

令和2年度

放射線安全規制研究戦略的推進事業

「加速器施設の廃止措置に係わる放射化物の
測定、評価の手法の確立」

令和2年度放射線安全規制研究戦略的推進事業成果報告書

令和3年3月

大学共同利用機関法人
高エネルギー加速器研究機構

研究代表者

松村 宏

目次

第1章	はじめに	1
1-1	目的	1
	(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化	1
	(2) 大型電磁石等の放射化調査	1
	(3) 放射化分布のイメージングの検討	2
	(4) 測定評価マニュアルの作成	2
1-2	研究実施体制	2
	(1) 研究体制	2
	(2) 研究検討委員会	2
	(3) 研究参加者	3
	(4) 若手人材育成	4
第2章	2019年度および2020年度研究の概要	5
2-1	2019年度実施状況	5
2-2	2019年度成果概要	6
	(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化	6
	(2) 非汚染・非放射化の評価手順の検討	6
	(3) 測定評価マニュアルの作成	6
2-3	2020年度実施状況	6
	(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化	8
	(2) 非放射化の評価手順の検討	8
	(3) 測定評価マニュアルの作成	8
第3章	粒子線治療施設—加速器施設の放射化／非放射化の明確化	9
3-1	はじめに	9
3-2	アンケート調査	9
	(1) 調査概要	9
	(2) 調査結果	9
3-3	シンクロサイクロトロンを用いる陽子線治療施設の調査—北海道大野記念病院札幌高機能放射線治療センター	12
	(1) 施設概要	12

(2) 運転中の中性子フルエンスの測定	12
(3) 線量計設置状況	14
(4) 測定結果	15
3-4 粒子線治療施設の放射化区分	18
(1) サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設	18
(2) シンクロトロンが設置された陽子線治療施設	19
(3) 重粒子線治療施設	19
第4章 大型電磁石等の放射化調査	21
4-1 はじめに	21
4-2 調査施設の概要	21
4-2 線量率から放射化金属中の放射能定量に向けた実地調査	22
(1) 鉄ヨーク及び加速器金属部品表面の線量率測定	22
(2) コアボーリングでの試料採取による放射能深度分布の導出	24
第5章 放射化分布のイメージングの検討	28
5-1 はじめに	28
5-2 加速器放射化評価に適したイメージング技術の選定	28
(1) 加速器放射化評価に必要な要素	28
(2) ベンチマーク試験による性能評価	29
(3) イメージング技術による放射化電磁石の核種同定と放射能定量の可能性	30
第6章 海外での加速器施設の廃止に関する調査	31
6-1 加速器施設でのクリアランスが適用された事例	31
6-2 米国における加速器施設でのクリアランスの標準化	31
第7章 測定評価マニュアルの作成	32
7-1 検討体制	32
7-2 編集方針	32
7-3 放射線発生装置廃止のための放射化測定評価マニュアルの検討	32
第8章 研究発表	34
8-1 論文発表	34
8-2 国内会議発表	34
8-3 国際会議発表（受理後新型コロナウイルスのため学会が中止になった）	35

第1章 はじめに

1-1 目的

本研究は、放射線発生装置の放射化をキーワードとして、これまでの評価が進んでいない放射線発生装置に着目して、施設や装置の放射化／非放射化区分を明確化するとともに、放射性同位元素等規制法に従って放射線発生装置使用施設の廃止措置を進める際の放射化物の評価手法の開発を行うことを目的としている。

2017-18年度においては、静電加速器施設、放射光施設、粒子線治療施設において、長期間の運転に伴って発生する放射化の状況を明らかにすることを目的として、調査を進め、とくに長期間の利用に伴って建屋のどこに放射化が発生するのかを明らかにしてきた。さらに、PET 薬剤製造用のサイクロトロン施設を対象として、施設の廃止の際に発生廃棄物量として大きな割合を占める建屋コンクリートの放射化評価について、測定手法の検討を進めた。また、加速器の放射化分布を画像化するための技術要素の検討も進めた。

上記研究を踏まえて、2019-2020年度においては、新たに以下の4つの課題をあげて、研究を進めることにした。

(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化

国内において施設が増加しており、治療法に関する技術革新も目覚ましい、医療用の粒子線治療加速器施設について、調査対象施設を増やして放射化の実態の調査（放射能測定、発生中性子量測定等）を行うことで、放射化／非放射化の領域を明確化する。廃止措置時に大きな重量を占めることになる大型電磁石を中心として、稼働中の加速器の放射化状況の調査結果から、廃止時における放射化量の推定を行えるようにする。

(2) 大型電磁石等の放射化調査

使用を終えた大型電磁石金属のコアボーリング調査により内部の放射能分布の特徴を明らかにした上で、最終的には、コンクリートと同様にサーベイメータ等を用いた廃止時の簡便な定量評価方法の確立を行う。

(3) 放射化分布のイメージングの検討

放射化物測定のための技術要素が明確になったことから、放射化評価の妥当性を補足するイメージング手法による放射能分布の計測・確認の評価も実施する。とくに、放射化物表面の線量率のマッピングを行うとともに、共存する放射性核種毎の分布も明らかにするための技術的検討を進める。

加速器施設の廃止措置において、加速器電磁石等の金属部の測定評価を効率化するために、放射線イメージング技術による放射化分布のイメージング手法の確立を行う。実際に放射化電磁石を用いて、核種毎の分布や放射能定量等を実施する。核種毎の分布や放射能定量等を実施する。

(4) 測定評価マニュアルの作成

実際に廃止を行う際に、加速器施設の放射化／非放射化の領域分け(これまでの調査分を含む)及び放射化測定・評価手法についての結果をもとに、測定評価マニュアルを作成するうえでの項目を整理する。

1-2 研究実施体制

(1) 研究体制

研究体制を図1-1に示す。研究検討委員会は、本研究の方針、得られた研究成果の取りまとめについての指導助言を行う。研究活動は高エネルギー加速器研究機構職員が参加して行うことにしている。

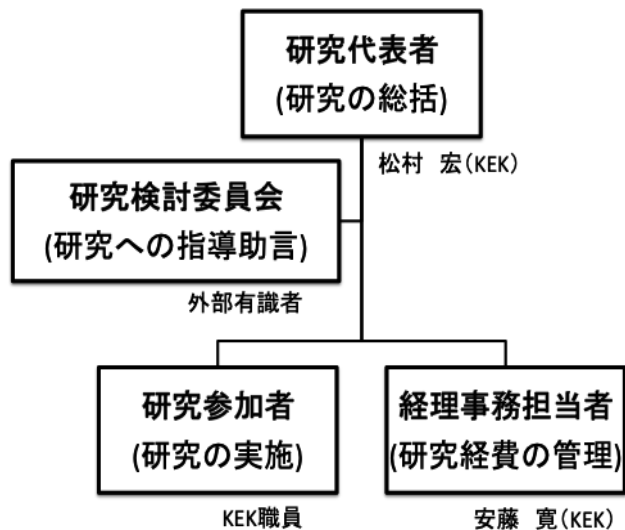


図1-1 研究体制

(2) 研究検討委員会

研究検討委員会の構成を表1-1に示す。委員は関係学会に所属し活動しており、加速器の放

射線安全に関する様々な研究活動を進めている方々である。

表 1-1 研究検討委員会委員

氏名	協力内容	所属機関及び現在の専門	職名
上蓑義朋	研究計画、成果報告等助言	日本アイソトープ協会	理事
渡部浩司	研究計画、成果報告等助言	東北大学	教授
大越 実	研究計画、成果報告等助言	日本アイソトープ協会	理事
米内俊祐	研究計画、成果報告等助言	量子科学技術研究開発機構	チームリーダー
榮 武二	研究計画、成果報告等助言	筑波大学	教授
想田 光	研究計画、成果報告等助言	山形大学	准教授
松田規宏	研究計画、成果報告等助言	原子力研究開発機構	研究員
藤淵俊王	研究計画、成果報告等助言	九州大学	教授

(3) 研究参加者

研究代表者の松村宏のもとに、実際に研究に従事する研究参加者を表 1-2 に示す。

表 1-2 研究参加者

氏 名	参加内容	所属機関及び専門分野	職 名
三浦 太一	研究全般（特に放射化測定）	高エネルギー加速器研究機構 核・放射化学	研究員
吉田 剛	研究全般（特にイメージング）	高エネルギー加速器研究機構 核・放射化学	助教
豊田 晃弘	研究全般（特に中性子・ γ 線測定）	高エネルギー加速器研究機構 核・放射化学	技師
別所光太郎	研究全般（特に放射化測定）	高エネルギー加速器研究機構 放射・分析化学	准教授
中村 一	研究全般（特に中性子・ γ 線測定）	高エネルギー加速器研究機構 放射線計測	前任技師
西川 功一	研究全般（特に放射化測定）	高エネルギー加速器研究機構 放射線計測	特別技術職
榑本和義	研究全般（特に中性子・ γ 線測定）	高エネルギー加速器研究機構 核・放射・分析化学	研究員

(4) 若手人材育成

若手人材育成として、本研究機構助教 吉田 剛をあて、放射化調査やイメージング技術の開発等研究の重点課題に取り組み、研究推進のリーダーシップを発揮することになっている。

第2章 2019年度および2020年度研究の概要

2-1 2019年度実施状況

図 2-1 に 2019 年度の実施状況を示した。7 月に研究検討委員会で 2019 年度の研究方針について承認を受けた。また、翌年 1 月に研究検討委員会で研究成果について報告を行うとともに、測定評価マニュアルの編集方針を決定した。



図 2-1 2019 年度研究実施状況

2-2 2019 年度成果概要

(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化

陽子線治療施設の放射化調査による放射化／非放射化区分の明確化のため、サイクロトロンを用いる陽子線治療施設として、相澤病院陽子線治療センター（長野県松本市）、シンクロトロンを用いる陽子線治療施設として、メディポリス国際陽子線治療センター（鹿児島県指宿市）の調査を行った。調査内容は、中性子線量計による運転時の中性子発生状況の測定、 γ 線サーベイメータおよびスペクトロメータによる運転終了直後の加速器およびその周辺の放射化状況調査であり、シンクロトロンおよびサイクロトロンの場合の粒子線施設の放射化状況の把握を行うことができた。

(2) 非汚染・非放射化の評価手順の検討

放射化した電磁石等の放射能分布やサーベイメータの線量率指示値と放射能の関係を調べ、評価手順の検討のための基礎データとするため、数種の電磁石線量測定、イメージング測定を行った。それらの電磁石ヨークやコイルからコア抜きによる試料採取を行い、放射能分析を実施した。また、加速器施設での放射化イメージング測定の可能性を検討するため、運転終了直後の粒子線治療施設で測定を実施し、複数の放射性核種の強度と空間分布の状況を把握できることを確認できた。

(3) 測定評価マニュアルの作成

研究評価委員会でマニュアルの編集方針と掲載すべき内容について検討を行った。2017-2018年度の成果も含め4ヶ年の研究成果をもとに、加速器施設の廃止措置時の放射化の評価方法や取り扱いなどを中心にまとめることとなった。

2-3 2020 年度実施状況

研究実施状況を図 2-2 に示した。6月にGe検出器を装備したコンプトンカメラを用いた放射化電磁石のイメージング調査を、高エネルギー加速器研究機構内において実施した。サイクロトロンの放射化調査として、6月に日本アイソトープ協会仁科記念サイクロトロンセンターの予備調査

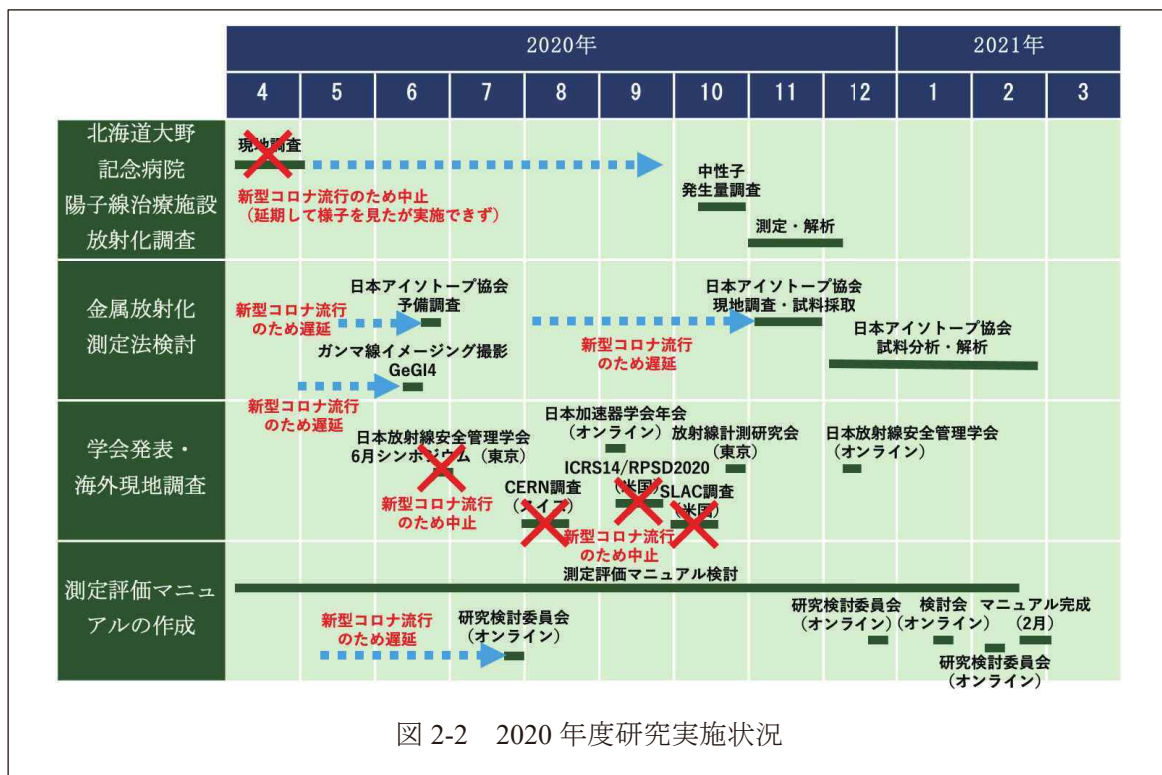


図 2-2 2020 年度研究実施状況

とサイクロトロン本体の調査日程打合せを実施した。11月に、放射化測定ならびに鉄ヨークのコア抜き作業を実施した。採取した試料の切断および放射能測定は1月まで継続した。粒子線治療施設の調査として、北海道大野記念病院のシンクロサイクロトロンの測定は、病院の協力により、10月に線量計を送付し、11月まで2回に分けて測定を行った。また、多くの研究発表は中止を余儀なくされたが、一部は、国内学会での研究発表並びに意見交換を行った。海外の加速器施設の放射化物のクリアランスの進め方の調査は、文献やメールで情報収集を行った。

また、研究検討委員会を以下のように3回実施した。

第1回は2020年7月30日(木)に規制庁からの参加、協力も得て、リモート会議で実施し、主にマニュアルの章立て、執筆スケジュール、査読分担について決定した。

第2回は2020年12月25日(金)に規制庁からの参加、協力も得て、リモート会議で実施した。粒子線治療施設のアンケート結果、北海道大野記念病院の測定結果、日本アイソトープ協会仁科サイクロトロンセンターでの測定などの報告を行った後、マニュアルの内容について検討を行った。

第3回は2021年2月9日(金)に委員及びPOの参加によりリモート会議で実施し、マニュアルの内容等について検討を行った。

その間、測定評価マニュアルの記載内容について、規制庁との打ち合わせを8月19日(水)および2021年1月21日にリモート会議で実施した。

2-4 2020 年度成果概要

(1) 加速器施設の放射化／非放射化区分の明確化

シンクロサイクロトロンタイプの調査を北海道大野記念病院で行った。新型コロナウイルスの影響で現地入りしての調査ができず、病院職員に検出器設置を依頼して中性子発生量を測定した。その結果、シンクロサイクロトロン本体室はサイクロトロンの場合と同様、デグレーダによってエネルギーを調整していることから中性子の発生があることを確認した。また、ガントリー室、照射室での中性子発生は非常に少ないことが分かった。

(2) 非放射化の評価手順の検討

2020 年度は金属の評価手順の検討のための電磁石等の放射化調査と放射化イメージングの研究を行った。実際のサイクロトロン施設で放射化した電磁石の放射能分布やサーベイメータの線量率指示値と放射能の関係を調べるために、日本アイソトープ協会滝沢研究所のサイクロトロンをモデルケースとした分析を行った。また、放射化イメージング研究においては、Ge 検出器を使ったコンプトンカメラを使用して、放射性核種の同定と、その核種の空間分布の測定可能性を検討し、放射化物測定に適した性能を有していることを確認した。

(3) 測定評価マニュアルの作成

研究評価委員会で内容を確認しつつ、2017-2020 年度の 4 ヶ年の研究成果をもとに、加速器施設の廃止措置時の放射化の評価方法や取り扱いなどを中心にまとめた。

以下の各章では、上記研究の成果を報告する。

第3章 粒子線治療施設—加速器施設の放射化／非放射化の明確化

3-1 はじめに

本安全研究では、シンクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として筑波大学陽子線医学利用研究センター、メディポリス国際陽子線治療センター、サイクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として国立がん研究センター東病院、相澤病院陽子線治療センター、シンクロサイクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として北海道大野記念病院、重粒子線治療施設の例として群馬大学重粒子線医学研究センターを調査してきた。2020年度は、昨年度調査ができなかった北海道大野記念病院の調査を行った。また、上記の調査が、国内の粒子線治療施設の利用状況を反映できていることを確認する目的で、国内で稼働している23の粒子線治療施設に対してアンケート調査を実施し、18施設から回答を得ることができた。以下に、今年度の調査結果を紹介する。

3-2 アンケート調査

(1) 調査概要

我が国では粒子線治療施設が全国各地に設置されてきており、2020年8月現在23施設となっている。そこで、放射線安全研究の一環として、これらの粒子線治療施設において、どのような加速器がどのように利用されているかを把握する目的でアンケート調査を実施することにした。全国の23の粒子線治療施設に対し、添付のアンケート用紙を2020年8月に配布し、18施設から回答を得た。内訳は重粒子線＋陽子線共用1施設、重粒子線3施設、陽子線（サイクロトロン）4施設、陽子線（シンクロトロン）9施設、陽子線（シンクロサイクロトロン）2施設であり、全てのタイプを網羅することができたと考えている。

(2) 調査結果

今回、アンケートに回答いただいた施設では、治療が始まって間がないところから定常的な治療を行っているところまでであった。更に、照射方法についての技術の進展が著しく、施設毎に

多くの工夫がなされている状況であることも分かった。以下に、重粒子線、陽子線を用いた施設についての平均的な利用状況をまとめた。

1) 重粒子線治療施設 (3 施設+1 共用施設)

全てシンクロトロンを用いており、加速粒子は炭素イオン、加速エネルギーは 430 MeV までを利用している。陽子線との共用施設でのみは加速エネルギー375 MeV と若干低いエネルギーとなっている。治療に利用される年間の運転日数は 200~240 日である。

照射方法としては、拡大ビーム方式 (ワブラー法) およびスキヤニング方式を利用している施設がそれぞれ 2 施設であった。患者への照射線量は 2 Gy/分のビームを用いて 1 回あたり 1~2Gy (RBE で 4-5 Gy)である。

2) 陽子線治療施設 (14 施設+1 共用施設)

シンクロトロン、サイクロトロン、シンクロサイクロトロンを用いており、それぞれについて以下にまとめる。加速粒子は陽子、加速エネルギーは 200~230 MeV である。

(a)シンクロトロン施設 (8 施設+1 共用施設)

加速粒子は陽子、加速エネルギーは 200~230 MeV で、シンクロトロンでエネルギーを調整しており、治療には 70~230 MeV を利用している。エネルギーの調整は 150、210MeV といったようにおおまかに 2~3 区分程度から、さらに細かくエネルギーを変えているところがある。治療に利用される年間の運転日数は 200~240 日である。シンクロトロン出口からガントリー入口での陽子ビームの最大電流は 10 nA 程度である。患者への治療時の電流は 1 nA 程度、照射線量は 1.5~2 Gy/分程度、治療線量は 1 回あたり 2.5 Gy 程度となっている。

拡大ビーム方式では、ワブラー法 4 施設、二重散乱体法 1 施設、ユニフォームスキヤニング 1 施設となっている。スキヤニング方式は 4 施設で利用されており、スポットスキヤニング方式 3 施設、ラスタースキヤニング 1 施設となっている。

(b)サイクロトロン施設 (4 施設)

加速器は 1 種類のみで、陽子加速エネルギーは 230 MeV の固定エネルギーとなっている。エネルギーはデグレーダ (3 施設はシングルウェッジタイプ、1 施設はシリンダータイプ) を利用して減速させ、70~230 MeV を利用している。拡大ビーム方式での照射の場合、サイクロトロン出口での陽子ビーム電流は 70~250 nA 程度、ガントリー入口、照射孔出口で 6~21 nA 程度であり、患者への照射線量は 2~8 Gy/分程度、治療線量は 1 回あたり 3 Gy 程度となつて

いる。スキヤニング方式ではサイクロトロン出口での陽子ビーム電流は5～70 nA程度、ガントリー入口、照射孔出口で0.5～10.5 nA程度であり、患者へ照射線量は1～2.5 Gy/分程度、治療線量は1回あたり1.8～3 Gy程度となっている。

拡大ビーム方式の場合はワブラー法4施設で、そのうち1施設が二重散乱体法も併用している。スキヤニング方式ではラインスキヤニング法が採用されている。

(c) シンクロサイクロトロン施設 (2施設)

加速器は1種類のみで、陽子加速エネルギーは230 MeVとなっている。回転式デグレーダでエネルギーを調整している。照射方式はスキヤニング方式のみである。サイクロトロン出口での陽子ビーム電流は10 nA程度、ガントリー入口10 nA程度、照射孔出口で1 nA程度であり、患者への照射線量は0.5～0.7 Gy/分程度、治療線量は1回あたり2.3～3.2 Gy程度となっている。

患者治療の条件として、1回照射毎の照射線量はほぼ定まっている。ただ、陽子線治療では加速器出口でのビーム電流値がサイクロトロンの場合に比べてシンクロトロンの場合には1桁低くなっている。また、同じサイクロトロンでも照射方法が拡大ビーム方式の方がスキヤニング方式に比べて加速器からのビーム電流値が1桁程度低くなることが分かった。加速器出口のビーム電流値に比べて、治療室での患者に照射される際のビーム電流値は1～2桁低くなるようであった。また、シンクロサイクロトロンではサイクロトロンに比べて、加速器出口でのビーム電流値が低いように思われる。

以上の結果をもとに、施設毎の放射化状況を考えるには、加速器の種類で区分することが必要であり。その上で、放射化を推定するには、患者ごとの平均的治療回数から、運転時間を見積もり、月間や年間あたりの総治療時間数を求め、放射化に寄与する中性子発生数を求めていくことがいいのではないと思われる。その際、各室での中性子発生数に振り分けるには、加速器室、ガントリー室、治療室でのビーム電流をモニターしておくことで、ビームロス割合を把握しておくことも必要になると考えられる。また、QC/QAの際の運転時間については、患者数に関係なく、施設毎に典型的な運転パターンを定めることができると考えられる。

3-3 シンクロサイクロトロンを用いる陽子線治療施設の調査—北海道大野記念病院札幌高機能放射線治療センター

(1) 施設概要

北海道大野記念病院の協力を得て調査を実施することになっていたが、コロナ禍のために現地調査は断念し、中性子線量計を送付し、病院スタッフの協力を得て、線量計の設置回収を行った。

北海道大野記念病院札幌高機能放射線治療センターは2019年11月治療開始、12月保険診療開始となった施設である。治療装置はIBA社製 Proteus One（超電導シンクロサイクロトロン、陽子線エネルギー230 MeV、ペンシルベリアムスキャンニング）である。施設概要を図3-1に示した。テニスコート程度の面積に加速器、回転ガントリー、照射室等が1列に配置されている。サイクロトロン室は6 m×5 m、高さは4 m弱と非常にコンパクトな設計となっている。加速エネルギーは230 MeVであり、治療室に至るビームラインの途中に設置されたデグレーダで照射時のビームエネルギーを調整している。回転ガントリーは1台で、患者への照射ポートも1門である。スキャンニング方式による治療のみを行っている。

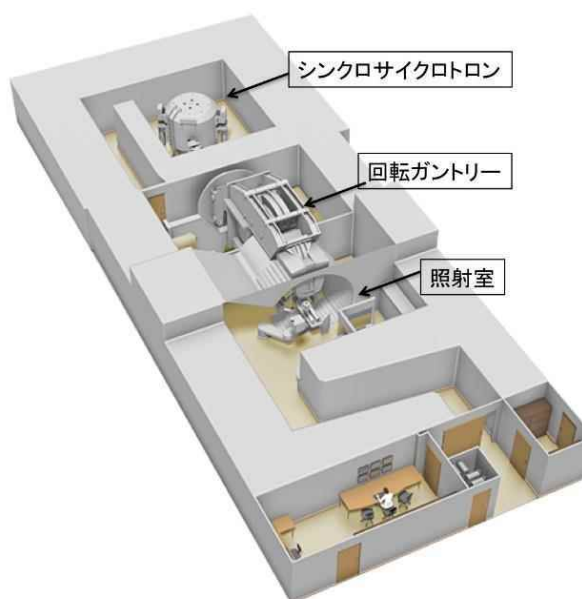


図3-1 施設概念図

(引用： https://jp.medical.canon/products/rt/protetus_one)

(2) 運転中の中性子フルエンスの測定

廃止時において、加速器室内の放射化として最も考慮すべきことは、建屋や周辺部の熱中性子による放射化である。そこで、運転中の中性子発生量を以下の3種類の線量計、すなわち(i) 金箔を用いる放射化検出器、(ii) CR-39 を用いた固体飛跡検出器および(iii)中性子検出用 TLD をターゲット周辺や発生装置室内に設置し、運転中の中性子フルエンスを測定した。

1) 金箔を用いる放射化検出器

検出器セット：1ヶ所につき2枚の金箔（直径6 mm、厚さ20 μm、質量約10 mg）を用いた。熱中性子フルエンス率の算出のため、2枚の金箔のうち1枚はカドミウム箔（厚さ1 mm、10 mm×10 mm）で挟み込んだ。

設置方法：ポリ袋（厚さ0.04 mm）をシーラーで2つに区分けして、それぞれに裸の金箔とCd板で挟んだ金箔を入れる。それを、壁、床、本体等にテープで貼りつける。

測定方法：基準となる金箔中に生成した¹⁹⁸Au放射能はGe検出器(GC2518、ミリオンテクノロジー・キャンベラ)を用い、検出効率は効率計算ソフトウェア ISOCS 4.2（ミリオンテクノロジー・キャンベラ）を使用して、放射能を求めた。基準とする金箔とともに、全ての金箔は同時にイメージングプレート(BAS-MS 2025,富士写真フイルム)に密着したのち、イメージリーダー（Typhoon FLA7000、GEヘルスケア）を用いて個々の発光強度を求め、¹⁹⁸Auの放射能に換算した。解析ソフトウェアはImage Quant TL V7.0（GE製）を用いた。

2) 固体飛跡検出器 CR-39

固体飛跡検出器 CR-39:長瀬ランドウア社のルミネスバッジ（中性子検出器付）を使用した。

測定原理：速中性子(100 keV～10 MeV)は、CR-39の前面にポリエチレン板を置き、発生する反跳陽子がCR-39で飛跡をつくることを利用して検出する。一方、熱中性子(<0.5 eV)はCR-39の前面にホウ素入りポリエチレンを置いて、¹⁰B(n,α)⁷Liで発生したα粒子の飛

中性子線用素子(模擬図)

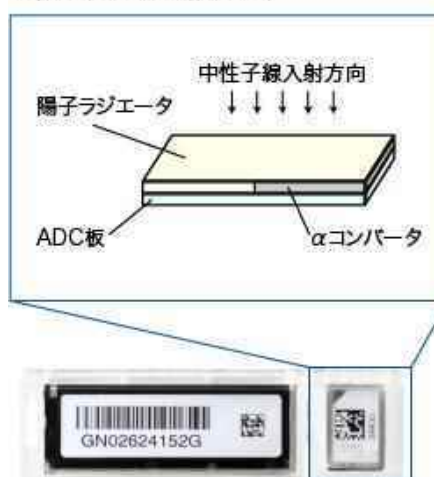


図 3-2 ルミネスバッジ (引用 : <https://www.nagase-landauer.co.jp/luminess/others.html>)

跡から求める。中性子線量 (mSv) を求めることができるものである。今回は、飛跡数の情報 mSv を計算した上で、熱中性子フルエンスに換算した図 3-2 は線量計を示している。線量計の右部分に CR-39 の素子が入っている。

3) 中性子検出用熱蛍光線量計(TLD)

検出素子は UD813PQ4(Panasonic)を TLD リーダーは UD-7900M を使用した。この TLD はガ

ンマ線と中性子に感度のある蛍光 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ とガンマ線に感度があり中性子に感度のない蛍光体 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ をそれぞれ 2 個ずつ組み合わせてあり、図 3-3 は素子を引き出した状態の TLD である。測定点に 0.5mm 厚のカドミウム箔で覆った TLD と裸の TLD を設置し、二つの TLD の読取値の差を取ることによってガンマ線と熱外中性子の影響を取り除き、熱中性子の寄与を求める。読み取った値と熱中性子フルエンスの関係は KEK の熱中性子標準場で校正して求めている。



図 3-3 TLD

(3) 線量計設置状況

加速器本体室：金箔、TLD、CR-39 を 1 日設置 (10/14 16:49-10/15 11:41)

金箔を除く TLD と CR-39 をガントリー室、照射室：26 日間設置 (1 箇所 No.14 のみ 21 日間)
設置位置は図 3-4 と表 3-1 に示す。

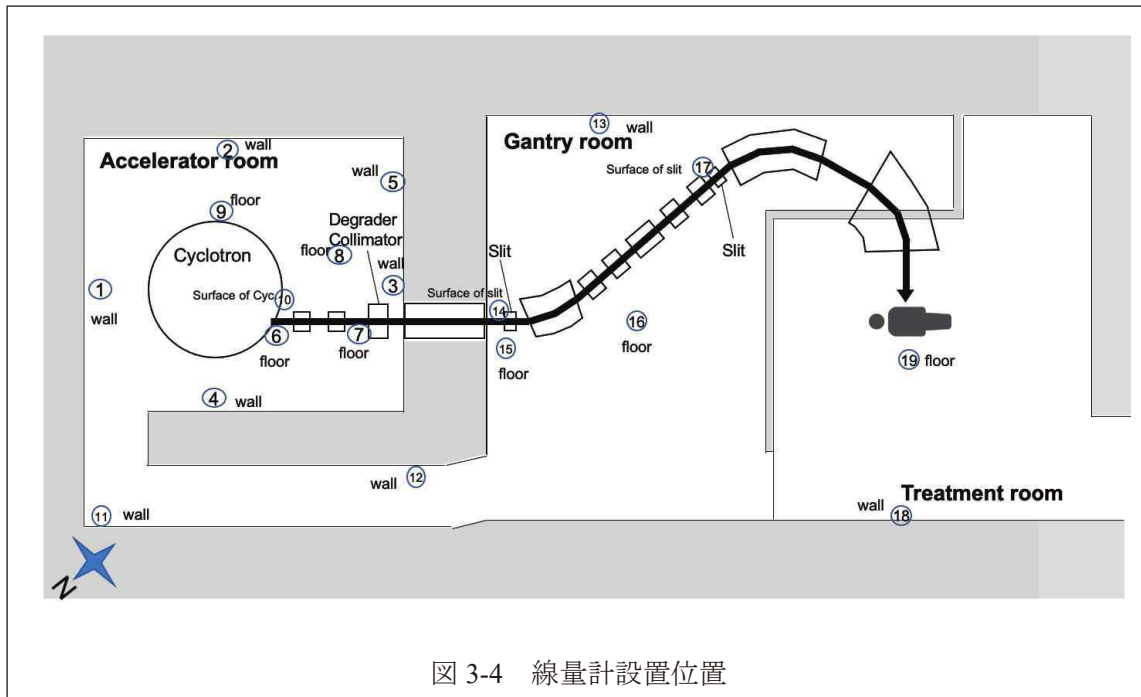


図 3-4 線量計設置位置

表 3-1 線量計設置場所

設置番号	設置場所
1	加速器室 北東壁面 ビームライン高さ
2	加速器室 南東壁面 ビームライン高さ
3	加速器室 南西壁面 ビームライン高さ ビームライン近く
4	加速器室 北西壁面 ビームライン高さ
5	加速器室 南西壁面 ビームライン高さ (2側の壁から1m)
6	加速器室 サイクロトロン出射部下 床面
7	加速器室 デグレーダコリメータ下 床面
8	加速器室 南側床面 デグレダコリメータから離して
9	加速器室 サイクロトロン南東側下床面
10	加速器室 サイクロトロン表面 (出射部近く)
11	加速器室への廊下 北西角壁
12	加速器室からガントリー室への入口壁
13	ガントリー室 南東側壁 前回同様
14	ガントリー室 ダイバージェンススリット(上流側) 表面
15	ガントリー室 スリット下床面
16	ガントリー室 ガントリー下床面
17	ガントリー室 モーメンタムスリット (下流側) 表面
18	治療室 北西側壁
19	治療室 ベッド下

(4) 測定結果

1) 加速器本体室 (1日設置)

1日間設置時の正味の運転時間を59分として、3つの測定方法で熱中性子フルエンス率を求めた結果を表3-2、図3-5に示す。

表 3-2 3種の測定手法により得られた熱中性子フルエンス率 ($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$) の比較

番号	設置場所	金箔	TLD	CR39
1	北東壁面	3.64E+04	2.69E+04	5.90E+04
2	南東壁面	4.28E+04	2.29E+04	4.97E+04
3	南西壁面	4.63E+04	3.77E+04	8.05E+04
4	北西壁面	5.59E+04	3.81E+04	1.08E+05
5	2側の壁から1m	4.74E+04	3.22E+04	7.60E+04
6	出射部下 床面	5.85E+04	4.18E+04	1.16E+05
7	コリメーター下 床面	8.24E+04	5.33E+04	1.32E+05
8	南側床面	5.59E+04	4.11E+04	1.04E+05
9	南東側下床面	3.08E+04	2.12E+04	5.23E+04
10	サイクロトロン表面 (出射部近く)	3.94E+04	3.34E+04	1.79E+05

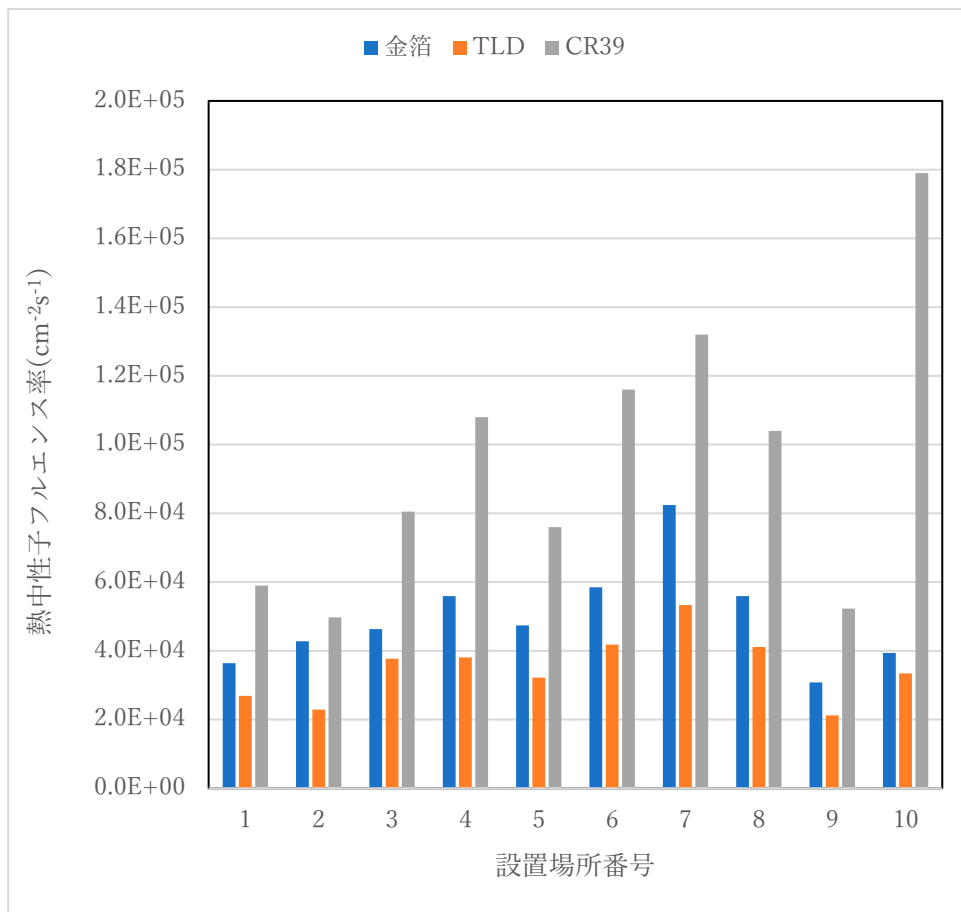


図 3-5 3種の測定法により得られた熱中性子フルエンス率の比較

中性子の強度分布の傾向は似ているが CR39 は他の二つの測定方法と比較すると高くなっている。CR39 は測定可能なレンジが他の測定方法と比べると狭く、この場合は設置場所 1,2,5,9 だけが測定範囲だったが、他の場所もピット数から算出している。設置場所 10 は特に CR39 の値が高くなっているが、ここはサイクロトロンで速中性子が 162.5mSv で、金箔によるフルエンス率がほぼ同じ設置場所 10 での速中性子は 27.5mSv だったことから速中性子の影響を受けていることがわかる。

2) ガントリー室、照射室

設置番号 14 を除く 11-19 は 2020/10/9 18:00 から 11/4 16:00 までの 26 日間 (2239200 秒)。

設置番号 14 は 2020/10/14 16:00 から 11/4 16:00 までの 21 日間 (1814400 秒)。

この間の運転は、治療照射・QA 照射・確認用ビーム照射 (患者位置までビームが届くもの) の運転時間 841 分 (50456 秒)。この運転時間の内、治療照射が 276 分、確認照射が 565 分である。ただし、設置場所番号 14 については運転時間 648 分 (38858 秒) となっている。

TLD および CR-39 で熱中性子フルエンス率を求めた結果を表 3-3 に示す。

表 3-3 ガントリー室、照射室での TLD および CR-39 による熱中性子フルエンス率測定結果

番号	設置場所	熱中性子フルエンス率 (cm ⁻² s ⁻¹)		CR39/TLD
		TLD	CR39	
11	加速器室への廊下 北西角壁	1.93E+04	1.73E+04	0.9
12	加速器室からガントリー室への入口壁	1.04E+03	2.02E+03	1.9
13	ガントリー室 南東側壁	1.41E+02	6.10E+02	4.3
14	ガントリー室 ダイバージェンススリット(上流側) 表面	5.71E+02	4.79E+04	83.9
15	ガントリー室 スリット下床面	2.26E+02	6.96E+02	3.1
16	ガントリー室 ガントリー下床面	8.82E+01	1.81E+02	2.0
17	ガントリー室 モーメンタムスリット (下流側) 表面	測定不能	8.56E+03	-
18	治療室 北西側壁	1.37E+02	4.20E+03	30.7
19	治療室 ベッド下	9.31E+01	3.77E+02	4.0

設置場所 14 番で CR39 が TLD より 84 倍大きくなっているが、速中性子の値が 408mSv と他の場所より高かった場所である。その他 11 番 67.9 mSv、17 番 96.4mSv、18 番 47.8mSv と速中性子が高かった。一般に、速中性子の線量が高いところでは、は TLD より CR39 が高くなっている。

以上より、熱中性子フルエンス率は加速器室内で運転時に $5 \times 10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ となることが分かった。また、ガントリー室では $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであり、照射室ではさらに低くなっていた。シンクロサイクロトンの場合も、加速器室内にデグレーダが設置されており、加速エネルギーを治療に必要なエネルギーまで下げており、中性子発生の原因となっていることが確認できた。

3-4 粒子線治療施設の放射化区分

以下に、シンクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として筑波大学陽子線医学利用研究センター、メディポリス国際陽子線治療センター、サイクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として国立がん研究センター東病院、相澤病院陽子線治療センター、シンクロサイクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として北海道大野記念病院、重粒子線治療施設の例として群馬大学重粒子線医学研究センターについての調査結果をもとに粒子線治療施設の放射化／非放射化領域の調査結果をまとめた。

(1) サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設

1) コンクリート

運転中の平均中性子フルエンス率の測定結果から、30 年間の運転後に廃止する際の建屋コンクリートの放射化を見積もった結果、ガントリー室及び治療室は放射化を考慮しなくてよいレベルであることがわかった。しかし、加速器室ではデグレーダの周辺部において、クリアランスレベルに近い放射化が想定された。

2) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転停止直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビームロスが認められる部位を特定することができる。国内の数施設にて、運転停止直後に LaBr₃ 検出器によるγ線スペクトロメトリを行った結果では、SUS 製のビームダクトやビームライン構成物からは、⁴⁸V、⁵¹Cr、⁵²Mn、⁵⁴Mn、⁵⁶Co、⁵⁷Co、⁵⁸Co といった、半減期 1 年未満の核種の生成が確認された。ベリリウムや炭素、アルミニウムといった軽元素で構成さ

れるデグレーダは、最も放射化が顕著であった。したがって、ビームの直撃を受ける部材については、放射化対象として扱う。

しかし、ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などのうち、加速器室に設置されているものについては、放射化の可能性は低い、放射化しているものとして取り扱う。

ガントリー室及び治療室に設置されているものについては、放射化していないと判断される。また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドラインに従う。

（2）シンクロトロンが設置された陽子線治療施設

1) コンクリート

加速器室、ガントリー室及び治療室ともに放射化していないと判断される。

2) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転停止直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビームロスが認められる部位を特定することができる。主な生成核種は、ビームラインの物量の多くを占める SUS では、サイクロトロン、シンクロサイクロトロンと同じく、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co といった、半減期 1 年未満の核種である。放射線測定により、バックグラウンド以上の線量率が認められた部材に対しては、放射化対象として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などは放射化していないと判断される。また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドラインに従う。

（3）重粒子線治療施設

1) コンクリート

加速器室、ガントリー室及び治療室ともに放射化していないと判断される。

2) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転停止直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビームロスが認められる部位を特定することができる。主な生成核種は、ビームライン

の物量の多くを占める SUS では、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co といった、半減期 1 年未満の核種が検出されたが、生成量は陽子線治療施設と比べて少ない。放射線イメージング装置による撮影も放射化部位の特定には有効である。放射線測定により、バックグラウンド以上の線量率が認められた部材に対しては、放射化対象として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などは、放射化していないと判断される。

また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドラインに従う。

第4章 大型電磁石等の放射化調査

4-1 はじめに


2017 から 2018 年度の研究により、加速器施設の廃止の際に発生廃棄物量として大きな割合を占める建屋コンクリートの放射化評価について、測定手法の検討を進め、実際の施設廃止の際に活用について道筋を示すことができた。

2019 年度からは、加速器施設の廃止の際にコンクリートとともに大量の廃棄物量となる金属の放射化評価手法の検討を行ってきた。昨年度は、2006 年 3 月より運転を停止している高エネルギー加速器研究機構 12 GeV 陽子シンクロトロン of ビームライン電磁石を対象とし、ヨークやコイル、ダクト等の金属部品のコアボーリング調査により、電磁石内部の生成核種と放射能分布の特徴を明らかにした。今年度は、今後施設の廃止が予想されている PET サイクロトロンを対象とした放射化調査を行い、線量率より生成放射能を定量する手法について検討することにした。

4-2 調査施設の概要

日本アイソトープ協会
仁科記念サイクロトロン
サイクロトロンセンター(NMCC)を調査施設とした。施設には、PET 薬剤製造用の RI 製造を目的としたサイクロトロンが 1990 年に設置され、1993 年 4 月から本格的運用を開始している。26 年間の運転が行われ、2019 年 2 月に運用を終了した。放射能調査は 2020 年 11 月に実施した。その間、年間 100 時

表 4-1 NMCC 設置の PET サイクロトロンの概要

メーカー	島津製作所
型式	MCY-1750
外観	
加速エネルギー	p 16.9MeV d 8.3 MeV
電流	50 μ A (通常、ターゲットへは 20 μ A 程度で照射)

間程度が PET 核種の製造に用いられてきた。表 4-1 にサイクロトロン概要を示す。陽子は 16.9MeV まで加速され、デフレクタによってサイクロ本体外に設置されたターゲットホルダーに導かれる。主な製造核種は ^{18}F 、 ^{11}C であった。

4-2 線量率から放射化金属中の放射能定量に向けた実地調査

(1) 鉄ヨーク及び加速器金属部品表面の線量率測定

サイクロトロン本体重量の約 8 割以上となる 16 トンを占める鉄ヨークを主対象とした。上下の横ヨークは長さ 1.88 m、幅 1.0 m、厚さ 0.34 m の直方体、左右の縦ヨークは高さ 0.46 m、幅 1.0 m、厚さ 0.34 m である。測定に当たって、周辺の配管、ケーブル、真空ポンプおよび内部の真空容器、デフレクタ等は取り外し、セクターマグネット、電磁石コイルが残った状態とした。ヨーク表面には 10 cm メッシュで測定を行えるように、マーキングを行った。

表面線量率の測定は、測定面以外からの放射線を遮蔽するため厚さ 4.5cm の鉛遮蔽体で周囲を囲んだ CsI サーベイメータ(T-SP2 特別仕様)を用いた。CsI サーベイメータで測定した箇所のうち 20 点について、厚さ 6.5 cm の鉛遮蔽を施した CeBr_3 検出器による γ 線スペクトロメトリを行い、表面近傍の放射能濃度を求めた。得られた放射能濃度は、2019 年度に、 ^{60}Co 濃度既知で、 ^{60}Co を均一に含む原子炉材再利用鉄ブロック (縦 1 m、横 1 m、厚さ 0.5 m) を測定して求めた、正味の線量率と ^{60}Co 放射能の換算係数 2.0 (Bq/g)/($\mu\text{Sv/h}$)を用いて、CsI サーベイメータの線量率から求めた放射能濃度と良く一致することを確認した。

ヨーク西側についての結果を図 4-1 に、ヨーク上側についての結果を図 4-2 に示す。ヨーク西側は中央に真空箱を設置するための開口部があり、その周辺部の放射能濃度が高かった。一方で、ヨーク上側は、ほぼ均一な放射能分布を示した。

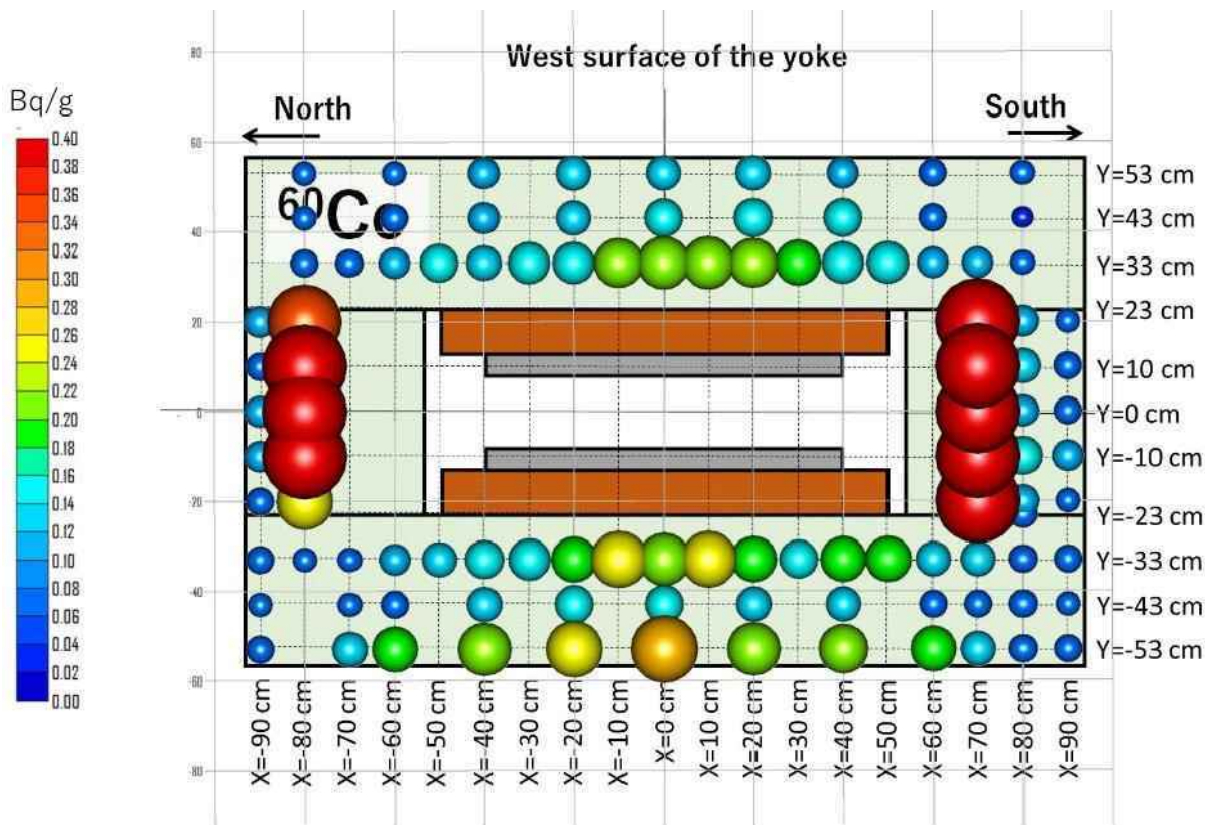


図 4-1 ヨーク西側の表層部 ^{60}Co 放射能濃度分布 (正味表面線量率分布より算定)

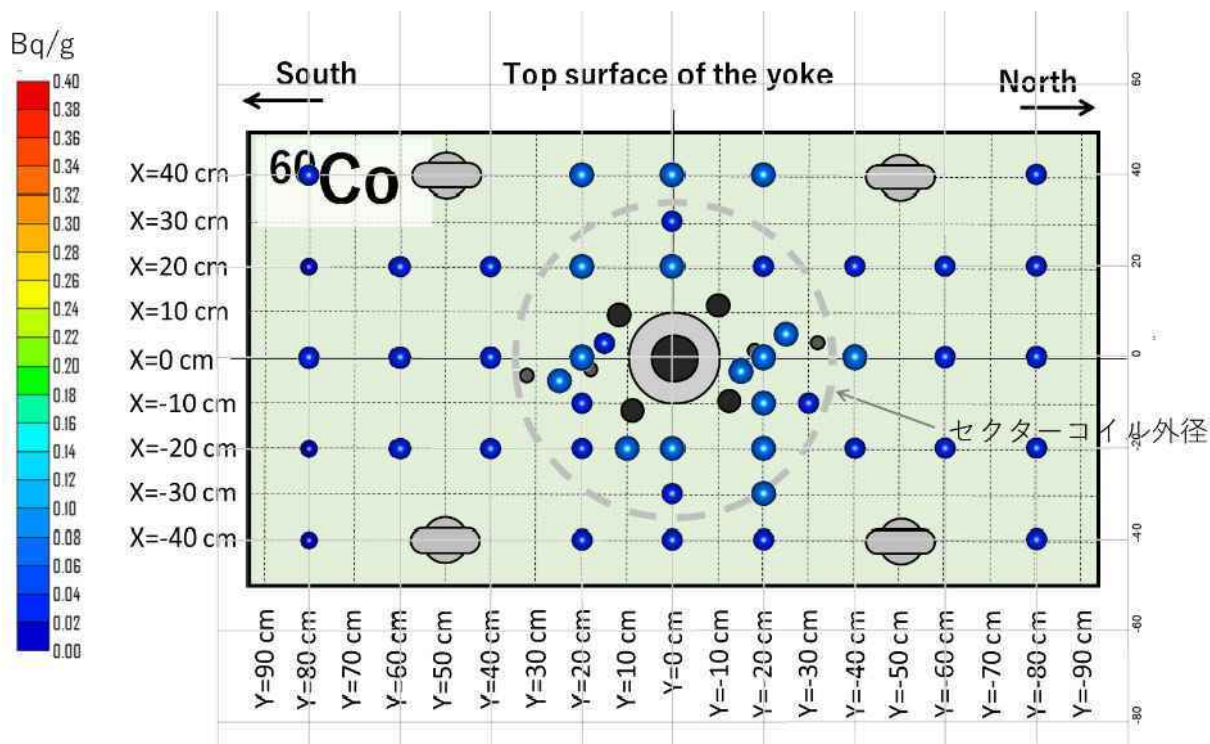


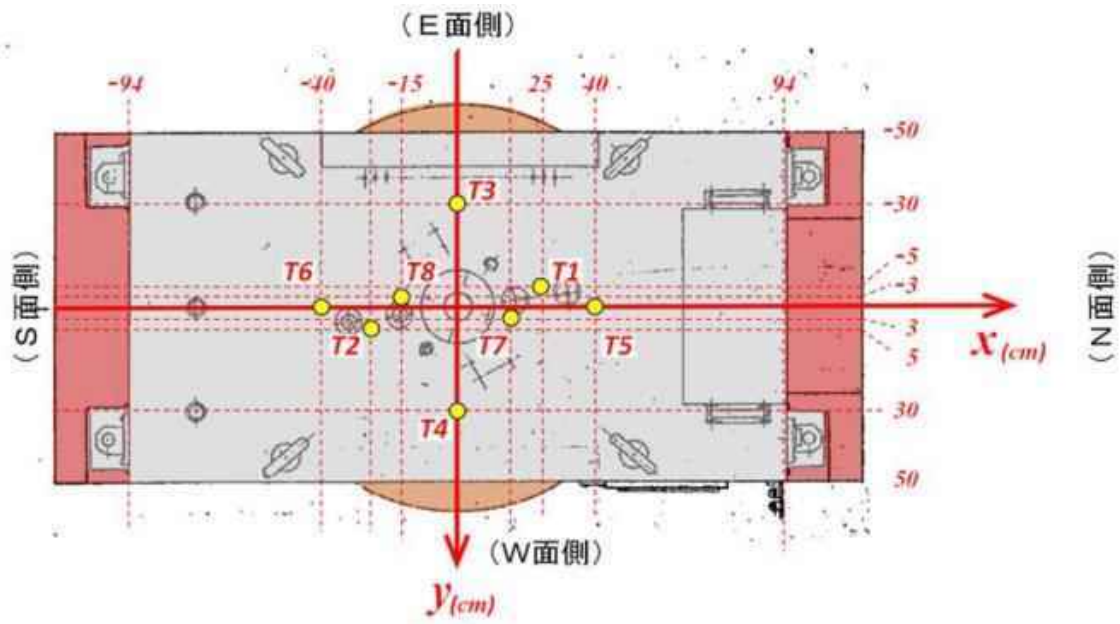
図 4-2 ヨーク上側の表層部 ^{60}Co 放射能濃度分布 (正味表面線量率分布より算定)

(2) コアボーリングでの試料採取による放射能深度分布の導出

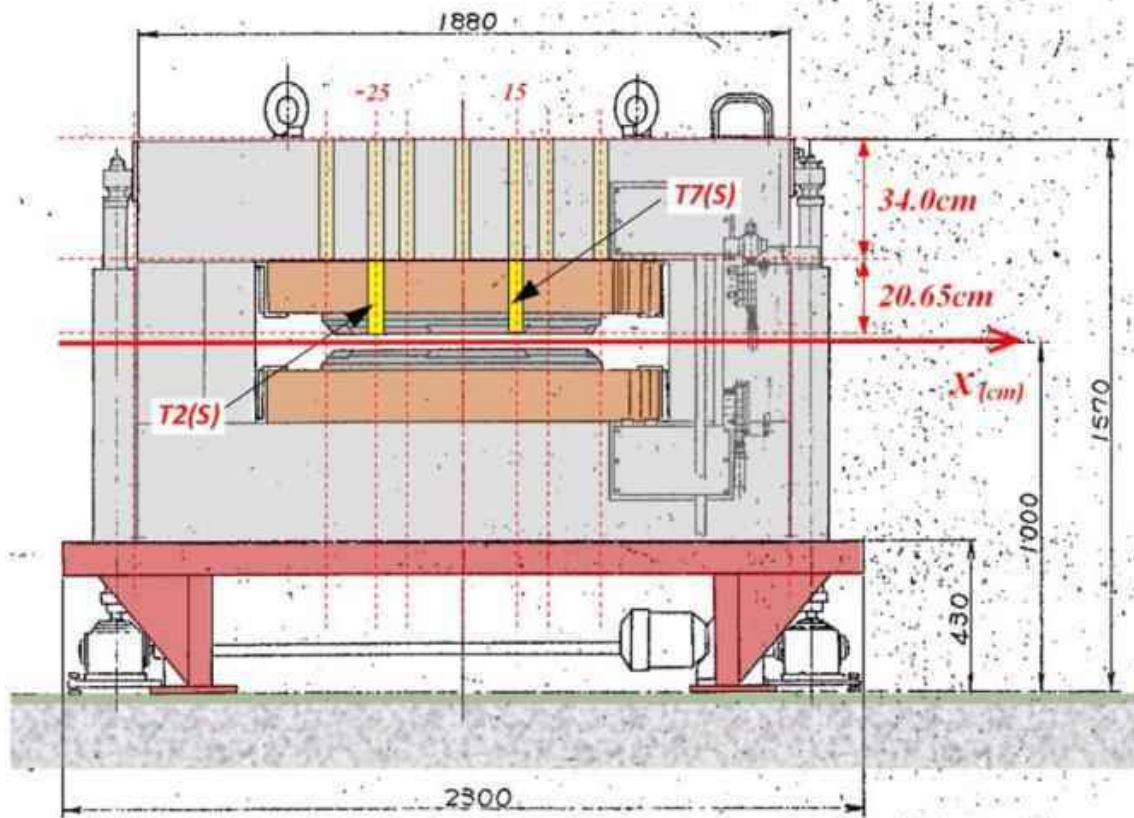
コアボーリングにより、鉄ヨーク及び銅コイルからの試料採取を行った。表 4-2 に示す通り、採取箇所はヨーク 14 箇所、コイル 2 箇所の計 16 箇所で、採取したコアの全長は 4.8m であった。図 4-3 に示す上ヨークの採取地点 2 箇所(T2, T7)では、コアドリルをセンターポールまで貫通させ試料採取を行った。例として、T2 地点より採取したコア試料の外観を図 4-4 に示す。採取したコア試料は、長さ 1 cm 毎に切断され、Ge 検出器での γ 線測定検体として調整された。取り代不足等の理由により、1 cm が確保できなかった場合は、切断せずに測定検体とした。測定検体は全部で 352 個作成された。各コア試料につき、放射能深度分布がわかるように、複数検体の γ 線スペクトロメトリを Ge 検出器にて行い、スペクトルより存在核種の同定および、放射能の定量を行った。検体調整、および放射能定量はヨークおよびセンターポールの試料についてのみ行い、銅コイルより採取した試料については、調整時に形状を保持できないおそれがあることから評価を見送った。

表 4-2 コアボーリングにより採取した試料の概要

種別	採取面	コア名	採取箇所位置	全長 (cm)
鉄ヨーク	T	T1	上ヨーク (-5, 25)	34
		T2	上ヨーク (5, -25)	34
		T2 (S)	上側センターポール (5, -25)	20.65
		T3	上ヨーク (-30, 0)	34
		T4	上ヨーク (30, 0)	34
		T5	上ヨーク (0, 40)	34
		T6	上ヨーク (0, -40)	34
		T7	上ヨーク (3, 15)	34
		T7 (S)	上側センターポール (3, 15)	20.65
		T8	上ヨーク (3, -15)	34
	N	N1	側方ヨーク (-10, 0)	35
		N2	側方ヨーク (10, 0)	35
	S	S1	側方ヨーク (-10, 0)	35
		S2	側方ヨーク (10, 0)	35
銅コイル	W	CU0	上部コイル W面中央	14.5
	E	CU12	上部コイル E面中央	14.25



(a) 採取面：T面



(b) 採取断面：W面

図 4-3 ヨーク上側におけるコア試料採取箇所



図 4-4 T2 地点より採取したコア試料外観

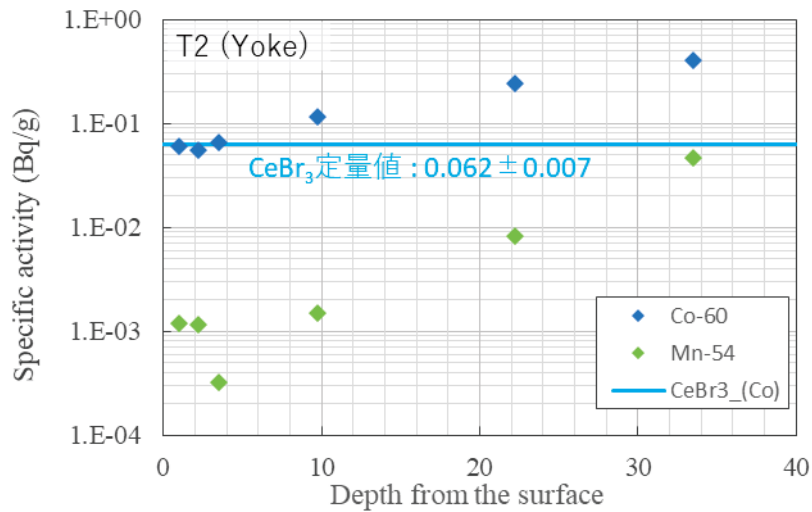


図 4-5 コア試料の放射能深度分布（ヨーク上側(X:5cm, Y:-25cm)より採取）

図 4-5 にヨーク上側 T2 地点より採取したコア試料の放射能深度分布を示す。 ^{60}Co および ^{54}Mn の 2 核種のみが検出された。グラフの横軸はヨーク表面からの深さである。 ^{60}Co 、 ^{54}Mn とともに、加速器中心に近い最深部の放射能が最も高く、表面に近づくにつれ指数関数的に減少する様子が確

認された。 ^{54}Mn では、 ^{60}Co に比べ、減少の傾きが急であった。ヨーク表面より数 cm の領域では、 ^{60}Co の放射能濃度がほぼ一定であることがわかった。この領域における放射能濃度は、 CeBr_3 検出器における放射能定量値と一致することも明らかになった。ヨーク外側表面における ^{54}Mn と ^{60}Co の放射能比は、およそ 0.05 であり、表面線量率への寄与は ^{60}Co が支配的であることもわかった。加速器停止からの時間経過とともに、 ^{60}Co の影響はさらに大きくなる。ゆえに、停止後 1 年以上経過した PET サイクロトロン鉄ヨークでは、表面線量率測定により、表層部数 cm の ^{60}Co 放射能濃度を精度よく定量することが可能であることが確認できた。

第5章 放射化分布のイメージングの検討

5-1 はじめに

本章では、放射線イメージング技術による加速器電磁石等、金属部の放射化評価を効率化するための基礎的検討について報告する。加速器施設において発生する放射化物中には複数の核種が存在する場合があります、個々の核種と数量を明らかにすることが望まれる。現在、市販されている可視化装置を用いて、標準線源による検出効率評価や実際の放射化電磁石の撮影を行い、結果より、最も放射化物測定に適していると考えられる装置を選定した。当該装置を用いて実際の放射化電磁石での核種同定と放射能定量を行うにあたり、その予備実験を3種類の標準線源を並べて同時に撮影することで行ったので、その結果についても報告する。

5-2 加速器放射化評価に適したイメージング技術の選定

(1) 加速器放射化評価に必要な要素

2017年度より、我々は、 γ 線を可視化することのできる放射線イメージング技術および、それを用いた装置による、加速器放射化の効率的評価手法確立の可能性について検討を重ねてきた。これまでの研究成果により、加速器施設のように複数の核種が存在するような条件では、核種と放射能分布が同時に把握できることが重要であることが分かってきた。これを達成するためには、結晶部の厚み、つまり、検出効率が最も重要であることがわかってきた。今年度、新たに PHDS 製 GeGI4 について検討を行った。その際、昨年度の報告書で一番良い成績であった H3D 製 H420 と同様の測定試験を実施した。表 5-1 に GeGI4 の概要を示す。

表 5-1 PHDS 製 GeGI4 の概要

製品名	GeGI4
製造元	PHDS Co.
外観	
外形寸法	W: 31 cm, H: 23cm, D: 15 cm
重量	12.7kg
検出部	Ge(高純度ゲルマニウム結晶)
結晶サイズ	直径 90mm, 厚さ 11mm
可視化方式	コンプトン方式
γ線スペクトル取得	可能 (任意の範囲を選択し可視化像への反映可能)
電源	AC100V 外部電源および内蔵バッテリー

(2) ベンチマーク試験による性能評価

GeGI4 が、加速器の放射化評価に適しているか、また、他機種と比較してどの程度の性能なのかを確認するために、標準線源および、実際の放射化電磁石を用いたベンチマーク試験を行った。

(検出効率) 100 kBq の ^{60}Co 標準線源を 1m の距離より撮影する試験では、1333 keV の γ 線に対して、GeGI4 は、H420 のおよそ 4 倍の検出効率を有することが明らかになった。

(放射化イメージの取得) 2019 年度は KEK の放射化物使用棟内に保管中の電磁石および KEK-PS 内の電磁石について H420 による撮影を行ったが、2020 年度は H420 と GeGI4 の比較検討を行うため、放射化物使用棟内の電磁石で合計 16 条件で、KEK-PS 内の電磁石について合計 10 条件で GeGI4 による比較評価のための測定を行った。図 5-1 に一例として加速器室内での測定結果を示す。GeGI4 を用いた撮影においても、H420 と同様な電磁石の高線量部のイメージを取得することができた。



図 5-1 KEK-PS トンネル内において放射化した四重極電磁石を側面より
GeGI4 および H420 を用いて撮影した結果の比較

(3) イメージング技術による放射化電磁石の核種同定と放射能定量の可能性

放射線イメージング技術による加速器電磁石等の金属部の放射化評価手法の確立に向けて、可視化像からの線量率推定、放射能定量の可能性を検討した。図 5-2 の左に示すように、15 cm 間隔で横一列に配置した 3 種類の標準線源 (^{60}Co : 100 kBq、 ^{137}Cs : 500 kBq、 ^{152}Eu : 100 kBq) を 1 m の距離から GeGI4 を用いて撮影した。撮影結果を図 5-2 右に示す。可視化像において、3 つの線源はそれぞれ峻別することができた。また、機器組み込みの放射能定量機能を用いて、 ^{60}Co 、 ^{137}Cs 、 ^{152}Eu の放射能推定を行ったところ、それぞれ 102 kBq、450 kBq、102 kBq が求められ、異なる核種であってもそれぞれの定量値を求めることが可能であることが分かった。実際の放射化電磁石への適用可否については、詳細な検討が必要であるが、十分に核種毎の放射能の定量の可能性を有していることが示唆された。

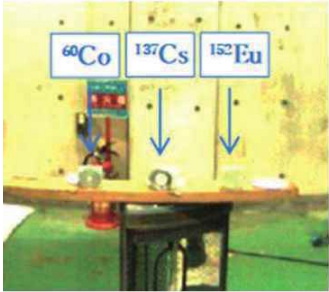

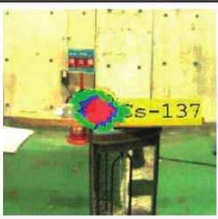
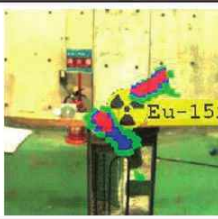
	可視化像			
	放射能 推定値	102 ± 40kBq	450 ± 176kBq	102 ± 40kBq

図 5-2 PHDS 製 GeGI4 による核種同定、放射能定量のための予備試験およびその結果
(^{60}Co :100kBq、 ^{137}Cs :500kBq、 ^{152}Eu :100kBq を 15cm 間隔で配置、距離 1m で撮影)

第6章 海外での加速器施設の廃止に関する調査

6-1 加速器施設でのクリアランスが適用された事例

(1) CERN

CERN の CLEAR、ELISA、CLERIA の3つのプロジェクト（金属を対象とした加速器施設のクリアランス実施例）について、現地担当者より資料を取得し調査した。

(2) SLAC

PEP-II 廃止に関する金属材料のクリアランス実施例について、現地担当者よりメールにて聞き取りを行った。

以上の結果は、マニュアル中に掲載した（マニュアル第4章参照）。

6-2 米国における加速器施設でのクリアランスの標準化

加速器施設の廃止措置についてまとめた文書として、米国 ANSI N13.12(2013)、および米国 DOE Technical Standard について文献調査を行った。内容についてはマニュアル内に掲載した（マニュアル第4章参照）。

第7章 測定評価マニュアルの作成

7-1 検討体制

研究検討委員会委員は、加速器施設、廃止措置、放射線計測の分野のエキスパートであり、これまで本研究の進め方について指導助言をいただいていたところである。また、関係学会や加速器施設との情報共有が不可欠であるが、各委員は関係学協会として放射線安全管理学会、放射線技術学会、医学物理学会、核医学会、原子力学会、放射化学会、放射線施設協議会、日本アイソトープ協会等、また組織として原子力研究開発機構、量研機構放医研、理研、高エネ研等加速器を用いる研究機関や大学の医療機関等に所属して活躍している。以上の理由から、本マニュアルの検討を研究検討委員会で行うこととした。

そこで、研究検討委員会において、事務局が作成した原案の各章のコメントを行う分担者を決定し、指導を受けるとともに、原子力規制委員会からの指導助言も受けながら、マニュアルとして整えた。

7-2 編集方針

測定評価マニュアルをまとめるにあたっては、安全研究の成果を踏まえて、静電加速器施設、放射光施設、粒子線治療施設について放射化／非放射化区分の明確化を提案し、PET 核種製造用のサイクロトロン施設の廃止事例を念頭において、放射化判定のための測定手法について提案した。また、最近の海外の事例を紹介することとした。

7-3 放射線発生装置廃止のための放射化測定評価マニュアルの検討

マニュアルに記載する内容について、目次案をもとに検討を進めた。

各章の内容は以下のようにした。

[第1章]

目的と構成を記述した。

[第2章]

1) 放射線発生装置を放射化の観点から区分し、廃止時において放射性廃棄物でないことを確認

するための測定手法について紹介した。

- 2) これまでの典型的な運転実績が廃止時まで継続されるものとして、発生装置使用施設の廃止時での放射化状況をモンテカルロ計算等をもとに推定する手法及び運転中の中性子発生量の実測値をもとに推定する方法について紹介した。
- 3) 静電加速器施設、放射光施設、粒子線治療施設における放射化状況の調査結果をまとめ、放射化物として取り扱う必要のない放射線発生装置やその部位及び発生装置使用室内の放射化しないと判断される領域について明確にした。

[第3章]

- 1) 今後施設廃止が進む可能性のある PET 薬剤サイクロトロン施設を念頭において、廃止措置を進める際に発生する廃棄物の放射化判定のための測定法について検討した結果をまとめた。特に、(a) 放射線発生装置を収納する建屋で最も大量に発生すると予想されるコンクリート、(b) 放射線発生装置本体の主要な構造材料として最も大量に発生すると予想される電磁石等の金属に分けて、測定評価手法を提案した。
- 2) その際、廃棄対象物の材質ごとに代理放射性核種を決定し、放射化物でないと判定する手法について紹介した。

[第4章]

これまでに進められた国外の廃止事例等を紹介した。これまでに進められた国外の廃止事例として、CERN (欧州原子核研究機構) および米国 SLAC National Accelerator Laboratory を紹介した。また、米国で制定された ANSI N13.12(2013)および DOE Technical Standard の記載内容について紹介した。

[第5章]

放射線発生装置使用施設の廃止措置におけるクリアランス制度への取り組み方について提案した。放射線発生装置の使用に伴って発生した放射化物の取扱については、発生廃棄物量を考慮して、ALARA の考えに基づき Graded Approach を行うことを提案した。特に小規模事業所で廃止措置時に実施する評価手順としてサーベイメータの活用を提案した。また、放射化物の取扱については、放射化した機器の譲渡やわずかに放射化した機器の管理区域外での使用のために、下限数量以下の数量の非密封放射性同位元素の取扱と同様の取扱方法が可能になるように提案した。

第8章 研究発表

8-1 論文発表

- 1) K. Masumoto, H. Matsumura, T. Miura, G. Yoshida, A. Toyoda, H. Nakamura, K. Bessho, T. Nakabayashi, F. Nobuhara, K. Sasa, T. Moriguchi, H. Tsuchida, S. Matsuyama, M. Matsuda, A. Taniike, “Evaluation of Activated Area in the Electrostatic Accelerator Facilities,” Radiation Protection, to be published.
- 2) Hiroshi Matsumura, Go Yoshida, Akihiro Toyoda, Kazuyoshi Masumoto, Hajime Nakamura, Taichi Miura, Koichi Nishikawa, Kotaro Bessho, Kimikazu Sasa, Tetsuaki Moriguchi, Fumiyoshi Nobuhara, Yoko Nagashima, “Nondestructive High-Sensitivity Measurement Method for Activation Estimation in Accelerator Room Concrete,” Radiation Protection, 40, 677-682 (2020).
- 3) Go Yoshida, Hiroshi Matsumura, Koichi Nishikawa, Akihiro Toyoda, Yoshiharu Miyazaki, Kazuyoshi Masumoto, Hajime Nakamura, Taichi Miura, “In-situ evaluation for activated concrete in accelerator facility with scintillation-type gamma-ray spectrometer,” Radiation Protection, 40, 545-549 (2020).
- 4) Go Yoshida, Koichi Nishikawa, Hajime Nakamura, Hiroshi Yashima, Shun Sekimoto, Taichi Miura, Kazuyoshi Masumoto, Akihiro Toyoda, Hiroshi Matsumura, “Investigation of variations in cobalt and europium concentrations in concrete to prepare for accelerator decommissioning,” Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 325, 801-806 (2020).
- 5) 宮崎吉春, 吉田剛, 榎本和義, 松村宏, 田中正博, 「放射化した加速器室コンクリートに対する除染計画とその実施: 先端医学薬学研究センターにおける PET デリバリー製造用サイクロトロン加速器室の廃止措置の研究事例」, RADIOISOTOPES, 69, 365-373 (2020).

8-2 国内会議発表

- 1) 松村宏, 榎本和義, 吉田剛, 豊田晃弘, 中村一, 三浦太一, 齊藤勝彦, 甲村巖根, 鶴野浩行, 小嶋正彦, 我妻慧, 「PET サイクロトロン本体を用いた金属鉄に対する放射化評価法の検討」, 第19回日本放射線安全管理学会学術大会, オンライン開催, 2020年12月9日~11日
- 2) 榎本和義, 松村宏, 吉田剛, 豊田晃弘, 中村一, 西川功一, 三浦太一, 別所光太郎, 近藤尚明, 榮武二, 想田光, 米内俊祐, 「陽子線治療施設の放射化調査1(シンクロトロンタイプ)」,

第 19 回日本放射線安全管理学会学術大会，オンライン開催，2020 年 12 月 9 日～11 日

- 3) 吉田剛，榎本和義，松村宏，豊田晃弘，中村一，西川功一，三浦太一，別所光太郎，須釜裕也，中村大隆，秋田経理，勝田昭一，秋元哲夫，榮武二，想田光，米内俊祐，「陽子線治療施設の放射化調査 2 (サイクロトロンタイプ)」，第 19 回日本放射線安全管理学会学術大会，オンライン開催，2020 年 12 月 9 日～11 日
- 4) 松村宏，「加速器施設の放射化評価」，第 76 回 放射線計測研究会，東京都，三菱総合研究所，2020 年 10 月 24 日
- 5) 松村宏，「加速器施設の廃止措置」，第 17 回 日本加速器学会年会，オンライン開催，2020 年 9 月 2 日～4 日

8-3 国際会議発表（受理後新型コロナウイルスのため学会が中止になった）

- 1) H. Matsumura et al., "Specific Activity of Floor Concrete at Cyclotron-type Proton Therapy Facilities," 14th International Conference on Radiation Shielding and 21st Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division (ICRS14/RPSD2020), September 13-17, 2020, Seattle, USA.
- 2) G. Yoshida et al., "Survey Methodology for the Activation of Beamline Components in an Electrostatic Proton Accelerator," 14th International Conference on Radiation Shielding and 21st Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division (ICRS14/RPSD2020), September 13-17, 2020, Seattle, USA.

別紙

放射線発生装置廃止のための 放射化測定評価マニュアル

静電加速器施設

放射光実験施設

陽子線治療施設

重粒子線治療施設

陽電子断層撮影 (PET) 核種製造用サイクロトロン施設

2021 年 3 月

目次

第1章 はじめに	1
1.1 本書の目的	1
1.2 本書の構成	2
第2章 放射線発生装置の放射化区分のための測定と結果	3
2.1 放射化の観点による、放射線発生装置及び建屋の区分	3
2.2 放射線発生装置の使用に伴う放射化要因	3
2.3 放射化／非放射化の区分を明らかにするための調査項目	5
2.4 放射化量推定のための測定手法	5
2.4.1 運転中に発生する熱中性子の測定	5
(1) 金箔を用いる放射化検出器	6
(2) 固体飛跡検出器 CR-39	9
(3) 熱中性子検出用 TLD	11
(4) 施設コンクリート中の生成 ^{24}Na	13
2.4.2 残留 γ 線の測定手法	14
(1) サーベイメータによる表面線量率測定	14
(2) その他（補足及び参考情報）	15
2.5 放射化量推定計算手法	16
2.5.1 実測された熱中性子フルエンス率から放射化を推定する手法	16
(1) 測定時までの運転履歴	16
(2) 放射化量推定	16
2.5.2 モンテカルロ計算	18
(1) 利点	18
(2) 特徴	18
(3) 使用する計算コード等	18
(4) 発生装置使用室のモデル化	19
(5) ビーム損失と損失割合の把握	19
(6) 計算に用いる運転条件	19
(7) 放射化物の組成分析	19
2.6 加速器の種類による施設評価結果	20
2.6.1 静電加速器施設	20
(1) 静電加速器について	20
(2) 荷電粒子による放射化	20

(3) 静電加速器の放射化調査結果.....	21
(4) 静電加速器施設での放射化判定.....	25
2.6.2 放射光施設.....	26
(1) 放射光施設について.....	26
(2) 放射光施設の放射化の特徴.....	26
(3) 放射光施設の放射化調査結果.....	27
(4) 放射光施設の放射化区分.....	29
2.6.3 粒子線治療施設.....	30
(1) 粒子線治療施設について.....	30
(2) 粒子線治療施設の放射化の特徴.....	31
(3) 粒子線治療施設の調査結果.....	33
(4) サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化区分.....	35
(5) シンクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化区分.....	36
(6) 重粒子線治療施設の放射化区分.....	37
2.6.4 まとめ.....	39
第3章 廃止措置時の測定と評価手法.....	40
3.1 用語の定義.....	40
(1) 事前測定.....	40
(2) 放射線測定.....	40
(3) 代理放射性核種.....	40
(4) バックグラウンドと区別不能物 (IFB).....	40
3.2 コンクリート構造物の放射化評価.....	40
3.2.1 概要.....	40
(1) 本手法の対象.....	40
(2) 事前測定.....	41
(3) 放射線測定.....	41
(4) 技術的根拠.....	41
3.2.2 コンクリート中の生成放射性核種の特徴.....	41
(1) γ 線放出核種.....	41
(2) トリチウム (^3H).....	42
(3) その他の放射性核種.....	42
(4) 特徴のまとめ.....	42
3.2.3 加速器室内のコンクリートの放射化の特徴.....	43
(1) 放射化の分布.....	43

(2) 放射能の深度分布	43
(3) 放射能の核種比率の場所による違い	45
3.2.4 運転中の熱中性子フルエンス率の測定	46
(1) 測定方法	46
(2) 放射性核種の放射能濃度分布の推定	46
(3) 生成放射能濃度の推定	46
3.2.5 はつり試料採取による γ 線スペクトロメトリ	46
(1) 測定方法	46
3.2.6 コアボーリング試料採取による γ 線スペクトロメトリ	47
(1) 測定方法	47
(2) 深度分布の取得	48
3.2.7 シンチレーションサーベイメータによる放射化判定のための測定	48
(1) 代理放射性核種の選定	48
(2) 測定方法	48
(3) バックグラウンドの測定	50
(4) 放射化の判定	50
(5) 検出器と鉛遮蔽体の例	51
(6) 放射化部の除去	53
3.2.8 コンクリート構造物の放射化評価法のまとめ	53
3.3 サイクロトロンの金属の測定と評価手法	55
3.3.1 概要	55
(1) サイクロトロンの構造	55
(2) 本手法の対象	55
3.3.2 PET サイクロトン鉄ヨーク中の生成放射性核種の特徴	56
3.3.3 PET サイクロトン鉄ヨークの放射化の特徴	57
(1) 放射化の分布	57
(2) 放射能の深度分布	57
(3) サーベイメータによる ^{60}Co 放射能の検出	57
3.3.4 シンチレーションサーベイメータによる放射化判定のための測定	59
(1) 測定の妨害となる物品の撤去	59
(2) 測定方法	59
(3) バックグラウンドの測定	60
(4) 放射化の判定	60
(5) 検出器と鉛遮蔽体の例	60
(6) 放射化部位の除去	62

3.3.5 鉄ヨークの放射化評価法のまとめ.....	62
3.3.6 PET サイクロトロンの銅コイルの放射化.....	63
第4章 海外の状況	64
4.1 加速器施設のクリアランス実施例.....	64
4.1.1 CERN(欧州原子核研究機構).....	64
(1) CLEAR プロジェクト	64
(2) ELISA プロジェクト.....	65
(3) CLERIA プロジェクト	66
4.1.2 米国 SLAC National Accelerator Laboratory.....	67
4.2 加速器施設に関する廃止措置検討状況.....	69
4.2.1 米国 ANSI N13.12(2013).....	69
4.2.2 米国 DOE Technical Standard.....	70
第5章 R I 規制法下でのクリアランス制度への取り組みに対する課題	73
5.1 放射線発生装置の現状とクリアランス制度の運用	73
5.2 小規模事業所におけるクリアランスの進め方	74
5.2.1 事前評価手順.....	74
5.2.2 評価法	74
5.3 放射化物の取扱に対する課題.....	74

第1章 はじめに

本書は、2017年度から2020年度において行われた放射線安全規制研究戦略的推進事業「加速器施設の廃止措置に係わる放射化物の測定、評価の手法の確立」において得られた結果を基にまとめたものである。

RI 規制法下で放射線発生装置の廃止措置を行う際に、クリアランス制度を取り入れることは、数多くの事業所において難しい状況にある。そこで、本書では、クリアランス制度で取り入れられた濃度限度値（クリアランスレベル）を参考にしつつ、あらかじめ放射線発生装置を分類して、放射化していないと判断される領域を明確にした。さらに、廃止措置を行う際には、放射化していないと判断されるものを判定するための測定法を提案した。その際に、我が国では原子力発電所においては「放射性廃棄物でない廃棄物」として、米国では「IFB（Indistinguishable From Background、バックグラウンドと区別できない）」として受け入れられてきたものを参考にすることにした。

1.1 本書の目的

放射線発生装置の廃止をするにあたっては、あらかじめ放射線発生装置の使用に伴って放射化するところと、放射化しないところを区分するための測定及び判断手法を明らかにしておくことが必要である。すでに、2012年3月に、文部科学省科学技術・学術政策局原子力安全課放射線規制室から事務連絡「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の一部を改正する法律並びに関係政令、省令及び告示の施行について」（以下、「事務連絡」という）が出され、その中で医療用の電子直線加速装置やPET核種製造用のサイクロトロンについては放射化物の例示、放射化物の範囲が示された。

本書の前半では、事務連絡では取り扱われなかった放射線発生装置を使用する施設として、静電加速器施設、放射光利用施設、粒子線治療施設を取り上げ、それらの施設が廃止措置をする場合に、発生装置使用室内のどこが放射化しないと判断される領域であるかを明確にすることを目的とした。

また、本書の後半では、廃止措置時に放射化物を適切に取り扱うための手順を明らかにすることを目的とした。その際、現在喫緊の課題となっているPET核種製造用のサイクロトロンの廃止を念頭におき、廃止の際に大量に発生することになると想定される建屋コンクリート構造物や電磁石等の金属類の廃棄物について、放射化／非放射化の区分の際に行う測定及び判断手法を示すことにした。

1.2 本書の構成

各章は、以下のような構成とした。

[第2章]

- 1) 放射線発生装置を放射化の観点から区分し、廃止時において放射性廃棄物でないことを確認するための測定手法について紹介した。
- 2) これまでの典型的な運転実績が廃止時まで継続されるものとして、発生装置使用施設の廃止時での放射化状況をモンテカルロ計算等をもとに推定する手法及び実測値をもとに推定する方法について紹介した。
- 3) 静電加速器施設、放射光利用施設、粒子線治療施設における放射化状況の調査結果をまとめ、放射化物として取り扱う必要のない放射線発生装置やその部位及び発生装置使用室内の放射化しないと判断される領域について明確にした。

[第3章]

- 1) 今後施設廃止が進む可能性のある PET 薬剤サイクロترون施設を念頭において、廃止措置を進める際に発生する廃棄物の放射化判定のための測定法について検討した結果をまとめた。特に、(a) 放射線発生装置を収納する建屋で最も大量に発生すると予想されるコンクリート、(b) 放射線発生装置本体の主要な構造材料として最も大量に発生すると予想される電磁石等の金属に分けて、測定評価手法を提案した。
- 2) その際、廃棄対象物の材質ごとに代理放射性核種を決定し、放射化物でないと判定する手法について紹介した。

[第4章]

これまでに進められた国外の廃止事例等を紹介した。

[第5章]

放射線発生装置使用施設の廃止措置におけるクリアランス制度への取り組み方について提案した。

第2章 放射線発生装置の放射化区分のための測定と結果

ここでは、発生装置の性能、使用目的、使用方法を考慮して放射化物が発生する施設や発生領域を明らかにするための測定手法を示す。さらに、静電加速器施設、放射光施設、粒子線治療施設での測定結果と放射化区分について述べる。

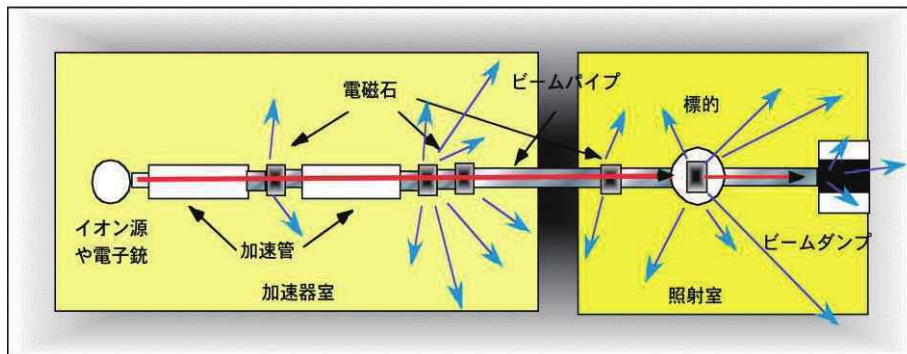
2.1 放射化の観点による、放射線発生装置及び建屋の区分

放射線発生装置として法令で定められているものは、加速の原理により、サイクロトロン、シンクロトロン、シンクロサイクロトロン、直線加速装置、ベータトロン、ファン・デ・グラーフ型加速装置、コックロフト・ワルトン型加速装置、その他原子力規制委員会が指定するものとなっている。放射化の観点からは、加速の原理による分類より、放射化の程度に関わる放射線発生装置の利用目的、加速される粒子及びそのエネルギー、放射線発生装置の出力並びに、ビーム損失により分類することが重要である。また、放射化が発生すると放射線発生装置の停止時に、放射線発生装置使用室内に立ち入る際の外部被ばくの原因ともなるため、施設内の放射化の程度（放射化／非放射化の区分）をあらかじめ把握しておくことは、放射線発生装置の廃止措置時だけでなく、日常の放射線安全管理において有効である。そこで、放射線発生装置のグループ分けには加速の原理にとどまらず、利用目的、エネルギー、出力、ビーム損失等を考慮することにした。

2.2 放射線発生装置の使用に伴う放射化要因

核反応の結果、放射性核種が生成することを放射化という。放射線発生装置を使用する施設における放射化の発生メカニズムを図 2.1 に示す。図中の赤い線が加速粒子の流れを示している。加速粒子がビームパイプ、標的、ダンプ、ビーム診断モニタなどにあたると、そこで放射化が生じるとともに、中性子のような二次粒子が発生し、さらに周辺部に放射化を生じさせることを示している。このように、放射化には、以下のような特徴がある。

加速器の概念図



加速粒子 (→) の衝撃による高い放射化の発生部位；ビームパイプ、電磁石、標的、ビームダンプ
 2次粒子 (→) の散乱による低い放射化の発生部位；加速器室内、照射室内の床、壁、天井、加速器周辺機器（真空ポンプ、電源）

図 2.1 放射化の発生メカニズム

(a) 一次粒子（加速粒子）や一次粒子に準じた制動放射線による放射化

加速粒子がスリットや標的等に直接照射され、粒子のエネルギーが核反応のしきいエネルギーを超え、またクーロン障壁よりも高い場合に核反応が生じ、放射性核種が生成する。通常、荷電粒子はターゲット等で止まるため、非常に限定された照射領域のみが強く放射化することになる。電子線では直接核反応を生じることはない。電子線がターゲット等に照射されると、電子線の進行方向に制動放射線が発生する。しきいエネルギー以上の制動放射線は光核反応により中性子を生成させる。制動放射線は荷電粒子に比べて透過力があるため、光核反応による放射化の範囲は広がり、放射化の程度は制動放射線の発生源からの距離とともに指数関数的に減少する。

(b) 二次的に発生する中性子による放射化

核反応の結果、二次的に発生する中性子によって、さらに周辺部が放射化する。この場合、中性子は、周辺部に散乱、衝突等を繰り返しながら広がり、減速し、周辺の物質で中性子捕獲反応等を生じる。その結果、周辺部では生成放射能は低い、広い範囲で放射化が生じる可能性がある。

このため、放射化の調査においては、(a)で示したように一次粒子（加速粒子）や一次粒子に準じた制動放射線による放射化と、(b)で示したように、透過力があり核反応が発生しやすい中性子等による放射化を把握することが必要である。とくに、中性子の放射化では、放射化される物量は非常に大きくなるのが想定されることから、調査で最も重要な項目となる。

2.3 放射化／非放射化の区分を明らかにするための調査項目

放射化／非放射化の区分を明らかにするための調査項目としては以下の3項目を挙げる。

- 1) 運転中に発生する中性子の測定：金箔を用いる放射化検出器、熱中性子検出用の熱蛍光線量計（以下「TLD」という）、固体飛跡検出器 CR-39 による中性子フルエンスの測定及び、運転直後にγ線スペクトロメータにより放射化を介した中性子フルエンス率の測定
- 2) 放射化部位の測定：部品や構造体の線量測定と核種分析
- 3) モンテカルロ計算等による評価

以上の結果、発生装置室内で放射化する領域があるか、あるとすれば、標的やダンプのみ、ビームパイプまで、加速器全体、区画された室内全体等といった放射化領域の区分が可能かを検討する。

特に、廃止の際に大量の放射性廃棄物となる可能性がある建屋コンクリート及び電磁石については、運転中にあらかじめ放射化の可能性を予想しておくことが望まれる。また、放射線発生装置を設置している施設でこのような予想を立てることは、放射化しない材料の選択、有効な遮蔽体の設置、運転時のビーム損失モニタによる監視など、放射線発生装置の放射化低減化にも役立つことが期待できる。

2.4 放射化量推定のための測定手法

2.4.1 運転中に発生する熱中性子の測定

運転中の熱中性子フルエンス率の測定結果から、廃止の際の放射化を推定し、放射化／非放射化を判断する。運転中に発生する中性子のフルエンスや空間分布を求めるため、線量計をターゲット周辺や発生装置室内に設置した。中性子フルエンス率の測定には

- (1) 金箔を用いる放射化検出器、
- (2) 固体飛跡検出器 CR-39、
- (3) 熱中性子検出用 TLD、
- (4) 施設コンクリート中の生成 ^{24}Na

を用いた。以下に、それらの測定法について原理、特徴及び実際の使用方法を述べる。複数

の測定手法によって求め相互比較をすることにより、様々な放射線発生装置やそれらの利用方法に適した方法を選択することができる。

(1) 金箔を用いる放射化検出器

[主な使用機材]

金箔、カドミウム板（以下「Cd板」という）、Ge半導体検出器（以下「Ge検出器等」という） γ 線スペクトロメトリのための機器。イメージングプレート(以下「IP」という)及びIPイメージリーダー式。

[金箔を用いる放射化検出器の特徴]

金 (^{197}Au : 半減期 2.695 日) は熱中性子並びに熱外中性子のエネルギー領域において比較的大きな中性子捕獲断面積 (熱中性子 98.7 b、熱外中性子 1550 b) を持つため ^{197}Au (n, γ) ^{198}Au の反応が起こり易い。 ^{198}Au は 411.8 keV (放出率 96%) の γ 線を放出するため、金箔中に ^{198}Au が 1 Bq 程度生成すれば、Ge 検出器で容易に検出可能である。また、IP を用いると、さらに 2 桁低い放射能の検出も可能である。中性子フルエンス率の算出は加速器の運転時間にもよるが、数分の運転で上記の値になった場合には $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 程度まで求めることができ、数日間の連続運転中に金箔を設置した場合には、さらに 1~2 桁低いフルエンス率も求めることができる。また、多数の金箔を対象施設内に設置することは中性子の空間分布の測定に非常に有効である。

[放射化検出器の仕様]

金箔が重い方が生成放射能は大きくなり、放射能の測定には有利に働く。しかし、試料が厚くなると自己遮蔽効果を考慮する必要があり、逆に薄すぎると柔らかいため扱いにくい。厚さ 20 μm 程度、直径 5~6 mm (重量約 10 mg) の金箔が実験的にも経済的にも扱いやすいため推奨する。金箔は形状、重量をそろえる必要がある。金箔はパンチでの打ち抜きや一般的な穴あけパンチでも加工は可能であるが、辺縁部のバリや歪みが生じやすく重量が不均一になりがちである。可能であれば、金属加工専用の治具を使用することが望ましい。

金から(n, γ)反応によって生成する ^{198}Au の場合、熱中性子と熱外中性子で生成した放射能を弁別する必要がある。このため、一か所の測定のために単独の金箔と Cd 板 (10 mm×10 mm、1 mm 厚) で挟んだ金箔を一組準備する。金箔を Cd 板で隙間なく挟むと、熱中性子は Cd 板で吸収されるため、放射化は熱外中性子のみで起こる。図 2.2 に示すように、単独の金箔と Cd 板で挟んだ金箔をポリ袋に一緒にいれる際には、それぞれが重ならないように、ポリシーラーで仕切りを入れる。



図 2.2 金箔を用いる放射化検出器の例
(単独の金箔及び Cd 板で挟んだ金箔の一組)

[設置方法]

袋詰めした試料は、加速器の運転前に加速器本体や電磁石、ビームラインなどの機器類や壁や床、天井などの施設部分にテープで落下しないように貼り付ける。機器類に設置する場合は、運転に影響を与えないように注意する。

[設置位置]

加速器の表面に設置する場合には、設置前にサーベイを行い中性子の発生源となるビーム損失点を把握して設置する。非常に大きなビーム損失の可能性があるような箇所では、わずかな位置のずれで発生する中性子数が桁で異なる場合もある。ポリ袋内の一組の金箔間でも値が大きく変わることがあるため、Cd 板で挟んだ金箔の方が単独の金箔よりも放射化する可能性もある。このため、必要に応じて数 cm 離れた場所に試料を追加し設置する。壁や床は図面上の想定でメッシュ状に設置しようとする、中性子発生源から見て陰になってしまう場合がある。この様な時には等間隔にこだわらず必要に応じて発生点から直接見える位置にずらすか試料を追加する。

[測定方法]

運転終了後に速やかに金箔を回収し、Cd 板を取り外し後、金箔を Ge 検出器で測定して運転終了時の放射能を定量する。全ての金箔を Ge 検出器で測定しても良いが、多くの場所の測定をすることが想定され、多数の金箔を Ge 検出器のみで測定することは困難である。そこで、金箔の一つだけを Ge 検出器で測定後、全金箔を同一 IP に曝露して、Ge 検出器で測定した金箔に対する相対放射能を一度に測定する方法を紹介する。

Ge 検出器で測定する金箔は最も放射化した位置の金箔を使うのが望ましい。IP は富士フィルム製の MS シリーズまたは SR シリーズがある。金箔は方眼紙などの台紙に金箔を 2~3 cm おきに並べてメンディングテープなどで貼り付ける。台紙に貼り付けた金箔を IP に密着・固定して曝露する。IP の曝露時間は放射化の度合いによって調整する。Ge 検出器での検出が難しいレベルの放射化でも、数日から 1 週間程度 IP に曝露することによって検出可能になるくらいに IP 測定法は感度が良い。IP の読み取りは読み取り装置（富士フィルム製 BAS シリーズや GE ヘルスケア製 Typhoon シリーズなど）で行う。読み込んだ画像は各社の専用ソフトまたは Image-J などを用いて解析を行う。読み取りエリアの大きさを均一にすること、金箔の大きさよりやや小さな読み取りエリアにすることで、各金箔の重量は考慮する必要がなくなる。何も試料の置いていない領域を数点解析して、これらの平均をバックグラウンドとして差し引く。IP 測定は、全金箔の同時測定になるので、金箔間の壊変の差を考慮する必要がなく、直接に相対放射能が得られる。各金箔の運転終了時の放射能は、Ge 検出器で放射能を定量した金箔との放射能比から求めることができる。

[中性子フルエンス率の計算]

Ge 検出器による測定から試料設置期間における加速器運転終了時の放射能を算出する。一对の単独の金箔と Cd 板で挟んだ金箔の単位重量(g)あたりの比放射能をそれぞれ A_{bare} 、 A_{Cd} とすると、熱中性子によって生成した比放射能 A_{th} 及び熱外中性子によって生成した比放射能 A_{ep} は、それぞれ $A_{\text{th}} = A_{\text{bare}} - A_{\text{Cd}}$ 及び $A_{\text{ep}} = A_{\text{Cd}}$ で表される。

熱中性子及び熱外中性子のフルエンス率は以下の式を用いて計算する。この時、実際の加速器は試料設置中に ON/OFF を繰り返していることが多いが、運転開始から運転終了まで定常運転したとみなした運転時間を用いて算出する例を以下に示す。

$$f = \frac{A}{N\sigma(1 - e^{-\lambda t_0})}$$

ここで、

A : 金箔の単位重量(g)あたりの熱中性子によって生成した放射能 A_{th} 及び熱外中性子によって生成した放射能 A_{ep} を用いる。

f : 中性子フルエンス率($\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$)

N : 単位重量(g)あたりのターゲットの原子数 (1/原子量×アボガドロ定数)

σ : 中性子捕獲反応断面積(熱中性子フルエンス率の計算には熱中性子捕獲断面積 98.7 b、熱外中性子フルエンス率の計算には共鳴積分 1550 b を用いる)

t_0 : みなし運転時間 (試料設置期間における加速器の運転開始から終了までの時間)。単位は T に合わせる。

λ : 壊変定数 $\lambda = \ln(2)/T$ で T は生成核種 ^{198}Au の半減期 2.695 日を用いる。単位は t_0 に合わせる。

IP を用いて全試料を同時に曝露した場合、Ge 検出器で測定した試料と他の試料の IP の読み取り値 (PSL、Volume 等) の相対値から、Ge 検出器で測定した試料の比放射能を用いて、全試料の単位重量(g)あたりの運転終了時の比放射能を求めることができる。

上記の式は、みなし運転時間で中性子フルエンス率を求めているが、運転が断続的に行われた場合の中性子フルエンス率を求めるには、上式の飽和係数 $(1 - e^{-\lambda t_0})$ の項は以下のように個々の照射で生成し、測定までに減衰することを考慮して計算する。

$$\text{飽和係数} = \sum_{i=1}^n (1 - \exp(-\lambda \cdot T_{i_i})) \exp(-\lambda \cdot T_{d_i})$$

ここで、

λ : 残留する放射性核種の壊変定数、

T_i : 照射時間、

T_d : 照射後から測定時までの経過時間

であり、 n 回分の照射を合算することになる。

また、さらに、運転条件が異なる場合には、ビーム強度の補正も行うこともある。

(2) 固体飛跡検出器 CR-39

[主な使用機材]

線量管理会社の中性子線量測定サービスを用いる。その際、個人被ばく線量用ではなく、環境測定用を指定し、エッチピット数の情報を取得する。

[固体飛跡検出器 CR-39 の特徴]

中性子検出器付線量計を業者から貸与され、読み取りまで委託することになる。このため、読み取り器などは不要であり、測定値の品質管理は保証されている。 γ 線による影響はなく、速中性子と熱中性子の同時検出が可能である。熱中性子の線量測定範囲は 0.1~6mSv となっており、非常に感度が高いが、高線量ではエッチピット数の読み取りが困難となり測定できない。したがって、中性子フルエンスとしては $10^6 \sim 10^8 \text{ cm}^{-2}$ の範囲に収まるような測定条件を考慮する必要がある。中性子発生量が少ない静電加速器のような場合には測定できるが、サイクロトロン施設では自己遮蔽体の外部を除き、設置時間を短くする必要がある。

通常の結果は 1cm 線量当量となっており、0.1 mSv 未満は非検出としている。このため、中性子フルエンスに戻す際に、エッチピット数の報告があることが望ましい。放射線発

生装置で加速粒子の衝突によって発生する中性子のスペクトルは、通常の校正に用いられている中性子源のスペクトルとは異なるとともに、発生装置室内での設置箇所でのスペクトルが異なっている可能性があることに注意する必要がある。このため、金箔や TLD を用いて求めた中性子フルエンスに比べて、数倍の値を示すことがしばしばあるが、安全側の評価となっている。

[測定原理]

速中性子(100 keV~10 MeV)は、CR-39 の前面にポリエチレン板を置き、 $H(n, p)$ 反応で生成する反跳陽子が CR-39 に飛跡をつくることを利用して検出する。一方、熱中性子(<0.5 eV)は CR-39 の前面にホウ素入りポリエチレンを置いて、 $^{10}B(n, \alpha)^7Li$ で発生した α 粒子が CR-39 に飛跡をつくることを利用して検出する。

図 2.3 の下部は市販線量計を示しており、線量計の右部分に中性子検出のための CR-39 の素子が入っている。図 2.3 の上部には、CR-39 素子の構造を示している。通常、市販の線量計では熱中性子及び速中性子の線量(mSv)として求められているが、中性子フルエンスから線量当量に換算した値として得られたものである。このため、中性子による放射化を検討する際には、再度フルエンスに戻すことが必要となり、エッチピット数を取得することが必要である。ホウ素入りポリエチレンは α コンバータではあるが、それによって生成されるエッチピットには、ポリエチレン成分からの速中性子の反跳で生成する陽子によるエッチピットも含まれる。したがって、陽子ラジエータ側に生成したエッチピット数を用いて、速中性子による寄与を求めておくことになる。測定業者は、 $^{241}Am-Be$ 中性子源による基準照射を行い、その際の補正係数を用いて、熱中性子のみにより生成したエッチピット数を換算している。放射線発生装置から発生する中性子には速中性子成分が多い場合が多く、線量計の設置場所での中性子スペクトルが異なっていることに留意する必要がある。また、加速器の表面に線量計を設置する場合に、中性子の発生源側にラジエータがあるようにする。

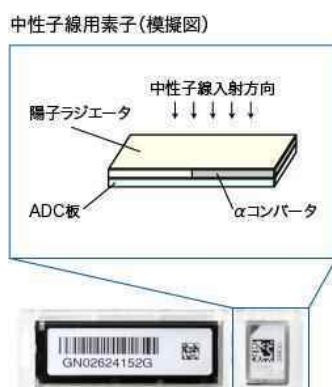


図 2.3 市販の CR-39 付線量計と CR-39 素子の構造

[熱中性子フルエンス率の求め方]

通常は、1cm 線量当量率の分かった中性子校正線源による CR-39 の照射を行い、その際にできる飛跡と中性子線量 (mSv) との関係をあらかじめ変換係数として求めておき、中性子線量 (mSv) に換算することになる。報告値は 0.1、0.2 と小数点 2 桁以下を四捨五入された表記であるので、本測定では提供された熱中性子エッチピット数から再計算し、熱中性子線量の有効数字を増やす。中性子フルエンスへの変換は JIS Z4341 中性子用線量当量 (率) サーベイメータの附属書 A (規定) 1cm 線量当量換算係数 表 1「1cm 線量当量換算係数 (場所にかかわる 1cm 線量当量)」に従う。

(3) 熱中性子検出用 TLD

[主な使用機材]

熱中性子検出用 TLD とその読み取り装置 (例えば、TLD : UD813PQ4 (Panasonic)、TLD 読み取り装置 : UD7900 (Panasonic))、0.5mm 厚の Cd 板 (TLD を包装できる 10cm×10cm 程度の大きさ)

[TLD (UD813PQ4) による熱中性子検出の原理]

ここからは検出素子 UD813PQ4(Panasonic)を用いる例を紹介する。熱中性子に感度のある蛍光体 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ 、熱中性子に感度のない蛍光体 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ をそれぞれ 2 個ずつ組み合わせ用いたものである。図 2.4 は素子を引き出した状態の TLD である。線量計 TLD は γ 線(X 線)に感度があるとともに、熱外中性子によっても感度があるため、TLD を 2 個用い、一方に Cd 板(厚さ 0.5mm)で包装して、 γ 線(X 線)や熱外中性子の影響を求め、差分を熱中性子による寄与とする。

熱中性子検出用 TLD の測定範囲は CR-39 に比べて 1~2 桁以上高い中性子線量の測定も可能である。熱中性子フルエンスの測定範囲はおおよそ $1 \times 10^5 \sim 5 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}$ となる。中性子測定用 TLD であっても γ 線に対して感度があることに注意する必要がある。このため、



図 2.4 素子を引き出した状態の Panasonic 社製 TLD (UD813PQ4)

電子加速器のように制動放射線が発生する場合や、サイクロトロンで RI 製造を行うようなビーム強度の場合には、 γ 線の影響が大きく、中性子の検出が困難になる場合がある。前提条件として測定場所の γ 線量が熱中性子線量の約 10 倍以下になっていることが必要で、誤差は 10%程度になる。

[TLD(UD813PQ4)による熱中性子フルエンスの測定]

TLD は TLD リーダー (Panasonic UD-7900) を用いて、TLD の発光量を読み取るがその読取値は γ 線照射した場合の線量(mSv)として表示される。したがって、その値から熱中性子のフルエンス (cm^{-2}) に換算しなくてはならない。その際、換算係数 1.5×10^{-6} で除して求める。なお、この換算係数は UD813PQ4(Panasonic)に対して、高エネルギー加速器研究機構の熱中性子標準場 (黒鉛パイル) で求めたものである。

TLD リーダーでは T_1 から T_4 の値が読み取られる。

T_1 : 単独の TLD の蛍光体 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ の読取値

T_2 : 単独の TLD の蛍光体 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ の読取値

T_3 : Cd 板で被覆した TLD の蛍光体 ${}^6\text{Li}_2{}^{10}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ の読取値

T_4 : Cd 板で被覆した TLD の蛍光体 ${}^7\text{Li}_2{}^{11}\text{B}_4\text{O}_7(\text{Cu})$ の読取値

以下に実際の計算方法を示す。 $T_1 \sim T_4$ は以下のように表せる。

$$T_1 = N_{\text{th}} + N_{\text{ep}} + \gamma$$

$$T_2 = \gamma$$

$$T_3 = N_{\text{ep}} + \gamma_{\text{cd}} + \gamma \quad (0.5 \text{ eV 以下の熱中性子は Cd 板で遮蔽される})$$

$$T_4 = \gamma_{\text{cd}} + \gamma$$

ここで、

N_{th} : 熱中性子の寄与

N_{ep} : 熱外中性子の寄与

γ : γ 線の寄与

γ_{cd} : Cd の中性子捕獲 γ 線の寄与

である。

上記 4 式から熱中性子の寄与は、

$$N_{\text{th}} = (T_1 - T_2) - (T_3 - T_4)$$

となり、熱中性子フルエンスは $N_{th}/1.5 \times 10^{-6} \text{ (cm}^2\text{)}$ と求められる。

(4) 施設コンクリート中の生成 ^{24}Na

[主な使用機材]

γ 線スペクトロメータ(ポータブル Ge 検出器、臭化セシウムシンチレーション検出器(以下「CeBr₃ 検出器という」)、臭化ランタンシンチレーション検出器(以下「LaBr₃ 検出器という」))等の γ 線スペクトルを取得できる検出器及び周辺からの γ 線を遮蔽できる鉛遮蔽(6.5 cm 厚以上を推奨)。

[検出器の設置方法]

厚み 6.5 cm の鉛遮蔽体で囲った γ 線スペクトロメータをコンクリート床の上に設置する。この時、検出器は床にできる限り近い位置に設置するのが望ましい。図 2.6 に測定時の例を示す。



図 2.6 Ge 検出器による床面コンクリートの測定例

[測定方法]

γ 線スペクトロメトリにより床面のコンクリート中に生成した ^{24}Na の 1.369MeV の γ 線を検出し、放射能を定量する。 ^{24}Na は半減期 15 時間であるため、加速器運転終了から時間をおかずに測定することが望ましく、当日または遅くても翌日に測定する。生成放射能の定量にあたっては、金箔と同様に、生成放射能をコンクリート中の Na 濃度、熱中性子吸収断面積及び放射化の飽和係数で割ることにより、運転期間中の熱中性子の発生量を見積もることができる。飽和係数は 2.4.1(1)の金箔の放射能からの計算と同様の式を用いて、熱中性子フルエンス率を求める。この時、ターゲットとなるコンクリート中の Na 濃度が不明な場合は、加速器施設のコンクリートの分析で求めた平均的な組成として 2.1%を用いる。

[本手法の利点]

線量計の場合はコンクリートの表面での測定値が得られるが、この方法ではコンクリート体積中の熱中性子フルエンス率を推定することができるため、コンクリートの放射化の推定のためにはより実際的である測定法と言える。また、対象線源の体積が大きいこと及び半減期が短く γ 線が測定しやすいエネルギーである ^{24}Na を測定していることから、測定感度が高い。例えばポータブル Ge 検出器の場合、 ^{24}Na 放射能が飽和である運転条件で、運転終了後に約 30 分間の測定で、 $10\text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 程度の熱中性子フルエンス率まで求めることができる。

[本手法の欠点]

加速器室への検出器と遮蔽体の持ち込みや電源の確保等には労力を要する。検出器としてポータブル Ge 検出器を選択した場合は、液体窒素で冷却することが必要であるが、電磁冷却方式を使用することもできる。いずれも測定するには検出器を冷却する時間が必要となる。

2.4.2 残留 γ 線の測定手法

加速器の放射化においては、 γ 線放出核種の生成を伴うことが多く、これらの生成箇所は、ビームライン構成物中の放射能及び線量率として顕在化する。ここでは、放射化している領域を調査し、放射化/非放射化の区別の可能性を判断するため、 γ 線検出器を用いたビームライン全体の表面線量率測定により、迅速かつ簡便に放射化の程度を判断する手法について説明する。

(1) サーベイメータによる表面線量率測定

[検出器]

点検校正が行われた市販のヨウ化ナトリウムシンチレーションサーベイメータ（以下「NaI サーベイメータ」という）やヨウ化セシウムシンチレーションサーベイメータ（以下「CsI サーベイメータ」という）等を用いる。典型的な検出器（プローブ）の形状は円柱状で直径 1 インチ、厚さ 1 インチである。

[測定を行う時期]

加速器の運転停止からの経過時間は、実施する線量率測定の意味合いを大きく左右する。加速器の運転停止直後は ^{57}Ni や ^{52}Mn といった半減期が数時間～数日の核種が検出される。ビームラインの表面線量率測定では、このような核種から放出される γ 線を検出することになり、比較的最近のビーム損失の発生箇所が分かる。この結果、将来的に放射化が問題と

なりうる箇所を推定することができる。

一方で、加速器の廃止時にとりわけ問題となる ^{60}Co や ^{54}Mn といった核種の評価は、短寿命核種が十分に減衰した後に行う必要がある。必要な冷却期間は対象施設により異なるが、停止から1年以上経過すれば、 ^{54}Mn と ^{60}Co の影響が支配的になる。より詳細に冷却期間を決定するために、後述する γ 線スペクトロメータを使用する方法も採用できる。事前の線量率評価で高線量を示した箇所を対象に γ 線スペクトロメータによる核種同定を行うことで、残存核種の種類と量を決定できる。

[測定対象物]

基本的にビームラインを構成する金属部品及び、架台や配管、電源などの金属製の周辺部品を対象とする。ビームラインを構成する物品としては、ビームパイプ、フレキシブルジョイント、真空チェンバー、ビームストッパー、ファラデーカップ、ビーム損失モニタ等が挙げられ、これらは全てビームの直撃を受けると考えてよい。一方、電磁石架台、電源、冷却水配管等のビーム軌道上に配置されていない物品はビームの影響を直接受けない。ヨークやコイルといったビームパイプ周囲の構成要素は、基本的にビームの影響を直接受けないが、設置箇所周囲のビーム損失の状況によっては影響を直接受ける場合がある。

[測定方法]

検出器のプローブを測定対象物に接触させ、時定数: τ の3倍時間経過後の線量率指示値を読み取り記録する。迅速さを優先する場合は短い時定数に設定し、値の正確さを優先する場合は長い時定数に設定することが望ましいが、通常は、10秒、もしくは30秒に設定する。線量率指示値の有意な増加が認められた場合には、当該部位は放射化していると判断される。

(2) その他（補足及び参考情報）

放射化の判定手法には直接は関係しないが、有意な線量となっている放射性核種を決定しておくことは、将来の線量の減衰の推定に役立つのみならず、放射化する原因となった元素や、そこに使用されている材料を推定したり、放射化が中性子によって生じたものか、あるいは光子や荷電粒子によって生じたものかが分かり、放射化の低減対策の検討にも役立つ。ここでは、 γ 線スペクトロメータによる核種同定の手法、及び他に参考になる情報を挙げておく。

(a) γ 線スペクトロメータによる放射化核種分析

運転終了後のサーベイで高線量を示した地点を中心に、 LaBr_3 検出器や CeBr_3 検出器を用いた測定を行うことで γ 線スペクトルを取得することができる。 γ 線のエネルギーは核種

に固有であるため、スペクトル中のピークより存在する核種の同定が可能である（ただし、加速粒子の種類とエネルギー、運転履歴、ビーム損失地点の構成材料等の事前評価を十分に加味すること）。また、ISOCSのような市販の検出効率校正ソフトを用いて、放射化部位の幾何形状を入力して検出効率を求め、放射能を見積もることもできる。ただし、LaBr₃ 検出器や CeBr₃ 検出器では放出γ線のエネルギーが近い核種を判定することは困難な場合もある。その場合は、Ge 検出器等のエネルギー分解能の高い装置を用いる。

(b) γ線イメージング装置による測定

γ線検出器と可視光カメラを組み合わせたγ線イメージング装置は、近年技術進展が目覚ましく、加速器の放射化評価に応用できる可能性がある機種も存在する。γ線イメージング装置は、可視光画像の上に、ある地点における線量率の相対強度を色分けして重ねて表示することができ、線量率の空間分布をその場で簡単に知ることができる。イメージング装置には大きく分けて「ピンホール方式」、「コンプトン方式」、「マスク方式」の3つの撮影方式が存在する。まだ開発途上であるため、γ線イメージング装置の実際の現場での応用例は少ないが、「コンプトン方式」のγ線イメージング装置を用いて、加速器施設のビームライン中の複数の放射化核種の存在位置を同時に検出することができた例がある。最も重要な要素は、γ線の検出効率が高いことであり、より大きな結晶を用いていることが必要である。加速器の放射化で主要な放射性核種である⁶⁰Coのγ線のエネルギーは1.17 MeVと1.33 MeVと高く、これらのγ線に対する検出効率が高いことが実用に値するか否かを左右する。

2.5 放射化量推定計算手法

2.5.1 実測された熱中性子フルエンス率から放射化を推定する手法

(1) 測定時までの運転履歴

2.4.1 で求めた熱中性子フルエンス率から、それぞれの運転日での熱中性子の発生量を推定するには、過去の運転履歴（電流、運転時間など）を集計しておく必要がある。例えば、PET薬剤製造用のサイクロトロン施設の場合では、製造核種毎に、中性子発生量が異なる。このため、主要製造核種である場合が多い¹⁸Fに対して、¹¹C、¹³N、及び¹⁵Oの製造割合を把握することで、より正確な中性子発生量を推定することができる。

(2) 放射化量推定

得られた運転中に発生する熱中性子フルエンス率をもとに、廃止時における加速器室内の壁面、床面や金属に残留する放射性核種の放射能濃度(Bq/g)を推定することになる。

$$\text{放射能濃度} = N \cdot \sigma \cdot f \cdot \text{飽和係数}$$

ここで、 N は 1g 中に含まれる標的核の数、 σ は反応断面積(cm^2)、 f は運転中に発生する熱中性子フルエンス率(cm^2s^{-1})であり、飽和係数の項は以下で表される。

$$\text{飽和係数} = \sum_{i=1}^n (1 - \exp(-\lambda \cdot T_i)) \exp(-\lambda \cdot T_d)$$

ここで、 λ は残留する放射性核種の壊変定数、 T_i は照射時間、 T_d は照射後から廃止時までの経過時間であり、 n 回分の照射を合算することになる。

数 10 年にわたる運転の結果、施設廃止時に残留している放射能を求めることは、大変である。そこで、長寿命の核種の残留放射能の計算を行う場合には、上記の飽和係数は 1 年ごとの運転時間がその年の一定時期に集中して行われ、その生成放射能が施設廃止時まで減衰するとし、施設の操業開始から終了までの数 10 年分を合算することで求めることができる。

2.6 では、幾つかの放射線発生装置使用施設で得られた熱中性子フルエンス率で月毎に想定される最大の運転時間で施設廃止まで運転を継続したとしてコンクリート中に主要な核種として検出される ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能を推定することを試みた。ここでは、コンクリート中の Co と Eu の濃度は、国内の放射線発生装置使用施設で求めた値の平均値である、 $8 \mu\text{g/g}$ 及び $0.7 \mu\text{g/g}$ をそれぞれ用いた。

[補足]

運転履歴をもとにした放射化計算の妥当性は、以下のようにして確認できる。加速器室内にコミッショニング時から固定してあった機器やコンセントから真鍮やステンレス鋼（以下「SUS」という）製のビス等を採用し、 γ 線スペクトロメトリにより、生成核種の放射能を求める。真鍮の組成は標準組成である銅 65%、亜鉛 35%である。また、SUS 製のビスは標準組成である鉄 74%、クロム 19%、コバルト 0.2%とする。これらの成分から、真鍮では、 ^{64}Cu 及び ^{65}Zn 、SUS では、 ^{59}Fe 、 ^{51}Cr 、 ^{60}Co が検出される。それらの放射能を測定し、運転履歴を元に求めた飽和係数を核種毎に計算する。運転中の熱中性子フルエンス率は、生成した核種の親核種の原子数、中性子捕獲断面積、飽和係数で割ることにより求めることができる。これらは、生成核種の半減期に応じた期間の平均的な値であることから、例えば ^{51}Cr では数ヶ月、 ^{60}Co は 10 数年間の熱中性子の発生状況すなわち、運転状況が推定できることになる。これらの得られた熱中性子フルエンス率が変わらなければ、長期間にわたって定式的な運転が行われてきたことを保証するものとなる。

2.5.2 モンテカルロ計算

(1) 利点

広い加速器室全体の放射化に係る状況をくまなく実測することは大きな負荷となるが、モンテカルロ計算による一次・二次粒子の空間分布、及び放射化計算コードによる放射化の程度を予測することにより、注意すべき箇所が明らかとなれば、その対応も立てやすくなるため、放射線安全管理業務に係る負担や被ばく線量の軽減が期待できる。

(2) 特徴

モンテカルロ計算は、バーチャルな空間に加速器室を再現し、その一次・二次粒子の分布を予測することができる。したがって、ビーム損失の量及び箇所、機器の材質、構造、寸法等が正確であればあるほど、その予測精度は向上する。また、実測結果と比較することにより、評価結果を補正することができ、より現実にあった評価結果を得ることができるようになる。実際に、多くの計算コードを用いた結果と実験データとを比較検討するベンチマークテストが国際的連携により行われてきており、計算コードの改良が進められている。

(3) 使用する計算コード等

[粒子輸送]

放射線発生装置を対象とする場合、陽子、重粒子、中性子、電子、光子までの放射線の輸送を取り扱うことができる汎用モンテカルロ計算コードを利用することになる。また、放射化の評価を進めるには、放射化計算コードとの連携ができることも重要である。そのようなものとして、例えば、PHITS (Particle and heavy ion transport code system)、MCNP (A general Monte Carlo N-particle transport code system)、FLUKA (Fluktuierende kaskade) 等がある。我が国では国産コードである PHITS の利用が多い。

[放射化計算]

上記の汎用モンテカルロ計算コードにパッケージ化された、陽子・重粒子による放射化にも対応可能な放射化計算コードが利用できる。例えば、高エネルギー加速器の放射線場に対応した高エネルギー粒子誘導放射能計算コード DCHAIN-SP が利用されている。

[核データ]

放射化計算では中性子などによる二次的に発生する核反応データ、生成核種の核的性質を含むライブラリも必要であり、汎用モンテカルロ計算コードにパッケージ化された評価済み核データが利用できる。例えば、核反応モデルによって標的核から発生する中性子のエネルギースペクトルを推定し、その中性子による放射化計算する際には、JENDL 等の核データが利用されている。

(4) 発生装置使用室のモデル化

計算に当たっては発生装置使用室をモデル化する必要がある。その際、機器などの再現が詳細であればあるほど、モンテカルロ計算結果の信頼性が向上するため、建屋の平面図、立面図、発生装置の配置図、発生装置の構造図等を準備する。また、ターゲット周りの遮蔽体や自己遮蔽体等の遮蔽物、ピットのように、二次的に発生する中性子の空間分布に影響を与えたと考えられる構造物で、図面での確認が難しい場合には、物の配置、形状を測量する。

(5) ビーム損失と損失割合の把握

また、ターゲットやビームダンプ等明らかに 100%のビーム損失が生じる箇所の情報（構造、厚み、材質等）は非常に重要であるため、図面等が入手できない場合は実測等によってデータを取得する。発生装置室内の線量測定の結果、デフレクタ、ビーム診断モニタ、スリット等、明らかにビーム損失が生じた可能性のあることが分かった場合には、それらの構造や材質とともにビーム損失割合も推定する。

(6) 計算に用いる運転条件

運転履歴は放射化計算にとって不可欠である。運転履歴としては、ビーム損失箇所での粒子のエネルギー、粒子数（ビーム電流値）、損失割合、運転時間を決めることになる。しかし、廃止時までは長期間の記録となることから、運転開始時からの詳細な運転履歴の情報収集を行うことは大変な作業となるため、典型的な運転を導き出すためのデータ取得が必要である。例えば、PET 薬剤製造用のサイクロトロン施設の場合では、製造核種毎に、加速エネルギー、電流、ターゲットの場所、運転時間を整理しておくことが望ましい。周辺のコンクリートの放射化計算では、半減期の長い ^{60}Co や ^{152}Eu の生成量が重要となってくるため、運転開始時から一定期間毎の運転実績をまとめておく。

(7) 放射化物の組成分析

放射化計算では、放射化される材料の組成の情報が不可欠である。加速器周辺に用いられている鉄材、ステンレス鋼、アルミニウム合金等の場合、Co のように中性子放射化断面積が大きい不純物の濃度がカタログ値に含まれていない場合が多く、あらかじめ定量していることが望まれる。また、コンクリートでは、Li、Sc、Co、Eu、Cs 等の微量元素の濃度が重要になってくる。これらは、多くの研究報告があり、標準的な組成データを利用することもできる。また、コンクリートでは比重や水分量も必要である。

2.6 加速器の種類による施設評価結果

以下は、2017～2020 年度での放射線安全規制研究推進事業成果報告書「加速器施設の廃止に係わる測定、評価方法の確立」での研究成果を基に、静電加速器施設、放射光施設及び粒子線治療施設についてまとめたものである。

2.6.1 静電加速器施設

(1) 静電加速器について

2012 年の事務連絡「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の一部を改正する法律並びに関係政令、省令及び告示の施行について」では、「核子あたりの最大加速エネルギーが 2.5MeV 未満のイオン加速器（ただし、重水素とトリチウムの反応で中性子を発生させる目的で使用される加速器を除く）の本体及び遮蔽体などの周辺設備などは放射化物としての管理は不要である。」とされている。

本節でいう静電加速器は、法令で分類された放射線発生装置のうち、コッククロフト・ワルトン型及びファン・デ・グラーフ型加速装置の放射線発生装置でイオンを加速するものを対象としている。

ファン・デ・グラーフ型の静電加速器ではタンデムタイプの普及が進み、ターミナル電圧の数倍のエネルギーまでの粒子加速が可能となった。また、電荷輸送を安定的に行うため、従来のベルトからペレットチェーンに替えたペレトロン加速器が生まれた。

コッククロフト・ワルトン型の静電加速器では、さらにビーム強度の向上が可能なダイナミトロン加速器が開発された。

これらの加速器は、原子核分野以外の研究の進展によって、加速器質量分析 (AMS)、荷電粒子励起 X 線分析 (PIXE)、ラザフォード散乱分析 (RBS) など様々な研究分野で利用されるようになってきており、イオンインプランテーション等の材料開発分野でも利用されてきている。

(2) 荷電粒子による放射化

荷電粒子が原子核に衝突し、核反応を起こすには、荷電粒子がクーロン障壁を超え、核反応の Q 値を超える必要がある。クーロン障壁は、原子核の原子番号を Z 、質量数を A 、また粒子の電荷を Z_a とすれば、 $Z \cdot Z_a / A^{1/3} \text{MeV}$ となり、軽イオンのクーロン障壁は図 2.7 のようになっている。原子番号が 26 の鉄では陽子、重陽子で 5 MeV を超えており、ヘリウム粒子では 10 MeV を超えている。したがって、加速エネルギーがこのエネルギーを越えない場合は、荷電粒子がクーロン障壁を越えて原子核に到達して核反応を生じさせる可能性はほとんどない。このため、標的核の原子番号が小さい場合にのみ、核反応が生じる可能性がある。

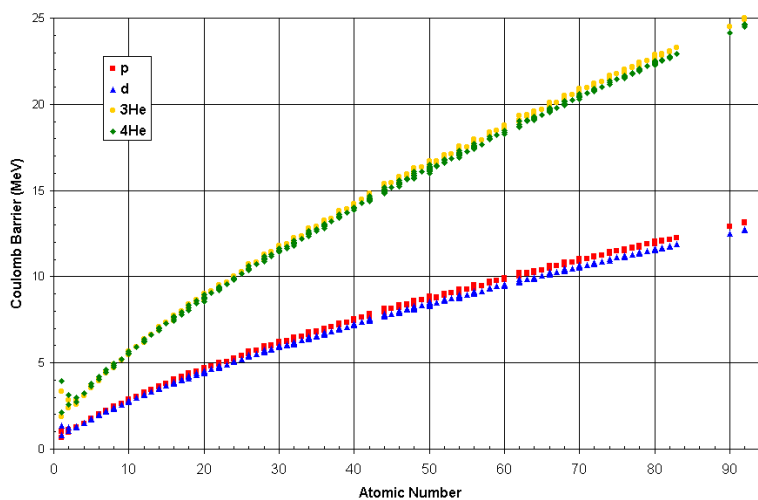


図 2.7 荷電粒子のクーロン障壁

(3) 静電加速器の放射化調査結果

まず、加速電圧による分類の可能性を検討した。タンデムタイプとして加速電圧がそれぞれ 2 MV、4 MV、6 MV 以下及びそれ以上の 4 区分、さらにシングルエンドタイプを 1 区分とし、表 1 に示すように、13 施設 16 台の加速器を調査した。

表 2.1 静電加速器の調査施設一覧

分類	調査施設 (加速電圧)
タンデムタイプ	
加速電圧	
2 MV 以下	筑波大(1 MV)、東大(1.75 MV)、京大(1.7 MV、2 MV)、神戸大(1.7 MV)、奈良女子大(1.7 MV)
4 MV 以下	JAEA-高崎(3MV)、住重試験検査(2.4MV)
6 MV 以下	筑波大(6 MV)、JAEA 東濃(5 MV)、環境研(5 MV)、東大 MALT(5MV)
それ以上	JAEA 東海(20 MV)
シングルエンドタイプ	東北大(4.5 MV)、広島大(2.5 MV)、JAEA-高崎(3 MV)

加速粒子によって中性子発生を伴う核反応が生じ放射化が生じるとともに、二次的に発生する中性子によって周辺部にも放射化が生じる可能性を調査する目的として、中性子検出器として市販の CR-39 付き線量計を加速器本体表面などに約 1~3 ヶ月間設置した。測定

では CR-39 のエッチピット数を求め、熱中性子フルエンスに換算した。以下に結果を示す。

(a) 中性子非検出の施設

1 MV (筑波大)、1.7 MV (東大、京大、奈良女子大)、2 MV (京大)、2.4 MV (住重)、3 MV (TIARA) の 7 施設で中性子は検出されなかった。

(b) 中性子が僅かに検出された施設

シングルエンドタイプの JAEA-高崎 (3 MV) の出射部及びタンデムタイプの JAEA 東濃、環境研、東大 MALT (5 MV) のファラデーカップ終端域において僅かながら熱中性子が検出された。いずれも検出下限に近い $3 \times 10^7 \text{ cm}^{-2}$ 以下であった。設置期間中の平均の熱中性子フルエンス率は $1 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 以下となることがわかった。

(c) 中性子発生が検出された施設

(i) シングルエンドタイプの東北大(4.5 MV)

Li(p, n)反応で中性子発生を行う実験のビームコースでは $1.3 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$ 、陽子マイクロビームによるビームコース側では熱中性子フルエンスで最大となり $1.1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}$ であった。

(ii) タンデムタイプの筑波大 (6 MV)

ファラデーカップ及び散乱槽で $1.1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}$ 程度の熱中性子フルエンスであった。

(iii) タンデムタイプの神戸大(1.7 MV)

神戸大では重陽子を加速し、中性子を発生させる実験を行ったことから、熱中性子フルエンスで最大 $1.5 \times 10^9 \text{ cm}^{-2}$ 程度であった。

(iv) シングルエンドタイプの広島大 (2.5 MV)

重陽子加速実験を行った際のスリット部で中性子の発生が検出されたが、ターゲットとして Be などを用いて中性子発生を意図しているものではなかった。熱中性子フルエンスは $3 \times 10^8 \text{ cm}^{-2}$ であり、設置期間中の平均熱中性子フルエンス率は $10^2 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ となった。

(v) タンデムタイプの JAEA 東海 (20 MV)

この施設は調査施設の中で最も加速エネルギーが高く、施設の規模も大きい。縦置き加速器で、垂直にビーム加速を行い、加速器直下でビームを水平のビームラインに振り分けて輸送するようになっている。このことから、中性子の発生が見込まれる加速器直下の出射ビームラインでは CR-39 による測定はできなかった。振り分け電磁石室内では 10^8 cm^{-2} を超える中性子が発生した。加速器側面は 10^7 cm^{-2} のオーダーであった。また、ターゲット室は実験目的毎に区画されており、室内の熱中性子フルエンスは 10^7 cm^{-2} のオーダーであった。

以上の結果から、静電加速器施設は加速エネルギーに区分するのではなく、使用目的として積極的に中性子発生を意図した実験や核反応を発生させる目的で実験を行っているかどうかで分類すべきといえる。

そこで、明らかに中性子発生が認められた東北大(4.5 MV)、神戸大(1.7 MV)、筑波大(6 MV)、JAEA-東海(20 MV)の4施設に対して、放射化の観点から実際に核反応を生じ、中性子を発生させる実験体系で調査した。いずれの施設も、現在は、イオンビーム分析、PIXE分析、材料照射、加速器質量分析等の実験が主流となっており、中性子を発生させる実験はマシンタイムの一部に過ぎない。

シングルエンドタイプの東北大(4.5 MV)は東北大学工学部に設置されている。予備検討でターゲット及び銅スリットの放射化が検出されたことから、陽子をリチウム標的に照射し中性子を発生させる実験及び陽子を銅スリットに直撃させる実験を実施し、実験中の熱中性子のフルエンス率は最大でも $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであることを確認した。

タンデムタイプの神戸大(1.7 MV)は神戸大学海事科学科に設置されている。重陽子をベリリウムに照射して中性子を発生させる実験を行った結果、標的近傍での熱中性子フルエンス率は $5.7 \times 10^3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ (金箔での最大値)であり、標的直下の床面、ビームライン下流部の壁面においては $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであった。

タンデムタイプの筑波大(6 MV)は筑波大学研究基盤総合センターに設置されている。実験では、加速器部品の材料に用いられている SUS304 やタンタルを標的にして 6 MeV 及び 12 MeV 陽子を照射し、最大の熱中性子フルエンス率は 12 MeV 陽子、SUS 標的照射の場合で、標的床面で $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであった。

タンデムタイプの JAEA-東海(20 MV)は原子力研究開発機構東海研究所に設置されている。陽子ビームを 30 MeV に加速して実験を行った。平均電流 $0.25 \mu\text{A}$ であった。その結果、加速器本体側面での熱中性子フルエンス率は最大で $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであった。エネルギー分析室では最大で $10^3 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであった。照射室はさらに1桁高く $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーであったが、このビームラインは RI 製造を目的としていることから今回の調査範囲から除外すべきであるといえる。

熱中性子フルエンス率を $10^4 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 、月に 480 時間運転という実際の3桁を超える運転条件で50年間運転をした場合に、2.5.1(2)で示した放射化量推定に基づいて計算すると、コンクリート中の ^{60}Co や ^{152}Eu の生成放射能の和がクリアランスレベルの放射能(0.1 Bq/g)となることが分かった。したがって、通常の運転条件において、建屋に有意の放射化が認められる可能性はないといえる。

中性子が発生する実験を行う施設においては、加速粒子が直接照射される標的、スリット、ファラデーカップ等が放射化していることが明らかになった。しかし、国内最高エネルギーの20 MV タンデム施設を含めて、加速器本体のタンクや建物においては、長寿命の ^{60}Co や

^{152}Eu は検出されなかったことから、廃止の際に放射化物としての管理は不要であることが確認された。

測定によって得られた熱中性子フルエンス率の結果に基づいて、タンデムタイプの神戸大(1.7MV)、筑波大(6MV)及びJAEA-東海(20MV)で30年の運転後にコンクリート中に生成される ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能濃度の和を推定した結果を図2.8～2.10に示した。計算に用いた運転条件は各図中に示し、計算方法は2.5.1(2)に示した。いずれの施設においても、床面のコンクリートの ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能濃度の和は通常検出することが難しい極めて低い濃度であることが推定された。

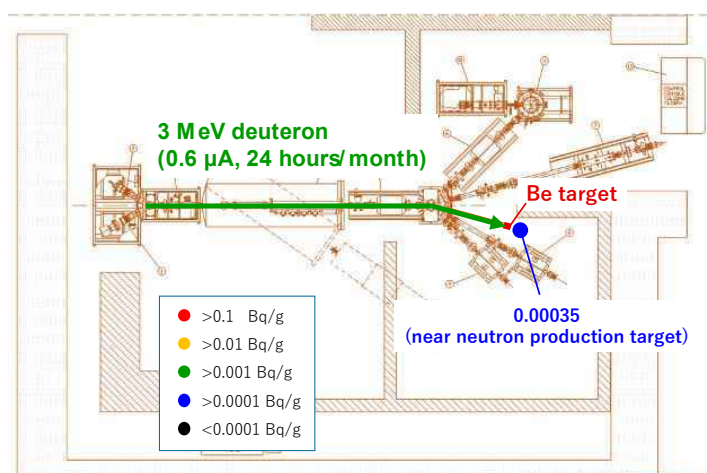


図 2.8 神戸大(1.7MV)の床コンクリートの放射化量評価結果

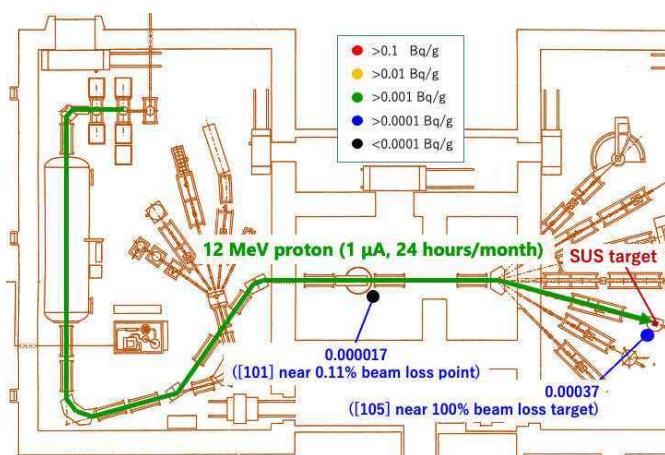


図 2.9 筑波大(6MV)の床コンクリートの放射化量評価結果
([番号]は任意に付けた測定場所名)

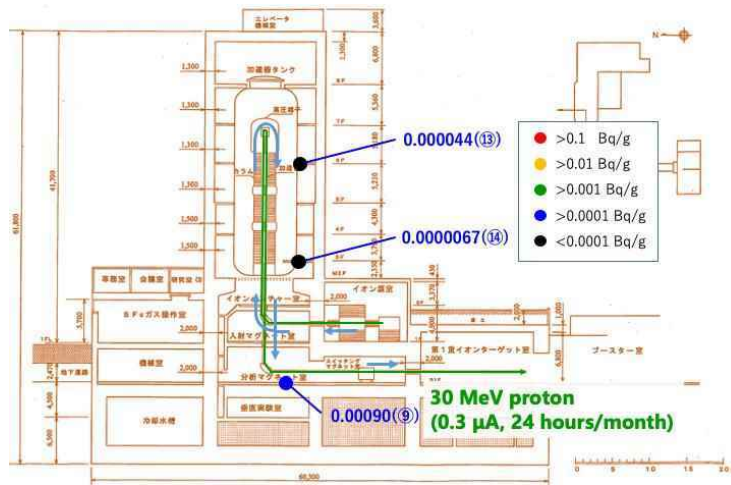


図 2.10 JAEA-東海(20MV) の床コンクリートの放射化量評価結果
(丸番号は任意に付けた測定場所名)

(4) 静電加速器施設での放射化判定

以下に、静電加速器施設での放射化判定の流れを図 2.11 に示す。使用目的として、質量分析、組成分析等に利用されている場合には放射化を考慮する必要はない。

一方、中性子を発生させる実験を行っていることは、核反応が生じていること、その周辺部にも中性子による放射化が生じる可能性がある。したがって、使用目的として積極的に中性子発生を意図した実験や核反応を発生させる目的で実験を行う場合にはターゲットやビームダクトなどでビームが直撃したことがサーベイによって特定された箇所は放射化しているものとして取り扱う必要がある。しかし、その周辺部においては、放射化していないと判断される。

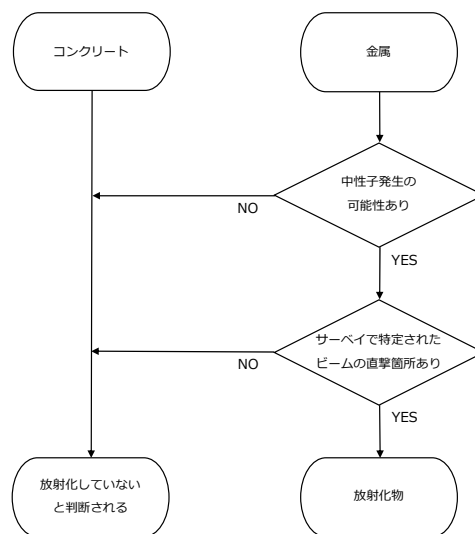


図 2.11 静電加速器施設での放射化判定

2.6.2 放射光施設

(1) 放射光施設について

高エネルギー電子が円軌道を周回する際に発生する放射光を利用するための専用加速器は、1974年に東京大学原子核研究所に附属して物性研究所のINS-SORとして、世界で初めて建設された。その後、高エネルギー物理学研究所において、1983年にフォトンファクトリー（PF）が建設され、世界中に普及していった。現在、国内では、加速エネルギー、加速器のサイズ共に最大のSPring-8から、エネルギー、サイズ、共に最小の立命館大学SRセンターまで、8施設が稼働している（表2.2）。

放射光施設を構成する加速器は、基本的に、電子入射用の「直線加速装置」、前段加速を行う「ブースター」、そして、放射光を発生させる「蓄積リング」の3つである。施設によってはブースターが設置されず、直線加速装置から直接蓄積リングに入射される方式を採用したり、加速エネルギーが1GeV未満の施設では、直線加速装置の代わりにマイクロトロンを設置している施設もある。旧来、放射光施設では、1日に数回程度、蓄積リングに電子を入射してきたが、最近ではわずかに減少した電子を数分等の短い周期で定期的に補い、電子数を一定に保つTop-up方式での運転も多くの施設が採用している。蓄積リングでは、超高真空のビームパイプの中を長時間光速に近い電子が周回しつづけることから、見かけ上の電流値は大きいですが、実際の電子数としては極めて少なく、どの施設でも蓄積リング1mあたり、1nC ($10^9\sim 10^{10}$ electrons/m) 程度である。

表 2.2 国内の放射光施設 (2020年12月)

施設名	エネルギー	加速器構成
高エネルギー加速器研究機構 放射光科学研究施設 フォトンファクトリー (PF)	2.5 GeV	L-MR
高エネルギー加速器研究機構 大強度放射光リング	6.5 GeV	L-MR
分子科学研究所 極端紫外光研究施設 UVSOR	750 MeV	L-B-MR
あいちシンクロトロン光センター	1.2 GeV	L-B-MR
立命館大学 SR センター	575 MeV	MR
理化学研究所播磨研究所 大型放射光施設 SPring-8	8 GeV	L-B-MR
兵庫県立大学高度産業科学技術研究所 NewSUBARU	1, 1.5 GeV	L-MR
広島大学 放射光科学研究センター HiSOR	700 MeV	MR
佐賀県立九州シンクロトロン光研究センター	1.4 GeV	L-MR

L: 直線加速装置

B: ブースター

MR: 蓄積リング

(2) 放射光施設の放射化の特徴

放射光施設の典型的なビーム損失箇所として、直線加速装置の出射部周辺、ブースターの入射部周辺、ブースターの出射部周辺、そして、蓄積リングの入射部周辺の4箇所が挙げられる。

放射光施設では、ビーム損失で発生した制動放射線による光核反応が放射化に大きく寄与する。光核反応では、入射光子エネルギーに対して 10～30 MeV の領域に巨大共鳴ピークと呼ばれる特異的な断面積の増加を示す特徴がある。その結果、電子の加速エネルギーとは関係なく、 (γ, n) 反応のような単純な反応が最も起こりやすい。

ビーム損失場所で発生した制動放射線は非常に指向性が高くビーム下流部に向けて発生するので、その方向にあるビームラインや電磁石においても放射性核種が生成する可能性がある。また、光核反応では中性子の発生を伴うために、中性子による周辺部の放射化も生じる可能性がある。

国内の代表的な 5 施設において、サーベイメータでバックグラウンド以上の線量率が認められた直線加速器装置、ブースターリング、蓄積リングの入出射部では、主にビームパイプのステンレス鋼に起因すると考えられる ^{46}Sc 、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{58}Co 、 ^{57}Ni 等の半減期 1 年未満の核種が確認された。

(3) 放射光施設の放射化調査結果

放射光施設は建物が非常に大きいために、建物の放射化の推定は非常に重要であるといえる。広島大学 HiSOR、分子科学研究所 UVSOR 及び理化学研究所播磨研究所大型放射光施設 SPring-8 で 30 年の運転後にコンクリート中に生成される ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能濃度の和を求めた結果を図 2.12～2.14 に示した。計算に用いた運転条件は各図中に示し、計算方法は 2.5.1(2)に示した。いずれの施設においても、床面のコンクリートの ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能濃度の和は通常検出することが難しい極めて低い濃度であることが推定された。

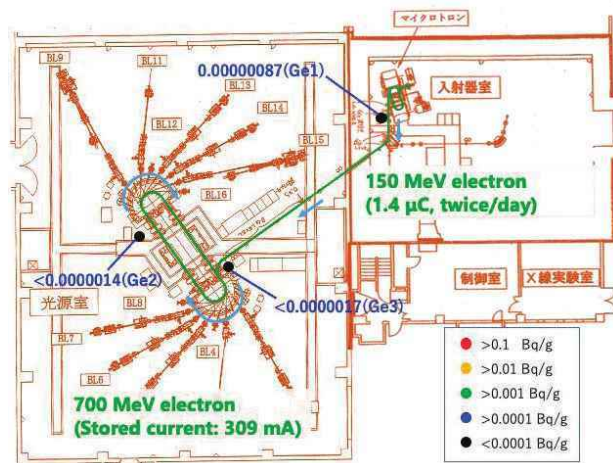


図 2.12 広島大学 HiSOR の床コンクリートの放射化量評価結果
((Ge 番号)は任意に付けた測定場所名)

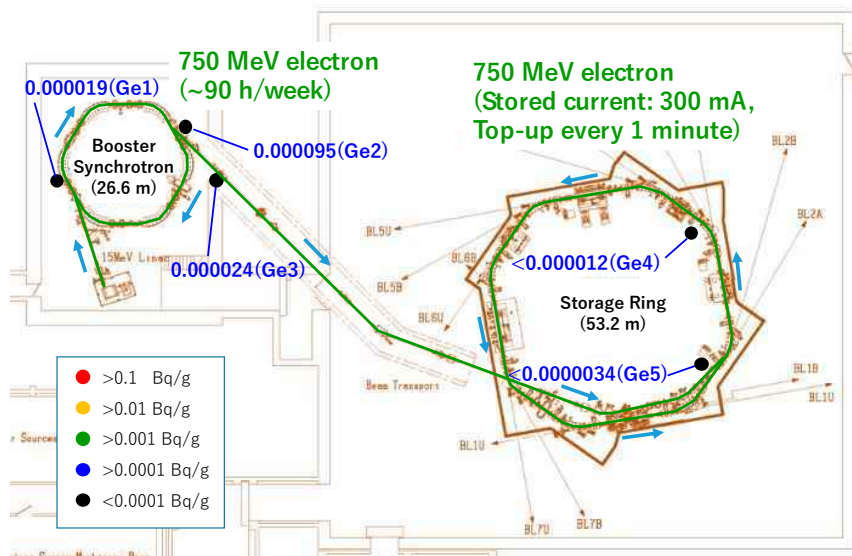


図 2.13 分子科学研究所 UVSOR の床コンクリートの放射化量評価結果 ((Ge 番号)は任意に付けた測定場所名)

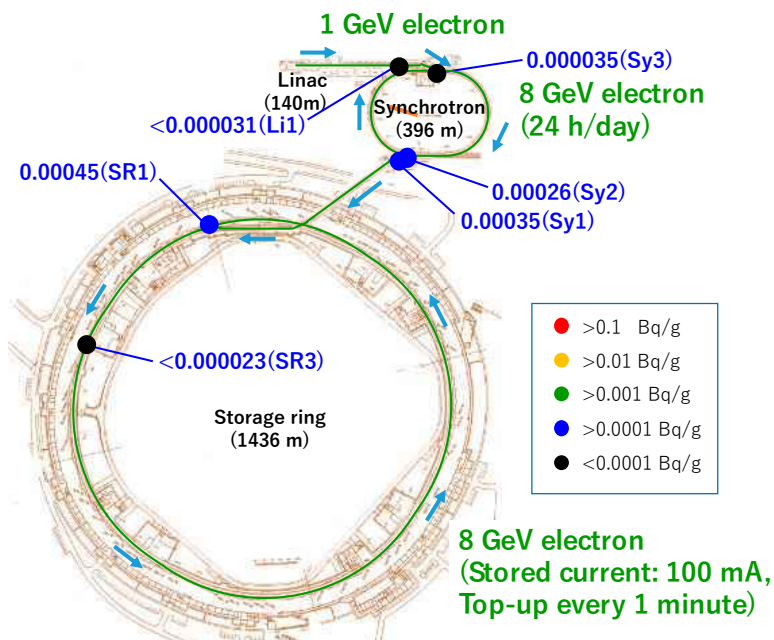


図 2.14 大型放射光施設 SPring-8 の床コンクリートの放射化量評価結果 ((Li 番号), (Sy 番号), (SR 番号)は任意に付けた測定場所名)

(4) 放射光施設の放射化区分

前述の通り、放射光施設では、蓄積リングを周回している電子数は少なく、一旦、蓄積リング中の全電子が損失してしまったとしても、放射化の可能性は無視できる。以下、施設の主要構成材料であるコンクリートと金属（ビームライン構成材）の2つに分けて、放射化／非放射化の区分について述べる。

(a) コンクリート

コンクリートはビームライン室を構成する主要部材である。放射光施設では、蓄積リングの加速器全長が1 kmを超えることもあり、他の加速器施設に比べ、物量が多い。ビームライン室の壁、床、天井のコンクリートの放射化は、ほとんどがビーム損失により光核反応で発生した中性子がコンクリートに到達することで起こる。

国内の代表5施設を調査した結果より、加速エネルギーや入射モード（定時入射、Top-up）に依らず、運転中のビームライン室内の平均中性子フルエンス率は $10^{-1}\sim 10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 程度であることが示された（定常運転を続ける限り放射化しないレベル）。ビーム入射部や出射部など、ビーム損失の大きな部位においても $10^2 \text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ のオーダーに収まっていた。また、壁などに光子の直撃を受けた痕跡、特異的なホットスポットはなかった。モンテカルロ計算の結果、対象施設の中で発生中性子量が最も多いと予想された高エネルギー加速器研究機構放射光科学研究施設PFにおいて、入射点等複数箇所で、コンクリートをコア抜きし、放射能測定を行ったが、天然核種以外の放射性核種は検出されなかった。

ゆえに、放射光施設において、ビームライントンネル及び実験ホールのコンクリートは、放射化していないと判断される。

(b) 金属

放射光施設の場合、ビーム損失が認められる部位は限定されており、運転直後に行う線量率サーベイで場所を特定することができる。放射線イメージング装置による撮影も放射化部位の特定には有効である。廃棄時点において有意の線量率が認められた部材に対しては、放射化物として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台やアンジュレーターの外枠、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などは、コンクリートと同様に放射化していないと判断される。

また、蓄積リングより分岐した二次ビームラインは、実験装置に放射光（赤外からX線領域の光）を取出すものであり、放射化は起こらない。

図 2.15 に放射光施設での放射化判定の流れを示した。

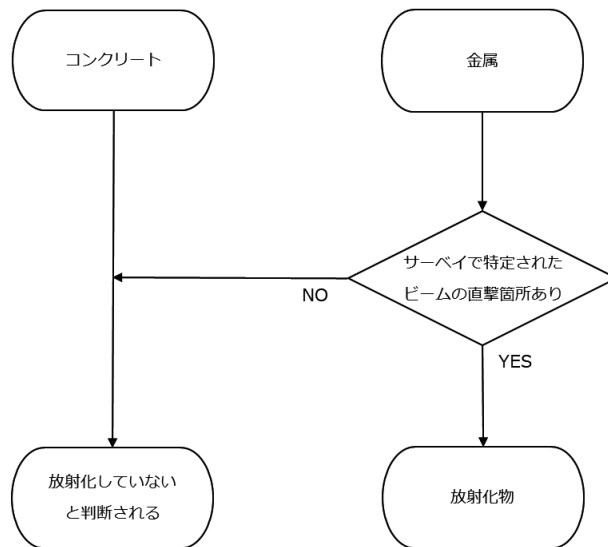


図 2.15 放射光施設の放射化判定

2.6.3 粒子線治療施設

(1) 粒子線治療施設について

粒子線治療施設では、加速器のビームを患者に照射することで悪性腫瘍等の治療が行われている。1994年に世界で初めて、放射線医学総合研究所に臨床応用を目的とした重粒子線治療装置 HIMAC が完成し、治療が開始された。1998年には陽子線治療専用施設として世界で2番目となる施設が国立がん研究センター東病院に完成し、その後時代を経るごとに様々な進化を遂げた加速器が設置されてきた。

粒子線治療施設は、加速粒子の違いにより、炭素イオンを加速する重粒子線治療施設と、陽子を加速する陽子線治療施設に大別され、加速器の違いにより、「シンクロトロン」を用いるものと、それ以外に分けられる。シンクロトロン以外の加速器は、全て陽子線治療に用いられており、「サイクロトロン」と「シンクロサイクロトロン」の2種類が登録されている。2020年8月現在、国内では、重粒子線5施設、重粒子線+陽子線共用1施設、陽子線17施設（シンクロトロン×11、サイクロトロン×4、シンクロサイクロトロン×2）の合計23施設が稼働している。

(a) 陽子線治療施設

陽子線治療施設では、70 MeV～230 MeVの陽子を患者に照射している。加速器には、シンクロトロン、サイクロトロン、シンクロサイクロトロンが用いられている。施設は大きく分けて、加速器本体が設置される「加速器室」、患者への照射角度を調整するための回転ガ

ントリーを収納するための「ガントリー室」、そして、患者への照射が行われる「治療室」の3つから構成される。

サイクロトロンとシンクロサイクロトロンは、加速器本体が小さく、設置面積が小さく済むという利点がある。陽子の加速エネルギーは一定である。エネルギー調整は、加速器から引き出された後、途中に設置されたデグレーダにより行われる。

シンクロトロンは、加速器のサイズがサイクロトロンやシンクロサイクロトロンに比べ大きく、設置面積がより広くなる。一方で、加速エネルギーを任意に決定することができ、ビームラインの途中にデグレーダが存在しない。

患者への照射方法の違いとして、陽子ビームを治療室直前のノズルに設置された散乱体やフィルタ、コリメータなどを用いて拡大、整形する「拡大ビーム法」と、非常に細い径のペンシルビームを走査する「スキャニング法」に大きく分けられる。現在の装置はスキャニング法を採用しているものが多数である。スキャニング法では、ノズルにビームと直接接する部品がないのに対し、拡大ビーム法ではビーム整形の際にビーム損失が生じ、治療室の放射化に影響する可能性があり、スキャニング法に比べて上流のビーム電流も大きくなる。ビームエネルギーやコリメータの開口度は対象となる疾患や患者の状態に応じて決定される。

ビーム電流は、加速器や照射方法の違いに依存するため、一義的には決められないが、典型的な値として、シンクロトロンで拡大ビーム法を行う場合、シンクロトロン出射部で ~ 10 nA、スキャニング法を行う場合は、 ~ 1 nA 程度である。ノズル出口では、どちらも ~ 1 nA である。サイクロトロンで拡大ビーム法を用いる場合は、サイクロトロン出口で、 $70\sim 250$ nA、スキャニング法では $5\sim 50$ nA 程度、ノズル出口では、どちらも数 nA 程度である。患者への照射線量率は全施設ほぼ共通であり、数 Gy/min である。

(b) 重粒子線治療施設

重粒子線施設では炭素イオンをシンクロトロンで核子当たり $50\sim 430$ MeV 程度に加速して患者に照射している。加速器室や治療室は陽子線治療施設と同様の配置であるが、炭素イオンは陽子よりも重く、電磁石の曲率半径が大きくなるため、陽子線治療施設よりもさらに広大な設置面積を必要とする場合がある。また、回転ガントリーを持たない施設もある。

陽子線治療施設同様に、大きく分けて拡大ビーム法とスキャニング法の2つの照射方法が採用されている。電流値は、拡大ビーム法を行う場合、シンクロトロン出射部で数 nA ($\sim 10^9$ particles/s)、ノズル出口でその数分の1から10分の1程度である。スキャニング法では、シンクロトロン出射部及びノズル出口で、数十～数百 pA ($10^7\sim 10^8$ particles/s) である。患者への照射線量は重粒子線の高い生物学的効果比のため陽子線施設の $1/2\sim 1/3$ 程度である。

(2) 粒子線治療施設の放射化の特徴

粒子線治療施設の放射化は、加速粒子の違い、及び加速器の違い、そして照射方式の違い

により様相が異なる。ここでは、(a)サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設、(b)シンクロトロンが設置された陽子線治療施設、(c)重粒子線治療施設、の3分類に分けて論じる。

(a) サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設

陽子線をビームエネルギー調整に使用しているデグレーダに照射する方式をとるため、デグレーダで大きなビーム損失が生じ、中性子が発生するため、周辺部の放射化を考慮する必要がある。また、シンクロトロンに比べ加速器が小型で、加速器室容積が小さいため、同一のビーム損失が生じたとしても、発生した中性子によるコンクリートの放射化はシンクロトロン施設より高くなる可能性がある。

(b) シンクロトロンが設置された陽子線治療施設

サイクロトロン、シンクロサイクロトロンとは異なり、デグレーダのような特定のビーム損失場所を持たず、電流量も相対的に小さいので、中性子発生量が少ない傾向にある。また、サイクロトロン、シンクロサイクロトロンに比べ加速器室の容積が大きいため、室内の中性子フルエンス率は低くなる傾向にある。また、一方で、治療室における中性子発生量はサイクロトロン、シンクロサイクロトロン施設と同等である。

(c) 重粒子線治療施設

炭素イオンは陽子に比べ、クーロン障壁が高いため、そもそも放射化が起こりにくい。さらに、シンクロトロンが設置された陽子線治療施設と同等、もしくは、それ以上の加速器室容積があり、電流量も陽子線治療施設よりも小さい傾向にあるので、放射化の懸念は3分類の中で最も小さい。

その他、サイクロトロンやシンクロサイクロトロン施設では治療方式の違いも放射化に大きく影響を与えられと考えられる。スキヤニング法の割合が多い施設では、拡大ビーム法の割合が多い施設に比べ、放射化の懸念は小さくなると考えられる。施設毎に定常的な運転条件を把握しておき、その情報をもとに廃止前に放射化条件を推定しておくことが重要である。その際、基本的には、患者数をもとに、ビームが発生している時間を推定することで、放射化に寄与する中性子発生数を推定していくこと、その際に加速器室、ガントリー室、治療室でのビーム電流を記録しておくことが望まれる。また、調整運転や試験運転については患者数に関係なく、運転時間を定めることにするのが望ましい。さらに、医療分野の加速器技術の進展は目覚ましく、技術革新のうち放射化に影響を与える可能性のあるものについては、考慮すべきである。

(3) 粒子線治療施設の調査結果

粒子線治療施設は高エネルギーの粒子を発生させる加速器を使用していることから、建物が非常に大きくなる場合が多く、建物の放射化の推定は非常に重要であるといえる。重粒子線治療施設の例として群馬大学重粒子線医学研究センター、シンクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として筑波大学陽子線医学利用研究センター、メディポリス国際陽子線治療センター、サイクロトロンを用いる陽子線治療施設の例として国立がん研究センター東病院、相澤病院陽子線治療センターについて、それぞれの施設で30年運転後に放射線発生装置室などの床コンクリート中に生成される ^{60}Co と ^{152}Eu の放射能濃度の和を求めた結果を図2.16～2.20に示した。計算に用いた運転条件は各図中に示し、計算方法は2.5.1(2)に示した。いずれの施設においても、床面の放射化量の推定値は通常検出することが難しい極めて低い濃度であった。

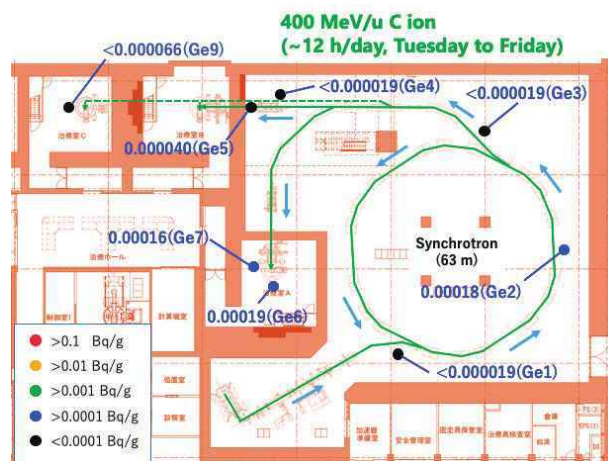


図 2.16 群馬大学重粒子線医学研究センターの床コンクリートの放射化量評価結果
(Ge番号)は任意に付けた測定場所名

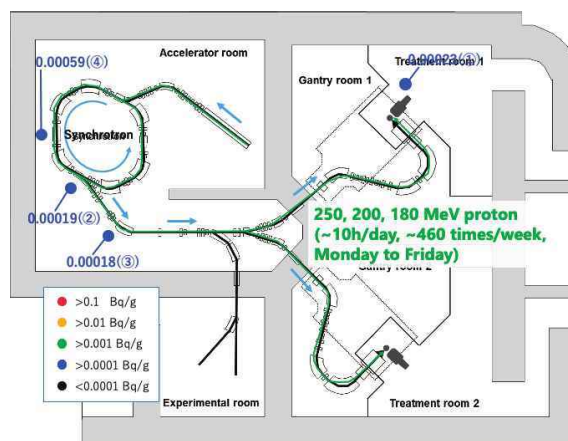


図 2.17 筑波大学陽子線医学利用研究センターの床コンクリートの放射化量評価結果
(丸番号は任意に付けた測定場所名)

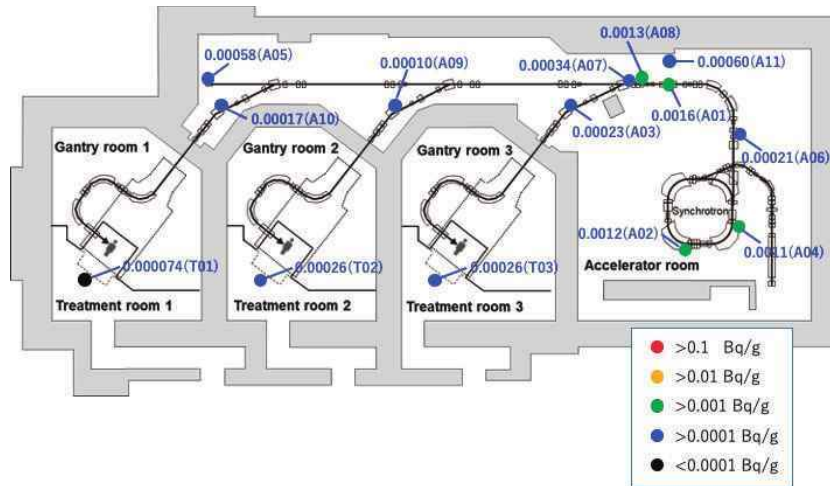


図 2.18 メディポリス国際陽子線治療センターの床コンクリートの放射化量評価結果
 ((A 番号)及び(T 番号)は任意に付けた測定場所名)

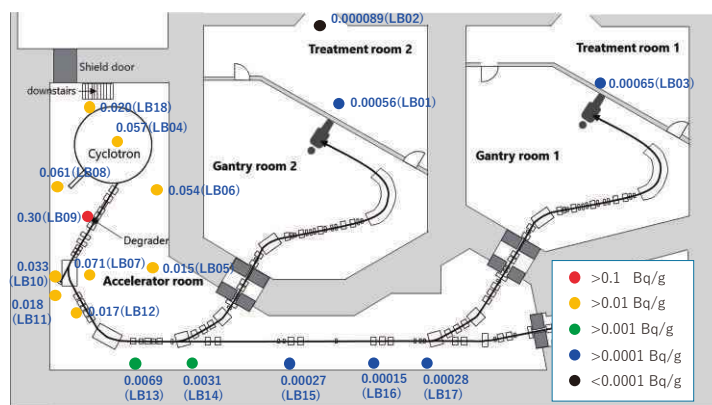


図 2.19 国立がん研究センター東病院の床コンクリートの放射化量評価結果
 ((LB 番号)は任意に付けた測定場所名)

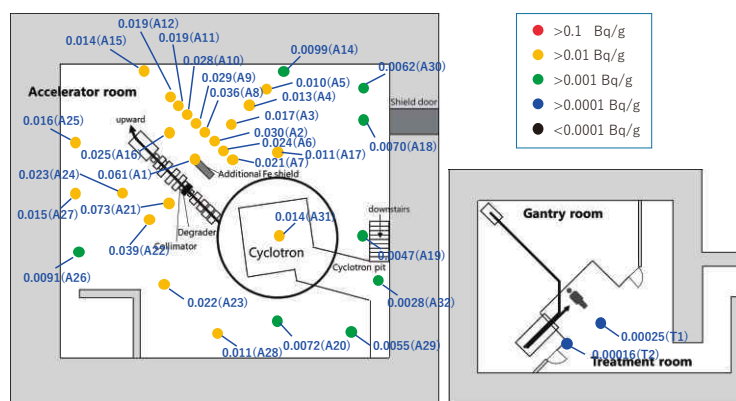


図 2.20 相澤病院陽子線治療センターの床コンクリートの放射化量評価結果
 ((A 番号)及び(T 番号)は任意に付けた測定場所名)

(4) サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化区分

以下に、サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化／非放射化領域の調査結果をまとめた。

(a) コンクリート

運転中の平均中性子束は加速器室で $10^3\sim 10^5\text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 程度であり、デグレーダを中心にほぼ均一に分布しており、図 2.19 及び 2.20 で示したように、クリアランスレベルに近い放射化が想定され、さらに詳細な測定が必要であるといえる。ガントリー室及び治療室は、 $10^0\sim 10^2\text{ cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ 程度であり、図 2.19 及び 2.20 で示したように放射化を考慮しなくてよいレベルであることがわかった。

以上のことより、サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置された陽子線治療施設においては、加速器室のコンクリートは放射化のおそれがあるが、ガントリー室及び治療室は放射化していないと判断される。

(b) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビーム損失が認められる部位を特定することができる。国内の数施設にて、運転停止直後に LaBr_3 検出器による γ 線スペクトロメトリを行った結果では、SUS 製のビームダクトやビームライン構成物からは、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co 、 ^{58}Co といった、半減期 1 年未満の核種の生成が確認された。ベリリウムや炭素、アルミニウムといった軽元素で構成されるデグレーダは、最も放射化が顕著であるが、半減期 2.2 年の ^{22}Na の他は ^7Be (半減期 53 日)、 ^{24}Na (半減期 15 時間) といった短寿命の核種の生成が主であった。また、同施設における調査より、放射線イメージング装置による撮影も放射化部位の特定には有効であることが示された。放射線測定により、有意の線量率が認められた部材に対しては、放射化対象として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などのうち、加速器室に設置されているものについては、放射化の可能性のあるものとして取り扱う。また、ガントリー室及び治療室に設置されているものについては、放射化していないと判断される。また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドライン（改訂：2013 年 9 月 20 日）に従う。

図 2.21 にサイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置されている粒子線治療施

設の放射化判定の流れを示した。

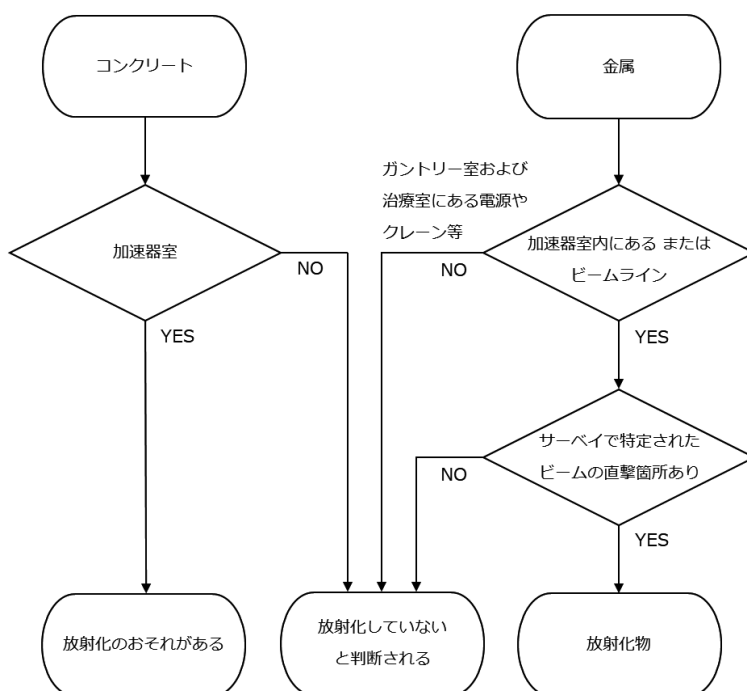


図 2.21 サイクロトロンまたはシンクロサイクロトロンが設置されている粒子線治療施設の放射化判定

(5) シンクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化区分

以下に、シンクロトロンが設置された陽子線治療施設の放射化／非放射化領域の調査結果をまとめた。

(a) コンクリート

加速器室、ガントリー室及び治療室ともに放射化していないと判断される。

(b) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビーム損失が認められる部位を特定することができる。主な生成核種は、ビームラインの物量の多くを占める SUS では、サイクロトロン、シンクロサイクロトロンと同じく、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co といった、半減期 1 年未満の核種である。放射線イメージング装置による撮影も放射化部位の特定には有効であることが示された。放射線測定により、バックグラウンド以上の線量率が認められた部材に対しては、放射化対象として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加

速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などは放射化していないと判断される。また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドライン（改訂：2013年9月20日）に従う。

図 2.22 にシンクロトロンが設置されている粒子線治療施設の放射化判定の流れを示した。

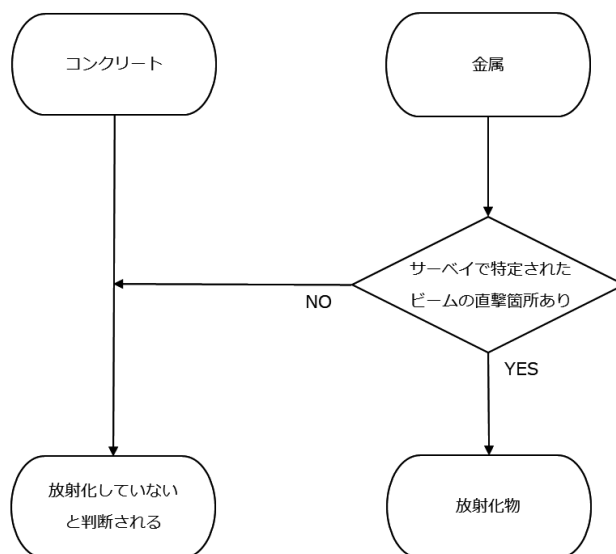


図 2.22 シンクロトロンが設置されている粒子線治療施設の放射化判定

(6) 重粒子線治療施設の放射化区分

以下に、重粒子線治療施設の放射化／非放射化領域の調査結果をまとめた。

(a) コンクリート

加速器室、ガントリー室及び治療室ともに放射化していないと判断される。

(b) 金属

ビームの直撃を受ける部材については、運転直後に行う線量率サーベイによる放射線測定でビーム損失が認められる部位を特定することができる。主な生成核種は、ビームラインの物量の多くを占める SUS では、 ^{48}V 、 ^{51}Cr 、 ^{52}Mn 、 ^{54}Mn 、 ^{56}Co 、 ^{57}Co といった、半減期 1 年未満の核種であるが、生成量は陽子線治療施設と比べて少ない。放射線イメージング装置による撮影も放射化部位の特定には有効である。放射線測定により、バックグラウンド以上の

線量率が認められた部材に対しては、放射化対象として扱う。

ビームの直撃を受けない金属材料、例えば、電磁石の架台や回転ガントリーの構造体、加速器本体から離れて設置されている電源盤、制御盤などは、放射化していないと判断される。また、患者コリメータは関係学会（日本医学物理学会、日本放射線技術学会、日本放射線腫瘍学会）が発行した粒子線治療施設における放射化物の取り扱いに関するガイドライン（改訂：2013年9月20日）に従う。

図 2.23 に重粒子線治療施設の放射化判定の流れを示した。

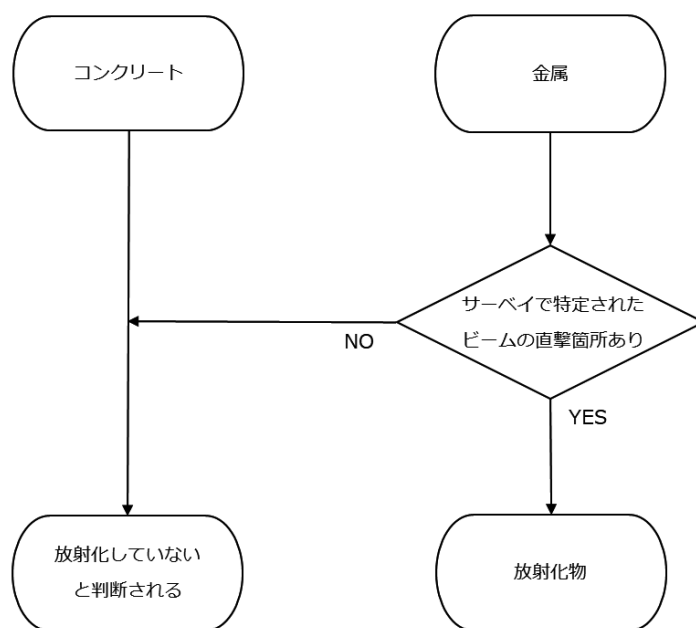


図 2.23 重粒子線治療施設の放射化判定

2.6.4 まとめ

静電加速器施設、放射光施設及び粒子線治療施設の放射化区分をまとめると表 2.3 のようになる。

表 2.3 静電加速器施設、放射光施設及び粒子線治療施設の放射化区分

種類	建屋コンクリート	ビームの直撃を受ける金属	ビームの直撃を受けない金属
静電加速器施設 (中性子発生なし)	放射化していないと判断される	放射化していないと判断される	放射化していないと判断される
静電加速器施設 (中性子発生あり)	放射化していないと判断される	放射化物	放射化していないと判断される
放射光実験施設	放射化していないと判断される	放射化物	放射化していないと判断される
重粒子線治療施設	放射化していないと判断される	放射化物	放射化していないと判断される
陽子線治療施設 (シンクロトロン)	放射化していないと判断される	放射化物	放射化していないと判断される
陽子線治療施設 (サイクロトロン及び シンクロサイクロトロン)	加速器室：放射化のおそれがある その他：放射化していないと判断 される	放射化物	放射化していないと判断される

第3章 廃止措置時の測定と評価手法

ここでは、サイクロトロン施設等の事例を基に、建屋構造体と放射線発生装置本体に分けて評価の進め方をまとめる。

3.1 用語の定義

本測定評価マニュアルにおいて、評価手法を説明する上で必要な用語を以下に定義する。

(1) 事前測定

廃止措置計画立案前に放射化の範囲や程度のおおよそを推定するために行う測定。運転中に発生している熱中性子分布の測定や試料採取による放射能濃度測定で、放射線測定のための重要な情報となる。

(2) 放射線測定

廃棄対象物の放射化判定を行うために実施する放射線の測定。

(3) 代理放射性核種

測定しやすい放射性核種で、測定が困難な放射性核種の存在、放射能、線量などを、2種類放射性核種の関係から推測するために用いることができる。主要放射性核種であり γ 線を放出する放射性核種が、 γ 線スペクトロメータやシンチレーションサーベイメータで検出が容易であるため候補になる。

(4) バックグラウンドと区別不能物 (IFB)

クリアランスレベル以下を測定する能力があるサーベイメータでバックグラウンドと区別できないレベルである物。IFBは一般物として扱うことができるものとする。

3.2 コンクリート構造物の放射化評価

3.2.1 概要

(1) 本手法の対象

先端医学薬学研究センターのPETサイクロトロン加速器室の放射化研究結果を基に、PET

サイクロトロン施設の加速器室コンクリート構造物の放射化測定評価法をまとめる。本施設では15年間の営業運転が行われ、放射能調査は運転終了2年後に実施された。本マニュアルで示すものは、PETサイクロトロン施設において、十分に長い加速器稼働期間があり、運転終了から2年後に廃止措置を行う施設であることを想定した一般的な手法である。

(2) 事前測定

PETサイクロトロン加速器室のコンクリートにおいて、主要放射性核種は熱中性子捕獲反応で生成する。コンクリート表面における運転中の中性子フルエンス率の分布の測定は、放射化の程度と分布を間接的に確認できる。できる限り加速器の使用を停止する前に行っておくことが望ましい。

コンクリート壁のはつり試料採取による γ 線スペクトロメトリを行って、放射性核種の種類、放射能を把握しておくことは廃止措置の計画を立てる上で参考になる。

(3) 放射線測定

コンクリートの放射化判定するためには、以下の2つの放射線測定を行わなければならない。

- (i) コンクリート壁のコアボーリング試料採取による γ 線スペクトロメトリ
- (ii) シンチレーションサーベイメータによる表面線量率測定

方法(i)による放射線測定は放射化が最大となると予想される場所において最低一か所は必要である。 γ 線放出核種の放射能構成、深度分布を取得する。

空間的な放射化を測定するために方法(ii)による放射線測定を行うものとする。コンクリートを一般に廃棄するためには方法(ii)でIFBであることを示さなければならない。IFBであることを示すためには、測定方法(機器及び技術)は、目的とする放射性核種と対応するクリアランスレベルに対して適切なものでなければならない。

(4) 技術的根拠

コンクリートの一般廃棄には手順を正当化することができる技術的根拠に基づいた文書を含めるものとする。技術的根拠の文書では、生成放射性核種を明確にし、放射化の分布の可能性、放射化判定の測定方法を記述するものでなければならない。

3.2.2 コンクリート中の生成放射性核種の特徴

(1) γ 線放出核種

先端医学薬学研究センターのPETサイクロトロン加速器室コンクリートにおいて、運転

終了後2年後に検出された γ 線放出核種は、放射能が高いものから ^{152}Eu (半減期:13.5年)、 ^{60}Co (半減期:5.2年)、 ^{134}Cs (半減期:2.1年)、 ^{154}Eu (半減期:8.6年)、 ^{54}Mn (半減期:0.86年)であった。放射能比は $^{152}\text{Eu}:^{60}\text{Co}:^{134}\text{Cs}:^{154}\text{Eu}:^{54}\text{Mn}=1:0.24:0.15:0.105:0.096$ であった。したがって、コンクリート中の放射化は、熱中性子捕獲反応によるものが主要因であると言える。評価に重要なのは各放射性核種のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比であるが、検出されたいずれの放射性核種のクリアランスレベルも 0.1 Bq/g であるため、放射能濃度の大きさがそのまま重要度に比例する。 ^{152}Eu と ^{60}Co で γ 線放出核種の放射能の78%を占め、 γ 線放出核種では ^{152}Eu と ^{60}Co が主要放射性核種と見なすことができる。ただし、運転終了間もない時期に廃止措置を行う場合には短半減期の放射性核種 ^{46}Sc (半減期:84日)の寄与にも注意が必要である。

(2) トリチウム (^3H)

^3H (半減期:12.3年)は、先端医学薬学研究センターのPETサイクロトロン加速器室コンクリートで採取した6個の試料分析結果から、場所による大きな影響を受けず、平均して $^3\text{H}/^{152}\text{Eu}$ 放射能比は11であった。 ^3H は放射能濃度としては ^{152}Eu よりもおよそ一桁高いものの、 ^3H のクリアランスレベルは 100 Bq/g であり、 ^{152}Eu のクリアランスレベルの1000倍である。各放射性核種のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比の和をとることになり、評価上無視できる。

(3) その他の放射性核種

その他、純粋な β 線や低エネルギーのX線を放出する難測定放射性核種として、コンクリート中の濃度が高いFeとCaの熱中性子捕獲で生成する ^{55}Fe (半減期:2.7年)と ^{45}Ca (半減期:0.45年)について検討する。これらの核種は ^{152}Eu と同じように熱中性子捕獲反応で生成するので、 ^{152}Eu に対する相対生成放射能は単純な核反応放射能計算式で推測できる。一般的な普通コンクリート組成として、Feが1.43%、Caが4.46%、Euが $1\text{ }\mu\text{g/g}$ の元素濃度を想定した場合、30年間の一定運転+2年冷却期間後の放射能比は $^{55}\text{Fe}/^{152}\text{Eu}=1.5$ 、 $^{45}\text{Ca}/^{152}\text{Eu}=0.07$ となる。 ^{55}Fe と ^{45}Ca のクリアランスレベルはそれぞれ 1000 Bq/g 、 100 Bq/g である。 ^{152}Eu のクリアランスレベル 0.1 Bq/g と比べると ^{55}Fe で10000倍、 ^{45}Ca で1000倍大きい。評価に重要なのは各放射性核種のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比であることを考慮すると、 ^{55}Fe と ^{45}Ca は評価上無視できる。

(4) 特徴のまとめ

運転終了後2年後ではコンクリート中に生成する放射性核種の内、トリチウムや ^{55}Fe 、 ^{45}Ca などの難測定核種は評価上無視できる。 γ 線放出核種のみを考慮すれば良く、特に ^{152}Eu と ^{60}Co が主要な放射性核種であり、クリアランスレベルに対する放射能濃度の比の和の

78%を占める。他の γ 線放出核種のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比の和は小さく、22%である。運転終了間もない時期に廃止措置を行う場合には短半減期の放射性核種 ^{46}Sc の寄与にも注意が必要である。

3.2.3 加速器室内のコンクリートの放射化の特徴

(1) 放射化の分布

加速粒子がターゲット、ダンプなどに照射され二次的に中性子が発生するため、ターゲット近傍が最も中性子発生が多くなる。図3.1に示したように、発生した中性子は部屋全体に拡散する。PETサイクロトロン加速器室の様に狭い室内では、熱中性子の分布はほぼ一様となる。その結果、部屋全体が一様に熱中性子によって放射化され、放射化の局在化は起こりにくい。

(2) 放射能の深度分布

図3.2に示したように、おおよそ深さ20cmくらいまではビルドアップ効果により、生成放射能濃度はほぼ一定と見ることができ、それ以深で指数関数的に減少する。 γ 線の到達範囲は20cm程度なので、コンクリートの表面で直接 γ 線を測定すると均一線源としてコンクリート中の放射能濃度を定量することができる。一部 ^{54}Mn の様に速中性子で生成する核種は、サイクロトロン本体近傍の(a)の試料で検出されているが、放射能は低く重要ではない。

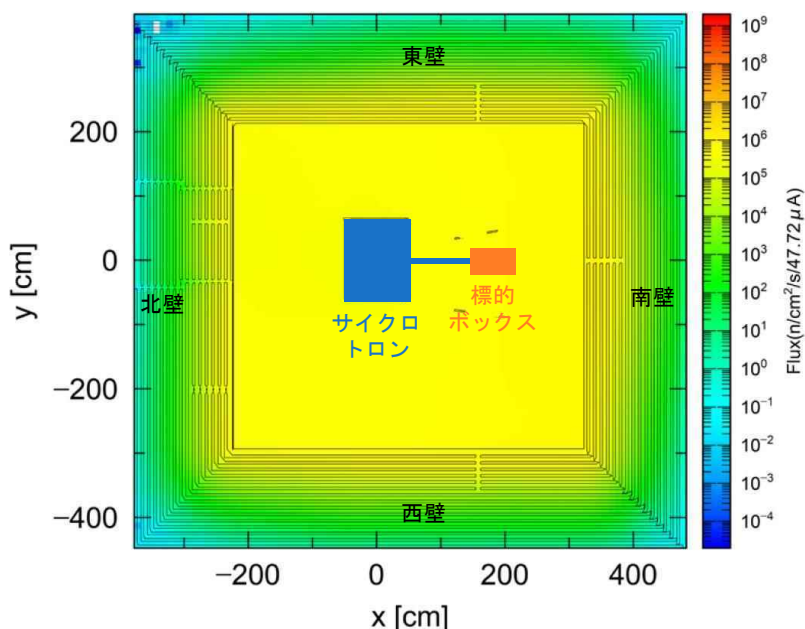


図3.1 PHITSコードを用いたモンテカルロ計算による先端医学薬学研究センターのサイクロトロン室内高さ131cmでの熱中性子の空間分布の計算結果

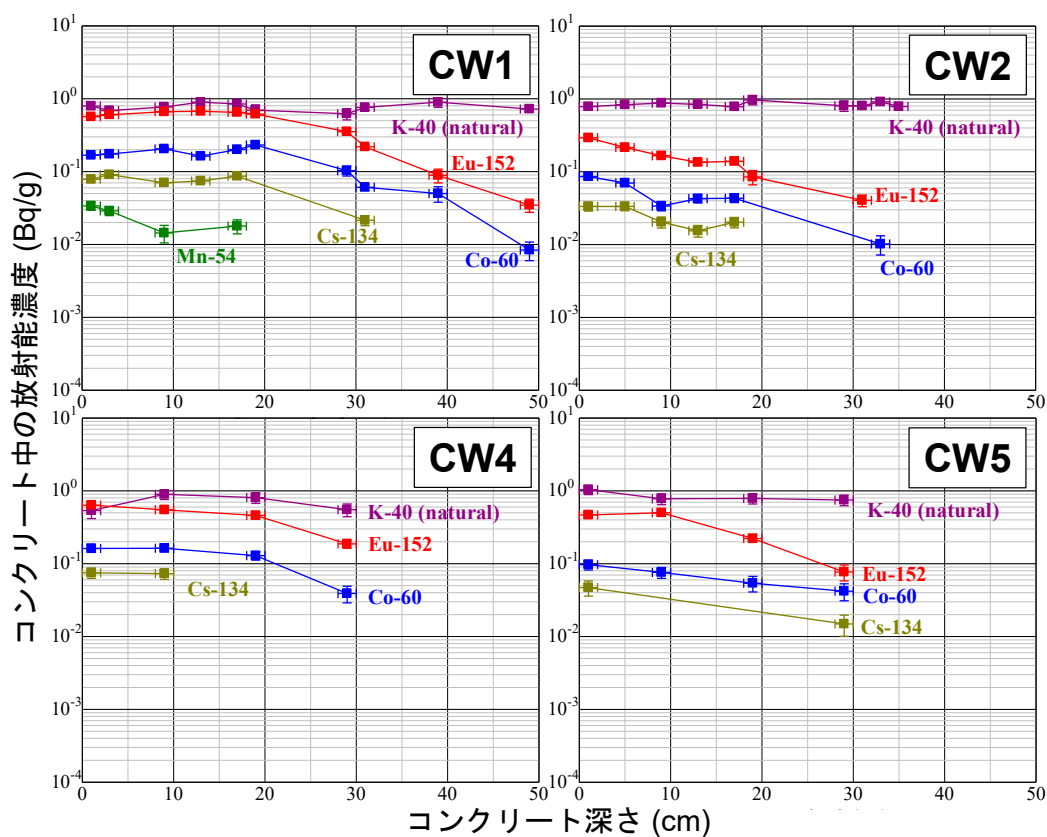
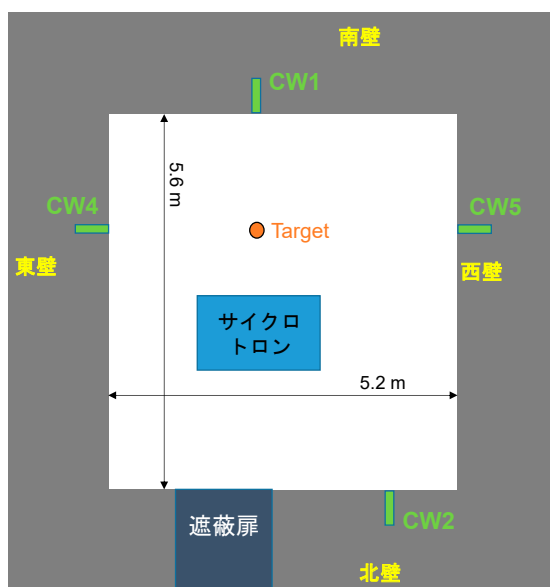


図 3.2 先端医学薬学研究センターのサイクロトロン室内で採取した
コンクリートコア試料の採取場所（上）と放射能濃度の深度分布（下）

（この図は H. Matsumura et al., IOP Conf. Series: Journal of Physics:
Conf. Series 1046 (2018) 012016 の図 2 及び図 4 を基に作成した。）

(3) 放射能の核種比率の場所による違い

図 3.3 に示したように、放射能の大部分を占める放射性核種: ^{54}Mn 、 ^{152}Eu 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{154}Eu は熱中性子放捕獲反応により生成しているため、放射能の核種による構成比はおおよそ場所によらない。よって、一か所の試料採取等による測定で得られた放射能の構成は室内全体に適用できる。

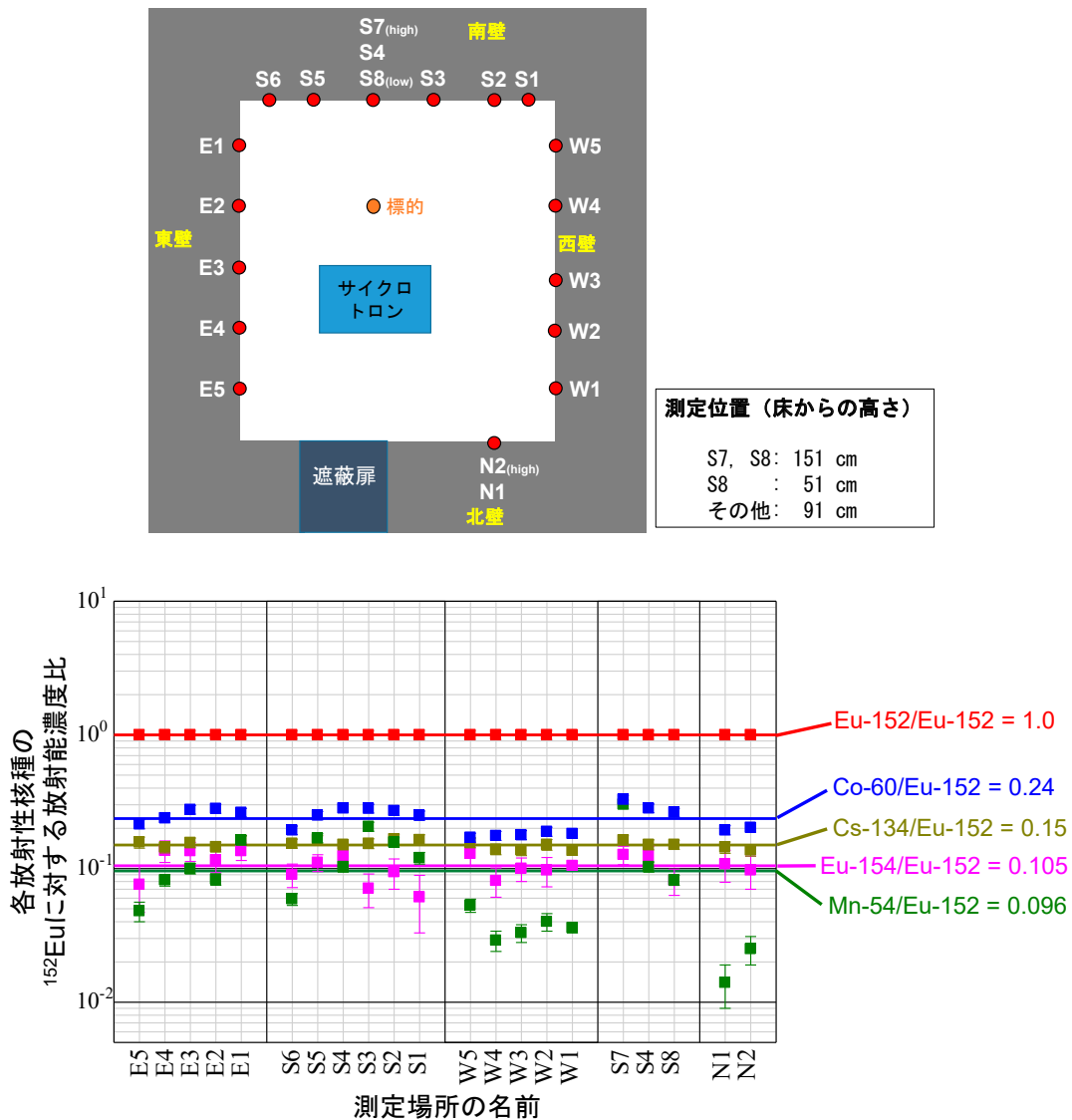


図 3.3 先端医学薬学研究センターのサイクロトロン室壁面の測定場所（上）とその表層コンクリート中の ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{154}Eu の ^{152}Eu に対する相対放射能（下）

（この図は H. Matsumura et al., IOP Conf. Series: Journal of Physics: Conf. Series 1046 (2018) 012016 の図 3 及び図 5 を基に作成した。）

3.2.4 運転中の熱中性子フルエンス率の測定

(1) 測定方法

PET サイクロトロン施設の場合、発生する熱中性子フルエンス率が高いために、金箔の放射化を利用する方法が適当である。熱中性子フルエンス率を測定する方法には他にも TLD や CR-39 を用いるものがあるが、PET サイクロトロン施設では γ 線線量率や熱中性子フルエンス率が高いために適していない。加速器室全体の熱中性子フルエンス率の分布が得られるように金箔試料を配置するのが望ましい。詳細な方法及び留意する点は、本マニュアルの第2章に示した。

(2) 放射性核種の放射能濃度分布の推定

放射能の大部分を占める放射性核種 ^{152}Eu 、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{154}Eu は熱中性子捕獲反応により生成しているため、熱中性子フルエンス率の分布はそのまま放射性核種の放射能濃度分布を反映する。放射性核種の放射能濃度分布情報は廃止措置計画の立案や放射線測定時に重要である。

(3) 生成放射能濃度の推定

運転中に発生する熱中性子のフルエンス率、運転履歴、コンクリート中の Eu と Co の濃度から、主要放射性核種の ^{152}Eu と ^{60}Co の生成放射能濃度を概算できる。図 3.4 に示したように、国内の複数の加速器施設から採取されたコンクリート試料に対して中性子放射化分析を行った結果、Eu と Co の濃度は、試料によるばらつきが少なく、平均して Eu 濃度が $0.7 \mu\text{g/g}$ 、Co 濃度が $8 \mu\text{g/g}$ であった。この値は国内の加速器施設では大きな差がないと言える。熱中性子フルエンス率から生成放射能濃度を推定する場合は、これらの値を使用することができる。

3.2.5 はつり試料採取による γ 線スペクトロメトリ

(1) 測定方法

コンクリート表面をはつり、粉末化して測定試料とする。Ge 検出器を用いて γ 線スペクトロメトリを行う。運転中の施設において、最も簡易に直接放射能濃度を知ることができる。廃止措置計画の立案時に重要である。

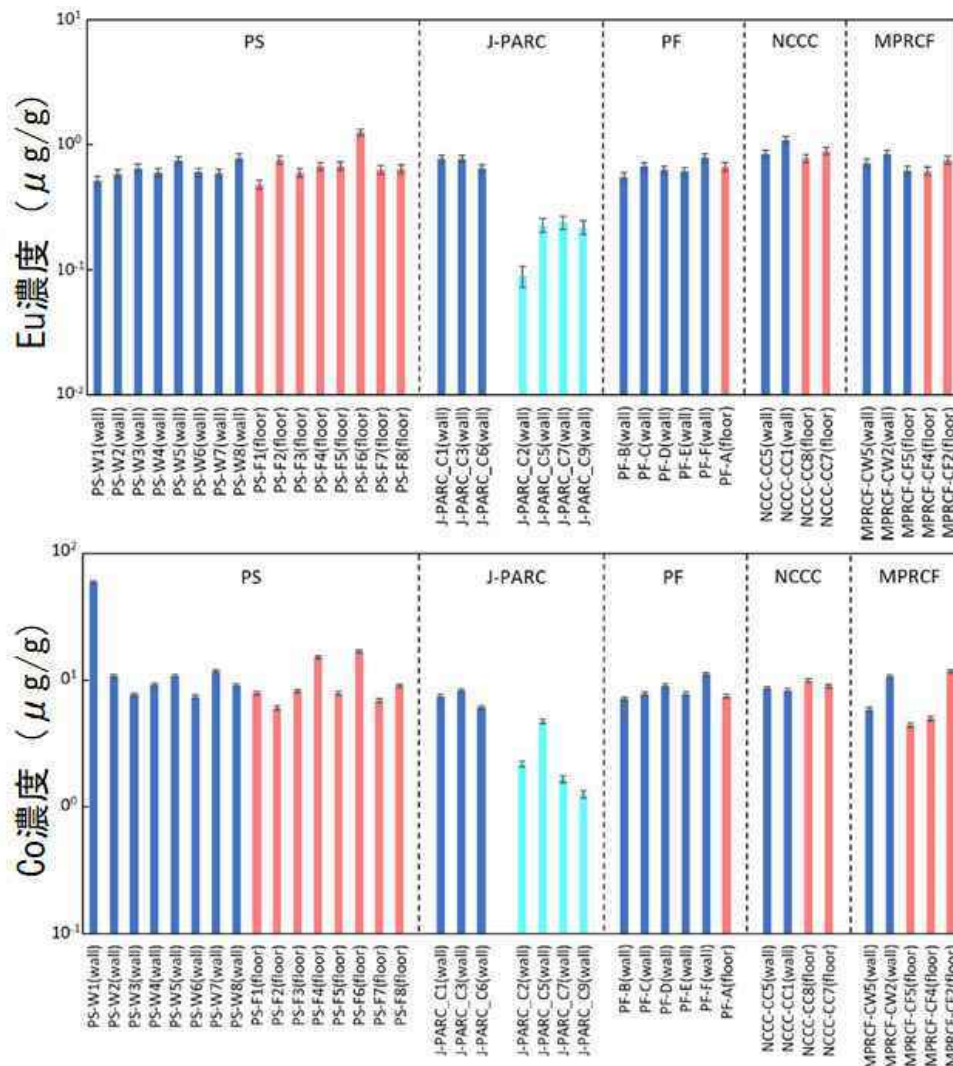


図 3.4 国内の加速器施設のコンクリート中の Eu (上) 及び Co (下) の定量結果
 (この図は G. Yoshida et al., J. Radioanal. Nucl. Chem. 325, 801 (2020).
 の図 1 及び図 2 を基に作成した。)

3.2.6 コアボーリング試料採取による γ 線スペクトロメトリ

(1) 測定方法

コンクリートのコアボーリングを行う。コア試料はスライス後に粉末化して測定試料とする。Ge 検出器を用いて γ 線スペクトロメトリを行う。方法の詳細は、日本放射線安全管理学会「放射線施設廃止の確認手順と放射能測定マニュアル」5.3 節に記載されている。

(2) 深度分布の取得

ここで得られる放射能濃度の深度分布は除去の時に除去深さを決定するのに使用する。

3.2.7 シンチレーションサーベイメータによる放射化判定のための測定

(1) 代理放射性核種の選定

シンチレーションサーベイメータによる γ 線測定では核種弁別はできない。以下の様に試料採取による γ 線スペクトロメトリにより放射性核種の放射能構成比がわかっている場合と不明な場合で分けて代理放射性核種を選定する。

[放射性核種の放射能構成比がわかっている場合]

^{152}Eu 及び ^{60}Co : 放射線測定により主要放射性核種である ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比がわかっている場合には、測定された正味の線量率から ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能濃度を求めることができるので ^{152}Eu と ^{60}Co が代理放射性核種となる。

[放射性核種の放射能構成比が不明な場合]

^{152}Eu : 放射性核種の放射能構成比がわからない場合、 ^{60}Co より ^{152}Eu の 1cm 線量当量率定数が小さく、 ^{152}Eu 換算放射能濃度は放射能濃度値として安全側の評価とできる。この場合は ^{152}Eu を代理放射性核種とする。

代理放射性核種以外の放射性核種の放射能濃度は全体の 22% 存在していることから、全放射能濃度を求めるには $100 / (100 - 22) = 1.28$ 倍すれば良いことが分かる。

(2) 測定方法

NaサーベイメータやCsIサーベイメータを鉛で遮蔽して、コンクリートの表面に密着し、線量率を測定する。他の壁からの影響を除くために検出部に対して鉛遮蔽が必要である。鉛遮蔽を必要としているため、操作性を考えて遮蔽体を軽量化できるようにプローブ部は小さいものが良い。測定は適切なメッシュに区切って測定を行うものとする。一例として図 3.5 に 1 インチ CsI サーベイメータ (TAC 社製 T-SP2 特別仕様) とそのプローブ部を鉛遮蔽体で囲った様子を示した。図 3.6 には、専用に製作した鉛遮蔽体の構造を示した。通常のサーベイメータよりもプローブ部が小さくできており、4.5 cm 厚の鉛遮蔽体は 16 kg と軽量化できている。図 3.7 に環境放射線の遮蔽効果を示した。鉛遮蔽厚 4.5 cm 以上で測定面以外からのバックグラウンド線量の影響を 2% 以下に抑えられることを確認した。

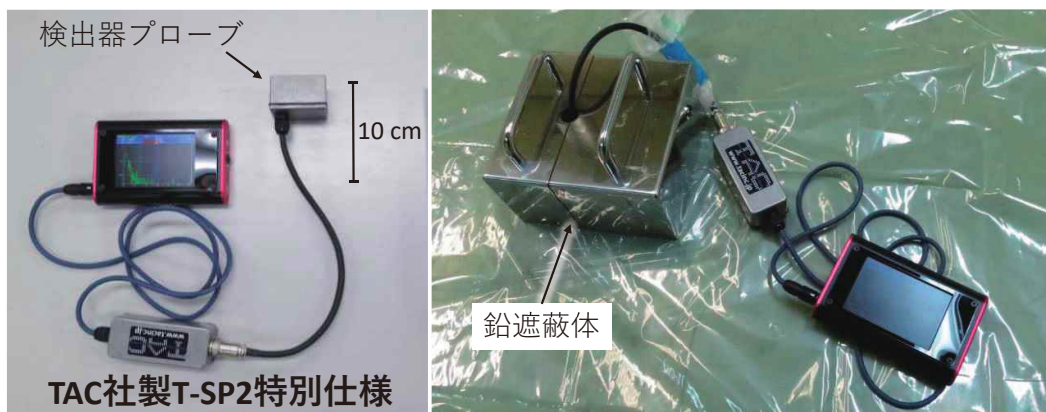


図 3.5 CsI サーベイメータの例 (TAC 社製 T-SP2 特別仕様)

(右は 検出部を遮蔽体で囲った様子)

(この図は H. Matsumura et al., Environmental Radiochemical Analysis VI, Royal Society of Chemistry, 135 (2019)の図 1 及び図 3 を基に作成した。)

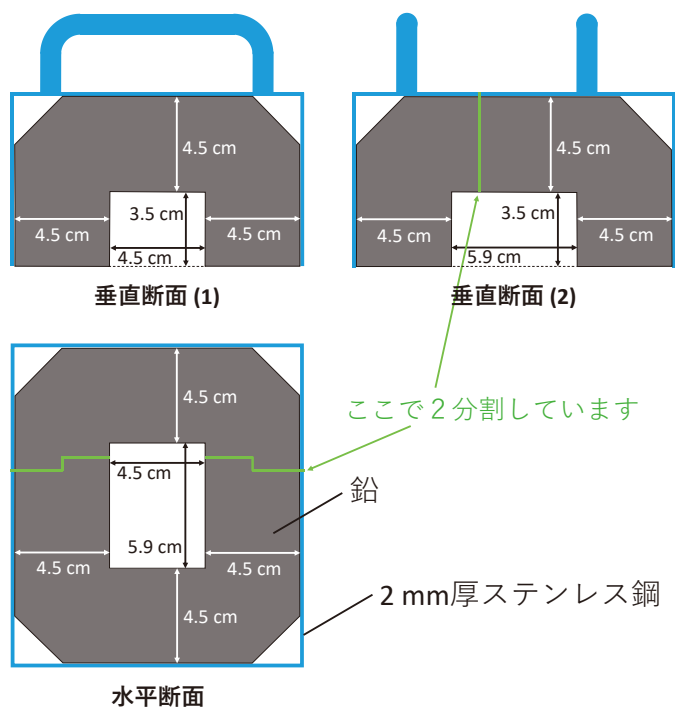


図 3.6 CsI サーベイメータ(TAC 社製 T-SP2 特別仕様)用遮蔽体の構造の例

(この図は H. Matsumura et al., Environmental Radiochemical Analysis VI,

Royal Society of Chemistry, 135 (2019)の図 2 を基に作成した。)

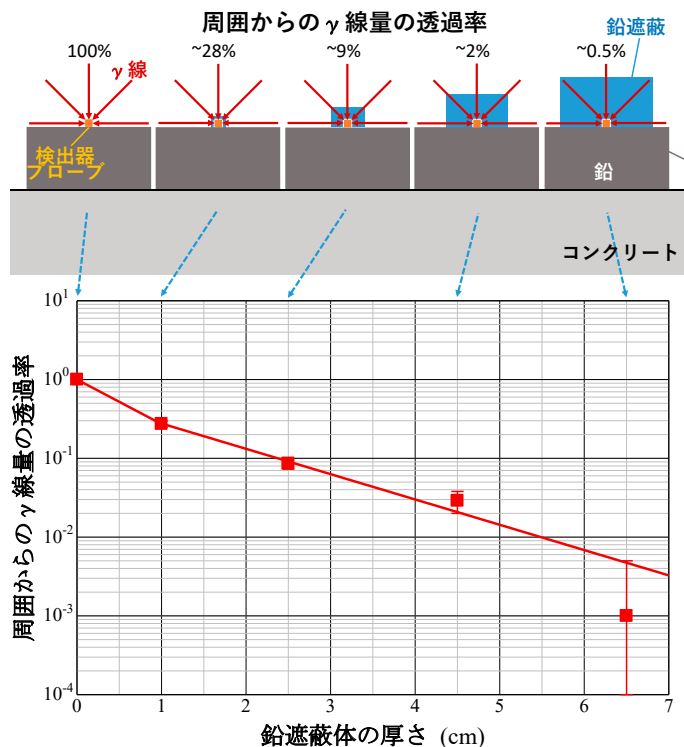


図 3.7 鉛遮蔽による環境放射線の遮蔽効率

(この図は H. Matsumura et al., Environmental Radiochemical Analysis VI, Royal Society of Chemistry, 135 (2019)の図 5 を基に作成した。)

(3) バックグラウンドの測定

バックグラウンドの測定は、放射線測定の時と遮蔽条件を同じにして、同時期に打設され同じ材料でできていると考えられる加速器室外の放射化の恐れのない部屋のコンクリートを測定することで行う。宇宙線及びコンクリートに含まれる天然放射性核種からのγ線の検出の統計的なばらつきを求めるために測定場所を変えて複数回測定し、その平均をバックグラウンド線量率とし、放射線測定の際には測定線量率から差し引いて正味の線量率を求める。また、測定値のばらつきから求めた 3σ の値を検出上限値とする。

(4) 放射化の判定

放射化判定を行うためには、IFBかどうかを判定できる検出能力を有する測定器及び測定方法でなければならない。バックグラウンドの 3σ の値に相当する代理核種の放射能濃度から求めた値に他の共存する放射性核種からの寄与も加算した上で、クリアランスレベルより低くなっていることを確認する必要がある。そのような測定条件で得られたコンクリートの表面線量率を測定してバックグラウンドの 3σ より低い正味の線量率であればIFBと判

定する。

(5) 検出器と鉛遮蔽体の例

図 3.5 及び図 3.6 で示したシンチレーションサーベイメータ及び鉛遮蔽の組み合わせにおいて正味の表面線量率に対する ^{152}Eu と ^{60}Co の合算放射能濃度を求める検量線を図 3.8 に示す。検量線は、先端医学薬学研究センターの PET サイクロトロン加速器室で求めたものである。表面線量率と ^{152}Eu と ^{60}Co の合算放射能濃度には良好な直線関係があるということが確認できた。

正味の線量率から代理放射性核種である ^{152}Eu と ^{60}Co の合算放射能濃度が換算でき、 ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比が異なるコンクリートの場合の補正も可能である。

比放射能は以下の式で求められる

$$A = 1.60 \times D \times Cf$$

ここで、

A : ^{152}Eu と ^{60}Co の合算放射能濃度(Bq/g)

D : 正味の線量率($\mu\text{Sv/h}$)

Cf : ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比に対する検量線の傾きの補正係数 (図 3.9 から求める)

^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比が不明な場合の Cf は、図 3.9 の Cf の曲線を $^{60}\text{Co}/^{152}\text{Eu}=0$ に外挿すると 1.27 となる。

代理放射性核種以外の放射性核種の寄与を考慮して、バックグラウンドの 3σ は、先端医学薬学研究センターの $^{152}\text{Eu}/^{60}\text{Co}$ 放射能比のコンクリートに対しては $0.05\mu\text{Sv/h}$ であり、 $^{152}\text{Eu}/^{60}\text{Co}$ 放射能比がわからず代理核種を ^{152}Eu とする場合で $0.04\mu\text{Sv/h}$ が 0.1Bq/g に相当する。時定数を 30 秒に設定するとバックグラウンドの 3σ 線量値はおおよそ $0.02\mu\text{Sv/h}$ であり、 ^{152}Eu に換算した全放射能濃度はおおよそ 0.04Bq/g である。クリアランスレベルを十分に下回っている。また、このとき、クリアランスレベルを超える放射化物を誤って IFB と判定する確率は無視できる。

運転終了間もない時期に廃止措置を行う場合には、短半減期の放射性核種 ^{46}Sc の寄与があることが考えられる。サーベイメータの線量率値から換算される放射能濃度が過大評価されることになるが、放射化判定を行う場合には安全側の評価値となるので、 ^{46}Sc の存在を気にせずに放射化判定をすることも可能である。

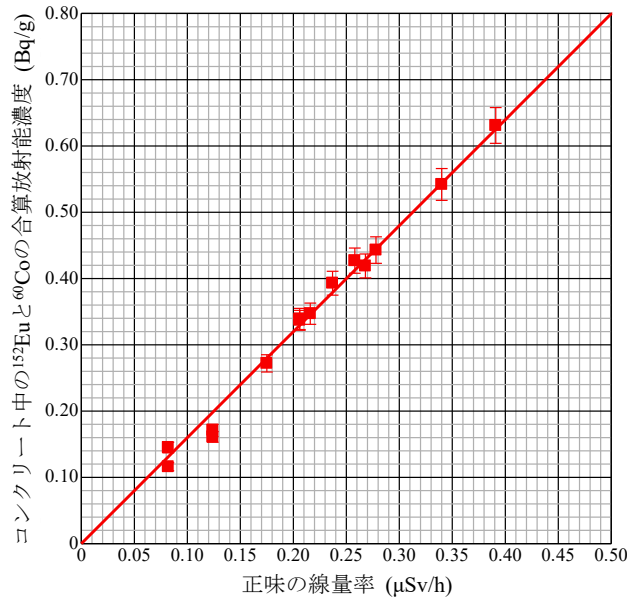


図 3.8 正味の表面線量率と ^{152}Eu と ^{60}Co の合算放射能濃度の関係
 (先端医学薬学研究センターのサイクロトン室で測定された。 ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比が異なるコンクリートの場合、この検量線の傾きを図 3.9 の係数で補正できる。)

(この図は H. Matsumura et al., Environmental Radiochemical Analysis VI, Royal Society of Chemistry, 135 (2019)の図 7 を基に作成した。)

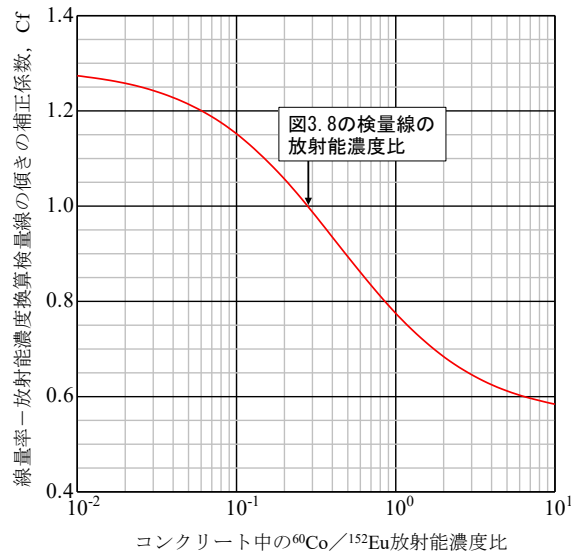


図 3.9 ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能比に対する検量線の傾きの補正係数(Cf)
 (この図は H. Matsumura et al., Environmental Radiochemical Analysis VI, Royal Society of Chemistry, 135 (2019)の図 8 を基に作成した。)

(6) 放射化部の除去

放射化ありと判定された場合、コアボーリング試料採取により得られた深度分布から、除去深さを決定し、除去する。

除去後は再びシンチレーションサーベイメータにより放射線測定を行う。放射化判定を行い、除去が十分であるかを確認する。除去が十分でなかった場合は追加で除去する。

3.2.8 コンクリート構造物の放射化評価法のまとめ

以上の基礎検討の結果と、サーベイメータを用いて PET サイクロトロン施設のコンクリート構造物の放射化評価する手法に関して要約する。

- 1) 中性子は放射線発生装置室内にほぼ均等に分布している。
- 2) コンクリート構造物は主に中性子によって放射化している。コンクリート中の微量成分から生成する ^{152}Eu 及び ^{60}Co が主要な放射性核種であり、クリアランスレベルに対する放射能濃度の比の和の 78%を占める。代理放射性核種は ^{152}Eu 及び ^{60}Co とする。 ^{152}Eu と ^{60}Co の放射能濃度比が不明な場合は ^{152}Eu を代理放射性核種とすることができる。
- 3) コンクリート内部では表層近くで熱中性子のビルドアップがみられるが、20 cm を超えると指数関数的に減衰する。
- 4) コンクリート中に観測される生成核種の放射能の生成比は室内どこもほぼ一定である。
- 5) 代理放射性核種である ^{152}Eu と ^{60}Co を合わせた放射能濃度を、シンチレーションサーベイメータで測定された表面線量率に対してプロットすると、非常に良好な直線関係が得られる。ただし、サーベイメータでの測定は周辺からの影響を抑えるために、厚さ 4.5cm 以上の鉛遮蔽体を用いて検出部を遮蔽して行うことが必要である。また、表面線量率に対する ^{152}Eu と ^{60}Co を合わせた放射能濃度の関係は、施設によって放射能比 $^{60}\text{Co}/^{152}\text{Eu}$ が異なっている場合には補正が可能であるが、放射能比 $^{60}\text{Co}/^{152}\text{Eu}$ が不明な場合でも、全て ^{152}Eu として放射能濃度を換算すれば、安全側に評価できる。
- 6) サーベイメータによるバックグラウンド線量率は同一時期に打設された発生装置室外のコンクリート表面において測定し、平均値と 3σ 値を求めておく。
- 7) 本測定に用いたサーベイメータと鉛遮蔽体の組み合わせの例では、時定数を 30 秒に設定するとバックグラウンドの 3σ 線量値はおおよそ $0.02 \mu\text{Sv/h}$ であり、 ^{152}Eu に換算した全放射能濃度は 0.04 Bq/g である。これはクリアランスレベルを十分に下回っている。また、このとき、クリアランスレベルを超える放射化物を誤って IFB と判定する確率は無視できる。
- 8) 本手法は、運転終了 2 年後を想定しているが、運転終了間もない時期に廃止措置を行う場合には、短半減期の放射性核種 ^{46}Sc の寄与があることが考えられる。サーベイメ

一タの線量率値から換算される放射能濃度が過大評価されることになるが、放射化判定を行う場合には安全側の評価値となるので、 ^{46}Sc の存在を気にせずに放射化判定をすることも可能である。

以上の事実に基づいて、放射化評価のために以下の測定を行うこととする。

- 1) 廃止措置計画立案前に放射化の範囲や程度のおおよそを推定するために行う事前測定として、コンクリート表面における運転中の中性子フルエンス率の分布の測定、及びコンクリート壁のはつり試料採取による γ 線スペクトロメトリを行うことを推奨する。
- 2) 放射化判定のための放射線測定として、コンクリート壁のコアボーリング試料採取による γ 線スペクトロメトリ、及びシンチレーションサーベイメータによる表面線量率測定を行わなければならない。

3.3 サイクロトロンの金属の測定と評価手法

3.3.1 概要

(1) サイクロトロンの構造

現在、我が国で PET 薬剤製造に利用されているサイクロトロンは陽子または負電荷水素イオン(H⁻)を加速するものがあり、電磁石の形状も2種類がある。

図 3.10 左側の写真は陽子を加速し、デフレクターをとおして陽子の軌道を変えて、RI 製造用のターゲットに陽子を導く方式である。右側は H⁻を加速し、荷電変換用の炭素フォイルを通過させ、陽子に変換後、ターゲットに導く方式である。次に、サイクロトロン本体の形状として、図 3.10 の左側は、上下の横ヨークと左右の縦ヨークが四角形を構成するように配置され、中央は中空部である。上下のヨークには、中央部に電磁石鉄心とコイルが設置されており、それらに挟まれるように真空容器が設置され、陽子ビームはその中を水平に周回しながら加速される。この構造のものとしては、陽子加速を行う島津製 MCY-1750、住友重機械工業製 Cypris 370、H⁻加速を行う住友重機械工業製 Cypris HM-18 等がある。

一方、図 3.9 右側は、サイクロトロン内部からの放射線を遮蔽するため、円筒状のヨークで、真空容器を包み込む構造となっており、内部は見えない。この構造のものとしては、陽子加速を行う日本製鋼所製 BC-1710、H⁻加速を行う IBA cyclone10/5 がある。

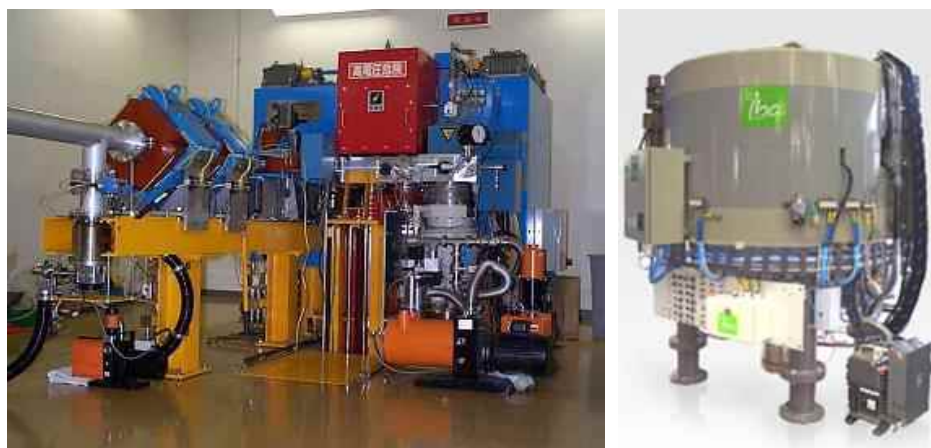


図 3.10 サイクロトロン本体の形状
(左：島津製作所 MCY-1750、IBA Cyclone 10/5)

(2) 本手法の対象

2020 年度安全研究では図 3.10 の左側で示した構造のサイクロトロンとして日本アイソトープ協会滝沢研究所の仁科サイクロトロンセンター(NMCC)の PET サイクロトロン、及び、

2019～2020 年に住友重機械工業と共同で調査を実施した東京都健康長寿医療センター旧 PET サイクロトロン施設の鉄ヨークの放射化測定について、放射化評価手法を検討した。サイクロトロンの概要を表 3.1 に示す。いずれのサイクロトロンも陽子を加速し、デフレクタで陽子を引き出す方式であり、加速用の真空箱内にあるデフレクタで加速された陽子の約半分がロスするとされている。NMCC の場合、ヨークの重量は 16 トンであり、サイクロトロンで使われている金属の 8 割以上を占めている。

表 3.1 調査したサイクロトロン施設の概要

	NMCC	東京都健康長寿医療センター
メーカー	島津製作所	住友重機械工業
型式	MCY-1750	Cypris 370
加速エネルギー	p 16.9 MeV d 8.3 MeV	p 18 MeV d 9 MeV
運転開始	1990/4	1990/3
運転終了	2019/2	2013/3
年間平均運転時間	約 100 時間	約 200 時間

NMCC では約 30 年間の運転が行われ、運転終了 1 年以上経過した後に放射能調査を実施した。また、23 年に及ぶ運転の終了より 6 年後に調査を行った東京都健康長寿医療センター旧 PET サイクロトロン施設の事例も参考とした。したがって、本マニュアルで示すものは、十分に長い加速器稼働期間があり、運転終了から 2 年程度経過した後に廃止措置を行う施設であることを想定した手法とする。

3.3.2 PET サイクロトロン鉄ヨーク中の生成放射性核種の特徴

PET サイクロトロンでは、陽子の加速エネルギーが 12 MeV～20 MeV 程度であるので核破砕反応のような多核子放出反応は起こらない。陽子が直撃する部位では、(p, n)反応が生じる。このようなビーム損失の発生箇所やその周辺部では、二次的に発生した速中性子が影響し、(n, p)反応や、(n, 2n)反応により生成する放射性核種が見られる。速中性子の一部はサイクロトロンの構造体で減速し、加速器室内に拡がるため、ヨークの外側や、加速器から離れた位置にある部品等は、熱中性子による放射化が支配的となる。陽子や速中性子による放射化で生成する核種として ^{54}Mn 、 ^{56}Co 等が挙げられるが、生成する多くの核種が半減期数日～1 年程度である。一方、熱中性子による放射化生成物である半減期 5.27 年の ^{60}Co や半減期 2.74 年の ^{55}Fe は、運転終了後、長期にわたって検出される。

鉄ヨークが熱中性子の曝露を受けた時に生じる核種の中で、生成放射能が多く、半減期が1年以上ある核種は限られており、生成量順に ^{55}Fe と ^{60}Co の2つである。 ^{55}Fe は、鉄の安定同位体として5.485%を占める ^{54}Fe より生じる。 ^{60}Co は鉄の微量元素として $100\ \mu\text{g/g}$ 程度の濃度で含まれる ^{59}Co より生じる。30年連続運転の後2年の冷却期間を経たと想定した時の ^{60}Co に対する ^{55}Fe の相対放射能($^{55}\text{Fe}/^{60}\text{Co}$)は、25である(^{54}Fe 及び ^{59}Co 中性子吸収断面積を、それぞれ、2.16 b、37.2 b、 ^{59}Co の濃度を $100\ \mu\text{g/g}$ とした)。 ^{55}Fe のクリアランスレベルは $1000\ \text{Bq/g}$ であり、 ^{60}Co のクリアランスレベル $0.1\ \text{Bq/g}$ と比べると10000倍大きい。 ^{55}Fe のクリアランスレベルに対する生成放射能濃度の比は、 ^{60}Co の400分の1となり、 ^{55}Fe は評価上無視できる。

以上のことより、鉄ヨークでは ^{60}Co が代理放射性核種とする。

3.3.3 PETサイクロトロン鉄ヨークの放射化の特徴

(1) 放射化の分布

PETサイクロトロン鉄ヨークの放射化は、その大部分が(速中性子の熱化を含めて)熱中性子に起因する。図3.1に示すように、熱中性子は部屋全体に拡散する性質があるので、図3.11に示すようにヨーク外側表面の放射能分布に顕著な濃淡は現れない。また、ヨークの内側では、デフレクタやターゲット近傍では速中性子がヨーク表面に衝突し ^{54}Mn が生じる。このため、線量が高く、速中性子の影響もあると想定される部位は、評価対象より除外する。

(2) 放射能の深度分布

鉄ヨーク内部の放射能深度分布は、図3.12に示すように、ビーム損失が発生し、中性子の発生源となるサイクロトロン中心側の放射能が最も大きく、外側に向かうにつれ指数関数的に減少する。外側表面では、加速器室内に拡がった熱中性子による放射化の影響を受ける。デフレクタやターゲット近傍等、一部では、速中性子で ^{54}Mn の生成が見られるが、これは、照射履歴や冷却期間に大きく依存する。また、 ^{54}Mn の放射能濃度は ^{60}Co に比べ深度とともに急激に減衰する。

(3) サーベイメータによる ^{60}Co 放射能の検出

^{60}Co の γ 線の場合、サーベイメータで検出される線量率の80%が深さ2cmの領域からの影響であり、95%以上が深さ5cmからのもので占められているため、サーベイメータではヨーク表面近傍の放射能濃度を検出していることになる。

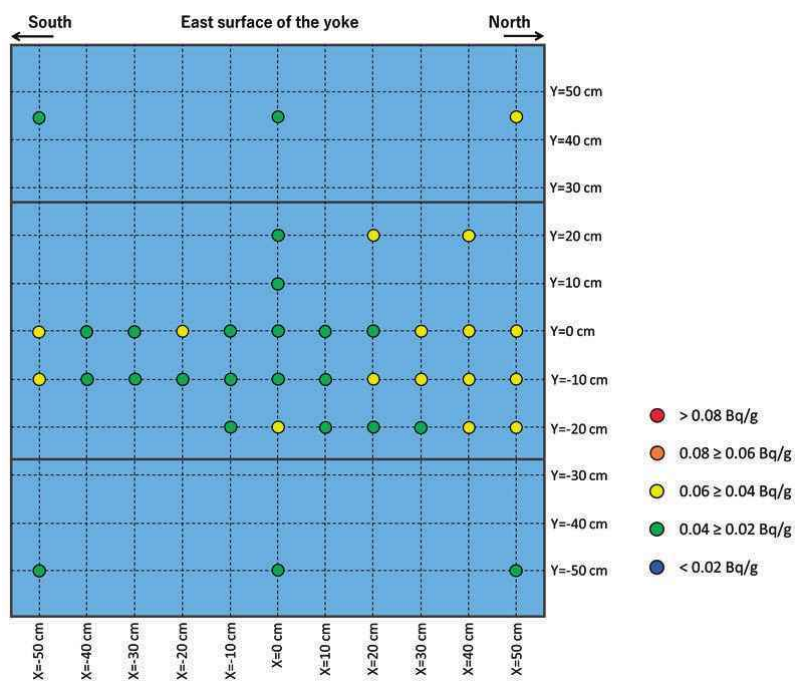
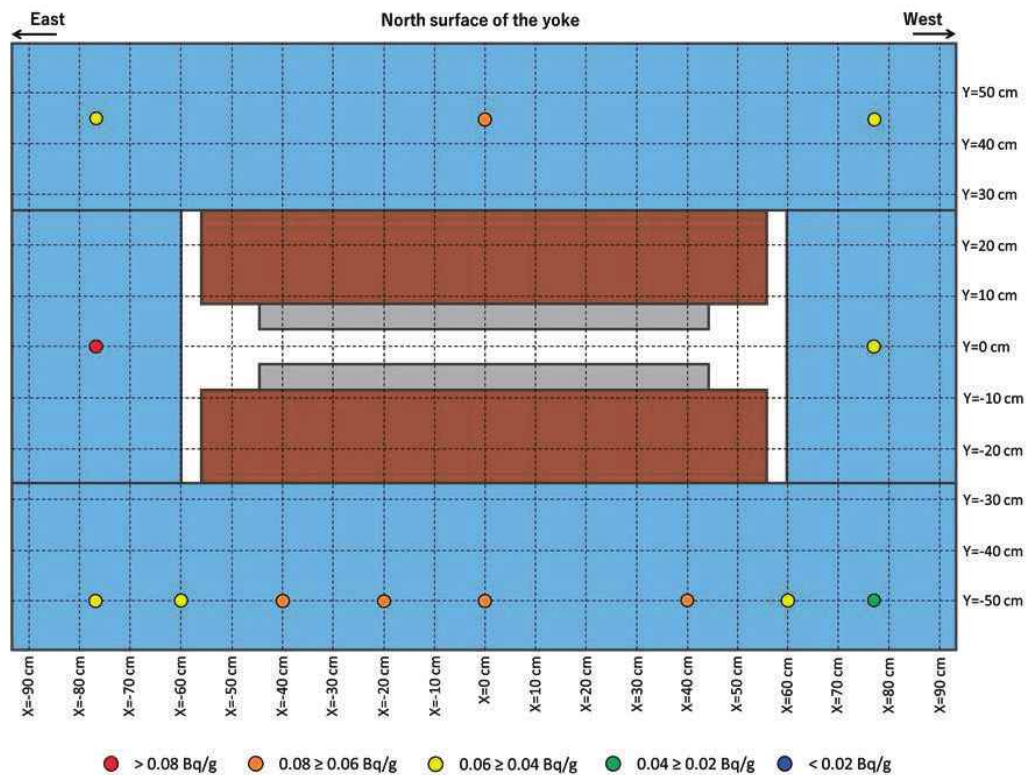


図 3.11 CeBr_3 検出器による東京都健康長寿医療センターPET サイクロトロン鉄ヨーク表面の ^{60}Co 測定結果(上: 北側面(ターゲット設置側), 下: 東側面)

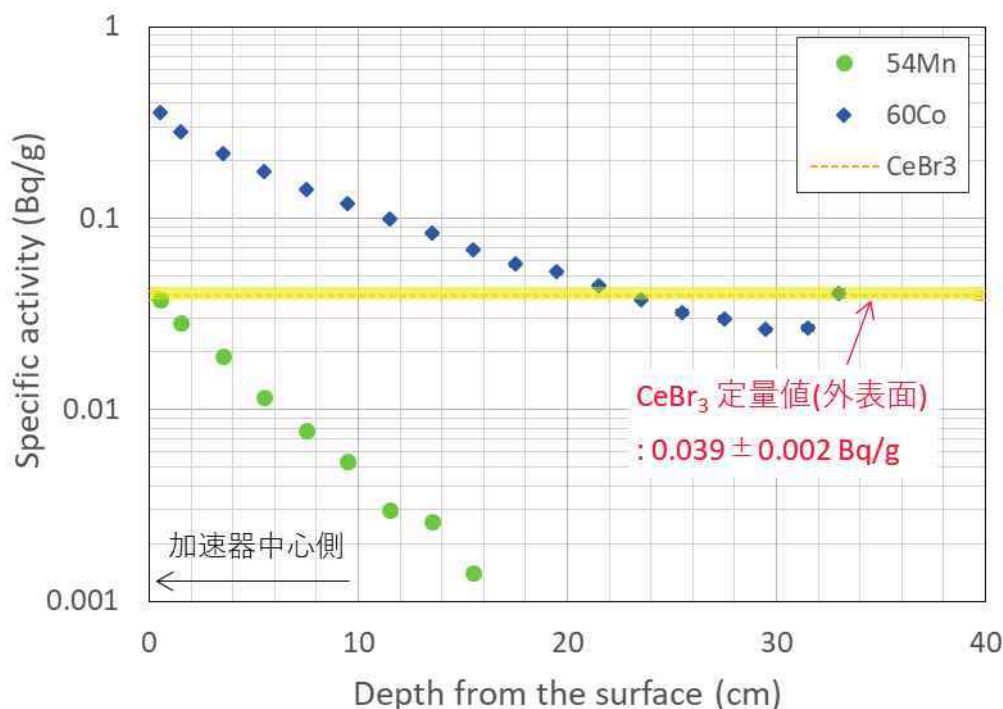


図 3.12 東京都健康長寿医療センターPET サイクロトロン鉄ヨークのコアボーリングによる放射能深度分布調査結果。CeBr₃ 検出器で外表面を測定したときの⁶⁰Co 放射能濃度定量値も併せて示す。

3.3.4 シンチレーションサーベイメータによる放射化判定のための測定

(1) 測定の妨害となる物品の撤去

測定に先んじて、測定対象表面の物品を除去し、測定の妨害にならないようにする。具体的には、ヨーク周囲のターゲットボックス、真空箱、配管、ケーブル類は全て取り払う。

(2) 測定方法

コンクリートの測定と同様に、鉛遮蔽体を施したシンチレーションサーベイメータを、鉄ヨークの表面に密着し、線量率を測定する。検出器として NaI や CsI シンチレーションサーベイメータが使用できる(最小目盛が 0.01 μSv/h 以下であること)。鉛遮蔽体はプローブ先端を完全に覆える厚さ 4.5 cm 高さ 15 cm 以上 (プローブの反対側を覆えない場合は円筒の高さは 15 cm 以上) を必要とする。操作性を考えると、遮蔽体を軽量化できる小さめのプローブ部を持つサーベイメータが望ましい。人為的影響を排除するために、対象物の全測定面を縦-横のメッシュ (20 cm 程度が目安) で区切り、サーベイメータと鉛遮蔽体を用いて、全交点について線量率を測定する。このとき、サーベイメータと遮蔽体を密着させたときに隙間

が生じないこと。条件に適合しない場合は、分解や切断などにより、分離した後に改めて測定を行う。

(3) バックグラウンドの測定

バックグラウンドの測定は、放射線測定の時と遮蔽条件を同じにして、測定対象がある部屋とは別の部屋の床に鉛ブロックを 10 cm の厚さで敷き、その上に検出器と鉛遮蔽体を配置して行う。宇宙線や電気回路由来の統計的なばらつきを求めるために複数回測定し、その平均をバックグラウンド線量率とし、放射線測定の際には測定線量率から差し引いて正味の線量率を求める。また、測定値の 3σ の値を検出上限値とする。

(4) 放射化の判定

放射化判定を行うためには、IFB かどうかを判定できる検出能力を有する測定器及び測定方法でなければならない。バックグラウンドの 3σ の値に相当する代理核種の放射能濃度から求めた値が、クリアランスレベルより低くなっていることを確認する必要がある。そのような測定条件で得られた鉄ヨークの表面線量率を測定してバックグラウンドの 3σ より低い線量率であれば IFB と判定する。

(5) 検出器と鉛遮蔽体の例

図 3.13 に示したような、十分な体積がある ^{60}Co 均一線源(原子炉材再利用鉄ブロック)の放射能濃度を、遮蔽体を施した γ 線スペクトロメータで定量した。そして、3.2.7(2)で示した鉛遮蔽体を施したサーベイメータ (TAC 社製 T-SP2 特別仕様) で表面線量率測定を行い、正味の線量率と放射能の関係を得た。 ^{60}Co の場合、 $2.0 \text{ (Bq/g)/}(\mu\text{Sv/h)}$ であった。



図 3.13 原子炉再利用鉄の測定

正味の線量率から代理放射性核種である ^{60}Co の放射能濃度は以下の式で換算できる。

$$A = 2.0 \times D$$

ここで、

A : ^{60}Co の合算放射能濃度(Bq/g)

D : 正味の線量率($\mu\text{Sv/h}$)

実際の放射化物で、線量率測定が放射能濃度を得るのに有用であるかを確認する実験を行った。NMCC のサイクロトロンにて T-SP2 特別仕様(図 3.5 参照)を用いて測定した鉄ヨーク表面の線量率と 2.0 インチ CeBr₃ 検出器を用いて測定した放射能の関係を図 3.14 示した。サーベイメータでの線量率測定により放射能濃度が測定できることが確認できた。時定数を 10 秒に設定するとバックグラウンドの 3σ 線量値はおよそ $0.01 \mu\text{Sv/h}$ であり、 ^{60}Co 放射能濃度換算で $0.02\sim 0.03 \text{ Bq/g}$ である。測定下限が ^{60}Co のクリアランスレベル 0.1 Bq/g を下回る。また、このとき、クリアランスレベルを超える放射化物を誤って IFB と判定する確率は無視できる。

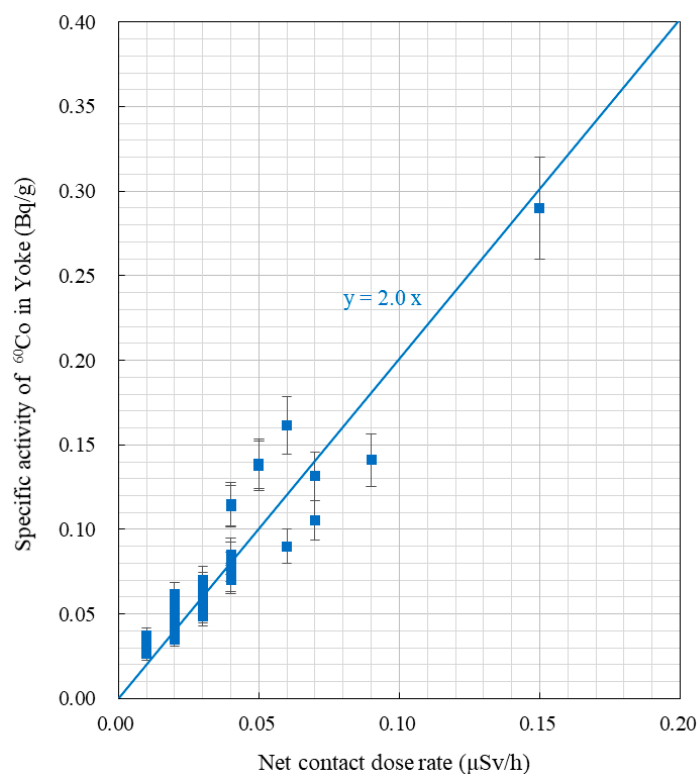


図 3.14 正味の表面線量率と ^{60}Co の放射能濃度の関係

(6) 放射化部位の除去

放射化ありと判定された場合、サーベイメータによる検出可能範囲である直径 15cm、厚さ 2cm を指標とし、新たな評価対象がこれより小さくならないように切断、あるいは分解による除去を行う。

除去後は再びサーベイメータにより放射線測定を行う。放射化判定を行い、除去が十分であるかを確認する。除去が十分でなかった場合は追加で除去する。

3.3.5 鉄ヨークの放射化評価法のまとめ

以上の基礎検討の結果と、サーベイメータを用いて PET サイクロトロン鉄ヨークの放射化評価する手法に関して簡単に要約する。

- 1) PET サイクロトロン鉄ヨークの放射化は、速中性子の熱化も含め、熱中性子に起因する。鉄中の微量成分から生成する ^{60}Co が主要な核種として検出される。同じく熱中性子で生成する ^{55}Fe のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比は、 ^{60}Co の 400 分の 1 程度であり無視できる。一部、デフレクタやターゲット近傍のヨーク表面では速中性子由来の反応生成物である ^{54}Mn が観測されることがある。これは、照射履歴、冷却期間に大きく依存する。速中性子の影響が見られる部位は、相対的に熱中性子の影響も大きく、放射化していないと判定される可能性が低いため、最初から評価対象より除外する。代理放射性核種として ^{60}Co とする。
- 2) 鉄ヨークでは、コンクリートの様なビルドアップの影響は小さく、代理放射性核種の ^{60}Co 放射能濃度は、深度と共に指数関数的に減少する様子が観測された。速中性子由来の ^{54}Mn はより急激に減衰する。
- 3) 代理放射性核種である ^{60}Co 放射能濃度を表面線量率に対してプロットすると、良好な直線関係が得られる。
- 4) サーベイメータでは、線量率として求める。時定数を 10 秒に設定するとバックグラウンドの 3σ 線量値はおよそ $0.01 \mu\text{Sv/h}$ であり、 ^{60}Co に換算した放射能濃度はおよそ $0.02\sim 0.03 \text{ Bq/g}$ である。これはクリアランスレベルを十分に下回っている。また、このとき、クリアランスレベルを超える放射化物を誤って IFB と判定する確率は無視できる。
- 5) サーベイメータでの測定では、 ^{60}Co γ 線の到達範囲は深さ 2 cm の領域でおよそ 80%、5 cm では 95%以上を占めるため、表面近傍の放射能濃度を検出していることになる。このため、放射化判定のための線量測定は、必ず放射化が高いと想定される側から行う。
- 6) サーベイメータでの測定は周辺からの影響を抑えるために、厚さ 4.5cm 以上の鉛遮蔽体を用いて検出部を遮蔽して行う。
- 7) サーベイメータによるバックグラウンド線量率は、測定対象がある部屋とは別の部屋

の床に鉛ブロックを 10 cm の厚さで敷き、その上に検出器と鉛遮蔽体を配置して行う。

3.3.6 PET サイクロトロンの銅コイルの放射化

以上、鉄製ヨークについてまとめたが、他の金属の例として銅の場合を挙げる。サイクロトン電磁石の鉄芯に巻かれているコイルは非常に高純度の銅が用いられており、PET 用サイクロトン構成材で鉄に次ぐ重量を占めている。

陽子の飛程を考慮すると、電磁石に巻かれたコイルに陽子が直撃することはなく、銅の放射化の主要因は二次的に発生した中性子である。鉄と異なり、銅の熱中性子捕獲反応では長寿命核種は生成せず、半減期 12.8 時間の ^{64}Cu 、半減期 5.1 分の ^{66}Cu と何れも速やかに減衰する核種のみが生成するため、影響が小さい。一方で、速中性子による反応では、 $(n, 2n)$ 反応で生じる ^{64}Cu (半減期 12.7 時間)、及び ^{62}Cu (半減期 9.7 分)の短寿命核種の生成がある他、影響が長期に及ぶ半減期 5.27 年の ^{60}Co (^{63}Cu の (n, α) 反応で生成)と半減期 101 年の ^{63}Ni (^{63}Cu の (n, p) で生成)を考慮する必要がある。したがって、廃止時に評価すべき主要核種は速中性子によって生成する ^{60}Co と ^{63}Ni となる。

^{63}Ni は純 β 放出核種であり、サーベイメータ等の γ 線検出器による測定はできない。したがって、核種組成比法により考察する必要がある。現在、PET サイクロトンでの値が求められていないため、類似のサイクロトンである、旧東京大学原子核研究所に設置された FM サイクロトロンを参考にする。FM サイクロトロンの廃止の際に測定された銅コイル中の放射能が最大の箇所での $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$ 放射能濃度比は 3 であった。一方、 ^{63}Ni と ^{60}Co のクリアランスレベルは、それぞれ 100 Bq/g と 0.1 Bq/g となっている。そこで、 $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$ 放射能濃度比を 10 と仮定し、 ^{63}Ni のクリアランスレベルに対する放射能濃度の比は、クリアランスレベルに対する放射能濃度の比の和の 1%程度であり無視できる。鉄ヨークと同様に ^{60}Co を代理放射性核種することができ、サーベイメータでの評価が可能である。

第4章 海外の状況

4.1 加速器施設のクリアランス実施例

4.1.1 CERN(欧州原子核研究機構)

2000年～2001年にかけてLHC建設のため、LEP(Large Electron-Positron Collider)は解体された。スイス、フランスにまたがるLEPは周長27kmの円形加速器で電子と陽電子の衝突実験を行うものであった。

図4.1にLEPのレイアウトを示した。LEPでは5000台を超える電磁石、128の加速空洞で構成されており、4つの検出器ALEPH、DELPHI、L3、OPALが設置されていた。1989年に運転が開始され、1995年にアップグレードで288台の超電導加速空洞が追加され、2000年まで使用された。ここでは、日本放射線安全管理学会 第17回学術大会(名古屋)でのMarco Silariによる講演を基に、その後実施されたクリアランスプロジェクトについて紹介する。

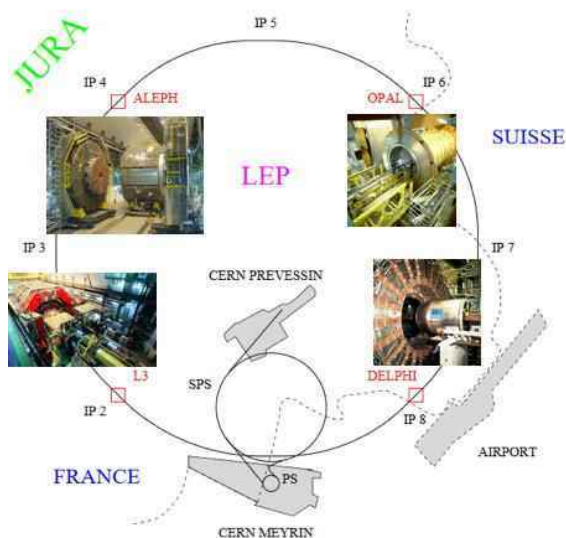


図4.1 LEPのレイアウト

(1) CLEAR プロジェクト

CLEARは2016年から開始された“Clearance of LEP Acceleration of RF system”の略称である。まず、図4.2に示したLEP解体後に保管されてきた超電導加速空洞(71台、450トン)のクリアランス評価が進められた。2017年に、CLEARでは、計算及び実測によって、クリアランス対象物(414トン)を判定することができ、無事完了することができた。

CLEARでの評価手法としては、

- (i)モンテカルロ計算
- (ii)放射能測定

が行われた。(i)では、FLUKAによる粒子



図4.2 保管中の超電導加速空洞

輸送計算と ActiWiz 放射化計算コードが用いられたこれまでの使用履歴をもとに、FLUKA で加速空洞内で発生する粒子フルエンスの計算を行い、ActiWiz により空洞内で生成する放射性核種を求め、主要生成核種である ^{60}Co に対する相対生成比を得た。(ii)では、 γ 線を放出する放射性核種は γ 線スペクトロメトリ、 ^3H 、 ^{55}Fe 、 ^{63}Ni 等 β 線やX線を放出する放射性核種は放射化学分析を行い、材質毎の ^{60}Co との生成放射能比求めた。計算と実測で比較検討した上で、装置毎の放射能を求め、クリアランスの可能性を判断した。得られた結果をもとにスイス政府当局にクリアランスの申請をし、受理され、95%の加速空洞を産廃業者に引き渡すことができた。

(2) ELISA プロジェクト

ELISA は”Elimination of shredded cables”の略称である。過去 40 年にわたって使用されてきた銅線 (39 トン) についての評価プロジェクトで、2017 年に開始された。図 4.3 に一例を示したが、ケーブルは裁断され、プラスチックと銅に分別されたのち、ドラム缶 410 本に保管されてきたものである。CERN にある 4 つの加速器施設(LHC、SPS、PS、PS Booster)での 3 から 40 年の運転と冷却期間についての 100 シナリオについて ActiWiz による計算を実施し、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 生成の寄与などを計算し、 $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$ 比は 170 と推定した。また、 γ 線スペクトロメトリにより、 ^{60}Co 放射能を全ドラム缶について求めたうえで、214 試料について ^{60}Co 等の濃度測定を行った。また、126 試料について放射化学分析を実施し、 ^{63}Ni 、 ^{55}Fe 、 ^3H を定量した。実測の結果、 $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$ 比は平均値+2 σ で 50 となった。最終的に 28.6 トン (約 75%) がクリアランス対象物であるとスイス政府から認証された。 ^{63}Ni に対して 2018 年にスイスのクリアランス基準が 10 Bq/g (IAEA RS-G-1.7 では 100 Bq/g) に引き下げられたことで、残り 10.5 トンの銅に対しては、 ^{60}Co 濃度が 0.066 Bq/g を下回ることが必要になったことから、さらに ^{60}Co の減衰を待つ期間が必要になっている。



図 4.3 銅線の保管状況

(3) CLERIA プロジェクト

CLERIA は“Clearance of LEP Lead-insert aluminium chambers”の略称で、2018年から開始された。プロジェクトでは、図 4.4 に示したように、保管されてきた 130 トンの真空チェンバー（アルミニウム-鉛）の評価が進められた。真空チェンバーについても FLUKA シミュレーション、ActiWiz による計算を実施し、チェンバーの各部品に対して評価した。アルミニウムは ^{22}Na 、鉛は ^{207}Bi 等を代理核種に定め、部品毎に難測定核種の濃度比を求めた。また、実測を行い、 ^{22}Na 、 ^{207}Bi 等の放射能を求めた。ほとんどはクリアランス対象物として区分でき、スイス政府からの認証を受けた。

また、AMELIA プロジェクトが進んでいる。AMELIA は“A LEP magnet elimination activity”の略称で、LEP で使われた、図 4.5 に示した電磁石類の解体、廃棄を進める計画である。

彼らの評価手法は大型加速器の場合について大いに参考になるところである。国境をまたぐ施設での様々な困難さもある中で、クリアランスを着実に進めてきたといえる。



図 4.4 真空チェンバーの保管状態（左）とクリアランス後の状態(右)



図 4.5 保管中の四重極電磁石（左）と二重極電磁石(右)

4.1.2 米国 SLAC National Accelerator Laboratory

SLAC は、US DOE (エネルギー省) とスタンフォード大学に所属する。DOE に属する 17 の研究所のうちの一つである。したがって、設置、廃止等の手続きは DOE の監督指導のもとに実施されることになる。

1 マイルの電子線形加速器が有名であり、1998 年に PEP-II (非対称の電子・陽電子衝突実験) が終了した。その後、2000 年に DOE によって放射性の金属類の排出延期が決められ、2006～2010 年にかけて、施設のデコミッショニングに伴うクリアランス手順の検討が進められた。2009～2011 年に DOE はレビュー、ピアレビュー、ワークショップを行い、2011 年に DOE の承認があり、DOE の駐在事務所も認可し、金属材料のクリアランスが進められることになった。

図 4.6 は SLAC の電子加速器の配置を示したもので、1 マイルの電子リニアックがあり、素粒子実験、放射光実験に供されてきている。PEP-II は電子・陽電子衝突実験の設備である。今回の金属類の片づけでは、電子リニアック、PEP-II、衝突点の大型検出器 BaBar 等の施設から合計 2864 トンの金属がリサイクルされることになった。

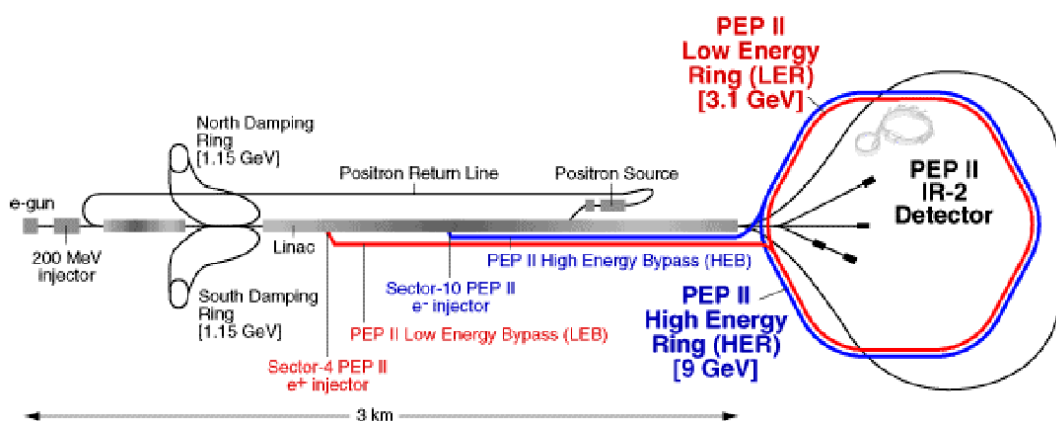


図 4.6 SLAC PEP-II のレイアウト

加速器材料をリリースする条件として、

- (a) 金属内部までの放射化がある”Volumetric Activity”ということが前提となる。スクリーニング判定のための測定は IFB(Indistinguishable From Background)という基準とし、無条件クリアランスを行う。
- (b) SLAC での判断基準は 4.2 で紹介する ANSI N13.12 及び DOE O458.1 を下回ること

をあげている。測定の際は、十分に低いバックグラウンド線量の環境で、サーベイ手法により代理放射性核種に対して判定を行うことで、スクリーニングレベルより下回るものとす

る。補助的に、 γ 線スペクトロメータ、ゲートモニタ、Ge 検出器による確認測定も実施する。その際、Process Knowledge をもとにMARSAME(Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment, 2009)でいう Graded Approach も考慮することにした。

加速器材料の金属を評価対象にした場合の特徴として、 α 核種はなく、ほとんどが β 及び γ 線放出核種であり、長半減期の核種が対象となり、難測定核種等はその核種との生成比を求めておき、測定が容易に行える核種を代理放射性核種によって評価を進める。

加速器で放射化した物は、金属内部まで放射化が発生するが、必ずビーム損失発生点側において最大になる。

表 4.1 に炭素鋼、アルミニウム、銅及びコンクリートの生成核種を示したが、代理放射性核種は炭素鋼で ^{22}Na 、 ^{54}Mn 、アルミニウムで ^{22}Na 、銅で ^{60}Co と決定される。 ^{55}Fe 、 ^3H も同程度に生成するが、スクリーニングレベル (IAEA でのクリアランスレベル) がそれぞれ 10^4 及び 10^3 倍大きいことから代理放射性核種にはしない。

評価の技術的手法としては、BaBar 検出器のように大型で複雑な構造の場合には、FLUKA モンテカルロ計算コードで計算し、サーベイや運転履歴も合わせて検討し、最大放射能の部位を推定する。測定手法としては、代理放射性核種に対して検出限界はスクリーニングレベルを下回るものを確立する。

以上により、安全にリリース作業が完了したことを受け、2015 年に DOE Standard の制定作業が進められることになった。

表 4.1 物質毎の生成核種

Material	Radionuclide	Half-life
Carbon steel (Fe, C) and Cast iron (Fe, C, Si, Mn)	^{22}Na (proxy)	2.6 y
	^{54}Mn (proxy)	312 d
	^{55}Fe (5.9 keV x-ray)	2.73 y
	^{57}Co	272 d
Aluminum	^{22}Na	2.6 y
Copper	^{55}Fe (5.9 keV x-ray)	2.73 y
	^{57}Co	272 d
	^{60}Co (proxy)	2.6 y
Concrete	^3H (pure beta)	12.3 y
	^{22}Na (proxy)	2.6 y
	^{54}Mn (proxy)	312 d
	^{55}Fe (5.9 keV x-ray)	2.73 y
	^{57}Co	272 d
	^{60}Co	5.26 y
	^{152}Eu , ^{154}Eu	13.5 y, 8.59 y

proxy:代理放射性核種

4.2 加速器施設に関する廃止措置検討状況

4.2.1 米国 ANSI N13.12 (2013)

IAEA との整合性をとるため、米国において、リリース時の線量基準 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ 、それから派生する濃度基準（スクリーニングレベル）を定めたものである。スクリーニングレベルは IAEA 勧告のクリアランスレベルを踏襲しているといえる。

クリアランス測定を実施するに当たっては、その評価を誤らないようにする上で”Process Knowledge（プロセス知識）”が必要となる。”Process Knowledge”には、計画、手順、仕様、仮定、アルゴリズム、定義、専門家の証言、及び過去の測定値を含む裏付けとなる技術情報が含まれており、適切に文書化しておくこととされている。

クリアランス測定に当たっては以下のことを考慮することになっている。

- 1) 既知又は潜在的に存在する放射性核種及び関連する放射能レベルを特定するための、対象物又は材料の全ての関連する使用履歴
- 2) 潜在的な放射性核種の分布（対象物又は材料の表面及び／又は品目又は材料の体積内）
- 3) 項目又は材料のサイズ、形状、組成及び物理的特性
- 4) 放射性物質の崩壊及び増殖中の子孫核種に起因する関連する放射性核種
- 5) それぞれの関係が十分に確立されている場合に、検出が困難な放射性核種の放射能を解釈する際の代理放射性核種の使用

更に、体積測定の手法、濃度平均化の考え方、核種が混合された状態での評価手法、表面汚染の除去、機器の選択といった項目を記述している

放射線測定は、スクリーニングレベルへの適合性を確認するために行われるものである。測定の品質管理のために、DQO(Data Quality Objectives)を設定し、MQO(Measurement Quality Objectives)を確立することとされている。MQO の測定基準として以下のものがあげられている。

- 1) 指定された放射性核種の放射能及び／又は放射能濃度における測定の不確かさ
- 2) 指定された放射性核種の検出能力
- 3) 測定に必要な時間の実際的な制約
- 4) 指定された放射性核種の定量化能力
- 5) 範囲、すなわち、表面又は体積放射能又は濃度のある特定の範囲にわたって特定の放射性核種又は放射線を測定する測定法の能力
- 6) 特異性、すなわち、妨害物質の存在下で指定された放射性核種又は放射線を検出又は定量する測定法の能力

- 7) ロバスト性、すなわち、測定方法のパラメータ値の小さな変動に対する測定方法の性能の安定性

測定手法として、現場測定としては固定位置、スキヤニング、間接測定としてはサンプリング、ふき取り検査があげられ、プロセス知識に基づいて適切に選択的測定をとることを認めている。

これらの技術的枠組みとして MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment、2009)を用いることとされている。

最後に記録すべき事項として以下のようなものがあげられている。

- 1) 説明及び結果（例：該当する場合は、各クリアランス措置の DQO 及び MQO プロセスの具体的な基準及び結果）
- 2) クリアランス又は処分された品目又は物質の記述
- 3) クリアランス又は処分された品目又は物質の説明。注：説明は、知識のある人が品目又は物質を識別し、その説明と品目又は物質の測定結果とを関連付けることができるように、十分に完全でなければならない
- 4) 検出器及び／又はレートメータ／スケーラの識別番号
- 5) 測定結果、日付、及び測定を実施した人の身元
- 6) キャリブレーション、操作説明書、人員トレーニング、効率と換算係数の導出、及びクリアランス方法のその他の技術的詳細についての関連する詳細を規定したアーカイブされた手順または記録
- 7) 運用手順の下で実施される、本基準の規定及び基準の下でクリアされた物質の処分方法又は最終用途の概要の記述

4.2.2 米国 DOE Technical Standard

2016年に DOE Standard “Clearance and release of personal property from accelerator facilities”が制定された。この標準は DOE O458.1 “Radiation Protection of the Public and the Environment”の要求項目を満たしたうえで、加速器施設やその構造物で放射化の可能性のあるものをリリースするための方法について記述している。

DOE standard の章立ては図 4.7 のようになっている。

3章にクリアランスの実施に際して必要な項目が定められている。

クリアランス基準としては、以下の3段階がある。

- (i) SL(Screening Level)よりも低く、IFB(Indistinguishable from Background)である場合
- (ii) SL と同等である場合

(iii) SL よりも高い場合

(i)は SL を下回ることを十分に保証する検出能力が必要である。これを満たすことができれば無条件クリアランスが可能である。(ii)は、検出下限は SL よりも小さいもので測定しなければならない。IFB ではないが、SL 基準を満たしている場合をいう。放出量に対して ALARA 解析を行い、その結果を DOE Field Element 承認を受ける。(iii)は SL を超えているものについての条件を定めており、一般に条件付きクリアランスである。DOE O458.1 基準を満たすことが条件となる。

1. Purpose and Scope
1.1 Purpose
1.2 Scope
2. Introduction
2.1 Clearance Criteria
2.2 Measurement Methods
2.3 Technical Basis
3. Material Clearance Protocols
3.1 Clearance Protocols
3.2 Process Knowledge and Its Application
3.3 Clearance Criteria for Surface Contamination
3.4 Clearance Criteria for Volumetric Radioactivity
3.5 Measurement Methods for Surface Contamination
3.6 Measurement Methods for Volumetric Radioactivity
3.7 Graded Approach and MARSAME Considerations
3.8 Program and Technical Basis
4. Documentation and Reporting Requirements
5. DOE Independent Verification and Approval, Stakeholder Communication
5.1 DOE Independent Verification and Approval
5.2 Stakeholder Communication
6. References
7. Acronym and Definitions
Appendix A: Process Knowledge for Accelerator Facilities
Appendix B: Rationale and Use of ANSI N13.12 Volume SLs as DOE Pre-Approved Authorized Limits
Appendix C: Technical Basis for Volumetric Activation at Electron Accelerator Facilities
Appendix D: Technical Basis for Volumetric Activation at Proton Accelerator Facilities
Appendix E: Technical Basis for Measurements of Volumetric Radioactivity and Determination of Detection Capabilities

図 4.7 DOE standard の章立て

Process Knowledge(プロセス知識)には、加速器の種類による一般的なものと、施設固有の情報(エネルギー、ビーム損失等の運転情報、機器の配置や使用履歴など)が含まれる。プロセス知識に基づいてなされた評価は記録しておく。詳細は付録 B で紹介されている。加速器の種類による放射化の技術的根拠は付録 C と D に、生成核種の特徴、代理放射性核種の選定、放射化の分布の特徴、市販測定器の使用可能性が紹介されている。

実際の測定手法などについては、ANSI N13.12(2013)に準じているので、省略する。

サイトからの物質のリリース計画の立案では技術的、管理的、運用的側面を検討し、文書化しておく必要がある。技術的根拠に基づく文書は、少なくとも以下の質問に答えるべきである。「放射化によりどのような放射性核種が生成されるか」、「どのような放射性核種が注目され、その特徴は何か」、「代理放射性核種はどのようにして測定できるか」、「代理放射性核種の測定方法の検出閾値と検出限界は何か」である、とされており、文書化すべき内容が下のように示されている。

技術的根拠の文書には、以下の内容が含まれるべきである。

- 1) 施設の説明、M&Eの説明、及び潜在的な表面放射能及び体積放射化の推定に関連する情報（例えば、ビームパラメータ、運転モード、ビーム損失）、表面放射能及び体積放射化のための物理と特性、及び潜在的な放射能の推定に関連する情報を含むプロセスの知識
- 2) 選択されたクリアランス基準
- 3) 測定方法
- 4) 段階的アプローチを用いたサイトに合わせた MARSAME ガイダンスの考慮
- 5) 影響及び影響を受けた地域の説明又は例
- 6) 確認測定が必要とされ実施される条件
- 7) 代理放射性核種の測定方法の検出能力(検出閾値又は検出限界)の推定
- 8) 技術的根拠（測定方法を含む）の適用を制限する可能性のあるあらゆる境界条件。例えば、誘導放射能特性が文書化されていない特殊な物質の種類、半減期の短い放射性核種の存在、測定条件（例えば、必要な最小試料サイズ/容量、最大スキャン速度と最大バックグラウンド、固定位置での測定場所）
- 9) 統合的な ALARA プロセス評価計画。

最後に、加速器に使用されてきた物の施設内外へのリリースに関する報告書の構成例が紹介されている。また、DOE の監視、独立した検証、ステークホルダーとのコミュニケーションについても記載されている。

第5章 RI 規制法下でのクリアランス制度への取り組みに対する課題

5.1 放射線発生装置の現状とクリアランス制度の運用

我が国に設置されている放射線発生装置は日本アイソトープ協会発行の「放射線利用統計(2019)」では表 5.1 のようになっている。1747 台の放射線発生装置のうち、約 75%が医療機関にある。クリアランス制度を利用するための制度設計を考えるうえで、このような状況を考慮する必要がある。医療機関では、診断治療が途切れることのないように維持される必要がある。したがって、放射線発生装置廃止と新設を並行して進める必要があるが、廃止措置期間をなるべく短期間にする必要がある。また、多くの医療機関が市街地にあり、廃止措置を始めてからクリアランス検認を受け一般廃棄の承認を受けるまで発生廃棄物を保管しておくスペースの確保が困難である。放射線発生装置の使用に伴って発生する放射化物の取扱については、発生廃棄物量に見合った ALARA の考えに基づき Graded Approach を行うことを期待したい。

表 5.1 我が国の放射線発生装置*

機 関 発生装置	総 数 構成比 (%)	医療機関	教育機関	研究機関	民間企業	その他の機関
総 数	1,747	1,310	65	174	165	33
構成比 (%)	(100%)	(75.0%)	(3.7%)	(10.0%)	(9.4%)	(1.9%)
サイクロトロン	246	162	4	24	54	2
シンクロトロン	49	16	3	26	4	-
シンクロサイクロトロン	2	2	-	-	-	-
直線加速装置	1,309	1,130	27	67	54	31
ベータトロン	2	-	1	1	-	-
ファン・デ・グラーフ加速装置	31	-	12	18	1	-
コッククロフト・ワルトン加速装置	89	-	16	29	44	-
変圧器型加速装置	12	-	-	5	7	-
マイクロトロン	5	-	2	2	1	-
プラズマ発生装置	2	-	-	2	-	-

* 「放射線利用統計(2019)」(日本アイソトープ協会)

5.2 小規模事業所におけるクリアランスの進め方

5.2.1 事前評価手順

PET サイクロトロン施設については、すでに数多くの情報が集まってきた。第3章で紹介したように、運転状況といった施設固有の状況が分かれば、モンテカルロ計算、コアボーリング調査等を行わなくても放射化状況の推定が可能となってきた。今後、事例の蓄積と公開を進めることが望まれるとともに、それらのデータをもとに、個々の施設に特有の、加速器室配置、RI 製造量、運転期間、冷却期間等を取り入れてスケーリングを進めることができる。米国 DOE 標準でも、それらをプロセス知識として重要なものと位置づけている。

5.2.2 評価法

原子力施設については、評価のための特殊で高価な検出システムが考案されているが、施設規模が小さい RI 施設では同じ方法をとることは現実的ではない。このため、RI 施設のクリアランスにおいては、サーベイメータを使う手法が広く容認されることを期待したい。

5.3 放射化物の取扱に対する課題

現在の規制では、廃止措置を行う際に、放射性汚染物を許可使用者に譲渡する場合は、当該廃止措置に関わる放射線発生装置を一体として譲渡することとされている（放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則第26条第1項第3号ただし書）。しかし、放射線発生装置の部品（例えば、磁石、真空装置、電源、制御機器等）の中には、新規に購入するとなれば高価であり、入手しにくいものもあることから、部品の散逸等による放射線障害を防止するための措置の実施を要求した上で、放射線発生装置を一体でなくても部品ごとに廃止措置の際に行う放射性汚染物の譲渡が可能にすることが望まれる。

また、放射化物は表面汚染がないものがほとんどである。表面から10cmで600nSv/h（放射線発生装置の定義について定めている数量告示第2条）を超えない放射線発生装置の部品を放射線発生装置使用室ではない管理区域内で使用したり、一般区域での一時的使用を行うことが可能となることが望まれる。すなわち、下限数量以下の数量の非密封放射性同位元素の取扱と同様の取扱方法が可能になることを期待したい。その際、散逸や被ばくを防止するための条件を定め、空間線量に与える影響は無視できるレベルであることを確認し、使用記録をとり、使用終了後は発生装置内に戻すといった管理手法をとることになる。

令和2年度
原子力規制庁 放射線対策委託費
(放射線安全規制研究戦略的推進事業費)

発災直後の面的な放射線モニタリング体制のための技術的研究

研究代表者：京都大学 谷垣 実

2021年3月19日

目次

1	概要	1
2	背景	2
3	研究目標	5
3.1	研究の内容	5
3.2	想定される活用・従来のモニタリング機器との関係	5
4	研究体制と遂行状況	8
4.1	実施体制	8
4.2	研究の年次計画	9
4.3	研究実施状況	9
4.4	研究成果の公表	10
5	可搬型モニタリングポスト	12
5.1	可搬型モニタリングポストのあらまし	12
5.1.1	全体の構成	12
5.1.2	放射線検出器	14
5.2	可搬型モニタリングポストの特性試験	15
5.2.1	線量率直線性試験	15
5.2.2	方向特性試験	15
5.2.3	エネルギー特性試験	16
5.3	可搬型モニタリングポストの実証試験	22
5.4	可搬型モニタリングポストに関するまとめ	24
6	自律型データネットワークの構築技術	25
6.1	ネットワーク技術の動向	25
6.2	主な LPWA 規格	26
6.3	ZETA 規格のあらまし	29
6.4	ZETA による実証試験	29
6.4.1	長期的な通信試験	31
6.4.2	実践的な面的展開の提案とそれに基づく通信試験	34
6.5	自律型ネットワークのまとめ	38
7	超小型 KURAMA-II	42
7.1	超小型 KURAMA-II のあらましと	42
7.2	超小型 KURAMA-II に実装する検出器の製作	43
7.3	超小型 KURAMA-II 試作機の製作	44
7.4	Spresense のソフトウェア改修	47

7.5	超小型 KURAMA-II の実証試験	50
7.6	超小型 KURAMA-II のまとめ	50
8	発災直後の面的な放射線モニタリングの一提案	53
9	謝辞	54

1 概要

大規模原子力災害時においては、 ^{131}I のような短寿命核種を含む放射性物質による広域汚染と多数の汚染・傷病者が発生する。そのため、発災直後から迅速かつ面的なモニタリングにより汚染等の分布状況を的確に把握することで、優先度の高い集団や地域から防護措置や被曝医療のリソースを投入する必要がある。しかしながら、従来のモニタリング資機材では、たとえば重すぎて人による携行ができず特殊な電源規格により事実上商用電源なしには継続稼働が困難な可搬型モニタリングポストや、線量率の計測のみで短寿命核種の情報を取得できないサーベイメータなどの課題があり、その実現は困難である。

そこで、東電福島第一原子力発電所事故で実績ある KURAMA-II の技術を活用し、発災直後から迅速かつ面的なモニタリングにより汚染等の分布状況を的確に把握する手段を提供することを目指す。

具体的には、小型軽量で人が携行でき連続稼働時間が長くスペクトルデータの取得可能な可搬モニタリングポスト、シングルボードコンピュータベースのモバイルバッテリーで動作する超小型 KURAMA-II を開発する。また、同時に IoT 分野の活用と相まって技術進展の著しい LPWA (Low Power Wide Area network) による自律的に構成されるメッシュネットワークを活用したデータ通信方法を確立し、大規模災害時の面的なモニタリング展開の困難の一つである通信手段の確保の問題の解決を図る。この研究で開発したモニタリングポストや超小型 KURAMA-II、LPWA によるデータ通信方法を組み合わせ、これまで整備されてきたモニタリング体制との連携により、発災直後から迅速かつ面的なモニタリングにより汚染等の分布状況を的確に把握することができるようになる。さらに、実環境や校正施設を活用してこれらの技術要素の特性を評価し、それらを踏まえて災害時の面的なモニタリングのあり方に関する検討を行う。また、超小型 KURAMA-II については、その製作方法や回路図、アルゴリズムの可能な限りの開示をおこない、国民の原子力防災への関心や理解を深めることを目指す。

本研究の成果を活用することで、発災直後から迅速かつ容易に面的なモニタリングを展開することが可能となり、防護措置や被曝医療のリソース投入が最適化されるようになり、国民の安全と安心に大きく貢献することができる。

2 背景

東電福島第一原子力発電所事故のような大規模災害では放射性物質による広域の汚染と大量の汚染・傷病者が発生し、過酷な環境下で限られた人や資機材により状況を把握し必要な防護措置や被ばく医療処置をとる困難な状況となる [1]。特に ^{131}I 等の短寿命核種を考えれば、発災後 10 日間程度の間には優先度を判断しながら迅速かつ適切な防護措置や被ばく医療処置が必要で、その判断基準として面的な汚染状況等の分布把握は必須である。

これまでもその重要性は十分認識されており、緊急時環境線量情報予測システム (SPEEDI)[2] で、放射性物質の環境中への放出量及び事故の起きた施設周辺の気象観測データから大気中での放射性物質の拡散挙動を計算し、放射性物質の空気中濃度及び人の被曝線量が予測されることとなっていた。また、予め最適化された定点観測のための固定式モニタリングポスト、機動的な展開を目的とした可搬型モニタリングポストやモニタリングカー、サーベイメータ等の整備が進められ、SPEEDI の予測の確認や実際の状況とのズレがあった場合の把握や必要な修正を行うことで、的確かつ信頼性の高い放射性物質の空気中濃度及び人の被曝線量の分布状況が提供されることとなっていた。この時の各種測定器は堅牢性や信頼性を確保するべく入念に検討・用意され、電源の多重化や地上回線および衛星回線で多重化されたネットワークで測定やデータ収集の継続性を確保することとなっていた。

しかしながら、このような万全の体制が裏目に出たことは否めない。東電福島第一原子力発電所事故では、東日本大震災により電力や通信、交通のインフラに甚大な被害が発生した。測定やデータ収集の継続性の前提となるネットワークや電源、移手段などのインフラ群が深刻な機能不全に陥り、事故前に想定していたような放出源情報の収集や分布状況確認のためのモニタリング活動が展開できなかった。たとえば、事故直後における ^{131}I 他の短寿命核種等の分布については、事故直後からのデータを基に放出方向や量の評価が報告されている [3] が、住民の被曝量推定などに必要となる地域における詳細な分布については 2011 年 6 月の文科省が実施した調査まで待つこととなり [4]、この測定機会の損失で住民の甲状腺被曝量の推定などに大きな禍根を残すこととなった。

この東電福島第一原子力発電所事故での反省を踏まえ、2014 年には緊急時においても積極的なモニタリング活動を展開して実測データを収集して対応を進める方針が示された [5]。緊急時には可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー、サーベイメータなどが機動的に展開されることとなっており (図 1)、これらのモニタリング機器やその運用の方法が重要な課題となっている。

この体制が実際に試されることとなったのが、2019 年の北海道胆振東部地震において発生した北海道全域の停電 [6] である。この時、固定モニタリングポスト 11 局が停電後無停電電源により測定を継続したものの 3 ~ 4 時間で測定を停止した [7]。またこの地震による停電は単なる電力喪失だけでなく、地上固定回線の交換局や携帯回線の基地局の非常用電源の枯渇も発生させており、道内の一部の地域ではネットワークの喪失が実際に発生した。幸いにもモニタリングポストのデータ収集への影響はなかったものの、復電に時間を要した場合モニタリングの継続に重大な支障をきたしかねない状況であった。

このような問題がある背景には、従来の可搬型モニタリングポストは高価であり重量が大きく運搬が困難であること、また特殊なバッテリーを装備して事実上商用電源前提の運用となってしまうと迅速で機動的な運用ができないこと、モニタリングポストに装備される通信回線は通常固定回線か携帯回線単独で多重化が進んでいないこと、また多重化されている場合でもバックアップ回線は衛星回線であり、通信確立のための設置条件がシビアなことに加えて衛星の回線容量による他の緊急通信との輻輳という問題がある。さらに規制



図1 既存のモニタリング機器の位置付け。発災時には可搬型モニタリングポスト、モニタリングカー、サーベイメータが機動的に展開されることになっている。

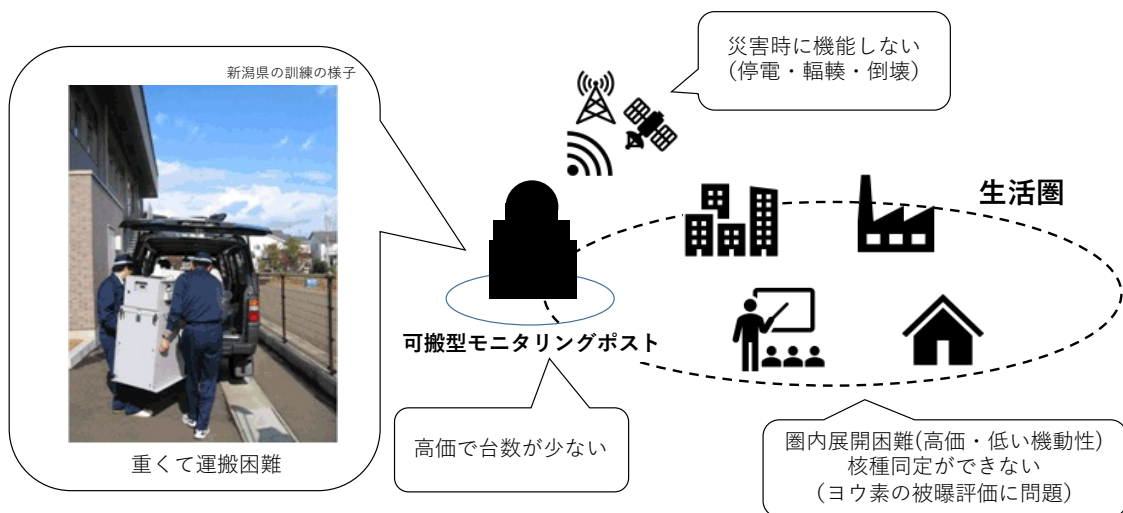


図2 既存のモニタリング体制の問題点

事務所のサーベイメータ等の資機材は空間線量率測定に最適化されており、 ^{131}I のような短寿命核種情報をリアルタイムに収集することができないことが挙げられる(図2)。

京都大学複合原子力科学研究所では、東電福島第一原子力発電所事故以降 GPS 連動型放射線自動計測システム KURAMA[8]とその発展系である KURAMA-II[9]を開発している。この KURAMA/KURAMA-II は操作のほとんど不要な端末を自動車等に搭載して対象地域に大規模に展開し、これらからのデータをクラウド経由でリアルタイムに収集するシステムで、東電福島第一原子力発電所の事故における機動的かつ柔軟な面的モニタリングの実現を目指したものである。特に KURAMA-II は、完全自動測定や CsI(Tl) 検出器によるスペクトルデータの取得も実現し、2011年6月以降現在まで福島県を中心とする東日本一帯における大規模な走行サーベイ調査や福島県内の路線バスによる連続的な生活圏モニタリングなどで多数の調査活動での実績を通じ、その能力と信頼性が高く評価されているシステムである。

この KURAMA-II の能力は現在の発災直後のモニタリングの枠組みの欠点を補うものであり、KURAMA-II の様々な成果や知見を元に発災直後のモニタリング機器や手法を開発することで、緊急時のモニタリング活動の質を向上し防護措置や被曝医療のリソースの的確な投入が実現できると考えられる。

3 研究目標

3.1 研究の内容

東電福島第一原子力発電所事故のような大規模原子力災害時における防護措置や被曝医療のリソースの投入と対応には、詳細かつ面的な放射線モニタリングの結果に基づく確かな判断が必要となる。そこで、想定外事象下でも迅速かつ面的に展開でき、線量率やヨウ素 131 のような短寿命核種に関する詳細なモニタリングが可能な体制を実現するべく、以下のようなモニタリング技術開発に取り組む（図 3）。

人が携行可能な可搬モニタリングポストの開発

東電福島第一原子力発電所の事故後のモニタリング活動で高い信頼性と実績を誇る KURAMA-II をベースに、人が携行可能な小型軽量で 10 日間程度稼働でき、線量率だけでなくスペクトルデータの取得も可能な可搬モニタリングポストを開発し、その性能評価を行うとともに運用方法についての検討を行う。

自律型データネットワークの構築技術の開発

近年技術革新の著しい LPWA(Low Power Wide Area Network) 技術の動向について調査し、緊急時のモニタリングポスト等を結ぶために利用可能な LPWA 規格の有力候補を選定し、実証試験を行って運用方法について検討するとともに、可搬型モニタリングポストや超小型 KURAMA への実装を行う。

超小型 KURAMA-II の開発

緊急時の機動性や面密度の確保を極限まで追求した、低消費電力・手のひらサイズかつ線量率およびスペクトルデータの取得も可能で、従来のサーベイメータ等に比べて十分安価な超小型 KURAMA-II を開発する。近年の IoT 技術の進展により低価格で高性能なシングルボードコンピュータが数多く登場していることから、既存の KURAMA-II の成果をこのようなシングルボードコンピュータに移植する。同時に従来の KURAMA-II で採用する CsI 検出器と同等の放射線計測特性を持ちつつもシングルボードに最適化することでコストを抑えた CsI 検出器を開発して実装し、上の自律型ネットワーク等と組み合わせる。超小型 KURAMA-II については、ソフトウェアのオープンソース化、回路図の公開も検討するなど、製作に関する情報を可能な範囲で広く公開して国民に活用してもらうことを目指す。

3.2 想定される活用・従来のモニタリング機器との関係

従来整備されてきたモニタリング機器は、機動性や電源や通信が喪失した際のデータ収集の継続性等について問題があるものの、機器自体の堅牢性や信頼性は高い。今回の研究で開発される各技術により従来のモニタリング機器を完全に置き換えるのではなく、従来の可搬型モニタリングポスト等と協調しながら機動性や測定地点数などを補い、活動に大きな制約が発生する緊急時においても迅速かつ面的にきめ細かな線量率やスペクトルデータの収集を実現する。このようにして測定機会の損失を最小限に食い止めつつ、この後に計画される本格的なモニタリング活動までのリードタイムを確保することができる（図 4）。

原子力災害で特に重要な発災直後における放射線モニタリングについて、従来のモニタリングの枠組みを補完する技術や手法が提供され、特に短寿命核種等の測定機会の損失を最小限に食い止めることができる。例えば周辺住民のヨウ素被曝量については、発災直後の迅速かつ面的なモニタリングが必須であり、東電事故でも禍根の残るところとなっている。今回整備する可搬型モニタリングポスト型と超小型の KURAMA-II のスペ

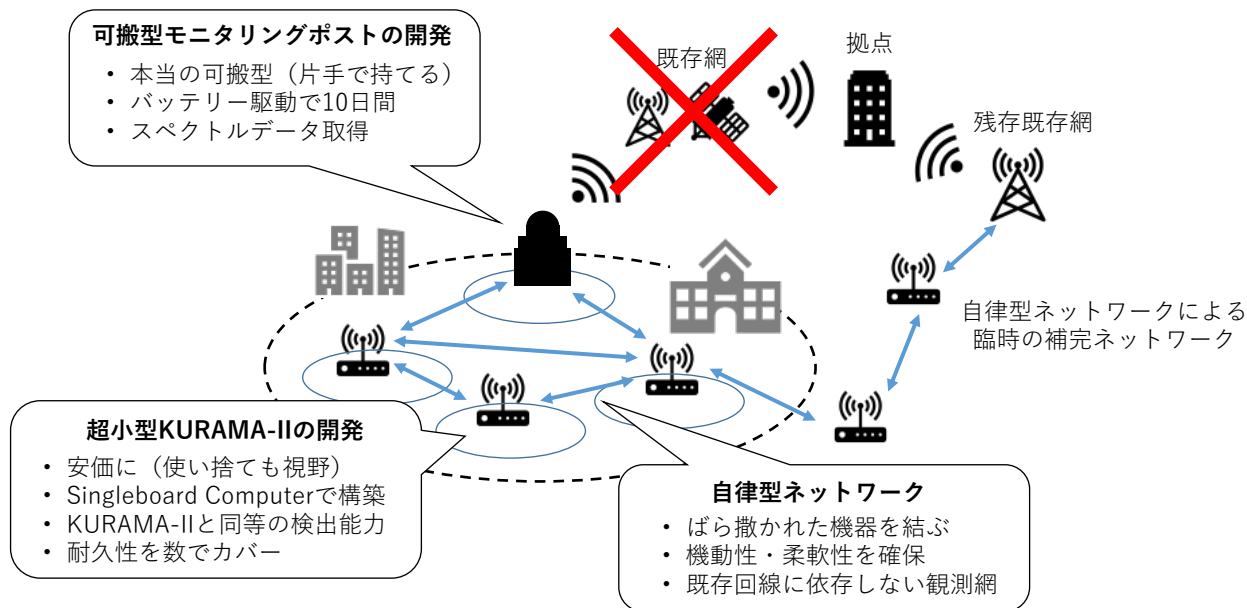


図3 今回の研究目標。KURAMA-IIの開発成果をもとに、緊急時にも容易に展開できる高い機動性を持ったモニタリング機器とそれらを結ぶ高い柔軟性を持った自律型ネットワークを開発する。

クトルデータの収集機能は、従来の可搬型モニタリングポストやサーベイメータでは得られなかった放出各種に関する情報を与えるものであり、信頼性は高いものの面的な展開の困難な試料サンプリングによる精密測定を補完し、対象地域内の事故由来放射性核種の分布状況や住民の被曝状況の把握の上で有効なツールとなるものである。

低廉な超小型 KURAMA-II は放射線教育の教材としても有効と考えられる。そこで、アルゴリズムや回路図、製作方法などを公開し、放射線教育の教材や教育方法の研究など国民の放射線やモニタリング活動への関

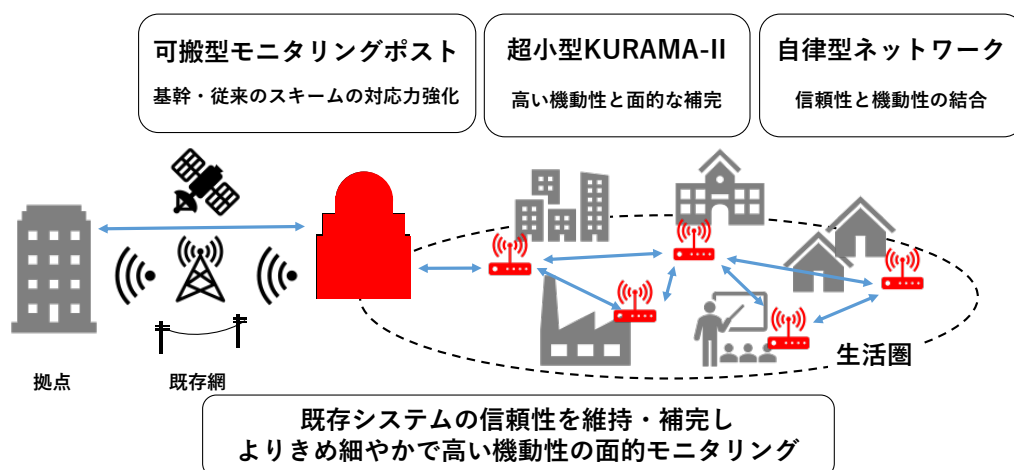


図4 今回の研究成果と従来のモニタリングの関係。既存のモニタリング体制の持つ問題点や弱点を補完するとともに、緊急時におけるモニタリングの選択肢を広げるものである。

心や理解を深め、公的機関の実施するモニタリング活動の妥当性や合理性への理解や信頼の醸成に役立てる。

4 研究体制と遂行状況

4.1 実施体制

令和元年度の研究実施体制は谷垣実（京都大学・助教）のもと、以下の研究協力者と研究参加者によって実施された（表 1, 2, 図 5）。研究協力者と研究参加者はこれまで KURAMA-II 関連の研究開発に従事してきた実績のある者から構成されている。令和 2 年度には、製作した可搬型モニタリングポストの性能評価と LPWA ネットワークの実証試験のための新たな研究協力者が参加している。

表 1 研究協力者

氏名	参加内容	所属機関	所属機関での職名
花井浩之	ワンボードコンピュータプログラミング ネットワークやクラウド構築・維持管理 コンピュータプログラミング	株式会社 S2 ファクトリー	代表取締役
松浦隆弘	可搬型モニタリングポスト他の 試作機的设计・製作	株式会社松浦電弘社	代表取締役社長
吉田忠義	可搬型モニタリングポストの 照射試験	日本原子力研究開発機構	マネージャー
星勝也	可搬型モニタリングポストの 照射試験	日本原子力研究開発機構	技術員
田中孝典	LPWA ネットワークの実証試験	島根県原子力環境センター	職員

表 2 研究参加者

氏名	参加内容	所属機関	所属機関での職名
奥村良	各種試作機の開発・調整および現地試験補助	京都大学 複合原子力科学研究所	技術職員
吉永尚生	各種試作機の開発・調整および現地試験補助	京都大学 複合原子力科学研究所	技術職員
吉野泰史	各種試作機の開発・調整および現地試験補助	京都大学 複合原子力科学研究所	技術職員

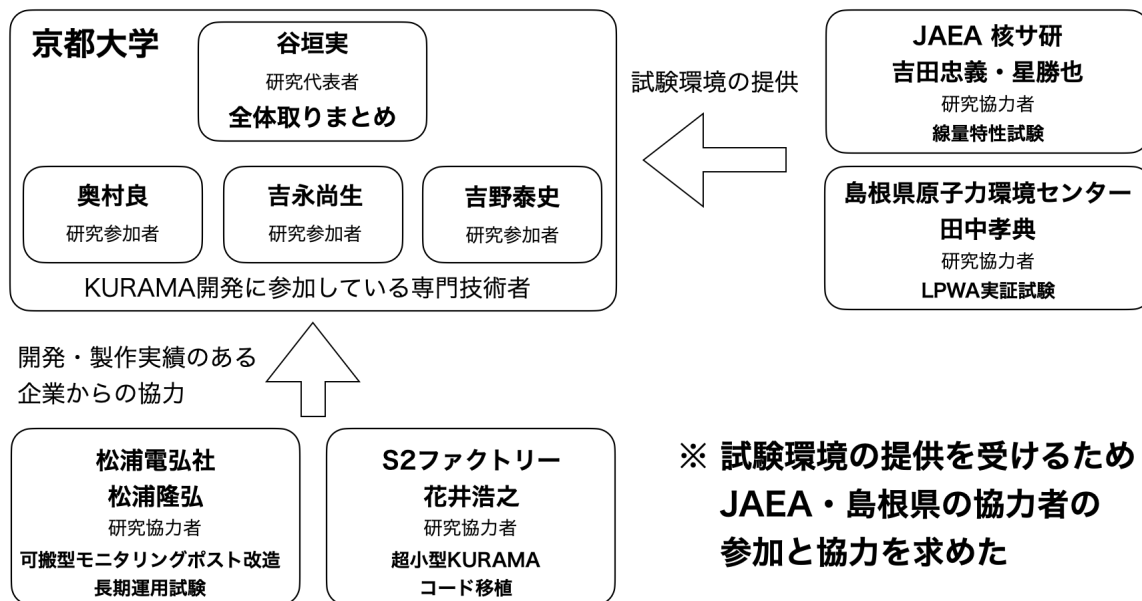


図5 研究体制図

4.2 研究の年次計画

本研究は2ヵ年計画で取り組む研究である。初年度の実績である開発済みの可搬型モニタリングポスト、本年度は可搬型モニタリングポストの開発、自律型ネットワークの検証、超小型 KURAMA-II の開発の完了が目標となる。しかし新型コロナ流行とそれに伴う緊急事態宣言とそれに伴う各種自粛要請が支障となり、試作や動作試験、現地試験などが当初計画通り進められず、内容を精査して実質的な目標達成を目指さざるを得なくなった。そこで、可搬型モニタリングポストは JAEA 校正施設の照射試験による性能評価の実施と、石川県内に試験場所を確保して屋外における長期連用試験を行い実用的な完成度を確保することとした。自律型 LPWA ネットワークでは、島根県原子力環境センターの支援を受け、島根原発周辺での短期及び長期の試験用通信網を構築、既設固定モニタリングポスト程度の密度での安定かつ機動的な通信網の運用を確認することとした。超小型 KURAMA-II は検出器の試作検証及び改良、シングルボードコンピュータのファームウェア改良などを進め、本事業で完成させた実証試験機数台を島根県に構築した試験用通信網に接続して実証試験を行うこととした。

4.3 研究実施状況

今年度は新型コロナ感染拡大に伴う緊急事態宣言や各種移動規制により、概ね第一四半期～第二四半期は実証試験等を中心に事業進捗が見込めない状況であったが、随時可能な範囲での作業や試験準備を進めておくことで、影響を最小限に食い止めた。

実施状況については、原子力規制庁のプログラムオフィサー (PO) およびプログラムオフィサー補佐 (PO 補佐) へ適時メールでの報告を行って指導と助言を受けた。また、2020年9月に PO 補佐による石川県での実証試験の状況視察を受け、事業や経費執行状況の確認および事業遂行の助言を受けた。

研究代表者の所属する京都大学複合原子力科学研究所でも、12月に所長による研究進捗状況の確認が行わ

れた。また研究所の財務掛および契約管理掛とも緊密に連絡を取り、経費の執行状況の確認と執行方法や調達した物品等の管理、事務手続きに関する確認や指導を受けた。研究代表者の所属する研究室においても、所属研究室の教授による研究進捗状況や研究費の執行状況の把握と必要な指導や助言を受けた。

実施項目	担当者* (所属機関)	令和元年度				令和2年度			
		第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
目標：KURAMA-II をベースにした小型軽量なモニタリング機器の開発と災害時の運用方法の確立									
自律型可搬モニタリングポストの開発	谷垣実(京都大学) 松浦隆弘(松浦電弘社)	基本設計		製作		現地試験(季節ごとに2週間程度)および各種特性試験			
		← 現地試験・特性試験に基づく不具合修正・最適化作業 →							
自律型ネットワークの構築技術の研究	谷垣実(京都大学) 奥村良(京都大学)	実施体制構築		各種通信規格の調査		試験用端末試作		ネットワーク単独試験	
		← ネットワーク試験等のための環境整備・試験内容検討 →							
		← モニタリングポスト等との組み合わせ試験 →							
超小型 KURAMA-II の開発	谷垣実(京都大学) 花井浩之(S2ファクトリー) 奥村良(京都大学)	実施体制構築		KURAMA-II ソフトウェア移植作業		KURAMA-II ソフトウェア最適化作業・シングルボードコンピュータ改善作業		超小型 KURAMA-II 単体/組合せ試験	
		← 簡素で廉価な CsI 検出器の試作及び改良作業 →							
上記開発研究に使用する関連計測技術の調査、研究開発における成果発表および取りまとめ	谷垣実(京都大学)	ICALEPCS2019に参加し、計測制御技術の調査及び進捗状況発表				IRPA 15 で計測制御技術の調査及び進捗状況発表			
		← 超小型 KURAMA-II の製作方法の公開方法について検討 →							
		← 結果取りまとめ論文執筆 →							

図6 研究の年次計画。新型コロナウイルス感染拡大に伴う緊急事態宣言や各種移動規制により、概ね第一四半期～第二四半期は実証試験等を中心に事業進捗が見込めない状況であった。

4.4 研究成果の公表

本年度の研究成果については、随時国内外の学会等での発表を行なった。国際会議が1件、国内学会・研究会が3件である。

国際会議での発表

M. Tanigaki, "CURRENT STATUS OF KURAMA-II", 15th International Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA 15), Seoul, Korea (オンライン開催), 18-19 Jan.

2021.

学会発表

谷垣 実, “KURAMA-II の開発の現状”, 日本保健物理学会 53 回研究発表会, オンライン開催, 2019 年 6 月 29 日-7 月 31 日

学会発表

谷垣 実, “福島における放射性物質分布調査 (2) KURAMA-II の開発の現状”, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, オンライン開催, 2020 年 9 月 16-18 日

研究会講演

谷垣 実, “KURAMA の現状”, 第 8 回「原発事故被災地域における放射線量マッピングシステムの技術開発・運用とデータ解析に関する研究会」および第 440 回生存圏研究所シンポジウム「第 10 回東日本大震災以降の福島県の現状及び支援の取り組みについて」(合同開催), ザ・セレクトン福島, ホテルグランヴィア京都およびオンライン開催, 2020 年 11 月 30 日-12 月 1 日

5 可搬型モニタリングポスト

5.1 可搬型モニタリングポストのあらまし

5.1.1 全体の構成

今回の可搬型モニタリングポストの機器構成図を図7に示す。測定部分については車載型 KURAMA-II[9]の構成を踏襲していて、コントローラとなる組み込みコンピュータに検出器、GPS、通信モジュールが接続された形となっている。コントローラとしては、National Instruments 社の組み込みコントローラ CompactRIO シリーズ [10] の cRIO-9064 を採用した。CompactRIO は高性能な CPU と FPGA と拡張スロットが小型で堅牢な筐体を実装されたコントローラである。OS として NI Linux Realtime を搭載しており、グラフィカルなプログラミング言語である LabVIEW で簡単に高度な機器制御のソフトウェアを開発することができる。CompactRIO は機器組み込みや劣悪な環境を想定して高い耐環境性や堅牢性を備えていることが特徴で、屋外の厳しい環境での使用が想定される可搬型モニタリングポストでの使用に適している。

この CompactRIO には GPS 受信機と放射線検出器が USB バスで接続されている。C12137 からは 100 ms ごとに波高データが送られ、これを線量率に換算したり、受信機からの時刻及び測位情報でタグづけし、線量率データおよびスペクトルデータとして LTE モジュールからサーバに送信するとともに、データを内部の不揮発メモリで保持する。

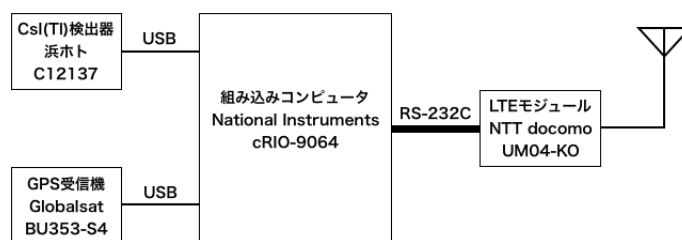


図7 可搬型モニタリングポストのブロックダイアグラム

取得したデータの送信のための通信には従来の KURAMA-II は SEA 社の 3G/GPS モジュールを使用していたが、可搬型モニタリングポストでは長期間の稼働が必要なことから、より消費電力の少ない組み込み機器用 LTE モジュールを採用した。この組み込み機器用 LTE モジュールは RS-232C 接続で AT コマンド制御で

表3 主な仕様

電源	12 V DC
重量	約 4 kg
寸法	280 mm × 150 mm × 300 mm (足および取手を含まず)
検出器	C12137 (浜松ホトニクス)
データ通信	TCP/IP over LTE

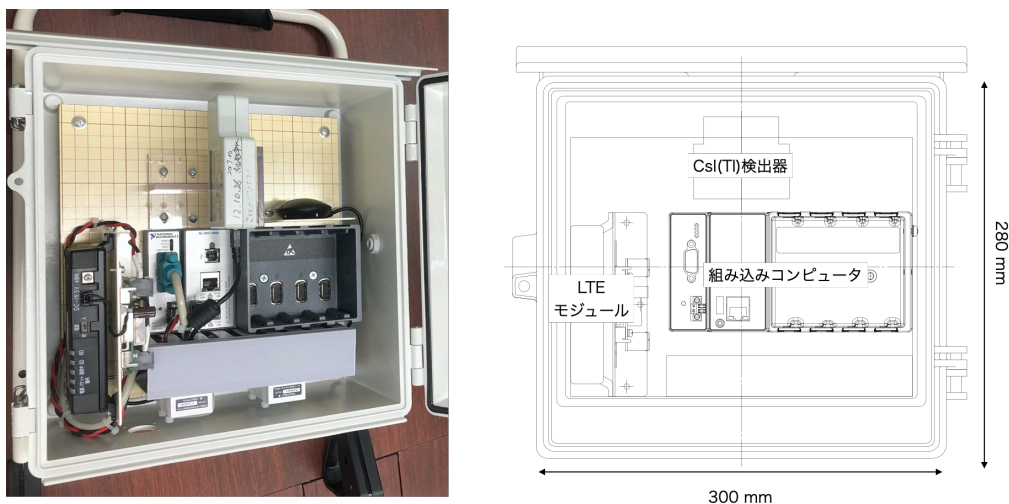


図8 今回開発した可搬型モニタリングポストの内部の様子。

使用するが、自律型ネットワークのモジュールでは一般的にシリアル接続で AT コマンド制御による通信が行われるため、これらのネットワークを使用する際の対応が容易になるという利点もある。

前年度の研究では、従来の KURAMA-II が 550 Wh の蓄電池で 20 時間程度の稼働時間だったところを、通信モジュールの低消費電力化により同容量の蓄電池で 55 時間まで伸ばすことに成功した。今年度はソフトウェアの最適化による消費電力の低減を図った。そして屋外設置のままでバッテリーによる連続稼働試験も行い、1000 Wh 程度の携帯型リチウムイオンバッテリーで約 1 週間の稼働を実現した。なお、ここまで LTE 通信は連続でおこなっている。そのため通信を一定時間間隔で行うことにより、さらなる消費電力低減が見込める。

可搬型モニタリングポストでは耐環境性も問題とされ、屋外での風雨に耐えられる必要がある。そこで筐体には屋外設置の分電盤収納に使われる防水の樹脂ボックスを採用しているが、令和元年度の試験結果を踏まえ、より防水性の高い筐体を採用した。また、内部の機器配置では検出器の方向依存性を最小限に抑えるため検出器の下側に機材を配置することとした(図8)。KURAMA-II を持ち運びや設置しやすさを考慮してスタンドを装着しており、従来のモニタリングポストに比べて著しい小型軽量化を達成している。

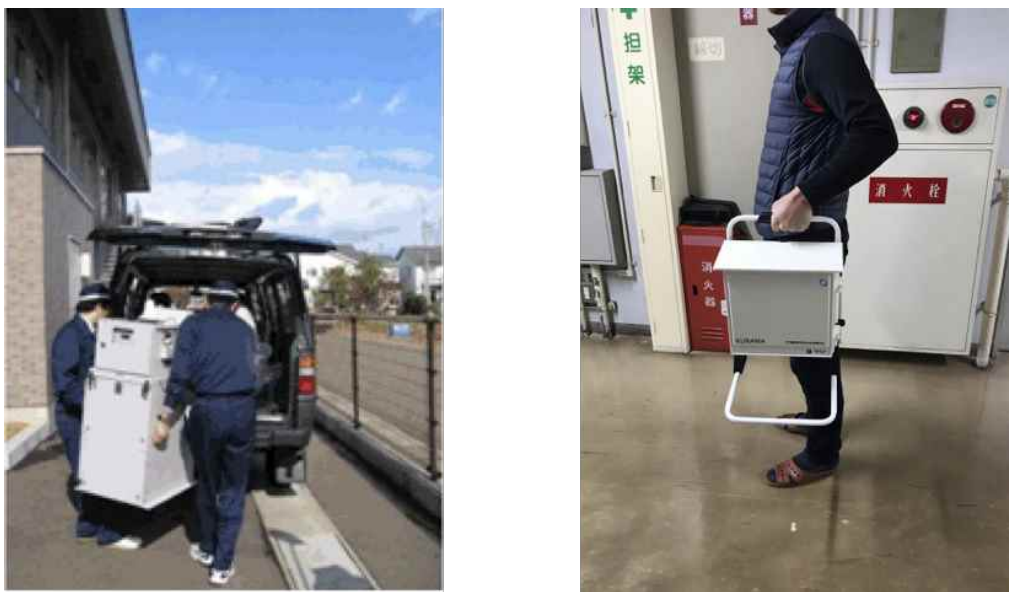


図9 (左) 従来の可搬型モニタリングポストの運搬の様子(新潟県 原子力防災訓練 Web ページより [13])
 (右) 今回開発した可搬型モニタリングポスト試作機。片手で容易に運べる小型軽量化を実現している。

5.1.2 放射線検出器

放射線検出器に CsI(Tl) 検出器である浜松ホトニクス C12137 シリーズ [11] を採用した。この検出器は CsI(Tl) シンチレータと MPPC (multi-pixel photon counter) を内蔵した γ 線検出器である。MPPC は電子雪崩による信号増倍効果を持つ APD(Avalanche Photo Diode) を面的に配列した受光素子で、高い光検出効率と信号対ノイズ比を実現した素子である。シンチレーション光の検出に MPPC を採用したことで、大型で機械的強度の低い光電子増倍管が不要となり、また MPPC のバイアス電圧も数十 V で良いことから大幅な小型軽量化と耐久性の向上に成功し、信号処理回路や AD 変換回路までがコンパクトな筐体に収められている。ADC で変換された波高データは内蔵マイコンにより USB で 100 ms ごとに出力され、電源供給も USB バスパワーで行われる。C12137 シリーズの内部構成図を図 10 に示す。

C12137 シリーズは目的に応じて $3.3 \text{ cm}^3 \sim 240 \text{ cm}^3$ の結晶サイズのものが用意されているが、結晶サイズにかかわらず電気的には完全互換であり、同一ソフトウェアで検出器からの波高データを処理することができる。KURAMA-II では周辺線量当量率等を G(E) 関数法で算出している [12] が、この C12137 シリーズの互換性により、結晶に応じた G(E) 関数に入れ替えるだけで同一のソフトウェアのまま様々な目的に応じた測定が可能になる。

さらに KURAMA-II では、使用する C12137 の内蔵マイコンのアルゴリズムに京都大学と浜松ホトニクスで共同開発したアルゴリズムを実装した、いわゆる高計数率対応タイプのもを採用し、一般に市販されている C12137 シリーズで発生する内部マイコンの処理の遅延に伴う数え落としを防いでいる。この数え落としは、実環境中での線量率測定に影響を与える。もともと無機シンチレータは原子番号の大きな元素で構成されているが、実環境では散乱などで発生する低エネルギー成分の寄与も大きい。その結果シンチレータのカウント数あたりの線量率への寄与の小さい低エネルギー成分の計数が高くなり、従来の C12137 では線量率が低いのに数え落としが発生することがあった。このため、浜ホトからも一般向け製品において「低エネルギー放射

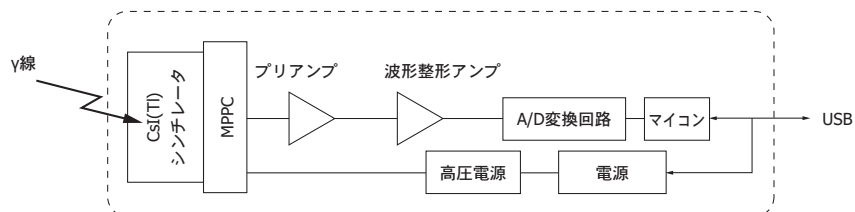


図 10 C12137 の内部構成図 [11]。MPPC からの出力信号をプリアンプと波形整形アンプで整形した後 AD 変換し、得られた波高データをマイコンが USB Raw 通信で外部に出力する。内部の回路は MPPC 用高圧電源も含めすべて USB バスパワーで賄われる。

線が支配的な環境放射線を検出する場合、最大測定値が $1/3 \sim 1/2$ 程度になります」との注意喚起が行われている [11]。京大と浜ホトが開発したアルゴリズムを採用した高計数率対応タイプではこの欠点が克服されている。この結果、一般向け C12137 でみられた実環境での数え落としがなくなっただけでなく、ダイナミックレンジの大幅な拡大を実現している (図 11)。今回の可搬型モニタリングポストでもこのアルゴリズムを採用した C12137 を使用する。

5.2 可搬型モニタリングポストの特性試験

製作したモニタリングポストの性能評価のため、JAEA 核燃料サイクル工学研究所計量機器校正施設を利用して直線性試験、方向性試験、エネルギー特性試験を行ない、環境 γ 線モニタ JIS Z4325 との比較を行った。

5.2.1 線量率直線性試験

計量機器校正施設 照射室 A のコリメート型 ^{137}Cs 線源 (555 MBq, 11.1GBq) を用い、 $2 \mu\text{Sv/h}$ 10 mSv/h 程度の範囲で照射を行い、その時の可搬型モニタリングポストの指示値を取得し相関を調べた。測定時間は各点 40 50 秒である。可搬型モニタリングポストは 1 秒間隔で測定を行うため、この測定時間中の測定値の平均を指示値、測定値の分散の平方根を誤差とした。またバックグラウンドについては線量率の分布を少数統計の連続値の分布であるガンマ分布でフィットして期待値と分散を求めた。可搬型モニタリングポスト位置における周辺線量線量率 $H^*(10)$ と指示値の関係を図 12 に示す。

概ね 2 mSv/h 程度までは JIS Z4325 の定める環境 γ 線モニタの指示値の許容値内に収まっていることが確認された。これは従来の高計数率化 C12137 に期待される能力通りの結果である。

5.2.2 方向特性試験

直線性試験と同じく計量機器校正施設 照射室 A において、コリメート型 ^{137}Cs 線源 (11.1GBq) 線源から 4 m の距離に可搬型モニタリングポストを置き、 15 度ずつ回転させながら水平方向および垂直方向の方向特性を測定した。設置状況を図 13, 14 に示す。この試験において可搬型モニタリングポスト位置の周辺線量当量率 $H^*(10)$ は約 $60 \mu\text{Sv/h}$ であった。

なお、垂直面内の照射にあたっては、可搬型モニタリングポストの金属部品や機材の内部構造から考えて異方向性が最も大きくなる扉面の法線が鉛直になる置き方とした。方向依存性の測定結果を図 15 に示す。一点あたりの測定時間および指示値、誤差、バックグラウンドの評価については直線性試験の時と同じである。JIS Z4325 では垂直面内での方向依存性として ± 120 度の範囲で $\pm 20\%$ (^{137}Cs 照射時) と規定されているが、

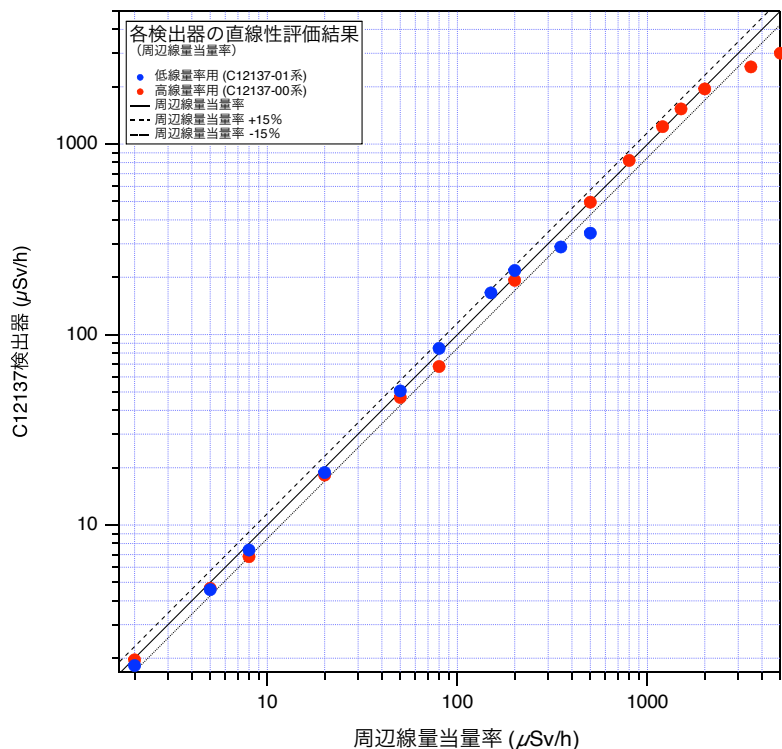


図 11 改良型 C12137 シリーズのダイナミックレンジ。JAEA 核燃料サイクル工学研究所の所有する ^{137}Cs 線源による校正場で照射した。市販される C12137-00 は公称 $100 \mu\text{Sv/h}$ まで、C12137-01 は公称 $10 \mu\text{Sv/h}$ まで計測可能となっているが、アルゴリズム改良で大幅に測定可能範囲が広がっており、C12137-00 タイプでは 2 mSv/h まで到達する。

今回の結果はそれを満たすものとなっている。

5.2.3 エネルギー特性試験

可搬型モニタリングポストについて ^{241}Am , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{60}Co の各線源をつかってエネルギー特性試験を行った。計量機器校正施設 照射室 B において、可搬型モニタリングポストの結晶中心から前方 30 cm の位置に線源 (1 m 距離で $0.02 \sim 1 \mu\text{Sv/h}$ 程度) を置き、概ね数分間の線量率の指示値をヒストグラム化して、その分布の中心値と幅を誤差とした。このときの線源と可搬型モニタリングポストの配置を図 16 に、典型的な波高スペクトルを図 17 に示す。

可搬型モニタリングポストの線源なしの場合の指示値は $0.07 \pm 0.04 \mu\text{Sv/h}$ であり、これをバックグラウンドとして指示値から差し引いた上で照射線量率との比較を行った (図 18)。誤差は線源とバックグラウンドの相対的な比率に由来している。この結果、JIS Z4325 に規定される $80 \text{ keV} \sim 1.5 \text{ MeV}$ で $\pm 30\%$ に収まる条件はクリアしていることがわかる。バックグラウンド差し引き前においても全般に低エネルギー側が高めの指示値を出しており、これは他機関での同型の検出器 (C12137-00H) も見られた傾向であることから、偶然の一致か機器あるいは $G(E)$ 関数などの線量率算出状の問題であるかについては、今後より詳細にエネルギー依存

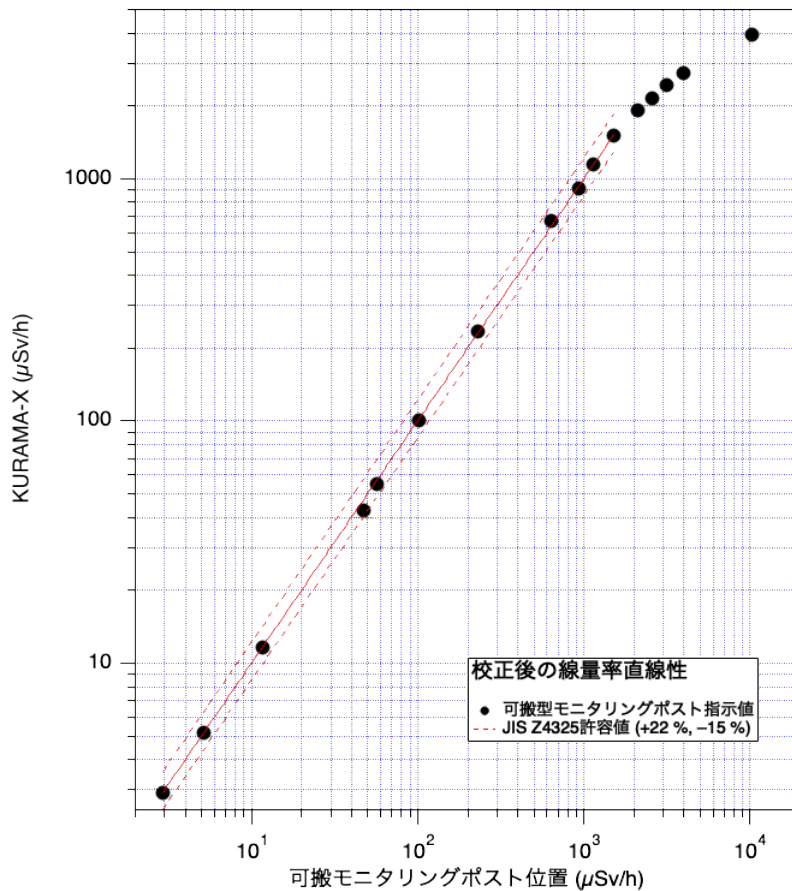


図 12 可搬型モニタリングポストの線量率直線性。グラフ内の実線は $2 \mu\text{Sv/h} \sim 1 \text{ mSv/h}$ 程度の範囲で定めた校正直線で、そこからの JIS Z4325 許容値 (+25%, -15%) が点線で示されている。

性の評価を行うべきと考えられる。一つの可能性として考えられるのは検出器のパイルアップの効果である。特に ^{241}Am で顕著に見られる本来の γ 線の最大エネルギー以上のカウントは ^{241}Am の γ 線が検出器の時間分解能より短い間隔で入射した、あるいはバックグラウンドの γ 線と偶然重なった場合と考えられる。これにより、本来計数されるはずのないエネルギーのパルスが検出されたこととなり、それが線量率が加算される結果指示値が増えることになる。 $G(E)$ 関数は低エネルギー側で変化が顕著であることから、この仮説が正しければ低エネルギー照射ほど線量率が高めに出ることとなる。

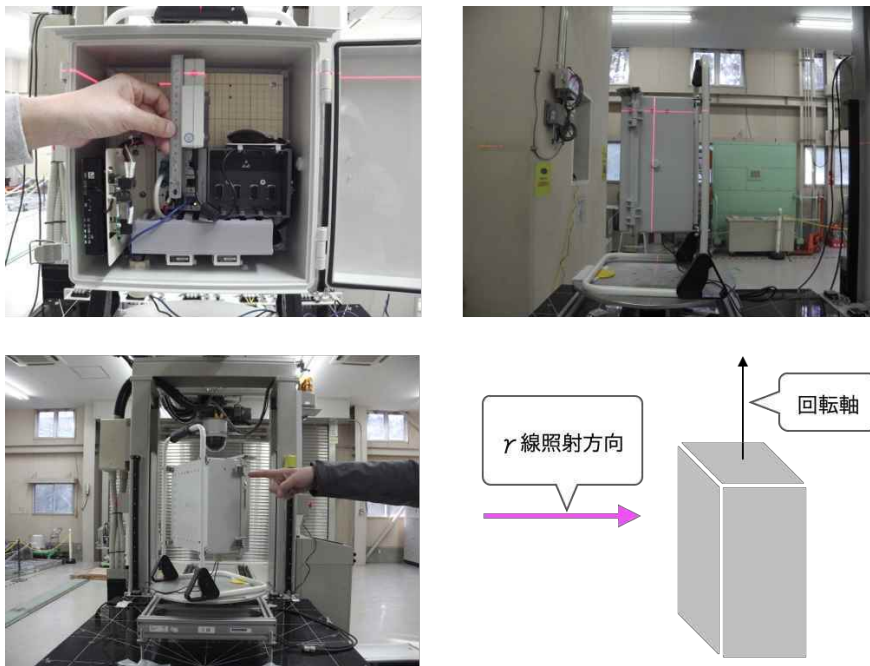


図 13 水平面内回転時の前面からの様子（左上）側面（右上）および回転中の様子（左下）と γ 線照射方向と回転軸の関係（右下）

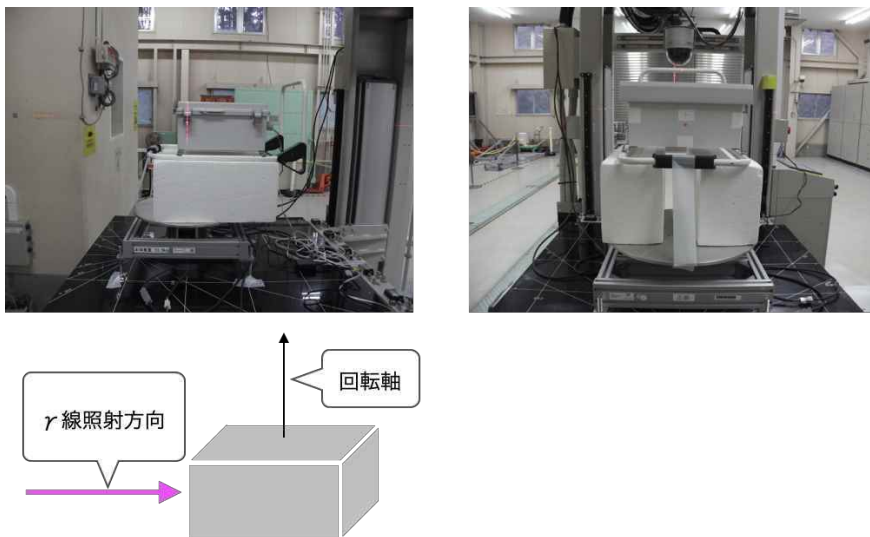


図 14 垂直面内回転時の側面からの様子（左上）側面（右上）および γ 線照射方向と回転軸の関係（左下）。回転中心は検出器の結晶中心を通っている。

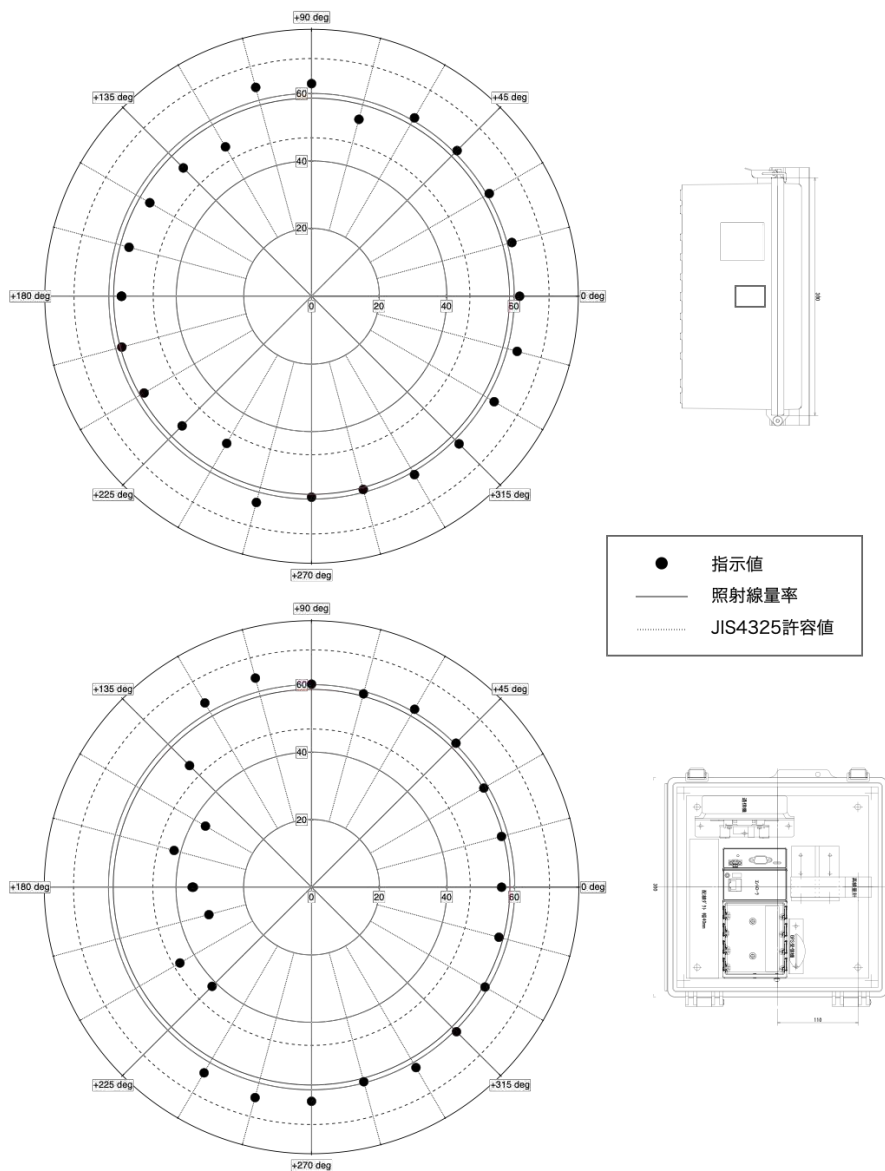


図 15 水平方向の方向依存性（上）と垂直方向の方向依存性（下）。それぞれ紙面右側（0度）より照射。その時のモニタリングポストの配置が右側に書かれている。JIS Z4325 の AI 型の許容値（垂直方向について ± 120 度の範囲で $\pm 20\%$ 以内（ ^{137}Cs 基準））をクリアしている。



図 16 エネルギー特性試験の配置の様子。

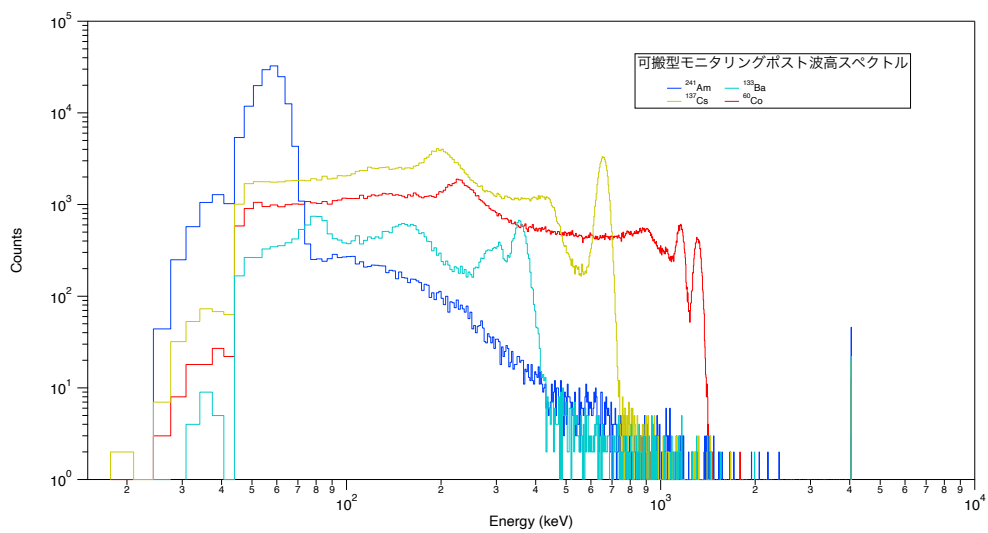


図 17 各線源における波高スペクトル。

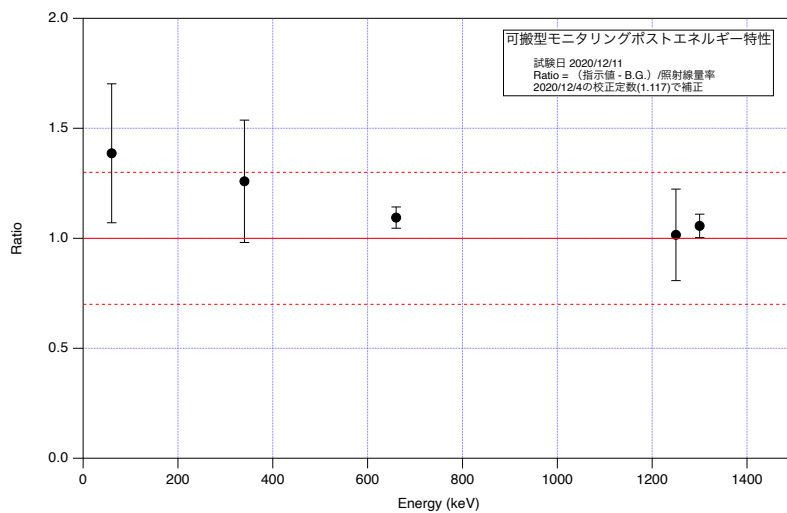


図 18 エネルギー特性試験の結果。一番右の 2 つの点は ^{60}Co について 2 つの線源で行ったそれぞれの結果である。

5.3 可搬型モニタリングポストの実証試験

今回の可搬型モニタリングポストについて、2020年9月より石川県野々市市内にある松浦電弘社敷地内において屋外での総合的な実証試験を行い、耐候性や測定の安定性などの評価を続けている（図19）。可搬型モニタリングポストはコンクリート基礎の樹脂製支柱に検出器の結晶中心で高さ1.8m程度に設置されている。高さを1.8mとしたのは石川県所有のモニタリングポストに合わせたこと、また設置場所における冬季の積雪の影響を考慮したためである。現時点までのところ安定して動作しており、電気的・機械的な故障は発生していない。



図19 屋外での総合試験用に設置された可搬型モニタリングポスト。

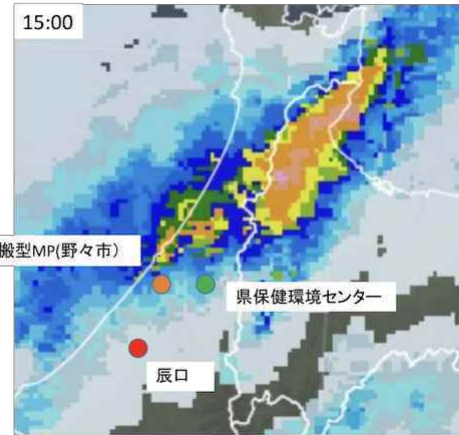
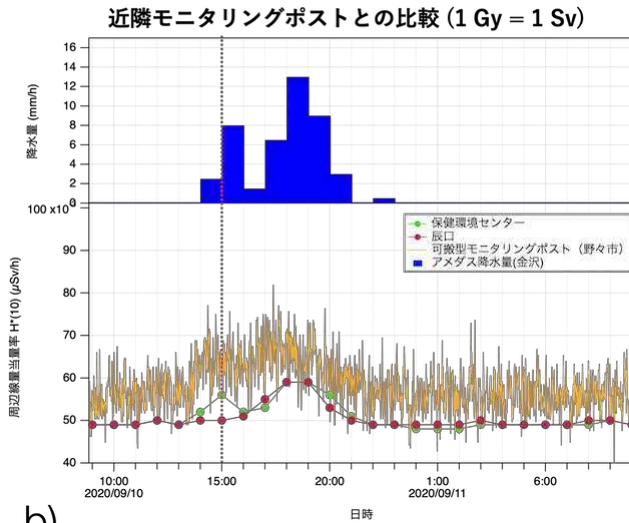
放射線計測機器の能力自体はJAEA核燃料サイクル研究所の計量機器校正施設で評価済みであるが、実際の環境放射線の測定状況を把握するため、連続測定の中から特徴的な条件として、夕方から夜半にかけて強い雨の降った2020年9月10日の午前9時前より翌日11日の午前10時過ぎまで1分毎の測定を行った時の結果を図20に示す。比較のため規制庁からデータが公開されている近隣の固定モニタリングポストである石川県保健環境センターと辰口の1時間ごとの周辺線量当量率、また当日の降雨の状況としてアメダスの金沢の降雨量を合わせて示している。

それぞれの絶対値は異なるものの経時変化はほぼ同一である。絶対値のズレは既設モニタリングポストは $1\text{ Gy} = 1\text{ Sv}$ の緊急時モニタリングの換算値に基づくのに対し、可搬型モニタリングポストは $H^*(10)$ の値(662 keVでは $1\text{ Gy} = 1.3\text{ Sv}$)であることが主たる要因である。

辰口のモニタリングポストでは15時ごろの線量率の変化がない。これは15時ごろに辰口のモニタリングポスト付近では降雨がなかったためと考えられる。辰口のモニタリングポストには降雨計が併設されており、規制庁から記録データが公開されているが、そこには15時台の降雨が記録されていなかった。

また、保健環境センターと可搬型モニタリングポストの間でも線量率上昇に時間差があるように見えるが、

a)



b)

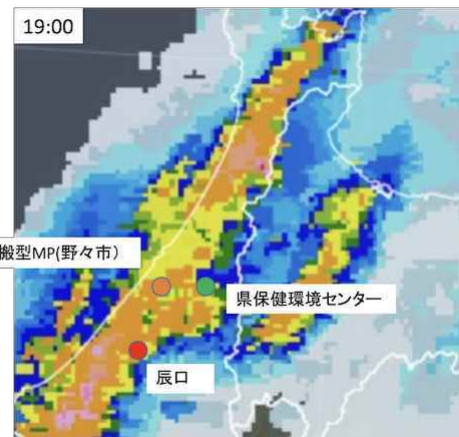
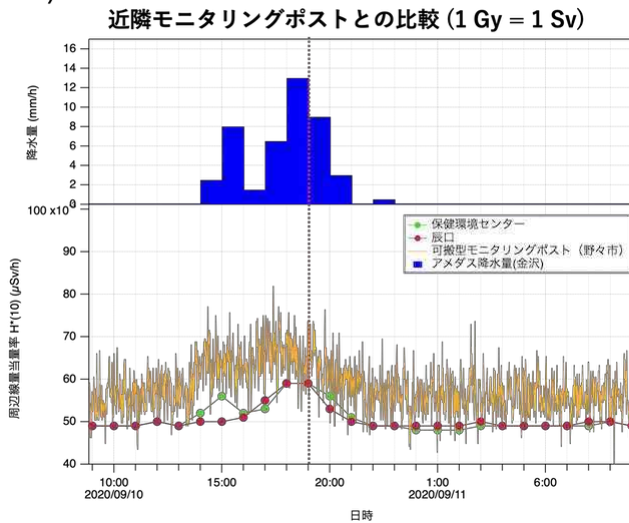


図 20 a) 2020 年 9 月 10 日 15 時のアメダスで観測した金沢市の雨量（上）と可搬型モニタリングポストと既設モニタリングポスト（辰口および石川県保健環境センター）の線量率データ（下）およびその時の気象レーダ（右）。b) 2020 年 9 月 10 日 19 時のアメダスで観測した金沢市の雨量（上）と可搬型モニタリングポストと既設モニタリングポスト（辰口および石川県保健環境センター）の線量率データ（下）およびその時の気象レーダ（右）。

図 20 を見ると、雲が南西から北東に向かって動いており、降雨タイミングがずれているためであると考えられると理解できる。

今回の降雨による線量率上昇について、可搬型モニタリングポストで取得したスペクトルデータで原因を確認することとした。降雨のあった 16 時～20 時と降雨の終わった 20 時～24 時までの間のスペクトルデータを比較したものが図 21 である。降雨による線量率上昇要因として知られる ^{238}U 系列核の天然核種である ^{214}Pb 、 ^{214}Bi のピーク上昇が顕著であり、これらの降雨による地表への降下が原因であることがわかる。

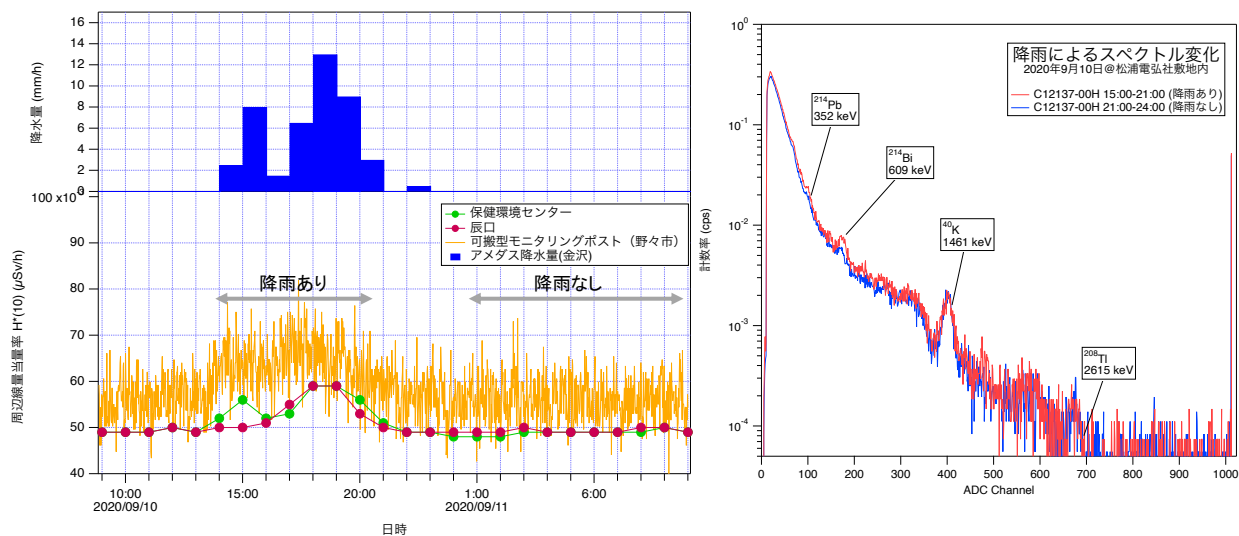


図 21 降雨によるスペクトル形状の変化。降雨のあった時間帯と降雨のなかった時間帯の波高スペクトルの積算値を比較したところ、降雨ありの場合に典型的な ^{214}Pb や ^{214}Bi のピークが見られることがわかる。

5.4 可搬型モニタリングポストに関するまとめ

前年度の事業で製作した可搬型モニタリングポストについてさらなる改良と試験を実施した。小型軽量はそのままより防水性能の高い樹脂筐体に変更して耐環境性能を向上した。特性試験の結果、2 mSv/h までの測定範囲と JIS Z4325 への適合を確認した。実環境における測定試験として、2020 年夏より石川県野々市市で屋外設置の試験を継続しており、気象変化におけるバックグラウンドレベルの変動が捉えられ、近隣のモニタリングポストと矛盾しない測定値が得られることを確認した。また、市販の 1000 Wh 程度の Li-ion ポータブル電源で約 1 週間稼働できることを確認した。このように環境 γ 線モニタリング活動に十分使用可能な能力を備えた可搬型モニタリングポストの開発に成功した。今後は委託研究費および大学における知財の扱いルールに基づき実用化や商品化を進めていく計画である。

6 自律型データネットワークの構築技術

6.1 ネットワーク技術の動向

近年注目を集める IoT (Internet of Things) は、世の中のあらゆるものをネットワークで結び、相互の情報のやり取りや制御、連携により、より高度な機能やサービスを実現するという考え方である。最近の半導体技術やネットワーク技術の進展によりセンサーやデバイスといった機器、通信インフラ、クラウドサービスの高性能化、低価格化が進んだことで、幅広い分野で導入が進んでいる。

ネットワーク技術は IoT の中で重要な要素であり、コンピュータや携帯電話などの従来のネットワーク対応機器を超えてあらゆるものに実装する場合、電力や通信可能な範囲、また伝送可能なデータ量が問題になる。例えば、遠隔手術のような用途ではリアルタイム性や高精細な映像を送るための通信速度や容量が求められる。一方、水道メータの監視のような用途になると、データの伝送量は小さくて良いものの、良好な通信環境も期待できず電池交換もメータ交換の数年～10年に1回程度になるような端末を広域に展開することになる。

このような様々な特性を持つ利用目的や利用環境に応じ、様々な通信規格が開発提唱されている。LPWA(Low Power Wide Area network) は、低速・低消費電力&広域・遠距離通信を担う通信技術である(図 22)。その特徴として

- 比較的高い周波数(概ね GHz 帯)を使ってアンテナも含めた小型化を実現
- 比較的遅い通信速度(数十 bps～数百 kbs)ながらも km オーダーの到達距離を実現
- 送受信や通信モジュール内のきめ細かい電力管理による低消費電力を実現

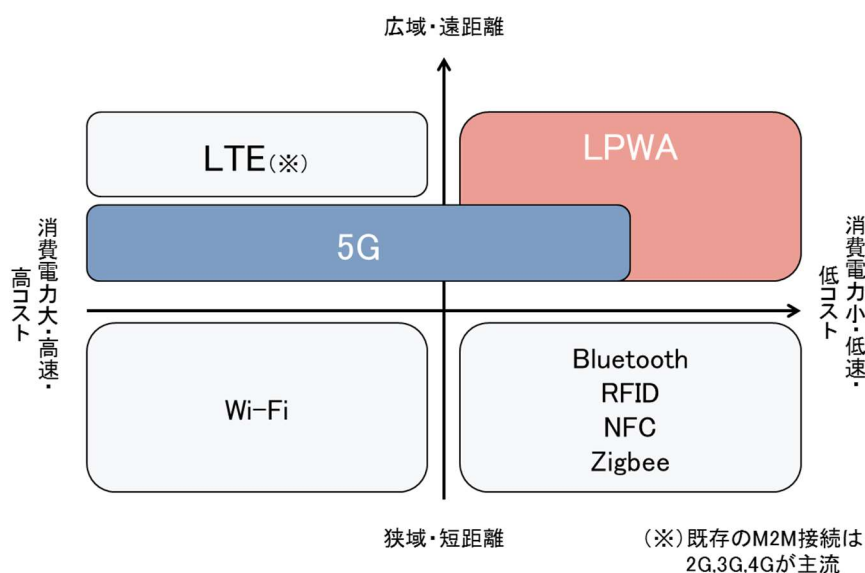


図 22 様々な通信規格の中における LPWA の位置づけ。比較的数据量が少ないセンサ等を大量・広域に展開し、継続的にデータ収集するような用途に適している。図は総務省「第4次産業革命における産業構造分析と IoT・AI 等の進展に係る現状及び課題に関する調査研究」報告書(三菱総研作成)より引用。

が挙げられる。

これらの特徴を持つ LPWA は、既存の電力・通信インフラが必ずしも機能するとは限らない緊急時において、迅速かつ広範囲に計測データ収集ネットワークを構築する必要のある放射線モニタリングのためのネットワークとしても望ましいものである。そこで、緊急時の放射線モニタリングのためのネットワークとしての観点から LPWA の主な規格やその特徴について調査を行なった。

6.2 主な LPWA 規格

緊急時における放射線モニタリング活動では、既存インフラが部分的あるいは広範囲にわたって被害を受けてしまうことを想定しなくてはならない。そのため、災害時に事業者によるネットワーク構築を待つことなく展開できることが望ましい。また、残存する既存ネットワークへの結節点となる基地局の設置が思うようにいかない場合を想定しなくてはならない。基地局に直接接続するスター型のネットワークでは、エリア拡大のために既存ネットワークの復旧も必要となってしまう。そのため、機器間でのデータの転送や中継局による拡大が可能なメッシュ型のネットワークが構築できる規格が望ましい。また、福島におけるモニタリングポスト等の設置状況を参考にする場合、数百 m 程度の間隔で設置される可能性があり、その距離においても今回の研究開発でベースとなる KURAMA-II 程度のデータ転送量（数百 bps 程度）を確保できることが望ましい。以上の観点から、現在国内で比較的普及していると思われる規格について特徴をまとめたものが図 23 である。また、特に国内で普及している、あるいは国内外で大規模な採用実績があるとみられる規格についてまとめたものが表 4 である。

これらの規格の中で普及で先行しているのは Sigfox[14] と LoRaWAN[15] で、ZETA[16] および Wi-SUN FAN[17] は後発の規格である。この 4 つの規格はすべて免許不要であり、同じ免許不要の周波数帯である 2.4GHz に比べて電波伝搬的にも通信の混雑の面でも有利な 920 MHz 帯を使用しているため、設置や使用の

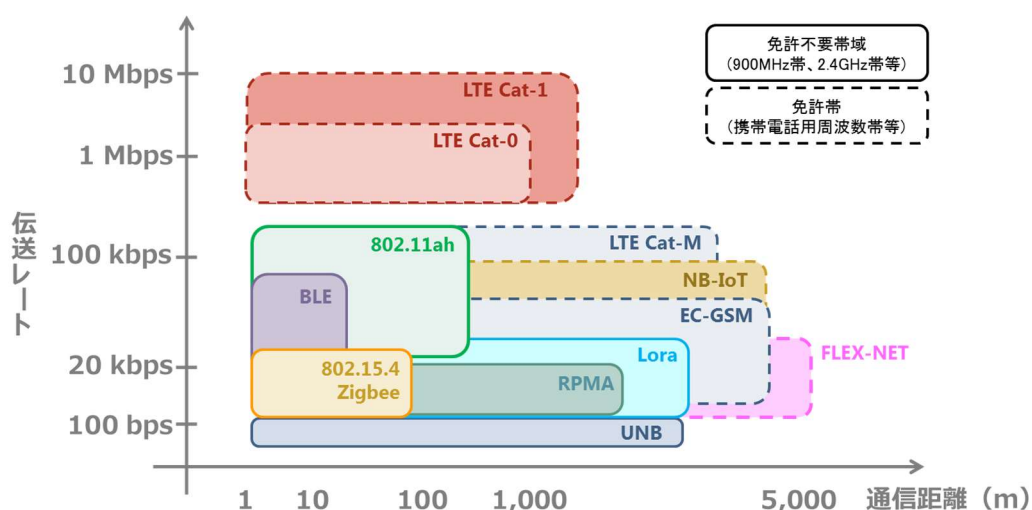


図 23 LPWA の主な規格の位置づけを速度と到達距離から整理したもの。図は総務省「第 4 次産業革命における産業構造分析と IoT・AI 等の進展に係る現状及び課題に関する調査研究」報告書（三菱総研作成）より引用。

表 4 主な LPWA の仕様。Up、Down はそれぞれ基地局向きの上り通信、基地局から端末への下り通信を指す。

規格名	使用周波数（日本）	通信速度	ネットワーク形態	自営網構築
Sigfox	920 MHz	100/600 bps (Up/Down)	スター型	不可
LoRaWAN		250 bps ~ 50 kbps		可能
Wi-Fi HaLow		150 kbps ~		
Wi-SUN FAN		50 kbps ~ 600 kbps	メッシュ型	
ZETA		0.1 ~ 100 kbps		
LTE Cat. M	携帯	0.3 ~ 1 Mbps	スター型	不可
NB-IoT		62/21 kbps (Up/Down)		

制約が少ない。一方 LTE Cat. M[18] や NB-IoT[18] は従来の携帯回線規格である LTE の中に規定されるもので、インフラとしてすでに津々浦々に普及している携帯事業者の基地局を利用できる反面、免許が必要となり設置や使用に制約がある。なお Sigfox は各国ごとに 1 事業者が独占的に基地局網を提供し、ユーザはその事業者と契約することで世界中の基地局にアクセスすることができる。日本の場合、Sigfox は京セラ系の会社が事業者として基地局ネットワークを展開している。

ここでネットワーク形態について比較する。主な LPWA 規格ではスター型ないしメッシュ型の形態を取っており、Sigfox や LoRaWAN、LTE Cat. M や NB-IoT がスター型ネットワークを構築するのに対し、ZETA および Wi-SUN FAN はメッシュ型ネットワークが構築できる規格である。このスター型とメッシュ型のネットワークがどのようなものであるかを示したのが図 24 である。スター型では、既存回線やデータセンターとの橋渡しとなる基地局が端末を直接収容するため、中継による遅延等が発生しない反面、既存回線と接続できる場所にしか基地局を設置できない。メッシュ型では端末がメッシュ状のネットワークを構成しており、条件の良い経路を選択しながら中継されて基地局に到達する。そのため、既存回線へのアクセスが難しくスター型のネットワークでは展開が困難な場所でもエリア展開が容易になる反面、多段中継による遅延などの問題も発生する。

緊急時には災害の直接的・間接的影響で既存回線へのアクセスが困難な状況が多発すると考えられることから

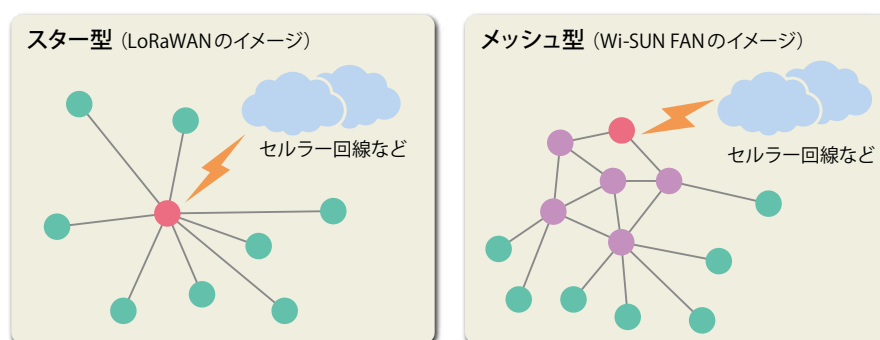


図 24 スター型とメッシュ型のネットワーク形態のイメージ図 [19]。スター型では、既存回線との橋渡しとなる基地局が端末を直接収容し、メッシュ型では端末がメッシュ状のネットワークを構成する。

ら、スター型よりメッシュ型のネットワークが構成できる方が望ましいと考えられる。これらを踏まえ、今回の研究では通信規格として ZETA および Wi-SUN FAN を有力候補として選定した。

ZETA は到達距離も見通して 2~10 km であり、4 段までの中継や端末や中継器が動的に最適な通信経路を選択するなど、柔軟なネットワーク構築が可能な規格である。すでに一般利用のための製品が流通しており、例えば携帯電話の圏外である山奥の養殖施設の監視業務 [20] や、上海で数万局を展開しての市内の公共インフラの IoT 化の実績もある。しかしながら都市部で十分な通信距離を確保する場合、低速通信をせざるを得ず、1 回あたり 49 bytes、30 秒ごとの送信しかできない。このため、線量率データ程度であれば送信可能だが、KURAMA-II のようにスペクトルデータを含む数百 bytes/sec のデータをそのまま送信するのは困難という欠点がある。

一方 Wi-SUN FAN は見通して 500 m、20 段までの中継や動的に最適な通信経路選択機能を持ち、加えて最大 300 kbps の TCP/UDP 通信をサポートしていることから、従来の KURAMA-II の通信方式をそのまま使用できる可能性がある。また、京都大学が権利を保有する大学発の規格でもある。一方、実用化という面では、Wi-SUN 規格の中の Wi-SUN HAN(Home Area Network) は国内のスマート電力計に採用され圧倒的なシェアをもつものの、Wi-SUN FAN については評価用の端末が限定的に提供されている程度で、一般利用のための評価機器は 2020 年度末に流通を始めた状態であり、直ちに試験や採用を計画することは難しい。

以上を踏まえ、本年度も引き続き ZETA を採用規格とし、具体的なネットワーク構築と実証試験を行うこととした。

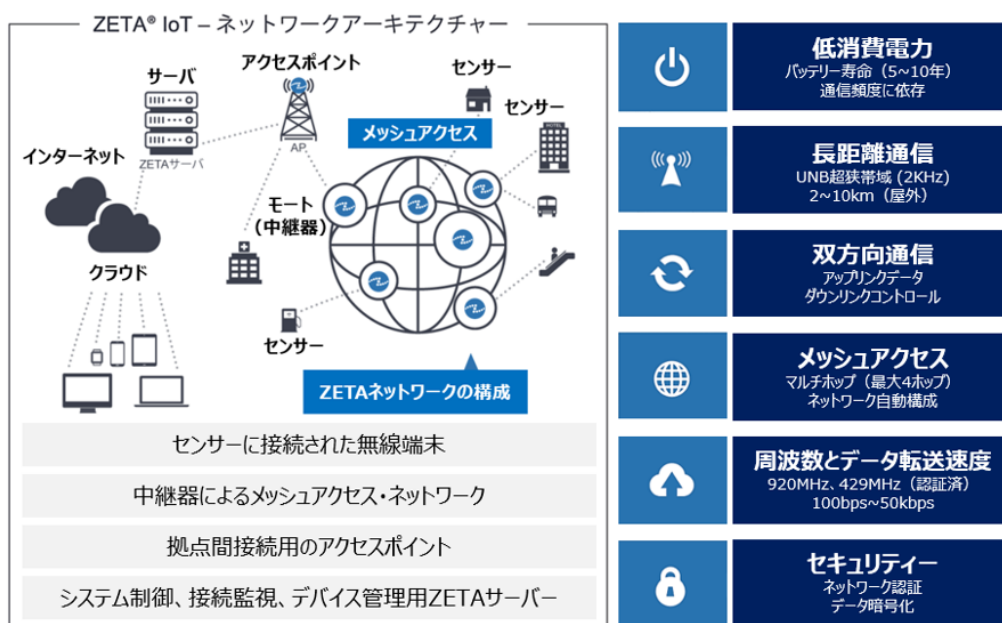


図 25 ZETA の概要 [21]。メッシュ構造の中継機ネットワークに端末がアクセスし、混信に強く周波数資源が有効に利用できる狭帯域双方向通信を行うことが特徴である。最適な通信経路を動的に選択するため、通信環境の変化に対しても安定した通信を確立できる。

6.3 ZETA 規格のあらまし

ZETA とは、ZiFiSense 社が開発した免許の不要な LPWA 規格である (図 25)。ZETA の大きな特徴は約 0.6 ~ 2 kHz という超狭帯域通信を行うことで、周波数帯域を有効に利用する多チャンネルでの通信が可能である。これにより混雑した周波数帯域でも通信の確立がしやすくなる利点がある。また、基地局と端末の間に 4 段までの中継器の設置が可能で、中継器による同士がメッシュネットワークを構成することが可能であり、通信距離は最大 10~20 km (見通し距離) とすることができる。加えて、各端末や中継器が通信環境の変化に応じて動的に最適な通信経路を選択することが可能であり、端末と基地局の間で安定な通信が可能となる。また消費電力が非常に小さいことが特徴であり、中継機や端末自体は乾電池で数年間稼働が可能である。ZETA の電力消費の低さを生かし、30 分に 1 回のデータ送信であれば単三電池 4 本で連続 1 年間稼働可能な ZETA 搭載 AI カメラが開発されている。

6.4 ZETA による実証試験

緊急時の放射線モニタリング活動は、オフィス街、住宅地、農地、山間部など様々な状況での展開が想定される。自律型ネットワークにはそれぞれの環境で相応のネットワークが構築できることが求められる。また、昨年度の成果を踏まえると既設の固定・可搬モニタリングポストのデータ送信用バックアップ回線としての適用可能性もあることから、昨年度に引き続き ZETA によるネットワーク構築の実証試験を行うこととした。

昨年度の試験では基本的な特性を評価することが中心であったが、今回は既設の固定・可搬モニタリングポスト間のバックアップ回線としての利用可能性と、面的なモニタリング装置を展開した際のネットワーク接続の機動的な確立の実現性を評価するため、定常的なネットワークの設置を想定した長期試験と基地局及び中継局の機動的な設置によるエリア改善の効果の検証を行った。

島根県地域防災計画 (原子力災害対策編) [22] で定められている平常時ないし緊急時のモニタリング地点は図 26 のようになっており、概ね数百 m から数 km ごとにモニタリング地点が置かれていることがわかる。これらを定常的あるいは機動的に設置したネットワークで安定して結ぶことができれば、原子力防災において有効な自律型ネットワークとして活用できると考えられる。

基地局は島根県原子力環境センター (2 階建) の北側に隣接する島根県保健環境センター (6 階建) 屋上に設置した (図 27)。アンテナは電波法により免許を要しない特定省電力無線で認められている上限である空中線利得 +2.14dBi の無指向性アンテナを使用した。各モニタリング地点に設置される端末は空中線利得 0 dBi の無指向性アンテナを装備しており、送信出力は 20 mW である。中継機は図 28 に示したものと同じで、アンテナは基地局と同じ空中線利得 +2.14dBi の無指向性アンテナである。また ZETA の受信感度は -130 dBm である。

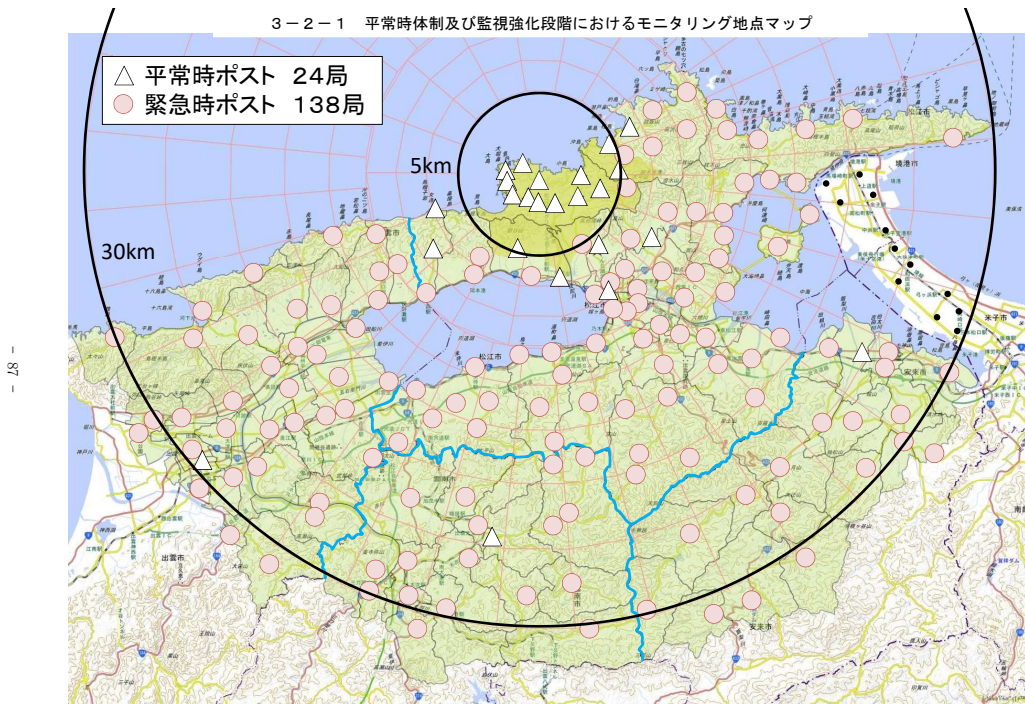


図 26 島根県地域防災計画に定められた平常時および監視強化段階におけるモニタリング地点マップ [22]。人口集積地を中心に概ね数百 m ～ 数 km 程度に設置されている。



図 27 今回使用した基地局と同型のもの。ポール先端にアンテナがついている。



図 28 県水産技術センターに設置された端末（左）とサンレイク及び宍道湖ふれあいパークに設置されている中継局と同型のもの（右）。

6.4.1 長期的な通信試験

既設モニタリングポストの補完を想定した場合、あるいは緊急事態時の機動的な展開後本格的なモニタリング体制確立までの時間を想定した場合、天候や周辺の状況の変化に対する通信状態の安定性を評価する必要がある。そこで、宍道湖周辺の地点間を結んで長期間通信状態を維持し、その安定性を評価することとした。

今回長期試験用に設置した通信経路を図 29 に示す。基地局と島根県水産技術センターに設置された試験用端末（ZETA モジュール搭載の温度センサ）を宍道湖畔の 2 箇所に設置する中継局で結ぶ経路である。宍道湖横断をする経路を選んだのは、電界強度の下がる長距離通信において霧や降雨、降雪による減衰、湖面の波高の変化による反射波と直接波の干渉など長期の安定通信に大きな影響を与える要素が想定されるためである。

この経路において 1 時間ごとに試験用端末が取得する温度センサーデータを送信する状態を維持しているが、これまで中継機設置箇所での工事に伴う撤去のほかは回線が切断されたことはない。各区間におけるアップリンク（端末側 → 基地局向きのデータの流れ）とダウンリンク（基地局側 → 端末向きのデータの流れ）の典型的な受信電力は表 5 の通りとなっており、ZETA の受信限界である -130 dBm を十分余裕を持って上回っていることがわかる。

表 5 長期接続試験時の典型的な受信電力。アップリンクは端末→基地局向きの通信、ダウンリンクは基地局→端末向きの通信。

地点名	機器間距離 (km)	アップリンク (dBm)	ダウンリンク (dBm)
水産技術センター - サンレイク	2.2	-116	-115
サンレイク - ふれあいパーク	10	-96	-99
ふれあいパーク - 基地局	5.5	-109	-108

今回の試験における電波の伝搬においては、湖面を完全導体とみなし直接波と湖面での反射波の 2 成分によ

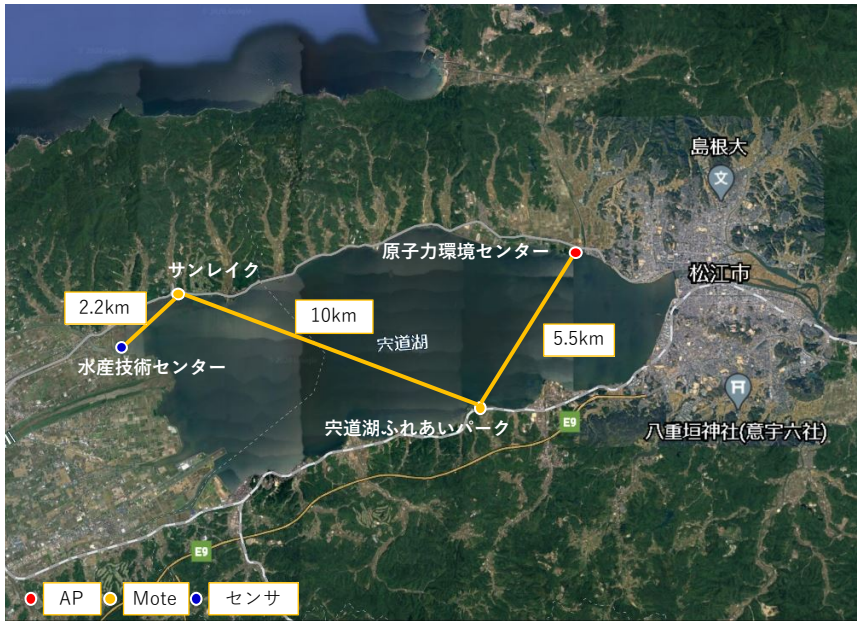


図 29 長期通信安定試験用に設置した通信経路。图中 AP は基地局、Mote は中継機、センサは端末となる。基地局から 2 段中継した後水産技術センターに設置された端末に接続する形である。

る合成波の受信であると近似することができる (図 30)。この時の波長 λ の電波の受信機の位置での電界強度 $G_E(\text{V/m})$ は

$$G_E = \frac{\lambda}{2\pi d} E_{free} \left| \sin \frac{\lambda \Delta l}{4\pi} \right| \quad (1)$$

ただし経路差 Δl は

$$\Delta l = \sqrt{d^2 + (h_1 + h_2)^2} - \sqrt{d^2 + (h_1 - h_2)^2} \quad (2)$$

であり、自由空間における電界強度 E は

$$E_{free} = \frac{\sqrt{30PG_1}}{d} \quad (3)$$

で与えられる。これを一番長距離であるサンレイク - ふれあいパーク間に適用した場合は図 31 となる。両者の 10 km でも ZETA の受信限界である -130 dB_i を十分上回っており、今回の実験のような長距離伝搬も安定して行えることが予想され、実際の結果と一致している。また計算結果より実際の受信電力が大きくなっている理由は、設置場所の状況により結果としてアンテナが双方の方向に指向性を持っている可能性のほか、湖面上の空気の湿度変化や温度変化により屈折率が変わって導波管様の状態が出来上がるラジオダクト現象が発生している可能性も考えられる。

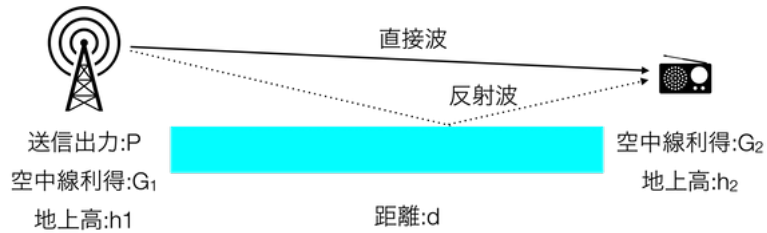


図 30 受信機の位置における電界強度。地上および海上のような地面や水面の無視できない環境では、直接到達する直接波と地面や水面で反射する反射波の干渉によって決まる。多くの場合地面や水面は完全導体に良く近似できる。

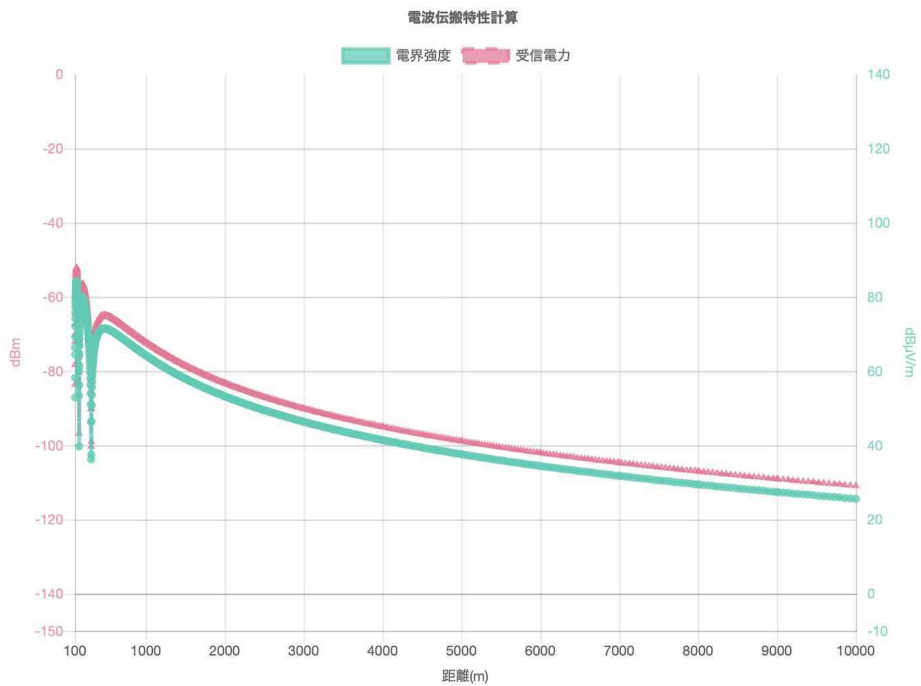


図 31 ふれあいパーク - サンレイク間の電界強度の計算例 [23]。ふれあいパークのアンテナの利得を 2.14 dBi、アンテナ高さを湖面から 10 m、サンレイクのアンテナの利得を 0 dBi、高さを湖面から 5 m と仮定した。