテクノロジー株式会社

近藤工業株式会社

太平電業株式会社

仁木工芸株式会社

三菱重工業株式会社

ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社

国内外の叡智をたずさえ、
原子力産業再生の最前線へ。

社会と産業を支えるクリーンエネルギー原子力。
アトックスは、その安全と安定した運転に欠かせないさまざまなメンテナンス事業を展開しています。
原子力発電所、原子燃料サイクル施設、ラジオアイソトープ（RI）事業所などを対象に
放射性汚染除去、産廃物処理、放射線管理施設の保守・補修業務をはじめ
質の高いトータルメンテナンスを提供しています。
アトックスはこれからも、人と地球を見つめ、
安全・清潔・便利さを追求し続けます。

＜業務内容＞

■福島復興事業
●放射線管理　●環境修復　●除染作業　●滞留水処理　●下水処理　●廃棄物処理

■原子力発電関連施設・原子燃料サイクル施設のトータルメンテナンス
●放射線管理　●放射性汚染除染　●廃棄物処理　●ランドリー　●清掃・区域管理
●設備／装置運転・点検保守　●輸送　●分析　●各種工事

■RI使用施設関連業務及び医療事業関連業務
●放射線管理　●放射性汚染除去　●廃棄物処理補助　●管理区域内清掃　●施設／設備運転・点検保守
●加速器運転　●フィルター交換　●デコミッショニング・設備工事　●放射性薬剤取扱業務　●同位体販売

人×技術でNext Stageへ

ATOX

株式会社 アトックス

URL：http://www.atox.co.jp/（本社）　http://www.atox-isotope.jp/（同位体販売）

●本　　社：〒108-0014　東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル　TEL.(03)6758-9000　FAX.(03)3453-3821
●事 業 開 発 部：〒108-0014　東京都港区芝4-11-3 芝フロントビル　TEL.(03)6758-9004　FAX.(03)3453-3821
●技術開発センター：〒277-0861　千葉県柏市高田1201　TEL.(04)7145-3330　FAX.(04)7145-3649
●RI・医療事業部署：東海営業所　TEL.(029)282-1662 ／大洗営業所　TEL.(029)266-1331 ／東京営業所　TEL.(04)7141-1321
大阪営業所　TEL.(06)6384-6730 ／玄海事業所　TEL.(0955)52-3241

MORE SAFETY
MORE SPEEDY
MORE STRONG

Since 1946

NAGAKI

We can do it

NAGAKI Safety Tool and Equipment

株式会社 永木精機

むつテクノセンター 〒035-0021 青森県むつ市大字田名部字赤川ノ内並木100番19 TEL.(0175)31-1206(代) FAX.(0175)31-1205
六ヶ所村工場 〒039-3214 青森県上北郡六ヶ所村大字平沼字二階坂92番1号 TEL.(0175)75-3455(代) FAX.(0175)75-2125
仙台営業所 〒984-0042 仙台市若林区大和町5丁目18番7号 中北大和町ビル2FA TEL.(022)782-3465(代) FAX.(022)237-1240
いわき事業所 〒970-8026 福島県いわき市平字作町1丁目9番3号 村山ビル2D TEL.(0246)35-6678(代) FAX.(0246)35-6679
東京営業所 〒141-0031 東京都品川区西五反田8丁目7番11号 アクシス五反田ビル8F TEL.(03)5719-5600(代) FAX.(03)5496-4877
本社・工場 〒574-0045 大阪府大東市太子田3丁目4番31号 TEL.(072)871-3456(代) FAX.(072)871-7167
広島営業所 〒732-0052 広島市東区光町2丁目4番8号 ヒロテツ光町ビル6F TEL.(082)567-2668(代) FAX.(082)567-2577
九州工場 〒816-0921 福岡県大野城市仲畑2丁目14番17号 TEL.(092)502-2011(代) FAX.(092)584-2022

URL http://www.ngk-nagaki.com

世界最高クラス耐放射線性能カメラ

MIRION TECHNOLOGIES
Imaging Systems Division

英国 Mirion 社耐放射線カメラシステムの紹介

英国Mirion Technologies社の耐放射線カメラシステムは、世界最高クラスの最大集積線量(>2MGy)という高い耐放射線性能と50m以上の防水性能を兼ね備えた小型CCTVシステムです。世界各国の原子力発電所、原子力再処理施設及び原子力研究開発施設などにおけるあらゆる遠隔監視や保守検査用として長年に渡り運用されており、今後、原子力施設の廃炉に求められる世界最高クラスの耐放射線性能を有しています。
原子力プロジェクトで求められる長期運用を確実にするため、Mirion Technologies社は、撮像管を含む高耐放射線カメラシステムの長期安定供給を約束しています。

高耐放射線標準カメラ R93
高耐放射線ズームカメラ R942

R93カメラ及びR942カメラは、原子力施設での遠隔監視・保守検査はもとより、原子力施設の廃炉に求められる高い耐放射線性能（最大集積線量：2MGy）を持つ撮像管式カメラです。R93カメラは単焦点レンズを搭載し、R942カメラは12～72mmの6倍ズームレンズを搭載しています。共にカメラ、ケーブル及びカメラコントローラーで構成され、日本を含む世界中で数千本の実績がございます。

高耐放射線パン・チルト・ズームカメラ
R981 compact

R981は、パン・チルト機構と最大6倍ズーム機能を持つ高耐放射線性カメラ（最大集積線量：1MGy）です。現場ではカメラの取り付けスペースに限りがあることから、カメラ、パン・チルト部を小さくまとめており、2 個の照明灯、1 個のマイクロフォンがオプションで備わります。マルチカメラ構成もしくは単体（1:1）でのカメラシステムとしてご使用頂けます。

軽量コンパクト耐放射線カメラ
DOTCAM HR

DOTCAM HR カメラは、通常のCCDカメラよりも高い耐放射線性能（最大集積線量：1kGy）を備えたイメージセンサ式カラーカメラです。軽量コンパクトで汎用性に優れ、60m防水機能、高輝度LED照明を備えています。カメラコントロールユニットが不要で、DC12V 電源を入力するだけで簡単に画像が得られます。
小型軽量設計のため、ロボット、マニュピレータに取り付けての移動モニター用途にもご活用頂けます。

CORNES Technologies コーンズテクノロジー株式会社

【お問い合わせ先】 特機営業部 大阪チーム
〒550-0005 大阪市西区西本町 1-13-40 アイデム西本町第 2 ビル
Tel: 06-6532-1015　e-mail: ctl-systems@cornes.jp
web: https://www.cornestech.co.jp/tech/

「次世代」へ。

The Air Environment Experts

空気環境達人

近藤工業株式会社は、エアフィルタおよびその関連機器／システムの提供を通して、

お客様の求める Pure で Clean な環境つくりに貢献します。

原子力の未来を拓く

近藤工業(株)は、日本初の原子力施設である、東海村の日本原子力研究所新設への参画を皮切りに、原子力の安全利用のために、アブソリュート・フィルタが空調の分野で現在もなお貢献しています。

原子力発電所及び原子力関連施設のほか、企業や大学、医療機関等におけるラジオ・アイソトープ（RI）施設などに、アブソリュート・フィルタをはじめ、周辺機器の設計、製作、販売に努めています。

さらに半導体などのクリーンルーム、製薬、食品、一般ビル空調等の各種業界に欠かせない『エアフィルタ』を製造・販売する総合メーカーです。

【業務内容】

・各種エアフィルタの製造、販売
・原子力関連機器の設計、製作
・微粒子計数器、集中監視システムの販売、校正
・CR、BCR、バイオハザード機器の設計、製作、販売
・そのほか

アブソリュート・フィルタ
（HEPA）

近藤工業株式会社

本社 :〒105-0014 東京都港区芝 3-14-2 芝ケンブリッジビル

Tel: (03) 6400-5011 (代) Fax: (03) 6400-5022

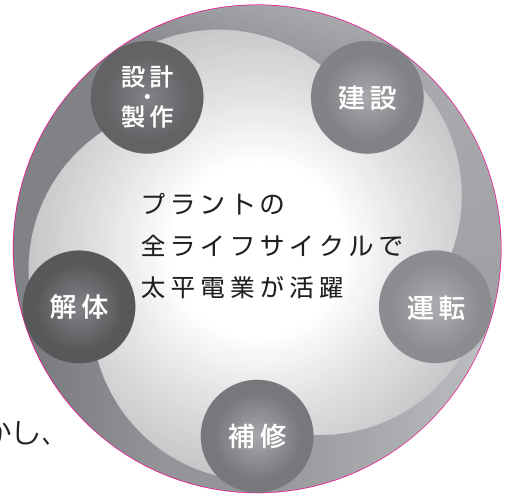
http://www.cambridgefilter.com

大阪営業所 :Tel (06) 6444-0008 ／名古屋営業所 :Tel (052) 222-1060 ／九州営業所 :Tel (092) 262-6436

東北営業所 :Tel (022) 217-2211 ／六ヶ所営業所 :Tel (0175) 72-4428

豊かな社会とこれからも
社会の「当たり前」を支える

BUSINESS&TECHNOLOGY



原子力発電とこれからどう向き合い、共存していくかは、

日本の未来にとって大きな課題です。

太平電業は、長年にわたり蓄積されたノウハウと技術力を活かし、

安定稼働のためのメンテナンス作業、

安全な廃止措置に全力で取り組んでいます。

LLOYD'S REGISTER・LRQA
ISO 9001
UKAS MANAGEMENT SYSTEMS
001
Cert.No.YKA0957590

太平電業株式会社

〒101-8416　東京都千代田区神田神保町2-4
Tel:03-5213-7211(代表)
https://www.taihei-dengyo.co.jp/

NUCSAFE

NUCSAFE 社は 1991 年旧ソビエト連邦崩壊後の核物質拡散を監視する目的のために米国テネシー州オークリッジに 1999 年設立された会社です。NUCSAFE は国境警備、港湾セキュリティ、移動監視、航空機監視、特殊携帯機器等の実用製品を提供しています。

通過型車両放射能検査装置

国内実績	東京港・横浜港（γ）80 式以上稼働中
	横浜港 MI パイロットプロジェクト 11 式（γ・中性子）

通過型車両放射能検査装置は、海上輸送用コンテナからの放射線を迅速に検知し RI の有無並びに天然核種・医療用・工業・特殊核のカテゴリを判断します。
時速 8km で通過しながら測定するので物流を滞らせることがありません。

◆　検出方法

ガンマ線	プラスチックシンチレータ
	Option: NaI(Tl)シンチレータ
中性子	Option: Li6 中性子検出器

◆　導入事例

通過型車両放射線脳検査装置は対象物に応じたシステムを提案します。
□　海上輸送用コンテナ（20/40/45ft）
□　一般車両（自家用車、商用ライトバン等）
□　鉄道貨物車両
□　航空輸送用コンテナ
□　機内預け入れ貨物

通過型歩行者放射能検査装置

通過型歩行者放射能検知装置は英国ヒースロー空港等に設置されています。本装置はウオークスルー型ですので歩行者の通行を妨げません。また特許技術により前後の歩行者の影響を排して測定が実施されます。

◆検出方法

ガンマ線	プラスチックシンチレータ
	Option: NaI(Tl)シンチレータ
中性子	Option: Li6 中性子検出器

◆　導入事例

□　歩行者・旅客者
設置場所
□　空港
□　波止場
□　鉄道駅
□　イベント会場
□　重要施設（政府機関、発電所、変電所等）

低温・バイオ

- 低温用温度コントローラ
- HTc/LTc DC SQUID、応用製品
- ヘリウムクライオスタット
- 液体窒素クライオスタット
- 連続流型クライオスタット
- ヘリウム閉サイクルクライオスタット
- 超電導マグネット付きクライオスタット
- NbTi 超電導マグネット
- Nb3Sn 高磁場超電導マグネット
- 超電導ヘリウム液面計
- 超電導マグネット用パケットデュワー
- 半導体検出器用 LN2 デュワー
- FRP 製デュワー
- ^{3}He-^{4}He 希釈冷凍機
- 無冷媒 3He 冷凍機
- 生物試料保管用液体窒素容器
- 医療生体試料保管用液体窒素容器
- 研究用液体窒素保管容器
- 高温超電導電流リード
- 液体ヘリウムデュワー
- 磁気シールドルーム
- 磁気シールド材料
- 高温超電導体（MgB2）
- 原子力間電子顕微鏡（AFM）
- GM・パルス管冷凍機
- スターリング冷凍機
- コンピュータフリーザ
- 操作型電子顕微鏡

放射線計測・材料

- 高純度ゲルマニウム検出器
- Ge・ガンマ線イメージャ
- CdZnTe 半導体検出器
- SDD/Si(Li)/Si 検出器
- ^{3}He 中性子検出器
- NIM/VME エレクトロニクス
- マルチチャネルアナライザー
- アルファ線スペクトロメータ
- 低 BGα/β 計測器
- 液体シンチレーションカウンター
- X 線・中性子用ゴニオメーター
- X 線・中性子用スペクトロメータ
- X 線/中性子用モノクロメータ
- X 線用 CCD カメラシステム
- バクテリア検出装置
- マリネリ容器
- SiPM
- 光電子増倍管
- GM 管
- サーベイメータ
- 車両放射線検知装置
- 後方散乱 X 線非破壊検査装置
- X 線ポリキャピラリ
- アルミナ蛍光板
- 圧電素子
- スーパーインシュレータ
- ベリリウム窓
- 研究・工業用各種材料
  金属、プラスチック、
  セラミック、複合材料

仁木工芸株式会社

URL　：　http://www.nikiglass.co.jp
Email：　sales@nikiglass.com

東京支社　〒108-0073 東京都港区三田 3 丁目 9 番 7 号　TEL (03)3456-4700 (代)FAX (03)3456-3423
大阪営業所　〒592-0002 大阪府高石市羽衣 5 丁目 16-8　TEL (072)242-7611(代) FAX (072)242-7622

自然と産業が優しく憩う持続可能な社会を生みだす。英知を結集したものづくりの力で、
この世界を一歩ずつ前に。陸、海、空、そして宇宙に、三菱重工グループ。

MOVE THE WORLD FORWARD MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES GROUP

三菱重工

三菱重工業株式会社　パワードメイン　原子力事業部
〒108-8215　東京都港区港南 2-16-5　TEL. 03-6716-3111　www.mhi.co.jp

MIRION TECHNOLOGIES

放射線安全　さらなる水準へ

迅速なサイト特性評価を実現

HPGe検出器、CZT検出器、ISOCSシステムで迅速なサイト特性評価

- **ISCOS™は線源不要の効率校正ソフトウェア。**
  測定現場における高精度な効率校正を迅速に行います。
- **ボーリング孔、コンクリート壁**
  （深さ方向のプロファイリングを目的としたスペクトロスコピー）
  - コア採取技法、ボーリング孔に挿入するHPGe検出器やCZT検出器などのスペクトロスコピーに斬新なガンマイメージングを連結させる技術を含みます。
  - HPGe検出器やCZT検出器とISOCSシステムで非侵襲的（対象物に直接検出器を挿入しない）測定も可能
- **屋外における広範囲なエリアサーベイ**
  - ヘリコプターからの航空探査
  - ISOCSを用いた種々のガンマ線分析システム
  - 移動実験室に配備された可搬型の線量率計

現地における放射線計測
ISOCSを用いたHPGeにより大型土のう袋を計測

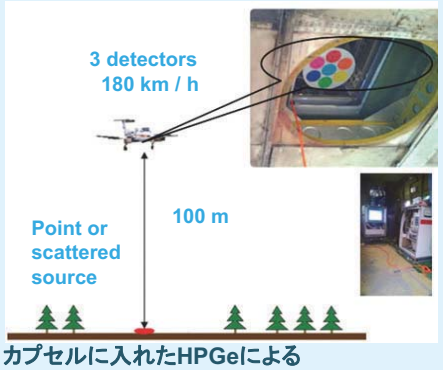
深さ方向のプロファイリング

孔内スペクトロスコピーによるBq/gの測定
種々の測定技術が適用可能
- HPGeシールドプローブ（UHVクライオスタットと共に電気冷却式機能を持つ金属製容器に封入）
- 孔内（壁面/床面/土壌）の種々の深さにおいて測定が可能

深さ方向のプロファイリング

CZT In-Situ 超小型ガンマ線検出システム
- 検出器部に高分解能CdZnTe結晶を採用
- 1mSv/hr程度の高BGでも使用可能
- D&D現場でよく使用される測定対象物に最適なISOCSテンプレート

航空探査



カプセルに入れたHPGeによる
航空測量マッピング
- 検出器を束ねて高効率にした装置をヘリコプターに積載
- 相対効率1300%、検出下限19nCi@1m (1分測定)

保障措置用分析システム

Aegis
可搬型HPGeスペクトロメータ

JCC-51型
アクティブWell型
中性子コインシデンスカウンタ

IMCA
ウラン濃縮度分析システム

ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ株式会社
URL: http://www.canberra.com/jp/　E-mail: jp-sales@mirion.com
東京本社　TEL:03-5835-5402　　大阪営業所　TEL:06-4806-5662

第39回年次大会参加者リスト

No.	氏名	所属組織
1	西尾獏	原子力資料情報室
2	齊藤正樹	東京工業大学
3	目黒芳紀	元原子力発電
4	菊池和寿	リサイクル燃料貯蔵
5	中村仁宣	日本原子力研究開発機構
6	山田博之	日本原子力研究開発機構
7	一宮　亮	ミリオンテクノロジー
8	浅野　隆	日本原子力研究開発機構
9	長谷　竹晃	日本原子力研究開発機構
10	田口　司	日本原子力研究開発機構
11	山田　裕之	富士電機株式会社
12	稲葉　勇三	原子燃料工業株式会社
13	田尻　寛	原子燃料工業株式会社
14	前田　亮	日本原子力研究開発機構
15	米田　政夫	日本原子力研究開発機構
16	土屋　兼一	警察庁科学警察研究所
17	栗田　大輔	電源開発
18	名雲　靖	株式会社　日立製作所
19	深澤　哲生	日立GEニュークリア・エナジー株式会社
20	伊原　一郎	中部電力株式会社
21	福本　一	中部電力株式会社
22	後藤　晃	中部電力株式会社
23	関口　竜介	中部電力株式会社
24	中村　雄輔	中部電力株式会社
25	鈴木　智宏	中部電力株式会社
26	羽倉　尚人	東京都市大学
27	合澤　和生	日本原子力防護システム株式会社
28	吉澤　勇二	日本原子力防護システム株式会社
29	金子　英明	日本原子力防護システム株式会社
30	田崎　真樹子	日本原子力研究開発機構
31	木村　隆志	日本原子力研究開発機構
32	中西　宏晃	日本原子力研究開発機構
33	北出　雄大	日本原子力研究開発機構
34	須田　一則	日本原子力研究開発機構
35	清水　亮	日本原子力研究開発機構
36	玉井　広史	日本原子力研究開発機構
37	千崎　雄生	日本原子力研究開発機構
38	持地　敏郎	日本原子力研究開発機構
39	下村　優一	株式会社　ジェイテック
40	池上　雅子	東京工業大学
41	Saurabh　Sharma	東京工業大学
42	小飼　敏明	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
43	和田　翔吾	原子力損害賠償・廃炉等支援機構
44	稲村　智昌	電力中央研究所
45	鍋本　豊伸	株式会社　IHI
46	Rodriguez　Douglas　Chase	日本原子力研究開発機構
47	Rossi　Fabiana	日本原子力研究開発機構
48	直井　洋介	日本原子力研究開発機構
49	堀　雅人	日本原子力研究開発機構
50	芝　知宙	日本原子力研究開発機構
51	青木　健	日本原子力研究開発機構
52	折井　明仁	ニュークリア・デベロップメント（株）

第39回年次大会参加者リスト

No.	氏名	所属組織
53	石原　準一	日本原燃株式会社
54	岩本　友則	日本原燃株式会社
55	斉藤　善朗	日本原燃株式会社
56	中村　慎宮	日本原燃株式会社
57	河合　昭雄	日本原燃株式会社
58	種市　雄佑	日本原燃株式会社
59	長谷部　真愛	日本原燃株式会社
60	一山　優太	日本原燃株式会社
61	外崎　絢菜	日本原燃株式会社
62	日当　翔平	日本原燃株式会社
63	小菅　義広	株式会社　NESI
64	鈴木　裕二	株式会社　NESI
65	長部　猛	
66	北尾　貴彦	日本原子力研究開発機構
67	河野　壮馬	日本原子力研究開発機構
68	韓　治暎	東京工業大学
69	江幡　修一郎	東京工業大学
70	左近 美佐子	ナスクインターナショナル株式会社
71	西野 有	ナスクインターナショナル株式会社
72	和田 崇	ナスクインターナショナル株式会社
73	増田　學	原子力安全協会
74	富田　英生	名古屋大学
75	喜多　智彦	日本原子力産業協会
76	飯塚　政利	電力中央研究所
77	瀬谷　道夫	日本原子力研究開発機構
78	藤巻和範	
79	前田　渉	日本原子力発電㈱
80	佐藤　正	コーンズテクノロジー㈱
81	新井　康央	コーンズテクノロジー㈱
82	藤岡　里英	東京工業大学
83	柴　茂樹	東京工業大学
84	陳　実	東京大学
85	天野 宰	東京工業大学
86	SooJun Barng	東京工業大学
87	Hamza El-Asaad	東京工業大学
88	Nur Husna Md Hanipah	東京工業大学
89	Chin Kim Wei	東京工業大学
90	相楽　洋	東京工業大学
91	エレーヌ・ルフェーブル	ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ㈱
92	一宮　亮	ミリオンテクノロジーズ・キャンベラ㈱
93	桂　幹夫	コーンズテクノロジー株式会社
94	佐藤　正	コーンズテクノロジー株式会社
95	遠藤　哲也	元原子力委員会委員長代理
96	有賀　理	原子力規制庁
97	長崎　晋也	カナダ・マクマスター大学
98	斉藤　広治	株式会社永木精機
99	山田　尚	近藤工業株式会社
100	渡部　充	太平電業株式会社
101	斉藤　純	仁木工芸株式会社
102	木村　小督	東京電力株式会社
103	出町　和之	東京大学
104	寒河江　裕	共同通信

第39回年次大会参加者リスト

No.	氏名	所属組織
105	村田　亜希	東京工業大学
106	小鍛冶理紗	日本原子力研究開発機構
107	中岫　翔	東京工業大学
108	Keith Franklin	British Embassy
109	石井　利喜	ＮＨＫ
110	中村　洋介	日本テレビ
111	土井　啓史	電気新聞
112	山口　真理	ＡＰ通信
113	笹沢　教一	読売新聞
114	伊藤　滋宏	日本原燃株式会社
115	柴田　修	日本核物質管理学会事務局
116	青鹿　恵	日本核物質管理学会事務局

第 39 回日本核物質管理学会年次大会プログラム委員

委員長	中村　仁宣
副委員長	相楽　洋
委員	出町　和之
委員	長谷　竹晃
委員	中村　慎宮
委員	田崎　真樹子
委員	芝　知宙