

令和4年度
京都大学総合技術部 第22回第5専門技術群（核・放射線系）研修会
京都大学複合原子力科学研究所 第31回原子炉・放射線技術研修会

<講演・技術発表の部>

日時：令和4年11月25日(金) 10:30～17:15

場所：京都大学複合原子力科学研究所 事務棟大会議室

(ZOOMによるオンライン配信も実施予定)

プログラム

受付：10:30～10:50
開会挨拶：10:50～11:00 複合原子力科学研究所 所長 中島 健
特別講演(1)：11:00～12:00 司会：栗原 孝太 「ホウ素中性子捕捉療法の前線」 複合原子力科学研究所 粒子線腫瘍学研究センター 教授 田中 浩基
昼食：12:00～13:00
特別講演(2)：13:00～14:00 司会：小林 徳香 「(仮)太陽電池素子の動作原理および応用研究から放射線検出器への適応可能性」 複合原子力科学研究所 原子力基礎工学研究部門 助教 奥野 泰希
休憩：14:00～14:15
技術発表(1)：14:15～14:45 司会：藤原 靖幸 「2022年KUR健全性調査について」 複合原子力科学研究所 技術室 白鳥篤樹
技術発表(2)：14:45～15:15 司会：中森 輝 「微分反応度の近似曲線について」 複合原子力科学研究所 技術室 長谷川 圭
休憩：15:15～15:30
技術発表(3)：15:30～16:00 司会：吉永 尚生 「誘導放射能計算書のWeb化」 複合原子力科学研究所 技術室 飯沼 勇人
技術発表(4)：16:00～16:30 司会：井本 明花 「放射性廃棄物処理設備の保守管理」 複合原子力科学研究所 技術室 阪本 雅昭
技術発表(5)：16:30～17:00 司会：山田 辰矢 「京都大学複合原子力科学研究所における環境放射能測定報告について」 複合原子力科学研究所 技術室 栗原 孝太
閉会挨拶：17:00～17:15 複合原子力科学研究所 技術室長 張 俊

令和4年度 京都大学総合技術部第5専門技術群（核・放射線系）研修会

<見学会の部>

日時：2022年12月23日(金) 8:30～17:15

場所： 大阪公立大学 研究推進機構 放射線研究センター（大阪府堺市）
大阪大学核物理研究センター（大阪府茨木市）

スケジュール

時刻	内容
8:30	京都大学複合原子力科学研究所正門前集合
8:45	出発（貸切バスにて）
10:00	大阪公立大学 研究推進機構 放射線研究センター 着 施設見学、質疑応答
12:00	大阪公立大学周辺で昼食（各自）
13:00	出発
14:00	大阪大学核物理研究センター 着 施設見学、質疑応答
16:15	出発
17:15	京都大学複合原子力科学研究所 着 解散

ホウ素中性子捕捉療法の最前線

京都大学複合原子力科学研究所 田中 浩基

1. はじめに

ホウ素中性子捕捉療法(Boron Neutron Capture Therapy:BNCT)は熱中性子とホウ素-10との核反応によって生成する荷電粒子を用いる放射線治療である。BNCTを実施するためには強力な中性子源が必要であり、これまでに研究用原子炉に照射設備を設けて臨床研究が実施されてきた。BNCTの良好な治療効果が得られる一方で、BNCTの普及・発展のためには医療機関において医療機器として定常的に治療中性子ビームを生成する必要があり、研究用原子炉では実現が困難であった。

医療機器の承認を目指したBNCT治療システムとして、加速器で生成される陽子ビームを中性子ターゲットに照射して発生する中性子源の研究開発が進められてきた。陽子ビームのエネルギー及び電流と中性子ターゲットの種類の組み合わせは様々であり、それぞれ一長一短の性能を有する。その中でも京都大学複合原子力科学研究所(京大複合研)と住友重機械工業株式会社は30MeV、1mAの陽子ビームを生成可能なサイクロトロンとベリリウム中性子ターゲットの組み合わせによるBNCT治療システムの開発に成功し、2020年には医療機器としての承認を得るに到った。本稿では研究用原子炉でのBNCTと、加速器を用いたBNCT治療システムの最近の開発状況について報告する。

2. 研究用原子炉でのBNCT

BNCTは腫瘍に集積するホウ素化合物を用いることで、荷電粒子の飛程が細胞のサイズよりも短いため、腫瘍細胞を選択的に死滅させることが原理的には可能である。この原理は1936年にLocherによって提唱され、1951年にアメリカのブルックヘブン国立研究所の研究用原子炉において熱中性子ビームによる世界で初めてのBNCTが実施された。約10年間臨床研究は実施されたが、熱中性子ビームの性能とホウ素化合物の課題があり、良好な成績を得ることができなかった。

1968年には日本で日立教育訓練用原子炉の照射場において悪性脳腫瘍に対する臨床研究が開始された。1974年には京大複合研の京都大学研究用原子炉(Kyoto University Research Reactor:KUR)の重水中性子照射設備、1977年には武蔵工業大学の研究用原子炉でも開始された。いずれも熱中性子ビームによるもので、治療深度が浅いため、主に開頭手術下における悪性脳腫瘍、皮膚の悪性黒色腫に対して治療が行われた。

1990年代にはアメリカのブルックヘブン国立研究所、マサチューセッツ工科大の研究用原子炉でBNCTの臨床研究が再開され、オランダ、フィンランド、日本原子力研究開発機構4号炉で臨床研究が新たに開始された。2000-2010年代にはさらにチェコ、スウェーデン、イタリア、アルゼンチン、台湾において臨床研究が進められた。1990年代以降はアルゼンチンを除き、熱中性子よりもエネルギーが高い、熱外中性子ビームが生成可能となり、臨床研究に用いられてきた。

KURは1995年に照射場を改修した。上下遮蔽扉を設けることで、原子炉を連続運転している状態でも、照射室に医療従事者及び患者が入室可能となり、BNCT以外の中性子ビーム利用を妨げることなく、1日複数例の患者を治療可能となった。また減速材の重水厚さを変化させることで様々な中性子エネルギースペクトルを生成可能となり、さらにビスマスのガンマ遮蔽の前にはカドミウム熱中性子フィルターを設けることにより熱外中性子ビームを供給可能となった。これまでKURにおける臨床研究の症例数は550例を超え、世界で最も多い症例数である。また、悪性脳腫瘍及び悪性黒色腫に加えて、頭頸部癌、悪性胸膜中脾腫など様々な症例に対して適応が拡大されてきた。現在、臨床研究は実施されていないが、BNCTの新規ホウ素薬剤開発や、線量モニター開発などの基礎研究が進められている。

これまでに世界中で研究用原子炉を用いた BNCT が実施されてきたが、施設の老朽化による維持管理が困難となり、2022 年 11 月現在で臨床研究が行われているのは台湾の国立清華大学のみである。

3. 加速器を用いた BNCT 治療システム

1990 年代から加速器を用いた中性子源の研究開発が進められてきた。加速器で生成される陽子ビームをリチウム、ベリリウム、タンタル等の重金属に入射することで高速中性子が発生し、BNCT に適した熱中性子エネルギー領域まで減速させて治療に用いられる。治療可能な熱外中性子ビーム強度が得られているシステムは中性子発生ターゲットにリチウム、ベリリウムが用いられているため、ここでは二つのターゲットについて以下に述べる。

リチウムの中性子生成断面積は 2.25MeV 付近にピークを有しているため、このエネルギーよりも少し高い 2.5-2.8MeV のエネルギーが選択される。発生する中性子のエネルギーが 1MeV 以下程度であることから、高速中性子による放射化が少なく、熱外中性子を生成する減速材を薄くすることが可能となり、コンパクトな中性子発生源となる。一方で、中性子生成率が低いため、加速器に必要な電流値は 10mA を超えるため、ターゲットへの入熱は 30kW に及ぶ。リチウムの融点は 180 度であり、入熱を緩和するため照射される面積を拡大する必要がある。

ベリリウムの場合、陽子エネルギーは 8-10MeV、30MeV の二つに分けられる。陽子のエネルギーが高くなるに従って中性子生成率が高くなるため、前者では 2mA、後者では 1mA の陽子ビームが必要となる。リチウムに比べて生成する高速中性子のエネルギーが高くなるため、減速材を厚くする必要がある。8MeV の場合は生成する中性子エネルギーは最大で 6MeV であるため、高速中性子による放射化は少ない。

1990 年代から加速器中性子源の開発が進められてきたが、2020 年まで医療機器の実現に至らなかった原因の一つに、中性子発生ターゲットの健全性を保つための技術的課題があったことが挙げられる。リチウムや低い入射エネルギーのベリリウムの場合、ターゲット中の陽子の飛程が短いため、厚いターゲットを用いると、ターゲット中に陽子ビームが蓄積し、分子化及びガス化することによるブリスタリング現象が生じる。これを防ぐために水素を拡散しやすいパラジウムやバナジウムのような物質の上に飛程よりも薄いターゲット材を設置することで、ターゲット中に陽子ビームが留まらない構造の開発が進んでいる。一方で、30MeV 陽子入射の場合はベリリウム中の飛程は 5.8mm と比較的長いため、ターゲット厚を 5.5mm とすることで背面の冷却水へと陽子ビームを入射してブリスタリングを起こさない構造となっている。

以上のことから治療可能な熱外中性子ビームを形成可能な中性子源はリチウム型、ベリリウム(低エネルギー陽子)型、ベリリウム(高エネルギー陽子)型の 3 つのタイプに分けられ、日本ではそれぞれの中性子源を用いた BNCT 治療システムの開発が進められており、ここでは現状を含めて報告する。

リチウム型は株式会社 CICS 製の 2.5MeV、12mA(目標電流 20mA)の RFQ(radio-frequency quadrupole)型線形加速器とリチウムターゲットのシステムが国立がん研究センターに設置され、ターゲットを円錐状にして、陽子ビームをワブリングによって拡げて入射することで単位面積当たりの入熱を減少できる構造となっている^{1,2}。非臨床試験を経て、2019 年には悪性黒色腫や血管肉腫といった表在性の腫瘍に対して第 1 相試験が開始されている。同装置は江戸川病院にもインストールされ中性子ビーム生成試験が開始されている。

リチウム型は Neutron Therapeutics 社製の 2.5MeV、30mA(目標値)の静電加速器と回転リチウムターゲットのシステムが湘南鎌倉総合病院に設置されており、今後中性子ビーム生成試験が進められる予定である。

筑波大学では 8MeV、2mA(目標値 5mA)の RFQ 型線形加速器及びドリフトチューブ型線形加速器とベリリウムターゲットによるシステム^{3,4}の開発がすすめられ、臨床試験を開始する前に必要な非臨床試験が実施されている。

京大複合研では 30MeV、1mA のサイクロトロンとベリリウムターゲットのシステムを住友重機械工業株式会社と開発を進めてきた^{5,6}。2008 年にシステムを設置し、線量測定や非臨床試験を実施したのちに、2012 年に大阪医科大学(現 大阪医科薬科大学)と共同で再発悪性神経膠腫に対して、世界初の加速器 BNCT によ

る第 I 相臨床試験を開始した。ステラファーマ株式会社製のホウ素薬剤を組み合わせる臨床試験は実施された。また、2014 年には川崎医科大学と共同で頭頸部癌に対する第 I 相臨床試験を開始した。2016 年から同システムが設置されている南東北 BNCT 研究センター⁷と共同で再発悪性神経膠腫の第 II 相臨床試験も開始した。2016 年には同センターにおいて頭頸部癌の第 II 相臨床試験が開始された。その結果をもとに 2020 年 3 月に切除不能な局所進行又は局所再発の頭頸部癌に対する医療機器及び医薬品の製造販売承認が得られた。このシステムは大阪医科薬科大学関西 BNCT 共同医療センター⁸にも設置されており、2020 年 6 月からは 2 つの医療機関において切除不能な局所進行又は局所再発の頭頸部癌に対する保険診療が開始された。

4. まとめ

以上のように、研究用原子炉による臨床研究が開始されてから 70 年を経て、加速器 BNCT 治療システムによる保険診療を開始するまでに到った。今後は様々な方式による BNCT 治療システムの開発がすすみ、医療機器の承認が得られることが期待される。また、現在は頭頸部のみしか承認が得られていないが、他の疾患に対しても適応が拡大することが期待される。

参考文献

1. S. Nakamura, et al., Dependence of neutrons generated by $7\text{Li}(p,n)$ reaction on Li thickness under free-air condition in accelerator-based boron neutron capture therapy system employing solid-state Li target, *Physica Medica*, Volume 58, 2019, Pages 121-130
2. S. Nakamura, et al. Neutron flux evaluation model provided in the accelerator-based boron neutron capture therapy system employing a solid-state lithium target, *Sci Rep* 11, 8090 (2021).
3. H. Kumada, et al., Evaluation of the characteristics of the neutron beam of a linac-based neutron source for boron neutron capture therapy, *Applied Radiation and Isotopes*, Volume 165, 2020, 109246,
4. H. Kumada, et al., Project for the development of the linac based NCT facility in University of Tsukuba, *Appl. Radiat. Isot.*, 88 (2014), pp. 211-215
5. H. Tanaka, et al., Characteristics comparison between a cyclotron-based neutron source and KUR-HWNIF for boron neutron capture therapy, *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B*, 267 (2009), pp. 1970-1977
6. H. Tanaka, et al., Experimental verification of beam characteristics for cyclotron-based epithermal neutron source (C-BENS), *Appl. Radiat. Isot.*, 69 (2011), pp. 1642-1645
7. T. Kato, et al., Design and construction of an accelerator-based boron neutron capture therapy (AB-BNCT) facility with multiple treatment rooms at the Southern Tohoku BNCT Research Center, *Applied Radiation and Isotopes*, Volume 156, 2020, 108961,
8. N. Hu, et al., Development of a dose distribution shifter to fit inside the collimator of a Boron Neutron Capture Therapy irradiation system to treat superficial tumours, *Physica Medica*, Volume 82, 2021, Pages 17-24,

報太陽電池素子の動作原理および応用研究から放射線検出器への適応可能性

原子力基礎工学研究部門 奥野泰希

1. はじめに

シリコン系をはじめ、III-V族およびII-VI族化合物太陽電池の社会実装も進んでおり、成熟された領域となってきた。日本における太陽電池素子の研究開発は、世界的にリードしたものであり、高性能、高安定性および、大面積の半導体素子作製技術が確立されてきている。また、人工衛星などの電力源としての宇宙用にも応用研究が行われており、放射線環境中での動作に関する先行研究では、放射線耐性や劣化メカニズムなどの解明が進められている。本報告では、高品質な半導体素子作製技術による太陽電池素子の特徴や、放射線耐性の評価手法による宇宙応用に関して紹介するとともに、太陽電池素子を放射線検出器として応用した場合における特性や、さらなる応用の可能性について議論する。

2. 太陽電池の動作原理と効率評価方法

太陽電池は半導体であり、光電効果の一種である光起電力効果を応用して太陽光のエネルギーを直接電気エネルギーに変える。一般的な構造としては、p型半導体とn型半導体を接続したp-n接合を有している。

P-n接合を有する半導体の電流電圧特性の関係は、太陽電池の暗電流(I_d)の特性であり、次の整流方程式で表される。

$$I_d = I_0 \left(\exp\left(\frac{qV_b}{nkT}\right) - 1 \right) \quad (1)$$

I_0 飽和電流密度

q 素電荷

V_b バイアス電圧

n ダイオード因子

k ボルツマン定数

T 絶対温度

V は順方向電圧のとき正であり、 n は通常のダイオードであれば、1 から 2 の間である。ダイオード因子は、p-n接合界面の結晶性などの品質で影響を受ける数値であり、理想では1、結晶性が悪く間接再結合が支配的になると2に近い数値をとる。この数値を抽出することによって、p-n接合の品質の良し悪しを評価することができる。

光照射下においては、太陽電池に光電流(I_{ph})が順方向の電流と反対方向に流れるため、太陽電池の光電流電圧特性は、(2.1)式より、以下のように表される。

$$\begin{aligned} I &= I_d - I_{ph} & (2) \\ &= I_0 \left(\exp\left(\frac{qV_b}{nkT}\right) - 1 \right) - I_{ph} \end{aligned}$$

実際の太陽電池においては、p-n 接合界面の不整合などにより増加する漏れ電流 I_{sh} を考慮する必要があり、 I_{sh} は、バイアス電圧 V_b および、並列抵抗 R_{sh} を用いて次式で表される

$$I_{sh} = \frac{V_b}{R_{sh}} \quad (3)$$

この漏れ電流を考慮した太陽電池の光照射時の出力電流は以下のようになる。

$$I = I_d - I_{ph} - I_{sh} \quad (4)$$

また太陽電池の出力電圧 V は、バイアス電圧から、直列抵抗の消費量を引いたものになるため以下の式で表される。

$$V = V_b - IR_s \quad (5)$$

上式を用いて、(6)式を書き直すと、太陽電池の等価回路で示される光電流電圧特性の式が以下のように表される。

$$I = I_0 \left(\exp\left(\frac{q(V-R_s I)}{nkT}\right) - 1 \right) + \frac{V-R_s I}{R_{sh}} - I_{ph} \quad (6)$$

この式は、等価回路内の R_s は開放端電圧には殆ど影響を与えないが、短絡電流への影響は強く、また R_{sh} は短絡電流には影響を与えず、開放端電圧には強く影響を及ぼす事を示している。

この光電流電圧 (Light current voltage : LIV) 曲線によって、図 1 に示すような短絡電流 (I_{SC})、開放端電圧 (V_{OC})、最大出力 (P_{MAX})、 P_{MAX} 時の電流 (I_{MP})、 P_{MAX} 時の電圧 (V_{MP})、曲線因子(FF)、変換効率 (η)、並列抵抗 (R_{SH})および直列抵抗 (R_S)が求められる。 I_{SC} は低インピーダンスで短絡状態にある電流で、電圧がゼロのときの出力象限における最大電流値である。理想の太陽電池の場合、この最大電流値は光による励起で太陽電池に生じる全電流に相当する。 V_{OC} は電池を流れる電流がゼロになったときに生じる出

力象限内の順バイアススイープにおける電池全体の最大電圧差である。太陽電池の出力 $P(W)$ は、光電流 $I(A)$ と $I(A)$ 時の $E(V)$ の積で表される。

$$I(A) \times E(V) = P(W) \quad (7)$$

I_{SC} と V_{OC} の時 $P(W)$ はゼロであるが、これらの 2 点間に太陽電池の出力が最大となる P_{MAX} がある。この P_{MAX} おける電圧と電流をそれぞれ V_{MP} および I_{MP} で表す。

FF は太陽電池における品質の目安となるものであり、以下の式で表される。

$$FF = \frac{P_{MAX}}{I_{SC} V_{OC}} \quad (8)$$

P_{MAX} を I_{SC} と V_{OC} の積に相当する理論出力と比較して算出する。太陽電池は直角に近い LIV 曲線が最も良いとされており、FF は大きいほどよい。代表的な FF は 0.5 から 0.82 の範囲になり普通百分率で表される。変換効率 (η) は、太陽電池への太陽エネルギーの入力 P_{in} に対する電気出力 P_{out} の比率です。太陽電池は最大効率を得るためその最大出力まで使用できるので、 P_{out} は P_{MAX} と置き換えることが可能である。そのため η は以下の式で表される。

$$\eta = \frac{P_{out}}{P_{in}} = \frac{P_{MAX}}{P_{in}} \quad (9)$$

P_{in} は、ソーラーシミュレータまたは自然光の輝度であり単位は W/m^2 と表される。一般的には地上光 (AM1.5, $1000 W/m^2$) を試料に照射するので、 $1000 W/m^2$ である。

3. 太陽電池の種類と最高効率

太陽電池の基本原理の発見は 1839 年、フランスの物理学者 Alexandre Edmond Becquerel による光電効果の実験的発見から始まる [1]。彼は、電解液に浸した 1 対の金属板電極の一方に光を当てると、金属板間に電圧が発生する現象を発見した。この 1839 年から 1904 年を太陽電池の Discovery Years と呼び、主に光起電力の実験的理解が進められた。1877 年には金属セレンに光を照射し、電気が発生する現象が W.G. Adams および R.E. Day によって発見された。この応用技術としてセレンや亜酸化銅を用いた太陽電池が Charles Fritts や Wilhelm Hallwachs によって開発され、照度計などに使われた。ただし、変換効率は、1-2%程度で、電力用としては実用にならないレベルであった。次に 1905 年から 1950 年までは、理論的理

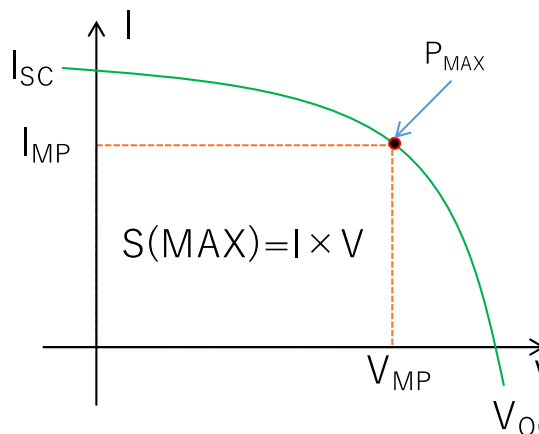


図 1. 太陽電池の LIV 曲線

解と結晶成長技術の向上が行われてきた。1905年、歴史的に有名な光電効果の理論的解明が Albert Einstein によって行われた。この光電効果の理論的解明は太陽電池の理解にとって重要である。1918年には、Jan Czochralski によって、金属の単結晶成長技術が確立され、この技術をもとに 1948年に Gordon Teal および John Little によって単結晶シリコン(silicon: Si)の製造が行われた。1928年には、F. Bloch によって単結晶周期格子のバンド理論の構築が行われ、1931年の A. H. Wilson によって高純度半導体理論へと発展した。この50年によってシリコン太陽電池の基礎となる高純度単結晶 Si の製造技術の確立および光電効果および半導体の理論的解釈の発展が行われた。1954年、ベル研究所によって単結晶 Si を用いた p-n 接合型太陽電池が発表された。この発見には、1952年の Calvin S. Fuller によるガス拡散法を使った Si の p-n 接合を作成技術の確立、1953年の Gerald Person による p-n 接合 Si の光電効果の発見、および 1953年の Daryl M. Chapin による Si 太陽電池の変換効率の算出法の確立という3つの背景がある。以後、彼らは改良を加えて Si 太陽電池は 1953年、4%の変換効率を達成、そして 1954年に、6%に達し、ベル研究所はこのデバイスを Solar Battery と名づけて発表したのである。

現在、大規模ソーラ発電用素子として社会実装がされている太陽電池の最高効率としては、シリコン系太陽電池が 26.7%、CdTe 太陽電池が 22.1%、CIGS 太陽電池が 23.4%である。宇宙用や航空機用として社会実装がされている太陽電池の最高効率としては、GaAs 太陽電池が 27.8%、3接合 IMM 太陽電池が 39.5%である。研究用として最高効率を有する太陽電池は、4つの太陽電池を積層した4接合太陽電池が、太陽エネルギーのおよそ半分の 47.1%のエネルギー変換効率を有している。また近年、ノーベル賞候補として挙げられている塗布による簡易な成膜法で作製可能なペロブスカイト太陽電池では、25.7%の効率が達成されている。これらの最高効率は、年度毎にまとめられたサイト (<https://www.nrel.gov/pv/cell-efficiency.html>)があるため、世界的な研究の動向を容易に把握することが可能である。今後、太陽電池の利用は、脱炭素化に向けた大きな取り組みとして、電気自動車のルーフやドローンなどに搭載することにより、モビリティの動力源として活用が期待されている。しかし、それらへのパネルの搭載面積が限られていることから、効率が30%を超えることが実用化の1つの指標とされており、社会実装に向けた低コストかつ高効率な太陽電池の世界的な開発が加速している。

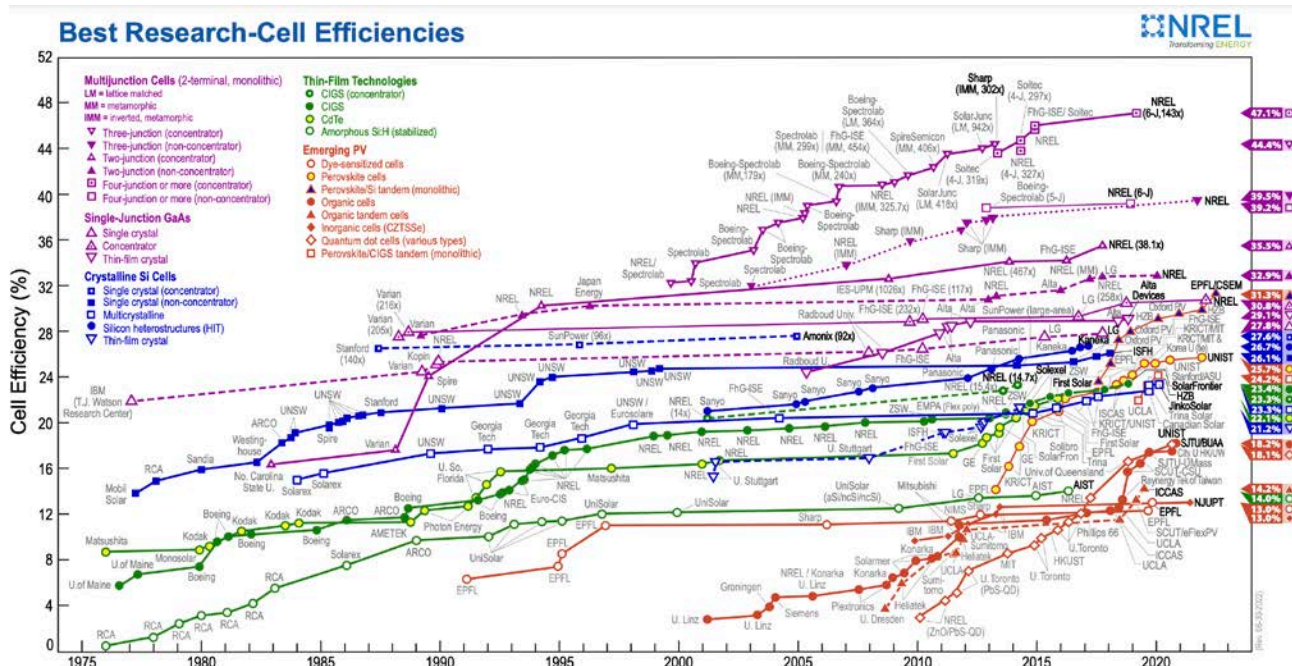


図 2 NREL で集計された世界における太陽電池各種の最高効率

3. 放射線検出器応用と福島第一原子力発電所への適応

福島第一原子力発電所(1F)の原子炉格納容器(PCV)から燃料デブリを取り出し、1Fの廃炉を効率的に進めるためには、PCV内の放射線源および線量率の分布を知り、適切な除染や放射線遮蔽措置を行って、作業者の安全性を確保するとともに、廃炉に使用する装置類の耐放射線性等の最適化をする必要がある。またデブリ移動に伴う不測の再臨界が生じる可能性も懸念されており、ガンマ線だけでなく、アルファ線や、中性子線の検出も重要視されている。これまで、東京電力ホールディングスや国際廃炉研究開発機構により、遠隔操作ロボット等を用いたPCV内部調査が各号機に対して行われ、これらに搭載した放射線センサー等により、線量率分布の実測がなされてきた。PCVへのアクセスは長距離の移動、水環境、高レベル放射線環境のため主にロボットや、アクセスポートを用いて行われる。しかし、線量計には小型化・軽量化・省電力化が求められており、使用できる線量計には限りがあるため、放射線分布の情報は、時間的にも空間的にも断片的である。

線量情報が取得できない主な要因として、炉内での電源供給の不足、アクセスできる形状や重量の制限、広範囲なダイナミックレンジの線量率および、高線量環境下での損傷などが挙げられる。また、線量分布を把握することは、取り出し作業前の燃料デブリ位置や汚染箇所の把握だけでなく、取り出し作業中の構造物の移動やデブリの反応による線量分布の変化に伴う被ばく事故および運用中の装置の放射線障害を防止するために重要である。そのため、今後、20～30年以上続く廃炉措置を安全に遂行するため、ロボットなどへ装着するリアルタイム線量測定だけでなく、長期間の定点観測型マッピング線量測定の需要が強く求められている。本研究では、PCV内のリアルタイム・マッピング測定を目的として高放射線耐性の低照度用太陽電池を利用した長期運用型の多接続ガンマ線・中性子線線量場観測システムの開発を実施する。

太陽電池型線量計は、宇宙用太陽電池として開発されてきた高放射線耐性を有する半導体素子を利用した自立駆動形の省電力・小型センサーとして開発を進めており、平成30年度から3年間本英知事業により、開発を進めてきた。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の事故により、その廃炉においては解体作業に応じて放射線場が刻一刻と変化する。そのため作業者の被爆事故やロボットの損傷を防止するため、リアルタイムな放射線場の

マッピングが必要になる。しかし、炉内適応可能な線量計には、高い放射線レベルで長時間安定的に動作できるシステムが求められる。そのため、我々が、着目した技術は、人工衛星の電源用に研究開発されてきた宇宙用太陽電池である。宇宙用太陽電池は、宇宙環境における放射線に耐えうる特性を持った素子が利用される。太陽電池としてよく知られており、地上で利用されている代表的なものは、シリコン太陽電池が利用されるが、この太陽電池は、放射線耐性が低い。現在開発されている宇宙用太陽電池は、化合物太陽電池と呼ばれるもので、周期表の3と5族を使用したGaAs太陽電池や、2から6族を使用したCIGS太陽電池などがある。これらの太陽電池は、Si太陽電池に比べて放射線耐性が非常に高く宇宙ミッションでは10倍以上の寿命をもつ。

CIGS太陽電池は、特に放射線耐性が高く、我々の研究結果では、1F炉心の非常に高い放射線環境で10年以上も使用できることが明らかになってきた。さらにこの太陽電池の世界一の効率をもつ素子作製技術は、日本が有していることから、高い放射線センシングが可能な素子を国内で入手可能である。そのため、我々は、この素子作製技術を用いた廃炉に向けた放射線センシングシステムを開発している。図1に開発中のCIGS太陽電池を応用した放射線検出器の試作システムを示す。CIGS素子は、およそ15mm×6mmと非常に小さな形状に加工し、センサー内部に設置した。システムとしては、センサーが放射線環境で出力する微少な電流をピコアンメータにより測定し、その信号を解析することで炉内の放射線を計測することができる。今後は、実際に廃炉への適応を目指して1Fサイトでのシステム構築に向けた準備を進めている。

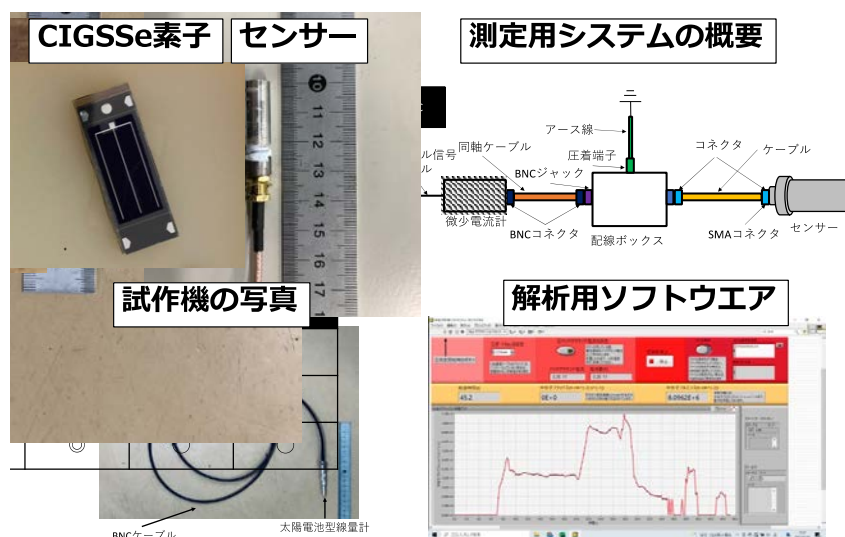


図 3 開発中の放射線検出器の試作システム

2022 年 KUR 健全性調査について

複合原子力科学研究所 技術室 白鳥 篤樹

1. はじめに

研究用原子炉（以下、KUR）では施設管理実施計画に基づいて定期的に施設・設備の点検を行っている。今年度上期には半年をかけて、「KUR 健全性調査」と称した 10 年に 1 度の大掛かりな点検を実施した。KUR 健全性調査の主目的は以下 4 項目である。

- ・ 炉心タンク等肉厚測定
- ・ 重要弁（主閉鎖弁、水圧駆動弁、逆止弁）分解点検
- ・ 燃料輸送管ボールバルブ分解点検
- ・ 使用済燃料プール室（以下、SFP）プール・輸送溝（以下、チャンネル）保守点検

これらの点検を行うには、炉心タンクや SFP プールから強放射能物を移動させ、炉心タンク、SFP プール及びチャンネルの水を排水しなければ点検を行えない、という共通点がある。これにより、点検を行うための準備や復旧に掛かる作業が大掛かりなものとなるため、1 度の機会にまとめて実施することになっている。

2. KUR 健全性調査の流れ

KUR 健全性調査の流れを図 1 に示す。紫字は高線量対策、青字は給排水、赤字は主目的 4 項目、黒字はその他の作業である。KUR 健全性調査は大まかに「準備作業」、「炉心タンク・サブパイルルーム作業」、「SFP プール・チャンネル作業」、「復旧作業」の 4 段階に分けられる。

「準備作業」「復旧作業」では、KUR 健全性調査全体の準備と復旧を行う。目的は殆どが作業場の線量率低減と給排水である。主目的 4 項目の場所は、普段は水で満たされているため放射線が遮蔽されているが、水がなければしっかり準備しなければ近付くこともままならない程の高線量になる。KUR 健全性調査の主目的の点検では、作業者が炉心タンクや SFP プール、チャンネルの中に立ち入って作業を行うため、それらから水を抜く必要がある。これらの水は放射線に対する遮蔽の役割があるため、燃料要素等(燃料要素、反射体、プラグ)、制御棒吸収体、その他放射化物といった強放射能物は適宜他の場所に移さなければならない。

「炉心タンク・サブパイルルーム作業」では、主に炉心タンク等肉厚測定と重要弁分解点検を行う。「準備作業」終了時点で、移動可能な放射化物は整理され、炉心タンク内燃料貯蔵ラック（以下、回転ラック）上部まで、炉心タンクの水が抜かれた状態になっている。炉心周辺には移動不可能な強放射能部分が存在するため、ひといきに炉心タンク内の水を空にすることはできず、作業の進捗に合わせて給排水を行う必要がある。

「SFP プール・チャンネル作業」では、炉心タンク内作業のためにチャンネルに一時移動した制御棒吸収体を炉心タンク内へ移動した後、SFP

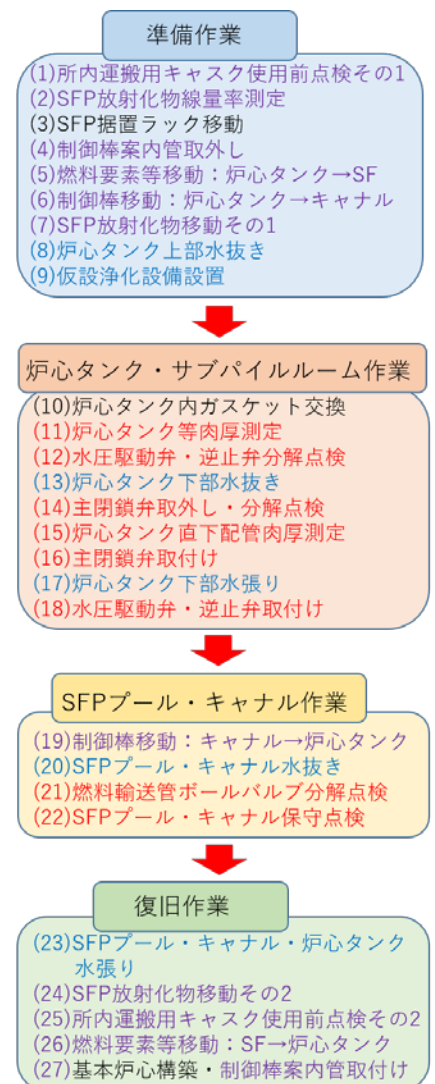


図 1 KUR 健全性調査の流れ

プール・チャンネルからの排水を行い、燃料輸送管ボールバルブ分解点検、SFP プール・チャンネル保守点検を行う。

3. 水位変化・放射化物移動の流れ

KUR 健全性調査期間中の炉心タンク・SFP プール・チャンネルの水位変化と放射化物移動の流れを図 2 に示す。

初期状態(図 2(a))では、水位は炉心タンク・SFP プール・チャンネルに規定の水位まで、放射化物は炉心に燃料要素等・制御棒吸収体・制御棒案内管、回転ラック・SFP 据置ラックに反射体やプラグ、SFP プール壁に吊り下げる形で炉心タンク由来のその他放射化物が存在する。炉心・炉心タンクにある燃料要素等はチャンネルを通して SFP へ移動し、燃料要素と特に強く放射化している反射体・プラグは所内運搬用キャスクを使用して使用済燃料室(SF)へ運搬する。それほど強く放射化していない反射体・プラグとその他放射化物は SFP プール底からさらに掘り下げて設置してある固定式ラックへ挿入することで、プール内の線量率を低減する(図 1 の項目(7))。制御棒案内管は上部と下部に分解し、炉心に固定されて強く放射化している案内管下部はしっかり遮蔽されている重水照射室内で保管する。制御棒吸収体は炉心タンクから引き抜き、チャンネルへ移動する。この吸収体を安全に保管しておくために、炉心タンクと SFP プール・チャンネルの水を同時に抜くことはできない。こうして放射化物を整理した後に、炉心タンク上部の水を抜き、炉心タンク・サブパイルルーム作業へ移る(図 2(b))。

炉心構造物に使われているネジはステンレス製のため強く放射化している。そのため、回転ラック上辺までは水を残すことで、炉心周辺からの放射線を遮蔽しつつ作業スペースを確保する。炉心タンク下部に水がある状態で行える点検作業(図 1 の項目(10)(11)(12))が終了した後、主閉鎖弁を開けて炉心タンク下部の水を抜き、残りの点検作業(図 1 の項目(14)(15))を行う(図 2(c))。この時、炉心周辺からの放射線を遮蔽するものがなくなり、炉頂とサブパイルルームの線量率が上昇するため、被ばく量低減のため可能な限り素早く作業を行い、炉心タンク下部に水を張り直さなければならない。炉心タンク下部水張りの際には、炉心タンクの水が燃料輸送管からチャンネルへ流れ込まないようにする(図 2(d))。

SFP プール・チャンネル作業に移るために、チャンネルへ一時移動している制御棒吸収体を炉心タンク下部へ移動し、SFP プール・チャンネルから水を抜く。SFP プール・チャンネルには排水設備はないため、水中ポンプをチャンネルへ投下し、熱交換器室のホットサンプへ水を送り、そこから廃棄物処理部へ送水する。排水が済み次第(図 1 の項目(21)(22))の点検作業を行うが、放射化物を保管している SFP 固定式ラック周辺は多少線量率が上昇しているため、付近での作業を長時間行わないよう注意する(図 2(e))。

SFP プール・チャンネル作業が終了次第、SFP プール・チャンネル・炉心タンク上部へ規定の水位まで給水し、準備作業とは逆の手順で放射化物を元の位置に戻す(図 2(f))。

4. 炉心タンク等肉厚測定

炉心タンクや配管の内部から目視又は水中カメラによる外観確認及び超音波による肉厚測定を行う。測定の様子を図3に示す。炉心タンク側面、炉心タンク底面、重水タンク、黒鉛設備、実験孔、計測孔、燃料輸送管、直下配管の肉厚を超音波で測定し有意な減肉がないことを確認する。炉頂から梯子を掛け、回転ラックにアルミ足場を渡して炉心タンク上部の測定を行い、回転ラック以下の水中は、専用の治具を用いて測定する。縦横の間隔が100mmで測定点数は6000点以上。今回は新たな測定箇所として実験孔底面（炉心シュラウドに面した部分）が追加された。今回の測定結果からは有意な減肉は見られず、前回以前の結果と比較しても問題点は確認されなかった。



図3 炉心タンク等肉厚測定の様子

5. 主要弁分解点検

水圧駆動弁は炉心タンク出口側主閉鎖弁の下に、逆止弁は炉心タンク入口側主閉鎖弁の下にあるため、主閉鎖弁を閉じ、1次冷却系地下配管の水を全て抜いた状態で取り外す。また、サブパイルルームから持ち出すことが困難なため、サブパイルルーム内で分解点検を行う。

主閉鎖弁は炉心タンク直下最初の弁であるため、これを取り外すと炉心タンクの水を閉止するものが無くなる重要な弁である。分解点検ではダイヤフラムの交換を行う。主閉鎖弁取り外し、分解点検の様子を図4に示す。



図4 主閉鎖弁取り外し・分解点検の様子

6. 燃料輸送管ボールバルブ分解点検

炉心タンクとチャンネルは燃料輸送管により繋がっており、これを經由して燃料要素等をやり取りするが、炉心タンク水がチャンネルへ無制限に落ちていかないよう、燃料輸送管使用時にのみ開閉するボールバルブがある。燃料輸送管内の水を抜いた後でボールバルブを取り外し、純水で除染した後に業者の工場へ持ち出して、分解点検、耐圧検査、弁座漏れ検査、作動検査を行う。ボールバルブの取外し、耐圧検査の様子を図5に示す。



図5 燃料輸送管ボールバルブ取外し・耐圧検査の様子

7. SFP プール・チャンネル保守点検

SFP プール・チャンネルは、水は規定の導電率を保つよう浄化されているが、開口部が大きくゴミが入りやすい。また、過去に漏水により補修・改修したことがある。そのため、プール・チャンネル全体の清掃と、塗装の剥がれや割れ部分の補修を行う。今回は約300点の補修を行った。SFP プール清掃の様子、塗装面の補修例を図6に示す。



図6 SFP 清掃の様子・塗装面の補修例

8. まとめ

KURは2026年5月に運転を終了するため、今回は最後の健全性調査であった。いくつか最初の予定にはなかった作業が発生したが、予定期間内にKUR健全性調査を終了することが出来た。KUR健全性調査全体に掛けた期間は3月～8月末までの23週程だが、主目的4項目そのものに掛かった期間は9週程度と全体の半分にもならない。しかしKURの機能面でも安全面でもとても重要な設備ばかりである。幸い、日常の保守管理の賜物か大きな問題点も見つからなかった。最後まで無事にKURを運転できるよう、しっかり保守管理を行っていきたい。

微分反応度の近似曲線について

複合原子力科学研究所 技術室 長谷川 圭

1. はじめに

原子炉を安全に運転するためには、炉心における核分裂連鎖反応を制御し、出力を調整する必要がある。その重要な役割を担っているのが制御棒である。制御棒は中性子を吸収する物質を用いて作られており、炉心に挿入すると中性子が吸収されて核分裂連鎖反応が抑えられ出力が低下する。逆に引き抜くと連鎖反応が盛んになり出力が上昇する。つまり、運転時の安全性を確保するためには、制御棒の挿入・引き抜き時に加わる反応度の量や全引き抜き状態から全挿入状態としたときの負の反応度の絶対値等を知っておく必要がある。これらの値には規制値が定められており、毎年の検査でそれらの規制値が満足されていることの確認を行う。

これらの制御棒に関する安全上の数値を測定することを制御棒校正という。そして、制御棒校正を行うことで得られる微分反応度のデータを近似する曲線を描き、制御棒に関する種々の値を求め、規制の範囲内であるかの確認を行っている。今回、この微分反応度の近似方法の見直しを検討したので、その内容について報告する。

2. 制御棒校正

制御棒校正にはいくつか方法があるが、京都大学研究用原子炉(KUR)ではペリオド法及び補償法を用いている。原子炉を臨界状態にし、制御棒1本引き抜いてステップ状の反応度を加えると、原子炉の出力がある速度で増加する。この出力が増加する速度を測定することで、加えた反応度の量を知ることができる(ペリオド法)。また、前述の測定後に別の制御棒を挿入し、再び臨界状態に戻すことで挿入した制御棒の反応度も知ることができる(補償法)。

3. これまでの近似方法

制御棒校正を行うと右のようなデータが得られる。得られたデータ(5点：赤丸)に上限で0、下限で0(2点：青丸)を追加(仮定)して、Excelの近似曲線の機能を用いて近似する(青丸を仮定しない場合は近似曲線の形状が不適)。そして得られた曲線に対して x の値(制御棒位置)を下限から上限まで0.1cmずつ刻みで y の値(微分反応度)を求め、その中の最大値を最大微分反応度としている。

この方法の問題点として挙げられるのが、①上限及び下限で0を仮定するのは物理的におかしいという点と、②最大微分反応度を求める方法が論理的には不適切な点である。

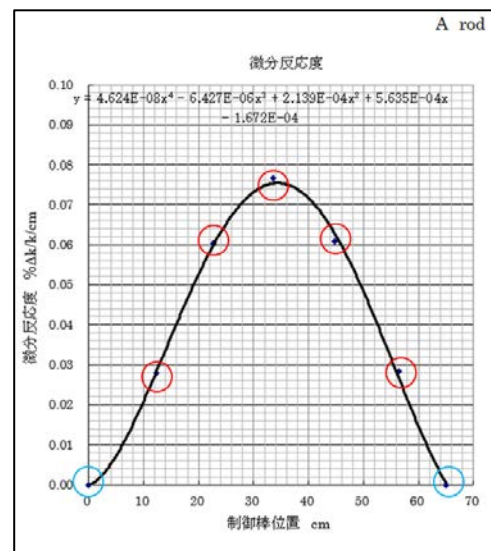


図1：A rodの微分反応度(2020年度)

3. 粗調整用制御棒の微分反応度

3.1 4次関数による近似

関数 $f_1(x) = (ax - b)^2(cx - d)^2$ ($ac \neq 0, \frac{b}{a} < \frac{d}{c}$)による近似を検討した。この関数の導関数は

$$f_1'(x) = 2(ax - b)(cx - d)\{2acx - (ad + bc)\}$$

$$f_1'(x) = 0 \text{となるのは } x = b/a, (ad + bc)/2ac, d/c \text{。}$$

よって関数の形状は右のようになる。

$x = b/a$ と $x = d/c$ で必ず x 軸と接するので上限及び下限で0を仮定する必要がなく、最大微分反応度の値(頂点の値)も簡単に計算できる。

また、 $f_1(x)$ の不定積分が以下のとおりになるので、積分反応度は下記の式を用いて計算する。(積分反応度 $= \int_0^L f_1(x) dx$ L: 制御棒上限位置)

$$\int (ax - b)^2(cx - d)^2 dx = \frac{1}{3c}(ax - b)^2(cx - d)^3 - \frac{a}{6c^2}(ax - b)(cx - d)^4 + \frac{a^2}{30c^3}(cx - d)^5 + C$$

3.2 三角関数による近似

次に $f_2(x) = a \sin^2(bx + c)$ ($ab \neq 0$)による近似を検討した。導関数は

$$f_2'(x) = 2ab \sin(bx + c) \cos(bx + c)$$

$$f_2'(x) = 0 \text{となるのは } x = (n\pi - 2c)/2b \text{ (nは整数)。$$

前述の4次関数と同様に上限及び下限で0を仮定する必要がなく、最大微分反応度の値(頂点の値)も簡単に計算できる。

$f_2(x)$ の不定積分を計算すると以下の通りなる。

$$\int a \sin^2(bx + c) dx = \frac{a}{2} \left(x - \frac{1}{2b} \sin 2(bx + c) \right) + C$$

積分反応度は上記の式を用いて計算する。

前述の2とおりの場合において Excel で近似曲線を描き、最大微分反応度と積分反応度を計算し、従来方法での結果と比較した。

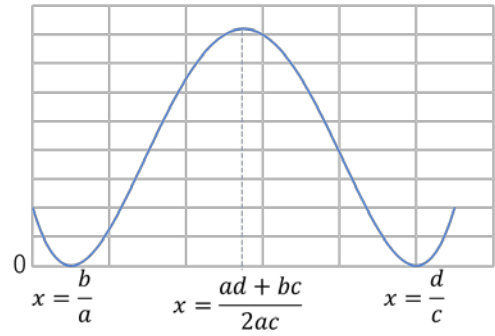


図2: $f_1(x) = (ax - b)^2(cx - d)^2$ の概形

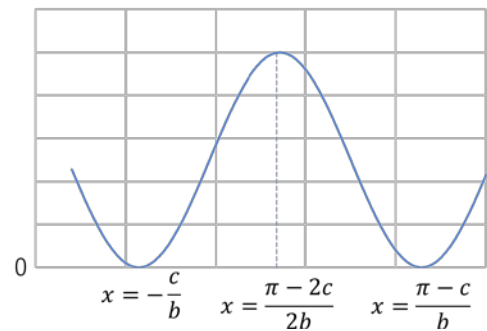
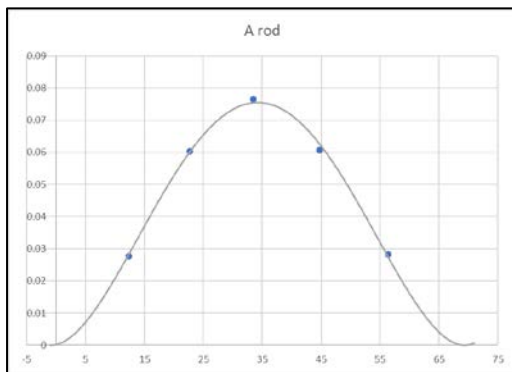


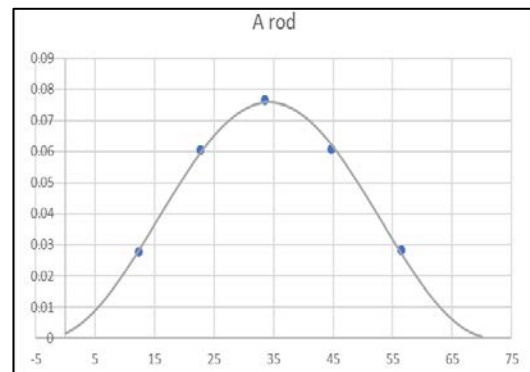
図3: $f_2(x) = a \sin^2(bx + c)$ の概形



$$a = 0.000235, b = -0.00021$$

$$c = 0.94678, d = 65.6613$$

図4: $f_1(x) = (ax - b)^2(cx - d)^2$ による近似



$$a = 0.075979, b = 0.041764$$

$$c = 0.142574$$

図5: $f_2(x) = a \sin^2(bx + c)$ による近似

4. 微調整用制御棒の微分反応度

微調整用制御棒の微分反応度は粗調整用制御棒の影響を受けて頂点が少し左に寄っているため、前述の左右対称な関数で近似するのは適切ではない。そこで頂点の位置が少しずれた関数での近似を検討した。

4.1 5次関数による近似

頂点の位置がずれた関数として以下のような5次関数、 $f_3(x) = -(ax - b)^2(cx - d)^3$ ($ac \neq 0, \frac{b}{a} < \frac{d}{c}$) を考える。この関数を微分すると

$f_3'(x) = -(ax - b)(cx - d)^2\{5acx - (2ad + 3bc)\}$ となり、 $f_3'(x) = 0$ となる x の値は、 $x = b/a, d/c, (2ad + 3bc)/5ac$ である。つまり、 $x = b/a$ と $x = d/c$ の間を2:3に内分した点 $x = (2ad + 3bc)/5ac$ が頂点の x 座標になる。(図7)

また、不定積分は次のとおり。

$$\int -(ax - b)^2(cx - d)^3 dx = -\frac{1}{4c}(ax - b)^2(cx - d)^4 + \frac{a}{10c^2}(ax - b)(cx - d)^5 - \frac{a^2}{60c^3}(cx - d)^6 + C$$

4.2 三角関数による近似

次に頂点の位置がずれた三角関数として次のような関数を考えた。

$f_4(x) = a\sin^2(bx + c)\{\cos(bx + c) + 1\}$ ($ab \neq 0$)
 $f_4'(x) = ab \sin(bx + c)\{3\cos(bx + c) - 1\}\{\cos(bx + c) + 1\}$
 より、 x が $\cos(bx + c) = 1/3$ を満たすとき $f_4(x)$ は極大値をとる。 $\cos(bx + c) = 1/3$ を満たす x を計算すると、頂点がほぼ2:3の位置に来ることが分かった。

不定積分は次のとおり。

$$\int a\sin^2(bx + c)\{\cos(bx + c) + 1\} dx = a\left\{\frac{1}{3b}\sin^3(bx + c) + \frac{x}{2} - \frac{1}{4b}\sin 2(bx + c)\right\} + C$$

微調整用制御棒の場合についても前述の2とおりの関数を用いて Excel で近似曲線を描き、最大微分反応度と積分反応度を計算し、従来方法での結果と比較した。

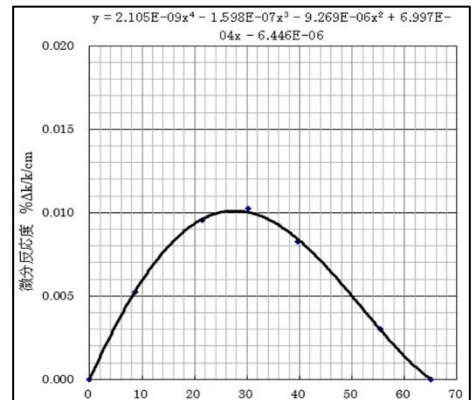


図6：R rod の微分反応度(2020年度)

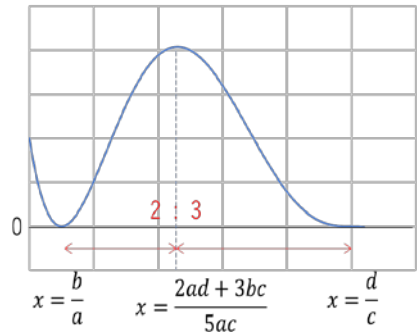


図7： $f_3(x) = -(ax - b)^2(cx - d)^3$ の概形

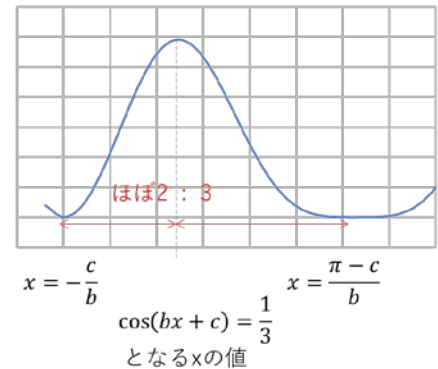
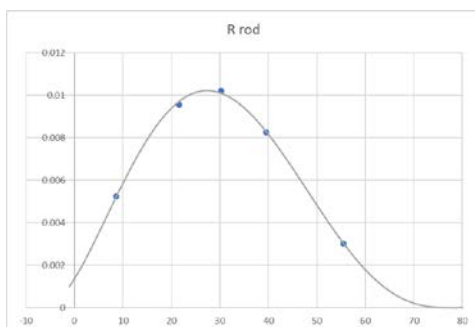


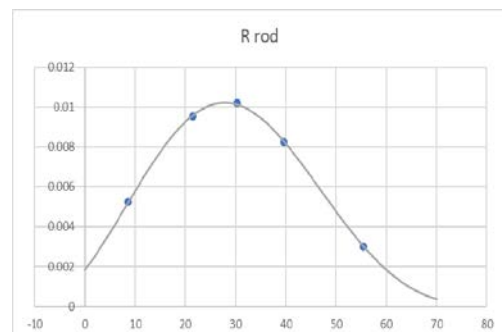
図8： $f_4(x) = a\sin^2(bx + c)\{\cos(bx + c) + 1\}$ の概形



$$a = 0.000456, b = -0.00293$$

$$c = 0.069064, d = 5.394992$$

図9： $f_3(x) = -(ax - b)^2(cx - d)^3$ による近似



$$a = 0.008634, b = 0.032097$$

$$c = 0.338192$$

図10： $f_4(x) = a\sin^2(bx + c)\{\cos(bx + c) + 1\}$ による近似

5. まとめ

結果は表 1、表 2 のようになった。

表 1：粗調整用制御棒の反応度

	従来方法	4次関数	三角関数
A rod 最大反応度付加率 (% $\Delta k/k$ /秒)	0.0139	0.0139	0.0140
A rod 全反応度 (% $\Delta k/k$)	2.81	2.82	2.84
B rod 最大反応度付加率 (% $\Delta k/k$ /秒)	0.0110	0.0111	0.0111
B rod 全反応度 (% $\Delta k/k$)	2.29	2.31	2.33
C rod 最大反応度付加率 (% $\Delta k/k$ /秒)	0.0132	0.0132	0.0133
C rod 全反応度 (% $\Delta k/k$)	2.67	2.68	2.70
D rod 最大反応度付加率 (% $\Delta k/k$ /秒)	0.0119	0.0119	0.0120
D rod 全反応度 (% $\Delta k/k$)	2.46	2.48	2.49

表 2：微調整用制御棒の反応度

	従来方法	5次関数	三角関数
R rod 最大反応度付加率 (% $\Delta k/k$ /秒)	0.0089	0.0090	0.0090
R rod 全反応度 (% $\Delta k/k$)	0.40	0.41	0.41

従来方法では上限、下限を強制的に 0 にしているのが、今回検討した近似方法に比べて全反応度(積分反応度)の値が小さくなるという予想どおりの結果となった。粗調整用制御棒については関数の特性上、4次関数より三角関数の方が値が大きくなる傾向にある。微調整用制御棒については5次関数と三角関数で値に大きな違いは見られなかった。

今回、関数の形を限定することで、上限及び下限で 0 を仮定しなくても近似曲線が描け、また最大微分反応度(頂点の値)が簡単に計算できることが分かった。

以上

報誘導放射能計算書の Web 化

複合原子力科学研究所技術室 飯沼 勇人

1. はじめに

京都大学研究用原子炉 (KUR) に付属する実験設備には、実験孔 (4 本)、照射孔 (4 本)、熱中性子設備 (重水設備、黒鉛設備)、圧気輸送管 (3 基)、水圧輸送管、傾斜照射孔、貫通孔および炉心内には照射中の試料温度を制御できる精密制御照射管、週単位で照射が行われる長期照射設備がある。これらの実験設備を用いて実験を行うには、利用する設備に応じて、KUR 実験記録、KUR 照射使用記録、または KUR 照射記録 (長期照射) (以下、「KUR 実験記録等」) を事前に提出し、研究炉主任技術者等の安全審査を経て、複合原子力科学研究所 (以下、「複合研」) 所長の許可を受けなければならない。KUR から発生する中性子を実験試料に照射して放射化させるような実験の場合、実験の安全性を説明するために誘導放射能計算書を KUR 実験記録等に添付することとなっている。

従来は紙媒体で KUR 実験記録等の提出を行っていたが、2020 年 4 月より、複合原子力科学研究所では電子申請システム (KWFS) を導入し、KUR 実験記録等も KWFS を利用して Web 上で申請できるようになった。ただ、誘導放射能計算書については Excel ファイルを作成し、これを KWFS にて申請する際に添付する形で運用していた。2022 年度より Web 上で KUR 実験記録等の申請を完結できるように、誘導放射能計算書についても Web 上で作成し、KUR 実験記録等に連携できるよう KWFS に実装した。本発表ではこれについて報告する。

2. 誘導放射能計算書について

KUR 実験記録等には実験の詳細や試料に関する説明の他に、試料を中性子照射して放射性同位元素 (RI) を製造する場合には予想される最大生成放射能と取扱予定量の記載が必要である。生成放射能は照射直後の放射能、取扱予定量は照射後から実際に測定や化学処理などの使用を開始する時点での放射能で、生成放射能から減衰計算したものになる。通常、これらの計算は誘導放射能計算書を用いて行う。誘導放射能計算書は、利用する実験設備における中性子束密度や複合研内で使用できる非密封核種を生成する核反応 (主に (n, γ) 反応)、これら生成核種の半減期、反応を起こす核種の断面積、存在比のデータが備わっており、元素重量などの必要なパラメータを入力することで自動計算ができる。従来使用していた Excel ファイルの誘導放射能計算書を図 1 に示す。放射能の計算には次式を用いている。

$$A = \sigma \frac{w}{M} N_A \theta \varphi \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{\ln 2}{T} t_1\right) \right\} \exp\left(-\frac{\ln 2}{T} t_2\right) \quad (1)$$

A : 生成放射能 (Bq)、 σ : 中性子捕獲断面積 (barn=10⁻²⁴cm²)、w : 標的元素重量 (g)

M : 標的元素の原子量、N_A : アボガドロ数 (6.02E+23)、 θ : 標的同位体の存在比

φ : 中性子束密度 (n/cm²/s)、T : 半減期 (s)、t₁ : 照射時間 (s)、t₂ : 減衰時間 (s)

N : 照射回数 (本数)

生成放射能は t₂ : 照射後取り出しまでの時間、

取扱予定量は t₂ : 照射後取り出しまでの時間 + 取り扱いまでの時間 として計算

前述のように、KUR 実験記録等には生成放射能と取扱予定量を入力しなければならないため、誘導放射能計算書で得られた計算結果を転記する必要がある。この時、人の手による入力をするため、KUR 実験記録等に誘導放射能計算書の計算結果とは異なる放射能値が入力されているミスが頻発していた。

照射試料の誘導放射能の計算書												
〔KUR照射記録等 安全に関する説明添付資料〕												
試料略称		岩石試料										
別紙 KUR実験記録、KUR照射記録の試料を照射した際の予想誘導放射能は下表のようになります。ただし、照射の条件は以下の通りです。												
成分 (1回分)	化学組成	重量	単位	照射設備		圧気輸送管 No.2						
	ZnS	5	mg									
	CuFeSS2	0.2	mg									
	FeAsS	0.1	mg	照射回数(本数)		3 回						
				照射時間		中性子束(n/s・cm ²)						
				KUR出力	数値	単位	熱中性子	熱外中性子	速中性子			
照射条件①				1 MW	30	min	5.50E+12	2.18E+11	1.20E+12			
照射条件②※												
※2つの出力をまたいで照射する場合のみ入力												
照射後取出しまでの時間(自動入力)		数値	単位	取り扱いまでの時間				数値	単位			
		5	s					4	d			
全回数分												
No	反応をおこす核種	存在比(%)	生成核反応	生成核種	生成核放射能(Bq)	取扱い放射能(Bq)	元素重量(mg)[1回分]	断面積(barn)	半減期	数値	単位	反応中性子
1	Cu-63	69.17	(n, γ)	Cu-64	1.32E+06	7.01E+03	1.00E-01	4.5	12.7	h		熱中性子
2	Cu-65	30.83	(n, γ)	Cu-66	9.94E+06	0.00E+00	1.00E-01	2.17	5.1	min		熱中性子
3	Zn-64	48.6	(n, γ)	Zn-65	1.72E+04	1.70E+04	5.00E+00	0.77	244.3	d		熱中性子
4	Zn-68	18.8	(n, γ)	Zn-69	3.40E+07	3.76E-24	5.00E+00	0.8	56	min		熱中性子
5	Fe-58	0.28	(n, γ)	Fe-59	1.01E+03	9.50E+02	5.00E+00	1.3	44.503	d		熱中性子
6												
7												
8												
9												
10												
生成核種が自動で入力されない場合は手動で選択、入力してください。												

図 1. 誘導放射能計算書 (Excel ファイル) の入力フォームの一部

3. KWFS への実装

KWFS は住友電工情報システム株式会社製の電子決済システム「楽々Workflow II」を使用し、複合研内の文書を電子申請化したシステムである。楽々Workflow II は申請フォームや承認フローをブラウザ上の操作のみで作成できる、基本的にはノーコードのツールである。入力された数値の演算を行い、別の入力欄に演算結果を入力したり、予め入力値に制限をかけてエラーを表示させたりといったことを基本機能で設定できる。しかし、入力値に応じた任意の動的な画面制御や複雑なエラー判定、(1)式のような対数や指数を含んだ複雑な計算は基本機能では行えず、別途 JavaScript でプログラミングし、作成した JS ファイルを設定しなければならない。そこで、(1)式の演算処理と実験条件に応じた入力値のエラー判定、KUR 実験記録等と連携させるための処理の一部をプログラミングした。KWFS に実装した誘導放射能計算書の入力画面の一部を図 2 に示す。更に、作成した誘導放射能計算書から生成放射能や取扱予定量の値等の必要な要素を KUR 実験記録等に呼び出す設定を行った。

照射条件

照射設備	圧気輸送管No.1	照射回数(本数)	5			
KUR出力		照射時間		中性子束(n/s・cm ²)		
		数値	単位	熱中性子	熱外中性子	速中性子
①	1MW	1	min	386000000000	12900000000	6400000000
②	MW					
5MW時中性子束				19,300,000,000,000	645,000,000,000	3,200,000,000,000
照射後取出しまでの時間(自動入力)		5	sec			
取り扱ひまでの時間		10	day			

誘導放射能の計算について

生成放射能・取扱放射能計算シート

3件 Page No.1

No.	研究対象核種	反応を起す核種	元素重量(mg) [1回分]	元素重量10の累積指数	存在比(%)	生成核反応	生成核種	生成核放射能(Bq)	生成核放射能10の累積指数	取扱放射能(Bq)	取扱放射能10の累積指数	断面積(barn)	半減期(数値)	半減期(単位)	反応中性子
1	on	Al-27	1.00	E+1	100	(n,γ)	Al-28	2.57	E+8	0.00	E+0	0.23	2.241	min	熱中性子
2	on	Na-23	3.00	E-2	100	(n,γ)	Na-24	6.20	E+3	9.20	E-2	0.53	14.96	h	熱中性子
3	on	Mn-55	2.00	E+1	100	(n,γ)	Mn-56	2.51	E+8	2.53	E-20	13.3	2.58	h	熱中性子

図 2. KWFS に実装した誘導放射能計算書の入力画面の一部

4. 今後の課題

誘導放射能計算書を従来の Excel ファイル形式のものと同様の計算を KWFS で行えるように実装し、誘導放射能計算書の作成から KUR 実験記録等の申請まですべて Web 上で行えるようになった。これにより、KUR 実験記録等に誘導放射能計算書の計算結果とは異なる放射能値が入力されているミスは無くなるかと思われたが、KWFS に実装した誘導放射能計算書では計算が出来ないケースが数件あり、そのような場合は従来通り Excel ファイル形式の誘導放射能計算書などを添付し、放射能値を KUR 実験記録等に手入力する方法を取っている。そのため、放射能値の入力ミスは完全には無くなっていない。このようなケースの一部は、誘導放射能計算書に (n,α) 反応や (n,p) 反応など、(n,γ) 反応以外の核反応のデータが不足していることが原因となっている。今後は、これらの不足している核反応データを追加し、ほぼすべての実験において Web 上で申請が完結できるように改良をしていきたい。

5. 参考文献

- ・原子炉施設保安規定（令和 3 年 5 月 7 日 京都大学複合原子力科学研究所）

放射性廃棄物処理設備の保守管理

複合原子力科学研究所技術室 阪本 雅昭

1. はじめに

京都大学複合原子力科学研究所の放射性廃棄物処理設備（以下、「処理設備」という。）は、研究用原子炉（以下、「KUR」という。）と臨界実験装置（以下、「KUCA」という。）の「放射性廃棄物の廃棄施設」として1962年に承認を受けた。

原子炉設置変更承認申請書によると、処理設備は主要な原子炉施設として原子炉本体等と同列に記載されている。つまり、処理設備が故障すると原子炉を運転することができない。そのため、建設後60年を経過した処理設備の老朽化を防ぐべく、予防保全的に改善箇所を見つけて補修・更新していく必要がある。

原子炉施設の設備の更新をするには、設計や工事計画等についての厳密な審査を原子力規制委員会に申請し、認可を得る必要がある。補修等の作業についても、上記認可が必要か否かの判断を得るために、所内での検討だけでなく、場合によっては行政相談という形で原子力規制委員会に問い合わせをする。そのため、一見すぐに対処できそうな事案についても判断に時間がかかり、迅速に予防保全を行うことが難しい。

今回の発表では、処理設備について知識がない状態で調べながら手直しをした部分、今まで整理されていなかった事項について報告を行う。

2. 発表内容

2.1 放射性廃棄物処理設備の概要

処理設備は、原子炉等からの廃棄物の性状に応じて、気体・液体・固体の3種類に分けられる。本発表の主題である液体廃棄物処理設備の主な構成とその用途を以下に示す。

- ・貯留槽：所内の原子炉施設やRI施設からの廃水を貯める。
- ・処理装置：各施設からの廃水が放射性廃水であった場合に、放射性物質を取り除く。

2.2 排水ポンプの動作不良の原因調査と対処

貯留槽の水は排水ポンプによって処理装置に送り出され、処理後に貯留槽に戻される。その間の配管で計測する流量をもって原子炉施設の性能としているので、排水ポンプの状態を正常に保つことは重要である。また、排水ポンプは貯留槽内の水を他の貯留槽に移し、所外に放流する際にも用いる。

昨年から、排水ポンプの動作不良が二度あった。症状の一つはポンプのモーターが動作せず、もう一つはポンプの動作はするが水を送ることができないというものであった。それらの原因調査と対処を行なった。

2.3 貯留槽水位計の系統調査と不調原因の推定

貯留槽の水位は投げ込み式水位計により測定され、その指示値を記録計で常時監視している。記録計は廃棄物処理棟に設置されており、指示値が0.5%下がると警報信号を出すことで放射性廃水漏えいの迅速な検知を可能にしている。

処理設備が設置されてから、貯留槽の水位計とその計装系は何度か更新されてきたようである。貯留槽の種類によっては、水位計の出力信号が別の建物にある中央管理室に送られているものもあれば、複数の水位計や別の警報を持たせているものもある。今回、長年整理されていなかった各貯留槽の水位計と計装系を調査した。加えて、一日の気温の変化に伴う投げ込み式水位計の出力変動について原因を調べて推定した。

3. まとめ

処理設備を維持していくうえで習得が必要な技術は幅広い。液体廃棄物の処理を例に述べると、処理する過程の原理は化学、機器の動作原理は機械・電気、加えて、計装系や配管といったインフラに関する知識も必要である。私は電気を除いてその他ほとんどの知識を持ち合わせておらず、あまり関心もなかった。しかし、あるきっかけで「これは技術職員としての教養のようなものかもしれない」という考えに至り、それらの分野の知識習得を楽しめるようになった。今後もできる範囲で、技術職員の本来あるべき姿と考える自分の頭と手を動かすことで技術の向上に励みたい。

最後に、今回の報告内容に限らず技術室のメンバーにはいつも様々な相談に乗っていただいています。この場を借りてお礼申し上げます。

京都大学複合原子力科学研究所における環境放射能測定報告について

技術室 栗原 孝太

1. はじめに

京都大学複合原子力科学研究所では、定期的に、原子炉施設から放出される排気及び排水並びに敷地境界附近における放射能濃度を測定・評価し、原子力規制委員会に報告している。

本報告書では、研究所と熊取町、泉佐野市及び貝塚市との間にそれぞれ締結された「原子炉施設及び住民の安全確保に関する協定書」の取り決めに従い、上記の報告事項に加え、敷地境界附近及び研究所外における実効線量並びに周辺環境試料中放射能濃度の測定結果を報告する。

2. 環境放射能測定報告の内容

(1) 測定結果の概要

(2) 測定結果

(2)-1 原子炉施設から放出される排気及び排水中の放射能

- ・排気中の全放射能
- ・排気中の核種分析
- ・排水中の全ベータ放射能(トリチウムを除く)
- ・排水中の核種分析

(2)-2 外部放射線に係る実効線量

- ・敷地境界附近での実効線量
- ・所外観測所での実効線量
- ・排気中の放射能による実効線量

(2)-3 環境試料中の放射能

- ・底質・土壌中の放射能
- ・陸水(飲料水・地下水・表層水)及び海水中の放射能
- ・空気中浮遊じんの放射能
- ・降下物中の放射能
- ・農産食品又は指標生物中の放射能

(3) 参考資料

(3)-1 環境放射線・放射能監視の方法について(図1)

(3)-2 環境放射能監視測定場所概略図

(3)-3 定期環境放射能測定項目一覧

(3)-4 放射能及び実効線量測定方法の概要

(3)-5 環境中外部放射線量率の変動要因について(図2)

(3)-6 用語集



図1 京都大学複合原子力科学研究所における環境放射線・放射能の監視の概要

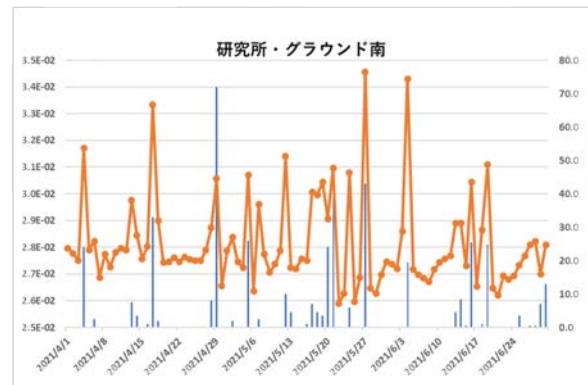


図2 研究所・グラウンド南のモニタによる日別平均の外部線量率と研究所近傍地点での日別の降水量 (2021年春・夏)

3. 原子炉施設に対する住民の懸念事項

研究用原子炉の当初設置予定地であった京都府宇治市住民により結成された宇治原子炉設置反対同盟が市議会に提出した原子炉設置反対の請願書(昭和32年3月)の一部を抜粋¹⁾する。

第一、原子炉の運転及び附属研究所における実験、研究の安全性について専門学者間に意見の不一致があり、我々宇治市民は不安の念を強く抱かざるを得ないこと。

第二、原子炉および附属研究所における種々の実験、研究の際出る人体に有害な放射能によって外気や水が汚染される危険が十分あること。

第三、汚染された空気を宇治市民が日夜呼吸しなければならぬ危険があるばかりでなく、汚染された水が地中にしみこみ日々使用する井戸水が汚染される危険があること。

第四、空気汚染によって米や茶の木等農作物が汚染される危険があり、これらの人体に有害な放射能によって汚染された農作物を我々宇治市民が毎日飲食することによって、5年、10年或いは20年後に原子病に倒れる危険があり、我々子孫に悪性遺伝素質を与えないとの保証が何等ないこと。

4. まとめ

本報告は、原子炉施設が設置されている住民が懸念する「環境汚染」、「被ばく」及び「風評被害」に対して安全・安心を担保する内容であるといえる。なお、上記のような原子炉施設が日本にない時代と現代においての懸念事項に変わりがないことから、関連設備等が一層の進化を遂げているのに対して、住民の原子炉施設への理解はほとんど進んでいないといえる。自治体にだけでなく、平常時から住民に対して積極的に情報を発信し、説明していくことが重要と考える。

5. 謝辞

長きに渡り、本報告をする上で重要な農産食品の試料を提供して頂いた奥野真生氏に厚くお礼申し上げます。今後ますますのご健勝とご多幸を心よりお祈りいたします。

参考文献

- 1) 玉井和次. 京都宇治原子炉 世界初の反原子力住民運動の記録. 群青社, 2021.