

## 講座

## 核融合施設における放射線計測の基礎

## Basis for Radiation Measurement in Fusion Facility

## 1. 放射線防護の考え方と放射線障害防止法

## 1. Philosophy of Radiological Protection and Radiation Hazard Protection Law

甲斐倫明<sup>1)</sup>, 河野孝央<sup>2)</sup>

KAI Michiaki and KAWANO Takao

<sup>1)</sup>大分県立看護科学大学, <sup>2)</sup>核融合科学研究所

(原稿受付: 2013年8月12日)

放射線施設の放射線安全管理は基本的に法令に従って行われる。そのなかには、放射線計測を伴う規定もある。本講座では、そうした法令の根底にある放射線防護の考え方についてICRP勧告の経緯を参照しながら概説する。また国内法は、ICRPの新勧告を取り入れながら変遷してきた歴史をもつが、そうした法令の中から放射線障害防止法を紹介する。

**Keywords:**

radiation protection, risk, dose equivalent, ICRP recommendations, radiation-related domestic law

## 1.1 放射線防護の考え方

## 1.1.1 はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災を契機として起きた福島第一原子力発電所の事故は歴史に残る大事故となり、我が国にとどまらず世界から事故の影響に注目が集まった。原子力発電所事故の影響は原子炉から環境中に放出された放射性物質による健康影響と社会的影響である。健康影響には、身体的影響以外にチェルノブイリ事故で問題となっている精神心理的影響が精神疫学の研究から報告されている[1]。社会的影響には、生活への直接影響を含めた経済的・文化的など、健康影響以外のあらゆる影響が含まれる。

放射線防護は、歴史的には、皮膚障害などの急性障害を防止することから出発したが、放射線防護の進展につれて、低線量における遺伝的影響と発がん影響の健康リスクに社会的な関心の重心が移ってきた。その間、放射線防護の考え方にかなる進展があったのかをICRP(国際放射線防護委員会)勧告をレビューしながら解説する。また、福島事故を経験して、放射線防護が直面している問題を考える。

## 1.1.2 リスク概念の導入

放射線の影響を考える場合、その影響が発生するしきい

線量がいくらかという疑問は現在でも科学者の問題意識として存在する。一定の線量以下になれば、生物的な損傷が生じない、あるいは損傷は修復され障害に至らないという考えがあるからである。この考えは一般人には通常のものであり、この答えがないことは科学が十分に進んでいない、あるいは科学的な論争が存在している課題であるとみなされる。ここに放射線防護問題の本質がある。

1895年にレントゲン博士がX線を発見して、放射線が医学を中心に利用されるようになって100年以上の歴史がある。その間、放射線を利用することによる利益を人類は享受してきた反面、放射線の害も経験してきた。初期の放射線防護では、皮膚などの急性傷害を防ぐための方策として、傷害に至らない線量を推定し、それを超えないように放射線防護を行うことが実施された。それによって、急性傷害を防止することにほぼ成功するようになってきた。そのときに果たした線量は、耐用線量と呼ばれ、1934年、一日あたり0.2R(レントゲン)を超えないようにICRPは勧告した。これは、しきい線量の存在を前提に、それを推定し、放射線を防護することが解決につながるという方式である。この方式を「一律の線引き方式(demarcation)」と呼ぶことにしよう。

遺伝的影響はショウジョウバエの実験から生物的影響と

<sup>1)</sup>Oita University of Nursing and Health Sciences, Oita, OITA 870-1201, Japan<sup>2)</sup>National Institute for Fusion Science, Toki, GIFU 509-5292, Japan

して存在することが知られていた。1945年に広島長崎で原爆が投下された。その被災者を原爆被ばく生存者としておよそ12万人を登録し、疫学調査が開始されたのは1950年である。この調査から比較的早期に明らかになったのが、原爆被ばく生存者の間で白血病発症率の増加が認められたことであった。一方、医療領域では、放射線管理により急性傷害は抑えることができたが、長い期間にわたる放射線の継続的な使用で線量の増大を招き、結果的に晩発影響である白血病が放射線科医や診療放射線技師の間で疫学的に増加していることが報告されるようになっていた。遺伝的影響がまだ人の集団で観察されていないにもかかわらず、血液のがんである白血病が放射線被ばくによって誘発されることが明らかになってきたことは放射線防護の大きな転機であった。

それまでは白血病を対象とした放射線防護は行われていなかったため、ICRPは、Publication 1 (1958年勧告) [1]で、白血病と放射線の関係について次のように述べた。

「あるしきい線量よりも被ばく線量が低ければ白血病は生じないと想定することができる。この場合、しきい線量を推定することが必要であり、被ばくからの回復も存在すれば考慮する必要がある。これらの推定をするには十分な情報がないが、750remの累積線量はしきい値を超える可能性があることが警告される。最も控えめな方法はしきい値がない、回復がないと仮定することである。この場合、低線量であっても感受性の高い人に白血病を生じる可能性があり、その発生率は累積線量に比例する可能性がある。」

白血病についても従来と同じ方法で、しきい線量を推定し、それを基に線量基準を一律に設定することもできたはずである。しかし、上記に述べるように、ICRPは、「リスク」の概念を初めて導入し、それを基礎に放射線防護を行うべきことを勧告した。この背景には、放射線の影響がまだ十分に解明されていないために、放射線利用の拡大を意識して慎重な姿勢をとったことが推察される。つまり、科学的な情報のみでは扱うことのできない状況を想定した。ICRPはリスクという概念について次のように述べた。「委員会勧告の基礎には、いかなる放射線被ばくも身体的影響（白血病と他の悪性腫瘍）と遺伝的影響の発症リスクをもたらすという慎重な仮定がある。この仮定では、疾病や障害の誘発リスクが最小の線量までも個人の累積線量と共に増加すると考えている。したがって、この仮定は放射線の完全に安全な線量は存在しないことを意味する。委員会は、これが控えめな仮定であることを認識しているし、ある影響が生じるには最小あるいはしきい線量が必要であることも認識している。しかし、明確な知識が欠如している場合、委員会は低線量で障害発症リスクを仮定する考え方は放射線防護の最も合理的な基礎となると信じる。(ICRP Publication 9, (29), リスクの概念) [2]」

### 1.1.3 放射線防護への実効線量当量の導入

放射線防護の考え方が整理され明確になってきたのは1977年勧告からといえる。これは、UNSCEAR1977年報告 [3]で広島長崎の原爆被爆生存者の疫学データから定量的な発がんリスクが議論できるようになってきたからである。

1977年に勧告されたPublication 26 [4]は、日本の現在の放射線関係法令が改正されるまで、従っていたものである。1977年ICRP勧告では、現在の放射線防護の基礎的な存在であるがんと遺伝的影響のリスク評価が初めて行われた。リスクという定量的な概念に見合う情報がそろって、実効線量当量（現在の実効線量）と線量限度についてリスクをベースにした議論が行われた。

実効線量当量が登場するまでは、臓器組織線量当量や全身平均線量当量などが使用され、放射線防護上、重要と考えられる臓器を「決定臓器 (critical organ)」と呼び、線量評価の対象として、決定臓器の線量を線量限度以下に抑えることを目標とした。外部被ばくの場合、全身と生殖腺が決定臓器であった。内部被ばくの場合、全身が均一に被ばくすることはまれで、放射性核種の化学形に依存して骨や肝臓などの一部の臓器に集積して、 $\gamma$ 線を放出する放射性物質の場合には周辺の臓器への被ばく源となる。そのために、放射性核種ごとに決定臓器を決め、その臓器の線量を評価する。

実効線量当量が登場するまでの決定臓器の概念には、それぞれの感受性の異なる臓器のリスクを加算することができず、最大の臓器のリスクを一定レベルに抑えるという考え方に限界があった。

実効線量当量の考え方は、被ばくした臓器のそれぞれの放射線感受性を考慮して、それらの相対的感受性で加重した臓器線量を加算し、全身等価な線量を評価するものである。ラドンの吸入による呼吸気道の不均一な被ばく線量を扱う方法として最初に提唱されたのが実効線量当量の始まりである。

実効線量当量の導入は、外部被ばくと内部被ばくに関係なく、全身等価な線量として評価され、全身のリスクを代表する指標として、線量限度と比較できる単一の数値で表すことのできる線量として利用されるようになった。

実効線量当量は次のように定義される。

$$E = \sum_T w_T H_T, \quad (1)$$

ここで、 $w_T$ は、臓器Tの組織加重係数、 $H_T$ は臓器Tの線量当量である。実は、ICRP Publication 26では、実効線量当量 (Effective dose equivalent) という名称は登場しない。加重平均線量当量 (weighted mean dose equivalent) と記載されていた。実効線量当量という新しい名称がICRPに登場するのは、1978年のストックホルム声明である。放射線防護における実効線量当量の導入は、放射線防護の合理性を高め、その基礎となるリスク評価と線量評価の科学が注目されるようになる。線量評価の対象が明確となり、放射線防護をより科学的な基礎の上に構築するための契機となった。

### 1.1.4 1977年勧告における放射線防護体系と線量限度の設定

1977年勧告は、放射線防護体系として、1)正当化、2)最適化、3)線量限度という3本柱が基本であることを示した。上記に示したように、ICRPは低線量における放射線

影響を確率的影響として定義し、ある個人においては確率的なリスクとして認識し対応することを放射線防護の基本としてきた。リスクは、本質的にゼロを求めることができないため、リスクをできる限り低減するために、被ばく線量を可能な限り低くするという理論的な方針が必要となる。しかし、現実には、リスクの低減化は様々な要因とのトレードオフであるため、最適化するという原則が導入された。As Low As Reasonable Achievableの頭字語(ALARA)は最適化と同じ概念として利用される。つまり、一律の線引き方式が適用できないリスク概念がもつ性格からくる。

線量限度には2種類ある。しきい値のある確定的影響(注) Pub.26では非確率的影響と呼ばれていた)の防止するための限度と、しきい値がないと仮定している確率的影響を制限するための限度の2種類である。しきい値のある確定的影響の限度にはしきい線量を基礎に決定される。そこで、職業被ばくに対する線量限度は、確定的影響を防止するために、水晶体を0.3 Sv/年、その他のすべての組織を0.5 Sv/年とし、確率的影響を制限するために、実効線量当量を50 mSv/年とした。1977年勧告の限度は、Pub.1から20年以上にわたって放射線防護に使用されてきたものである。

科学情報から一律の線引き方式が適用できない確率的影響の線量限度に対して、数値の妥当性を判断するために、この線量に相当するリスクレベルが、社会的に安全とされる職業のリスクと比較することが行われた。放射線以外の産業での非致命的な事故による時間損失を考慮しても、死亡率の頻度が100万人あたり200人を超えないことが欧米での放射線以外の産業におけるリスクを超えないことになるとICRPは判断した。線量限度を適用すると、集団全体の平均線量は限度の10分の1程度になるので、これを考慮すると、放射線を利用する産業では、集団全体のリスクは、 $50 \text{ mSv/年} \times 0.1 \times 1.65 \cdot 10^{-5} / \text{mSv} = 82.5 \cdot 10^{-6} / \text{年}$ となる。この推論から、他の安全な産業と比べても十分にリスクは小さいと判断した。

ここで留意しなければならない点は、線量限度は線源が制御されている状況に適用される限度である。事故のように線源が制御されていない状況には適用されない。また、職業被ばくと公衆被ばくに限度を設けるのであって、医療被ばくのように、正当化と最適化は適用されるが、被ばくを伴う診療行為の便益を損なうことがないように、数値の上限値である限度は適用されない。自然放射線からの被ばくにも線量限度は適用されない。このように、線量限度は、しきい線量が存在すると考えるような影響に当てはめる一律の線引き方式ではないことがわかる。線量限度は、リスク概念を前提として、放射線防護の行う上での目標となる最適化する線量の上限値となる。ICRPは、線量限度が安全と危険の境界ではないことを繰り返し注意してきたが、線量限度という用語そのものがもつニュアンスによって与える影響と、放射線影響を防護するときに、一般に人がしきい線量を想定した一律の線引き方式をイメージするため、数値は変わっても現在もなお多くの誤解がある。

### 1.1.5 1990年勧告 (ICRP Publication 60) [5]

1990年勧告で大きく変わったのは、行為と介入という図式で放射線防護の枠組を捉えるようになったことである。1977年勧告では制御可能な線源を対象に放射線防護の体系を組み立てていたが、1990年勧告(Publication 60)では、線源の制御の可能性と被ばくの制御の可能性に着目し、自然放射線被ばくと事故時の被ばくに対しても放射線防護の枠組みを示したことが大きな変更となった。

この背景には、人工放射線・放射性物質を社会的に利用する際の放射線防護に注目していたのでは、自然放射線からの被ばくは無視するには大きい線量を与える状況が明らかになってきたからである。代表的な自然放射性物質からの被ばくがラドンによる内部被ばくである。

1986年に発生したチェルノブイリ事故では、緊急時の対応や事故後の回復期において放射線防護の枠組が存在しなかったことが混乱の一つであった。放射線防護の対策を決定するときに、すでに放射線被ばくが存在する事故後や自然放射線・放射性物質に対しては、介入によって初めて被ばくが低減できる。これに対して、人工放射線・放射性物質を利用する場合、防護対策を講じることで被ばくを抑制することができることから、放射線・放射性物質を意図的に利用することで付加的な被ばくが生じることを行為と呼び、介入と対立する概念として区別した。

1990年勧告では、1977年勧告で導入された実効線量当量は実効線量として再定義された。各組織Tの平均吸収線量をDとするとときに、実効線量Eは、次の式で表される。

$$E = \sum_T w_T \cdot \sum_R w_R D_{T,R} \quad (2)$$

$w_T$ は、組織Tの組織加重係数、 $w_R$ は、放射線Rの放射線加重係数で、1990年勧告で新しい放射線影響の知見をもとに再検討し決定された。1977年勧告から10年以上経過し、科学的な知見が増えたことから、リスクも再評価された。放射線によって誘発される白血病以外のがんは10年以上の潜伏期が存在し、生涯にわたって発現すると予想された。そのために、リスク推定の基本的な情報である原爆被ばく者の追跡期間を超えて生涯に生じるがん死亡確率を推定するには、リスクを生涯で推定する必要があった。1977年勧告のリスク推定は、観察期間で放射線被ばくによって増加したがん死亡確率の年あたりの平均値を生涯継続すると仮定したモデルである(相加的リスク予測モデル)。これに対して、1990年勧告で導入された相乗的リスク予測モデルは、観察期間で放射線被ばくによって増加したがん死亡率の自然がん死亡率に対する比(相対リスク)が生涯継続すると仮定したモデルである。相乗的リスク予測モデルは相加的リスク予測モデルよりも男性で約2倍、女性で約3倍大きい評価値を与えた。このように、リスク予測モデルが白血病以外のがんの生涯死亡確率の推定値に大きな影響を与えたことで、1990年勧告でのリスク推定は、1977年勧告のリスク推定に比べて、約3倍高い結果となった。

リスク推定以外に社会的容認性の検討からICRPは線量限度を下げた。このように、線量限度は、原爆被ばく生存

者などの疫学データから推定されるリスク（生涯死亡確率など）とその大きさの容認性の判断から決定されている。一般人についても同様で、1977年勧告では、年間 $10^{-5}$ から $10^{-6}$ のリスクに相当するレベルであること、1990年勧告では、リスク推定値が下がったことと社会的容認性として年間の自然放射線レベルに相当し、リスクが十分に低いことを根拠に公衆の被ばく線量限度を年間1 mSvを勧告した。この考え方は2007年勧告でも継続している。

### 1.1.6 2007年勧告 (ICRP Publication 103) [6]

2007年に発刊されたICRP勧告 (Publication 103) は、基本的に1990年勧告を継続しながらも、行為と介入という考え方を発展させ、放射線防護の対象とする被ばく状況を3つに分類する新しい枠組を導入した。被ばく状況は、計画被ばく状況、緊急時被ばく状況、および現存被ばく状況に大別する。すべての被ばく状況に、正当化と最適化が適用されるが、線量限度が適用されるのは、計画被ばく状況だけであり、緊急時被ばく状況と現存被ばく状況は、参考レベルを適用する(図1)。これによって、自然放射線や事故時からの被ばくを含め、放射線防護は線量の大小に関係なくすべての被ばくを対象にするという基本方針を確立した。そこでは、除外と免除の概念を適切に利用することで合理的な放射線防護を実際には実施するという考え方を重視するようになった。これは、事故や自然起源の放射線被ばくに対する社会的な関心の増大と、線量の大きさから見ると人工放射線源に比べて無視できない被ばくであることが、制御された線源のみを対象とした線量限度を中心とした防護の考え方に影響を与えてきたと考えられる。

損害(デトリメント)で調整して評価した名目リスク係数(全年齢集団)は、がんの場合、1990年勧告が $6.0\% \text{Sv}^{-1}$ 、2007年勧告が $5.5\% \text{Sv}^{-1}$ と有意な変化はない。そのため、計画被ばく状況に適用する線量限度に変更はない。

しかし、遺伝的影響の場合、1990年勧告が $1.3\% \text{Sv}^{-1}$ 、2007年勧告が $0.2\% \text{Sv}^{-1}$ と約6分の1に減少した。人の自然発生遺伝病頻度とマウスから得られる倍加線量を用いた推定方法に変更はなかったが、潜在的回復可能性修正係数の導入など遺伝リスクに関する理論的な理解が進んだ。その結果、放射線誘発突然変異の遺伝病発症への寄与は最初

の2世代に限定されることに変更されたことが低減への影響をもたらした。2007年勧告では、生殖腺の組織加重係数は、0.2から0.08に低下した。がんの組織加重係数で大きな変更点は、乳房と残りの組織に与えられた係数が0.05から0.12に大きくなった。乳房は、若年齢被ばく者の乳がん症例数の増加と共に、被ばく年齢集団全体を記述するモデルが被ばく時年齢モデルではなく、到達年齢モデルになった(被ばく時年齢効果は有意ではない)ことの影響が大きいと考えられる。

### 1.1.7 福島事故の経験を踏まえて

3.11の直後、100 mSvが登場し、緊急時には平常時を緩和した基準を使うことが批判された。さらには20 mSv/年が避難区域の設定に、1 mSv/年が除染の目標として利用され、社会はさまざま基準に混乱している。結果的に、従来から法律で定めていた1 mSv/年がすべての基準であるべきで、これ以外の基準を受け入れることは困難であるという雰囲気がある。放射線・放射性物質からの線量推定や健康リスクの推定は科学的な作業である。しかし、科学はリスク推定に不確かさがある低線量の領域では正確なメッセージを出すことができない。このことが社会的な対応の混乱や不安を呼び起こしているように思える。ICRPが50年以上前から採用してきたリスク概念は平常時の管理にはうまく成功してきたが、事故後のリアリティのある状況には人々の戸惑いを招いている。実際には、同様な問題点がPM2.5などにもみられるにもかかわらず、放射線が社会的に特別な反応をするのは、原子力発電所の重大事故からの影響と結びつくからである。1986年に発生したチェルノブイリ事故は世界を震撼させた。その後の放射線影響は福島事故後に何が起こるのかと多くの関係者がチェルノブイリに視察し学ぼうとした。そこから発信される情報に社会は注目し過信するあまり動揺する。一方、リスク社会心理学は次のことを教えてくれる。リスクに対する不安感はリスクが確率や統計量で伝えられるからで、人々の不安感や人々を動かしているのは、社会で発生している物語性をもった特定の個人の状況だと。分析的あるいは論理的な情報処理ではなく、拙速なイメージで捉える情報処理が人々のところで優先して働くからだ。この情報処理の仕組みがサイエンスとモラルのギャップを生んでいるとすると、リスク問題はサイエンスの問題としてだけからは解決しないことを専門家や規制当局の担当者は認識しておかなければならない。逆にこのことを認識するあまり、間違ったリスクコミュニケーションが横行してしまう危険性もでてきている。リスク問題のサイエンスと倫理的な側面の両者が絡んだ状況では、ステークホルダーを関与した意思決定支援を構築していくことが重要であることをICRP Publication 111 [7]は述べている。(甲斐倫明)

図1 ICRPの放射線防護規準(公衆)

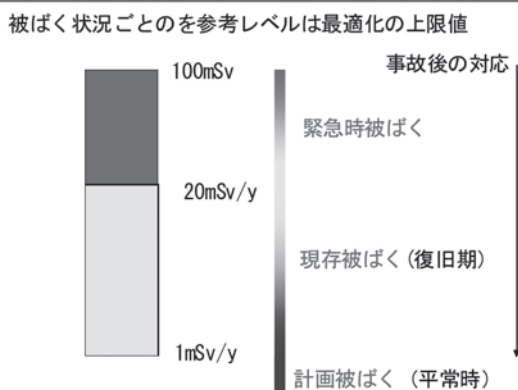


図1 ICRPの放射線防護基準(公衆)。

## 1.2 放射線障害防止法の概要

### 1.2.1 はじめに

放射線に関する国内法の中核に原子力基本法がある。その第1条で、日本における原子力の研究、開発、利用の推進は、人類社会の福祉と国民生活の水準向上に寄与するこ

とを目的に、エネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興を図るために行われることを定めている。また第2条で、原子力は民主、自主、公開の原則のもとに安全を確保した上で平和利用することを基本方針として（原子力平和利用の3原則）、国際協力に資することを規定し、さらに第20条で、放射線障害を防止し、公共安全を確保するための規制や措置については、別に法律で定めるとしている。この第20条を受けて制定されたのが、ここで紹介する「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（放射線障害防止法あるいは障害防止法）」[8-10]である。

### 1.2.2 放射線障害防止法

放射線障害防止法は、昭和32年6月（法律第167号）に制定され、その後、法の規制内容を合理化するために、また国際放射線防護委員会（ICRP）や国際原子力機関（IAEA）などの新しい考え方を取り入れるために改訂が行われてきた。現在の放射線障害防止法はICRP90年勧告とIAEAの1996年国際基本安全基準がベースになっている。放射線障害防止法の内容は、いくつかに分類して考えることができる。図2は8項目に分類した結果である。以下、それぞれの項目について、使用施設のユーザーに関係する事項を取り上げ、概要を紹介する。

#### (1) 用語の定義

放射線障害防止法では、いろいろな用語が使われている。物理、化学の分野とは、意味が異なる場合もある。その代表例として、放射線発生装置の定義を紹介する。図3は、放射線障害防止法第2条第4項、同法施行規則第2条、同法告示第2条そして科学技術庁告示第3号を整理して表現したものである[8,9]。このリストにない装置は、それが放射線を発生することができても、放射線障害防止法における放射線発生装置ではない。もうひとつ特記したのは、図3の1.(8)に指定されているプラズマ発生装置である。プラズマ発生装置は、図4に示す科学技術庁告示第3号（平成元年4月17日）で、放射線発生装置に追加指定されたが、括弧書きで「重水素とトリチウムとの核反応における臨界プラズマ条件を達成する能力をもつ装置であって、専ら重水素と重水素との核反応を行うものに限る。」と、限定されている。国内にある多くのプラズマ発生装置のうち、この条件を満たすのは、日本原子力研究開発機構（那珂核融合研究所）に設置されたJT-60のみである。なお



図2 放射線障害防止法の内容分類。

JT-60は現在、超伝導装置であるJT-60SAへの改修設置が進められている。

放射線や放射性同位元素についても同様に、放射線障害防止法独自の定義がなされている。放射線の場合、材料分析装置などに利用される1 MeV未満のX線や電子線は除外される。なお除外される装置の一部には、電離放射線障害防止規則や人事院規則10の5の規制を受けるものがある。また放射性同位元素では、放射線障害防止法告示別表第1（平成12年科学技術庁告示第5号）に示されている下限数量（Bq）と下限濃度（Bq/g）の両方を超えない限り、法の規制対象にはならない。ただし規制を受ける数量と濃度の放射性同位元素を、小分けあるいは希釈して下限数量あるいは下限濃度以下にすることによって、法の規制から外すことはできない。

#### (2) 許認可届出制度

法律の規制を受ける数量と濃度の放射性同位元素や放射線発生装置を使用する際には、一部の例外を除いて、使用を開始する前に原子力規制委員会から使用の許可を受けるか、同委員会に届け出をしなければならない制度である。使用を廃止する場合も同様に、必要な手続きが定められている。ただし、安全性の高い表示付認証機器や表示付特定認証機器と呼ばれる装置の使用については、手続きや規制内容が緩和されている。

#### (3) 場所に関する項目

法律第2条第4項、施行規則第2条、告示第2条、  
科学技術庁告示第3号まとめて表現すると、  
放射線発生装置とは

---

1. 荷電粒子を加速することにより放射線を発生させる装置で、

- (1) サイクロトロン
- (2) シンクロトロン
- (3) シンクロサイクロトロン
- (4) 直線加速装置
- (5) ベータトロン
- (6) ファン・デ・グラフ型加速装置
- (7) コッククロフト・ワルトン型加速装置
- (8) その他文部科学大臣が指定するもの
  - ・変圧器型加速装置、
  - ・マイクロトロン、
  - ・プラズマ発生装置

2. ただし、表面から10cmの位置の1cm線量当量率が600nSv/時以下のものを除く。

図3 法律における放射線発生装置。

荷電粒子を加速することにより放射線を発生させる装置として指定する件

昭和39年4月9日  
科学技術庁告示第4号

最終改正 平成元年4月17日 科学技術庁告示第3号

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行令（昭和35年制令第259号）第2条第8号の規定に基づき、荷電粒子を加速することにより放射線を発生させる装置として次のものを指定する。

変圧器型加速装置、マイクロトロン及びプラズマ発生装置（重水素とトリチウムとの核反応における臨界プラズマ条件を達成する能力をもつ装置であって、専ら重水素と重水素との核反応を行うものに限る。）

図4 法律におけるプラズマ発生装置。

事業所に、放射線施設が設置されると、その施設を含む事業所全体が規制の対象になる。放射線障害防止法には、**図5**および**表1**に示すように、事業所内を5区分して、放射線量限度、放射性同位元素濃度限度、放射性同位元素の表面密度限度などの規制値が定められている。なおこうした規制値が守られていることを連続的あるいは定期的に測定（測定が困難な場合は計算）により、確認している。

(4) 物の管理に関する項目

放射性同位元素や放射線発生装置など物の管理について、記帳の義務に関連する作業記録の作成があげられる。この記録は、許可や届け出の内容が、日常の放射性同位元素や放射線発生装置の取り扱いにおいて、正しく守られていることを示す重要な証拠となる。(8)で触れる立入検査や定期確認では、これらの記録が検査の対象になる。記録を作成する際に、空白の部分がないようにすることが大事である。放射性同位元素の保管、放射性汚染物の保管廃棄などの記録においても同様の注意が必要である。

(5) 人に関する項目

放射線施設に立ち入って放射性同位元素の取扱いや放射線発生装置を使用する者は放射線業務従事者と呼ばれる。人に関する項目として、ここでは放射線業務従事者が忘れてはならない教育訓練、個人被ばく管理、健康診断を紹介する。

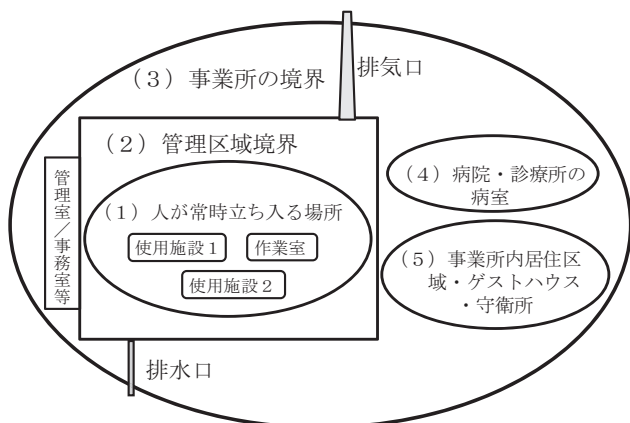


図5 放射線施設と事業所の場所5区分。

表1 場所に就いての規制値のまとめ。

	使用施設内の人が常時立ち入る場所	管理区内の境界	病院または診療所の病室	工場または事業所の人居住する区域	工場または事業所の境界
放射線量 (実効線量)	≤1 mSv (週)	≤1.3 mSv (3月)	≤1.3 mSv (3月)	≤0.25 mSv (3月)	≤0.25 mSv (3月)
空気/排水中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	≤空气中濃度限度 (週平均)	≤1/10空气中濃度限度 (3月平均)			≤排水中濃度限度 (3月平均)
表面密度 (Bq/cm <sup>2</sup> )	≤表面密度限度	≤1/10表面密度限度			
	空气中濃度限度：告示別表第2の第4欄 排水中濃度限度：告示別表第2の第5欄 表面密度限度：告示別表第4				

まず教育訓練であるが、管理区域に立ち入る前に受けなければならない新規教育とその後1年を超えない期間ごとに受けなければならない再教育がある。前者の受講は、放射線業務従事者の資格を得るための条件のひとつである。また後者は、次年度へ放射線業務従事者としての資格を更新する際の条件のひとつである。

個人被ばく管理では、測定結果を3月ごとに集計し、記録して、報告しなければならない。妊娠した女子に対しては1月ごとにこれを行う。この測定、記録、報告を実施するため、多くの施設で放射線業務従事者に集積型の個人被ばく線量計を配布し、定期的に回収・交換、測定を行っている。交換頻度は施設によって異なるが、上記の集計を行うためには3月に1回以上、妊娠した女子では1月に1回以上の頻度が必要である。表2に、個人被ばく線量測定のまとめとして、実効線量と等価線量について放射線障害防止法に定められている線量限度を示す。

健康診断では、問診と検査又は検診を、初めて管理区域に立ち入る前、立入り後は1年を超えない期間ごとに、また、何らかの異常が発生した場合にはそのつど実施しなければならない。ただし、検査又は検診については、一部を省略できる場合がある。これが障害防止法に規定された内容である。これに対し電離放射線障害防止規則や人事院規則(規則10-5)では、6月を超えない期間ごとに行うように規定されている。そのため、多くの施設で6月に1回の頻度で健康診断が実施できる体制をつくっている。

(6) 施設、設備に関する規制

放射線施設については、設置場所の条件や、放射線を取り扱う施設として必要な機能、構造、材料などが規定されている。すでに使用を開始している放射線施設はそれらの条件を満足して許可を得ているわけだが、その後も、許可を受けた施設・設備の機能を維持する義務がある。この維持管理のため放射線管理室は、日常点検や定期点検で施設内外の巡視を実施している。

(7) 自主管理

放射線施設ではそれぞれ放射線取扱主任者が選任され、

表2 被ばく線量測定のまとめ。

実効線量	放射線業務従事者	≤100 mSv/5年 (平成13年4月1日以降各5年) ≤50 mSv/1年 (4月1日を始期とする1年)
	女子の放射線業務従事者	≤5 mSv/3月 (4月1日, 7月1日, 10月1日, 1月1日を始期とする3月)
	妊娠を申し出た女子	≤1 mSv (申し出から出産までの内部被曝)
	緊急作業員	≤100 mSv
	一時立入者	≤100 μSv
等価線量	従事者	眼水晶体 ≤150 mSv/year (4月1日を始期とする1年)
		皮膚 ≤500 mSv/year (4月1日を始期とする1年)
		妊娠を申し出た女子の腹部 ≤2 mSv (申し出から出産までの腹部表面)
	緊急作業員	眼水晶体 ≤300 mSv
	皮膚 ≤1 Sv	

原子力規制委員会に届けてある。この選任は、自主管理を目指して行われる。放射線障害防止法では「放射線障害の防止について監督を行わせるため放射線取扱主任者免状を有する者の中から放射線取扱主任者を選任しなければならない」と定めている。また、独自の放射線障害予防規程を制定するのも自主管理の一貫である。予防規程は、放射線障害防止法だけではカバーできないそれぞれの施設の特別な事情や状況を鑑みて、法令を逸脱しない範囲で作成し、30日以内に原子力規制委員会へ届けなければならない。届け出後は、放射線障害防止法と同じレベルで、遵守する義務が生じる。そのため、理想的ではあるが実行できないような規程にするより、その施設で実際に実施できるように作成することが大事である。

(8) 立入検査

立入検査にユーザーが直接立ち会うことはほとんどないであろう。しかしながら多くの放射線管理室は、常に立ち入り検査を意識して管理業務を行っている。こうした立入検査は、ひとつではない。著者らが40年以上の間に経験した例をあげると、放射線障害防止法に基づいて原子力規制委員会や原子力規制委員会により登録を受けた検査機関より行われる立入検査、施設検査、定期検査そして定期確認、また障害防止法と別に、行政管理庁、厚生省、労働基準監督署、県保健所などが行う立入検査（当時の官公庁名を使用した）、などがあつた。

以上、放射線障害防止法を8項目に分類して、その一部を紹介した。さらに詳しくは、参考文献[8-12]を参照いただきたい。  
(河野孝央)


参考文献

- [1] EJ, Bromet *et al.*, A 25 year retrospective review of the psychological consequences of the Chernobyl accident. *Clinical Oncology*, 23, 297 (2011).
- [2] ICRP, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 1. (Pergamon Press, Oxford, UK, 1959).
- [3] UNSCEAR, Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 1977 report. United Nations, New York.
- [4] ICRP, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1(3), (1977).
- [5] ICRP, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21(1-3), (1991).
- [6] ICRP, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37(2-4), (2007).
- [7] ICRP, *Application of the Commission's Recommendations to the Protection of People Living-term Contaminated Areas after a Nuclear Accident or a Radiation Emergency*. ICRP Publication 111. Ann. ICRP 39(3), (2009).
- [8] 日本アイソトープ協会：アイソトープ法令集 I - 放射線障害防止法関係法令 - (丸善出版, 2012).
- [9] 日本アイソトープ協会：放射線障害の防止に関する法令概説と要点 (改訂9版) (丸善出版, 2012).
- [10] 柴田徳思編：放射線概論 第1種放射線試験受検用テキスト (第8版) (通商産業研究社, 2012).
- [11] 日本アイソトープ協会：放射線・アイソトープを使う前に - 教育訓練テキスト - (丸善出版, 2006).
- [12] 西澤邦秀, 飯田孝夫編：放射線安全取扱の基礎 (名古屋大学出版会, 2006).



か い みち あき  
甲斐 倫明

公立大学法人大分県立看護科学大学，教授，主な研究分野は，放射線保健・防護，リスク解析，生物機構に立脚した発がん数理モデル，リスク論などを研究。福島事故以後，サイエンスと倫理との関係に関心をもってリスク問題に取り組んでいます。



か わ の た か お  
河野 孝央

核融合科学研究所 ヘリカル研究部 装置工学・応用物理研究系 放射線安全工学部門所属，これまで大学，病院，研究機関の放射線管理室を渡り歩くこと7回，平均で6年いましたから，放射線管理歴は40年を超えました。現在，液体・気体中微量トリチウム検出器の開発や，法の規制を受けない放射線源の開発と教育実践応用の研究を進めております。お酒は，銘柄，値段によらず，嫌いなほうではありません。



## 2. 放射線計測の基礎

### 2. Fundamentals of Radiation Measurement

飯本 武志<sup>1)</sup>, 上 蓑 義 朋<sup>2)</sup>, 河 野 孝 央<sup>3)</sup>

IIMOTO Takeshi<sup>1)</sup>, UWAMINO Yoshitomo<sup>2)</sup> and KAWANO Takao<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup>東京大学, <sup>2)</sup>理化学研究所, <sup>3)</sup>核融合科学研究所

(原稿受付: 2013年8月22日)

放射線計測, 線量計測を実施する上で基礎となる重要な知識, すなわち, さまざまな単位の定義, 放射線計測機器の概要, 代表的な放射線検出器の構造と特徴, 放射線計測における統計について概説した。

#### Keywords:

becquerel (Bq), electron volt(eV), gray(Gy), sievert(Sv), ionization chamber, GM counter, NaI(Tl)scintillation spectrometer, standard deviation, error propagation, detection limit.

#### 2-1 放射線計測機器の概要

##### 2.1.1 放射線計測機器の分類[1]

###### (1) 検出原理による分類

放射線による物質の電離作用と励起作用(物質の発光現象, 化学変化, 発熱現象などにつながる)が, 計測機器の放射線検出原理に利用されている。

アルファ線やベータ線などの荷電粒子は, 物質中を通過するだけでまわりを電離して, 電子と陽イオンの対を生成する。ガンマ線や中性子線のような電荷をもたない放射線は, 物質と相互作用して生成する高速の荷電粒子を介して電離を生じる。これらの電荷をうまく集めることができれば, 電気信号として認知することができる。これが放射線の電離作用を検出原理に使った例である。該当する計測機器には, 電離箱, 比例計数管, ガイガーミュラー(GM)計数管, 半導体検出器などがある。

一方, 例えば, 一部の無機物質は, 放射線から物質内部の電子がエネルギーを受けとって, 通常よりも高いエネルギー状態になることがある。この状態を励起状態とよぶ。この電子はすぐに, あるいは外部からのレーザー光や熱などの刺激を受けて, 元の安定したエネルギー状態(基底状態)に戻るが, その際に余ったエネルギーを蛍光として放出することがある。この蛍光の強さが, 入射した放射線の線量に比例する性質などを使って, 放射線計測がなされている。該当する計測機器には, NaI(Tl)シンチレータ, ZnS(Ag)シンチレータ, 熱ルミネッセンス素子, OSL素子, 蛍光ガラス素子などがある。

###### (2) 計測対象による分類

放射線計測の目的はさまざまである。整理の一例として, 放射線量の平均強度を求める目的と, 個々の光子や粒子に着目して放射線を検出する目的, の2系統に分類する

考え方がある。

前者は, はじめから放射線の個々の情報をとることを断念しており, ある限られた空間での放射線の線量などについて, ある時間にわたる時間的平均値または積分値を知ることが目的としている。該当する計測機器には, 直流型電離箱などがあるが, GM計数管式サーベイメータやNaI(Tl)シンチレーション式サーベイメータなど, 原理的には個々の放射線を測定してはいるものの, 結果として線量等の時間的平均値を表示させるように設計された機器は, この区分に整理されることになる。

個々の放射線に着目する計測器には, 放射線と検出器の相互作用のタイミングを追跡することに主眼をおくもの(計数型の検出器)と, 検出部のなかでの放射線が相互作用した場所, 方向などに主眼をおくもの(飛跡記録型の検出器)がある。計数型の検出器には, パルス型電離箱, GM計数管, 半導体検出器, NaI(Tl)シンチレータ, ZnS(Ag)シンチレータなどがある。情報取得のための信号としては, 電気的パルスが用いられ, 個々の放射線が相互作用したタイミングのみならず, エネルギー, 入射角度, 種類などの情報が得られるものもある。一方, 飛跡記録型の検出器は, 放射線に関する空間分布的な情報を取得することを目的としている。固体飛跡検出器やイメージングプレートが, この種の計測器として利用できる。

昨今の計測機器の進歩はめざましく, 上記の区分が必ずしも明確ではなくなってきたはいるが, 放射線計測の目的を事前に明確にした上で適切な計測機器を選択することがきわめて重要である点是不変である。

また, ここで詳しく触れることはできないが, “場”の線量測定と“人”の線量測定では, たとえ同一の計測機器を用いることができたとしても, ISO等で規定された機器の校

<sup>1)</sup>Division for Environment, Health and Safety, The University of Tokyo, TOKYO 113-0032, Japan

<sup>2)</sup>RIKEN Nishina Center for Accelerator-Based Science, Wako, SAITAMA 351-0198, Japan

<sup>3)</sup>National Institute for Fusion Science, Toki, Gifu 509-5292, Japan



正方法が異なることを特筆し、注意喚起をしておきたい。

2.1.2 主な放射線計測機器

放射線の検出原理別に、代表的な検出器を整理したのが表1である。それぞれに特徴があり、前項で一例として挙げた計測対象の分類（放射線量の平均強度を求める目的と、個々の光子や粒子に着目して放射線を検出する目的）のみならず、放射線の種類、エネルギーの高低、放射線量や放射能レベルの大小、温湿度・気圧などの環境条件、要求される測定精度などによって、検出器、計測機器を適切に使い分ける必要がある。

(飯本武志, 上養義朋)

2.2 代表的な放射線検出器の特徴と原理[3]

2.2.1 電離箱

図1に電離箱の概念を示した。平行に向かい合った2枚の電極に電圧が印加されている。荷電粒子が気体中を走ると、気体分子を電離し、電子とイオンの対を生成する。負の電荷をもつ電子は正の電極に引き寄せられ、正の電荷をもつイオンは負の電極に引き寄せられる。その結果、回路に電流が流れ、放射線が検出される。多数の放射線によって平均的に流れる電流を測定するものを直流型電離箱と呼び、電荷を電圧パルスに変換して測定するものをパルス型電離箱と呼んでいる。気体分子を電離させる荷電粒子は、アルファ線でも、ベータ線でも、ガンマ線によって電極などからたたきだされた2次電子でもよい。電極に印加する電圧が低いと、電子とイオンが電極に集められる前に再び結合（再結合）してしまう。したがって、再結合を起こさないレベルの十分な電圧（電離箱領域の電圧。通常は数10～数100V）を印加する必要がある。

電離箱を検出器とした1cm線量当量測定用のサーベイメータがある。電離箱サーベイメータはエネルギー依存性がよく、ガンマ線やエックス線による放射線量の線量率測定に高い能力を発揮する。一方、測定感度が比較的低く、自然放射線レベル（0.05 μSv/h程度）の線量率測定はでき

ない。また、湿度に弱く、精密回路の安定のために使用前の準備運転を要するなど、使用上に留意すべき点も多い。

2.2.2 GM 計数管

図1でモデル化される検出器の内部では、気体中で発生した電子、イオンが電極に引き寄せられる途中で気体分子と衝突する現象が起きている。この検出器の印加電圧を上げていくと、衝突の合間に電子が強く加速され、次の衝突の際に気体分子をさらに電離して新しい電子—イオン対を生成することになる。この現象は電子の移動の方向になだれのように拡大していくので、電子なだれと呼んでいる。また、これに伴ってパルス型の検出器で得られる電気信号が大きくなることをガス増幅と呼んでいる。印加電圧をさらに上げると、ガス増幅が極限に達し、得られる電圧パルスの高さが、最初に発生した電子—イオン対数とは全く無関係に、大きく、一樣になるレベルに到達する。このときの印加電圧の領域をGM領域と呼び、この原理を利用した検出器をGM計数管と呼んでいる。

GM計数管を検出器としたサーベイメータがある。ベータ線とガンマ線を同時に計測できる端窓型のGMサーベイメータが表面汚染の検査などによく用いられるが、トリチウムなどの軟ベータ核種の放射線は検出器の窓を通過できず、測定できない核種があることに注意が必要である。また計数率が大きくなると、検出器固有の不感時間（100 μ秒程度）のため、放射線の数え落としの割合が顕著になったり、完全に計数動作が停止してしまう（窒息現象）状況

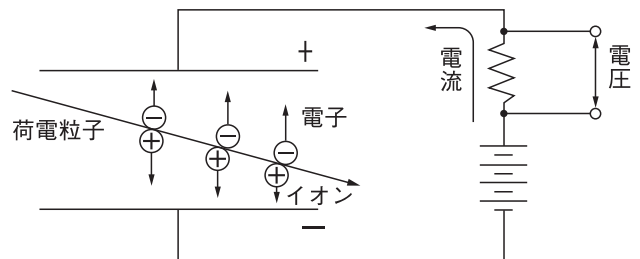


図1 電離箱の基本原理.

表1 放射線の検出原理と検出器[2].

検出原理 (信号)		検出器
電離現象 (電荷→電流, 電圧)	一時電離	電離箱 (気体), 半導体検出器 (固体)
	電子なだれ	比例係数管, GM 計数管
発光現象 (光子→電荷→電圧)	蛍光放出	シンチレーション検出器
	チェレンコフ放射	チェレンコフ検出器 (液シン)
	蓄積誘電放射	イメージングプレート 熱ルミネセンス線量計 OSL 線量計 蛍光ガラス線量計
化学変化	写真作用	写真乳剤, X線フィルム
	酸化・還元反応	化学線量計
	ラジカル形成	アラニン線量計
	着色	高分子線量計, カラーインジケータ
飛跡現象	放射線損傷	固体飛跡検出器
	液滴形成	霧箱
	気泡形成	泡箱, バブルディテクタ
発熱現象	熱発生	カロリメータ
放射化	核反応	放射化検出器

に陥ったりするので、高線量環境での測定には十分な注意が必要である。

2.2.3 NaI(Tl)シンチレータ

NaI (Tl) シンチレータは、タリウムを少量添加したヨウ化ナトリウムの結晶を、ガラス窓がついた金属のケースに封入したものである。ヨウ化ナトリウムは潮解性があるため、このようなケースに密封された構造をもつ。このケースを通過することのできないアルファ線を測定することは、原理的に不可能である。ベータ線もケースの影響を受けるが、それ以上にヨウ化ナトリウムが高原子番号であるため、後方散乱の影響が大きく、入射したベータ線が再びシンチレータから逃れてしなう確率が高いため、ベータ線の測定にも本質的に向かない。

シンチレータに入射するガンマ線やエックス線によってたたき出された電子は、結晶の中で電離や励起を起こす。これらが元に戻る過程で、シンチレータは吸収したエネルギーに比例した強度の光(シンチレーション光)を発する。添加されたタリウムは活性化物質(アクチベータ)と呼ばれ、吸収したエネルギーが光として放出されやすいように、かつ測定しやすい波長の可視光が放出されやすいようにする働きがある。

NaI (Tl) シンチレータを用いて、電離箱やGM計数管と比較して、非常に高い検出効率をもつガンマ線用サーベイメータをつくることができ、自然放射線レベルを測定することができる。エネルギー補償型のサーベイメータによれば、電離箱サーベイメータと遜色のないエネルギー特性が得られ、空間線量率を正しく測定することができる。

(飯本武志, 上養義朋)

2.3 放射線計測の統計

使用する検出器、計測時間、放射線源、その他、全ての測定条件が同じであっても、測定を繰り返して得られる計数は、かならずしも同じはなく、むしろ異なる。放射線は、決まった時間間隔で規則正しく検出されるわけではない。ランダムである。しかしながら、このランダム現象を数多く集めると、一定の規則性がみえてくる。これが放射線計測の統計的性質である。この統計的性質は、放射線検出がバイナリー過程の一種であることから、数学的に分布関数の形で表現することができる。またこうして得られた計数に対する有意性の評価には、誤差の伝搬式から導かれる検出限界の式がよく使われる。以下、分布関数、誤差の伝搬式、そして検出限界の式の概要をまとめる。

2.3.1 分布関数

(1) 二項分布関数

今、計測時間を  $N$  個の区間に分ける。どの区間も等間隔である。 $N$  が十分に大きいと、それぞれの区間では、放射線が1本検出されるか、されないかのいずれかになる[4]。これが放射線検出のバイナリー過程である。ここで測定を無限回繰り返して得られる結果の平均計数が  $m$  であったとすると、 $N$  個の各区間で放射線が検出される確率  $p$  は  $m/N$ 、検出されない確率は  $(1-p) = q$  である。また  $N$  個の区間のうち、 $n$  個 ( $N > n$ ) の区間で放射線が検出さ

れる場合の数  $E(n)$  は

$$E(n) = \frac{N!}{(N-n)!n!} = {}_N C_n, \tag{1}$$

であるから、1回の測定で計数  $n$  が得られる確率  $P_b(n)$  は

$$P_b(n) = {}_N C_n p^n q^{(N-n)}. \tag{2}$$

これは  $(p+q)^N = 1$  の展開式に等しい。すなわち  $N$  個の区間のうち  $n$  個で放射線が検出される確率は、二項分布関数  $P_b(n)$  で表すことができる。また平均値と分散は次式で定義されるから

$$\text{平均値 } m = \sum_{n=0}^N n P_b(n), \tag{3}$$

$$\text{分散 } \sigma^2 = \sum_{n=0}^N (n-m)^2 P_b(n). \tag{4}$$

(2)の関係式を用いると、 $m = pN$ 、 $\sigma^2 = pqN$  を導くことができる[5, 6]。

(2) 3種の分布関数

二項分布関数は、放射線計測の統計的な性質を説明するには都合がよい。しかしながら理論的な取り扱いでは、二項分布関数の近似式であるポアソン分布関数か、ガウス分布関数(正規分布関数)が用いられる。ポアソン分布関数は放射線検出確率  $p$  が非常に小さい場合に、またガウス分布関数は放射線検出確率  $p$  が非常に小さくかつ平均値  $m$  が非常に大きいという条件を加えると、それぞれ二項分布関数から導くことができる。ポアソン分布関数とガウス分布関数が成り立つ場合に得られる重要な結論は、平均値  $m$  と分散  $\sigma^2$  が等しいということである。分散の平方根が標準偏差であるが、これは放射線計測現場では日常的に使用される重要な関係式である。3種の分布関数の関係を図2にまとめる[6]。

2.3.2 誤差の伝搬

(1) 誤差の伝搬式[7]

今、ある物理量  $f_i$  が、測定で得られる独立変数  $x_i, y_i, z_i, \dots$  を用いて間接的に求められるとすると、 $f_i = f(x_i, y_i, z_i, \dots)$  である。この微分をとる。

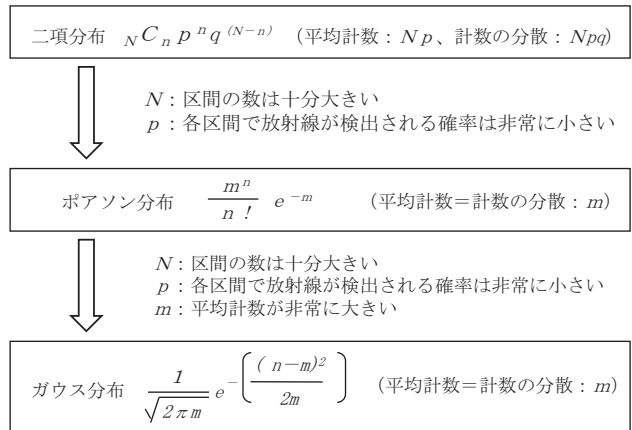


図2 3種の分布関数の関係と特徴。

$$df_i(x_i, y_i, z_i, \dots) = \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right) dx_i + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right) dy_i + \left(\frac{\partial f}{\partial z}\right) dz_i \dots \dots, \quad (5)$$

式(5)は、誤差  $df_i$  が、測定できる物理量の平均値からのズレ  $dx_i, dy_i, dz_i, \dots$  に、偏微分で表される変化率で重み付けした合計であることを示している。式(5)を2乗して次式を得る。

$$\begin{aligned} df_i^2(x_i, y_i, z_i, \dots) &= \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)^2 dx_i^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)^2 dy_i^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial z}\right)^2 dz_i^2 \dots \dots \\ &+ 2\left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)\left(\frac{\partial f}{\partial y}\right) dx_i dy_i + 2\left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)\left(\frac{\partial f}{\partial z}\right) dy_i dz_i \\ &+ 2\left(\frac{\partial f}{\partial z}\right)\left(\frac{\partial f}{\partial x}\right) dz_i dx_i + \dots \dots. \end{aligned} \quad (6)$$

測定を  $N$  回行って、 $N$  個の(6)式を求め、全体を合計する。ここで  $dx_i, dy_i, dz_i$  の平均値から大きい方へのズレと小さい方へのズレの数は同じであると仮定して整理し、 $N$  で割ると、

$$\begin{aligned} \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N df^2 &= \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)^2 \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N dx_i^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)^2 \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N dy_i^2 \\ &+ \left(\frac{\partial f}{\partial z}\right)^2 \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N dz_i^2 + \dots \dots, \end{aligned} \quad (7)$$

したがって

$$\sigma_f^2 = \left(\frac{\partial f}{\partial x}\right)^2 \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial y}\right)^2 \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial f}{\partial z}\right)^2 \sigma_z^2 + \dots \dots. \quad (8)$$

これが、複数の独立変数で表される物理量の分散を求めるときに使用される誤差の伝搬式である。この式において  $\sigma_x^2, \sigma_y^2, \sigma_z^2 \dots$  の値は、計数がガウス分布関数に従うならば、平均計数に等しいとすればよい。

**(2) 検出下限計数率**

試料測定とバックグランド(BKG)測定で得られた  $N_s$  と  $N_b$  を用いて、正味の放射線計数率を求める場合を考える。このとき正味計数率は以下の式で表される。

$$n_n = \frac{N_s}{t_s} - \frac{N_b}{t_b} = f(N_s, N_b) \quad (9)$$

試料測定計数：  $N_s$ ,            BKG 測定計数：  $N_b$   
 試料測定時間：  $t_s$ ,            BKG 測定時間：  $t_b$   
 試料測定計数率：  $n_s = N_s/t_s$ , BKG 測定計数率：  $n_b = N_b/t_b$   
 試料の正味計数率：  $n_n = n_s - n_b$

(8), (9)式と、分散の平方根が標準偏差であることから、次式が導かれる。

$$\text{標準偏差 } \sigma = \sqrt{\frac{N_s}{t_s^2} + \frac{N_b}{t_b^2}} = \sqrt{\frac{n_s}{t_s} + \frac{n_b}{t_b}} \quad (10)$$

この式をもとに、正味計数率  $n_n$  が標準偏差の  $K$  倍を超えるときに有意であると仮定して、検出下限計数率の式を導く。すなわち、以下の不等式が成り立つときに、正味計数

率  $n_n$  は有意である。

$$n_n > K \sqrt{\frac{n_s}{t_s} + \frac{n_b}{t_b}}, \quad (11)$$

両辺を二乗し、 $n_s = n_n + n_b$  を代入して整理すると、最終的に次式が得られる。

$$n_n > \frac{K}{2} \left( \left(\frac{K}{t_s}\right) + \sqrt{\left(\frac{K}{t_s}\right)^2 + 4n_b \left(\frac{1}{t_s} + \frac{1}{t_b}\right)} \right). \quad (12)$$

これが、バックグランド計数と測定時間から、検出限界計数を求める式である。なお、多くの場合、バックグランド以外の放射線が検出されたかどうかを判断するための下限計数率(検出下限値)には  $K=3$  が、また定量的な評価の結果が有意であるかどうかを判断する下限計数率(定量下限値)には、 $K=10$  が用いられる[8]。

(河野孝央)

**Appendix**

**1. 放射線計測における単位の定義**[1-3, 9]

**1.1 放射能の強さを表す単位 ベクレル(Bq)**

放射能の強さを表す単位として、古くは、1グラム(g)のラジウムの放射能に由来するキュリー(Ci)が用いられていた。現在は、原子核が1秒間に放射性壊変する数によって放射能の強さを規定する、SI単位系のベクレル(Bq)を用いる。基本単位の組み合わせで単位ベクレルを表現すると、 $Bq = \text{sec}^{-1}$ となる。単位キュリーと単位ベクレルの関係は、 $1(Ci) \doteq 3.7 \times 10^{10}(Bq)$ である。

**1.2 放射線のエネルギーを表す単位 電子ボルト(eV)**

1電子ボルト(eV)とは、真空中で1ボルト(V)の電位差で電子を加速した時に、電子が最終的に獲得する運動エネルギーと等価なエネルギーを表す単位である。SI単位系のジュール(J)との関係は、 $1(eV) \doteq 1.6 \times 10^{-19}(J)$ である。放射線のエネルギーを表現する場合には、キロ電子ボルト(keV)、メガ電子ボルト(MeV)、ギガ電子ボルト(GeV)などがよく用いられる。

**1.3 吸収線量およびカーマを表す単位 グレイ(Gy)**

ある物質が放射線から受けるエネルギーの量で規定される線量に「吸収線量」がある。吸収線量は放射線の種類や対象となる物質を問わず、すべてのケースで使用できる。単位としてはSI単位系のグレイ(Gy)が用いられ、基本単位の組み合わせで表現すると、 $J kg^{-1}$ となる。微小領域内のエネルギー収支(核反応や素粒子反応が起きない場合、その領域に放射線が運び込むエネルギーとその領域から運び出すエネルギーの差になる)に着目しているのが、この吸収線量である。一方、微小な質量の物質中で、電荷をもたない放射線(光子線、中性子線)によってたたき出されたすべての二次荷電粒子のもつ運動エネルギーの和として規定される線量を、「カーマ(kerma)」と呼ぶ。これは kinetic energy released in material の略である。カーマの単位もグレイ(Gy)である。

## 1.4 人の被ばく線量を表す単位 シーベルト(Sv)

### (1) 防護量と実用量(計測量)の整理[10]

シーベルト(Sv)は、放射線被ばくによる人体影響の程度を数値で示すための指標、被ばく線量の単位として用いられる(表1)。同一の吸収線量であっても、アルファ線、ベータ線、ガンマ線、中性子など、放射線の種類によって人体への影響の程度は異なるが、この単位シーベルトを使えば、どのような放射線の被ばく(漢字では「被曝」)でも、同じものさしで人体影響の程度を数値化できることに利点がある。

シーベルト(Sv)を単位とする線量には、等価線量、実効線量、周辺線量当量、個人線量当量、預託実効線量などがある。ひとつの単位で人体影響に関連のあるさまざまな線量を表現できる利点がある半面、表現された数値がどの線量を表すシーベルトなのか、注意が必要となる。これらシーベルトを単位として用いる線量群は、大きく2つの系統に区分することができる。ひとつは「防護量」、もうひとつは「実用量(計測量)」である。

### (2) 防護量

放射線防護の目的は、がんや遺伝性影響の発生を容認できないレベルよりも低くして、かつ、脱毛や白内障など、発生のしきい線量が明確になっている影響を防止することにある。その目的を達成するためのひとつの手段として、法令などでは、たとえば、子どもを含む公衆や仕事上で放射線を扱う作業員(成人)に対して、それぞれに被ばく線量に関する管理上の上限値(線量限度)が定められている。このときに使用されるのが「防護量」、つまり等価線量や実効線量である。

等価線量は、胃や肺などの臓器・組織が放射線によって受けた吸収線量に、放射線の種類の違いによる人体影響の効果に関する係数を乗じて計算される。胃の等価線量、肺の等価線量というように、臓器・組織ごとの局所的な線量を表現するために使用される。

一方、実効線量は、臓器・組織別に求められた等価線量に、被ばくした部位の放射線に対する感受性を考慮した係数(人体中の臓器・組織を比較し、相対的に放射線に強い

か、弱い)を乗じて、全身の和をとることで計算される。実効線量は、放射線の全身被ばくがあったときのがんの発生確率を考慮して、人体影響の程度を数値化したもの、と説明できる。

### (3) 実用量(計測量)

防護量(等価線量、実効線量)を直接測定することはできない。防護量を求める際に必要となる臓器・組織別の平均吸収線量を放射線計測装置で測ることができないからである。その代替として、計測のための量として用意されたのが「実用量」である。つまり、実際に被ばくした個人や集団、あるいはこれから現実の問題として被ばくしそうな個人や集団が特定できる場合に、その被ばく線量を個別に測定、評価しようとするときに用いられるのが、この実用量である(表2)。

たとえば適切なサーベイメータを使えば、空間の放射線量率( $\mu\text{Sv/h}$ )をその場で直読することができる。この場合、実用量のうち、外部被ばくに関係のある、周辺線量当量率を測ったことになる。極めて稀な例外を除けば、個人線量計やサーベイメータなどで測定できる実用量は法令で定められる線量限度などの防護量と同じか、またはそれより若干高い値を表示するように計測機器は設計、設定されている。内部被ばくの線量を評価するときには、預託実効線量の考え方をを用いるが、ここではその解説を割愛する。

線量を評価する現場では、測定、あるいは計算された実用量のシーベルトが、別に定められている線量限度や参考レベル(防護量)より低ければ、線量として法令を十分に担保している、あるいは線量の目安や目標をクリアしているとの判断が可能となる。

(飯本武志, 上叢義朋)

## 参考文献

- [1] 小川岩雄 著:放射線(改訂版)(コロナ社, 1973).
- [2] 日本アイソトープ協会編:放射線取扱の基礎(7版)【第1種放射線取扱主任者試験の要点】(2012).
- [3] 柴田徳思編:放射線概論 第1種放射線試験受験用テキスト(第8版)(2013).

表1 Sv単位を用いる防護量と実用量(計測量)の分類。

【防護量】	【実用量(計測量)】
線量限度や参考レベルなど、放射線防護を目的として、線量の数値基準、目標値などを表現するためのもの	実際に起こった(あるいは起きそうな)被ばくを、個人や集団をある程度特定して、線量を個別に評価するためのもの
等価線量、実効線量	周辺線量当量、個人線量当量、預託実効線量など

表2 Sv単位を用いる防護量、実用量、実用量の法令上の名称(外部被ばくについて)。

対象	防護量	実用量(計測量)	実用量の法令上の名称
環境	実効線量 眼の水晶体の等価線量 皮膚の等価線量	周辺線量当量 $H^*(10)$ 方向性線量当量 $H'(3, \alpha)$ 方向性線量当量 $H''(0.07, \alpha)$	1 cm 線量当量 —注) 70 $\mu\text{m}$ 線量当量
人	実効線量 眼の水晶体の等価線量 皮膚の等価線量 腹部表面の等価線量(妊娠中の女性)	個人線量当量 $H_p(10)$ 個人線量当量 $H_p(3)$ 個人線量当量 $H_p(0.07)$ 個人線量当量 $H_p(10)$	1 cm 線量当量 —注) 70 $\mu\text{m}$ 線量当量 1 cm 線量当量

注)現法令では、測定は義務づけられていない

- [4] 三浦 功, 管 浩一, 俣野恒夫共著: 放射線計測学(1974, 裳華房).
- [5] 吉澤康和: 新しい誤差論-実験データ解析法(2009, 共立出版)
- [6] 木村逸郎/阪井英次訳: Knoll, 放射線計測ハンドブック第3版(2001, 日刊工業新聞社)
- [7] P.R. Bevington, *DATA REDUCTION AND ERROR ANALYSIS FOR THE PHYSICAL SCIENCE* (1969, McGRAW-HILL).
- [8] G. Gilmore, J.D. Heminbway, 米沢中四郎他6名共訳: 実用ガンマ線測定ハンドブック(2002, 日刊工業新聞社).
- [9] 多田順一郎著: わかりやすい放射線物理学(オーム社, 2001).
- [10] 日本アイソトープ協会編: はじめての放射線測定 — 正しく理解し, 正しく測ろう放射線— (2012).



いいもと たけ し  
飯本 武志

東京大学環境安全本部 准教授。早稲田大学大学院理工学研究科(物・応物)博士後期課程修了。博士(工学)。専門は「放射線防護」「放射線計測」「環境放射線(能)」「放射線管理」。安全管理分野の専門家育成のみならず、広く、環境・安全・リスクをキーワードに、学校教員育成、児童生徒への教育にも力を入れている。



うわみの よしとも  
上 蓑 義 朋

理研仁科加速器研究センター 安全業務室長。研究分野は放射線遮へいと放射線防護など。生まれは金沢市。学生時代からずっと加速器の放射線防護研究に関わっており、東大核研と理研では実験も行った2台のサイクロトロンを看取り、解体・廃棄を担当した。趣味は酒の当て料理。



### 3. 核融合施設における放射線計測

#### 3. Radiation Measurement in Fusion Facility

##### 3.1 放射線計測の特徴

##### 3.1 Features of Radiation Measurement in Fusion Facility

田中将裕, 田中照也

TANAKA Masahiro and TANAKA Teruya

核融合科学研究所

(原稿受付: 2013年9月2日)

核融合炉システムでは、核融合反応を用いることによる特徴や独自性を有する。放射線測定の見点では、燃料として放射性物質であるトリチウムを取り扱うこと、燃焼プラズマから発生する中性子を測定監視する点に特徴がある。これら測定対象となる放射線線量や放射能の量は、数桁から20桁まで広い範囲を取り扱う必要がある。

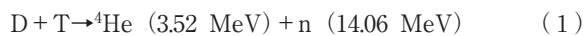
**Keywords:**

fusion reactor, D-T reaction, tritium, beta-ray, neutron

##### 3.1.1 核融合炉システム

核融合炉システムは、将来のエネルギー源として研究開発が進められている。新しいエネルギー源としての核融合炉システムは、持続的な核融合反応によって放出されるエネルギーを安全かつ安定的に電力へ変換し利用する上で、様々な機能を必要とする。これら機能は従来のエネルギーシステムとの共通性、類似性を有する箇所もあるが、核融合反応を利用することによるシステムの特徴や独自性ももつ。

第一世代核融合炉では重水素(D)と三重水素(T, トリチウム)を燃料として用いることが検討されている。DとTによる核融合反応を次に示す。



ここで、n,  ${}^4\text{He}$  はそれぞれ中性子、ヘリウムである。トリチウムは放射性同位元素であり、十分な閉じ込め機能を有する施設での取り扱いや、放射線管理が必要となる[1, 2]。燃料として用いる水素同位体(D, T)は、標準状態では気体状態で存在し、施設内で再処理(精製/分離)されるため、システム内の計量管理は欠かせない。また、D-T核融合反応によって生成される中性子は、10 MeVを超える高いエネルギーを有している。中性子がおもつエネルギーは、ブランケット部で熱に変換して発電に供されるとともに、希少なトリチウム燃料の製造に利用される。しかし、高速中性子は、システムを構成する材料を損傷させたり、材料の放射化を引き起こす。

この節では、特に核融合炉システムで計測対象となるト

リチウムおよび中性子の特徴を簡単に述べる。

##### 3.1.2 トリチウム計測の特徴

水素同位体であるトリチウムの大きな特徴は、放射性を有することである。放射性同位元素であるトリチウムは、半減期12.32年[3]で $\beta$ 崩壊によりニュートリノを伴ってヘリウム3( ${}^3\text{He}$ )に壊変する。



ここで、 $e^-$ ,  $\nu$  は $\beta^-$ 線(電子)およびニュートリノを示す。この際にトリチウムから放出される $\beta$ 線のエネルギーは弱く、最大で18.6 keV、平均で5.7 keVである。その飛程は空气中で5 mm程度と短く、外部被ばくはほとんど問題とされない。トリチウム量の単位は、他の放射性物質と同様に放射能を表すベクレル(Bq)や、重量を表すグラム(g)が用いられる。放射性物質である元素状トリチウム( $T_2$ )の発熱量(崩壊熱量)は小さく、0.324 W/gである[4]。また、分子状トリチウムの密度は、標準状態で $9.584 \times 10^{10}$  Bq/cm<sup>3</sup>に相当する。トリチウムの主な物性値を表1にまとめる。

核融合システムは分散系であり、大量にトリチウムを取り扱う燃料循環系から極微量を対象とする環境・生体影響評価まで、大量高濃度測定と少量精密測定が共存する特異なシステムである。そのため、核融合炉システムにおけるトリチウム絶対量測定の対象範囲は $10^{20}$ 桁にもなり、単一の測定手法では対応できないことから多様な測定法が用いられている。本講座では核融合炉施設内を対象としたト

表1 トリチウムの主な物性値, 核データ[1-5].

原子質量		3.01605
壊変様式		$\beta$ 崩壊 (100%)
半減期		4500 ± 8 日 (12.32 ± 0.02 年)
崩壊定数		$1.783 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$
$\beta$ 線エネルギー	最大	18.591 keV
	平均	5.69 keV
最大 $\beta$ 線飛程	空気中	5 mm
	水中	6 $\mu\text{m}$
沸点 ( $T_2$ , 1atm)		25.0 K
T イオン化エネルギー		13.55 eV
崩壊熱 ( $T_2$ )		0.3240 ± 0.0009 W/g
比放射能		357.8 TBq/g (~9650 Ci/g)

リチウム計測手法を取り上げることとし, 環境トリチウム監視を対象とした測定手法は本号の解説記事を参照されたい[6].

### 3.1.3 中性子計測の特徴

中性子( $n$ )は陽子とともに原子核の重要な構成要素(素粒子)の一つである。しかし, 陽子とは異なり, 電荷を持たないため, 他の原子核と容易に核反応(散乱や吸収)を起こす。特に数 MeV 以上の中性子は荷電粒子生成反応( $n, p$ ), ( $n, \alpha$ ) 反応等), 中性子増倍反応( $n, 2n$ )といったしきい値(反応下限エネルギー)をもつ核反応も生じさせる。明確な定義はないが, 中性子はその運動エネルギーもしくは速度によっておおよそ3つに分類される。0.1~1 MeV

以上のエネルギーをもつ中性子を高速中性子(fast neutron), 10 keV 以上を中速中性子(intermediate neutron), 10 keV 以下になったものを低速中性子(slow neutron)という。特に媒質中の分子の熱運動と平衡に達したものを熱中性子(thermal neutron, 常温で0.025 eV程度), それよりやや高い運動エネルギーをもつものをエピサーマル中性子(epithermal neutron)という。詳細は3.3章を参照されたい。

式(1)で示した DT 核融合反応の場合, 14.06 MeV のエネルギーをもつ中性子が生成される。核融合炉システムでは, 燃焼プラズマの制御や運転状況の監視, 施設内外における放射線監視の観点より, 高線量から低線量, 高速中性子から熱中性子まで広い範囲の測定手法が求められる。

### 参考文献

- [1] "Safe Handling of Tritium: Review of Data and Experience," IAEA, Technical Reports Series No. 324, (1991).
- [2] "Tritium Handling and Safe Storage," DOE-HDBK-1129-2008, (2008).
- [3] L.L. Lucas and M.P. Unterweger, J. Res. Nat. Inst. Stand. Technol. **105**, 541 (2000).
- [4] P.C. Souers, *Hydrogen Properties for Fusion Energy* (University of California Press, 1986) p.205-213.
- [5] R.B. Firestone, *Table of Isotopes, Eighth Edition* (Wiley-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, 1999).
- [6] 柿内秀樹, 赤田 尚: プラズマ・核融合学会誌 **89**, 645 (2013).



### 3. 核融合施設における放射線計測

#### 3. Radiation Measurement in Fusion Facility

##### 3.2 トリチウム計測の基礎と実践

##### 3.2 Basis and Practice of Tritium Measurements

松山 政夫

MATSUYAMA Masao

富山大学水素同位体科学研究センター

(原稿受付：2013年9月6日)

核融合炉システムにおけるトリチウムの閉じ込め性能およびその健全性を監視し、施設内の作業員および公衆の安全性を確保するためには、種々のトリチウム測定装置の設置が必要となる。そこでトリチウムの化学形や物理的状態、濃度範囲および測定環境などの条件を考慮した測定装置や測定法の例示と共に注意事項を記す。

**Keywords:**

tritium, measurement,  $\beta$ -ray, D-T reactor, environment

##### 3.2.1 はじめに

第一世代の核融合炉では元素状のトリチウムと重水素が燃料となるが、炉の運転においては燃料の粒子制御が第一義的に重要である。しかし、炉心において消費される燃料は数%程度であり、大部分の燃料は回収されたのちに純化されて再び燃料として使用される。この燃料循環プロセスにおいて、元素状以外の化学形を有する高濃度の水蒸気状トリチウムやトリチウム化メタン等が混入するため、これらのトリチウム化合物からのトリチウム回収プロセスが不可欠となる。また、トリチウム製造の役割をなすブランケットからのトリチウムの回収・純化プロセスも加わる。このような燃料循環プロセスを安定して運転するためには、各プロセスでのトリチウム量や濃度の測定は必須であり、各プロセスでの測定条件に合致した種々の計測法が適用されることになる。

一方、核融合炉システム内には高濃度かつ大量のトリチウムが存在するため、環境保全や被ばく防止の観点より、定常運転時における炉システムからのトリチウムの透過・漏洩を最小限に食い止めるための技術的対策が必須となる。これと同様に、透過対策等の健全性を常時監視するためには核融合炉システムの内外における空気中のトリチウム濃度の測定が不可欠であるが、その際の濃度範囲は上述の燃料循環系における濃度領域とは大きく異なる。

このような観点より、燃料循環系におけるトリチウム測定については他の報告等に譲り[1, 2]、本節では核融合炉システムの外側における空気中のトリチウム濃度、適用し

得る測定装置、要求仕様および人体や固体材料表面のトリチウム測定法について注意すべき点などを含めて概要を記す。

##### 3.2.2 トリチウムの化学的状態および物理的状態

核融合炉システム内で存在するトリチウムの化学形としては、元素状トリチウム (HT, DT および  $T_2$ ) が主となるが、これ以外にも水蒸気状トリチウム (HTO, DTO および  $T_2O$ ) やトリチウムを含むメタン化合物 ( $CH_3T$ ,  $CH_2T_2$ ,  $CHT_3$  および  $CT_4$ ) およびこれ以外の有機物 ( $CH_xT_y$ ) が想定される。炉心に供給される燃料としてのトリチウムは基本的に元素状トリチウムであるが、炉心から排気される気体の中には炉内で使用される材料の表面構成原子などとの相互作用によって生じた元素状トリチウム以外の分子種が生じ、排気される気体の中に混入し得る。したがって、測定対象となるトリチウムは元素状トリチウム以外のトリチウム含有分子種も考慮しなければならない。

このように種々の気体状トリチウム分子種の混合状態に加えて、物理的状態としては液体および固体状態 (トリチウムが固体材料に吸着や溶解したものを含む) の分子種も存在し得る。したがって、測定対象となるトリチウムの化学形および物理的状態の両者を考慮して最適の測定方法を選択する必要があるが、単一の測定装置でこれらのトリチウムをすべて測ることは不可能であり、すべてのトリチウム分子種の精密な濃度測定に対応するためには色々な測定方法・手段を準備しなければならない。ただし、現実的な放射線防護の観点からみると、作業員が出入りするよう



核融合炉施設内の作業室では、元素状トリチウムと水蒸気状トリチウムの濃度を考慮した測定法を検討すれば十分であろう。

### 3.2.3 測定対象となるトリチウム濃度

核融合炉施設内で測定対象となるトリチウム濃度は核融合炉システム内とその外で大きく異なる。即ち、核融合炉システム内では元素状トリチウムや水蒸気状トリチウム等の気体状トリチウムが主となり、それらの精密測定が対象となる。この場合のトリチウム濃度の最高値は約  $100 \text{ GBq/cm}^3$  となるが、最低値は  $10 \text{ kBq/cm}^3$  程度となるであろう。一方、炉システム外で作業者が常時出入りするような核融合炉施設内では、環境レベル付近の濃度 ( $\sim 0.1 \text{ Bq/cm}^3$ ) までが測定対象となる。

作業者の被ばく防止という観点では、人体への取り込み効率を考慮すると、元素状トリチウムに比べて水蒸気状トリチウム濃度の精密測定が重要となる。現在、放射線施設に対して適用されている「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」で規定されているトリチウムの空気中濃度限度等を表1に示す。なお、表中の空気中濃度限度は1週間の平均濃度、排気中および排水中濃度限度は3月間の平均濃度であり、何れの濃度限度も瞬間値ではない。表1から明らかなように、水蒸気状トリチウムやトリチウム含有有機化合物に対する空気中および排気中濃度限度はきわめて低く、元素状トリチウムのそれらに比べて4桁以上厳しく制限されている。

### 3.2.4 測定装置および測定環境

表1に示した濃度限度は人体の構成元素の一つである水素(H)とトリチウム(T)との交換反応の進行を考慮しているためである。即ち、同じトリチウムでも化学形の違いによって測定対象となる濃度範囲が大きく異なる。このように濃度限度に大きな差があるとき、単一の検出器で複数の分子種からなるトリチウム混合物を弁別して測定することは不可能である。これを回避するため、例えば、元素状トリチウムと水蒸気状トリチウムを弁別して測定できるようにするために異なる機能・性能を有する検出器2台を配置する方法がある。また実時間測定ではないが、水蒸気状トリチウムのみの濃度の精密な測定法の一つとして、1週間程度の積分値を水バブラーを使用して測定する方法がある。

作業室内のトリチウム濃度の実時間測定に適用できるトリチウム濃度測定装置の候補としては通気型の電離箱が挙げられる。これは環境レベルに近いトリチウム濃度を実時間で測定でき、可動部をもたない簡単な構造のため耐久性も高いことなどが理由として挙げられるであろう。ただし、表1に示したように、水蒸気状トリチウムの濃度限度はきわめて低いため、大容積の電離箱を用いても測定はかなり困難である。

先に述べたように、電離箱による測定を補完する測定法として作業室から排気される空気を連続的に分取して水バブラーに通し、これに捕集されたトリチウムを液体シンチ

表1 トリチウムに対する空気中濃度限度等。

核種	化学形等	空気中濃度 限度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	排気中濃度 限度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	排水中濃度 限度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
<sup>3</sup> H	元素状水素	$1 \times 10^4$	$7 \times 10^1$	
	メタン	$1 \times 10^2$	$7 \times 10^{-1}$	
	水	$8 \times 10^{-1}$	$5 \times 10^{-3}$	$6 \times 10^1$
	有機物(メタンを除く)	$5 \times 10^{-1}$	$3 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^1$
	上記を除く化合物	$7 \times 10^{-1}$	$3 \times 10^{-3}$	$4 \times 10^1$

レーションカウンターで測定する方法がある。この際元素状トリチウムが空気中に混入していても水バブラーでは捕集されないので水蒸気状トリチウムのみを蓄積できる。この方法は実時間での濃度変化は不明となるが、表1に示したような濃度限度に近い場合でもトリチウム濃度の平均値を求めることが可能である。

実環境での電離箱による測定で問題となる点は、作業室内の湿度および自然放射能の影響である。前者は電離箱内の中心電極が高抵抗( $\sim 100 \text{ M}\Omega$ 程度)で絶縁されているため、湿度が高くなりすぎると電極付近に結露が起り、暗電流の増大が起り得る。ただし、空気調和設備などによって空気の温度や湿度が制御されている場合には問題とはならない。一方、後者の自然放射能の影響としては、コンクリート製建屋の場合、ラドン濃度の影響を考慮しておく必要がある。ラドンはトリチウムからの $\beta$ 線よりもはるかに電離能の大きい $\alpha$ 線を放出するため、トリチウムよりも低い濃度でも大きな電離電流として観測され、誤信号の原因の一つとなる。通常、作業室内は外気の圧力よりも低く維持されるため、建屋の壁などにわずかなひび割れが発生した場合でもラドンの通り道となるため、日常的な監視が必要となる。

### 3.2.5 要求される応答性能

このような環境レベルまでのトリチウム濃度を測定する装置は、平常時での濃度測定のみならず、異常時に際しては他の安全設備と連動して動作するように設計されるであろう。例えば、トリチウムの漏洩事故に対処するための「緊急用トリチウム除去装置の運転開始」や「空気調和設備の流路制御」などが挙げられる。トリチウムの漏洩信号はトリチウム濃度測定装置から空気調和設備に送信され、トリチウム漏洩事故の発生室(場所)の空調を遮断すると同時に緊急用トリチウム除去装置を作動させる。風量との関係より、この一連の作業に要する時間が問題の深刻さを決定することが有り得る。したがって、このような環境レベルの濃度を測定する装置では安定性と同時に応答性能が重要な要素となる。

一方、他の安全設備と連動させる場合に注意すべき点がある。それは誤信号の発生の問題である。特に、環境レベルのトリチウム濃度を実時間に近い状態で測定する装置ではきわめて微小な電流( $10^{-12} \text{ A}$ レベル)を測定することになる。このため誤信号が外的要因や電気回路部品等の不具合から発生することが有り得る。誤信号が一旦発信されると、トリチウム濃度測定装置と連動している全ての設備が

動作することになり、二次的な障害が発生する可能性がある。したがって、このような事象を未然に防止するための一つの手段として、同一性能のトリチウム濃度測定装置を2台使用し、それらが同時に異常状態を検知した際にのみ異常信号を発報させる方法である。

### 3.2.6 メモリー効果

上述したように、環境レベルのトリチウム濃度を実時間で測定するための候補装置としては3ℓ以上の有効体積を有する通気型電離箱が挙げられるが、この種の検出器ではトリチウムを含む気体が検出器の内部を通過するために、電離箱の内壁材料へのトリチウムの吸着・溶解による汚染が不可避である。即ち、トリチウムのメモリー効果が発現し、バックグラウンドレベルが上昇することがある。特に、高濃度のトリチウム水蒸気が通過したような場合にはこの現象が顕著となり、検出器内のトリチウム濃度が低下してもみかけ上は高い値を示し続ける。これは低濃度トリチウムの精密測定に際しての障害となる。したがって、高濃度のトリチウム水蒸気などが通過する可能性があることが予測される場合には、予めトリチウムの吸着・溶解を低減、あるいは吸着したトリチウムを速やかに除去するための方策を講じておかなければならないであろう[3,4]。

### 3.2.7 材料表面の汚染状況の測定

核融合施設内では空気中のトリチウム濃度のみならず、被ばくの低減および汚染の拡大防止という観点より、人体を初めとして種々の物品や材料の表面汚染の状況を測定する必要がある。このための測定法として、スミヤ法[5]、トリチウム用サーベイメーター（大面積薄窓形ガスフローカウンター[6]）、 $\beta$ 線誘起X線計測法（BIXS法[7]）、およびイメージングプレートなどが適用可能である。スミヤ法は被測定物の表面を100 cm<sup>2</sup>程度拭き取り、これを液体シンチレーションカウンター等で測定するもので、定量性には欠けるが、迅速な評価には適している。トリチウム用サーベイメーターには可搬型もあり迅速な測定には適しているが、超薄膜の放射線入射窓となっているため薄膜が破れやすく、薄膜の支持体などで $\beta$ 線の吸収が起こるため検出効率が低い点が難点である。なお、作動気体としてPRガス（アルゴンとメタン10%の混合ガス）を必要とするため、ガスの維持管理も必要となる。

日常的な汚染状況の測定には適していないが、材料表面や表面層に保持されているトリチウム量を評価するためのBIXS法は、測定表面にアルゴンガスを吹き付けながら、 $\beta$ 線との相互作用によって発生するアルゴンの特性X線強度をX線検出器で測定する方法である。X線強度は材料の表面から放射される $\beta$ 線の強度に比例する。検出下限は50 Bq/cm<sup>2</sup>程度であるが、定量性に優れている。なお、測定時間は表面のトリチウム濃度に依存して変わり、検出限界付近の濃度測定には100時間程度を要する。トリチウムの分布状態を測定したい場合にはイメージングプレートが適

用可能である。これは有機フィルム上に輝尽性蛍光体粉末を塗布した2次元センサーであり、BIXS法と同様に $\beta$ 線強度の積分が可能であり、低濃度のトリチウム分布の測定にも適用できる。

### 3.2.8 人体内へのトリチウム取り込み状況の評価

トリチウムから放出される $\beta^-$ 線のエネルギーはきわめて低く（最大エネルギー：18.6 keV、平均エネルギー：5.7 keV）、外部被ばくよりも内部被ばくの方が問題となる。特に、トリチウム水蒸気の場合には呼吸を通して体内に取り込まれやすい。即ち、人体内へのトリチウムの取り込みが起こった可能性がある場合には、体内のトリチウム濃度を迅速に評価する必要がある。この評価のための基礎データ取得法として、一定時間ごとに尿中のトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンター等で追跡する方法がある。これにより被測定者の体内におけるトリチウムの生物学的半減期を考慮した被ばく線量を推定できる。なお、人間における生物学的半減期として10日が報告されている[8]。

一方、これに変わる簡便な測定法として、所定量の呼吸を冷却管中を通し、その中に含まれている水蒸気を捕集し、これを少量の水で洗浄・回収してトリチウム濃度を液体シンチレーションカウンターで測定するコールドトラップ法がある。この方法は尿測定法よりも精度は劣るが、測定の容易さや迅速性の点において優れている。本法は呼吸中のトリチウム濃度が体内の水分中のトリチウム濃度を反映することを利用したものである。ただし、この方法ではバックグラウンドの値に個人差が表れる場合があるので、平常時での各人のバックグラウンドを予め測定しておくことも肝要である。これにより、体内のトリチウム濃度のより正確かつ迅速な評価が可能となる。

### 3.2.9 おわりに

核融合施設におけるトリチウム計測は施設内の作業員および公衆の安全を確保する上で不可欠な作業項目である。現在、国際協力の下で国際熱核融合実験炉（ITER）の建設が進められており、数kgオーダーのトリチウムを使用して試験が行われる予定である。今後、トリチウム計測技術の高度化がますます重要となるであろう。

### 参考文献

- [1] 渡辺国昭, 松山政夫: プラズマ・核融合学会誌 70, 36 (1994).
- [2] M. Matsuyama *et al.*, Nucl. Fusion 47, S464 (2007).
- [3] M. Matsuyama *et al.*, Fusion Technol. 8, 2461 (1985).
- [4] H. Miyake *et al.*, Fusion Eng. Des. 10, 417 (1989).
- [5] L. Rodrigo *et al.*, Fusion Technol. 28, 940 (1995).
- [6] 佐藤博夫 他: 保険物理 19, 313 (1984).
- [7] M. Matsuyama *et al.*, Fusion Sci. Technol. 41, 505 (2002).
- [8] E.A. Pinson and W.H. Langham, J. Appl. Physiol. 10, 108 (1957).



### 3. 核融合施設における放射線計測

#### 3. Radiation Measurement in Fusion Facility

##### 3.3 中性子計測の基礎と実践

##### 3.3 Fundamentals and Applications of Neutron Measurement

瓜谷 章

URITANI Akira

名古屋大学大学院工学研究科

(原稿受付：2013年9月2日)

重水素を用いたプラズマ核融合実験においては、中性子の測定は物理的興味の面からも、安全管理の面からも重要である。本講座では、核融合実験における中性子計測で必要とされる基礎知識、すなわち熱中性子と高速中性子の検出原理をその素過程に遡って解説するとともに、基本的な中性子検出器を紹介した。また、核融合実験装置での中性子測定例として、中性子束モニタ、中性子エネルギー測定、中性子プロファイル測定について解説した。

**Keywords:**

neutron, thermal neutron, fast neutron, elastic scattering, nuclear reaction, fission, activation

##### 3.3.1 はじめに

中性子は電荷をもたず、 $\alpha$ 線や $\beta$ 線のような直接電離作用を有しないため、これを検出するためには、後述する核反応を介して、電離作用のある放射線に変換する必要がある。この点は $\gamma$ 線計測と共通するところであるが、 $\gamma$ 線に比べて検出器中で全エネルギーを失いにくく、またバックグラウンドとなる室内散乱中性子が多いなど、一般的には $\gamma$ 線より測定が難しいといえる。

中性子計測においては、エネルギー的に高速中性子と熱中性子、さらにはその両者間の熱外中性子の三つに大きく分類することができる。明確な基準はないが、高速中性子はおおむね10 keV程度以上のエネルギーを有するものをさす。高速中性子が周辺物質の原子核と弾性散乱などの相互作用を通してエネルギーを失い、最終的には周辺物質と熱平衡状態になっているものを熱中性子と称する。熱中性子のエネルギーはマクスウェル分布に従っており、室温における熱中性子束の最確値は0.025 eVである。高速中性子と熱中性子の間の領域に存在する中性子を熱外中性子と呼ぶ。

熱中性子と高速中性子とは、計測方法が異なる。熱外中性子計測は熱中性子との類似点が多いので、熱中性子計測に包含されるものと考えておおよそ差し支えない。核融合実験で扱う中性子エネルギーの下限は熱エネルギー、上限はおおよそ14 MeVである。本節では、この両者について基本的な検出方法を示したのちに、核融合実験で行われ

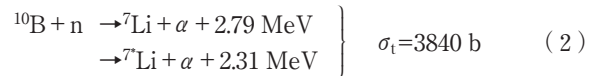
る中性子計測について、代表的な例を示す。

##### 3.3.2 中性子検出原理

###### 3.3.2.1 熱中性子検出法

###### (1) 検出に用いられる核反応と検出器の例

熱中性子の検出には、熱中性子との反応断面積が大きく、かつ正で大きいQ値を有する核反応を利用する。以下に、熱中性子の検出に用いられる代表的な核反応を記す。付記されているエネルギーは核反応のQ値を示す。



ここで $\sigma_t$ は熱中性子に対する核反応断面積であり、X,Yは核分裂生成物を示す。

${}^3\text{He}$ は最も一般的に用いられている熱中性子の検出媒体である。 ${}^3\text{He}$ は、それ自体がガス検出器の動作ガスとして優れた性質を有しているため、電離箱ならびに比例計数管において用いられる。1気圧の ${}^3\text{He}$ 中では、 ${}^3\text{He}(n, p)\text{T}$ 反応で生成されるpとTの飛程の和が10 cm程度となり、壁効果が顕著となるので、加圧したり、Xeや $\text{CF}_4$ などの阻止能の大きいガスが添加される[1]。Q値が比較的低

いので、パイルアップが生じるような高 $\gamma$ 線場では、中性子と $\gamma$ 線の弁別が悪くなることがある。

$^{10}\text{B}$ は、 $\text{BF}_3$ が室温において気体として安定に存在するので、比例計数管に用いられる。しかし、 $\text{BF}_3$ は電気陰性度が比較的高く、比例計数管として安定に動作させるためには、気圧を低くし、かつ比較的高い電圧を印加する必要がある。また、陰極表面に、蒸着などにより $^{10}\text{B}$ を薄膜状に装荷した比例計数管も存在するが[2]、パルス波高分布が本質的に連続分布となり、 $\gamma$ 線との弁別が容易でないため、用いられることはあまり多くない。

$^6\text{Li}$ は、高いQ値を有しているので、熱中性子検出に広く用いられており、なかでもシンチレータに用いられることが多い。代表的なシンチレータはLiガラスシンチレータである。Liガラスシンチレータは熱中性子計測に広く用いられているが、 $\gamma$ 線により生成された2次電子に対する付与エネルギーあたりの発光量と、中性子との反応で生成された $\alpha$ 線とTに対するそれは前者の方が相当大きく、特に容積の大きいシンチレータでは $\gamma$ 線との波高弁別が問題となってくる。最近、日本において開発された $\text{LiCaAlF}_6$ シンチレータ[3]が注目されている。先に述べた付与エネルギー当りの発光量がガラスシンチレータほどは差がなく、また波形弁別により $\gamma$ 線弁別が可能[4]となるなど、優れた点が多い。比較的大きな結晶が作製可能である一方、小結晶を樹脂中に分散させて大面積でかつ $\gamma$ 線に対する感度を極めて低く抑えたものが開発中である。また、粉末状の $\text{LiF}$ と $\text{ZnS}(\text{Ag})$ シンチレータを混ぜ合わせた中性子検出器も広く用いられている。単なる検出器としても用いられるが、この混合体を平面に薄く塗布して2次元の画像検出器として使用する例も多い[5]。ただし、 $\text{LiF}$ 中での荷電粒子のエネルギー損失や、 $\text{ZnS}(\text{Ag})$ が不透明であることもあり、波高分布は多くの場合連続分布となる[6]。

$^{235}\text{U}$ は、金属ウランあるいは $\text{UO}_2$ を蒸着、電着等により電離箱の陰極内面に装荷して使用する。1核分裂あたり正反対に放出される2個の核分裂生成物のうち、1個は壁内で吸収されるので、実際に信号形成に寄与するのは1個の核分裂生成物である。それでもその付与エネルギーはおおよそ100 MeVであるので、パルス計測が可能であり、 $\gamma$ 線との弁別も波高により行うことができる。 $\gamma$ 線の寄与が大きく、計数率が非常に高くなる状況では、電流出力の2乗平均を測定する、いわゆるキャンベル法[7]を用いることにより、 $\gamma$ 線の寄与を大幅に減じることができる。出力を2乗することにより、両者の波高差をさらに際立たせることによるものである。さらに高計数領域になると、電流モードで測定を行う。この場合、 $\gamma$ 線の影響が著しい場合には、中性子に不感で同じ構造をした補償型電離箱を用いて、 $\gamma$ 線の寄与を差し引く必要がある。核分裂電離箱は安定して動作するので、原子炉の運転制御に使われており、核融合分野では中性子束モニタに使用されることが多い。

## (2) 箔放射化測定法

熱中性子束の絶対測定には、箔放射化法が一般的に用いられている。熱中性子検出に主に用いられる元素は、金と

インジウムである。熱中性子の自己吸収が無視できる程度の厚さの箔に、 $\phi_t$  ( $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )の熱中性子束をt秒間照射した直後の放射能A(Bq)は次式で表される。

$$A = \phi_t \sigma_t n \{1 - \exp(-\lambda t)\} \quad (5)$$

ここでnは箔中の当該原子の個数、 $\lambda$  ( $\text{s}^{-1}$ )は生成された放射性物質の崩壊定数である。中性子照射後に、 $\beta$ - $\gamma$ 同時計測法や、検出効率が校正されたシンチレータやGe半導体検出器を用いた $\gamma$ 線測定から放射化箔の放射能を得ることにより、照射時の熱中性子束 $\phi_t$ を知ることができる。

比較的短時間の照射で測定するためには、反応断面積が大きくて、かつ崩壊定数が比較的大きい(半減期が短い)核種の選択が望ましい。また放射能計測の観点からは、適度なエネルギーの $\gamma$ 線を適度な強度で放出する核種が使いやすい。このような観点から $^{197}\text{Au}$ が最もよく用いられている。 $^{197}\text{Au}$ は同位体存在比が100%であり、中性子を吸収して生成される $^{198}\text{Au}$ は、半減期2.696日でベータ崩壊をして、 $\gamma$ 線放出率98.6%で961 keVの $\gamma$ 線を放出する。ただし、熱外中性子領域に大きな共鳴吸収ピークを有するので、精密測定の場合にはその補正も必要となる。各種の補正などについては、文献[8,9]を参照されたい。

### 3.3.2.2 高速中性子検出法

#### (1) 検出に用いられる核反応と検出器の例

高速中性子の測定は、中性子束の測定に加えて、エネルギー測定が重要となってくる。いずれの測定にも、以下で述べる核反応、特に水素原子核との弾性散乱が用いられる。

高速中性子を計測するための代表的な核反応は、水素原子核との弾性散乱である。水素を用いる理由は、水素原子核の質量が中性子にほぼ等しく、一回の衝突で中性子の全エネルギーを水素原子核に付与することが可能であること、ならびに適度な大きさの弾性散乱断面積を有することによる。また反跳された陽子の計測が比較的容易であることも、よく用いられることの一因である。

図1に、静止した水素原子核にエネルギー $E_n$ の中性子が衝突したときの弾性散乱を模式的に記す。ここで $\theta$ は陽子の反跳角、 $\psi$ は中性子の散乱角であり、 $\theta + \psi = \pi/2$ である。反跳陽子のエネルギー $E_p$ は次式で表される。

$$E_p = E_n \cos^2 \theta \quad (6)$$

一方、散乱後の中性子のエネルギー $E_n'$ は次式で表される。

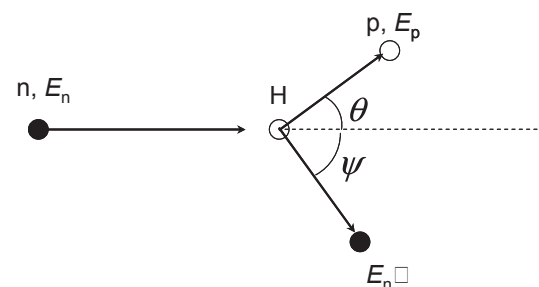


図1 中性子と水素原子核の弾性散乱の模式図。

$$E'_n = E_n \cos^2 \phi. \quad (7)$$

コリメータを用いて中性子の入射方向を限定すれば、検出器の幾何学的配置により  $\theta$ ,  $\phi$  は一意に決まるので、 $E_p$  または  $E'_n$  を測定することにより、入射中性子のエネルギー  $E_n$  を求めることができる。

このように中性子の入射方向を限定して、特定の角度に反跳される陽子、または散乱される中性子を利用して、入射中性子のエネルギーを測定する装置を総称してカウンターテレスコープ (counter telescope) と呼ぶ。反跳陽子を発生させる物質はラジエーター (radiator) とよばれ、水素原子を多く含むポリエチレンの薄膜や、ラジエーター内での反跳陽子のエネルギーも測定する目的で薄いプラスチックシンチレータ [10] が用いられる。検出効率を犠牲にしてもエネルギー分解能を向上させるために、 $\text{CH}_4$  がラジエーターとして用いられる場合もある [11, 12]。  $E_p$  の測定には、エネルギー分解能がよい表面障壁型 Si 検出器が用いられることが多い。検出器に到達する以前に陽子がエネルギーを損失することを防ぐために、陽子が飛行する経路を真空にすることが多い。陽子のエネルギーをきわめて正確に測るために、Si 検出器に替えて磁気スペクトロメータを用いる方法 [13] もあるが、装置がかなり大掛かりになるとともに、完全な磁気遮蔽が必要となる。散乱中性子のエネルギー  $E'_n$  は、飛行時間法を用いて測定することが多い。この場合、スタート信号を出すラジエーター部分と、ストップ信号を出す散乱中性子の検出器には速い応答特性を有する有機シンチレータが用いられることが多い [14]。また反跳陽子を用いた測定は、エネルギー測定だけでなく、高速中性子束の絶対測定にも使用される [15]。

入射中性子の入射方向を限定せず、比較的大きな有機シンチレータ内で起きた弾性散乱起因の反跳陽子のエネルギーを測定することにより、入射中性子のエネルギーを測定する方法もある。代表的な例はサンゴバン社製の有機液体シンチレータである BC-501A (旧型番 NE-213) である。有機シンチレータで得られる波高分布は、連続的で複雑な形状となる [16]。これは、反跳陽子のエネルギー分布が本質的に連続であること、有機シンチレータに付与されるエネルギーと発光量の間非線形応答特性があること、炭素の反跳があること、中性子が多重散乱すること、などの理由による。このパルス波高分布から入射中性子のエネルギーを算出するには、当該検出器のエネルギーごとの応答関数を得た上で、アンフォールディングという手法を施す必要がある。アンフォールディングについては参考文献 [17] を参照されたい。またこの種の有機シンチレータは  $\gamma$  線にも感度を有するが、 $\gamma$  線事象と中性子事象とでは、その発光の減衰時間が異なるので、そのことを利用した波形弁別 [18] により、 $\gamma$  線をかなり除去することが可能である。

水素原子核の弾性散乱以外には、以下の核反応が中性子エネルギーの測定に用いられる。



ここで  $\sigma_f$  は 14 MeV 中性子に対する核反応断面積である。 $^{238}\text{U}$  の核分裂反応以外の核反応は吸熱反応であり、それぞれしきい値を有している。

Si 検出器に中性子を直接入射したときに起こる核反応 (n, p), (n,  $\alpha$ ) により生じた荷電粒子は行程が短く、そのエネルギーをすべて検出器中に付与する事象が多いので、直接中性子のエネルギーを測定することが可能となる。簡便にエネルギー測定を行うことが可能であるが、Si 半導体検出器は中性子の照射損傷に弱く、14 MeV 中性子に対して  $10^{12} \text{ n/cm}^2$  程度 [19] の照射で使用が難しくなる。

Si 半導体検出器に替わり、中性子照射損傷に強い検出器としてダイヤモンド検出器がある。ダイヤモンド検出器は中性子に対して  $5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2$  程度の耐放射線性を有し、エネルギー分解能も天然のダイヤモンド結晶を用いたものでは 1% 台のものも得られている [20]。しかしながら欠陥が少なく、比較的大きな天然のダイヤモンド結晶は非常に高価であるので、広く使用されるには至っていない。天然のダイヤモンドに替わり、人工ダイヤモンドを用いた検出器の開発が精力的になされている [21]。

$^{238}\text{U}$  は、明確なしきい値を有しているわけではなく、熱中性子に対しても小さいながら核分裂断面積を有する。しかしおおむね 1 MeV あたりで核分裂断面積が大きく上昇するので、高速中性子測定用の核分裂計数管の検出媒体として用いられることが多い。

## (2) 箔放射化測定法

箔放射化法を用いた高速中性子束の測定原理は、1.1.2 で述べたものとまったく同じであるが、高速中性子の測定には反応断面積にしきい値を有するものが使用されることが多い。このしきい反応を利用することにより、DD 中性子と DT 中性子を弁別して測定したり、熱エネルギーなどの散乱成分の影響を排除することが可能となる。また、しきい値が異なる複数の箔を用いて測定を行い、アンフォールディング手法を用いることにより、高速中性子のスペクトルを評価することも可能となる。表 1 に、生成核種の半減期、しきい値、反応断面積、崩壊時の放出放射線の観点から、核融合中性子計測に適している核反応の例を示す。

表 1 核融合中性子の放射化測定に適用可能な核反応の例。

核反応の種類	生成核種の半減期	しきい値 [22] (MeV)	14 MeV 中性子に対する核反応断面積 [22] (mb)
$^{24}\text{Mg}(\text{n}, \text{p})^{24}\text{Na}$	15.0 h	4.9	197
$^{27}\text{Al}(\text{n}, \alpha)^{24}\text{Na}$	15.0 h	3.3	122
$^{27}\text{Al}(\text{n}, \text{p})^{27}\text{Mg}$	9.46 m	1.9	78
$^{28}\text{Si}(\text{n}, \text{p})^{27}\text{Al}$	4.13 s	4.0	262
$^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{p})^{56}\text{Mn}$	2.26 h	3.0	114
$^{58}\text{Ni}(\text{n}, 2\text{n})^{57}\text{Ni}$	35.9 h	12.4	30.7
$^{63}\text{Cu}(\text{n}, 2\text{n})^{62}\text{Cu}$	9.8 m	11.0	490
$^{65}\text{Cu}(\text{n}, 2\text{n})^{64}\text{Cu}$	12.7 h	10.0	873
$^{115}\text{In}(\text{n}, \text{n}')^{115\text{m}}\text{In}$	4.50 h	0.3	432

### 3.3.3 核融合実験装置における中性子測定器の例

核融合実験装置における中性子測定例として、中性子束モニタと、中性子発生プロファイルモニタを例に挙げて、要点を解説する。

#### (1) 中性子束モニタ

熱出力を伴わない核融合実験においては、放出中性子数が核融合出力、核融合反応数の主たる指標となる。また中性子放出率の経時変化を観察することにより、プラズマ温度などのプラズマ状態の把握につながり、プラズマ物理研究にも資することができる。さらには、核融合実験の円滑かつ安全な実行のためにも、核融合反応で放出される中性子数をモニタすることはきわめて重要である。

中性子モニタに使用される計測法としては、箔放射化法と核分裂電離箱を用いる手法が主として挙げられる。箔放射化法では、放射化箔を気送管により中性子束強度の高い測定ポートに送り、照射後はやはり気送管で測定室に送り、放射能の測定を行う。放射化法では、箔の放射化、放射能測定にそれぞれ時間がかかるので、実時間での測定は難しく、中性子束の数秒から数分の時間積分値を測定するのに適している。

リアルタイムの中性子束モニタには、核分裂計数管が用いられる。図2に核分裂電離箱をポリエチレン減速体とカドミウム板で取り囲んだ中性子束モニタの模式図を示す[23]。図3には、本モニタに中性子が等方的に入射した場合の中性子エネルギーに対する応答特性の計算例を示す。ポリエチレン減速体で取り囲み、入射中性子を減速する理由は、一つには<sup>235</sup>Uは低エネルギー中性子に高い感度を有

するためである。また適当な形状の減速材で取り囲むことにより、モニタのエネルギー特性が、広いエネルギー範囲にわたって平坦になることも、その理由のひとつである。エネルギー応答が平坦であれば、周辺実験装置の移動などにより中性子の輸送状況が変化することにより、モニタに入射する中性子のエネルギーが多少変化したとしても、その検出効率が変わらないこととなるので、実験遂行上都合がよい。カドミウムは熱中性子に対する吸収断面積がきわめて大きく、モニタ全体を適当な厚さのカドミウム板で囲うことにより、実験室内の構造物等で減速されて生成されたバックグラウンドとなる熱中性子を排除することができる。

中性子束モニタを用いて中性子束の絶対値を得るためには、モニタの検出効率の校正が必須となる。校正は<sup>252</sup>Cf自発核分裂線源を用いて行うことが多い。トーラス内に設置したレール上を、中性子放出率が値付けされた<sup>252</sup>Cf線源を搭載した模型の電車を走らせ、連続的、あるいは多点で校正を行う。この際注意すべき点は、校正を行う時と、実際のプラズマ実験を行う時とは、様々な条件が異なるということである。異なる条件とは、<sup>252</sup>Cfの自発核分裂中性子(平均エネルギー：2.1 MeV)とDD, DT核融合反応で放出される中性子のエネルギースペクトルの違い、模型電車を走らせるためのレールや電車そのものによる中性子の散乱、超伝導実験装置であれば液体ヘリウムの有無、等々である。これらの影響は検出効率に対して数%の影響を及ぼすことがあるが、この影響を実験的に評価することは難しく、モンテカルロ計算により詳細な計算を行うことが必要となる[24, 25]。

#### (2) 中性子スペクトル測定

核融合反応で放出される中性子のエネルギースペクトルから、プラズマのイオン温度の情報を得ることができるので、これまでにTFTR, JET, JT-60などで、測定が試みられている。天然ダイヤモンド検出器を用いる方法[26]、磁気スペクトロメータ[13]を用いたもの、飛行時間法を用いたもの[27, 28]などが試みられている。紙面の関係で、すべてを網羅的に解説することはできないが、特徴のあるものとしてJT-60での使用例がある飛行時間法のひとつであるダブルクリスタルスペクトロメータを採り上げ、その要点を解説する。図4に、きわめて簡略化した本スペクトロメータの模式図を示す。本スペクトロメータでは、コリメートされた中性子の入射軸上に中心をもつ直径Rの球の表面に、スタート検出器と、ストップ検出器を置く。スタート検出器で散乱された初期エネルギーE<sub>n</sub>の中性子がストップ検出器に到達するまでの時間tは、簡単な幾何学計算から、

$$t = \frac{R}{\sqrt{\frac{2E_n}{m}}} \tag{12}$$

となることが示される。すなわち散乱角度φによらず、中性子の飛行時間が等しくなることを利用するものである。通常の飛行時間法において、検出効率を向上させるために

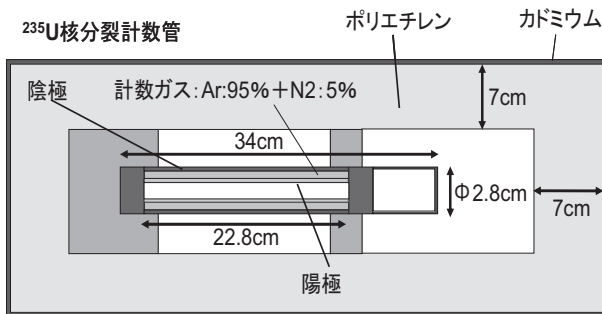


図2 JT-60において使用されたものと同等の中性子束モニタの模式図。

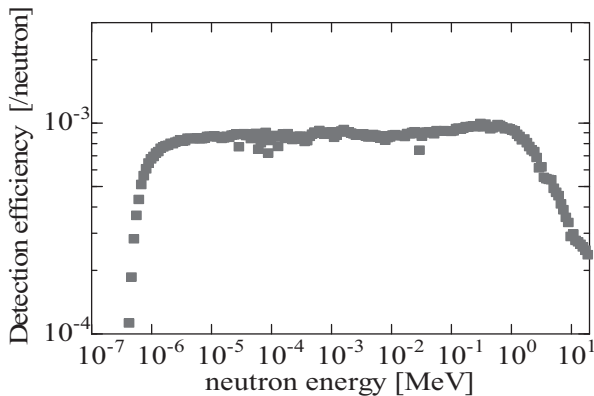


図3 図2に示した中性子束モニタのエネルギー応答特性の計算例。

ストップ検出器を大面積平板のものにすると、中性子の飛行時間に散乱角度依存性が生じ、それによりエネルギー分解能の低下を招くが、この方式であればこの低下を防ぐことができる。飛行時間法の欠点である検出効率の低さを改善できる可能性を秘めている。

**(3) 中性子発生プロファイル測定**

プラズマのポロイダル断面内のどの位置からどれだけ中性子が放出されたのかを知ることは、プラズマ物理的に興味深いことである。図5はJETにおいて用いられた中性子放出プロファイルモニタである[28]。多数の独立した中性子検出器と、中性子コリメータからなっている。中性子検出器としてはBC-501Aなどの有機シンチレータが用いられる。これらのシンチレータを用いる利点は、応答時間がきわめて早いので高計数率に対応できること、波形解析からγ線事象を弁別できること、の2点にある。中性子コリメータを用いて視野をきわめて細く限定することにより、その視野内において発生する中性子のみを計測することが可能となる。空間分解能としては、プラズマ中心部分にお

いて8~14 cm程度が得られている。決して十分な情報量とはいえないが、種々の数学的手法を用いて2次元プロファイルが得られている[28]。

**3.3.4 おわりに**

核融合エネルギーの平和利用に向けて、重水素、三重水素を用いた核融合プラズマ実験が今後ますます重要性を増すことであろう。この核融合プラズマ実験においては、他のプラズマ計測と並んで、中性子計測が重要な診断ツールの一つになるものと考えられる。また、物理的興味の側面だけではなく、実験の安全管理、実験の円滑的な遂行のためにも中性子計測はますます重要となってこよう。本節では、核融合実験における中性子計測で必要となる基礎知識、すなわち熱中性子と高速中性子の検出原理をその素過程に遡って解説するとともに、基本的な中性子検出器や測定例を紹介した。本講座により、中性子計測に多少なりとも親しんでいただき、興味をもっていただければ幸いである。

**参考文献**

[1] M.K. Kopp *et al.*, Nucl. Instrum. and Meth. **201**, 395 (1982).  
 [2] T. Tomoda *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **22**, 233 (1985).  
 [3] T. Yanagida *et al.*, Appl. Phys. Exp. **4**, 106401 (2011).  
 [4] A. Yamazaki *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. **A652**, 435 (2011).  
 [5] M. Katagiri *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. **A573**, 149 (2007).  
 [6] Y. Ito *et al.*, Radiat. Prot. Dosimetry **110**, 619 (2004).  
 [7] R.A. DuBridge, IEEE Nucl. Sci. NS-14, 241 (1967).  
 [8] 三澤 毅 他：原子炉物理実験(京都大学学術出版会、京都、2010) p.113.  
 [9] J. Nishiyama *et al.*, Rad. Protec. Dosimetry **148**, 237 (2011).  
 [10] M. Osakabe *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **65**, 1636 (1994).  
 [11] C. Mori *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. **A422**, 75 (1999).  
 [12] T. Matsmoto *et al.*, Radiat. Prot. Dosimetry **110**, 223 (2004).  
 [13] J. Kallne, **A311**, 595 (1992).  
 [14] Y. Shibata *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **72**, 828(2001).  
 [15] H. Harano *et al.*, Prog. Nucl. Sci. Technol. **1**, 138 (2011).  
 [16] G.F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement 4th ed.* (John Wiley & Sons, Inc. 2010) p.576.  
 [17] N. Tsoufanidis, *Measurement and Detection of Radiation* (Hemisphere Publishing, New York, 1983) p. 337.  
 [18] G.F. Knoll, *Radiation Detection and Measurement 4th ed.* (John Wiley & Sons, Inc. 2010) p.581.  
 [19] T. Iguchi *et al.*, Fusion Eng. Des. **28**, 689 (1995).  
 [20] A.V. Krasilnikov *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. **A476**, 500 (2002).  
 [21] J.H. Kaneko *et al.*, Diamond Related Mat. **26**, 45 (2012).  
 [22] K. Shibata *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol. **48**, 1 (2011).  
 [23] T. Nishitani *et al.*, JAERI-M 91-176 (1991).  
 [24] N. Nishio *et al.*, Plasma Fusion Res. **6**, 2405115 (2011).  
 [25] N. Nishio *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **81**, 10D-306 (2010).  
 [26] M. Isobe *et al.*, Fusion Engineer. Des. **34-35**, 573 (1997).  
 [27] Y. Shibata *et al.*, Rev. Sci. Instrum. **72**, 828 (2001).  
 [28] T. Cracinescu *et al.*, Nucl. Instrum. Meth. **A595**, 623 (2008).

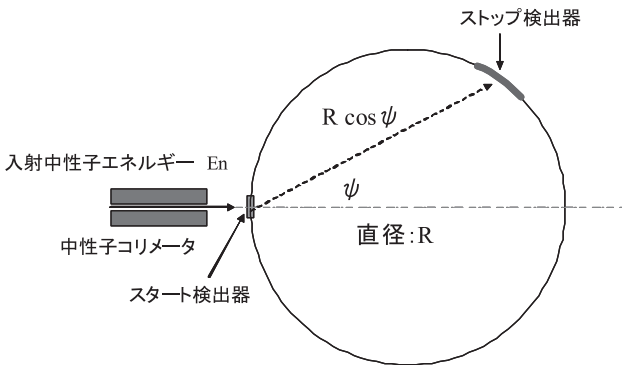


図4 ダブルクリスタルスペクトロメータの模式図。

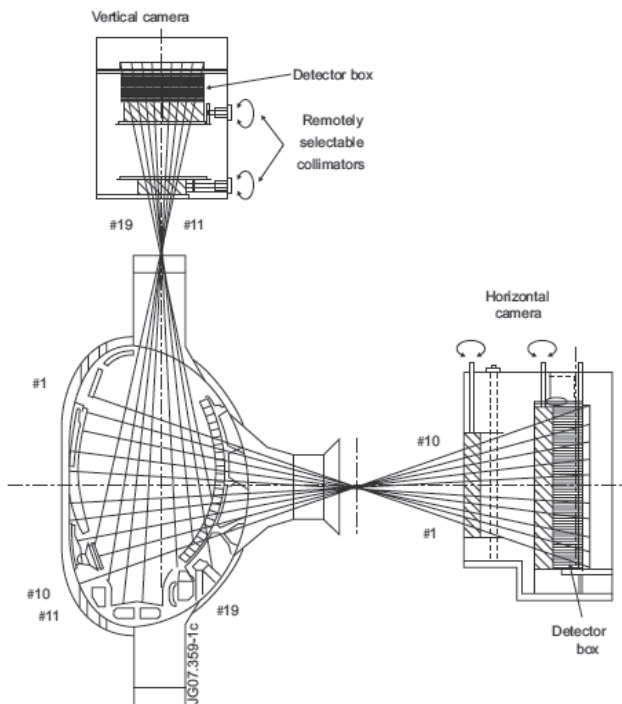


図5 JETにおける2次元中性子放出プロファイルモニタ。

講座執筆者紹介



た なか まさ ひろ  
田中 将裕

核融合科学研究所 装置工学・応用物理研究系 准教授。主な研究分野：水素同位体の回収に関する研究，環境トリチウム研究，など。嫁の実家で無農薬野菜を作っています。手間をかけて作った野菜は一段と美味しく感じます。



た なか てる や  
田中 照也

核融合科学研究所，准教授。主な研究分野：中性子工学設計，機能材料研究（実験も一生懸命やっています！）。



まつ やま まさ お  
松山 政夫

富山大学水素同位体科学研究センター，センター長・教授。主な研究分野：核融合炉燃料となるトリチウムの安全閉じ込め及び安全取扱い技術の確立に関わる核融合炉燃料理工学研究。本研究に33年余り携わってきました。日々の新しい実験結果や理解不能な現象に遭遇し，眠っている脳内細胞に活を入れています。



うり たに あきら  
瓜谷 章

名古屋大学大学院工学研究科教授。主な研究分野は，放射線計測，特に中性子の計測と，放射線の医療，工業などでの利用。大学院生時代は名古屋大学プラズマ研で，プラズマ壁相互作用や真空に関連する研究に従事していました。その後放射線計測に興味を持ち，これを専門とするようになりましたが，最近は中性子計測つながりで核融合に関する研究にも二十数年ぶりに携わっています。趣味はバードウォッチング，バックギャモン。





## 講座 核融合施設における放射線計測の基礎

### 4. JT-60 における管理測定の実状

#### 4. Radiation Control in the JT-60 Facilities

##### 4.1 中性子環境下におけるトカマク装置運転のための放射線計測

##### 4.1 Radiation Measurement for Tokamak Fusion Device Operation under Neutron Environment

助川 篤彦

SUKEGAWA Atsuhiko

日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門

(原稿受付：2013年7月25日)

臨界プラズマ試験装置 JT-60 の重水素プラズマ実験で、中性子計測による放射線管理を実施した。中性子計測装置に核分裂計数管を用い、インターロック機能を有するプラズマ発生装置として、ハードウェアの整備を行うことで安全運転の観点から放射線管理を実施するとともに、重水素核融合反応では中性子発生とほぼ同じ確率で生成するトリチウム量（トリチウム生成量）を把握してきた。これらと併せて、放射線障害防止法で定められている JT-60 の使用施設内外および周辺環境の中性子計測および中性子に起因する放射線計測を行うことで、関連法令および地元自治体の行政に沿った重水素実験時の放射線管理に務めてきた。

#### Keywords:

JT-60, radiation safety, interlock, neutron measurement, fission chamber, calibration,  $^{252}\text{Cf}$  source

##### 4.1.1 はじめに

臨界プラズマ試験装置 JT-60 の重水素プラズマ実験による中性子発生を把握し、その計測に基づいた装置運転と周辺環境の監視を行うとともに、放射線障害防止法を含む関係法令および地元自治体の原子力安全行政に沿った放射線計測による装置運転管理を行った。その概要を紹介する。

##### 4.1.2 中性子計測の役割

JT-60 の重水素運転にかかる放射線管理に関する項目は、図1に概念図を示すように、①装置運転時の放射線（X線、中性子、中性子に起因するガンマ線の混合場）の測定、②遮蔽（管理区域内外、敷地境界の線量測定）、③排気・排水の監視、④中性子計測装置の較正時および装置保守時の外部被ばく、内部被ばくの測定が主となる。

なかでも、JT-60 の放射線計測の一つである中性子計測の役割は、プラズマ診断のみならず、放射線障害を防止するよう装置を安全に運用監視することにある。また、中性子を計測することにより重水素プラズマにおいて、ほぼ同じ確率で反応が起こるトリチウム生成量を間接的に把握することにもなる。

##### 4.1.3 JT-60 運転にかかる関係法令と対応

JT-60 は、昭和60年から平成元年10月までは、水素プラズマを用いた実験だったので、労働基本法の下で法律であ

る厚生労働省労働安全衛生法電離放射線障害防止規則（電離則）に基づく放射線装置として運転され、管理されてきた。電離則に基づく放射線計測と管理については別記事を参照されたい[1]。

その後、JT-60 はプラズマ燃料として、水素に加えて重水素を用いた実験を進めるため、平成元年11月から大電流化改造工事が実施された。

JT-60 で重水素実験をするには、平成元年4月に原子力基本法の下で法律である放射線障害防止法（障防法）に基づくプラズマ発生装置に指定されたことにより、障防法の下で運転し、管理することとなる。

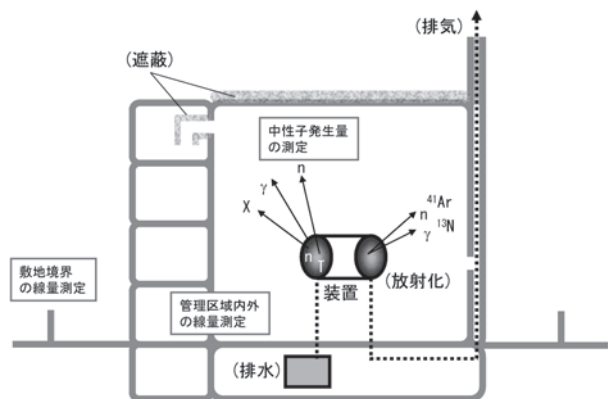


図1 JT-60 施設にかかる放射線管理の概念図。

JT-60では、JT-60とその追加熱装置を組み合わせた状態で、運転に必要な中性子発生量(瞬間最大、週、3月、年)を国に申請し、装置と設置関連施設に対して認可がされている。

障防法で定められている施設検査に合格するまでの準備期間には、JT-60の重水素実験に対応した放射線管理用設備(施設内中性子・ガンマ線モニタ、環境放射線モニタ、ハンドフットクロスモニタの設置等)の増設、障防法で定められている放射線障害予防規程およびその下部規程の作成および制定作業の実施、放射線安全教育および特殊健康診断の実施、<sup>252</sup>Cf線源の使用・貯蔵に係る許認可申請業務の実施、<sup>252</sup>Cf線源による中性子計測装置の校正作業時の放射線管理等を実施した。

この改造工事後(平成3年7月以降)、障防法によって定められた施設検査および科学技術庁による立入検査を受けた。JT-60に係る施設検査は、中性子発生量(核融合出力)を段階的に上昇させて実施した。平成5年3月に第4回目の施設検査を受け、同年9月に合格証が交付され、障防法に基づく放射線発生装置および放射性同位元素の使用、貯蔵、廃棄に係る適用施設となった(図2)。

また、これと併せて、重水素実験で発生する中性子の計測装置として核分裂計数管を使用するので、原子炉等規制法(炉規法)に基づく核燃料物質の使用に係る適用施設となった。

施設検査に合格した後も、平成20年8月に運転を休止するまでJT-60では、5年毎の定期確認・定期検査を3回実施し、その都度、施設の放射線遮蔽等の安全性を確認してきた。定期検査とは、障防法によって定められた検査のことで、放射線発生装置やその付属設備、放射性同位元素の使用、貯蔵、廃棄に関する施設について、国の検査を受け、許認可申請内容および国が定める技術基準に適合するよう維持され、運用されていることを確認してきた。

図3に示すように、JT-60は、平成3年以降の重水素実験開始以降、障防法に沿った中性子計測による放射線管理を適切に実施してきた。運転を休止するまでに、世界第1位又はトップクラスのデータを産出することで、核融合プラズマの進展に大きく貢献したプラズマ発生装置であったといえる。

4.1.4 トーラス中性子源と中性子環境

核融合トーラスプラズマで発生する中性子は、図4に示すように、主にイオンの温度と密度のプロファイル(典型

平成元年	平成2年	平成3年	平成4年	平成5年
許可申請			施設検査	合格証
	JT-60改造・重水素化対策	重水素実験開始 1.3	2.8 DD中性子発生率(10 <sup>16</sup> 個/秒)	5.6 (世界第1位)

図2 JT-60装置の施設検査の概要。

的なプラズマとして、中心部で温度や密度が高く、容器の端に近づくにつれて温度や密度が下がる分布)に依存し、ほぼ等方に発生する。

トカマク型核融合試験装置の重水素実験で発生する中性子の振る舞いがどのようになるかについて一例として、3次元モンテカルロ計算コードを使ってシミュレーションしたJT-60同程度の建家内の中性子環境例(総中性子束分布)を紹介する。簡単のため、計算モデルは真空容器、周辺構造物、遮蔽壁、建家で構成されている。図5に中性子環境を示す。中性子束は、プラズマ生成部分となる真空容器周辺部で最も高く、真空容器周辺から遠ざかるにつれ中性子束が減少していることがわかる。また、周辺装置の後方部では、中性子束の濃淡が確認されるとともに、遮蔽壁で隔てた空間部の中性子束が急激に減少していることがわかる[2]。

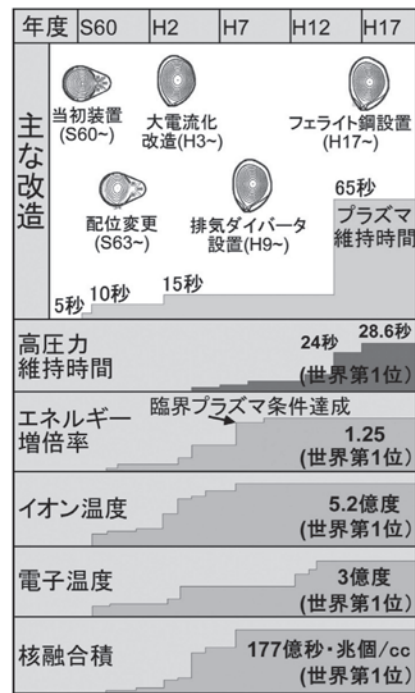


図3 JT-60の核融合プラズマの進展。

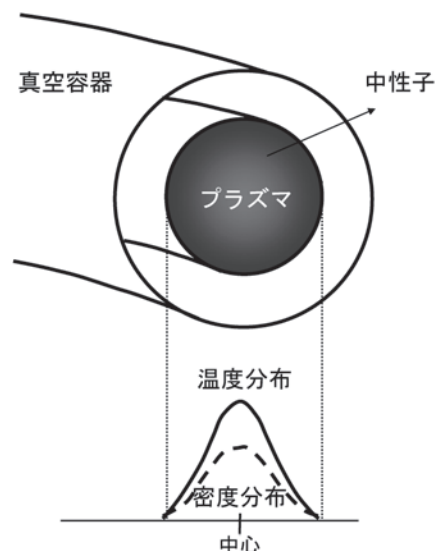


図4 プラズマ断面内のイオン温度分布と密度分布の概念図。

### 4.1.5 JT-60 での中性子計測

#### 4.1.5.1 中性子計測装置の設置場所

トカマク型核融合装置におけるプラズマ計測では、プラズマ中のイオン系の挙動といった物理現象を理解するには、中性子発生量の時間変化の測定が不可欠であるため、これまでに多種多様な中性子計測装置が開発され利用されてきた。プラズマ物理の理解のための中性子診断方法については、別記事にゆだねることとするが[3], JT-60では、図6に示すように3つの中性子計測装置がサテライトのように真空容器を見込むよう設置されている。

#### 4.1.5.2 核分裂計数管

JT-60では、放射線管理用の中性子計測装置として核分裂計数管を使用している[4]。核分裂計数管は、核融合プラズマ診断用としては、世界標準となっており、米国のTFTR, 欧州のJETといった大型トカマク装置で実績があり信頼性が高い。また原子炉での実績もあり信頼性が高い。ガンマ線によるノイズの影響をうけにくいいため、中性子計測に最適な検出器である。この優位性に加え、ダイナ

ミックレンジが広く取れ、ごく短時間に時間変化するプラズマの中性子計測に適している。さらに、検出器のシグナルと雑音の比(SN)問題、インターロック採用問題等、いずれの点においても安定的に動作する検出器として優れている。以上の観点からJT-60への採用を決定し、国、地元自治体を通して、了解を得た経緯がある。

核分裂計数管からの信号については、計測範囲(パルスモード:  $0 \sim 10^5$  counts/s,  $10^4 \sim 10^9$  counts/s(キャンベルモード)[5])に連続性をもたせて、JT-60のプラズマ着火時から高性能プラズマ生成時までの中性子発生量を計測している。サンプリング時間は1ミリ秒、場所は3か所(P-3, P-7, P-13)でトロイダル断面水平ポートから真空容器を見込むよう設置されている。

#### 4.1.5.3 核分裂計数管の較正方法

中性子発生量測定において最も重要な事は、核分裂計数管の出力とトラス全体の中性子発生量との関係を較正することといえる。

TFTR, JETといった大型トカマク型核融合試験装置の中性子モニターの標準的較正方法の推奨例が、中性子モニターの較正方法に関するワークショップで報告されている[6]。当時の詳細な点については不明であるが、ここでは、 $^{252}\text{Cf}$ 核分裂計数管を検出器とし、 $\sim 10^7$ 個/秒の $^{252}\text{Cf}$ 中性子源を検出器からトロイダル角で $\pm 90^\circ$ の範囲で、プラズマ軸上40点以上、 $\pm 90^\circ$ 以外でさらに20点以上の位置に置いてスキャンする較正方法が採用されている。

$^{252}\text{Cf}$ (半減期: 2.645年)を中性子較正に使う理由として、重水素同士の核融合反応による中性子エネルギーは2.45 MeV(DD中性子)であるのに対し、 $^{252}\text{Cf}$ は平均エネルギー約2.1 MeVのマックスウェル分布で、中性子エネルギーが比較的DD中性子のエネルギーに近いことがあげられる。

JT-60の較正は、上記の標準的方法に沿った方法を参考とし、トカマクの真空容器内に $^{252}\text{Cf}$ の中性子源を置き、それを移動させて、真空容器内の各点から検出器の出力に与える寄与(応答関数)を求める方法とした[7,8]。

JT-60では、18年間の重水素運転期間中に真空容器内の主な改造が3回あり、その都度、較正を実施してきた。

較正前にはあらかじめ、3次元モンテカルロ計算コードを用いてトロイダル角度に対する核分裂計数管の応答関数を評価することで、較正に係るスケジュールをたて、それに従って較正を実施した。図7には、その際に使用した3次元計算モデルを基に逆変換して作成した鳥瞰図による真空容器内の計算モデルの変遷を示す。図8には、トロイダル角度に対する核分裂計数管の応答関数の計算結果を示す。真空容器内の構造が変わっても、実際の $^{252}\text{Cf}$ 線源を使った測定を行うことで核分裂計数管の応答関数を評価し、重水素実験に支障をきたさないよう限られたスケジュール内で確実に較正を実施し、確認してきた。

以下、3回行われた較正に関する方法を述べ、また表1に、簡単なまとめを記す。

#### (1) 大電流化改造時の較正方法

平成3年の重水素運転を開始する時の核分裂計数管の較正は、真空容器内のトロイダル方向全周磁気軸上に周回

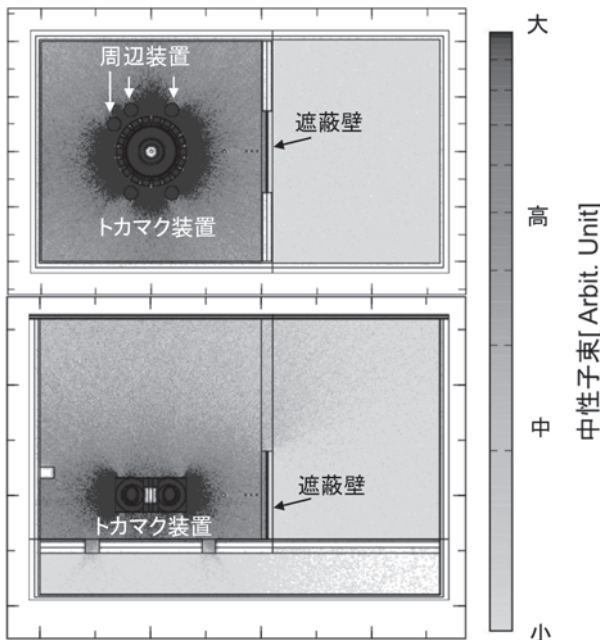


図5 装置建家内の総中性子束分布例。

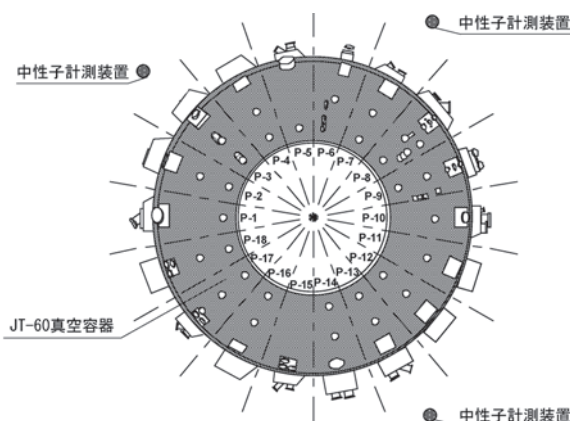


図6 中性子計測装置の設置場所。

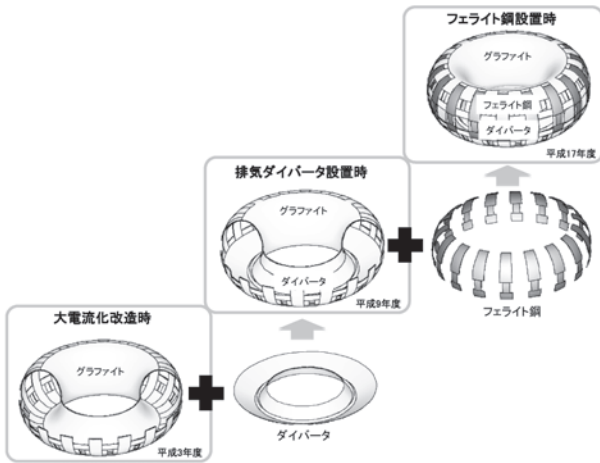


図7 JT-60の主な改造に伴う、真空容器内の変遷。

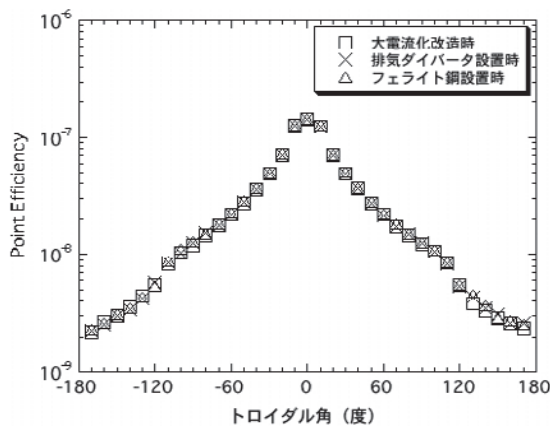


図8 JT-60の主な改造に伴う、核分裂計数管の応答関数。

表1 核分裂計数管の較正のまとめ。

	大電流化改造時	排気ダイバータ設置時	フェライト鋼設置時
較正時期	平成3年	平成9年	平成17年
<sup>252</sup> Cf線源の強さ	400 MBq	~100 MBq	240 MBq
測定点数	92 <sup>*1</sup>	24	36
1点の測定時間	1000~2000秒	1000~2000秒	500~1000秒

\* 1 : JT-60 プラズマの典型的な 2 配位について実施(合計184点)

ルールを敷設し、<sup>252</sup>Cf中性子源を設置したトロッコを遠隔操作で移動させ、各位置から発生する中性子1個あたりの計数率を測定した。同年7月に較正用線源として<sup>252</sup>Cf(400 MBq)を1個導入し、較正を行った。

測定点数はトロイダル角5度毎に、当時の標準的較正方法に沿った内容で実施し、JT-60プラズマの典型的な2つの配位での磁気軸位置で全92点でのデータを取得した。

検出器自体の感度が正確にはわかっていなかったため、トロイダル角0度の位置で、測定値と計算値を規格化した。

JT-60における中性子発生量の測定誤差については、<sup>252</sup>Cf中性子源強度、較正の統計誤差、トロッコとそのルールによる散乱、<sup>252</sup>Cf中性子源とDD中性子のエネルギースペクトルの誤差、中性子発生分布、プラズマ位置の変化、キャンベルモード測定/パルス測定の相対誤差、キャンベルモードの直線性を考慮することにより、最終的に±11%

となっている[7]。

(2) 排気ダイバータ設置時の較正方法

平成9年の排気ダイバータ設置時の核分裂計数管の較正は、重水素実験が開始されてから6年が経過し、真空容器構造材の<sup>60</sup>Co核種等の影響により放射線レベルが増加した状況にあった。線源の移動には、大電流化改造時の較正方法とは異なり、放射線業務従事者が真空容器内に立ち入り、手で線源を移動させる方法により較正を実施した。測定点数は24で、得られた結果は、大電流化改造時の較正により得た応答関数とほぼ同じであることを確認した。

(3) フェライト鋼設置時の較正方法

平成17年には、プラズマ中のイオンの閉じ込め改善のため、真空容器内のトロイダル磁場コイル下の一部にフェライト鋼を設置した。フェライト鋼設置時の中性子モニタの較正については、中性子線源の移動には、排気ダイバータ設置時と同様に線源用トロッコを利用せず、放射線業務従事者が、真空容器内に立ち入り、手で線源を移動させる方法により較正を実施した。

平成3年の較正に使用した<sup>252</sup>Cfは減衰して弱くなっていて、測定点1点に係る計測時間がかかるため、核分裂計数管の較正時間がこれまで以上に必要となった。そこで、較正用線源として同年新たに<sup>252</sup>Cf(240 MBq)1個を譲り受けし、較正を行った。あらかじめ計算で応答関数を評価していたとおり、排気ダイバータ設置の応答関数とほぼ一致することを実際の<sup>252</sup>Cf線源を使った較正で確認した。

4.1.5.4 中性子発生量の測定

較正された核分裂計数管によって、大電流化改造後の平成3年7月の重水素実験開始から平成20年8月停止までの18年間にわたる総中性子発生量は1.52×10<sup>20</sup>個であった。

4.1.5.5 中性子計測による管理

(1) 運転にかかる装置管理

ここでは、JT-60に設置した核分裂計数管について、プラズマ診断とは異なる視点から、JT-60施設を安全に運用・管理し無用な放射線障害を防止するために必要なハードウェアの一部としてみることにする。

真空容器の周囲には3つの核分裂計数管が設置されていて、互いに独立している。3つの中性子計測装置の内2つの中性子計測装置から信号があがらなければ装置の運転をすることができない2アウトオブ3の原理で装置の運転管理がされている。

また、JT-60の安全運転に係るソフトウェアの整備としては、中性子発生量(瞬間最大、週、3月、年)に対し、制限値(認可値)を超えないよう運転条件の監視用インターロックによる運転制御(中性子発生量のフィードバック制御[9]も可能)がされている。

JT-60運転には、認可値の中性子発生量(瞬間最大)に対し検出器から送られてくる電圧信号をコンパレータで判断することで10ミリ秒程の時間応答でインターロックが作動するシステムとなっている。また、認可値の中性子発生量(週、3月、年)については、中性子発生量(瞬間最大)を計算機で積算することによりインターロックが作動するシステムとなっている。制御システムの入力数値について

は、核分裂計数管の測定誤差を考慮していないが、許認可申請時に施設にかかる実効線量評価で安全マージンがとつてあるので問題なく、インターロックによる安全運用を実施した。

## (2) 建屋の管理区域内

JT-60の管理区域内には、中性子エリアモニタとして、検出器に減速材付<sup>3</sup>He 比例計数管を使用し、中性子線量当量率を運転中に測定している。また、管理区域内の雰囲気中の放射線については、X線、中性子と装置、構造材、建家壁との相互作用により発生する即発ガンマ線や2次ガンマ線が発生するため、エリアモニタとしてSi半導体、X-ガンマ線エリアモニタとして電離箱で測定している。

検出器からの信号は1秒毎に収集し、1分間の最小、最大、平均値を算出している。リアルタイムのトレンドについては最大13時間分のデータを表示できる。モニタ共通のデータ処理は、データ収集装置のシステム制御と警報発報機能である。データ収集装置では、システムの起動および停止と1分間毎にメモリーへの記録およびメモリーから復元できるようになっている。また、あらかじめ設定された警報設定値と収集したデータを1分間隔でチェックし、放射線警報および故障警報を表示できるシステム(JT-60放射線モニタ自動監視装置)となっている[10]。

## (3) 建家の管理区域境界

建家内の放射線遮蔽(中性子)は、厚さ最大200cmのコンクリート(一部、ポリエチレン材)で十分に遮蔽される。重水素によって発生するDD中性子は、非弾性散乱や熱化され吸収される際に2次ガンマ線の発生が伴う。DD中性子源のコンクリート体系への垂直入射形状での中性子、2次ガンマ線の透過率を図9に示す[11]。コンクリートの厚さが約150cmの厚さを超えると2次ガンマ線による寄与が中性子による寄与より高くなる。よって、建家外では中性子計測の他にガンマ線の管理測定を行う必要がある。

管理区域境界用として、中性子とガンマ線のエリアモニタに加え、管理区域境界内外に積算線量計としてTLD(熱ルミネッセンス線量計)を設置し、管理区域周辺の監視を行っている。TLD設置場所としては、JT-60設置建家(JT-60実験棟)の1階(30箇所)、2階(17箇所)、2階(14箇所)、2階(25箇所)となっている。延べ18年間の放射線発生装置等の運転に伴う管理区域内外での異常は認められなかった。

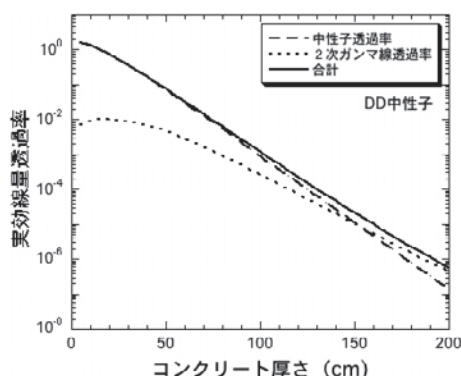


図9 DD中性子の実効線量透過率。

## (4) 敷地境界での監視

JT-60施設の敷地境界の放射線監視の一つとして、敷地境界の線量当量率の放射線関係測定記録があるが、放射線障害防止法による測定のみならず、茨城県東海地区環境放射線監視委員会に四半期毎(4回/年)に報告されている。

那珂核融合研究所のモニタリングポストは、事業所境界の南北2地点(モニタリングポストNo.1(JT-60中心から130mの地点)、モニタリングポストNo.2(JT-60中心から480mの地点)に設置され、中性子とガンマ線について測定を行っている[12-26]。

中性子検出器には<sup>3</sup>He 比例計数管を用い、ガンマ線検出器にはアルゴン加圧式電離箱を用いている。また、同じ場所には積算線量計による測定も行われている。延べ18年間の放射線発生装置等の運転に伴う事業所境界での線量当量率はJT-60の中性子発生量との相関はなく、宇宙線、環境放射線の変動範囲内にあり、特に異常は認められなかった。

## 4.1.6 まとめ

JT-60の18年間の重水素実験で、中性子計測による、装置インターロックを含めた安全運転と周辺環境の監視と中性子に起因する放射線計測を適切に実施してきた。その間にJT-60による核融合プラズマの大きな進展がみられた。JT-60で経験した中性子環境下における装置運転のための放射線計測は、次期装置となる超伝導トカマク装置(JT-60 SA)に引き継がれる予定である。

## 参考文献

- [1] 山西弘樹他：プラズマ・核融合学会誌 74, 716 (1998).
- [2] A.M. Sukegawa *et al.*, Prog. Nucl. Sci. Technol, 1, 36 (2011).
- [3] 西谷健夫他：プラズマ・核融合学会誌 80, 860 (2004).
- [4] T. Nishitani *et al.*, Rev. Sci. Instr. 63, 5270 (1992).
- [5] Y. Endo *et al.*, IEEE Trans. Nucl. Sci. NS-29, 714 (1982).
- [6] 笹尾真美子, 西谷健夫：核融合研究 62, 415 (1989).
- [7] 西谷健夫：核融合研究 68, 6 (1992).
- [8] T. Nishitani *et al.*, Rev. Sci. Instrum. 63, 5270 (1992).
- [9] Y. Neyatani *et al.*, Fusion. Eng. Des. 36, 429 (1997).
- [10] 梅原 隆他：JAERI-Review 2004-019 (2004).
- [11] 財団法人原子力安全技術センター：放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007 (2007).
- [12] 日本原子力研究所：JAERI-M 92-144 (1992).
- [13] 日本原子力研究所：JAERI-M 93-172 (1993).
- [14] 日本原子力研究所：JAERI-Review 94-007 (1994).
- [15] 日本原子力研究所：JAERI-Review 95-020 (1995).
- [16] 日本原子力研究所：JAERI-Review 96-014 (1996).
- [17] 日本原子力研究所：JAERI-Review 97-016 (1997).
- [18] 日本原子力研究所：JAERI-Review 98-015 (1998).
- [19] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2000-001 (2000).
- [20] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2001-007 (2001).
- [21] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2001-041 (2001).
- [22] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2002-036 (2002).
- [23] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2003-034 (2003).
- [24] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2004-024 (2004).
- [25] 日本原子力研究所：JAERI-Review 2005-028 (2005).
- [26] 日本原子力研究開発機構：JAEA-Review 2009-040 (2008).



## 講座 核融合施設における放射線計測の基礎

### 4. JT-60 における管理測定の実状

#### 4. Radiation Control in the JT-60 Facilities

##### 4.2 JT-60施設における放射線安全管理

#### 4.2 Radiation Safety Management in the JT-60 Facilities

小林和容, 笹島唯之

KOBAYASHI Kazuhiro and SASAJIMA Tadayuki

日本原子力研究開発機構核融合研究開発部門

(原稿受付: 2013年7月25日)

臨界プラズマ試験装置 JT-60 では、1989年まで水素実験を実施した後、1991年より18年間重水素を使った実験運転を実施してきた。重水素実験では、高エネルギーをもった中性子が発生し、2次 $\gamma$ 線が放出され、また、重水素同士の反応によって、プラズマ中にトリチウムが生成される。JT-60 については、放射線障害防止法（障防法）の適用を受け、放射線発生装置におけるプラズマ発生装置として認可され、放射性同位元素も使用が可能となるようにした。那珂核融合研究所では、JT-60 の運転、中性子発生に伴う2次 $\gamma$ 線の放出、トリチウムの生成による非密封 RI の使用において、放射線管理を安全に実施してきた。

#### Keywords:

JT-60, radiation safety, secondary gamma rays, tritium

##### 4.2.1 はじめに

臨界プラズマ試験装置 JT-60 の重水素実験によって発生するプラズマ計測のための中性子の計測については、本講座、4.1節「中性子環境下におけるトカマク装置運用のための放射線計測」にて述べた。ここでは、2次 $\gamma$ 線の放出、反応によるトリチウムの生成および放射性同位元素 (RI) の使用に関し、それに対応した施設・設備の概要および放射線安全管理について紹介する。

##### 4.2.2 放射線管理の概要

JT-60 施設における放射線管理の概念については、4.1節の図1に示すように、JT-60 運転および非密封 RI の使用に関わる放射線安全管理に関しては、1) JT-60 運転時の中性子および2次 $\gamma$ 線の測定とそれに伴う遮蔽対策、2) 中性子による空気放射化および生成するトリチウムの排気の監視、3) 汚染処理水の排水の監視、4) 保守（真空容器内作業）や非密封 RI 使用における外部・内部被ばくの管理が重要である。

##### 4.2.3 設備の概要[1]

JT-60 運転時の空気の放射化 ( $^{13}\text{N}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ )、非密封 RI 使用時および保守作業（真空容器内作業等）に必要な設備である排気・排水設備の概要およびそれら作業時における放射線管理設備の概要について述べる。

##### 4.2.3.1 排気・排水設備

JT-60 実験棟の排気系統は、JT-60 が設置されている本体室および組立室内に生じた $^{13}\text{N}$  や $^{41}\text{Ar}$  等を排気するための排気系、真空容器内空気や実験で生成したトリチウムを排気する真空ポンプ排気系、真空容器内での作業をする時に換気する真空容器作業排気系の3系統からなり、これらの排気系統の排気設備は、排風機、排気フィルタ、排気管および排気筒から構成されている。これら排気系は、1つにまとめられ、モニタにより監視し、排気筒より排気される。排気設備の概略図を図1に示す。

JT-60 実験棟の管理区域で発生する機器ドレイン水、手

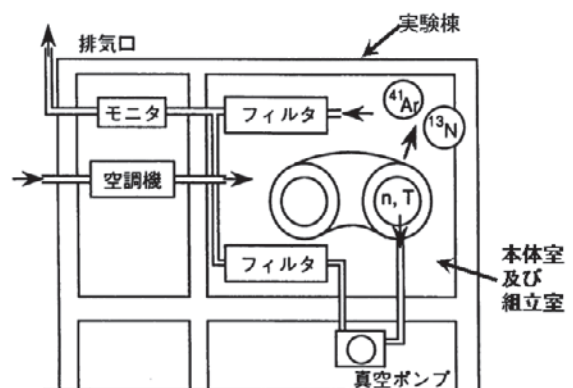


図1 排気設備の概略図。

洗水等の排水は、排水に関わる基準を満たした上で排水される。

#### 4.2.3.2 放射線管理設備

JT-60の運転を安全に実施するためには、 $\gamma$ 線、中性子線、空気の放射化ガス、トリチウム等の測定の監視が必要であり、そのための那珂核融合研究所における放射線管理設備は、モニタリング設備、サンプリング設備、放射線測定器および環境放射線監視用設備により構成される。これから設備について述べる。

##### (1) モニタリング設備

JT-60実験棟のモニタリング設備として、①排気ダストモニタ、②室内ダストモニタ、③排気ガスモニタ、④排気トリチウムモニタ、⑤ $\gamma$ 線、中性子線エリアモニタ、⑥ハンドフットクロスモニタがある。

- ①排気ダストモニタは、排気筒から放出される排気中の放射性塵埃を集塵用ろ紙上に捕集し、放射能を排気中連続監視している。
- ②室内ダストモニタは、本体室・組立室内の空気中放射性塵埃濃度を監視している。
- ③排気ガスモニタは、排気筒から放出される排気中の放射性ガス ( $^{41}\text{Ar}$ ) を連続監視している。
- ④排気トリチウムモニタは、排気筒から放出される排気中トリチウム (ガス状、水蒸気状) を連続監視している。また、排気ダストおよび室内ダスト系の空気をトリチウム捕集装置により一定期間連続捕集し、空気中トリチウム濃度を測定する。
- ⑤ $\gamma$ 線エリアモニタは、管理区域内の $\gamma$ 線の線量当量率を連続測定し、作業環境の放射線レベルを監視している。中性子線エリアモニタは、JT-60重水素実験に伴って発生する様々な中性子線の線量当量率を連続測定し、作業環境の放射線レベルの変動を監視している。
- ⑥ハンドフットクロスモニタは、管理区域から退出する作業者の手、足等の表面汚染検査している。

##### (2) サンプリング設備

排気筒から放出される排気中の放射能等をモニタリングするための空気サンプリングシステムには、排気系と室内系の2系統がある。

排気系サンプリング系は、排気筒から放出される排気中のダスト、 $^{13}\text{N}$ 、 $^{41}\text{Ar}$ 、トリチウムをモニタリングするためのものであり、法令の排気中又は空気中の濃度限度等を越えないことを監視している。

室内サンプリング系は、JT-60実験棟の室内のダスト中の放射能や室内のトリチウム濃度をモニタリングするためのものであり、排気系同様、法令における空気中濃度限度を超えないことを監視している。

##### (3) 放射線測定器

放射線測定器には、被ばく管理や事業所境界でのモニタリング等様々な目的に応じ、線量計や装置を使用している。個人の被ばく管理は個人線量計を用いており、警報付ポケット線量計 (APD)、ポケット線量計、電子式ポケット線量計等を使用している。サーベイメータは、GM管式サーベイメータ、表面汚染検査用サーベイメータ、電離箱

式サーベイメータ、NaIシンチレーション式サーベイメータ等を使用している。放射能測定装置としては、物品搬出モニタ (プラスチックシンチレータ等)、Ge波高分析装置、液体シンチレーションカウンタ、GM自動測定装置等を使用している。管理区域、管理区域周辺および事業所境界にはTLD (Thermoluminescent Dosimeter) バッジを配置し、積算線量当量を測定している。このような、放射線測定器を用いることで、作業環境の線量当量、個人の被ばく、搬出物品の管理を安全に実施している。

##### (4) 環境放射線監視設備

環境放射線の測定では、重水素実験時の $\gamma$ 線、中性子線およびトリチウムの測定が必要である。 $\gamma$ 線、中性子線については、事業所境界の複数箇所にモニタリングポストを設置し、JT-60放射線モニタ監視盤で監視している。JT-60放射線モニタ監視盤のデータは、JT-60放射線モニタ自動監視装置のデータ収集装置に一定間隔で収集され、データ処理される。ここで予め設定された警報設定値に対しチェックし、その結果に応じて放射線警報および故障警報を各インターフェイス装置へ出力する等により、放射線モニタの監視を行っている。大気中のトリチウム濃度についても $\gamma$ 線同様、事業所境界に複数箇所設置した環境トリチウム分離捕集装置により一定期間連続捕集し、測定している。

## 4.2.4 放射線に関する各種管理

### 4.2.4.1 管理区域と出入口管理

JT-60が設置されている本体室、組立室 (管理区域) に入入りするには、汚染検査室において、管理区域専用の作業衣類に着替える。即ち、汚染検査室は一般区域と管理区域の境界になる。JT-60の稼働中には実験による被ばくを防止するためにインターロックが施され、管理区域への入室ができないようになっている。また、管理区域は施錠管理を行っている。図2に汚染検査室入室経路を示す。

施錠管理されている汚染検査室の扉を通過し、入室すると管理区域外で着用している作業着や私服等を脱衣する。この時点でできるだけ管理区域内への不要品の持ち込みを制限する。軽装になったところで個人線量計着用者確認システムゲートを通過し、管理区域内専用の作業衣類を着用する。また、管理区域内の作業衣を着用する箇所には、管理区域専用の靴が用意されている。退室の手順はこの逆となるが、このような管理区域の出入口管理をすることによって、管理区域外部への汚染防止等が十分確保されるようにしている。

### 4.2.4.2 搬出物品の管理

管理区域から搬出する物品は、搬出の都度汚染検査室にて表面汚染検査計等を使用して汚染検査を行っている。また、JT-60運転中、本体室に持ち込まれていた物品は、物品搬出モニタにて測定し、汚染がないことを確認して搬出している。トリチウム汚染の可能性のある物品は、トリチウム測定および全 $\beta$ の測定を行っている。トリチウムは、グリセリン含浸のスミアろ紙を用いて採取し、 $2\pi$ ガスフローカウンタで測定している。

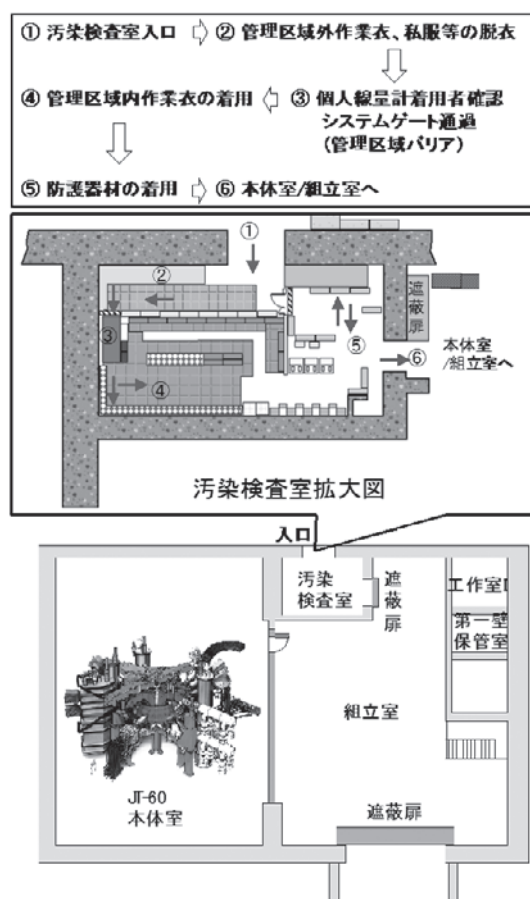


図2 汚染検査室入室経路。

#### 4.2.4.3 真空容器出入り・作業管理

JT-60 真空容器内ではトロイダル方向のほぼ反対側の2箇所に出入口と非常口を設けて作業する。真空容器内は負圧状態にして、真空容器管理出入口の天井、壁および非常口に取り付けた高性能フィルタ (HEPA フィルタ) を介して新鮮な空気を取り入れている。真空容器を負圧状態に維持することにより真空容器内の換気と真空容器内の空気的外部流出防止を担っている。

真空容器内の環境管理では酸素濃度の管理、有機溶剤の管理や有機溶剤使用時の溶接禁止措置等を行う。真空容器内に同時に立ち入る最大人数を空間的制限並びに酸素欠乏危険作業の観点から制限し、作業毎に監視人を配置することにより管理している。

#### 4.2.4.4 放射化した真空容器と被ばく低減管理

JT-60 真空容器等が中性子により放射化する。放射性主要核種は、SUSに含まれる $^{59}\text{Co}$ により生成される $^{60}\text{Co}$ である[2]。

実験運転終了後、しばらくすると短半減期核種が消え、その後は長半減期核種 $^{60}\text{Co}$ が残留するが、これも半減期5.27年で徐々に減衰する。この $^{60}\text{Co}$ からの線量に注意することで真空容器内作業等長期に亘る放射線作業時の被ばくの低減を図ることができる。また、作業者の被ばく管理は、作業中ガラスバッジ (GB) と APD を着用させ、日々の管理は APD で行い、積算線量は、GB により管理してきた。

実際の真空容器内作業においては、(1)年間の実験計画

を十分に練ることにより真空容器作業開始前の線量率の低減を図る、(2)作業の合理化、効率化による時間短縮を図る、(3)一部の作業者に被ばくが集中しないよう、作業員の分散化を図る、等の方策を実施している。こうした努力により、JT-60 定期点検時の作業員の個人、集団被ばく線量は、十分低い範囲で行われてきた。

#### 4.2.4.5 トリチウムからの被ばく低減管理

真空容器内作業では、重水素実験により生成したトリチウムによる内部被ばくについての対策も必須である。作業時には、静電防塵繊維のつなぎ服、帽子、オーバースーツ、半面マスクを着用し、内部被ばくが予想される作業員については、内部被ばくの確認検査 (バイオアッセイ法) を四半期毎に実施し、管理してきた。

真空容器内の定期点検保守作業を実施する場合には、作業員の被ばく低減化のため、真空容器内は外気ブローにより常時換気する。これにより、トリチウム濃度はバックグラウンドレベルになり、法令で定められる値を充分下回って、真空容器内作業開始の準備が整う。このレベルを確認してから、真空容器内作業を開始する方式を採った。

プラズマに対向する第一壁の扱いにあたっては、真空容器内から取り外した後、第一壁をビニル養生 (真空パック) し、JT-60 実験棟内の工作室 I (図2) に運び、ここで、炭素タイルと台座を分離する。分離した炭素タイルは、貯蔵室である第一壁保管室 (図2) にて貯蔵する。第一壁の表面分析を行う場合は、使用の都度取り出して RI 使用室に運んで分析作業を行っている。炭素中に含まれるトリチウム量については、第一壁の枚数で管理しており、最大使用数量を決め、その範囲で RI 使用としての安全に管理を行っている。

2001年度からは障防法における非密封 RI の使用核種として新たにトリチウムの許可を取得し、第一壁に蓄積するトリチウムの挙動研究に着手した。また、合わせて「JT-60 第一壁を利用した協力研究」をスタートした。この協力研究には最大全国12の大学、研究機関からの研究者が参加してプラズマ壁相互作用に関する総合的な研究が展開されてきている[3-9]。特にトリチウム研究では重水素放電において高速のエネルギーをもって生じたトリトンが磁場リップルの影響を受けつつプラズマ対向壁に蓄積する過程を解明した。トリトンの軌道は再堆積層分布と相関がなく、従来考えられてきたトリチウム蓄積の共堆積過程とは異なる挙動をもつこと等が明らかになった。このような成果は、非密封 RI であるトリチウムを含む第一壁に対する安全かつ着実な放射線管理が実施されて初めて得られるものである。

#### 4.2.4.6 放射化物の管理

日欧協力で進めている幅広いアプローチ活動計画 (BA 計画) の一つとして、JT-60 を ITER のサテライトトカマク装置 (JT-60SA) として改造することが2007年に決まり、翌2008年JT-60の運転を完了し、2009年よりJT-60の改修作業が開始された。改修作業で発生した解体品の中で、再使用する放射化物は、放射化物保管設備に保管管理している。



#### 4.2.5 最後に

JT-60 装置の18年間の重水素実験では、ここで述べた各種管理を適切に実施することで、安全を確保することができた。国内において重水素実験を実施した大型核融合施設は、JT-60 装置のみであり、今後他の核融合実験装置で重水素実験を実施する場合や次期装置であるJT-60SAにおいて、放射線安全管理の観点から、この経験を最大限活かすことが重要である。

#### 参考文献

- [ 1 ] 梅原 隆他：那珂研究所の放射線管理，日本原子力研究所報告書，JAERI-Review 2004-019 (2004).
- [ 2 ] N. Miya *et al.*, J. Nucl. Sci. and Technol. **31**, 398 (1994).
- [ 3 ] N. Miya *et al.*, Fusion Technol. **26**, 507 (1994).
- [ 4 ] K. Masaki *et al.*, Fusion Eng. Des. **31**, 181 (1996).
- [ 5 ] T. Tanabe *et al.*, Fusion Sci. Technol. **41**, 877 (2002).
- [ 6 ] M. Nemoto *et al.*, J. Nucl. Mater. **220-222**, 385 (1995).
- [ 7 ] A. Oikawa *et al.*, Fusion Sci. Technol. **41**, 612 (2002).
- [ 8 ] K. Isobe *et al.*, Fusion Eng. Des. **81**, 827 (2006).
- [ 9 ] H. Nakamura *et al.*, Fusion Eng. Des. **70**, 163 (2004).



## 講座 核融合施設における放射線計測の基礎

### 5. 講座のまとめと将来の留意点

#### 5. Summary and Consideration for the Future

河野孝央

KAWANO Takao

核融合科学研究所

(原稿受付：2013年10月21日)

9月から始まった本講座連載3回目の刊行に至り、安堵したところであるが、本最終章では、4章までを振り返って概要をまとめるとともに、将来に向けての留意点として、思うところを申し上げたい。

#### Keywords:

radiation safety management, radiation measurement, radiation related law, fusion facility, tritium, neutron, JT-60

#### 5.1 講座の構成と概要

将来、核融合炉施設運用開始の日が近づくにつれ、放射線安全研究の重要性が増してくると考えられる。本講座はそういったことを念頭において、核融合施設の放射線安全に関連する放射線計測の現状を知ってもらい、理解を深めていただくことを目的に企画された。本講座は表1に示すように5章立てで構成されている。最後の章はまとめであるから、実質4章立てである。以下、章ごとに概要を紹介する。なお表1には執筆していただいて先生方が、各章の項目ごとに示されている。

##### 5.1.1 放射線防護の考え方と放射線障害防止法

放射線施設の安全に関する放射線計測は、基本的に、法令に従って実施される。日本では放射線関係法令の中心に原子力基本法があり、そこに規定される法の目的や、平和

利用、国際協力、公共の安全などの考え方にもとづいて、さらに、さまざまな法令が定められている。その中で将来、核融合炉施設における放射線安全管理のベースになる法令のひとつが「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(放射線障害防止法)」である。放射線障害防止法は、国際放射線防護委員会(ICRP)から発信される新しい考え方の導入や、規制の合理化をめざし、これまでなんども改訂されてきた。とくにICRP勧告の影響は大きく、国内法の歴史は、ICRP勧告の歴史を反映しているといつてよい。第1章では、ICRPを中心に展開されてきた放射線防護の歴史と社会的関心の動向について、1977年、1990年そして2007年勧告をレビューする形で、また放射線障害防止法については鳥瞰図的に眺めながら、8分割して概説し、そのなかでプラズマ実験装置の法的位置づけなどが紹介されている。

##### 5.1.2 放射線計測の基礎

放射線計測に用いられる測定器を、電離、励起、放射化などの検出原理や、線量計測なのか放射線検出なのかなど測定の方法で分類し、対応する検出器が表にまとめて紹介されている。特に電離箱、GM計数管、NaI検出器については、その特徴と原理がさらに詳しく解説されている。また放射線計測分野の特徴である計数の統計的性質について、数学的表現に用いられる3種の分布関数、計数誤差と有意性、検出限界を評価する式が紹介されている。最後にAppendixの形で、放射線計測の分野でよく用いられる単位が、物理量、防護量、実用量にわけて説明されている。

##### 5.1.3 核融合施設における放射線計測

###### (1) 放射線計測の特徴

核融合炉施設における放射線計測の特徴は、測定監視や評価の対象が、燃料として用いられるトリチウムはもちろん、燃焼プラズマから発生する中性子や放射化物などにあり、また放射線量や放射能の測定範囲が数桁から20桁にわ

表1 講座の章立て構成と執筆者。

講座	核融合施設における放射線計測の基礎
1.	放射線防護の考え方と放射線障害防止法
1.1	放射線防護の考え方 (大分県立看護科学大 甲斐倫明)
1.2	放射線障害防止法の概要 (核融合研 河野孝央)
2.	放射線計測の基礎
2.1	放射線計測機器の概要 (東大 飯本武志, 理研 上糞義朋)
2.2	代表的な放射線検出器の特徴と原理 (東大 飯本武志, 理研 上糞義朋)
2.3	放射線計測の統計 (核融合研 河野孝央)
3.	核融合施設における放射線計測
3.1	放射線計測の特徴 (核融合研 田中将博, 田中照也)
3.2	トリチウム計測の基礎と実践 (富山大 松山政夫)
3.3	中性子計測の基礎と実践 (名古屋大 瓜谷章)
4.	JT-60における管理測定の実状
4.1	中性子環境下におけるトカマク装置運転のための放射線計測 (原子力機構 助川篤彦)
4.2	JT-60施設における放射線安全管理 (原子力機構 小林和容, 笹島唯之) (*とりまとめ窓口: 原子力機構 宮直之)
5.	講座のまとめと将来の留意点 (核融合研 河野孝央)

たって広がっている点にあるとして、そのような放射線環境に対応するための核融合システム、トリチウム計測、中性子計測の特徴を概観している。

## (2) トリチウム計測の基礎と実践

核融合炉施設のトリチウム計測には、装置運転を監視するための燃料循環系測定と、施設作業環境内外の安全確認と評価を目的に行われる安全確認評価測定がある。本章では後者に目的を絞って、トリチウム計測が、広範囲にわたって概説されている。トリチウムの化学形や物理的状态、測定環境などの条件を考慮した測定装置と測定法の紹介をはじめ、測定対象となるトリチウム濃度範囲と法定濃度限度、電離箱を使用する際の問題点、安全設備に連動させる場合の仕様、トリチウムのメモリー効果、固体材料表面のトリチウム測定、人体影響を評価するための測定など、トリチウム計測に関わる重要事項を取り上げ、解説されている。

## (3) 中性子計測の基礎と実践

核融合炉施設における中性子計測の基礎として、エネルギーにもとづいて高速中性子、熱中性子、熱外中性子に3分類し、熱中性子については $^3\text{He}$ 、 $^{10}\text{B}$ 、 $^6\text{Li}$ 、 $^{235}\text{U}$ による中性子核反応や、金の放射化による検出の原理と特徴が、また高速中性子と熱外中性子については、水素原子核との弾性散乱や $^{28}\text{Si}$ 、 $^{12}\text{C}$ 、 $^{238}\text{U}$ などの核反応、そして、しきい値を有する放射化による測定原理と特徴が説明されている。また核融合施設における中性子測定器の例として、箔放射化と核分裂電離箱を用いる中性子束モニタ、 $^{252}\text{Cf}$ による校正、中性子スペクトル測定に用いられるダブルクリスタルスペクトロメータ、有機シンチレータ個別検出器とコリメータで構成される中性子発生プロファイル測定法などを取り上げ、それぞれの測定原理と特徴が紹介されている。

### 5.1.4 JT-60における管理測定の現状

国内において重水素実験を経験した装置は原子力研究開発機構那珂核融合研究所に設置されているJT-60のみであり、1991(平成3)年から延べ18年間の経験と実績を有する。重水素実験では、中性子が発生し、また2次 $\gamma$ 線の放出、トリチウム生成を伴うが、本章ではそうした状況における放射線計測の実例が、以下の2項目に分けて紹介されている。

#### (1) 中性子環境下におけるトカマク装置運転のための放射線計測

1985(昭和60)年から今日までのJT-60の歴史と改造の経緯、そして電離則や障防法との関係が、施設検査や定期検査で行われた性能評価と安全確認など、実際の経験を交えながら紹介されている。またJT-60における中性子計測の役割、測定装置の設置位置と測定結果の特徴、測定に使用された核分裂計数管の特徴と装置改造時に行った校正方法などのほか、中性子計測にもとづいて実施された装置管理、放射線管理、管理区域と境界の放射線量監視、モニタリングポストによる敷地境界の中性子および2次 $\gamma$ 線監視、そして自治体への結果報告などが紹介されている。

#### (2) JT-60施設における放射線安全管理

通常の放射線安全管理にはない特徴として、装置運転に

ともなう中性子および2次 $\gamma$ 線の発生、トリチウムの生成、空気の放射化、計測や保守作業における内外被ばくを取り上げ、放射線安全管理の概要が紹介されている。また施設をハード面から概観し、排気・排水設備や、実験棟内の放射線作業環境を監視するためのモニタリング設備、排気系と施設内に設置されている $^{13}\text{N}$ 、 $^{41}\text{Ar}$ 、トリチウムなどのサンプリング設備、放射線業務に関連して用いられる各種のサーベイメータと線量計、そして、事業所境界安全確認のためのモニタリングポストなどの概要が説明されている。一方安全管理のソフト面から、管理区域への人の出入り管理、物品搬出管理、真空容器への出入りと容器内での作業管理、真空容器放射化による被ばくを低減するための管理、トリチウムによる内部被ばく低減のための管理などについて、全体を見渡す形で概要が説明されている。さらに、現在進められているJT-60SAへの改造に関連して、再使用放射化物についても触れられている。

## 5.2 将来に向けての留意点

核融合炉施設において、トリチウムを燃料に核融合反応実験が開始されると、アルファ粒子や中性子が発生し、また核融合炉本体や周辺機器、施設建屋、空気、その他の材料が放射化されるため、密封されていない放射性同位元素や放射性汚染物が取り扱われることになる。しかしながら現在、国内では、JT-60を有する那珂研究所を除くと、エックス線以外の取り扱い経験はほとんどなく、多くは国内法の適用を受けない装置・設備であるため、エックス線による被ばく線量測定などは、法を遵守するというより、法に準拠するという形で自主的に進められてきた。ここで、「法を遵守」と、「法に準拠」とでは、社会的責任の重さが全く異なることに注意する必要がある。

法令には、さまざまな事項が定められている。その中で放射線計測は、個人被ばく線量、場の放射線量、空気中・排気中放射性同位元素濃度、水中・排水中放射性同位元素濃度、物や建屋の放射性同位元素表面密度を評価するために、あるいは放射線汚染物の現場管理において実施される。これらの項目は、安全管理の基本的な部分であり、核融合炉施設の運用開始に至っても、大きく変わることはないだろう。計測についても同様で、現在の技術や知見が基礎になると思われる。

とはいえ核融合炉施設の運用が始まると放射線環境が変わる。これまでになかった事情や問題が発生する。新たな計測技術や安全管理上の対応が求められる。しかしながら、それに答えるのは法令ではない。放射線安全に関する法令上の基本的事項は、放射線障害防止法や原子炉等規制法などにすでに規定されており、ほとんどそのまま通用すると思われるからである。装置運転、施設の現場管理、国や自治体との連携を密にする独自の管理体制やルール作りは、施設ごとに、状況や事情を鑑みて独自に作成すべきものである。それが予防規程であり、各種の細則、管理・実務マニュアルなどである。我々にとってその出発点は、現在にある。現行法令や考え方、現在のトリチウムおよび中性子その他の計測技術、重水素実験の経験を有するJT-60

の事例に学びながら、将来の核融合炉施設における安全管理や放射線計測を考える必要があるだろう。本講座が、その一助となれば、ありがたい。

### 5.3 おわりに

本年9月8日の早朝、日曜日のいつもの癖で早く目を覚まし、本講座第1章の最終ゲラ原稿をチェックしていたのだが、一段落したところで、ふとしたはずみからテレビをつけたところ、本講座第1章のゲラ原稿が、オリンピックにつながる記憶として残ることになった。このとき、2020年のオリンピック開催地に東京が選ばれたのだ。この決定の瞬間、気づかれたかたも多いと思うが、開催の2020年は、

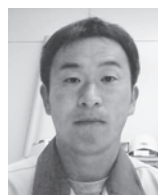
ITERの装置運転開始予定の年であり、この偶然が保たれたまま、7年後に、東京オリンピック開催とITER運転開始のニュースが、同時に流れるかもしれないのである。ただし、ITERについては、困難な状況があるようである。とはいっても、こうした時期に、9月号から3回連載で講座が始まり、最終回の発行を無事に終えたことについて、執筆をお引き受けいただいた先生方や編集事務関係者の皆さまに、ここから感謝したいと思います。

最後に、本講座発刊のとりまとめ責任者として河野孝央（核融合研）と飯本武志（東大）が、また担当編集委員として田中将裕（核融合研）が中心になって、作業を進めたことを記します。



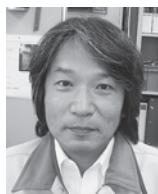
すけ がわ あつ ひこ  
助川 篤彦

独立行政法人日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 JT-60 安全評価グループ 研究主幹。JT-60 解体品の放射化定量評価と解析の次期装置 JT-60SA の放射線遮蔽設計、遮蔽材料の研究開発、知財業務をこなす傍ら、JT-60 の解体・収納保管を含む一連の JT-60 改修に関する障防法許認可業務を担当した。主な研究分野は放射線場/温度場と物質の相互作用。尊敬する人は阪井英次。



こ ばやし かず ひろ  
小林 和容

独立行政法人 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究開発部門 トカマクシステム技術開発ユニット、JT-60 安全評価グループ 研究主幹。経歴：静岡大学大学院理工学研究科物質科学専攻博士課程修了（理学博士）。主な研究分野は、核融合炉に関するトリチウム理工学。現在は、JT-60 のトリチウムに関する安全評価に従事しております。家族は、妻とわんぱく息子2人で、一緒に野球を楽しんでいます。



ささ じま ただ ゆき  
笹島 唯之

独立行政法人 日本原子力研究開発機構 那珂核融合研究所。核融合研究開発部門 トカマクシステム技術開発ユニット JT-60 本体開発グループ。業務内容放射性廃棄物の管理、真空容器組立検討、電磁気計測器の設計、遮蔽水循環設備の整備等。昭和62年に旧日本原子力研究所へ入所。依頼、臨界プラズマ試験装置 JT-60 の本体設備に関するグループに所属。当初は、本体周辺設備に関する業務でしたが、平成7年から JT-60 真空容器内の機器に関する業務を担い、それと関連して放射性廃棄物の管理を担っている。休日は専ら物作り（DIY）に勤めています。



かわ の たか お  
河野 孝央

核融合科学研究所 ヘリカル研究部 装置工学・応用物理研究系 放射線安全工学部門 所属、これまで大学、病院、研究機関の放射線管理室を渡り歩くこと7回、平均で6年いましたから、放射線管理歴は40年を超えました。現在、液体・気体中微量トリチウム検出器の開発や、法の規制を受けない放射線源の開発と教育実践応用の研究を進めております。お酒は、銘柄、値段によらず、嫌いなほうではありません。