

放射線障害防止法におけるクリアランス制度の整備に係る 技術的検討について

(中間報告書)

- ・ 放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について
- ・ 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄について

平成 1 8 年 6 月

放射線安全規制検討会
クリアランス技術検討ワーキンググループ

文部科学省
科学技術・学術政策局

目 次

1. はじめに	1
2. 放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について	3
2-1 放射線発生装置の種類	3
2-2 放射化のメカニズム	4
2-2-1 放射化のメカニズム	4
2-2-2 放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子	7
2-2-3 放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子の計算による確認	8
2-2-4 クリアランス対象物の特徴	10
2-3 クリアランスに係る放射線発生装置の分類	10
2-4 放射化物に係るクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について	11
2-4-1 事前評価の概要	11
2-4-2 実施設を用いた放射化物に係る事前評価方法の検討	12
2-4-3 まとめ	24
2-5 今後の検討課題	24
3. 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄について	26
3-1 短半減期核種の供給、使用、廃棄の現状	26
3-2 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄の可能性 - 減衰保管廃棄のケーススタディ -	28
3-3 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る規制の考え方	40
3-3-1 基本的な考え方	40
3-3-2 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る判断基準	40
3-3-3 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る制度	42
3-3-4 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄の制度化にあたって	43
4. その他の留意点	44
4-1 クリアランス対象廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」との違い ...	44
4-2 免除レベルとクリアランスレベルについて	45
4-2-1 除外、免除及びクリアランスの概念の整理	45
4-2-2 BSS 免除レベルと RS-G-1.7 免除レベル（クリアランスレベル） の違い	46
4-2-3 規制への適用にあたっての基本原則	47
5. おわりに	49

別紙 1	国内における放射線発生装置の利用実態	50
別紙 2	代表的な加速器の構成機器と放射化物の概要	52
別紙 3	原子炉施設のクリアランス判断の基本手順	53
別紙 4	原子炉施設における放射化物のクリアランス判断に係る事前評価の概略 フロー	54
別紙 5	実施設を用いた放射化物に係る事前評価方法の検討対象施設及び放射化 計算の入力データの概要	55
別紙 6	放射化計算システムの概要	58
別紙 7	放射化計算結果に基づく放射化コンクリート中の含有核種の相対重要度 評価結果	59
別紙 8	P E T 廃棄物の規制について	60
別紙 9	諸外国における短半減期核種によって汚染された廃棄物の取り扱いにつ いて	61
別紙10	主な非密封 R I の供給量	63
別紙11	R I 協会における固体状廃棄物の分類	66
別紙12	アイソトープ廃棄物記録票（R I 協会の場合）	67
別紙13	廃棄物に含まれる短半減期核種の平均放射能濃度の試算方法	68
別紙14	国が定める年間最大使用数量のケーススタディ	69
別紙15	「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方について	70
別紙16	「放射性廃棄物でない廃棄物」の概念図	72
別紙17	BSS免除レベルとRS-G-1.7免除レベルの導出に係る評価シナリオ	73
別紙18	BSS免除レベルとRS-G-1.7免除レベルの導出に用いられている評価モデル 及び評価パラメータ等	75
参考資料 1	「放射線安全規制検討会」の開催について	87
参考資料 2	放射線安全規制検討会 委員名簿	88
参考資料 3	クリアランス技術検討ワーキンググループの設置について	89
参考資料 4	クリアランス技術検討ワーキンググループ 委員名簿	90
参考資料 5	クリアランス技術検討ワーキンググループにおける検討の経緯	91

1. はじめに

ある物質に含まれる微量の放射性物質が持つ放射能に起因する線量が、自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、人の健康への影響が無視できるものであるならば、その物質を放射性物質として扱う必要がないものとして、放射線防護に係る規制の枠組みから外すという考え方を「クリアランス」という。

我が国における「クリアランス」の検討は、これまで原子力施設を中心に進められてきた。原子力安全委員会では、「クリアランス」の判断基準となるレベル、いわゆる「クリアランスレベル」の検討が行われ、これまでに原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生する放射性物質に対するクリアランスレベルが示された。

また、経済産業省の総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会及び文部科学省の研究炉等安全規制検討会では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「原子炉等規制法」という。）に規制されている原子力施設から発生する放射性廃棄物を対象に、「クリアランス」に係る制度の検討が行われた。

これらの検討を経て、平成 17 年 5 月 20 日に原子炉等規制法が改正され、クリアランス制度が導入された。その後、具体的なクリアランスレベルや技術基準等を規定した関係政省令が整備され、平成 17 年 12 月 1 日に施行された。

なお、原子力安全委員会では、引き続き、放射性同位元素、ウラン等のクリアランスレベルについての検討が行われる予定である。

一方、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（以下、「放射線障害防止法」という。）の規制に基づき、放射性同位元素や放射線発生装置が使用されている。

放射性同位元素を使用する事業所からは、放射性同位元素の使用に伴って放射性同位元素が付着したプラスチック製やガラス製の器具、ゴム手袋、紙・布類、排気フィルタ等が廃棄物として発生する。これらの中には汚染のレベルが極めて低く放射性物質として扱う必要のないものや、適切な保管管理期間を経ることにより放射能が減衰して汚染のレベルが極めて低くなり、放射性物質として扱う必要がなくなるものも含まれている。

また、放射線発生装置の使用に伴い、加速する粒子や二次的に発生した粒子によりターゲット、加速器本体、建家構造物等が放射化される。これら放射化されたものは、現在では各々の事業所において適切に管理されているところである。更に、近い将来大型の放射線発生装置の解体が予定されており、その際には大量の廃棄物が発生するものと見込まれている。このような放射線発生装置の使用や解体に伴って発生する廃棄物には、放射線防護の観点から管理を要するもの以外に、放射化のレベルが極めて低く放射性物質として扱う必要のないものも多く含まれている。また、これらの廃棄物は、汚染の形態が放射化による汚染であり、放射性物質の付着や浸透による二次的な汚染はないものである。

このような状況を鑑みると、放射線障害防止法においては、「クリアランス」を制度化することにより、このような放射性物質として扱う必要のないものを資源として再使用・再生利用するか、または放射線防護の観点を考慮する必要がない処分をすることにより、廃棄物の処理処分及び再生利用等を安全かつ合理的に扱うことが可能となり、我が国が目指す循環型社会の形成に資することになると考えられる。放射線安全規制検討

会では、平成 16 年 10 月から放射線障害防止法へのクリアランス制度の導入に向けた検討を開始し、まず、放射性同位元素の使用に伴って発生する廃棄物や放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物の物量、廃棄物に含まれている放射性同位元素の種類及びその放射能濃度等の実態調査を行ってきた。その後、原子炉等規制法へクリアランス制度が導入されたことを受け、放射線障害防止法へのクリアランス制度の導入に向けた具体的な検討を進めるにあたってクリアランス制度化に係る技術的な検討の充実を図る目的から、平成 17 年 8 月 8 日に放射線安全規制検討会の下に「クリアランス技術検討ワーキンググループ」（以下、「本ワーキンググループ」という。）を設置し、放射線安全規制検討会ではクリアランス制度の枠組みに係る事項について、本ワーキンググループではクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法等クリアランス制度化に係る技術的事項について、それぞれ検討することとした。また、放射線安全規制検討会では、検討を進めるにあたっての当面の対象物の範囲を、以下の観点から①放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物及び②半減期が非常に短い放射性同位元素（以下、「短半減期核種」という。）の使用に伴って発生する廃棄物とすることとした。

①放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物

- ・クリアランス対象物の汚染形態は、放射化による汚染であることから、クリアランスレベル以下であることの測定・判断方法として、先行事例である原子炉施設の方法を使用可能と考えられること。
- ・クリアランス対象物の物量が多く、これらを合理的に再使用・再生利用・処分することにより、クリアランスの意義でもある循環型社会の形成にも資することとなること。
- ・解体や改造時におけるクリアランス対象物と放射性廃棄物として扱う必要があるものの分別が容易であること。

②短半減期核種の使用に伴って発生する廃棄物

- ・適切な保管管理期間を経ることにより、クリアランスレベル以下となることが明らかであり、その判断が容易であること。
- ・短半減期核種によって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄は、海外において既に制度として取り入れられている国があること。

本ワーキンググループでは、クリアランス制度化に係る技術的事項として、放射線安全規制検討会において示された上記の検討の対象物について、それぞれ、①放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法及び②短半減期核種のみによって汚染された廃棄物に対する減衰保管廃棄の考え方の検討を行ってきた。なお、検討にあたっては、独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）及び社団法人日本アイソトープ協会（以下、「RI協会」という。）にそれぞれ検討を依頼した放射線発生装置の解体に伴って発生する廃棄物及び放射性同位元素の使用に伴って発生する廃棄物のクリアランス制度に係る検討結果も参考にした。

また、放射線障害防止法へのクリアランス制度の導入にあたっての技術的留意点として、クリアランス対象廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」との違い、免除レベルとクリアランスレベルの違い等について考え方を整理した。

本報告書は、これまでの本ワーキンググループにおける検討内容をとりまとめるとともに、今後、放射線障害防止法へのクリアランス制度の導入に向けて検討が必要な技術的課題をとりまとめたものである。

2. 放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について

2-1 放射線発生装置の種類

放射線障害防止法における放射線発生装置とは、サイクロトロン、シンクロトロン等荷電粒子を加速することにより放射線^{注1)}を発生させる装置で、その表面から10cm離れた位置における最大線量当量率が600ナノシーベルト毎時を超える装置と定義され、文部科学大臣が指定するものを含め図1の10種類に分類されている。このうちプラズマ発生装置を除く9種類は一般に加速器とよばれているもので、電子、陽子、ヘリウムや炭素など様々な荷電粒子を高エネルギーに加速する装置であり、電子を加速する電子加速器と、陽子やヘリウム等のイオンを加速する粒子加速器に分類される。

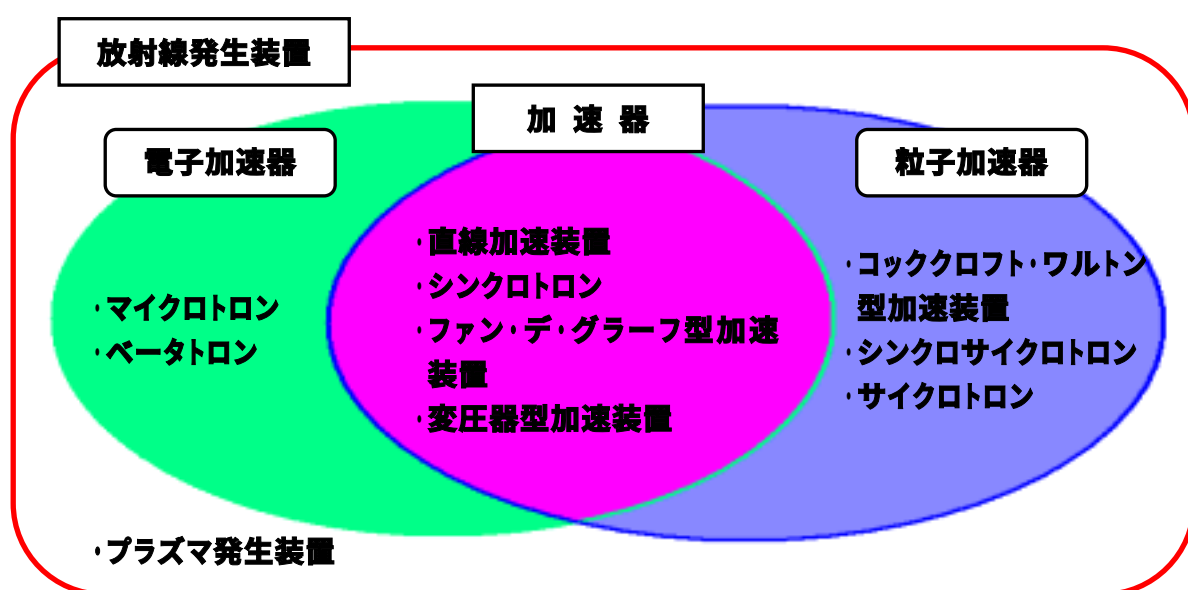


図1 法令上の放射線発生装置の種類

1930年代に原子核研究のために開発された加速器は、原子核や素粒子物理学の研究のための装置として様々な種類の装置が考案されてきた。現在においては素粒子原子核研究、物性及び生命学研究（放射光や中性子散乱）、放射化学研究（放射性同位元素の製造、荷電粒子放射化分析、加速器質量分析）などの研究目的として利用されているほか、工業利用（非破壊検査、電子線照射による滅菌等）、医療利用（PET^{注2)}製剤製造、ガン治療）など我々の日常生活になくてはならないものとして身近に利用されている。

注1) 放射線障害防止法において「放射線」とは、電磁波又は粒子線のうち、直接又は間接に空気を電離する能力をもつもので、次に掲げる電磁波又は粒子線と定義されている。(1)アルファ線、重陽子線、陽子線その他の重荷電粒子線及びベータ線、(2)中性子線、(3)ガンマ線及び特性エックス線（軌道電子捕獲に伴って発生する特性エックス線に限る。）、(4)1メガ電子ボルト以上のエネルギーを有する電子線及びエックス線

注2) Positron Emission Tomography：PETとは、陽電子を出す放射性同位元素を標識した放射性薬剤を被験者に投与し、その放射能分布をPETカメラで撮像し断層像を作成することによって、がんや臓器の機能を画像化する診断法である。

例えば、ガン治療に用いられている電子直線加速装置では、電子を加速して標的に衝突させ、その際に発生するX線をガン細胞に照射させて治療する装置である。非破壊検査に用いられている電子直線加速装置も原理は同様で、発生するX線を被検体に透過させ、その内部の欠陥や異常を検出するもので、主として鋼板や鋼管の溶接部等の健全性検査などに用いられている。PET製剤製造用のサイクロトロンでは、陽子を標的に衝突させ、標的と陽子との核反応を利用してPET製剤となる放射性同位元素(^{11}C 、 ^{13}N 等)を製造する装置である。高エネルギーの電子シンクロトロンでは、電子が磁場で曲げられるときに、その進行方向に放射光と呼ばれる赤外線、可視光、紫外線からX線までの波長を含む強力な光が放出され、この光を利用してたんぱく質の構造解析などに用いられている。また、電子と陽電子とを衝突させ、そこで生じる中間子と呼ばれる粒子の崩壊過程を精密に分析し、物理学の新しい法則を探索することにも用いられている。陽子サイクロトロンでは、陽子を加速して標的に衝突させ、その際に発生するパルス状中性子を利用して中性子回折という手法で物質の原子配列や磁気の構造等を調べるなどの研究に用いられている。

平成16年度末において、我が国で使用の許可を受けている放射線発生装置の台数を別紙1に示す。その総数は1,300台を超えており、約6割が医療機関で使用されているガン治療用の直線加速装置である。サイクロトロンは今のところ約1割程度であるが、医療機関におけるPET製剤製造用の小型サイクロトロンがここ数年で急激に台数を増やしている。シンクロトロンは高エネルギーの粒子が得られるため、主に研究機関で素粒子原子核研究等に使用されているが、重荷電粒子線治療用としての利用も進められている。ファン・デ・グラーフ型加速装置とコッククロフト・ワルトン型加速装置は高いエネルギーを得ることは構造上できないものの、安定した出力が得られるため、教育機関や研究機関を中心に物質の組成などの分析用に使用されている。

2-2 放射化のメカニズム

加速器では電子や陽子だけでなく、ヘリウムから鉛、ビスマス等に至るまで多種多様の荷電粒子がそれぞれの利用目的に応じて高エネルギーに加速され、利用されている。(別紙1参照)これらの加速粒子は、標的やビームダンプ等の加速器本体でその一部或いはすべてが失われる。このビーム損失により加速器本体が放射化されるとともに、二次的に発生する粒子により周辺機器や遮へいコンクリート、建家構造物等が放射化される。この場合、加速粒子の種類や加速エネルギーの違い等により生成する核種やその放射能が異なる可能性がある。ここでは、加速器における放射化のメカニズムを明らかにし、放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子を整理するとともに、クリアランス対象となる物の特徴を検討した。

2-2-1 放射化のメカニズム

加速器の放射化は、加速する荷電粒子と加速器本体を構成する物質との相互作用によって起こる放射化(一次粒子による放射化)と、この相互作用の結果発生する二次粒子と加速器本体や周辺機器、遮へいコンクリート、建家構造物等との相互作用によって起こる放射化(二次粒子による放射化)に分けられる。(図2及び別紙2参照)

(1) 一次粒子による放射化のメカニズム

一次粒子による放射化のメカニズムは、陽子やイオン等を加速する粒子加速器と、電子を加速する電子加速器で異なる。

① 粒子加速器の場合

陽子やイオン等の一次粒子が、ある標的となる原子核（以下、「標的核」という。）と反応を起こすためにはクーロン障壁と呼ばれるその標的核の持つポテンシャルエネルギーを超えるエネルギーが必要であり（～数MeV）、この「しきい値」を超えた場合にのみ反応が起こる。一次粒子の加速エネルギーが、この標的核の持つ「しきい値」を超える場合には、一次粒子は標的核内に入り込み、その一次粒子の加速エネルギーに応じて様々な反応を起こし、物質を放射化させる。

例えば加速エネルギーが1MeV以下であれば、ほとんど反応は起こらないが、重水素のような軽い原子核を標的に用いた場合には、 $D(d, n)^3\text{He}$ 反応が起こる。加速エネルギーが10MeV程度では (p, n) 反応が、数十MeV程度では $(p, 2n)$ 反応や (p, pn) 反応、 (α, n) 反応が一次反応として起こり、同時に中性子が二次粒子として放出される。さらに加速エネルギーが数100MeV程度になると核破碎反応が一次反応として起こり、中性子や陽子、 α 粒子等様々な粒子が放出される。

このような一次粒子による放射化は、主として加速器からのビーム取り出し部、標的、ビームダンプ等で起こるため、これらの機器の放射化の程度は大きく、また、これらの機器から二次粒子である中性子等が発生する。

② 電子加速器の場合

加速された電子が物質と衝突すると、物質との相互作用により電子は減速され、制動 γ 線としてエネルギーを放出する（制動放射）。放出された制動 γ 線がさらに他の物質と衝突する際に、そのエネルギーが物質中の核子の結合エネルギーを超えると光核反応を起こし、物質を放射化させる。

電子の加速エネルギーが低く（～10MeV）、標的核の原子番号が小さい場合には、制動放射や光核反応は起こらないが、電子の加速エネルギーが数10MeV程度の場合には、放出された制動 γ 線が物質に当たり、 (γ, n) や (γ, pn) 、 $(\gamma, 2n)$ 等の光核反応が一次反応として起こり、同時に中性子が二次粒子として放出される。さらに加速エネルギーが数100MeV程度になると核破碎反応が一次反応として起こり、中性子や陽子、 α 粒子等様々な粒子が放出される。

このように、電子を物質に衝突させると、電子の進行方向には制動 γ 線や標的での光核反応により発生する高エネルギーの中性子が、また、等方向には標的での光核反応により発生する低エネルギーの中性子がそれぞれ放出される。

(2) 二次粒子による放射化のメカニズム

(1) に述べたとおり、一次粒子による相互作用の結果発生する二次粒子の大部分は中性子であり、一部、加速エネルギーが高くなるにつれ陽子や α 粒子等が混在する。このうち、陽子や α 粒子等の荷電粒子は、加速エネルギーが1GeVを超えるような大型陽子加速器を除けば、飛程が短いために標的や加速器本体の

近傍を放射化するに留まる。一方、中性子は物質に対する透過性が高いため、一部は高速のまま周辺機器や遮へいコンクリートに達し、構成元素と $(n, 2n)$ 、 (n, p) 等の反応を起こし放射化させる。また、他の一部は加速器本体、遮へいコンクリートとの相互作用で減速し、熱中性子となって加速器施設の全体に広がり、周辺機器や遮へいコンクリート、建家構造物等の構成元素と熱中性子捕獲反応 ((n, γ) 反応) を起こし放射化させる。

このように、周辺機器、遮へいコンクリート、建家構造物等の放射化は、一次粒子による放射化に伴って発生した中性子によるものである。

周辺機器、遮へいコンクリート、建家構造物等を放射化する中性子のスペクトルは、加速器の設置状況、加速粒子と加速器本体が相互作用し二次中性子が発生する箇所（ビーム損失点）からの距離及びビーム進行方向に対する角度、ビーム損失点におけるビーム損失割合等に依存する。

熱中性子は、ビーム損失点からほぼ等方向に広がっていくため、熱中性子捕獲反応で生成する核種の放射能濃度は、ビーム損失点近傍で高く、遠ざかるに従い低くなる。一方、高速中性子は、ビーム損失点から前方方向（ビーム進行方向）に強く放出されるため、高速中性子との $(n, 2n)$ 、 (n, p) 等の反応で生成する核種の放射能濃度は、前方方向から 90° 方向、後方へ行くに従い低くなる。核種組成比は、熱中性子と高速中性子の割合に依存するため、ビーム損失点の前方方向では、高速中性子により生成する核種の割合が高く、 90° 方向から後方、またビーム損失点から遠ざかるに従い高速中性子により生成する核種の割合が小さくなる。

なお、ここまでは加速器における放射化のメカニズムについて述べたが、放射線発生装置の1つであるプラズマ発生装置は、加速器とは異なり、粒子や電子を加速するのではなく、重水素と重水素との核融合反応（D-D反応）や重水素とトリチウムとの核融合反応（D-T反応）を行う装置である。これらの反応によって、二次的に中性子が発生し、この中性子が周囲に拡散していく過程で、プラズマ発生装置本体や遮へいコンクリート、建家構造物等が放射化される。従って、これらの放射化は、加速器における二次粒子による放射化のメカニズムと同様であると考えることができる。

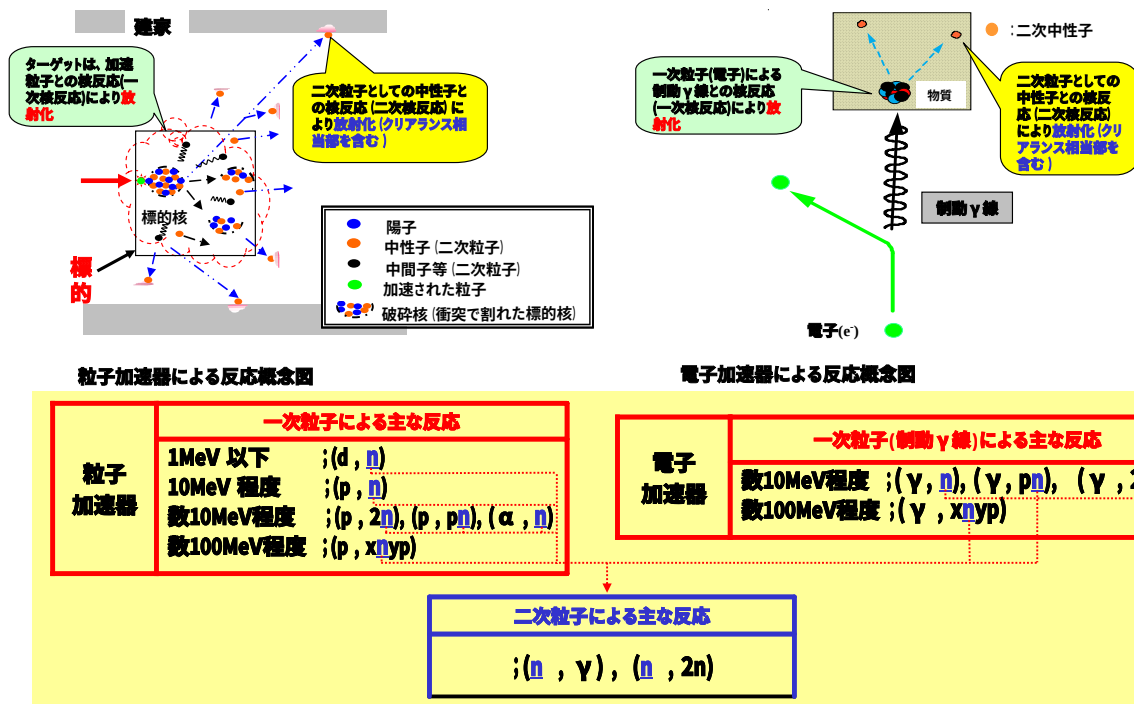


図2 放射化のメカニズム

2-2-2 放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子

加速粒子の種類や加速エネルギー、加速器の運転条件、加速器の構成材料等は、加速器によって多種多様である。これらの違いは、2-2-1の放射化のメカニズムから、次のように加速器の放射化物の生成機構に影響を及ぼすと考えられる。

①加速粒子の種類

一次粒子による反応は、加速粒子の種類により異なる。そのため、生成する核種の種類は加速粒子の種類に依存する。

しかし、一次粒子による反応で生成する二次粒子のうち、周辺に放射化を起こすような粒子は、加速粒子の種類によらずほとんどが中性子であり、そのエネルギーは高いものから低いものまでである。

②加速エネルギー、出力、運転時間

加速器の加速エネルギー、出力及び運転時間の増加に伴って、一次粒子による反応が増大し、その結果、発生する二次粒子である中性子量も増加する。

そのため、中性子との反応により生成される核種の放射能も増大する。

③材料の種類及び元素組成

二次粒子による反応によって生成する核種の種類は、加速器本体、周辺機器、遮へいコンクリート及び建家構造物等の材料の種類及び元素組成に依存する。

2-2-3 放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子の計算による確認

同一の簡単なモデル体系を組み、加速粒子の種類、加速エネルギー及び対象となる材料を変化させ、生成する核種の種類と放射能及び核種間の組成比についてモンテカルロコード^{注3)}を用いて計算した。計算体系、条件、使用した計算コードを図3に、また、計算フロー等を図4に示す。

加速粒子は粒子（陽子）及び電子とし、粒子（陽子）加速器については対象材料をコンクリート、加速エネルギーを 10MeV、30MeV、100MeV、400MeV、12GeV の 5 種類とし、電子加速器については対象材料をステンレス鋼、炭素鋼及びコンクリートの 3 種類、加速エネルギーを 10MeV、30MeV、100MeV とした。

計算体系は、図3に示す平面図と立面図のとおり、10m×10m×高さ 4.6mのコンクリート建家に1本のビームラインを設定し、また、評価位置は標的（ターゲット）の下120cmの位置における100cm×100cm×厚さ30cmの直方体として、それぞれのエネルギーに加速した陽子又は電子を標的に照射し、加速粒子と標的との一次反応によって二次的に発生した中性子による評価位置での物質の放射化を評価した。

計算の結果を表1及び表2に示す。計算の結果、加速エネルギーが大きくなるにつれて生成する核種の放射能は大きくなるが、⁶⁰Coの放射能を1として他の核種の放射能を規格化した相対的な値は、それぞれの加速器についてほぼ一定であった。

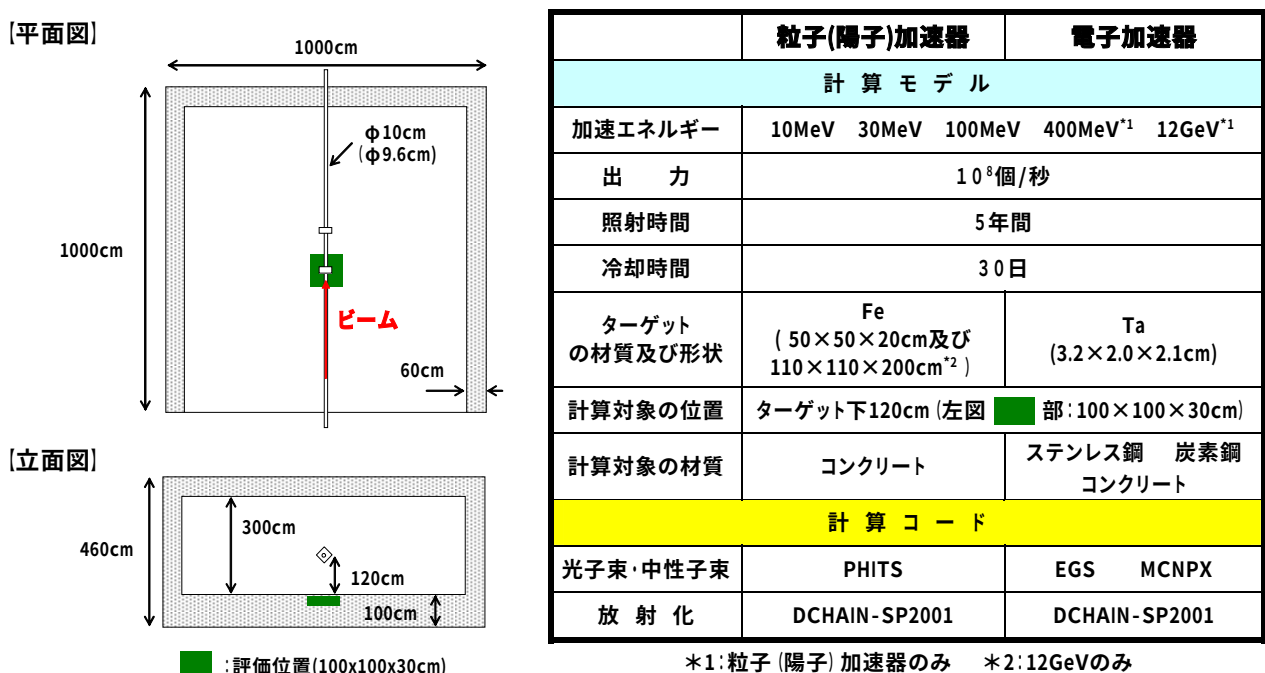


図3 単純モデルにおける計算体系及び条件等

注3) モンテカルロコード：モンテカルロ計算コードは、実際の粒子（中性子や光子）の物質中における挙動を輸送方程式に基づき、計算機でシミュレートするコードである。すなわち粒子の方向、エネルギー及び行路長を確率分布に従う乱数を用いランダムに選び、次に物質中で粒子が吸収、散乱等のうち、どの相互作用を行うかを断面積データに基づく確率分布から乱数を用いランダムに決定する。そして、その粒子が評価位置の外に飛び出すか、或いは予め設定したエネルギー未満になるまで計算を続ける。

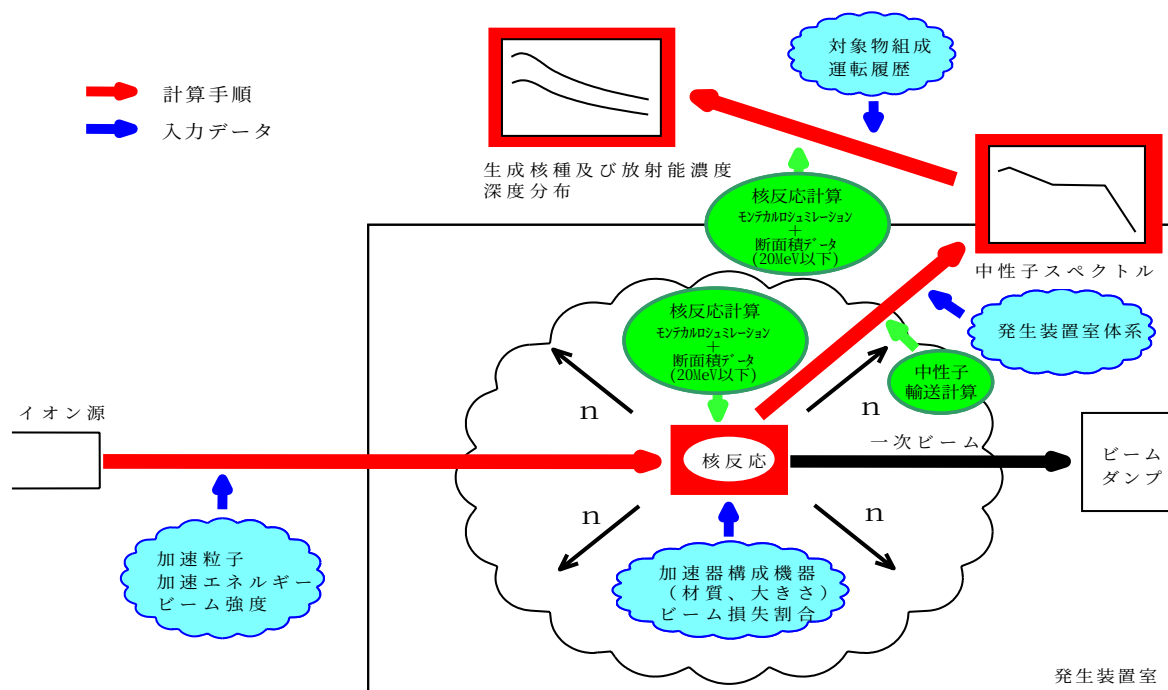


図 4 単純モデルにおける計算フロー等

表 1 粒子（陽子）加速器に係る二次粒子との反応により生成する放射化物中の核種組成

放射化材料*1		コンクリート				
一次粒子（陽子）のエネルギー		10MeV	30MeV	100MeV	400MeV	12GeV *2
⁶⁰ Coの放射能 (Bq)		1.3E-03	3.0E-02	3.4E-01	3.3E+00	1.9E+02
*3 主要核種の に対する比 ⁶⁰ Co	³ H	1.4E+01	1.6E+01	1.6E+01	1.6E+01	1.8E+01
	²² Na	- *4	9.5E-01	1.1E+00	9.2E-01	7.8E-01
	⁴⁵ Ca	2.1E+01	2.1E+01	2.1E+01	2.1E+01	2.1E+01
	⁴⁶ Sc	9.0E-01	1.1E+00	1.1E+00	1.0E+00	1.0E+00
	⁵⁵ Fe	1.8E+01	3.8E+01	4.0E+01	3.6E+01	3.3E+01
	⁶⁰ Co	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
	¹⁵² Eu	5.7E-01	5.8E-01	5.8E-01	5.8E-01	5.9E-01

*1: 元素組成は、(財)原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集(平成10年10月)」のクリアランスレベル算出に用いた値を主に使用

*2: 12GeVの場合は、一次粒子（陽子）の飛程が400MeV以下と大きく異なるため、計算体系においてはターゲットの大きさを大きくして行った。

*3: 半減期30日未満及び希ガスを除いた主要核種

*4: 1.0E-02未満

表 2 電子加速器に係る二次粒子との反応により生成する放射化物中の核種組成

放射化材料*1		ステンレス鋼			放射化材料*1		炭 素 鋼			放射化材料*1		コンクリート		
一次粒子のエネルギー*2		10MeV	30MeV	100MeV	一次粒子のエネルギー*2		10MeV	30MeV	100MeV	一次粒子のエネルギー*2		10MeV	30MeV	100MeV
⁶⁰ Coの放射能 (Bq)		4.1E-02	3.4E+01	1.7E+02	⁶⁰ Coの放射能 (Bq)		1.6E-02	1.4E+01	6.8E+01	⁶⁰ Coの放射能 (Bq)		2.5E-04	2.1E-01	1.1E+00
*3 主要核種の に対する比	⁵⁴ Mn	3.1E-04	1.8E-01	2.0E-01	*3 主要核種の に対する比	⁵⁴ Mn	1.1E-03	5.4E-01	6.1E-01	*3 主要核種の に対する比	³ H	6.6E+00	6.6E+00	6.7E+00
	⁵⁵ Fe	2.1E+00	2.2E+00	2.2E+00		⁵⁵ Fe	7.7E+00	7.8E+00	8.0E+00		²² Na	- *4	2.7E-02	5.1E-02
	⁵⁹ Fe	1.1E-01	1.1E-01	1.1E-01		⁵⁹ Fe	4.0E-01	4.1E-01	4.0E-01		⁴⁵ Ca	2.1E+00	2.1E+00	2.1E+00
	⁵⁸ Co	2.7E-03	1.7E-01	2.1E-01		⁵⁸ Co	4.5E-04	2.8E-02	3.5E-02		⁴⁶ Sc	6.1E-01	6.2E-01	6.2E-01
	⁶⁰ Co	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00		⁶⁰ Co	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00		⁵⁵ Fe	2.3E+01	2.3E+01	2.4E+01
	⁶³ Ni	4.7E-02	4.6E-02	4.7E-02		⁶³ Ni	7.7E-03	7.8E-03	7.8E-03		⁶⁰ Co	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
	⁶⁵ Zn	1.7E-02	1.8E-02	1.8E-02		⁶⁵ Zn	9.3E-03	9.7E-03	9.6E-03		¹⁵² Eu	1.7E-01	1.7E-01	1.7E-01

*1: 元素組成は、(財) 原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集 (平成 10 年 10 月)」のクリアランスレベル算出に用いた値を主に使用

*2: 400MeV 及び 12GeV については、光核反応に大きく寄与する制動 γ 線のエネルギー範囲がほぼ限定 (10~30MeV) されることから、30~100MeV の結果を外挿して主要核種の ⁶⁰Co に対する比を評価した結果、30MeV 及び 100MeV と大きな相違はみとめられなかった。

*3: 半減期 30 日未満及び希ガスを除いた主要核種

*4: 1.0E-07 未満

2-2-4 クリアランス対象物の特徴

これまでに述べてきた放射化のメカニズムや放射化物の生成機構に影響を及ぼす因子及びその確認計算の結果から、クリアランスの対象となる物については、次の特徴があると考えられる。

- ① 放射線発生装置の種類や加速粒子の種類によらず、クリアランス対象となる箇所は、ほとんどが一次粒子との反応によって生じた二次粒子である中性子による放射化物である。
- ② 放射化物中の放射エネルギーは、加速エネルギーや出力、運転時間等の運転条件に依存する。
- ③ 生成する核種の種類及び組成比は、ほぼ対象となる材料の元素組成に依存する。

2-3 クリアランスに係る放射線発生装置の分類

放射線発生装置の放射化の程度は、加速エネルギーや出力だけでなく、運転時間等の使用形態にも大きく依存する。例えば、医療用の電子直線加速装置では、加速エネルギーが低く、また運転時間も短いことから、クリアランスの対象とはならないような標的を除いて、放射化はほとんど起こらない。一方、PET 製剤製造用の小型サイクロトロンでは、加速エネルギーは低いものの加速電流が大きいいため、加速器本体の

みならず建家も放射化する。放射線発生装置の種類と放射化の有無のイメージを表 3 に示す。

このように、放射化がほとんど起こらない放射線発生装置から、加速器本体や建家まで放射化する放射線発生装置まで、その程度は幅広いものと考えられる。このように放射化の程度が異なる放射線発生装置に対して、同じクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法を用いて放射化物をクリアランスすることは合理的ではない。

従って、今後、クリアランスの測定・判断方法を検討するにあたっては、加速粒子の種類や加速エネルギー、加速原理等の科学的根拠に基づき、放射線発生装置を分類する必要がある。

表 3 放射線発生装置の種類と放射化の有無のイメージ

放射線発生装置の種類	主な用途	エネルギー	放射化の有無のイメージ ^{*1}			台数 (概数)
			建築物 (壁・床等)	加速器本体	標的	
① 電子直線加速器、 変圧器型加速装置、 ベータトロン及びマイクロトロン	医療、工業利用	2.5～25MeV	×	×	△	880台
② 電子シンクロトロン (入射器を含む)	放射光	数十 MeV～8GeV	×	△	△	20台
③ 電子直線加速器	原子核実験	数十～100MeV	○	○	○	10台
④ 小型サイクロトロン	PET用	～20MeV	△	○	○	120台
⑤ 陽子シンクロトロン (入射器を含む)	医学治療	20～200MeV	△	○	△	10台
⑥ サイクロトロン及びシンクロトロン (入射器を含む)	原子核・素粒子実験	数十 MeV～12GeV	◎	◎	◎	20台
⑦ コッククロフト・ワルトン型 ファン・デ・グラーフ型及び 低エネルギー陽子直線加速器 ^{*2}	物理実験	～数十 MeV	×	△	△	240台

*1:◎放射化のレベル高 ○:放射化のレベル中 △:放射化のレベル低 ×:放射化無し

*2:中性子発生を目的としないもの

 : ケーススタディを行う放射線発生装置

2-4 放射化物に係るクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について

2-4-1 事前評価の概要

(1) 原子炉施設でのクリアランス判断

原子炉施設のクリアランス判断は、基本的に①事前評価、②測定・判断及び③保管・管理の手順で実施される（別紙3参照）。このうち、①事前評価は、これ以降の測定・判断等を的確に行うために実施するもので、クリアランス判断の手順の中で重要な位置を占めている。概要を以下に示す。

- 一 施設の運転・使用履歴、機器類の仕様・配置、汚染源等を調査し、施設の汚染形態（放射化汚染又は二次的な汚染）、汚染状況（分布、レベル等）、物量等を評価する。

- － その評価結果に基づき、クリアランス対象物を選定する。
- － クリアランス対象物の評価対象核種の選択及び放射性核種組成比の設定を行う。
- － クリアランス対象物の物理的特性及び放射能特性を考慮して測定方法を選定し、測定条件等を設定する。

(2) 放射化物の特徴とそれを踏まえた事前評価

放射化物は、一般的に、放射化により生成される核種の種類及びその放射能は多種多様であるが、核種間の相関関係を把握することにより、線量評価上影響の大きい核種を制限することで、他の影響の小さい核種も制限できるという特徴を有している。

なお、同様の理由により、放射能測定が容易な核種の測定結果から、測定が困難な核種の放射能評価が可能であると考えられる。

(3) 原子炉施設における放射化物に係る事前評価

原子炉施設における放射化物に係る事前評価の具体的な実施手順は次のとおりとなっている。(別紙4参照)

(i) 事前調査

放射化計算に用いる建家図面、機器配置図、照射履歴、中性子フルエンス率、構造材元素組成、放射化断面積データ等を収集する。

(ii) 放射化計算

(i)の結果を用いて、実形状に基づいた計算モデルを作成し、実績のある計算コードにより放射化計算を行い、クリアランス対象部位の選定及びその部位における放射化に起因した核種毎の放射能濃度の評価を行う。

(iii) 放射化計算結果の補正

必要に応じて、放射化計算の結果について、代表サンプルの放射化学分析等より分析・測定した放射能濃度との差異を確認し、計算・評価結果が分析・測定結果より小さい場合は、分析・測定の結果に基づいて補正(放射能、組成)する。

(iv) 評価対象核種の選択

(iii)の補正を含めた計算結果に基づいて相対重要度評価を実施し、評価対象核種を選定する。

(v) 測定方法の選定と測定条件等の設定

(iii)及び(iv)の結果を考慮して、クリアランス対象物の特性に応じた測定方法を選定し、測定時間等の測定条件、また、測定結果から放射性核種濃度に換算するための測定効率の設定を行う。

2-4-2 実施設を用いた放射化物に係る事前評価方法の検討

放射線発生装置使用施設の複雑な装置構造、ビーム損失等に起因する正確な計算モデルの設定に係る困難さ等を踏まえ、前述の放射化計算を中心とした原子炉施設の放射化物に係るクリアランスの事前評価方法が、放射線発生装置使用施設にも適用できるかどうか、実際の施設を検討対象として、当該事前評価の手順に沿ったケ

ーススタディを実施した。

(1) 放射線発生装置使用施設に係る放射化計算の概要

① 検討対象施設

「2-3 放射線発生装置の分類」を参考に、加速粒子の種類（電子、粒子）、加速エネルギーの大きさ等の観点から、大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構（以下、「KEK」という。）の陽子加速器施設EP2ビームライン（表3の⑥に該当（大型粒子加速器））、JAEAのLINACターゲット室（表3の③に該当（大型電子加速器））、RI協会仁科記念サイクロトロンセンターのサイクロトロン室内（表3の④に該当（中型粒子加速器））を対象施設とした。（別紙5参照）

② 検討対象部位

施設内の対象部位の放射能濃度については、放射化計算結果と当該部位における放射能濃度の分析・測定結果を比較・検討することとした。

放射能濃度や核種組成比は、加速器の設置状況、ビーム損失点からの距離及び角度、ビーム損失点におけるビーム損失割合等に起因する。

RI協会仁科記念サイクロトロンセンターでは、過去にこれらの要因が放射能濃度や核種組成比にどのように影響を及ぼすか調査されている。RI協会仁科記念サイクロトロンセンターのサイクロトロンの場合、サイクロトロン出口とPET製剤製造箇所2箇所が大きなビーム損失点であることから、ビーム損失点からの距離及び角度等を考慮し、図5に示すようにビーム損失点に近くビーム進行方向に対し90°方向の点2、ビーム損失点からビーム進行方向に沿った方向の点8、ビーム損失点から離れている点7など、合計8箇所を試料採取点としている。

8箇所で採取した試料の放射能濃度の深度分布を図6に、また、 ^{60}Co の放射能濃度を1とした場合の核種組成比を表4に示す。図6及び表4より、熱中性子捕獲反応で生成する核種（ ^{60}Co 、 ^{152}Eu 等）においては、放射能濃度、核種組成比ともほぼ一定であることがわかる。また、高速中性子とコンクリート中の鉄との反応で生成する ^{54}Mn の放射能濃度は、ビーム損失点に近い点1、点2、点5及び点8で高いもののクリアランスの観点から考えれば核種組成比に大きな違いはないといえる。

従って、今回のケーススタディにおけるRI協会仁科記念サイクロトロンセンターにおいては、有意の測定値が得られた核種の多い点2を検討対象部位とした。

同様に、加速器の設置状況やビーム損失の形態等を考慮し、KEKの陽子加速器施設EP2ビームラインではビーム損失点近傍である電磁石側壁を、JAEAのLINACターゲット室では標的の前方方向に位置する点をそれぞれ検討対象部位として選定した。（別紙5参照）

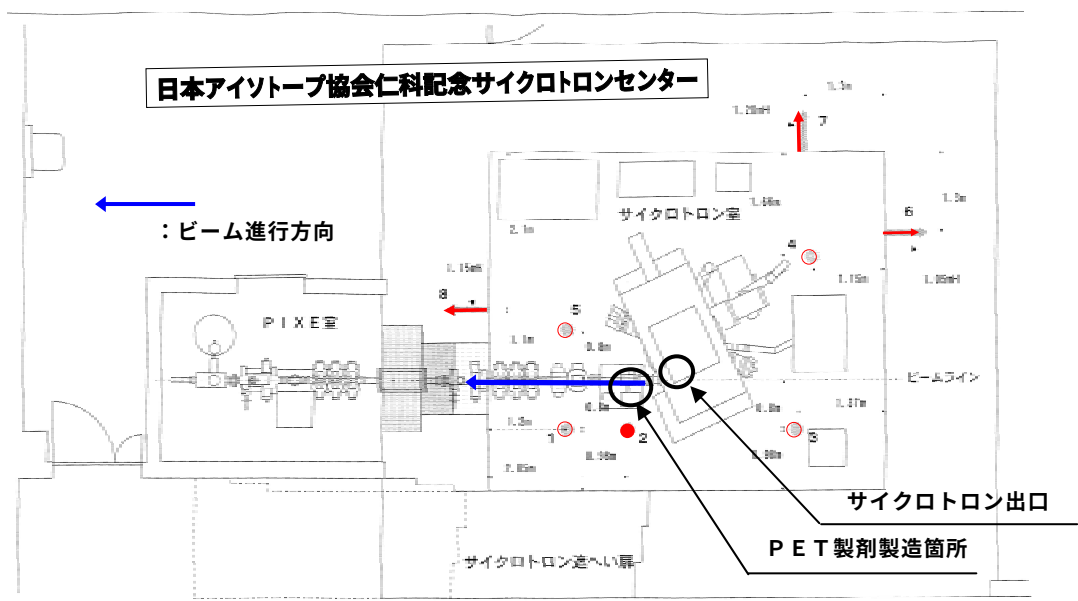


図5 RI協会仁科記念サイクロترونセンターにおける試料採取箇所

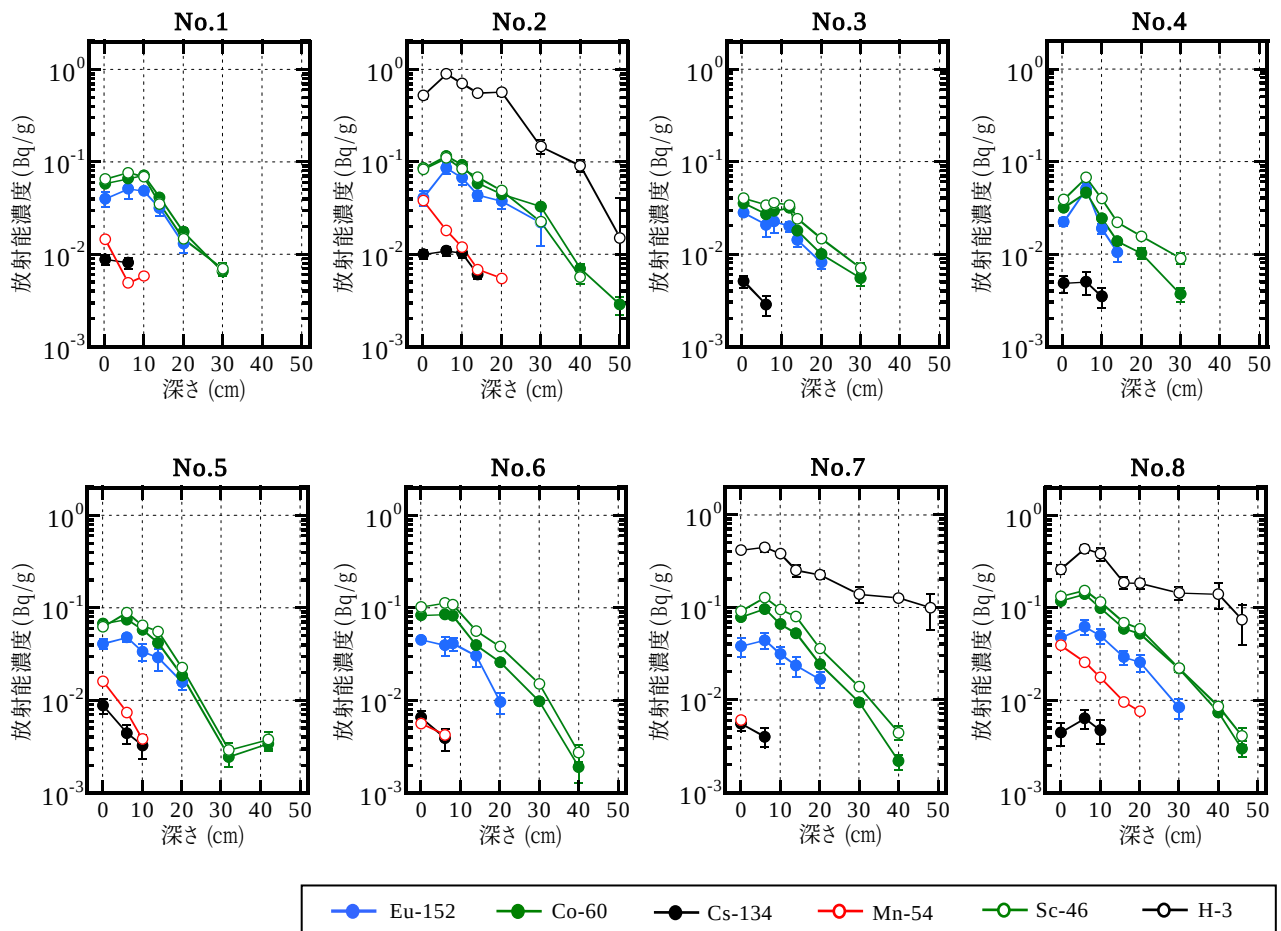


図6 各試料採取点における放射能濃度の深度分布

表 4 各試料採取点における核種組成比

対象深さ		コンクリート表面							
採取試料№		№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	№ 5	№ 6	№ 7	№ 8
^{60}Co の放射能濃度 (Bq/g)		5.8E-2	8.6E-2	3.6E-2	3.2E-2	6.7E-2	8.3E-2	7.8E-2	1.2E-1
主要核種の ^{60}Co に対する比	^3H	未測定	6.1E+0	未測定	未測定	未測定	未測定	5.3E+0	2.2E+0
	^{46}Sc	1.1E+0	9.7E-1	1.1E+0	1.2E+0	9.3E-1	1.2E+0	1.2E+0	1.1E+0
	^{54}Mn	2.5E-1	4.4E-1	ND	ND	2.4E-1	6.8E-2	7.8E-2	3.3E-1
	^{60}Co	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0
	^{134}Cs	1.5E-1	1.2E-1	1.4E-1	1.5E-1	1.3E-1	7.9E-2	7.1E-2	3.8E-2
	^{152}Eu	6.8E-1	4.7E-1	7.9E-1	7.1E-1	6.1E-1	5.4E-1	4.9E-1	4.0E-1

対象深さ		コンクリート表面から約 10cm							
採取試料№		№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	№ 5	№ 6	№ 7	№ 8
^{60}Co の放射能濃度 (Bq/g)		7.2E-2	9.3E-2	3.2E-2	2.5E-2	5.8E-2	8.2E-2	6.6E-2	1.0E-1
主要核種の ^{60}Co に対する比	^3H	未測定	7.6E+0	未測定	未測定	未測定	未測定	5.8E+0	3.9E+0
	^{46}Sc	9.6E-1	9.1E-1	1.1E+0	1.6E+0	1.1E+0	1.3E+0	1.4E+0	1.2E+0
	^{54}Mn	8.2E-2	1.3E-1	ND	ND	6.6E-2	ND	ND	1.8E-1
	^{60}Co	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0
	^{134}Cs	ND	1.1E-1	ND	1.4E-1	5.6E-2	ND	ND	4.8E-2
	^{152}Eu	6.8E-1	7.2E-1	6.3E-1	7.8E-1	5.8E-1	5.0E-1	4.8E-1	5.0E-1

対象深さ		コンクリート表面から約 30cm							
採取試料№		№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	№ 5	№ 6	№ 7	№ 8
^{60}Co の放射能濃度 (Bq/g)		6.5E-3	3.3E-3	5.5E-3	3.7E-3	2.4E-3	9.8E-3	9.4E-3	2.2E-2
主要核種の ^{60}Co に対する比	^3H	未測定	4.5E+0	未測定	未測定	未測定	未測定	1.5E+1	6.6E+0
	^{46}Sc	1.1E+0	6.8E-1	1.3E+0	2.4E+0	1.2E+0	1.6E+0	1.5E+0	1.0E+0
	^{54}Mn	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	^{60}Co	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0	1.0E+0
	^{134}Cs	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	^{152}Eu	ND	6.7E-1	ND	ND	ND	ND	ND	3.8E-1

③ 放射化計算システムの概要

放射化計算においては、主にE G Sコード、MCNPXコード及びDCHAINコードからなる電子加速器用計算システム、並びに、主にPHITSコード及びDCHAINコードからなる粒子加速器用計算システムをそれぞれ使用した。(別紙6参照)

E G Sコード、MCNPXコード及びPHITSコードは、モンテカルロ法による電子及び粒子の輸送計算コードであり、これらコードの主要な出力である三次元中性子束等を入力値として、DCHAINコードにより放射化・減衰計算を行うものである。

④ 放射化計算に必要なデータの収集方法

放射化計算に必要な項目、主要な収集データ及び主要な収集方法を表5に示す。今回のケーススタディでは、基本的にこれに沿ってデータ収集を行ったが、構造物については、金属に比べて施設間における元素組成比のばらつきが大きいコンクリートを対象とした。

表5 主要収集データ及びその収集方法

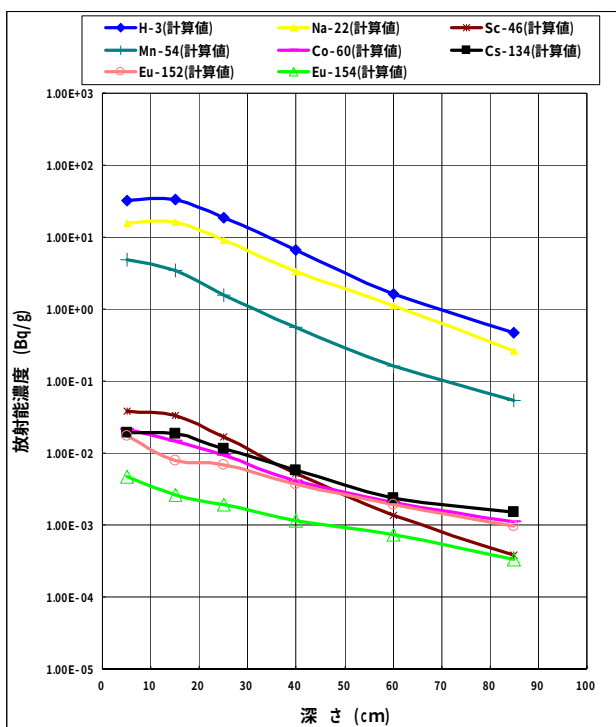
項目	主要な収集データ	主要な収集方法	ケーススタディでのデータ収集
建家	放射線発生装置の設置場所、設置場所の構成材料	使用許可申請書、建家竣工図、実測	同 左
機器及び遮へい体	放射線発生装置及び遮へい体の構成材料、設置位置及び寸法	機器類竣工図、実測	同 左
構造物	金属及びコンクリートの元素組成	金属：JIS 等規格値、材料証明書(ミルシート等)、信頼性の評価された文献値 コンクリート：放射化分析等にて定量	主要な元素を対象にコンクリートの放射化分析により定量
運転(照射)履歴	ビーム発生時間、加速粒子の種類及びエネルギー、運転出力、ビーム損失箇所及び損失割合、ターゲット	運転日誌等	同 左

今回の放射化計算に用いた主要データを別紙5に示す。コンクリートの元素組成は、主要核種の発生源となる元素については放射化分析により定量・収集し、それ以外の元素については(財)原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集(平成10年10月)」のクリアランスレベル算出に用いた値を使用した。

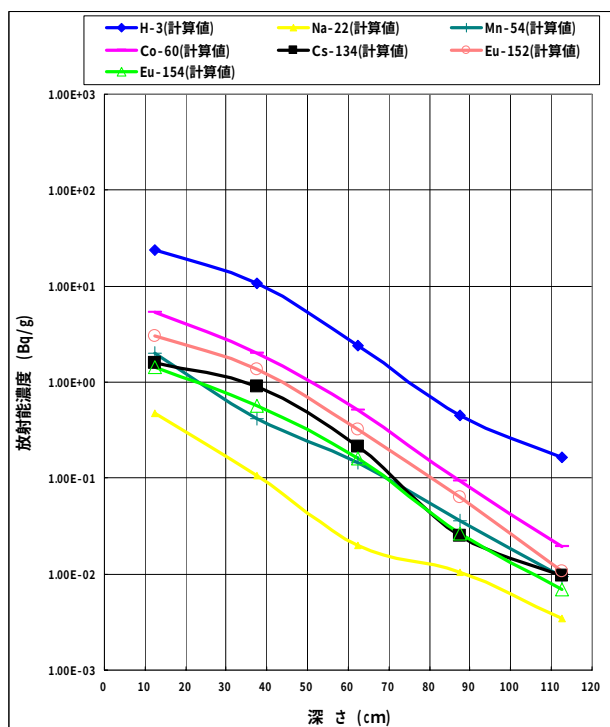
⑤ 放射化計算の結果

検討対象部位のコンクリート表面から内部に向けた位置における主要核種の放射能濃度に係る計算結果を図7に、また、これに基づく含有核種の相対重要度評価の結果を別紙7にそれぞれ示す。なお、今回の計算においては放射線発生装置使用施設の廃止措置工程等を考慮して放射線発生装置停止1年後の値とした。

KEK 陽子加速器施設



JAEA LINAC



R I 協会 仁科記念サイクロトロンセンター

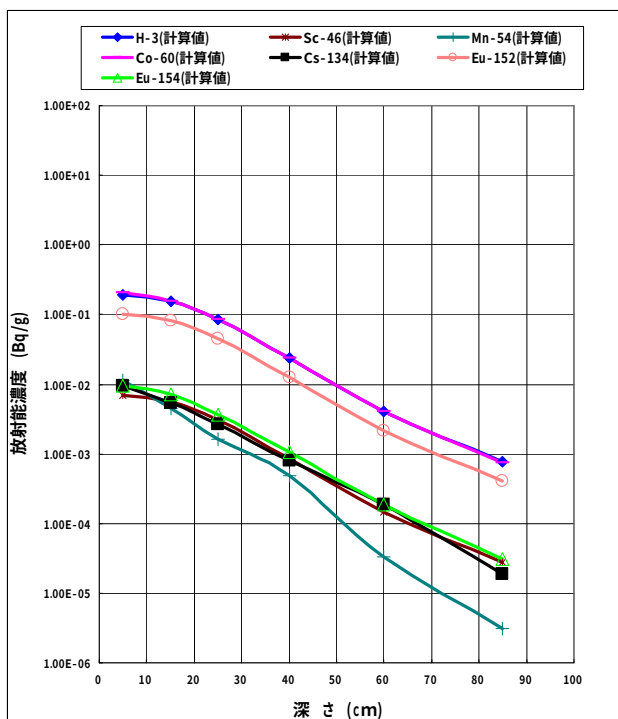


図7 コンクリートの放射化計算結果（装置停止1年後）

(2) 既存の放射能濃度の分析・測定結果と放射化計算結果との比較・検討

(1) ②で述べた既存の放射能濃度の分析・測定結果を図8に、当該部位の放射化計算結果との比較・検討を図9にそれぞれ示す。

今回対象とした放射線発生装置では、放射化計算の値が既存の放射能濃度の分析・測定値より小さくなる核種がある。そのため、原子炉施設における選定の考え方と同様の考え方で、相対重要度評価に基づき評価対象核種を選定すると、本来評価対象とすべき核種が漏れる可能性がある。

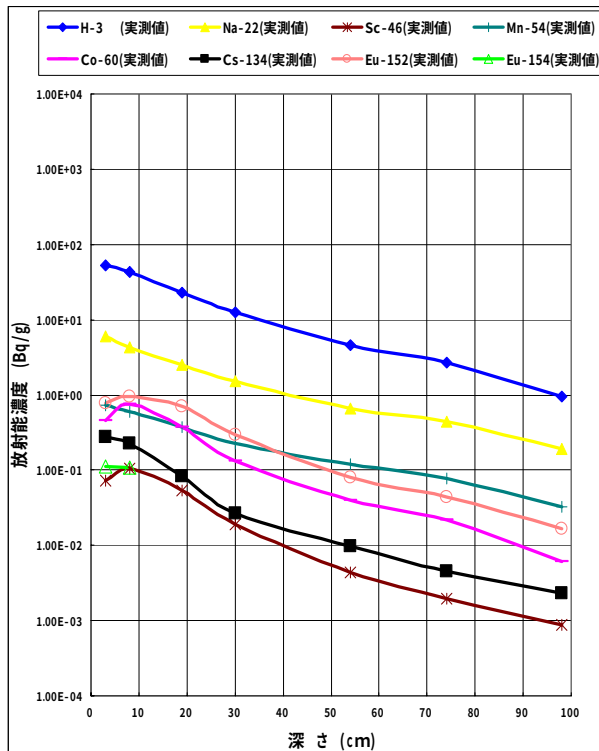
これは、複雑な装置構造、ビーム損失等により、装置の計算用のモデル化、照射履歴の設定等を正確に行うことが困難であるためと考えられる。特に、放射化により生成する核種の種類と放射能の評価にあたっては、中性子のフルエンス率とそのスペクトルに大きく依存している。原子炉ではこれらがほぼ一定であり、かつ、その履歴は把握されているが、加速器では運転条件が度々変更され、ビームラインの変更も日常的であり、またビーム輸送の状態も一定ではないことから、現時点においては、計算のみで精度良く見積もることはできないためである。

従って、相対重要度評価に基づき評価対象核種を選定する場合、放射化計算結果と当該部位における採取試料の放射能濃度の分析・測定結果とを比較し、本来評価対象とすべき核種が漏れないように、表6のように原子炉施設における選定の考え方に対して裕度を持つことが必要である。例えば、今回のケーススタディでは、KEK陽子加速器施設の場合、原子炉施設における選定の考え方^{*}を適用すると、放射化計算結果に基づき、最重要核種との比が2桁目^{*}までの核種が評価対象核種となるが、放射能濃度の測定値と計算値を比較すると、図9に示すように¹⁵²Euで放射能濃度の測定値が計算値より最大2桁大きい^{*}ため、実際の放射能濃度が放射化計算の値より2桁大きい可能性がある。そのため、放射能濃度の計算結果に基づき評価対象核種を選定すると、本来評価対象とすべき核種が漏れる可能性があるため、評価対象核種を4桁目まで選定する。

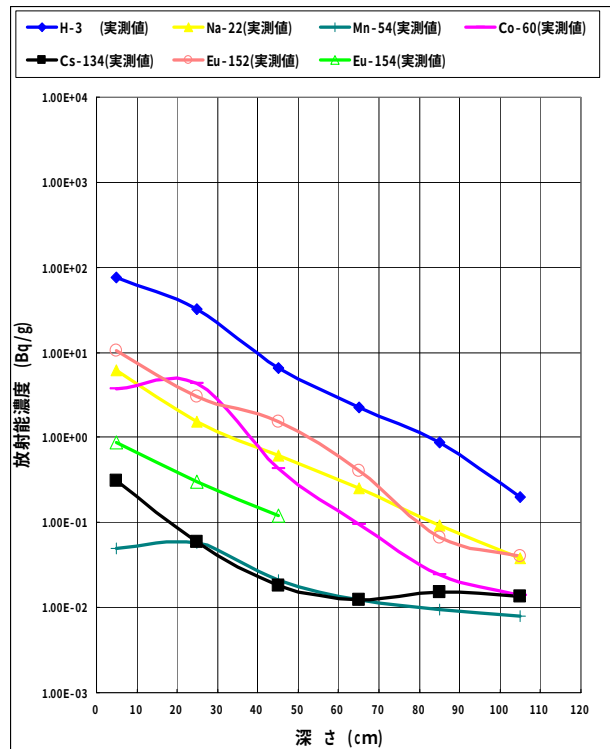
なお、汎用性のある評価対象核種の選定方法については、今後、詳細に検討していく予定である。

※ 原子炉施設においては、重要核種を含むすべての評価対象核種の(D/C)の総和が、規則に制定された核種に係る(D/C)の総和の90%以上になるように評価対象核種を選定することとしている。今回の放射化計算に基づく選定においても、同様に90%以上になるよう選定することとし、余裕を見て2桁目までの核種とした。

KEK 陽子加速器施設

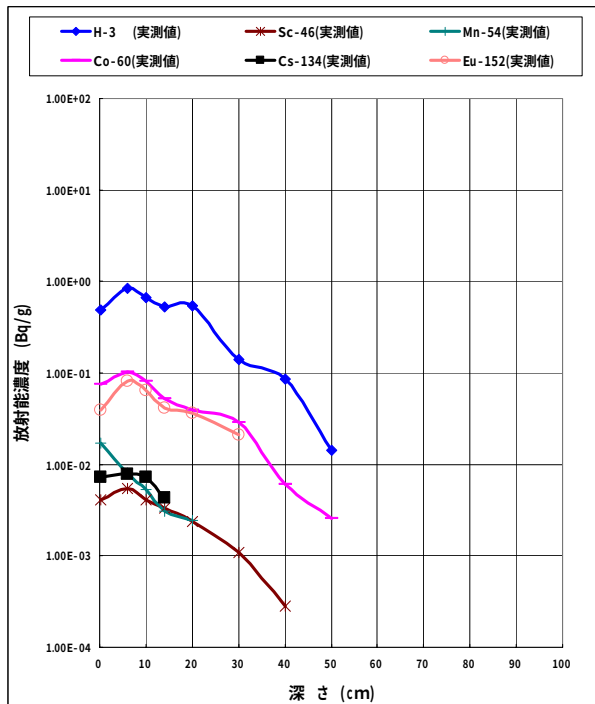


JAEA LINAC



(検出限界以下は記載を省略)

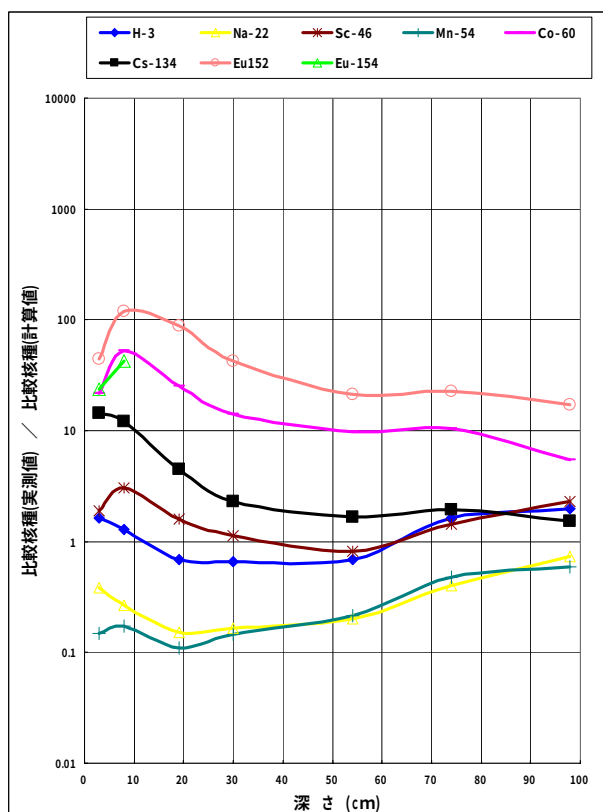
R I 協会 仁科記念サイクロترونセンター



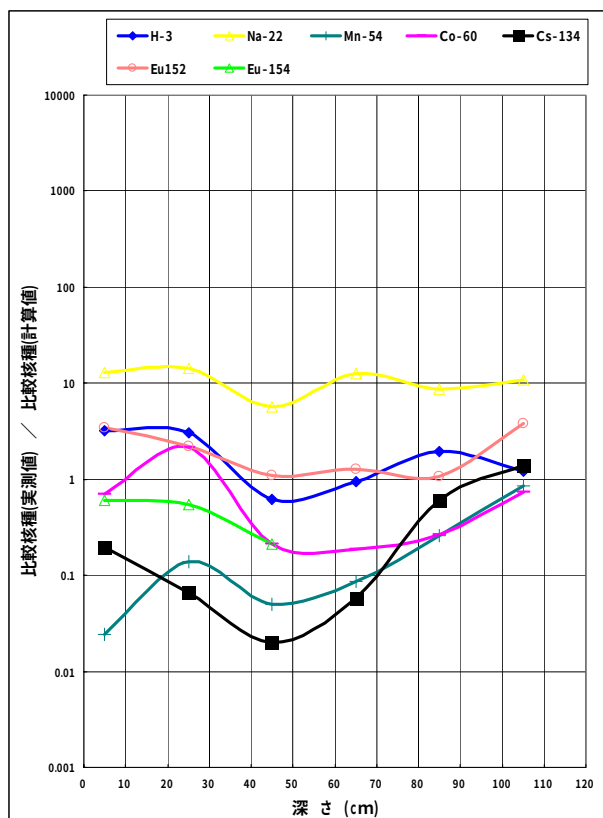
(検出限界以下は記載を省略)

図 8 コンクリートの放射能濃度の分析・測定結果（装置停止 1 年後）

KEK 陽子加速器施設



JAEA LINAC



RI協会 仁科記念サイクロترونセンター

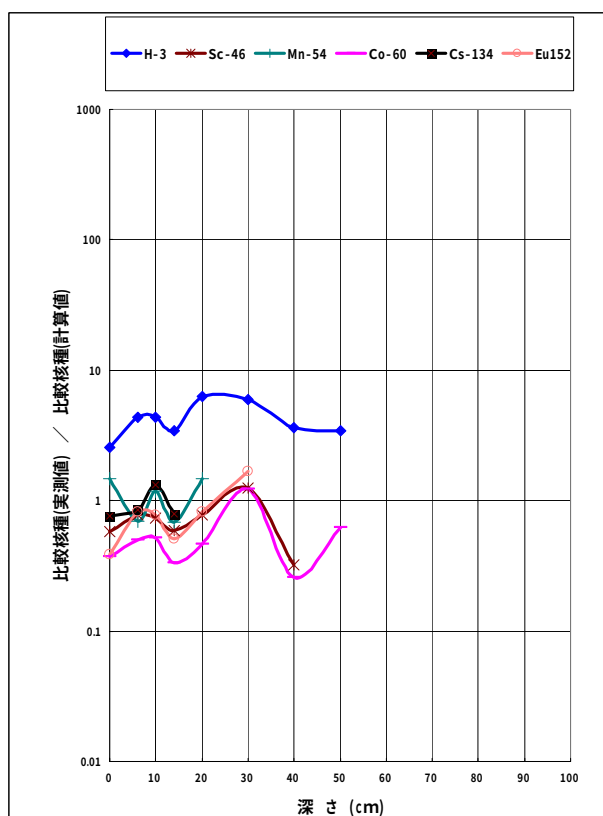


図9 放射化コンクリートの放射能濃度の計算値と測定値との比較

表 6 放射化コンクリートの放射能濃度に係る放射化計算結果と分析・測定結果に基づく評価対象核種の選定

 : 評価対象核種

(D/C) / (D/C) _{max} *1	KEK 陽子加速器施設	JAEA LINAC	RI協会 仁科記念サイクロトロンセンター
	装置停止 1 年後 (コンクリート表面から 100cm 深さ*2)	装置停止 1 年後 (コンクリート表面から 80cm 深さ*2)	装置停止 1 年後 (コンクリート表面*2)
最重要核種	Na-22	Co-60	Co-60
1 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0~1.0E-1)	Mn-54	Mn-54 Sb-125 Cs-134 Eu-152 Eu-154	Mn-54 Eu-152
2 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-1~1.0E-2)	Co-60	Na-22 Sc-46 Zn-65 Ba-133 Ta-182	H-3 Sc-46 Zn-65 Sb-125 Ba-133 Cs-134 Eu-154
3 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-2~1.0E-3)	H-3 Sc-46 Fe-55 Zn-65 Sb-125 Cs-134 Ba-133 Eu-152	H-3 Ag-110m Sn-113 Te-123m	Ca-45 Fe-55 Te-123m Ta-182
4 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-3~1.0E-4)	C-14 Co-57 Te-123m Cs-137 Ce-139 Eu-154 Ta-182	C-14 Ca-45 Fe-55 Fe-59 Sb-124 Te-127m Eu-155 Tb-160 Tl-204 Pu-239	C-14 Fe-59 Ag-110m Sn-113 Eu-155 Tl-204
5 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-4~1.0E-5)	Ca-45 Co-58 Sr-85 Ag-110m Sn-113 Te-127m Eu-150	Cl-36 Ca-41 Co-57 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-93m Nb-94 Zr-95 Ce-139 Gd-153	Cl-36 Ca-41 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-94 Sb-124 Te-127m Gd-153 Tb-160 Pu-239

*1: D:放射能濃度の計算値(Bq/g) C:RS-G-1.7の放射能濃度(Bq/g)
各放射性核種の D/C の値を最重要核種(D/C の値が最大となる核種)の D/C の値で除して、その値の桁で分類した。
また、半減期が 1 ヶ月未満、放射性希ガス及び天然起源の放射性核種を除外した。
*2: 放射能濃度の測定部位の位置(深さ)を考慮し、放射化計算結果に基づいたクリアランス対象部位の近傍位置(深さ)

(3) 放射線発生装置使用施設のクリアランスに係る事前評価方法の考え方

(1) 及び (2) を踏まえ、採取試料の放射能濃度の測定・分析を主とし、放射化計算を従とした放射線発生装置使用施設のクリアランスに係る事前評価方法の考え方を以下に示す。(図 10 参照)

(i) 事前調査

放射化計算に用いる建家図面、機器配置図、照射履歴、構造材元素組成等のデータを収集する。また、必要に応じて、放射化部位の把握等の調査ために、表面線量率の測定も行う。

(ii) 放射化計算

(i) の結果を用いて、実形状に基づいた計算モデルを作成し、実績のある計算コードにより放射化計算を行い、クリアランス対象部位の選定及びその部位における放射化に起因した核種毎の放射能濃度の評価を行う。また、放射化生成核種の放射能濃度の計算値 (D) と当該核種のクリアランスレベル (C) との比 (D/C) を算出し、その値が最大となった核種の D/C で規格化して相対重要度を求める。

(iii) 放射化計算部位の試料採取及び放射能濃度の分析・測定

放射化計算の対象部位について代表サンプルを採取し、(ii) で求めた相対重要度の大きいすべての核種について、放射能濃度を分析・測定する。

(iv) 評価対象核種の選択 (放射能濃度に係る計算値と分析・測定値との比較)

(ii) で求めた相対重要度の大きいすべての核種について、(ii) の放射能濃度の放射化計算結果と (iii) の放射能濃度の分析・測定結果とを比較・検討し、本来評価対象とすべき核種が漏れないように、原子炉施設における選定の考え方に対して裕度をもった評価対象核種を選定する。

(v) 評価対象核種の核種組成比の設定

(iv) で選定された評価対象核種に係る (iii) の放射能濃度の分析・測定結果に基づいて、例えば、放射能測定が容易な主要核種 (^{60}Co 等) に対する核種組成比を設定する。

(vi) 測定方法の選定と測定条件等の設定

(iii) から (v) の結果を考慮して、クリアランス対象物の特性に応じた測定方法を選定し、測定時間等の測定条件、また、測定結果から放射性核種濃度に換算するための測定効率の設定を行う。

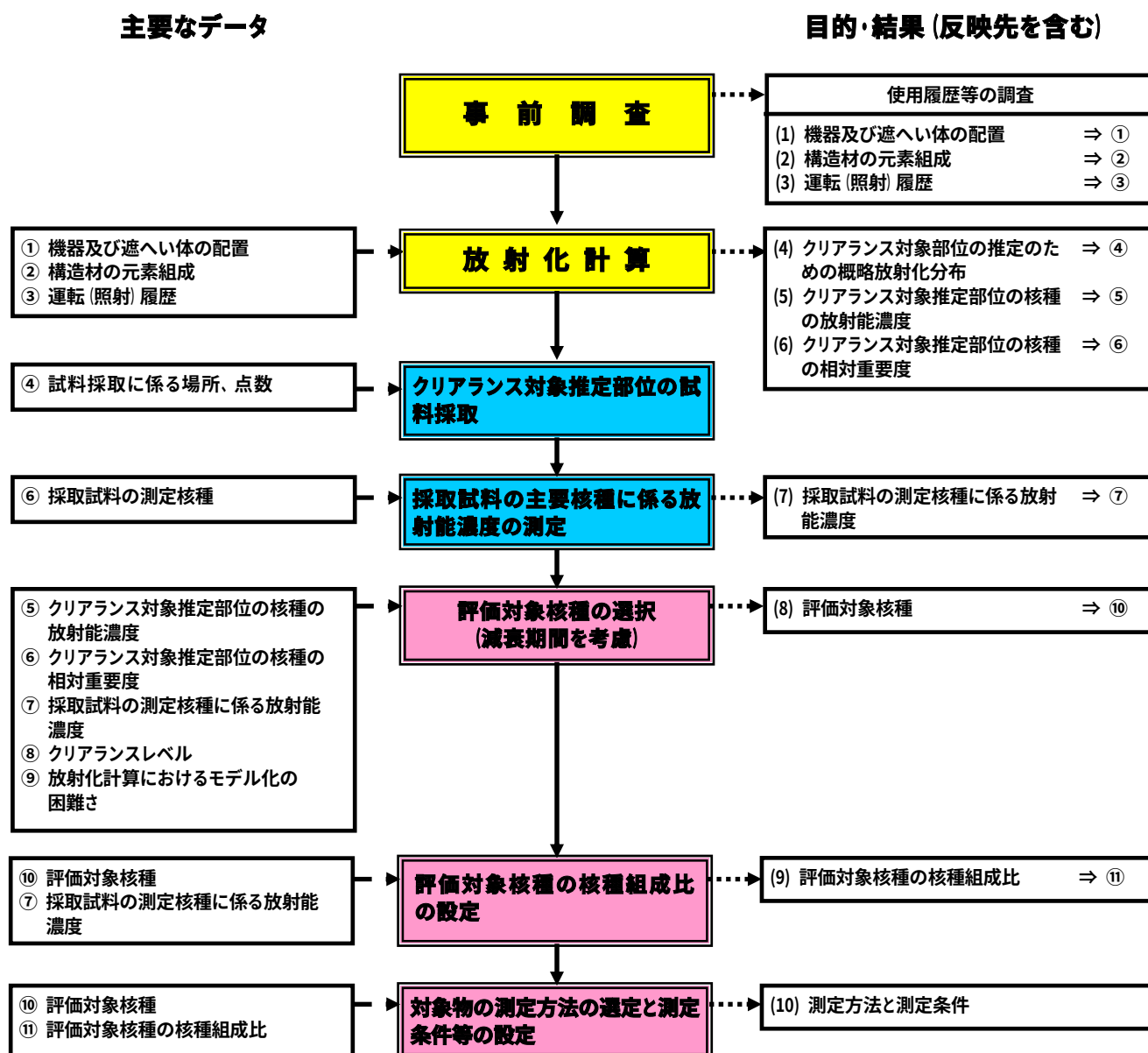


図 10 放射線発生装置使用施設のクリアランスに係る事前評価フロー

(4) 他の放射線発生装置への適用性（特に、小規模放射線発生装置）

今回の放射線発生装置使用施設のクリアランスに係る事前評価方法の検討は、大・中規模の具体的な放射線発生装置使用施設についてケーススタディを実施し、事前評価方法の考え方を示した。

一方、小規模の放射線発生装置使用施設については、一般的に以下の①から⑤の特徴を有することから、放射化の状況がほぼ一定であると推定される。このことから、評価対象核種及びその核種組成比を共通化できる可能性がある。

- ① 放射線発生装置の構造が比較的単純
- ② 加速エネルギー等が小さく、かつほぼ一定
- ③ 運転様式がほぼ一定
- ④ 放射化範囲がほぼ放射線発生装置に限定
- ⑤ 放射線発生装置の構成材料がほぼ一定

2-4-3 まとめ

原子炉施設の放射化物に係る事前評価方法について、大・中規模の放射線発生装置への適用性についてケーススタディを実施した。その結果、

- ・ 放射線発生装置は、複雑な装置構造、ビーム損失等により、装置の計算用のモデル化、照射履歴の設定等を正確に行うことが困難であることから、現時点では、原子炉施設の事前評価方法をそのまま放射線発生装置に適用することはできないことが確認された。
- ・ しかし、これを踏まえ、採取試料の放射能濃度の分析・測定と放射化計算とを組み合わせ、適切に評価対象核種の選定及び核種組成比の設定等を行う放射線発生装置に係る事前評価の考え方を示すことができた。
- ・ 今後、クリアランスに係る放射線発生装置の分類や事前評価方法が確立できれば、出力規模（低出力及び中・高出力）に応じ、評価対象核種及びその核種組成に基づいたクリアランス対象物に係る合理的な測定・判断が行えると考えられる。

2-5 今後の検討課題

今回のケーススタディにおいては、代表的な大・中規模の放射線発生装置使用施設を対象に、事前評価方法の考え方を検討し、これに沿って事前評価の一部を実施した。今回の検討結果等を踏まえ、今後、クリアランス制度を構築するにあたっての検討課題を以下に示す。

(1) クリアランスに係る放射線発生装置の分類

2-3で述べたとおり、合理的なクリアランスの判断を行うため、放射化物の生成に係るしきい値（加速エネルギー、出力等）を含め、放射化物の生成範囲に着目した放射線発生装置の分類を行うことが必要である。

(2) 汎用性のある事前評価方法の考え方

クリアランスの判断を行うためには、汎用性のある事前評価方法の考え方を確立する必要がある。このため、今回のケーススタディで検討した考え方を元に、試料の採取方法、今回の事前評価方法のコンクリート以外のクリアランス対象材料（金属）への適用性、放射化計算における計算モデルの標準化の考え方等について、(1)の分類を踏まえて更に検討することが必要である。

(3) 具体的なクリアランスの判断方法に係る標準化等の検討

放射線発生装置の使用者がクリアランスの判断を合理的かつ迅速に行えるよう、(2)の事前評価方法の考え方を踏まえ、事前評価方法から測定・判断に至るまでの具体的な判断方法等を標準化することが望ましい。そのために、(1)の分類に応じた具体的なクリアランスの判断方法に係る標準化等の検討が必要である。主要な標準化の項目を下記に示す。

- ① 精度の高い放射化計算データの収集方法
- ② 放射化計算における計算モデルの標準化方法
- ③ 放射能の分析・測定用試料の採取方法
- ④ ③の採取試料の分析・測定方法
- ⑤ クリアランス対象物の測定方法

3. 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄について

短半減期核種の使用に伴って発生する廃棄物は、一定期間保管し、かつ、短半減期核種以外の核種の混入を防止するよう適切に管理すれば、廃棄物に含まれる短半減期核種の放射能が減衰し、放射性物質として扱う必要のないレベルになると考えられる。

我が国では、平成 16 年 3 月に放射線障害防止法施行規則が改正され、半減期が極めて短い陽電子断層撮影用放射性同位元素（以下、「PET 核種」という。）や PET 核種によって汚染された物については、当該 PET 核種以外の物が混入し、付着しないよう封及び表示をし、当該 PET 核種の原子の数が一を下回ることが確実な期間として 7 日間以上管理区域内において保管廃棄したのちは、放射性廃棄物ではないとみなすことが規定された。（別紙 8 参照）

また、欧米においては、PET 核種に限らず、短半減期核種についても、一定期間保管した後、一般の廃棄物として取り扱ってもよいとすることが制度として取り入れられている国もある。（別紙 9 参照）

以上のことから、短半減期核種の供給、使用、廃棄の現状を調査し、短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄の可能性についてケーススタディを行うとともに、短半減期核種の半減期の範囲、減衰保管期間、放射能の評価方法、短半減期核種以外の核種の混入防止措置など短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る制度の考え方について検討を行った。

3-1 短半減期核種の供給、使用、廃棄の現状

（1）短半減期核種の供給

我が国では、放射線障害防止法の下、現在、全国約 900 の病院、大学、国や民間の研究所等において、医療、教育、研究等の様々な分野で様々な種類の非密封放射性同位元素（以下、「非密封 RI」という。）が利用されている。

これらの事業所への非密封 RI の供給は、そのほとんどが RI 協会を通して行われている。

RI 協会が平成 12 年度から平成 16 年度の 5 年間に供給した主な非密封 RI の数量、及び平成 16 年度に供給した主な非密封 RI の供給先機関別の数量を別紙 10 に示す。様々な種類の非密封 RI が供給されており、その中でも ^{32}P 、 ^{35}S 、 ^{51}Cr 、 ^{99}Mo 、 ^{125}I などの半減期が 90 日未満の核種の供給量が多い。

（2）短半減期核種の使用

非密封 RI の使用許可を受けている約 900 の事業所のうち、そのほとんどの事業所が短半減期核種についても使用の許可を受けている。主な短半減期核種についてみると、 ^{32}P の使用許可が約 750 事業所、 ^{35}S の使用許可が約 700 事業所、 ^{51}Cr の使用許可が約 550 事業所、 ^{125}I の使用許可が約 670 事業所である。逆に、短半減期核種の使用しか許可を受けていない事業所は少ない。

医薬品等の研究開発目的でトレーサー実験を行っている事業所では、 ^{32}P 、 ^{33}P 、 ^{35}S 、 ^{125}I 等の短半減期核種は主に *in vitro* ^{注4)}での試験に使用されている。*in vitro* 試験では、例えば、ある薬効確認反応系の RI と生体成分等との反応結果により活性の強いリード化合物^{注4)}を見出すことを目的とした実験等が多く行われている。

また、同じ事業所において、 ^3H や ^{14}C のような短半減期核種以外の核種も体内動態試験等の in vivo^{注4)}での試験に多く使用されているが、in vitro、in vivo 試験とも短半減期核種と短半減期核種以外の核種の同じ実験系での同時使用はあまりなく、単一核種の実験がほとんどである。ただし、施設内の設備機器、実験組織体制等から、短半減期核種の使用を専用の実験室を設けて実施するのではなく、短半減期核種以外の核種を含む実験の種類や実験グループ別に実験室を分けている例が多いのが現状である。

(3) 短半減期核種によって汚染された廃棄物の廃棄

非密封 R I の使用に伴って発生した廃棄物は、各発生事業所において保管されているか、廃棄の業の許可を持つ R I 協会又は一部 J A E A において処理・保管されている。

現在、R I 協会では、固体状の廃棄物については、性状や処理の方法等により可燃物、難燃物、不燃物、非圧縮性不燃物、動物等 8 種類に分類して集荷している。(別紙 11 参照)

また、現在では^{注5)}、

- ・ $\beta \cdot \gamma$ 線放出核種によって汚染された廃棄物と α 線放出核種によって汚染された廃棄物
- ・ $\beta \cdot \gamma$ 線放出核種のうち、 ^{36}Cl 、 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I によって汚染された廃棄物(処分時の放射能濃度の確認の観点より)
- ・ 放射線障害防止法の下に発生した廃棄物と、医療法、薬事法等の医療関係法令の下に発生した医療用 19 核種を含む廃棄物
(^{32}P 、 ^{51}Cr 、 ^{57}Co 、 ^{58}Co 、 ^{59}Fe 、 ^{67}Ga 、 ^{75}Se 、 ^{81}Rb – $^{81\text{m}}\text{Kr}$ 、 ^{85}Sr 、 ^{90}Mo – $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 ^{111}In 、 ^{123}I 、 ^{125}I 、 ^{131}I 、 ^{133}Xe 、 ^{197}Hg 、 ^{198}Au 、 ^{201}Tl 、 ^{203}Hg)

の分別集荷は行っているが、短半減期核種によって汚染された廃棄物を特定しての分別集荷は行っていない。そのため、短半減期核種を使用している事業者においては、短半減期核種によって汚染された廃棄物を分別して容器に収納しておらず、短半減期核種以外の核種によって汚染された廃棄物と同じ容器に収納しているのが現状である。

集荷にあたっては、事業者は容器ごとに「アイソトープ廃棄物記録票」に、事業所名、担当者氏名、容器番号、最大 1 cm 線量当量率、廃棄核種、引き渡し時の放射能、非圧縮性不燃物については内容物や廃棄物重量など必要事項を記入し、集荷時に R I 協会に引き渡している。(別紙 12 参照)

平成 11 年度から平成 15 年度の 5 年間に R I 協会が放射線障害防止法の下での事業所から集荷した固体状の廃棄物量(大規模事業所の廃止に伴う廃棄物は除く。)は、合計約 42,000 本(200ℓドラム缶換算本数。以下同じ。)で、年間平均約 8,400 本(重量で約 353ton)である。そのうち、可燃物や難燃物、焼却型フィルタ等の可燃性の廃棄物が約 60%、それ以外の不燃性の廃棄物が約 40%である。

注 4) in vitro: 試験管内、生体外で行う試験の総称 in vivo: 生体内で行う試験の総称
リード化合物: 活性を持つ薬の候補となる化合物

注 5) $\beta \cdot \gamma$ 線放出核種によって汚染された廃棄物と α 線放出核種によって汚染された廃棄物については、RI 協会が廃棄物の集荷を開始した当初から、 ^{36}Cl 、 ^{90}Sr 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I によって汚染された廃棄物については平成 17 年度から、医療用 19 核種を含む廃棄物については昭和 61 年度からそれぞれ分別を明確化した。

これらの廃棄物に含まれる核種数と核種の種類の割合を事業所が作成した「アイソトープ廃棄物記録票」に基づき調査した結果を図 11 に示す。廃棄物に含まれる核種の総数は合計 175 種類であり、 ^3H を含む廃棄物が全体の 20.9%、同様に ^{14}C が 17.1%、半減期が 30 日未満の核種が 29.5%、半減期が 30 日以上 60 日未満の核種が 13.6%、半減期が 60 日以上 90 日未満の核種が 10.5%、 ^3H 及び ^{14}C を除く半減期が 90 日以上の核種が 8.4%であった。また、半減期が 90 日未満の短半減期核種を含む廃棄物の合計は、過半数の 53.6%であった。

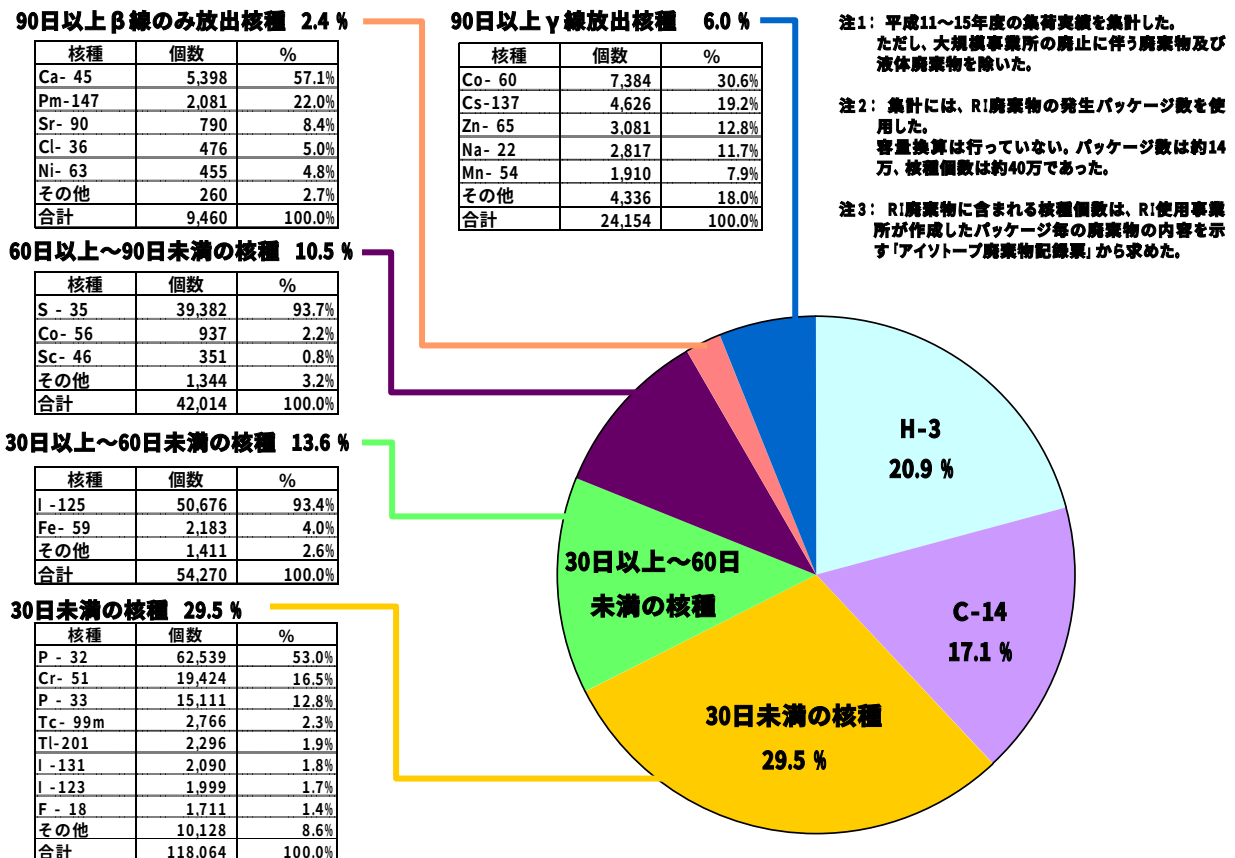


図 11 RI 協会が集荷した廃棄物に含まれる放射性同位元素について
(放射線障害防止法の規制対象事業所発生分)

3-2 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄の可能性 ー 減衰保管廃棄のケーススタディ ー

(1) 減衰保管廃棄の可能性

3-1 に示した非密封 RI の供給量及び廃棄物に含まれる核種割合から、半減期が 90 日未満である ^{32}P (半減期: 14.26 日)、 ^{33}P (半減期: 25.34 日)、 ^{35}S (半減期: 87.51 日)、 ^{51}Cr (半減期: 27.70 日)、 ^{125}I (半減期: 59.40 日) の 5 核種を選定し、平成 16 年度の RI 協会におけるこれらの短半減期核種の供給量及び廃棄物重量等のデータを基に、減衰保管廃棄の可能性についてケーススタディを実施した。

① 減衰保管廃棄の基本的な考え方

短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄は、廃棄物に含まれている短半減期核種の放射能濃度が、ある期間保管することにより減衰し、クリアランスレベル以下になることである。(図 12)

例えば、平成 16 年度に R I 協会が供給した短半減期核種の総数量がすべて廃棄物に移行し、かつ、そのときの廃棄物重量を 1 ton であったと仮定した場合、1 年、2 年及び 3 年減衰保管した後の廃棄物に含まれる短半減期核種の放射能濃度は表 7 の値となる。クリアランスレベルを国際原子力機関 (I A E A) がとりまとめた安全指針「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」^{注 6)} (以下、「RS-G-1.7」という。) に示された値とし、この値と比較すると、半減期が 30 日未満の ^{32}P 、 ^{33}P 、 ^{51}Cr は 1 年の減衰保管期間で、半減期が 60 日未満の ^{125}I は 2 年の減衰保管期間で、半減期が 90 日未満の ^{35}S は 3 年の減衰保管期間で RS-G-1.7 の値を下回る。

また、平成 16 年度に R I 協会が供給した短半減期核種の数量が最も多い事業所において、その数量がすべて廃棄物に移行し、かつ、そのときの廃棄物重量を 10kg であったと仮定した場合、1 年、2 年及び 3 年減衰保管した後の廃棄物に含まれる短半減期核種の放射能濃度は表 8 の値となる。クリアランスレベルを同様に RS-G-1.7 に示された値とし、この値と比較すると、半減期が 30 日未満の ^{32}P 、 ^{33}P 、 ^{51}Cr は 1 年の減衰保管期間で、半減期が 60 日未満の ^{125}I は 3 年の減衰保管期間で RS-G-1.7 の値を下回るが、半減期が 90 日未満の ^{35}S については、3 年の減衰保管期間では RS-G-1.7 の値を下回らない。

これらのことから、短半減期核種のみによって汚染された廃棄物については、減衰保管開始時の放射能レベル及び発生する廃棄物重量によっては、ある期間減衰保管を行うことによりクリアランスレベルを下回ることがわかる。

以下に、これまでの実績から具体的な廃棄物重量と放射能レベルを想定した場合のケーススタディについて説明する。

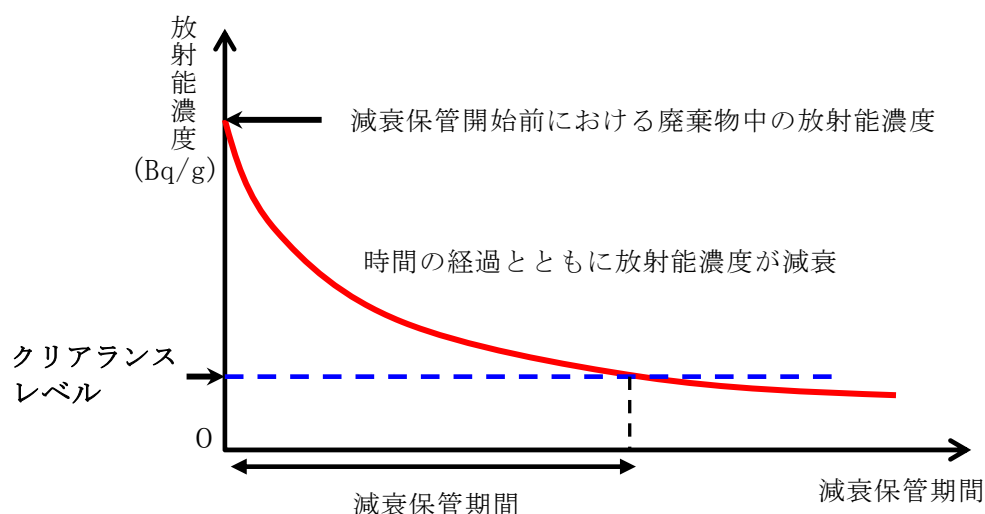


図 12 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄のイメージ

注 6) International Atomic Energy Agency, Application of the Concept of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004)

表 7 R I 協会が供給した総数量がすべて廃棄物に移行した場合の放射能濃度の減衰

核種	半減期	放射能濃度 (Bq/g)				
		減衰開始時	1 年後	2 年後	3 年後	RS-G-1.7
³² P	14.26 日	433,445	8.5×10^{-3}	1.7×10^{-10}	3.3×10^{-18}	1,000
³³ P	25.34 日	51,814	2	1.1×10^{-4}	5.1×10^{-9}	1,000
⁵¹ Cr	27.70 日	93,875	10	1.1×10^{-3}	1.2×10^{-7}	100
¹²⁵ I	59.40 日	268,321	3,792	54	0.8	100
³⁵ S	87.51 日	225,080	12,495	694	39	100

* 廃棄物重量：1 ton

黄色：RS-G-1.7 の値を下回る放射能濃度

表 8 供給量の最も多い事業所の供給量がすべて廃棄物に移行した場合の放射能濃度の減衰

核種	半減期	放射能濃度 (Bq/g)				
		減衰開始時	1 年後	2 年後	3 年後	RS-G-1.7
³² P	14.26 日	2,587,600	0.05	1.0×10^{-9}	2.0×10^{-17}	1,000
³³ P	25.34 日	1,362,500	63	2.9×10^{-3}	1.3×10^{-7}	1,000
⁵¹ Cr	27.70 日	629,000	68	7.3×10^{-3}	7.9×10^{-7}	100
¹²⁵ I	59.40 日	7,807,200	110,340	1,559	22	100
³⁵ S	87.51 日	2,182,100	121,142	6,725	373	100

* 廃棄物重量：10kg

黄色：RS-G-1.7 の値を下回る放射能濃度

② 廃棄物中放射能濃度とクリアランスレベルの逆減衰補正值との比較

短半減期核種を使用している事業所から発生する廃棄物に含まれている短半減期核種の放射能濃度が、どの程度の期間減衰保管すればクリアランスレベル以下になるか、選定した 5 核種の購入実績が平成 16 年度にある事業所について、当該事業所において発生した廃棄物に含まれている短半減期核種の年間平均放射能濃度（以下、「廃棄物中放射能濃度」という。）と、クリアランスレベルを減衰保管期間に対して逆減衰補正した値と比較することにより検討した。

・廃棄物中放射能濃度の算出方法

廃棄物中放射能濃度は、当該事業所への当該核種の平成 16 年度の供給量（以下、「購入量」という。）から、下式で求めた。（別紙 13 参照）

$$[\text{廃棄物中放射能濃度}] = [\text{購入量}] / [\text{廃棄物重量}^*]$$

※ 廃棄物重量は、当該核種が含まれている 50ℓ ドラム缶内の廃棄物重量を、当該容器に含まれている核種の数で割った値である。ここで、50ℓ ドラム缶内の廃棄物重量については、R I 協会が集荷した廃棄物区分ごとの全事業所の平均廃棄物重量とした。なお、廃棄物のうちフィルタ類は除いて算出した。

（可燃物：5.3kg 難燃物：8.7kg 不燃物：12.0kg 非圧縮性不燃物：40.0kg 動物：5.4kg）

なお、廃棄物中放射能濃度については、先に述べた各事業所が作成する「アイソトープ廃棄物記録票」の引き渡し時の放射能からの算出も可能ではあるが、放射能の数値の信頼性は購入量の方がより高いものと考えられる。また、本計算方法では購入量が全量廃棄物に移行したとしての廃棄物中放射能濃度となり、購入から廃棄までの期間の放射能の減衰は考慮していないため、実際より高い廃棄物中放射能濃度として評価することになる。

・短半減期核種の購入量と廃棄物重量との関係

各事業所における短半減期核種の購入量と廃棄物重量との関係を図 13 に示す。短半減期核種の種類に係わらず、購入量と廃棄物重量のバラつきは大きいですが、購入量の増加に伴い、廃棄物重量の増加傾向は認められた。

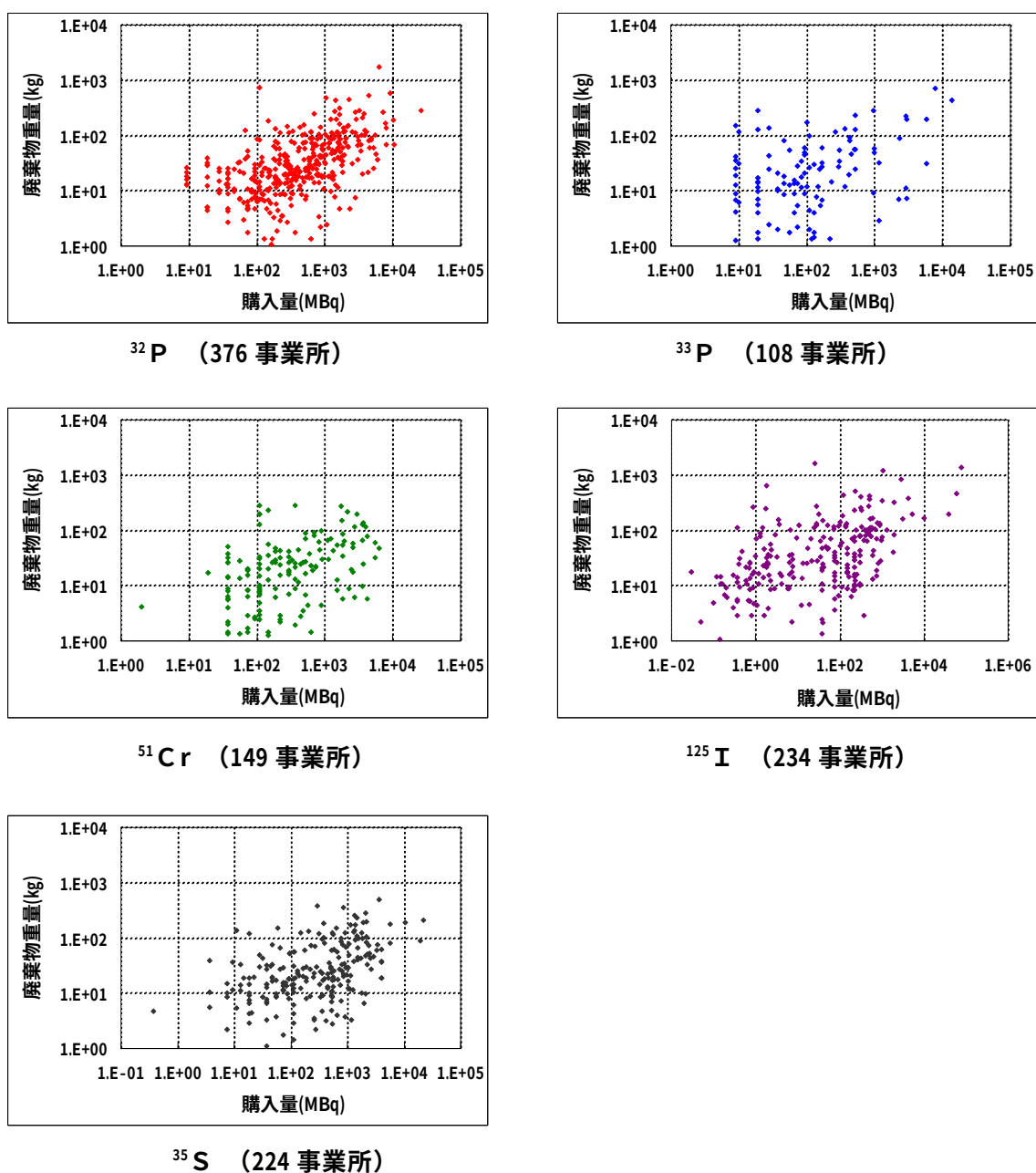
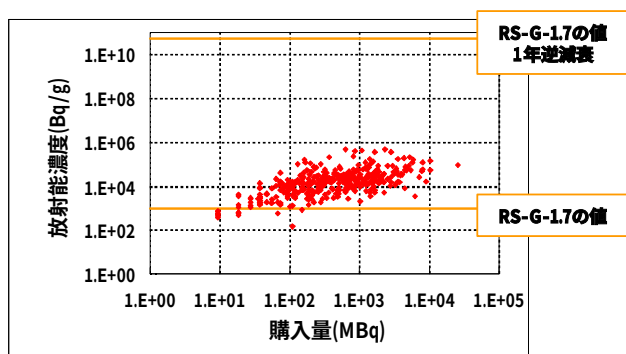


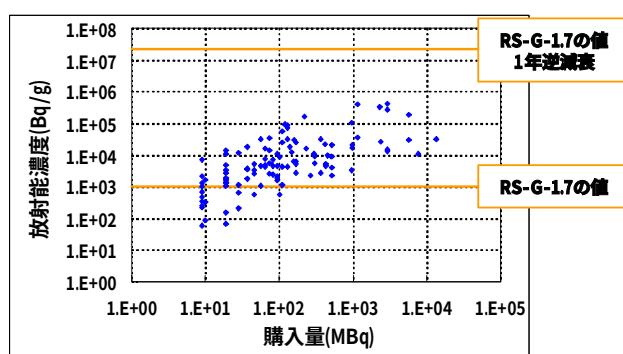
図 13 短半減期核種の購入量と廃棄物重量の関係

- ・廃棄物中放射能濃度の分布とクリアランスレベルの逆減衰補正值との比較

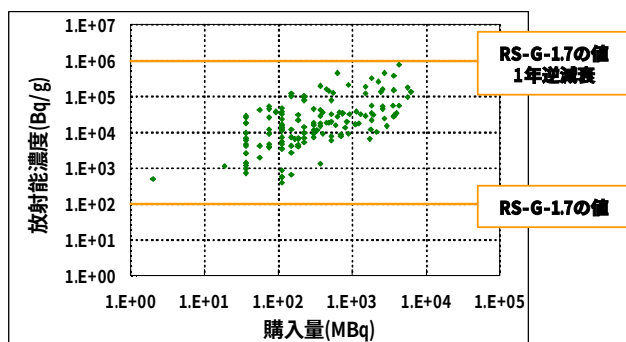
各事業所の購入量に対する廃棄物中放射能濃度の分布を図 14 に示す。クリアランスレベルを RS-G-1.7 に示された値とし、これを 1 年、2 年及び 3 年逆減衰補正した値と比較した。1 年の減衰保管期間で半減期が 30 日未満の ^{32}P 、 ^{33}P 、 ^{51}Cr が、2 年の減衰保管期間で半減期が 60 日未満の ^{125}I が、3 年の減衰保管期間で半減期が 90 日未満の ^{35}S がすべての事業所において RS-G-1.7 の値を下回ると考えられる。



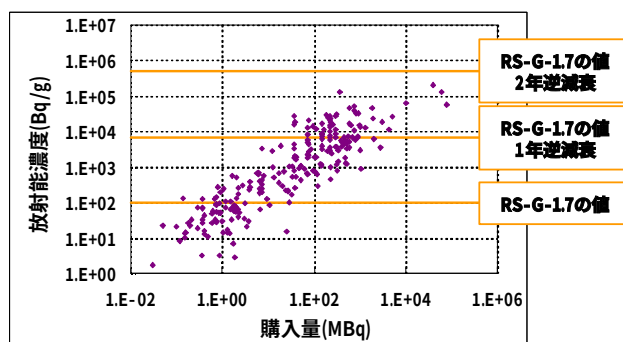
^{32}P (相関係数:0.652)



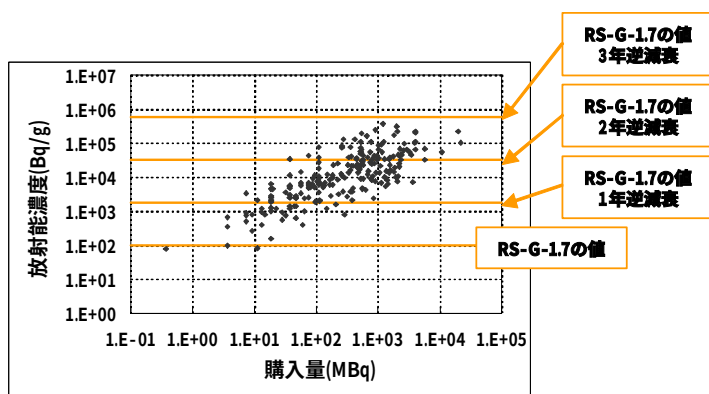
^{33}P (相関係数:0.674)



^{51}Cr (相関係数:0.618)



^{125}I (相関係数:0.877)



^{35}S (相関係数:0.775)

図 14 短半減期核種の廃棄物中放射能濃度分布

③ 基準初期放射能レベルと購入量との比較

ある期間減衰保管した後にクリアランスレベル以下となるような初期放射能レベル（以下、「基準初期放射能レベル」という。）を算定し、その値と当該事業所における短半減期核種の購入量とを比較し、減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合を求めることにより、その実行性を検討した。

・基準初期放射能レベルの算定

クリアランスレベルに RS-G-1.7 の値（放射能濃度：Bq/g）、或いは IAEA が平成 8 年に国際労働機関（ILO）や世界保健機構（WHO）等と共同して刊行した「電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際基本安全基準」（以下、「BSS」という。）^{注 7)} に示された免除レベルの値（放射能：Bq）を採用し、基準初期放射能レベルはその値を 1 年、2 年及び 3 年逆減衰補正した値から導かれる放射能として、以下の 3 つのケースで算定した。

〔ケース 1〕 RS-G-1.7 の逆減衰補正值と廃棄物重量の積から求めるケース

基準初期放射能レベル [Bq]

=RS-G-1.7 の値の逆減衰補正值 [Bq/g] × 廃棄物重量 [g]

ここで、廃棄物重量は表 9 に示す短半減期核種の購入量と廃棄物に係るデータから、以下の 2 種類の重量を用いた。

（廃棄物重量 1）

最も購入量の多い事業所の購入量を、平均廃棄物中放射能濃度で割った値。

最も購入量の多い事業所が平均的な濃度で廃棄物を排出した場合の廃棄物重量の意味を持つ。

（廃棄物重量 2）

最も購入量の多い事業所の購入量を、廃棄物中放射能濃度が最も高い事業所の廃棄物中放射能濃度で割った値。最も購入量の多い事業所がすべて最大放射能濃度で廃棄物を排出した場合の廃棄物重量の意味を持つ。

表 9 短半減期核種の購入量と廃棄物重量に関するデータ

項目 \ 核種	³² P	³³ P	⁵¹ Cr	¹²⁵ I	³⁵ S	備考
平均廃棄物中放射能濃度 (Bq/g)	18,190	11,701	20,746	11,663	19,664	RI協会総供給量/廃棄物重量計
最大廃棄物中放射能濃度 (Bq/g)	497,518	415,729	743,231	200,474	368,470	廃棄物中放射能濃度が最も高い事業所の値
最大購入量 (年間MBq)	25,876	13,625	6,290	78,072	21,821	最も購入の多い事業所の購入量
廃棄物重量 1 (kg)	1,423	1,164	303	6,694	1,110	最大購入量/平均廃棄物中放射能濃度
廃棄物重量 2 (kg)	52	33	8	389	59	最大購入量/最大廃棄物中放射能濃度

注 7) IAEA, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No.115

〔ケース 2〕 購入量と廃棄物中放射能濃度の相関関係から導出するケース

図 14 に示したように、短半減期核種の購入量と廃棄物中放射能濃度との関係には、購入量の増加に伴い廃棄物中放射能濃度も増加する相関が認められた。この相関に基づき、各核種の相関近似直線と RS-G-1.7 の値を 1 年、2 年及び 3 年逆減衰補正した値との交点となる購入量（図 15 参照）、及びその購入量を安全率を考慮して 1/10 にした値を基準初期放射能レベルとした。

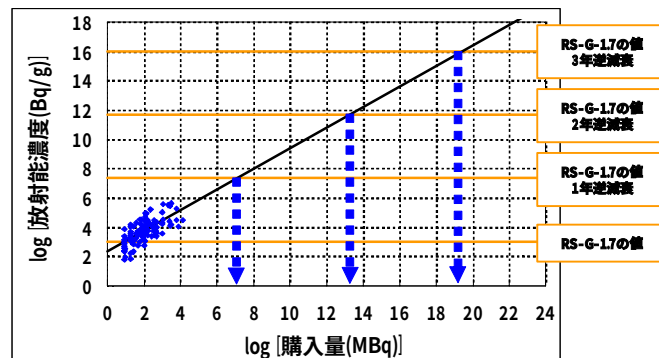


図 15 ^{33}P の基準初期放射能レベル算出例

〔ケース 3〕 BSS 免除レベルを逆減衰補正して求めるケース

基準初期放射能レベル [Bq]

= BSS 免除レベルの値の逆減衰補正值 [Bq] × 安全率

安全率： 1 及び 1/10

・ 減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合

各ケースの基準初期放射能レベルの値、及び短半減期核種の購入量が基準初期放射能レベル以下であり減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合を表 10-1～表 10-6 に示す。

〔ケース 1〕

より厳しい廃棄物重量 2 のケースでも半減期が 30 日未満の核種については 1 年の減衰保管期間で、 ^{125}I は 2 年の減衰保管期間で、 ^{35}S は 3 年の減衰保管期間で適用可能な事業所の割合は 100%であった。

〔ケース 2〕

より厳しい安全率 10 倍のケースでも半減期が 30 日未満の核種については 1 年の減衰保管期間で適用可能な事業所の割合は 100%、 ^{125}I は 2 年の減衰保管期間で、 ^{35}S は 3 年の減衰保管期間で適用可能な事業所の割合は共に 99%であった。

〔ケース 3〕

より厳しい安全率 10 倍のケースでも半減期が 30 日未満の核種については 1 年の減衰保管期間で適用可能な事業所の割合は 100%、 ^{125}I は 2 年の減衰保管期間で 85%、3 年の減衰保管期間で 99%、 ^{35}S は 3 年の減衰保管期間で 100%であった。

いずれのケースにおいても、半減期が 30 日未満の核種については、減衰保管期間を 1 年とすることで、減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合は 100%となる。

また、 ^{125}I と ^{35}S については、それぞれのケースで減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合は異なるが、最も厳しいケースでも適用可能な事業所の割合は、 ^{125}I

については減衰保管期間を 2 年とすることで 85%、3 年とすることで 99%、³⁵S については減衰保管期間を 3 年とすることで 99%となる。

このように、減衰保管廃棄が適用可能な事業所の割合は、採用するクリアランスレベル、基準初期放射能レベル算定に用いる廃棄物重量等の算定条件、減衰保管期間に大きく依存する。

表 10-1 ケース 1（基準初期放射能レベル：廃棄物重量 1×RS-G-1.7 の逆減衰補正值）

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年		廃棄物重量 1 (kg)
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	
³² P	7.2E+10	100%	3.7E+18	100%	1.9E+26	100%	1,423
³³ P	2.5E+07	100%	5.5E+11	100%	1.2E+16	100%	1,164
⁵¹ Cr	2.8E+05	100%	2.6E+09	100%	2.4E+13	100%	303
¹²⁵ I	4.7E+04	99%	3.4E+06	100%	2.4E+08	100%	6,694
³⁵ S	2.0E+03	88%	3.6E+04	100%	6.5E+05	100%	1,110

基準初期放射能レベルの単位：MB q

表 10-2 ケース 1（基準初期放射能レベル：廃棄物重量 2×RS-G-1.7 の逆減衰補正值）

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年		廃棄物重量 2 (kg)
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	
³² P	2.6E+09	100%	1.3E+17	100%	6.8E+24	100%	52
³³ P	7.1E+05	100%	1.5E+10	100%	3.3E+14	100%	33
⁵¹ Cr	7.8E+03	100%	7.2E+07	100%	6.7E+11	100%	8
¹²⁵ I	2.8E+03	97%	1.9E+05	100%	1.4E+07	100%	389
³⁵ S	1.1E+02	32%	1.9E+03	87%	3.5E+04	100%	59

基準初期放射能レベルの単位：MB q

表 10-3 ケース 2（基準初期放射能レベル：RS-G-1.7 の逆減衰補正值との交点購入量）

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年	
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合
³² P	8.9E+13	100%	2.0E+27	100%	4.3E+40	100%
³³ P	1.4E+07	100%	2.1E+13	100%	3.1E+19	100%
⁵¹ Cr	1.9E+05	100%	4.1E+11	100%	9.2E+17	100%
¹²⁵ I	4.6E+02	84%	1.2E+05	100%	3.2E+07	100%
³⁵ S	2.1E+01	12%	1.3E+03	80%	7.4E+04	100%

基準初期放射能レベルの単位：MB q

表 10-4 ケース 2 (基準初期放射能レベル：RS-G-1.7 の逆減衰補正值との交点購入量の 1/10 値)

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年	
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合
^{32}P	8.9E+12	100%	2.0E+26	100%	4.3E+39	100%
^{33}P	1.4E+06	100%	2.1E+12	100%	3.1E+18	100%
^{51}Cr	1.9E+04	100%	4.1E+10	100%	9.2E+16	100%
^{125}I	4.6E+01	51%	1.2E+04	99%	3.2E+06	100%
^{35}S	2.1E+00	1%	1.3E+02	38%	7.4E+03	99%

基準初期放射能レベルの単位：MBq

表 10-5 ケース 3 (基準初期放射能レベル：BSS 免除レベルの逆減衰補正值)

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年	
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合
^{32}P	5.1E+06	100%	2.6E+14	100%	1.3E+22	100%
^{33}P	2.2E+06	100%	4.7E+10	100%	1.0E+15	100%
^{51}Cr	9.3E+04	100%	8.6E+08	100%	7.9E+12	100%
^{125}I	7.1E+01	53%	5.0E+03	98%	3.5E+05	100%
^{35}S	1.8E+03	86%	3.2E+04	100%	5.8E+05	100%

基準初期放射能レベルの単位：MBq

表 10-6 ケース 3 (基準初期放射能レベル：BSS 免除レベルの逆減衰補正值の 1/10 値)

核種	逆減衰 1 年		逆減衰 2 年		逆減衰 3 年	
	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合	基準初期放射能レベル	適用事業所割合
^{32}P	5.1E+05	100%	2.6E+13	100%	1.3E+21	100%
^{33}P	2.2E+05	100%	4.7E+09	100%	1.0E+14	100%
^{51}Cr	9.3E+03	100%	8.6E+07	100%	7.9E+11	100%
^{125}I	7.1E+00	35%	5.0E+02	85%	3.5E+04	99%
^{35}S	1.8E+02	41%	3.2E+03	95%	5.8E+04	100%

(2) 子孫核種の半減期が長い場合の取り扱い

供給量の多い短半減期核種のうち、子孫核種の半減期が長いものとして、

 ^{99}Mo (65.94 時間) $\rightarrow$ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ (6.01 時間) $\rightarrow$ ^{99}Tc (2.111×10^5 年)

がある。このような子孫核種の半減期が長い場合の取り扱いについて検討した。

① 親核種から生成する子孫核種の放射能

$^{99}\text{Mo} \rightarrow ^{99\text{m}}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Tc}$ の場合、 ^{99}Mo の壊変に伴い生成する ^{99}Tc の最大放射能は、 ^{99}Mo の初期放射能に ^{99}Tc と ^{99}Mo の壊変定数の比を乗ずることで一義的に決まる。初期放射能として ^{99}Mo のみ存在し、 ^{99}Tc が生成されていない状態を想定した場合、およそ 1640 時間 (68 日) 後に ^{99}Tc の放射能は最大になり、その量は ^{99}Mo の初期放射能の $3.56 \times 10^{-6}\%$ である。(図 16-1)

同様に $^{99m}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Tc}$ の場合、 ^{99m}Tc の壊変に伴い生成する ^{99}Tc の最大放射能は、 ^{99m}Tc の初期放射能に ^{99}Tc と ^{99m}Tc の壊変定数の比を乗ずることで一義的に決まる。初期放射能として ^{99m}Tc のみ存在し、 ^{99}Tc が生成されていない状態を想定した場合、およそ 170 時間（7 日）後に ^{99}Tc の放射能は最大になり、その量は ^{99m}Tc の初期放射能の $3.24 \times 10^{-7} \%$ である。（図 16-2）

このように、生成する ^{99}Tc の放射能は、親核種である短半減期核種の ^{99}Mo や ^{99m}Tc の放射能に比べて非常に小さい。

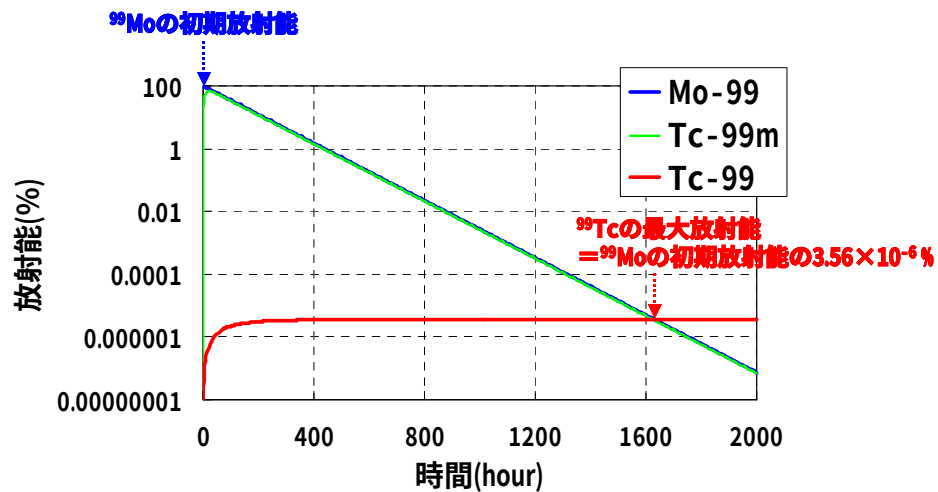


図 16-1 ^{99}Mo の壊変に伴い生成する ^{99m}Tc 及び ^{99}Tc の放射能の経時変化

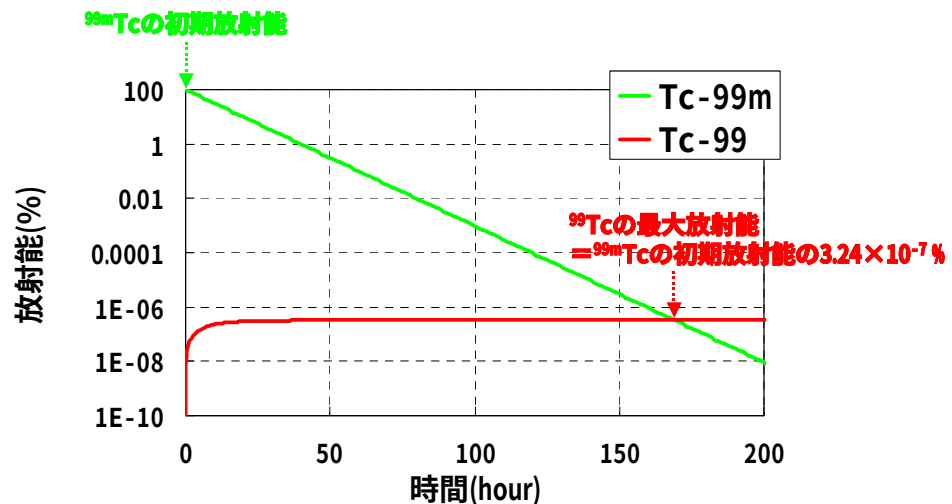


図 16-2 ^{99m}Tc の壊変に伴い生成する ^{99}Tc の放射能の経時変化

② クリアランスレベル以下になることを担保するための放射能濃度の考え方

^{99}Mo や ^{99m}Tc の減衰保管廃棄においては、廃棄物中におけるこれらの核種の放射能濃度がクリアランスレベル以下になることに加え、その子孫核種である ^{99}Tc の放射能濃度もクリアランスレベル以下になる必要がある。 ^{99}Mo と ^{99m}Tc

の半減期は非常に短く、廃棄物中におけるこれらの核種の放射能濃度は時間の経過とともに急速に減衰するため、廃棄物を十分な期間保管すれば容易にクリアランスレベル以下になる。しかし、子孫核種として生成した ^{99}Tc の半減期は非常に長いため、減衰保管廃棄の判断においては、廃棄物中におけるこれらの核種の放射能濃度 (D) と当該核種のクリアランスレベル (C) との比の総和 ($\Sigma (D/C)$) が 1 以下になることを考慮する必要がある。

生成する ^{99}Tc の最大放射能濃度が RS-G-1.7 の値である 1 Bq/g となる場合を想定して ^{99}Mo 及び $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の初期放射能濃度を算出すると、それぞれ $2.81 \times 10^7\text{ Bq/g}$ 及び $3.09 \times 10^8\text{ Bq/g}$ となる。即ち、 ^{99}Mo 及び $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の初期放射能濃度が $2.81 \times 10^7\text{ Bq/g}$ 及び $3.09 \times 10^8\text{ Bq/g}$ 以下であれば、生成する ^{99}Tc の放射能濃度はクリアランスレベルを超えることはないといえる。

$^{99}\text{Mo} \rightarrow ^{99\text{m}}\text{Tc} \rightarrow ^{99}\text{Tc}$ の場合、廃棄物中に ^{99}Mo のみ存在し、その初期放射能濃度が $2.81 \times 10^7\text{ Bq/g}$ であると想定すると、これら 3 核種の放射能濃度 (D) とクリアランスレベル (C) との比の総和 ($\Sigma (D/C)$) が 1 となる時間は、およそ 2820 時間 (118 日) 後である。(図 17)

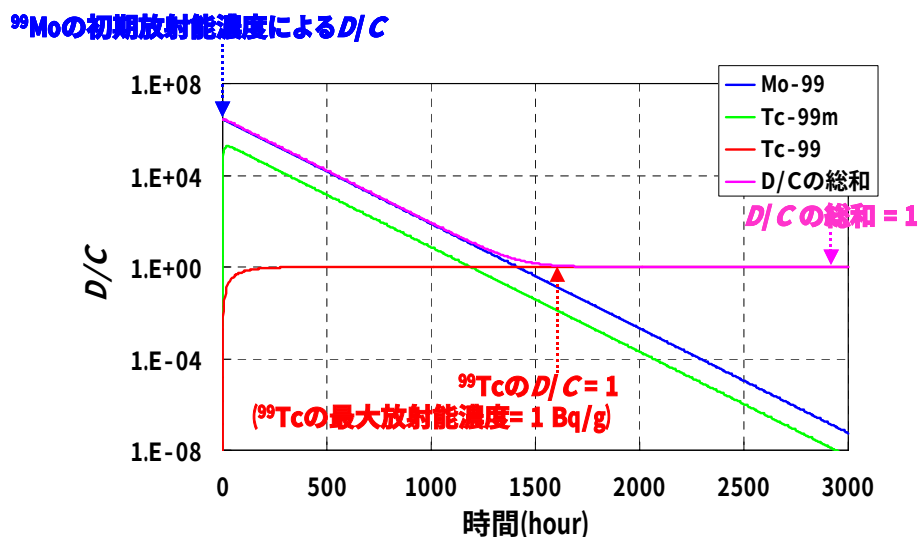


図 17 ^{99}Mo 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 ^{99}Tc の各 D/C 及び D/C の総和の経時変化

③ ^{99}Mo と $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の使用実態によるケーススタディ

R I 協会が平成 12 年度から平成 16 年度の 5 年間に非密封 R I の使用事業所へ供給した ^{99}Mo 及び $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の年間平均数量は、それぞれ $1.39 \times 10^{11}\text{ Bq}$ 及び $4.15 \times 10^{10}\text{ Bq}$ である。この値を、国内メーカーにおける精製時まで逆減衰させることにより、これらの核種の精製時点での初期放射能を算出すると、 ^{99}Mo が $4.19 \times 10^{11}\text{ Bq}$ 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ が $6.61 \times 10^{11}\text{ Bq}$ となった。また、同じ期間において ^{99}Mo と $^{99\text{m}}\text{Tc}$ が含まれている廃棄物重量を (1) ②の「廃棄物中放射能濃度の算出方法」で述べた方法と同様の方法で算出した結果、年間平均重量は 2.0 ton であった。

従って、 ^{99}Mo と $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の初期放射能の全量が 2.0 ton の廃棄物に含まれると安全側に想定し、これらの核種から生成する ^{99}Tc の最大放射能濃度を算出す

ると、 $9.81 \times 10^{-3} \text{Bq/g}$ となり、RS-G-1.7 の値 (1.0Bq/g) と比較しても 2 桁程度下回る結果となった。(図 18)

以上のことから、現状の ^{99}Mo と $^{99\text{m}}\text{Tc}$ の使用実態を踏まえて安全側に評価した場合においても、廃棄物に含まれる ^{99}Tc の放射能濃度は、クリアランスレベル以下であると考えられる。

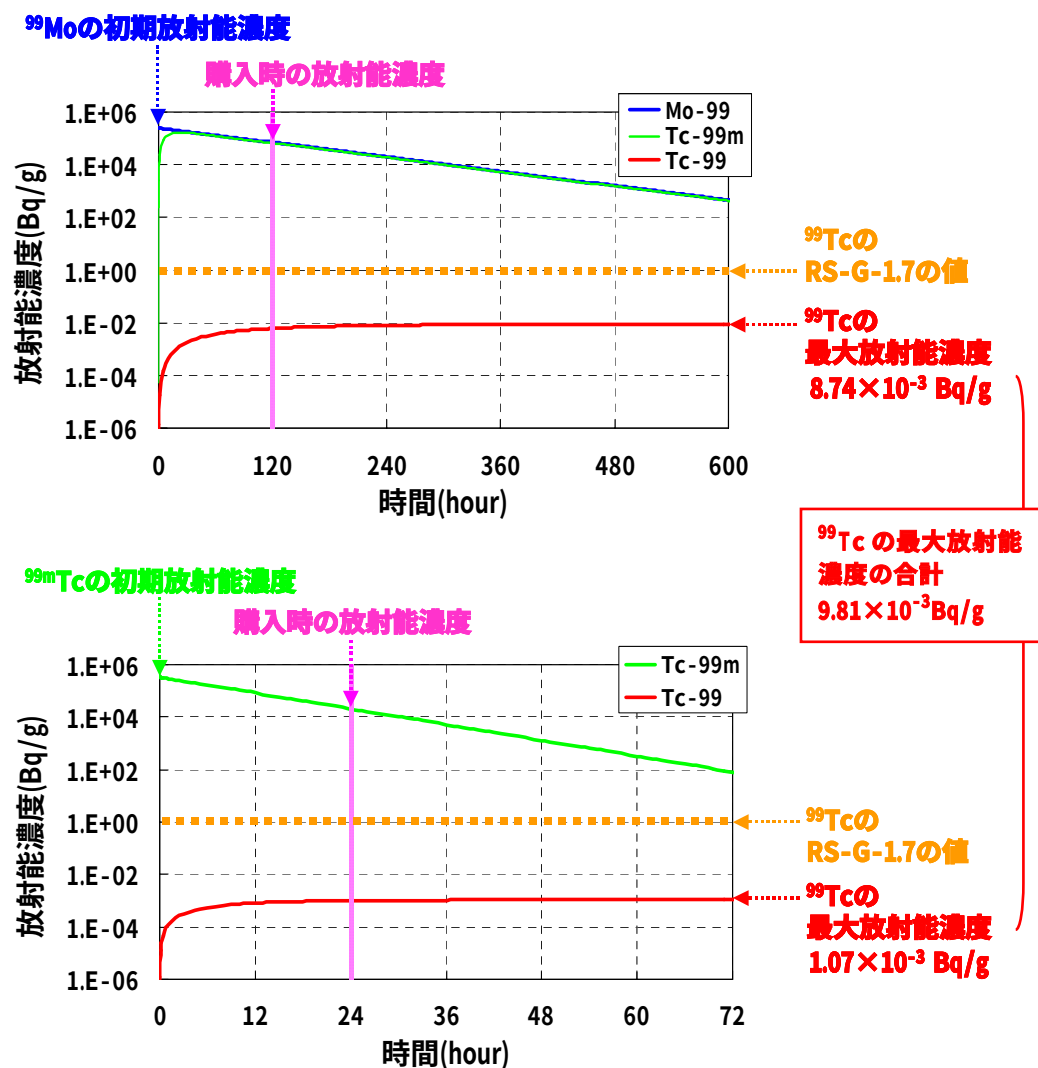


図 18 廃棄物中の ^{99}Mo 、 $^{99\text{m}}\text{Tc}$ 、 ^{99}Tc の放射能濃度の経時変化

(3) まとめ

今回のケーススタディから、半減期が 90 日未満の核種については、減衰保管期間を 3 年とすることで、減衰保管廃棄が適用できる事業所の割合はかなり高くなり、十分に実行性があるといえる。

ただし、これは事業者において、短半減期核種以外の核種の混入がないように分別管理が徹底されることや減衰保管を行うための保管廃棄設備の保管能力が十分であることが前提条件である。

また、子孫核種の半減期が長い場合には、子孫核種の放射能についても留意する必要がある。

3-3 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る規制の考え方

3-3-1 基本的な考え方

短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄にあたっては、

- ・ 廃棄物に含まれる短半減期核種の放射能が、適切な減衰保管期間を経ることにより十分に減衰し、放射能に起因する線量が自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、また、人の健康に対する影響が無視できるほど小さいレベルになること、すなわちクリアランスレベルを下回ること
- ・ 短半減期核種以外の核種の混入がないことが、施設で担保されていること
- ・ 事業者においては、これらが高い信頼性をもって機能するための品質保証活動を確実にするとともに、国が適切に関与する制度とすること

が重要である。

3-3-2 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る判断基準

(1) クリアランスレベル以下であることの評価

短半減期核種によって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る判断基準は、これに含まれている短半減期核種の放射能濃度がクリアランスレベルを下回ることである。このクリアランスレベルを下回っていることの確認は、一般的には廃棄物から核種の放射能濃度を代表できるように採取したサンプルを測定することや、廃棄物を収納した容器を外部からの放射線測定によって測定することにより行われるものである。

しかしながら、短半減期核種の使用に伴って発生する廃棄物の場合、汚染が均一ではないために代表となるサンプルの採取が極めて難しく、また、使用されている主な短半減期核種にはガンマ線を放出しない核種もあるために外部からの放射線測定が難しいことから、測定のみによって確認することは困難である。

一方、廃棄物に含まれている放射能と廃棄物の重量の記録から計算することにより放射能濃度を算出し、この結果をクリアランスレベルと比較する方法がある。しかし、廃棄物に含まれる放射能の記録は、測定によって求めた値ではなく、実験者が実験に使用した核種の放射能や廃棄物への移行量、使用から廃棄までの放射能の減衰等から求めた値を主観的に記録したものであり、記録の信頼性が問題となる。また、廃棄物の重量にあっても、放射能濃度を下げるために、事業者が意図的に汚染されていない物や重量の重いものを容器に入れる可能性があることも否定できない。

従って、短半減期核種のみによって汚染された廃棄物については、廃棄物に含まれている短半減期核種の放射能濃度がクリアランスレベルを下回っていることを確認するのではなく、ある期間減衰保管することによってクリアランスレベルを下回るような初期の放射能を逆算して求め、国がこの値をこの制度を適用する事業者における年間の最大使用数量として規定することにより制限し、減衰保管廃棄を行う事業者にあつては、国が定めた年間最大使用数量を超えない範囲内で

のみ使用することができるということが安全確保の観点から適切であると考えられる。

年間最大使用数量を定めるにあたっては、基準値となるクリアランスレベルを決める必要があり、また、クリアランスレベルが放射能濃度の場合には、実態に見合った適切な廃棄物重量を掛けて放射能にする必要がある。これら採用するクリアランスレベルや廃棄物重量によって年間最大使用数量の値は大きく変わり、減衰保管廃棄の実行性も大きく変わる可能性がある。そのため、制度化にあたっては、採用するクリアランスレベルや廃棄物重量に留意する必要がある。（別紙 14 参照）

また、短半減期核種の使用に伴って発生する廃棄物は、発生する廃棄物の物量が原子炉施設や放射線発生装置使用施設等の解体に伴って発生する廃棄物の物量に比べて非常に少なく、3-1（3）で述べたとおり紙・布類、プラスチック製の実験器具、ゴム手袋、フィルタ等の可燃性の廃棄物が多い。このような可燃性の廃棄物は、クリアランスされた後に一般の廃棄物処理施設において焼却処理が行われ、それによって廃棄物に含まれている放射能が濃縮することが考えられたため、クリアランスレベルの設定にあたっては、このような特徴に留意する必要がある。

（2）短半減期核種の半減期の範囲

放射線障害防止法の下、国内において使用されている短半減期核種の種類及び数量の実態、減衰保管期間と半減期の組み合わせによる放射能の減衰量、海外における短半減期核種の半減期の範囲を踏まえると、短半減期核種の半減期の範囲としては、90 日未満が適当と考えられる。

なお、子孫核種の半減期が長い場合には、子孫核種の放射能についても十分に留意する必要がある。

（3）減衰保管期間

基本的には、短半減期核種の年間の使用量と当該核種の半減期から、クリアランスレベル以下となることが確実な期間を減衰保管期間とすればよく、また、それに見合う保管廃棄設備の保管能力があれば良いと考えられる。

国内において使用されている短半減期核種の種類及び数量の実態と、クリアランスレベル以下となるまでに必要な減衰保管期間のケーススタディを踏まえると、長くても 3 年間で十分に実行性がある。

（4）短半減期核種以外の核種の混入防止措置（分別管理の方法）

短半減期核種のみによって汚染された廃棄物とするためには、使用から廃棄まで短半減期核種以外の核種の混入を防止する必要がある。そのためには、表 11 に示すように、施設等のハード面において、短半減期核種専用の使用施設や廃棄施設、作業室、保管廃棄設備等を設けるなど物理的に短半減期核種以外の核種の混入を防止するとともに、使用、貯蔵、運搬から廃棄まで短半減期核種以外の核種が混入しないような措置（ソフト面）を講ずる必要がある。

これら施設等のハード面については使用施設の基準として、使用から廃棄までの混入防止措置の方法（ソフト面）については使用、貯蔵、運搬及び廃棄の基準

として規定するとともに、事業者においては、これらの混入防止措置の方法について放射線障害予防規程に規定する必要があると考えられる。

表 11 短半減期核種以外の核種の混入防止措置

	考え方	措置の内容
ハード面	・ 物理的に短半減期核種以外の核種の混入を防止する。	・ 短半減期核種のみを使用する事業所であること。 ・ 短半減期核種専用の「使用施設」、「廃棄施設」、又は専用の「作業室」、「保管廃棄設備」等を設けること。
ソフト面	・ 事業者自らの責任において、短半減期核種以外の核種の混入を防止すること。	・ 短半減期核種の使用、貯蔵、運搬、廃棄にあたっては、短半減期核種以外の核種が混入しないようにすること。 ・ 具体的な方法は、放射線障害予防規程に規定すること。

3-3-3 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄に係る制度

減衰保管廃棄された廃棄物は、放射線障害防止法での「放射性同位元素又は放射性同位元素によって汚染された物」として扱う必要がなくなるため、国が適切に関与を行うことにより、減衰保管廃棄の確実性を担保することが重要である。

そのため、国においては3-3-2で述べたような減衰保管廃棄に係る判断基準を定めるとともに、事業者が行う減衰保管廃棄の判断基準への適合性について確認することとする。この確認は大きく2段階に分け、まず第1段階では、短半減期核種の年間最大使用数量や短半減期核種専用の施設・設備の設置等が判断基準に適合しているかどうかを確認し、第2段階では、判断基準に従って適切に減衰保管廃棄を実施しているかを確認することが適当であると考えられる。

一方、事業者は、減衰保管廃棄を適切に行うため、短半減期核種の使用、貯蔵、運搬から廃棄までを短半減期核種以外の核種の混入を防止するために厳格に管理し、また、保管廃棄設備において厳格な減衰保管廃棄の管理を行う必要がある。そのため、品質保証活動が極めて重要であると考えられる。

なお、減衰保管廃棄は、短半減期核種の利用者が使用から減衰保管廃棄までを行う場合と、短半減期核種の利用者が使用に伴って発生した廃棄物を廃棄業者へ引き渡し、廃棄業者が減衰保管廃棄を行う場合が考えられるため、これを考慮した制度とする必要がある。

3－3－4 短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄の制度化にあたって

これまでに述べてきたとおり、短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄については、事業者における品質保証体制の確立の下、高い信頼性をもって機能することが重要であり、かつ、それに対して国が適切に関与していることが重要である。

減衰保管廃棄の制度化にあたっては、減衰保管廃棄に対する事業者のニーズや経済的なメリット等について見極める必要があると考えられる。また、国民の理解が重要であり、そのための土壌を培っていく必要がある。さらに、放射線障害防止法と原子炉等規制法の法体系の違いや事業規模の違いといったことを考慮する必要があり、かつ、これまでに実施してきた活動との整合性にも配慮する必要がある。

このような状況を鑑みると、現時点において、短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の減衰保管廃棄については、技術的な成立性はあるものの、これを実施していくにあたっては上記に述べたような解決しなければならない課題があり、今後、放射線安全規制検討会において、さらに制度としての成立性を含めた検討を行う必要があるものとする。

4. その他の留意点

4-1 クリアランス対象廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」との違い

原子力施設の解体等に伴って発生する固体状廃棄物に係る区分として、「放射性廃棄物でない廃棄物」がある。これは、原子力安全委員会の報告書「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第2次中間報告）」（平成4年2月）に示された概念で、そもそも放射性物質によって汚染された可能性が全くないものや放射能レベルについて自然レベルとの間に有意な差が認められないものなど、「放射性廃棄物」の区分には入らないものをいうのであり、その判断基準は別紙15に示すとおりである。

これまで、この考えに基づき、商業用原子力施設における蒸気発生器の取り替えに伴って発生したコンクリート廃棄物や旧日本原子力研究所のJPD R（動力試験炉）の廃止措置に伴って発生したコンクリート廃棄物などが、「放射性廃棄物でない廃棄物」として判断されている。また、その判断結果については原子力安全委員会へ報告されている。

放射性同位元素や放射線発生装置の使用施設等の放射線施設の解体等における「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方は、建物のコンクリート構造物や大型機器等については、放射性同位元素によって汚染された部分を除染やはつり等で除去し、除去したものは放射性廃棄物として管理をし、一方、残された建物のコンクリート構造物や大型機器等については、残留する放射能レベルがバックグラウンドレベルと有意な差が無いことを測定により確認した後、管理区域を解除して建物を解体して、一般の産業廃棄物として取り扱われるべきものである。

これは、当然のことながら、クリアランスとは別の概念であることに留意する必要がある。

表12に、クリアランス対象物と「放射性廃棄物でない廃棄物」との概念の整理を示す。

また、クリアランス対象物の選定にあたっては、事前の評価によりクリアランスレベル以下であることが十分予測できる物を対象とし、クリアランスレベルを明らかに超えるような場合は、放射性廃棄物として適切に分別し管理を行うことが基本である。この場合、クリアランスレベルを満たすために、放射性同位元素によって汚染された部分をレベルの低い廃棄物により意図的に希釈してクリアランス対象物とすべきではない。（別紙16参照）

表 12 クリアランス対象物と「放射性廃棄物でない廃棄物」との概念の整理

	区 分	概 念
放射性廃棄物	放射性廃棄物	放射性同位元素によって汚染された物（放射化物を含む）。
	放射性物質として扱う必要のないもの（クリアランス対象）	微量の放射性同位元素を含む固体状物質を、含まれる放射性同位元素からの線量が自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できるため、放射線防護に係る規制体系から外して、放射性物質として扱う必要のない物。
放射性廃棄物でない廃棄物		使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであること、又は、十分な遮へい体により遮へいされていた等、施設の構造上中性子等による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであること等から、放射性廃棄物でない廃棄物として区分される物。

4－2 免除レベルとクリアランスレベルについて

放射線障害防止法では、平成 17 年 6 月の改正において、BSS 免除レベルを放射性同位元素の規制対象下限値（免除レベル）として導入した。

ここでは、免除レベルとクリアランスレベルの違いについて整理する。

4－2－1 除外、免除及びクリアランスの概念の整理

（1）IAEA の定義（RS-G-1.7 から引用）

RS-G-1.7 によれば、除外、免除及びクリアランスは、次のように定義されている。

- ・除外（exclusion）

ある特定の種類の被ばくを、規制機関による管理の仕組みを使った管理によつては律することができないと考えられるという理由で、その管理の仕組みの適用範囲から意図的に除外すること。

- ・免除（exemption）

線源又は行為に起因する被ばく（潜在被ばくを含む）が非常に小さく、規制機関による管理事項の一部又は全部を適用することが正当とは見なされないということを根拠に、その線源又は行為は、そのような管理事項に従う必要がないと規制機関が決定すること。

- ・クリアランス（clearance）

法的に許されている行為の中で扱われている放射性物質又は放射性の物体を、その時点以降、規制機関による一切の管理から外すこと。

なお、これらの定義の中で使われている線源及び放射性物質の IAEA による定義は以下のとおりである。

- ・線源 (source)

放射線被ばくをもたらす可能性のあるあらゆるもので、防護と安全の目的で一体の物 (a single entity) と見なせるもの

- ・放射性物質 (radioactive material)

その放射能のため、国の法令又は規制機関によって、規制機関による管理に従うべきものと指定された物

(2) 免除レベルとクリアランスレベル

免除レベルは、法的な規制を適用しない範囲をあらかじめ設定するための数値規準であるのに対して、クリアランスレベルは、法的な規制の適用を既に受けているものを、その適用から外すための数値規準である。

(3) 概念の適用例

免除されている線源は、使用しているときも、廃棄するときも法的な規制を受けない。(免除レベルが判断規準となってこの線源は免除されている。)

使用しているときに法的な規制を受けていた線源は、廃棄しようとするときにクリアランスされれば、そのあとは廃棄するときも、再利用するときも、規制を受けない。(クリアランスできるか否かの判断規準はクリアランスレベル)

ただし、これらの線源はどちらも、廃棄されたあとは法的な規制を受けていない状態になっているという点では同じである。

4-2-2 BSS 免除レベルと RS-G-1.7 免除レベル (クリアランスレベル) の違い

BSS では、その付則 I において、免除レベルを放射能濃度 (Bq/g) と放射能 (Bq) の両方の値で示している。一方、RS-G-1.7 では、クリアランスレベルとして適用することが可能な免除レベルを放射能濃度 (Bq/g) の値で示している。これらは、その適用範囲、レベル導出において考慮されている評価シナリオ等に相違がある。

なお、RS-G-1.7 は天然放射性核種への除外の適用に関する放射能濃度も示しているが、ここでは人工放射性核種に関する免除レベル、クリアランスレベルについて述べる。

(1) 適用範囲

BSS 免除レベルは線源に適用される。さらに、BSS 免除レベルは中位の量の線源への適用に限定されている。中位とは、多くても 1 ton のオーダーとされている。この量を超えると大量とみなされ、BSS 免除レベルを適用するのは不適切とされている。

一方、RS-G-1.7 免除レベルは大量のものの免除に適用される。さらに、RS-G-1.7 は、これらの数値を大量のもの (放射性物質) のクリアランスの根拠として規制機関が使用することも想定している。

適用範囲に対するこのような量の上での差は、(2) 以降で詳述するようにレベル導出において想定している線源や放射性物質の大きさ・量に対応している。

(2) レベル導出において考慮されている評価シナリオの前提条件

BSS 免除レベルを導出するために選択された、免除の対象となる行為は、少量の放射性物質の産業利用及び教育、研究並びに病院などの施設での小規模な使用としている。

これに対して RS-G-1.7 免除レベルの導出においては、人工放射性物質を含有する、大量の物品の使用、処分等を想定している。

上記のような前提条件の相違により、以下に述べるような相違を生じている。

(3) 具体的な評価シナリオ

BSS 免除レベルの導出においては、別紙 17 の表 1 に示すとおり、通常の作業時、事故時及び処分場における公衆の被ばくに対する 3 タイプ 7 つのシナリオについて、外部被ばく、経口摂取又は吸入摂取の被ばく経路を考慮している。

これに対して、RS-G-1.7 免除レベルの導出においては、人工放射性核種を含有する固体状物質に対する別紙 17 の表 2 に示すようなシナリオを考慮している。

(4) 計算モデル及び評価パラメータ

BSS 免除レベルの導出においては、作業時間や呼吸率などの被ばく線量計算に用いるパラメータについては、集団の平均的な値を用いている。また、線量規準は以下のようにになっている。

通常時： $10 \mu \text{Sv}/\text{年}$

事故時： $1 \text{mSv}/\text{年}$ （事故の発生確率：0.01 を考慮）

これに対して、RS-G-1.7 免除レベルの算出においては、以下のようなシナリオとパラメータの組み合わせの考え方が採用されている。

現実的なパラメータ値の場合： $10 \mu \text{Sv}/\text{年}$

保守的なパラメータ値の場合： $1 \text{mSv}/\text{年}$

BSS 免除レベル及び RS-G-1.7 免除レベルの導出に用いられている計算モデル及び具体的なパラメータの概要を別紙 18 に示す。

4-2-3 規制への適用にあたっての基本原則

BSS では、免除レベルとクリアランスレベルとの関係について、以下のように記載されている。

クリアランスレベルは、(BSS の) 付則 I に示されている免除規準（線量規準）を斟酌したものでなければならず、また、規制当局により別途承認されない限り、付則 I に示された免除レベル又は付則 I に示されている（線量）規準に基づいて規制当局が定める免除レベルよりも高いものであってはならない。【2.19 節】

免除レベルもクリアランスレベルも、その適用を受けたものに起因する放射線リスクや影響が管理を必要としないほど十分小さいという根拠に基づいて導出されるものである。そして、導出されたクリアランスレベルの数値（濃度）は、免除レベルの数値を超えてはならないとしている。

これは、仮にクリアランスレベルが免除レベルより高いものであるとすると、

クリアランスレベルに適合して規制対象から一旦外れた物（クリアランスされた物）が、その物に含まれる放射性同位元素の濃度が免除レベルより高いという理由で、再び規制対象になってしまう、という矛盾が生じるからである。

5. おわりに

本ワーキンググループにおいては、放射線障害防止法におけるクリアランス制度の導入にあたって解決すべき技術的課題や技術的な成立性について検討してきた。特に放射線発生装置の解体等に伴って発生する廃棄物及び短半減期核種のみを取り扱う場合の減衰保管廃棄について検討した。

これまでに明らかになった事項及び今後の課題について整理した結果については、これまでに述べてきたとおりであるが、検討の過程において、放射線発生装置については、放射化物の取扱いや廃止措置の考え方等についても整理したうえで、クリアランス制度についての検討を行う必要があること、また、短半減期核種の減衰保管廃棄については、ニーズや制度の成立性についての検討を行う必要があることから、本ワーキンググループとしての技術的な検討内容を現時点で中間報告としてとりまとめることとし、関係機関における動向を踏まえつつ引き続き検討していくこととする。

なお、今後の検討にあたっても、関係する事業者は、廃棄物を排出する者として必要なデータ等を示していくとともに、技術的に解決すべき課題について自らが検討を行っていくことが必要であると考ええる。さらに、循環型社会に貢献するといったクリアランス制度の意義を認識し、安全確保に係る自らの責務を果たすことはもちろんのこと、一般社会に受け入れられるように努力をすべきである。国もこれらの情報を適時提供するなど理解の促進に努めていく必要がある。また、クリアランス制度の導入にあたっては、経済効果に対する評価も必要であり、制度化にあたっては留意されるべきである。

国内における放射線発生装置の利用実態

放射線発生装置の使用許可台数（種類別、機関別）

〔平成 16 年度末〕

発生装置 \ 機関 ^{注)}	総 数	医療機関	教育機関	研究機関	民間企業	その他
サイクロトロン	137	86	1	16	32	2
シンクロトロン	30	3	5	17	4	1
シンクロサイクロトロン	-	-	-	-	-	-
直線加速装置	963	813	17	39	64	30
ベータトロン	3	1	-	2	-	-
ファン・デ・グラフ型	41	-	16	24	-	1
コッククロフト・ワルトン型	79	-	23	26	28	2
変圧器型加速装置	18	-	-	9	9	-
マイクロトロン	32	24	4	1	3	-
プラズマ発生装置	1	-	-	1	-	-
総 数	1,304	927	66	135	140	36

〔放射線利用統計 2005 (社団法人日本アイソトープ協会発行) より〕

注) 医療機関：医療法に基づく病院及び診療所。教育機関及び民間企業の附属病院並びに診療所を含む。

教育機関：学校教育法に基づく学校（大学にあってはその学部）。大学の附属病院及び附属研究所・試験所・研究施設を除く。

研究機関：国立、独立行政法人、公立、特殊法人、公益法人等の研究所及び試験所並びに教育機関又は民間企業の附属研究所・試験所・研究施設。

民間企業：民間の工場及び作業場。附属研究所・試験所・研究施設並びに附属病院を除く。

その他：上記以外の事業所

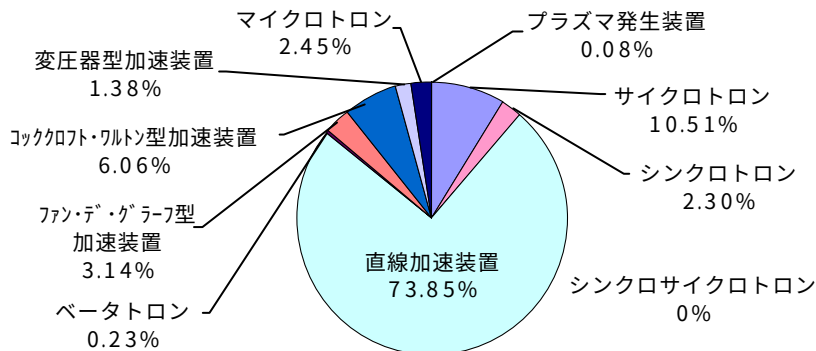
図1 加速粒子の種類と加速エネルギー

			1 MeV	10MeV	100MeV	1GeV	10GeV
電子加速器	電 子	医療 物性研究	ファン・デ・グラーフ型				
			ベータトロン				
						シンクロトロン	
			直線加速装置				
粒子加速器	陽子 重陽子 α粒子 重イオン	原子核素粒子研究 医療	ファン・デ・グラーフ型				
			コッククロフト・ワルトン型 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				

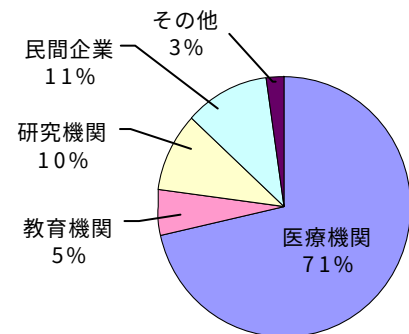
注：概略分類

図2 加速器の利用状況

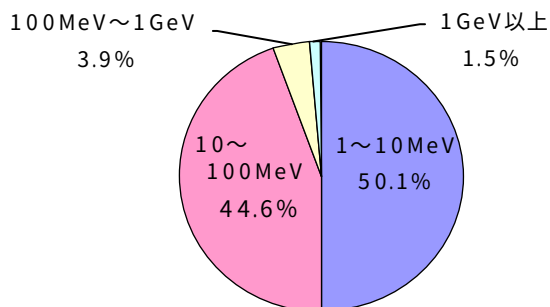
1. 放射線発生装置の種類別台数
(平成16年度末 1,304台)



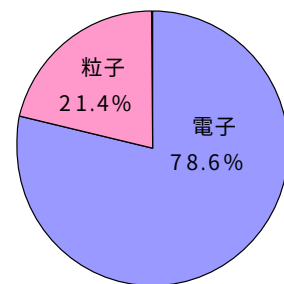
2. 放射線発生装置の機関別台数
(平成16年度末 1,304台)



3. 放射線発生装置のエネルギー別台数 ※



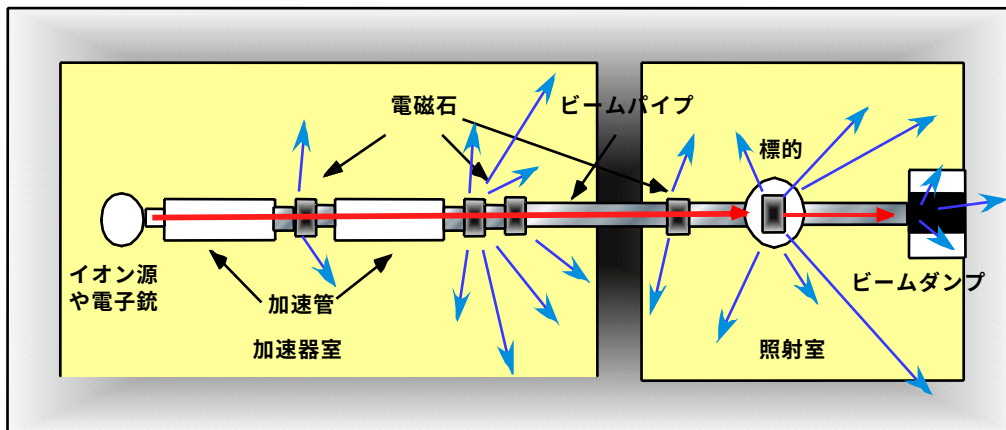
4. 放射線発生装置の加速粒子別台数 ※



※ 「国内外加速器（放射線発生装置）の利用実態に関する調査報告書（平成14年3月（株）三菱総合研究所）」より

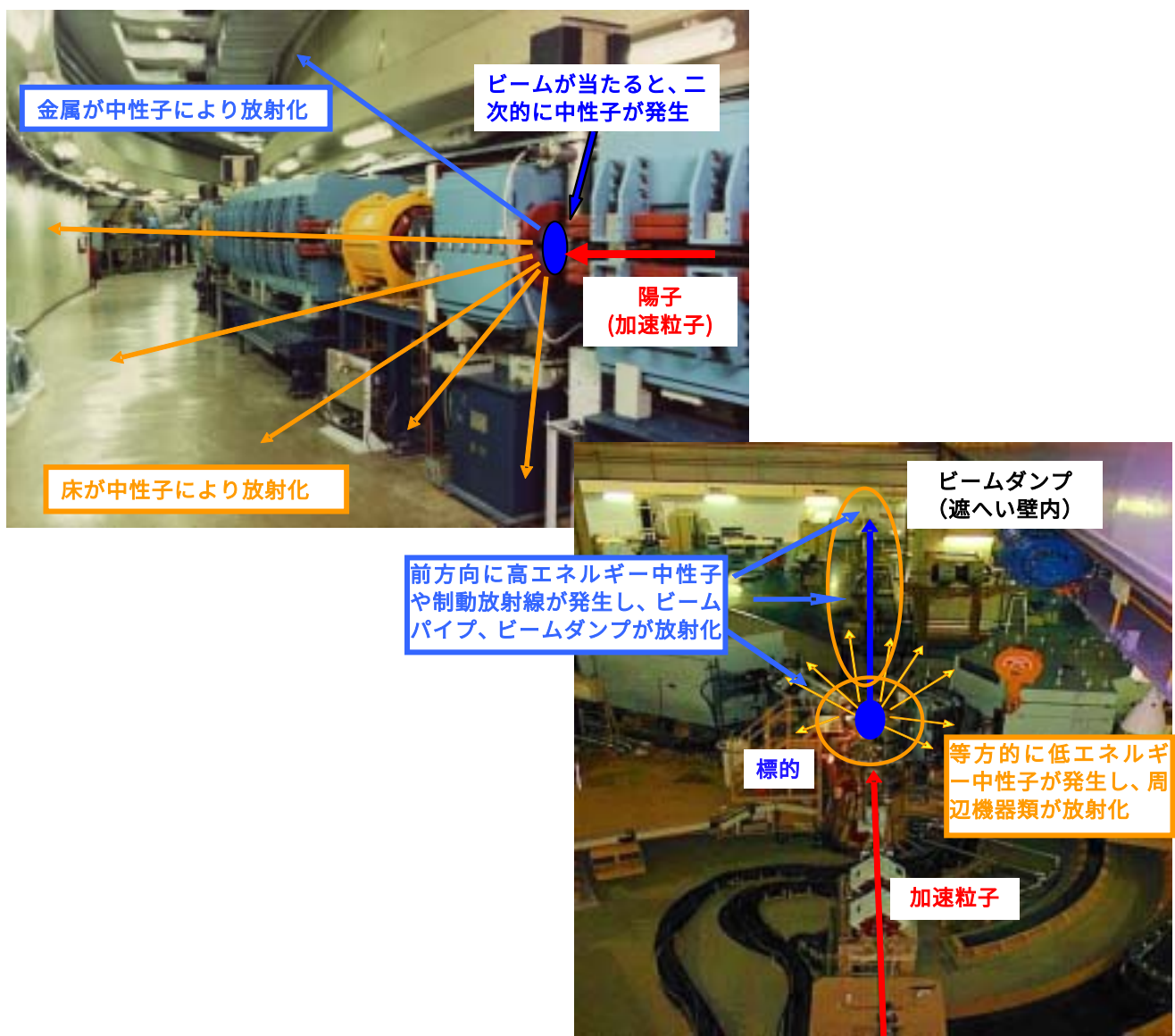
代表的な加速器の構成機器と放射化物の概要

加速器の概念図



加速粒子 (→) 二次粒子 (→)

加速粒子がビームパイプ、標的、電磁石、加速器本体、ビームダンプに衝突し核反応が生じる。同時に、中性子等の二次粒子が周辺に放出され、周辺機器、建家等に二次的な核反応が生じる。



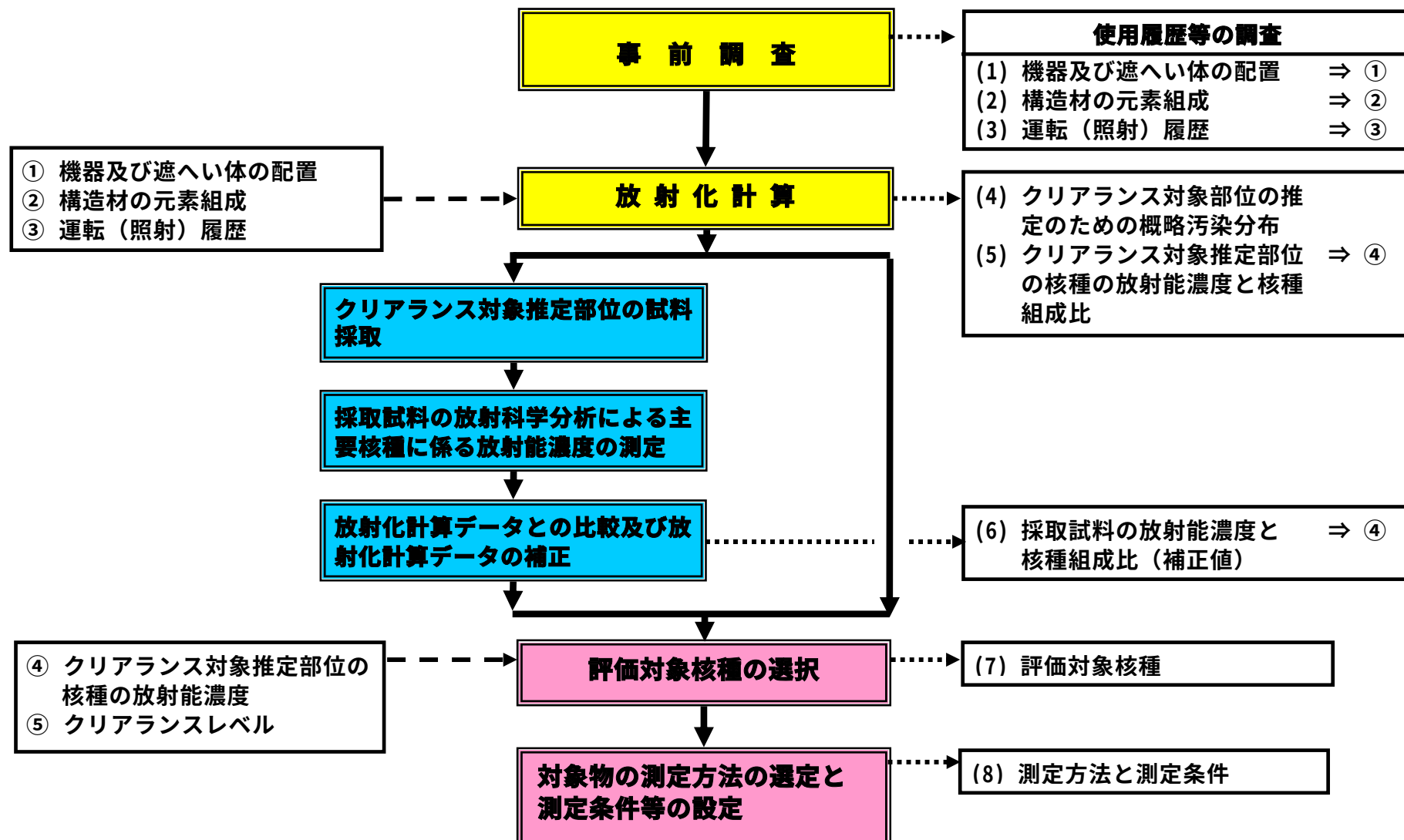
原子炉施設のクリアランス判断の基本手順



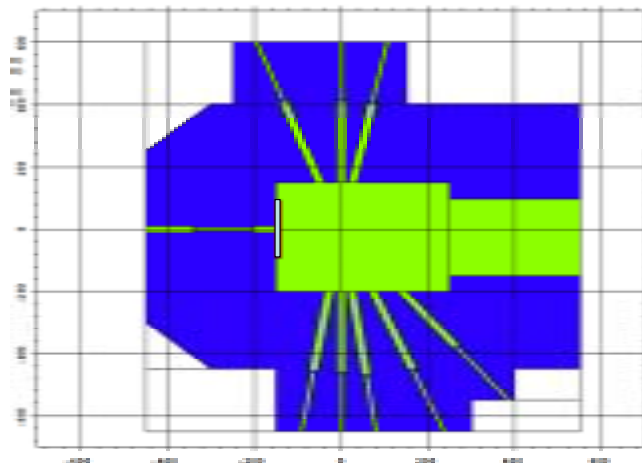
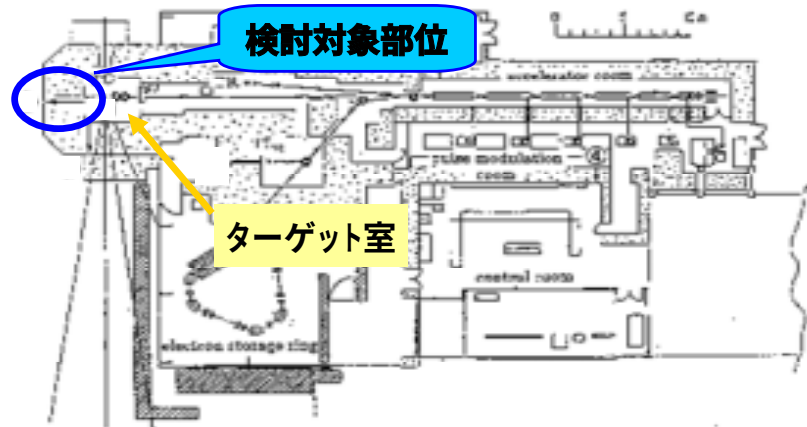
原子炉施設における放射化物のクリアランス判断に係る事前評価の概略フロー

主要なデータ

目的・結果 (反映先を含む)

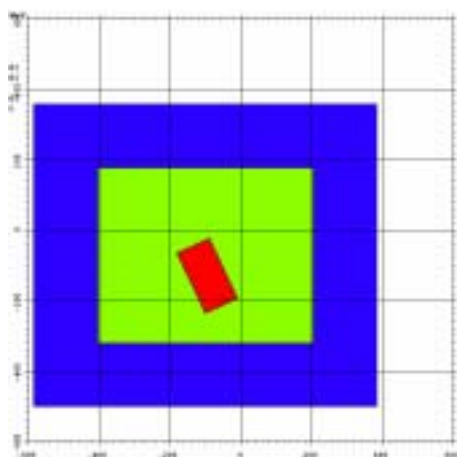
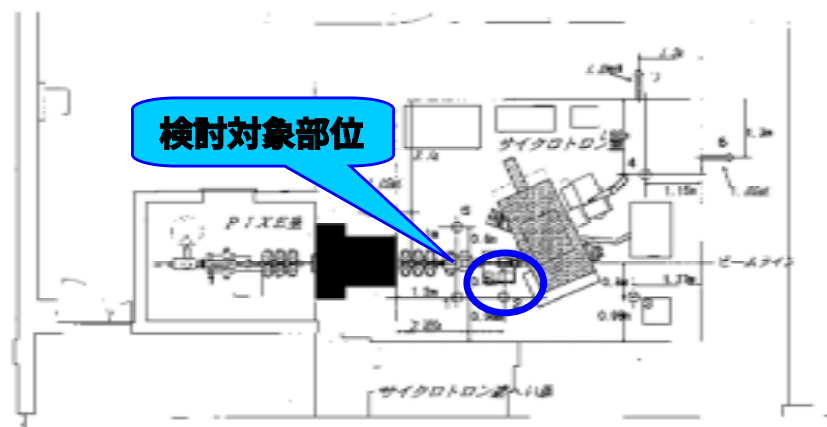


JAEA LINAC (電子直線加速器) (ターゲット室)



建 家	計算体系	ターゲット室を左下図のとおりモデル化
機器及び遮蔽体		
構 造 材	コンクリート	主な元素組成(放射化分析) L i 9.2 ppm N a 1.57 % M n 0.0463 % F e 2.96 % S c 11.56 ppm C s 2.01 ppm C o 8.86 ppm E u 0.74 ppm 他の元素は、(財)原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集」のクリアランスレベル算出に用いた値を使用した
運転(照射)履歴	電子エネルギー	100 MeV (代表値)
	電子ビーム強度	$5 \times 10^{-5} \text{ A}$ (代表値)
	運転時間	3.2×10^4 時間
	ターゲット	T a (3.2×2.0×2.1cm)

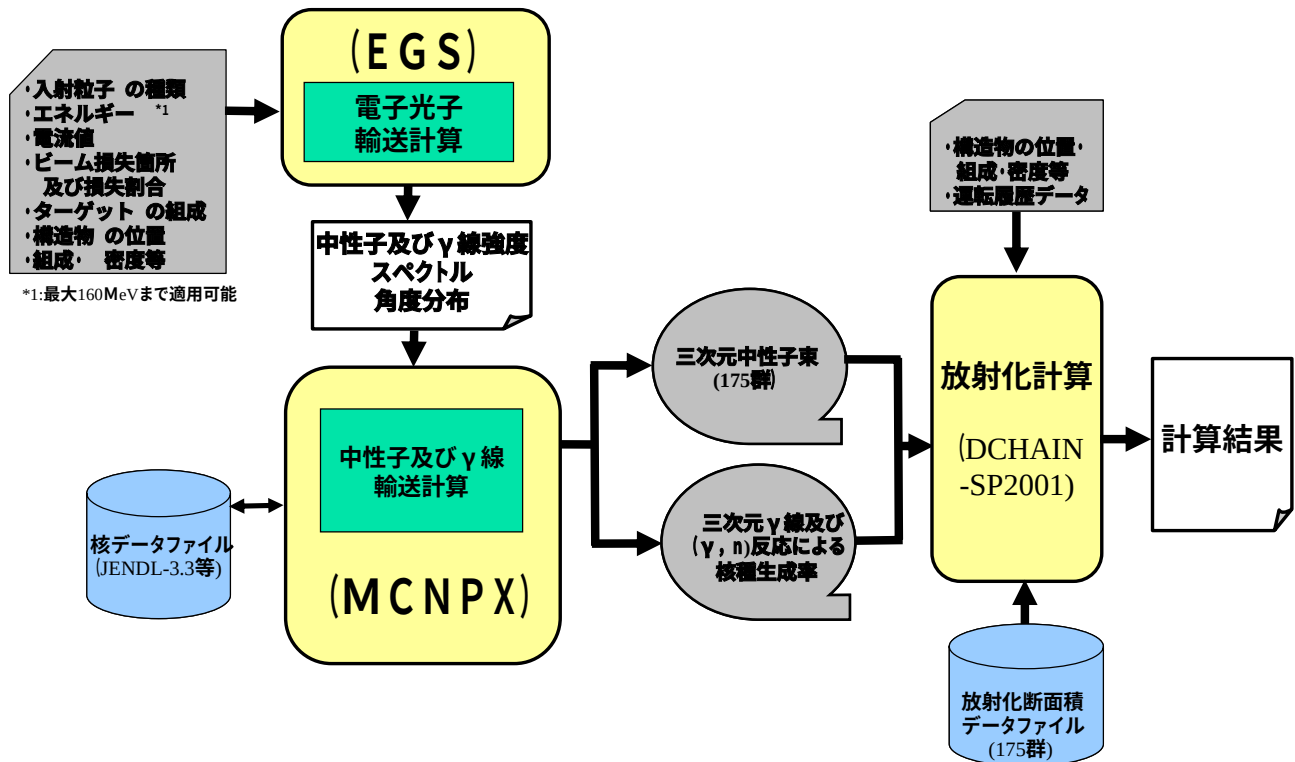
R I 協会 仁科記念サイクロトロンセンター（サイクロトロン室内）



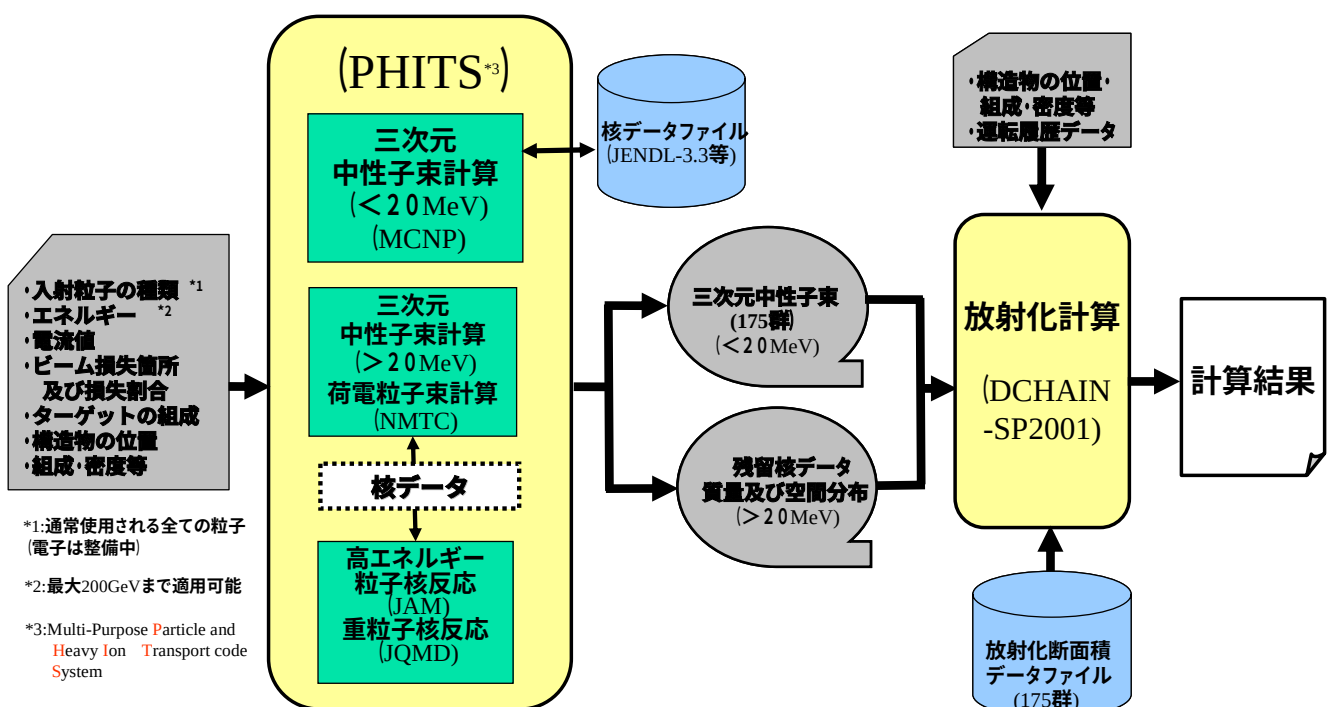
建 家	計算体系	サイクロトロン室を左下図のとおりモデル化
機器及び遮蔽体		
構 造 材	コンクリート	主な元素組成(放射化分析) L i 6.1 ppm N a 0.59 % M n 0.017 % F e 3.07 % S c 11.1 ppm C s 1.26 ppm C o 16.71 ppm E u 0.47 ppm 他の元素は、(財)原子力環境整備センター「原子力発電所の運転及び解体に伴い発生する廃棄物の物量、性状等に関する資料集」のクリアランスレベル算出に用いた値を使用した
運転(照射)履歴	陽子エネルギー	17 MeV
	陽子ビーム強度	$1.25 \times 10^{-6} \text{ A}$ (代表値)
	運転時間	20年間、連続運転

放射化計算システムの概要

電子加速器の放射化計算システムの概要



粒子加速器の放射化計算システムの概要



放射化計算結果に基づく放射化コンクリート中の含有核種の相対重要度評価結果

(参 考)

(D/C) / (D/C) _{max} *1	KEK 陽子加速器施設	JAEA LINAC	RI協会 仁科記念サイクロトロンセンター
	装置停止 1 年後 (コンクリート表面から 100cm 深さ*2)	装置停止 1 年後 (コンクリート表面から 80cm 深さ*2)	装置停止 1 年後 (コンクリート表面*2)
最重要核種	Na-22	Co-60	Co-60
1 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0～1.0E-1)	Mn-54	Mn-54 Sb-125 Cs-134 Eu-152 Eu-154	Mn-54 Eu-152
2 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-1～1.0E-2)	Co-60	Na-22 Sc-46 Zn-65 Ba-133 Ta-182	H-3 Sc-46 Zn-65 Sb-125 Ba-133 Cs-134 Eu-154
3 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-2～1.0E-3)	H-3 Sc-46 Fe-55 Zn-65 Sb-125 Cs-134 Ba-133 Eu-152	H-3 Ag-110m Sn-113 Te-123m	Ca-45 Fe-55 Te-123m Ta-182
4 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-3～1.0E-4)	C-14 Co-57 Te-123m Cs-137 Ce-139 Eu-154 Ta-182	C-14 Ca-45 Fe-55 Fe-59 Sb-124 Te-127m Eu-155 Tb-160 Tl-204 Pu-239	C-14 Fe-59 Ag-110m Sn-113 Eu-155 Tl-204
5 桁目 (最重要核種の(D/C) _{max} との比が 1.0E-4～1.0E-5)	Ca-45 Co-58 Sr-85 Ag-110m Sn-113 Te-127m Eu-150	Cl-36 Ca-41 Co-57 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-93m Nb-94 Zr-95 Ce-139 Gd-153	Cl-36 Ca-41 Co-58 Se-75 Sr-85 Nb-94 Sb-124 Te-127m Gd-153 Tb-160 Pu-239

軽水炉型試験研究用原子炉
原子炉停止 0.5 年後 (コンクリート)
Eu-152
Sc-46 Co-60 Eu-154
H-3 Mn-54 Zn-65 Cs-134 Ta-182
Fe-59 Ag-110m

研究炉等安全規制検討会技術ワーキング
グループ資料 4-3 の参考資料-3 による

*1: D: 放射能濃度の計算値 (Bq/g) C: RS-G-1.7 の放射能濃度 (Bq/g)
各放射性核種の D/C の値を最重要核種 (D/C の値が最大となる核種) の D/C の値で除して、その値の桁で分類した。
また、半減期が 1 ヶ月未満、放射性希ガス及び天然起源の放射性核種を除外した。
*2: 放射能濃度の測定部位の位置 (深さ) を考慮し、放射化計算結果に基づいたクリアランス対象部位の近傍位置 (深さ)

P E T 廃棄物の規制について

◎放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則

(使用の基準)

第十五条

十の二 陽電子断層撮影用放射性同位元素（放射性同位元素を用いて行う陽電子放射断層撮影装置による画像診断に用いるため、サイクロトロン及び化学的方法により不純物を除去する機能を備えた装置（更新、改造又は不純物を除去する方法の変更をした都度及び一年を超えない期間ごとに不純物を除去する機能が保持されていることを点検しているものに限る。）により製造される放射性同位元素であつて文部科学大臣の定める種類ごとにその一日最大使用数量が文部科学大臣の定める数量以下であるものをいう。以下同じ。）を人以外の生物に投与した場合においては、当該生物及びその排出物については、投与された陽電子断層撮影用放射性同位元素の原子の数が一を下回ることが確実な期間を超えて管理区域内において保管した後でなければ、みだりに管理区域から持ち出さないこと。

(廃棄の基準)

第十九条

十三 固体状の放射性同位元素等は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。

ニ 陽電子断層撮影用放射性同位元素又は陽電子断層撮影用放射性同位元素によつて汚染された物（以下「陽電子断層撮影用放射性同位元素等」という。）については、当該陽電子断層撮影用放射性同位元素等以外の物が混入し、又は付着しないように封及び表示をし、当該陽電子断層撮影用放射性同位元素の原子の数が一を下回ることが確実な期間として文部科学大臣が定める期間を超えて管理区域内において保管廃棄すること。

十六 第十三号ニの規定により保管廃棄する陽電子断層撮影用放射性同位元素等については、同号ニの文部科学大臣が定める期間を経過した後は、放射性同位元素等ではないものとする。

◎放射線を放出する同位元素の数量等を定める件

(陽電子断層撮影用放射性同位元素の種類及び数量)

第十六条の二 規則第十五条第一項第十号の二に規定する陽電子断層撮影用放射性同位元素の種類及び数量は、次の表の左欄に掲げる種類に応じて、それぞれ同表の右欄に掲げる数量とする。

種 類	数 量
炭素 1 1	1 テラベクレル
窒素 1 3	1 テラベクレル
酸素 1 5	1 テラベクレル
ふっ素 1 8	5 テラベクレル

(陽電子断層撮影用放射性同位元素等の保管廃棄期間)

第十六条の三 規則第十九条第一項第十三号ニに規定する期間は、封をした日から起算して七日間とする。

※参考

炭素 1 1	半減期	20.39 分
窒素 1 3	半減期	9.965 分
酸素 1 5	半減期	2.037 分
ふっ素 1 8	半減期	109.8 分

諸外国における短半減期核種によって汚染された廃棄物の取り扱いについて (1/2)

項 目	イギリス	ドイツ	フランス	米国
1. 主な規制法、政令	1993 年放射性物質法 (RSA93) 1999 年電離放射線規則 (IRR99) 2000 年 “ (IRR2000) 医療廃棄物関連規制法； ・ 1990 年環境保護法 ・ 1992 年管理廃棄物規則 (CL 廃棄物の回収、処分) ・ 1996 年特定廃棄物規則 (管理システム)	・ 放射線防護令第 3 条（概念規定）、 29 条（制限解除のための前提； 規制レベル、測定・記録、確認 手続き、処分等、廃棄物法等との 関係）等。	・ 除外とクリアランス概念：法 No. 2001-270、公衆健康コード（法令 L1333-20 と一緒に L1333-11）、公 正労働基準法令（法 L231-7-1） ・ 免除の EU 指令を施行する法律、 2002 年 4 月 4 日命令 No.2002-460 に制定。規制管理からの行為の免 除は、命令の R43-22 条。 ・ 医療関連の法律 n°75-633（1975 年 7 月修正）	クリアランス制度化の検討段階であ り、ケースバイケースで実績を積ん でいる。 ・ 放射線防護に関する基準（10 CFR Part 20） ・ 2005 年 3 月 CL 制度提案（10 CFR Part 20 RIN 3150-AH18）。 ・ 副産物物質の医学的使用（10 CFR Part 35）（2002 年 10 月改正）
2. ガイド、民間規格等	・ ロンドン大学 Royal Holloway カ レッジの廃棄物管理、減衰貯蔵 等のルール ・ EA の検査官向けのハンドブック (Tc-99m 廃棄物の管理手順)	・ 放射線防護協会マニュアル（短 寿命核種については、何れの形 態の廃棄物についても、減衰手 続きを簡単なものにするため、 核種に応じた管理を推奨） ・ 環境・自然保護・原子力安全省 (BMU) の医療関係の放射線防護 ガイド（2002 年 4 月）（州間原 子力委員会検討に基く）。 ・ 獣医学分野のガイド（2005 年）		・ NUREG-1736（10 CFR Part 20 第 2001 条の NRC ガイダンス） ・ NUREG-1556Vol.9（医療分野ガイ ダンス） ・ 米国核医学学会の核医学ガイダ ンスド（10 CFR Part 35 に基づく 1997 年 NRC 規則遵守ハンドブッ ク）
3. 免除・CL レベル	CL レベルは法律では明確に示さ れていない。ただし、極低レベル廃 棄物は、放射能濃度（ $\beta \gamma$ ）0.4Bq/g 以下、又は 40 k Bq 以下で一般処分 可。判断基準：10 μ Sv/年に準ずる。	放射線防護令の添付資料 III Table1 に核種毎の免除、無制限 CL レベル及び制限付 CL レベルを規定。	EU 指令 96/29 別添 I 表 A の許可免 除基準導入。 ただし、フランスは無制限のクリ アランスレベルの値を公布しないこ とが決められている。	CL レベル；10 CFR Part 20 の添付 E に追加予定。
4. 短半減期放射性核種の定義、 検討状況、減衰貯蔵の要件等	・ 減衰貯蔵による CL；イングラン ドとウェールズの環境規制機関 (EA) が現在見直しを検討中。 研究プロジェクトが報告書を出 している。 ・ 登録データから、半減期 90 日を 境にすることが有用と考えら れ、22 核種が例示されている。	・ 半減期 7 日以内の放射性廃棄物 の一部について免除レベルを短 半減期核種の CL レベルと読み 替え。 ・ BMU 資料（医療分野における放 射線防護令）；100 日までの短半 減期核種廃棄物は、十分な貯蔵 期間の経過後、無制限クリア ランスの対象として特に適してい るとされてる。 ・ 減衰保管に関する具体的指針は 示されていない。	非原子力施設の廃棄物の分類； ・ 半減期 100 日未満の廃棄物； この廃棄物は放射性崩壊によって 放射能がバックグラウンドまで低 下する十分に長い間貯蔵すること によって、廃棄物は従来の廃棄物 処分ルートに戻すことができる。 ・ 半減期 100 日以上廃棄物； ANDRA で包装と管理、処分。	・ 10 CFR Part 20 第 2001 条；減衰 貯蔵できる核種の指定や減衰貯 蔵期間の指定なし。 ・ NUREG-1736；減衰貯蔵後の一般廃 棄物として処分は、測定により放 射能が検出されないこと。 ・ 10 CFR Part 35 第 92 条；減衰貯 蔵できる半減期 120 日未満の核種 を指定。 ・ 米国の核医学ガイド； 減衰貯蔵対象核種 Tc-99m, Tl-201, Ga-67, In-111, I-123, I-131, Xe-133, 及び F-18 を代表的に例示。

諸外国における短半減期核種によって汚染された廃棄物の取り扱いについて (2/2)

項 目	イギリス	ドイツ	フランス	米国
5. 実施例、マニュアル等	・ E Aが医療・研究等の分野における貯蔵あるいは処分に関する個別承認を発給する際に、半減期が 30 日より少ない放射性核種のみを含む廃棄物の場合、減衰貯蔵期間を 1 年まで認めることが、典型的な例。 ・ 病院で発生した短半減期核種を含む放射性廃棄物は、放射能濃度が低く放射能免除令を適用するため、RSA93 の規制から免除される放射能濃度である 0.4Bq/g より低くなるまで貯蔵後、一般の医療廃棄物として管理される例もある。 ・ ロンドン大学 Royal Holloway カレッジの廃棄物管理、減衰貯蔵等のルール；100 日以上の半減期を持つ放射性核種は特別許可。減衰貯蔵施設への廃棄物搬送は放射線防護員による承認要。減衰貯蔵施設への立ち入りは制限される。持ち込み時に承認された貯蔵期間が満たされたものは一般廃棄物として処分される。 ・ EA の検査官向けのハンドブック（Tc-99m 廃棄物のみに適用される管理手順）；個々の放射能濃度は記録する必要はないが、廃棄物容器に密封する際にモニターで測定される。廃棄物容器は少なくとも 1 週間貯蔵する。貯蔵所から廃棄物を取り出す際には、Tc-99m 以外の残留放射能がないことを確認するため、汚染度測定器で確認する。	・ 放射線防護学会のマニュアルでは、バランシング法(初期放射能と減衰放射能等から残留放射能を評価)での算定方法が示されている。 ・ EUR19254 報告書；医学研究又は in-vitro 診断で使用される H-3 と C-14 以外の放射性廃棄物は、放射線防護令の基準に従ってクリアランスされている。 ・ 医療における放射性物質利用から生じる廃棄物；その多くを占める短寿命放射性核種は殆どがクリアランスされ、一般廃棄物として廃棄されている。	医療廃棄物処理処分 ・ 廃水と廃棄物は、次の方法で貯蔵され、処理処分されている。 ①100 日以下の半減期の放射性核種の使用で生じた廃水と廃棄物の放射能減衰による現場処理。 ②その他の廃棄物に対して ANDRA が責任を持つ。 ・ 廃水と廃棄物の放射能は、それらの除去の前に管理されている。 ・ 廃水と廃棄物は確認されたルートで送られる：感染性の化学的なリスクが存在する一般廃棄物のルート、あるいは危険廃棄物のルート（感染性）、あるいは危険廃棄物（化学性）に適合したルート。 ③公共下水道網への解放、 ④100 日より大きな半減期を持つ廃棄物のため ANDRA による管理。 産業、研究等活動からの廃棄物処理処分； ANDRA の下請け会社 SOCATRI 社が収集、処理（SOCODEI 社の CENTRACO プラント）、処分。ただし、半減期 100 日以下は、現場処理を認めている。	核医学会の NRC 規則遵守ハンドブックによる減衰貯蔵の推奨例； 分別核種別（グループ 1 容器/半減期 1 日未満、グループ 2 容器/半減期 1 日以上 6 日未満、グループ 3 容器/半減期 6 日以上全ての）。 NRC 協定州に立地する生物医学用・産業用放射性同位元素製造業者の減衰貯蔵の作業報告例； ・ 廃棄物はまず作業室で小さな容器に入れ、廃棄物が溜まった時点で容器を遮蔽し、貯蔵室の大きい容器に保存。非揮発性廃棄体は貯蔵スペース確保のため減容処理。 ・ それぞれの廃棄物は、通常 1 核種又は同様の半減期の核種で一つの容器が使用、各容器に ID 番号と警告ラベルを貼る。また、放射性核種名、放射能、貯蔵スペース定置日等がデータベースに入力。 ・ 典型的な廃棄物は貯蔵スペース定置後 10 半減期後に回収。ロチェスター大学、シカゴ大学及びカリフォルニア大学バークレー校の例； 「半減期 90 日以下の放射性物質で汚染した廃棄物、10 半減期経過後に一般廃棄(DIS)」、 ・ RI 購入から廃棄まで一元的管理、・ RI 使用者の責任、・放射性管理部門の支援、監督の下に成立。

主な非密封 R I の供給量

表 1 主な非密封 R I の供給量の推移（核種別、年度別）

〔MBq〕

核種	半減期	2000	2001	2002	2003	2004
H-3	12.33 年	790,134	788,760	736,208	471,123	4,208,400
C-14	5.730×10^3 年	338,516	388,553	299,729	298,153	371,932
P-32	14.26 日	785,499	689,457	654,959	505,918	433,445
P-33	25.34 日	41,214	43,005	41,946	39,063	51,814
S-35	87.51 日	309,022	302,653	284,505	259,805	225,080
Ca-45	162.6 日	5,291	6,858	6,327	3,737	4,524
Cr-51	27.70 日	125,774	112,596	113,658	100,724	93,875
Fe-55	2.73 年	222	1,077	814	703	407
Co-57	271.7 日	1,018	430	339	296	604
Fe-59	44.50 日	12,964	12,455	10,166	13,376	12,573
Ni-63	100.1 年	185,563	725,776	259,872	482,057	518,539
Ge-68	270.8 日	1,591	1,850	1,887	1,295	2,335
Kr-85	10.76 年	152,831	190,919	201,658	333,740	424,391
Rb-86	18.63 日	2,812	5,032	8,732	5,550	2,812
Mo-99	*1 65.94 時間	120,363	216,820	101,972	142,450	114,700
Tc-99m	*1 6.01 時間	24,901	27,779	49,287	28,083	77,589
In-111	2.805 日	2,335	3,700	2,664	2,257	1,998
I-123	*2 13.27 時間	444	5,772	5,852	7,670	5,772
I-125	59.40 日	577,111	314,476	324,763	271,854	268,321
I-131	*3 8.021 日	60,395	71,893	120,012	133,036	224,864
Xe-133	5.243 日	2,800	4,050	3,600	2,000	1,110
Cs-137	30.04 年	1,693	915	21	600	858
Pm-147	2.623 年	2,220	2,960	6,660	-	3
Tl-201	72.91 時間	1,221	999	4,625	2,368	2,519

半減期が 90 日未満の核種

注 1 (社) 日本アイソトープ協会が供給した数量

注 2 平成 12 年度から平成 16 年度に 1000MBq 以上の供給量の無い核種は省略した。

注 3 平成 16 年度の H-3 の供給量は、特定の事業所が特別合成のために大量購入したため、著しく供給量が多くなっている。

* 1 Mo-99 (65.94 時間) → Tc-99m (6.01 時間) → Tc-99 (2.111×10^5 年) → Ru-99

* 2 I-123 (13.27 時間) → Te-123m (119.7 日) → Te-123

* 3 I-131 (8.021 日) → Xe-131m (11.84 日) → Xe-131

表2 主な非密封R I の供給量（核種別、機関別）〔平成16年度〕

〔MBq〕

核種	半減期	総数	医療機関	教育機関	研究機関	民間企業	その他
H-3	12.33年	4,208,400	1,939	3,873,209	313,552	19,700	1
C-14	5.730×10^3 年	371,932	290	6,472	356,295	8,874	-
P-32	14.26日	433,445	5,867	240,425	174,794	11,803	555
P-33	25.34日	51,814	74	4,226	47,486	28	-
S-35	87.51日	225,080	4,156	154,765	65,583	575	-
Ca-45	162.6日	4,524	-	2,849	1,490	148	37
Cr-51	27.70日	93,875	3,848	53,447	23,497	12,525	559
Fe-59	44.50日	12,573	-	368	141	12,025	39
Ni-63	100.1年	518,539	-	-	39	-	518,500
Ge-68	270.8日	2,335	1,850	370	115	-	-
Kr-85	10.76年	424,391	-	-	1	424,390	-
Rb-86	18.63日	2,812	-	592	2,220	-	-
Mo-99	65.94時間	114,700	-	68,450	26,825	19,425	-
Tc-99m	6.01時間	77,589	-	16,058	4,551	55,870	1,110
In-111	2.805日	1,998	-	1,480	444	74	-
I-123	13.27時間	5,772	-	1,665	333	3,774	-
I-125	59.40日	268,321	814	26,406	29,155	211,780	167
I-131	8.021日	224,864	201,650	5,568	1,144	15,763	740
Xe-133	5.243日	1,110	-	-	1,110	-	-
Tl-201	72.91時間	2,519	-	518	1,406	444	151

半減期が90日未満の核種

注1 （社）日本アイソトープ協会が供給した数量

注2 平成16年度に1000MBq以上の供給量の無い核種は省略した。

注3 医療機関：医療法に基づく病院及び診療所。教育機関及び民間企業の附属病院並びに診療所を含む。

教育機関：学校教育法に基づく学校（大学にあってはその学部）。大学の附属病院及び附属研究所・試験所・研究施設を除く。

研究機関：国立、独立行政法人、公立、特殊法人、公益法人等の研究所及び試験所並びに教育機関又は民間企業の附属研究所・試験所・研究施設。

民間企業：民間の工場及び作業場。附属研究所・試験所・研究施設並びに附属病院を除く。

その他：上記以外の事業所。

表 3 主な短半減期核種の上位の供給先と供給量〔平成 16 年度〕

〔MBq〕

核種	供給先	供給量	核種	供給先	供給量
P-32 (14.26 日)	1 (教育機関)	25,876	Cr-51 (27.70 日)	1 (民間企業)	6,290
	2 (研究機関)	10,517		2 (教育機関)	5,550
	3 (教育機関)	10,330		3 (教育機関)	4,255
	4 (教育機関)	9,139		4 (研究機関)	3,996
	5 (研究機関)	8,094		5 (教育機関)	3,700
	全事業所	433,445		全事業所	93,875
S-35 (87.51 日)	1 (教育機関)	21,821	I-125 (59.40 日)	1 (民間企業)	78,072
	2 (研究機関)	19,656		2 (民間企業)	60,125
	3 (教育機関)	10,641		3 (民間企業)	38,852
	4 (研究機関)	5,651		4 (民間企業)	17,445
	5 (教育機関)	5,640		5 (民間企業)	10,175
	全事業所	225,080		全事業所	268,321

注 1 (社)日本アイソトープ協会が供給した数量

注 2 供給先の分類は、表 2 の注 3 と同じ。

表 4 主な短半減期核種の使用事業所における非密封 RI の購入量〔平成 16 年度〕

〔MBq〕

事業所	購入核種	購入量	事業所	購入核種	購入量
A (医療機関)	I-131	109,150	F (民間企業)	H-3	49
B (民間企業)	I-125	78,072		C-14	268
C (医療機関)	I-131	75,850		Mo-99/Tc-99m	7,400
D (民間企業)	I-125	60,125		Tc-99	28,490
E (民間企業)	Cr-51	6,290		I-123	1,110
	Fe-59	12,025		I-125	10,175
	Ga-67	185		Tl-201	37
	Tc-99m	27,380		合 計	47,530
	In-111	74	G (教育機関)	H-3	2,407
	I-123	1,998		C-14	8
	I-125	25		P-32	25,876
	Tl-201	407		S-35	10,641
	合 計	48,384		Cr-51	1,221
				I-125	1,298
				I-131	1,628
				合 計	43,080

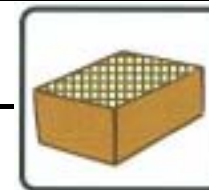
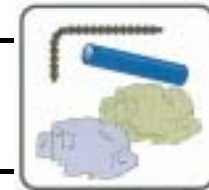
 半減期が 90 日未満の核種

注 1 (社)日本アイソトープ協会が供給した数量

注 2 供給先の分類は、表 2 の注 3 と同じ。

R I 協会における固体状廃棄物の分類

廃棄物の種類	主な物品
可燃物	ペーパータオル、ろ紙、木片
難燃物	プラスチック試験管、ポリバイアル、ポリシート、ゴム手袋等
不燃物	ガラスバイアル、ガラス器具、注射器、塩ビシート、シリコンチューブ、アルミ箔、テフロン製品等
非圧縮性不燃物	土砂、鉄骨、パイプ、コンクリート片、鋳物、時計部品、TLCプレート
動物	乾燥した実験動物、敷き藁
焼却型フィルタ	排気フィルタ（ヘパフィルタ、プレフィルタ、チャコールフィルタ）
通常型フィルタ	排気フィルタ（ヘパフィルタ、プレフィルタ）
通常型チャコールフィルタ	排気フィルタ（チャコールフィルタ）



- 67 -

[illegible]

	記入事項	詳細
①	事業所コード、事業所名	R I 協会に登録されている事業所のコード、名称
②	引き渡し年月日	R I 協会へ廃棄物を引渡す年月日
③	担当者氏名	実務担当者の氏名
④	種別	廃棄物の種類を表す2桁のコード
⑤	容器番号	容器を識別するための6桁の番号
⑥	内容物	「内容物コード表」におけるコード（非圧縮性不燃物のみ）
⑦	容量	1梱包当たりのフィルタ本体の容量（ℓ単位）
⑧	最大表面1cm線量当量率	ドラム缶容器又はフィルタ梱包の表面における1cm線量当量率の最大値（実測値）
⑨	廃棄核種	核種の元素記号、質量数
⑩	化学形	「化学形コード表」におけるコード
⑪	引き渡し時の放射能	R I 協会へ廃棄物を引渡す日における放射能（kBq単位の指数）
⑫	非圧縮性不燃物重量	ドラム缶に廃棄物を収納した状態でドラム缶を含めた総重量

＜アイソトープ廃棄物記録票＞

(別紙 12)

廃棄物に含まれる短半減期核種の平均放射能濃度の試算方法

使用データ：日本アイソトープ協会平成 16 年度 RI 供給量データ

日本アイソトープ協会平成 16 年度集荷 RI 廃棄物のデータ

(フィルター類、液体廃棄物は除く。全 679 事業所 18,429 本 (50L 容器))

(短半減期核種：集荷実績の多い P-32 (半減期 14.26 日)、P-33 (半減期 25.34 日)、Cr-51 (半減期 27.70 日)
I-125 (半減期 59.40 日)、S-35 (半減期 87.51 日) を対象)

廃棄物中放射能濃度計算式：

$$\text{当該事業所短半減期核種年間平均廃棄物中放射能濃度} = \left[\frac{\text{当該事業所への当該短半減期核種年間供給量}}{\text{容器に収納されている廃棄物重量}} \right] \div \sum \left[\frac{\text{容器内含有核種数}}{\text{容器内含有核種数}} \right]$$

事業所側の立場から、以下各事業所への供給量については購入量とする。

(廃棄物重量)

具体例 (事業所該当核種の廃棄物重量計算例)：

事業所
年間 RI 固体廃棄物



当該核種が 4 本の容器に入ったとすると、

$$\text{当該核種廃棄物重量} = \frac{\text{可燃物} * \text{全事業所平均重量}}{3} + \left(\frac{\text{難燃物} * \text{全事業所平均重量}}{5} + \frac{\text{難燃物} * \text{全事業所平均重量}}{2} \right) + \frac{\text{不燃物} * \text{全事業所平均重量}}{3}$$

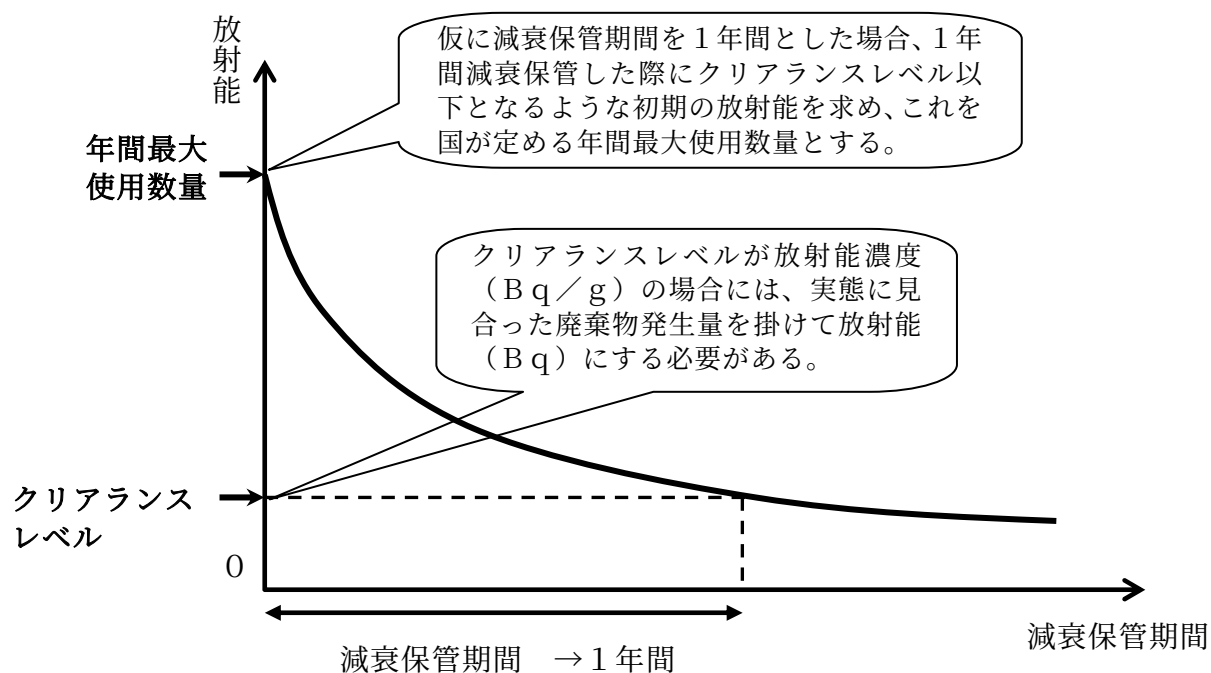
可燃物 3 核種

難燃物 5 核種 2 核種

不燃物 3 核種

※廃棄物全事業所平均重量 (50L 容器)：可燃物 (5.3kg)、難燃物 (8.7kg)、不燃物 (12.0kg)

国が定める年間最大使用数量のケーススタディ



(例) 減衰保管期間を1年、短半減期核種を1年間使用した際に発生する廃棄物の重量を 1 kg 、クリアランスレベルとして

- ① BSS免除レベルの放射能 (Bq)
- ② BSS免除レベルの放射能濃度 (Bq/g)
- ③ RS-G-1.7の放射能濃度 (Bq/g)

とした場合の年間最大使用数量は、次のとおりとなる。

		①	②	③
	半減期	BSS免除レベル (Bq)	BSS免除レベル (Bq/g)	RS-G-1.7 (Bq/g)
P-32	14.26日	1×10^5	1×10^3	1×10^3
P-33	25.34日	1×10^8	1×10^5	1×10^3
S-35	87.51日	1×10^8	1×10^5	1×10^2
Cr-51	27.70日	1×10^7	1×10^3	1×10^2
I-125	59.40日	1×10^6	1×10^3	1×10^2



年間最大使用数量	(MBq)	(MBq)	(MBq)
P-32	5.07×10^6	5.07×10^7	5.07×10^7
P-33	2.17×10^6	2.17×10^6	2.17×10^4
S-35	1.80×10^3	1.80×10^3	1.80×10^0
Cr-51	9.26×10^4	9.26×10^3	9.26×10^2
I-125	7.07×10^1	7.07×10^1	7.07×10^0

「放射性廃棄物でない廃棄物」の考え方について

原子力安全委員会の報告書「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第2次中間報告）」（平成4年2月）より抜粋

4. 「放射性廃棄物でない廃棄物」の範囲について

原子力施設の解体等に伴って発生する固体状の廃棄物について、「放射性廃棄物でない廃棄物」の範囲に関する考え方を別添に示す。本件は「放射性廃棄物でない廃棄物」の位置付けに関する基本的な考え方を示したものであるが、今後の事例を踏まえ、実際の区分け等に際しての一般的な手法等を必要に応じ構築・整備していくことが重要であると考ええる。

[別添]

「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物」の考え方について

_____ 原子力施設の解体等に伴って発生する固体状の廃棄物のうち _____
「放射性廃棄物でない廃棄物」の範囲に関する考え方

1. 検討の背景

我が国において、放射性廃棄物は、一般的に「核燃料物質又は（及び）核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするもの」（原子炉等規制法関係法令）と定義付けられている。これに関し、原子力施設の現場における実際の運用としては、管理区域から発生する固体状の廃棄物については、廃棄しようとする物を一括して便宜的に汚染された物とみなし、放射性廃棄物としての取扱い（保管廃棄等）を行っているのが現状である。

しかしながら、これらの中には汚染されていない物も含まれている。また、特に今後の原子力施設の解体等に伴って発生する固体状の廃棄物にあっては、放射性廃棄物とともに、それを上回る量の「放射性廃棄物でない廃棄物」が発生することが見込まれている。

これら固体状の廃棄物について、放射性物質によって汚染された可能性が全くない物、又は、放射能レベルについて自然レベルとの間に有意な差が認められない物についてまで、一律に放射性廃棄物とみなすことは合理的でないと考える。このため、今後における放射性廃棄物の処理処分の最適化、合理化等に資することを目的として、今般、汚染の原因、廃棄物の発生形態等を踏まえつつ、放射性廃棄物の範囲を明確にし、放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」を区分する際に考慮されるべき基本的な考え方を示すこととする。

2. 放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」を区分するに当たっての基本的考え方

一般に管理区域から発生する固体状の廃棄物が、放射性物質によって汚染される原因としては、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染及び中性子線による放

射化の汚染が挙げられる。以下に、これら2つの汚染原因に着目しつつ、「汚染」についての考え方を整理し、放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」を区分するに当たっての基本的な考え方を述べる。

(1) 二次的な汚染を考慮した場合

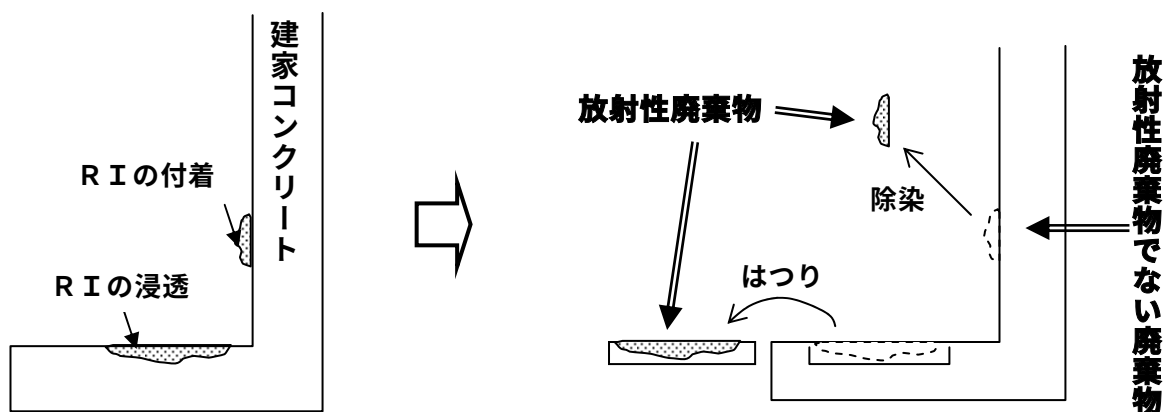
- ① 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであるもの
- ② 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもののいずれかに該当するものは、「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。

(2) 放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む。）の場合

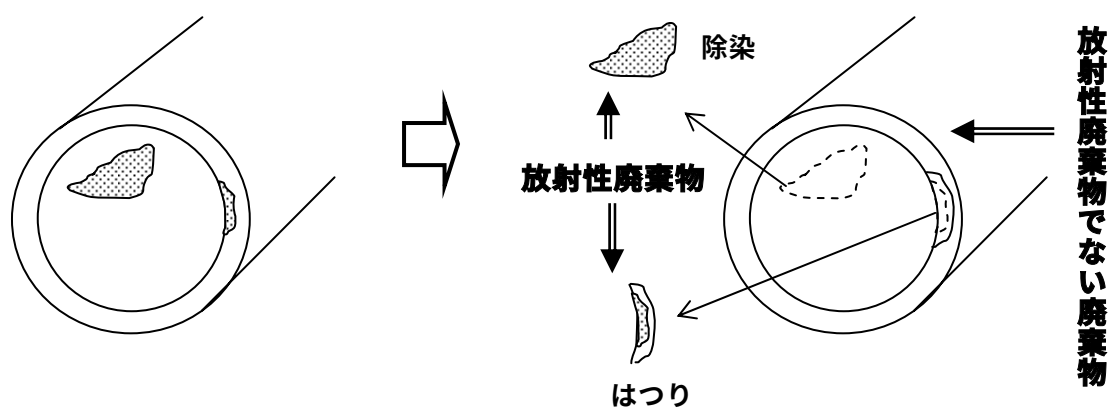
- ① 十分なしゃへい体によりしゃへいされていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの
- ② 計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート（一体的に含まれる鉄筋類を含む。以下同じ。）との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの
- ③ 計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差がある部分が分離されたもののいずれかに該当するものは、「放射性廃棄物でない廃棄物」とすることができる。

(3) 放射化の汚染を考慮した金属廃棄物の場合

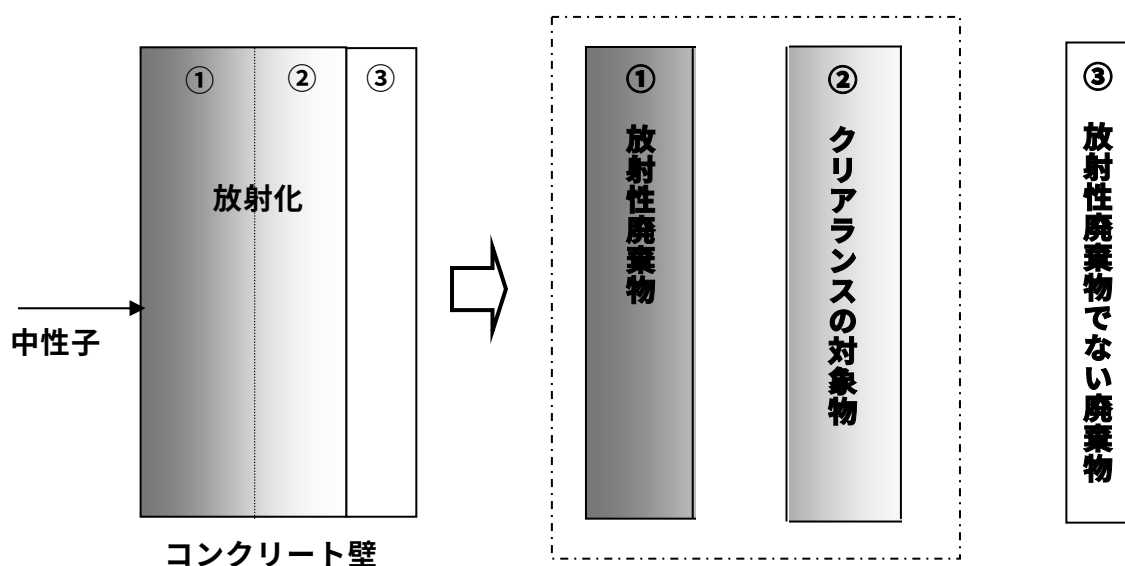
原子力施設の解体等に伴って発生する金属廃棄物のうち、中性子線による放射化の汚染を考慮した場合については、上記(2)と同様の考え方が適用できる。



〔RIによる二次汚染の場合（非密封RI使用施設の建家コンクリート）〕



〔RIによる二次汚染の場合（排水設備等の金属配管）〕



〔放射化の場合（放射線発生施設の設置建屋）〕

「放射性廃棄物でない廃棄物」の概念図

B S S免除レベルとR S - G - 1 . 7免除レベルの導出に係る評価シナリオ

表1 B S S免除レベルの導出時に考慮された被ばく経路

シナリオ		放射能濃度に関する被ばく経路	放射能に関する被ばく経路
作業者	通常使用	A1.1 線源取扱いによる外部被ばく A1.2 1 m ³ 線源からの外部被ばく A1.3 気体容器からの外部被ばく A1.4 ダストの吸入摂取 A1.5 汚染した手からの経口摂取	B1.1 点線源からの外部被ばく B1.2 線源取扱いによる外部被ばく
	事故	上記と同じ ただし、被ばく時間や発生確率を考えると、通常使用時の方が被ばく線量が高くなるため、計算を行っていない。	〈飛散〉 B2.1 汚染した手からの外部被ばく B2.2 汚染した顔からの外部被ばく B2.3 汚染した床面からの外部被ばく B2.4 汚染した手からの経口摂取 B2.5 再浮遊放射能の吸入摂取 B2.6 エアロゾル、ダスト雲からの外部被ばく 〈火災〉 B2.7 皮膚の汚染 B2.8 ダスト、揮発物質の吸入摂取 B2.9 燃焼生成物からの外部被ばく
公衆	処分場	A3.1 処分場からの外部被ばく A3.2 処分場からのダストの吸入摂取 A3.3 処分場での経口摂取	B3.1 処分場からの外部被ばく B3.2 処分場からの吸入摂取 B3.3 処分場の物の取扱いによる皮膚の被ばく B3.4 処分場での経口摂取

表2 RS-G-1.7 免除レベルにおいて考慮されている評価シナリオ

シナリオ 番号	シナリオの内容	評価対象者	関連する被ばく経路
W L	処分場又は鋳物工場 以外の施設の作業員	作業員	処分場での外部被ばく
			処分場での吸入摂取
			汚染した物質の直接経口摂取
W F	鋳物工場の作業員	作業員	装置又はスクラップの山からの鋳 物工場での外部被ばく
			鋳物工場での吸入摂取
			汚染した物質の直接経口摂取
W O	その他の作業員(e.g. トラック運転手)	作業員	装置又はトラックの積荷からの外 部被ばく
R L－C	処分場又は鋳物工場 以外の施設の周辺居 住者	子供(1-2 歳)	処分場又は鋳物工場以外の施設の 周辺での吸入摂取
		汚染した土地で栽培した食物の経 口摂取	
R L－A		成人(>17 歳)	処分場又は鋳物工場以外の施設の 周辺での吸入摂取
			汚染した土地で栽培した食物の経 口摂取
R F	鋳物工場の周辺居住 者	子供(1-2 歳)	鋳物工場周辺での吸入摂取
R H	汚染した材料で建設 した家の居住者	成人(>17 歳)	家屋内での外部被ばく
R P	汚染した材料で建設 した公共の場の周辺 居住者	子供(1-2 歳)	公共の場での外部被ばく
			汚染したダストの吸入摂取
			汚染した物質の直接経口摂取
R W－C	個人用井戸からの水 を使用又は汚染した 川からの魚を消費し ている居住者	子供(1-2 歳)	汚染した飲料水、食物及び魚の経 口摂取
R W－A		成人(>17 歳)	

BSS 免除レベルと RS-G-1.7 免除レベルの導出に用いられている評価モデル及び評価パラメータ等

(参考 1) EC Radiation Protection 65 に示されている評価モデル、パラメータ等

1) 被ばく計算上の共通事項

各被ばく経路における被ばく線量の計算では、共通した前提条件、計算方法及び評価パラメータの値を用いる。

① 外部被ばく線量評価

(1) 皮膚等価線量の評価深さ： γ 線 (7 mg/cm²) , β 線 手のひら (40 g/cm²) その他、顔など (4 mg/cm²)

(2) 線源と接触している場合の皮膚の等価線量評価方法

皮膚の等価線量 = $A_s \times T \times R$ (β 線及び γ 線の両者による被ばくがある場合は両者の和)

A_s : 放射能面密度 [Bq/cm²] = 放射能濃度 $\times$ 線源物質の質量 / 接触面積
= 放射能 / 接触面積
= 放射能 $\times$ 移行割合 / 汚染面積

T : 被ばく時間 [時/年] R : 線量換算係数 [(Sv/年)/(Bq/cm²)]

線源と皮膚との接触面積は、被ばく形態に応じて以下のように評価する。

(ア) 線源取扱時

$$\text{接触面積} = \frac{M}{\rho \cdot (t/2)}$$

M : 線源物質の質量 [g] ρ : 線源物質の密度 [g/cm³] t : 線源の厚さ [cm]

(イ) 皮膚汚染時

$$\text{接触面積} = \frac{m}{\rho \cdot t}$$

m : 付着した線源物質の質量 [g] (= 線源の質量 $\times$ 移行係数)

ρ : 付着物の密度 [g/cm³] t : 付着物の厚さ [cm]

(3) 皮膚被ばくによる実効線量の計算

実効線量 (皮膚) = 皮膚等価線量 $\times$ 組織荷重係数 $\times \frac{\text{接触面積}}{\text{全身皮膚面積}}$

皮膚についての組織荷重係数 (W_t) : 0.01 (ICRP Publ.60)

全身皮膚面積 : 1×10^4 cm² (作業員、成人)

(4) 全身被ばくの実効線量計算

(ア) 被ばく距離 : 1 m

(イ) 被ばく経路により、線源形状を点線源、無限厚平板、無限平板または半無限雲に近似し、それらの単位放射能濃度あたりの実効線量 (皮膚を含む) への換

算係数を、線源の1壊変あたりの平均エネルギーを考慮して設定する。

無限厚平板 γ 線： 3×10^{-7} [(Sv/時)/((Bq/g)・MeV)]

β 線：エネルギーに依存する。

半無限雲 γ 線： 1.6×10^{-6} [(Sv/年)/((Bq/m³)・MeV)]

β 線： 2×10^{-6} [(Sv/年)/((Bq/m³)・MeV)]

(ウ) 体積線源や有限面積線源の場合、無限平板等の換算係数に幾何学的補正係数を乗じて評価する。

(I) β 線は、場合により遮へい効果を考慮するが、 γ 線については遮へいを考慮しない。

② 内部被ばくによる預託実効線量

(1) 呼吸率：1 m³/時（作業員、公衆）

(2) 預託実効線量係数：ICRP Publ.60 に基づく NRPB の計算値

③ 事故の発生確率と被ばく時間

(1) 事故の発生確率は、0.01 /年とする。

(2) 作業場所における事故時の被ばく時間は、10 分とする。

2) シナリオ別計算内容

A 放射能濃度に関する免除レベル算出のための被ばく経路

A1 作業場所における通常使用シナリオ

A1.1 線源取扱による外部被ばく

作業員が作業日の 1～5%の時間、線源を手で取扱う場合における手のひら皮膚の年等価線量及び皮膚被ばくによる年実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

①被ばく時間：25 時間/年

②線源物質の質量：30 g（固体）、 6.15×10^{-4} g（気体）

③線源物質の密度：1.12 g/cm³（樹脂）

④線源の厚さ：0.3 cm

⑤遮へいなし

A1.2 1 m³ 線源からの外部被ばく

作業員が約 1 m³ の線源から 1 m の地点で被ばくする場合の年実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

①被ばく時間：100 時間/年

②線源からの距離：1 m

③線源容器による β 線遮へい係数：0.1

④線量換算係数：無限厚平板用

⑤幾何学補正係数：0.02（無限厚平板を体積線源に補正）

A1.3 気体容器からの外部被ばく

作業員が気体容器から 1 m の地点で被ばくする場合の年実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

①被ばく時間：100 時間/年

②線源からの距離：1 m

③線源容器により β は完全に遮へいされる。

- ④線量換算係数：無限厚平板用
- ⑤幾何学補正係数： 3×10^{-3} （無限厚平板を体積線源に補正）
- ⑥気体容器：0.1 m³の固体線源に近似する。

A1.4 ダストの吸入摂取

作業者が適切に空調された室内で、汚染されたダストを吸入摂取して被ばくする場合の1年間の預託実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

- ①吸入時間：2000 時間/年
- ②ダスト濃度：0.04 mg/m³
- ③呼吸率：1 m³/時

A1.5 汚染した手からの経口摂取

作業者が適切に空調された室内で、汚染されたダストの沈着した床または壁を手で触れることにより汚染物質を経口摂取して被ばくする場合の1年間の預託実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

- ①摂取時間：250 日/年（2000[時間/年]/8[時間/日]）
- ②ダスト沈着量：1.28 mg（室内の全ダストが床または壁に沈着すると仮定する。）
- ③ダスト摂取量：32 mg/年（沈着ダストの10%が口に入ると仮定する。）

A2 作業場所における事故シナリオ

作業場所において事故時の被ばくは、発生確率等を考慮すると、通常作業時における被ばくを超えることは想定でされないので、評価を省略する。

A3 処分場での公衆被ばく

公衆が、放射線源が廃棄された処分場に立ち入って被ばくする。処分場は、小規模なものを想定（面積 0.01 km²、処分量 1.5×10^4 トン）する。

線源の使用終了から処分場への廃棄まで 24 時間かかるとする。

A3.1 処分場からの外部被ばく

公衆が処分場の上を歩いているときに、地面から被ばくする場合の年平均実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：300 時間/年
- ②線源からの距離：1 m
- ③発生確率：0.01/年
- ④線量換算係数：無限厚平板用
- ⑤放射能濃度計算：

$$\text{放射能濃度[Bq/g]} = \text{線源濃度} \times \frac{\text{線源重量}}{\text{廃棄物重量}} \times \text{減衰補正係数}$$

線源濃度：1 Bq/g、線源重量：100 g

廃棄物重量： 1.5×10^{10} g、減衰補正時間：24 時間

A3.2 処分場からのダストの吸入摂取

公衆が処分場の上を歩いているときに、線源で汚染されたダストを吸入摂取して被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとお

りである。

- ①被ばく時間：1 時間/年
- ②発生確率：0.01/年
- ③空气中ダスト濃度：1 mg/m³
- ④呼吸率：1 m³/時
- ⑤放射能濃度計算：

$$\text{放射能濃度[Bq/g]} = \text{線源濃度} \times \frac{\text{線源重量}}{\text{廃棄物重量}} \times \text{減衰補正係数}$$

線源濃度：1 Bq/g、線源重量：100 g

廃棄物重量：1.5×10¹⁰ g

A3.3 処分場での経口摂取

公衆が処分場の上を歩いているときに、線源の一部をまたは汚染された土壌に触れた手から経口摂取して被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①年間摂取量：1 g/年

B 放射能に関する免除レベル算出のための被ばく経路

B1 作業場所における通常使用シナリオ

B1.1 点線源からの外部被ばく

作業者が小線源から1 mの地点で被ばくする場合の年実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：100 時間/年（液体及び飛散性固体）
：200 時間/年（非飛散性固体、カプセル、箔）
- ②線源からの距離：1 m
- ③線量換算係数：点線源用

B1.2 線源取扱による外部被ばく

作業者が毎日約2～3分間線源を取扱うことにより被ばくする場合の手のひら皮膚における年等価線量及び皮膚被ばくによる年実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 時間/年（全ての線源）
- ②ガラスバイアル（液体線源容器）によるβ線遮へい係数：SF
 $SF = \exp(\mu d)$
 μ ：0.017×E_{βmax}^{-1.14}、d：150 mg/cm²

B2 作業場所における事故シナリオ

B2.1 飛散：汚染した手からの外部被ばく

作業者が事故的に線源を全量こぼしたことによる被ばくする場合の手の皮膚における年平均等価線量及び皮膚被ばくによる年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 分
- ②発生確率：0.01/年
- ③放射能面密度計算：
液体：飛散前の線源重量 10 g、密度 1 g/cm³、

手への移行割合 0.1、手の汚染した厚さ 0.01 cm、
接触面積 100 cm²

粉末：飛散前の線源重量 30 g、密度 0.5 g/cm³、
手への移行割合 0.1、手の汚染した厚さ 0.01 cm
接触面積 600 cm²

B2.2 飛散：汚染した顔からの外部被ばく

作業者が事故的に線源を全量こぼしたことにより被ばくする場合の顔の皮膚における年平均等価線量及び皮膚被ばくによる年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①被ばく時間：10 分

②発生確率：0.01/年

③放射能面密度計算：

液体：飛散前の線源重量 10 g、密度 1 g/cm³、
顔への移行割合 0.01、顔の汚染した厚さ 0.001 cm
接触面積 100 cm²

粉末：飛散前の線源重量 30 g、密度 0.5 g/cm³、
顔への移行割合 0.01、顔の汚染した厚さ 0.001 cm
接触面積 600 cm²

B2.3 飛散：汚染した床面からの外部被ばく

作業者が事故的に線源を全量床にこぼしたことにより被ばくする場合の年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①被ばく時間：10 分

②線源からの距離：1 m

③発生確率：0.01/年

④汚染面積：7 m²（半径 1.5 m の円状）

⑤線量換算係数：無限平板用

⑥幾何学補正係数：0.1

B2.4 飛散：汚染した手からの経口摂取

作業者が事故的に液体または粉末の線源をこぼし、手に付着した放射性物質を経口摂取することにより被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①発生確率：0.01/年

②摂取量：全放射能の 1×10^{-5}

B2.5 飛散：再浮遊放射能の吸入摂取

作業者が事故的に液体または粉末の線源をこぼし、発生した汚染ダストを吸入摂取することにより被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①吸入時間：10 分

②発生確率：0.01/年

③線源の質量：100 g

④ダスト濃度：5 mg/m³

⑤呼吸率：1 m³/時

B2.6 飛散：エアロゾル、ダスト雲からの外部被ばく

作業者が事故的に液体または粉末の線源をこぼし、発生したエアロゾルまたはダストの雲により被ばくする場合の年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 分
- ②発生確率：0.01 y^{-1}
- ③線量換算係数：半無限雲用
- ④放射能濃度計算：

液体：放射能(1 Bq)×飛散率×揮発割合／部屋の容積

固体：放射能(1 Bq)×飛散率／部屋の容積

飛散率：1 (液体)、 5.3×10^{-3} (固体)

部屋の容積：32 m^3

B2.7 火災：皮膚の汚染

火災により発生した灰や液滴が沈着して汚染を形成し、これが作業者の顔や手の甲に付着して皮膚が被ばくする場合の年平均等価線量及び皮膚被ばくによる年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 分
 - ②発生確率：0.01/年
 - ③線量換算係数：半無限雲用
 - ④放射能面密度計算：放射能(1 Bq)×移行割合／汚染面積
- 移行割合：1 (液体)、0.01 (その他)
- 汚染面積：2000 cm^2 (液体)、200 cm^2 (その他)
- 汚染面積の計算条件
- 線源重量：100 g、密度：0.5 g/cm^3
- 汚染への移行割合：1 (液体)、0.01 (その他)
- 汚染の厚さ：0.01 cm

B2.8 火災：ダスト、揮発性物質の吸入摂取

火災により発生したダストや揮発性物質が部屋に充満し、これを作業者が吸入することにより被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 分
 - ②発生確率：0.01/年
 - ③呼吸率：1 $m^3/時$
 - ④放射能濃度計算：放射能(1 Bq)×移行割合／部屋の容積
- 移行割合：1 (液体)、0.01 (その他)

B2.9 火災：燃焼生成物からの外部被ばく

火災により発生したダストが部屋に充満したことにより作業者が被ばくする場合の年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：10 分
 - ②発生確率：0.01/年
 - ③線量換算係数：半無限雲用
 - ④放射能濃度計算：放射能(1 Bq)×移行割合／部屋の容積
- 移行割合：1 (液体)、0.01 (その他)

B3 処分場での公衆被ばく

B3.1 処分場からの外部被ばく

公衆が処分場の上を歩いているときに被ばくする場合の年平均実効線量を算出する。計算条件等は以下のとおりである。

- ①被ばく時間：300 時間/年 線源からの距離：1 m
- ②発生確率：0.01/年
- ③線量換算係数：無限厚平板用
- ④放射能濃度計算：

$$\text{放射能濃度[Bq/g]} = \frac{\text{線源放射能}}{\text{廃棄物重量}} \times \text{減衰補正係数}$$

線源放射能：1 Bq、廃棄物重量： 1.5×10^{10} g

減衰補正時間：24 時間

B3.2 処分場からのダストの吸入摂取

(1) 事故

公衆が処分場の上を歩いているときに、無希釈線源 1 g から発生したダストを吸入摂取して被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。

計算条件は以下のとおりである。

- ①吸入時間：1 時間
- ②発生確率：0.01/年
- ③空気中ダスト濃度：1 mg/m³
- ④呼吸率：1 m³/時
- ⑤放射能濃度計算：

$$\text{放射能濃度[Bq/g]} = \frac{\text{線源放射能}}{\text{廃棄物重量}} \times \text{減衰補正係数}$$

線源放射能：1 Bq、線源重量：1 g

減衰補正時間：24 時間

(2) 通常

処分場の近くに居住する公衆が、土壌で希釈された線源から発生したダストを吸入摂取して被ばくした場合の年預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

- ①吸入時間：5000 時間/年
- ②空気中ダスト濃度：0.2 mg/m³
- ③呼吸率：1 m³/時
- ④放射能濃度計算：

$$\text{放射能濃度[Bq/g]} = \frac{\text{線源放射能}}{\text{土壌の重量}} \times \text{減衰補正係数}$$

線源放射能：1 Bq、土壌の重量： 1×10^5 g

減衰補正時間：24 時間

B3.3 処分場の物の取扱いによる皮膚の被ばく

公衆が処分場の上を歩いているとき、汚染された物を拾い、それをポケットに入れた状態で被ばくした場合の皮膚の年平均等価線量及び皮膚被ばくによる

年平均実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①被ばく時間：8 時間

②発生確率：0.01/年

③放射能面密度計算：

汚染物の重量 30 g、密度 1.12 g/cm^3 （樹脂）

汚染の厚さ 0.3 cm、接触面積 178 cm^2

B3.4 処分場での経口摂取

公衆が処分場で汚染された土壌に触れた手から経口摂取するか子供が誤って汚染物を呑み込んだことにより被ばくする場合の年平均預託実効線量を算出する。計算条件は以下のとおりである。

①摂取割合：0.001

(参考 2) RS-G-1.7 に示されている評価モデル、パラメータ等

1. 評価に共通なパラメータ

表 1 にシナリオに共通なパラメータを示す。

表 1 被ばくシナリオの一般的パラメータ

パラメータ	単位	ケース	WL	WF	WO	RL	RF	RH	RP
			処分場の 作業員	鋳物工場 の作業員	その他の 施設の作 業員	処分場周 辺の居住 者	鋳物工場 周辺の居 住者	汚染した 材料で建 設した家 の居住者	汚染した 材料で建 設した公 共の場の 周辺居住 者
被ばく時間 (t _e)	時間/年	現実的	450	450	900	1000	1000	4500	400
		低頻度	1800	1800	1800	8760	8760	8760	1000
シナリオが開始される までの減衰時間 (t ₁)	日	現実的	30	30	30	30	30	100	100
		低頻度	1	1	1	1	1		
シナリオ期間中の減衰 時間 (t ₂)	日	現実的	365	365	365	365	365	365	365
		低頻度	0	0	0	0	0		
経口摂取シナリオまで の減衰時間 (t _{f1})	日	現実的	N/A	N/A	N/A	365	N/A	N/A	N/A
経口摂取シナリオ期間 中の減衰時間 (t _{f2})	日	現実的	N/A	N/A	N/A	365	N/A	N/A	N/A

2. 被ばく経路のモデリング

以下には、使用し被ばくモデルおよびパラメータを考慮した被ばくシナリオに関連する全ての経路について述べる。

2.1 外部被ばく

外部被ばくを受ける被ばく状況は実に多様で、規制管理から外れた廃棄物が処分されている処分場や菜園（処分場作業員）で、クリアランスされた大量の機器の近くで作業していることや、規制管理から外れた建設廃材などの物質（例えばスラグやフライアッシュ）を新しいコンクリートの骨材やコンクリート中のセメント代替物として使用して建設された建物の中に住んでいて被ばくする場合などがある。考慮したシナリオは、これらおよびこれらと似た状況をカバーするように設定している。

(1) 外部被ばく

外部被ばくの評価においては、以下の 3 種類のシナリオが評価されている。これらのシナリオを評価するための計算式として、次式が使用されている。

$$H_{ext,C} = h_{ext} \cdot t_e \cdot f_d \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

$H_{ext,C}$	単位放射能濃度あたりの年間実効被ばく線量[(μ Sv/a)/(Bq/g)]
h_{ext}	外部被ばく線量換算係数[(μ Sv/h)/(Bq/g)]
t_e	被ばく時間[h/a]
f_d	希釈係数[-]
λ	崩壊定数[1/a]
t_1	被ばく開始までの放射能の減衰期間[a]
t_2	被ばく期間中の放射能の減衰期間[a]

表2 外部照射シナリオのパラメータ

パラメータ	単位	ケース	WL	WF/WO	RH	RP
			処分場の作業者	鋳物工場またはその他の施設の作業者	汚染した材料で建設した家の居住者	汚染した材料で建設した公共の場の周辺居住者
希釈係数(f_d)	[-]	現実的	1	0.1	0.1	0.1
		低確率	1	1	0.5	0.5
材料の密度	g/cm ³		1.5	1.5	1.5	1.5
幾何形状			地表1m、半無限媒体	1m離れた5×2×1m ³ の大きさの平板状積荷等、遮へいなし	天井、壁2面3×4m ² 、高さ2.5m、壁の厚さ20cm	地表1m半無限媒体
線量係数率(e_{ext})	μ Sv/h/(Bq/g)		成人	成人	成人	子供(1～2歳)
			核種と幾何形状に依存			

2.2 吸入摂取

汚染ダストの吸入摂取は多くの被ばく状況で起こる可能性がある。したがって、作業場所および一般的な集団について、代表的な被ばくを検討する。子供（年齢グループ1～2歳）を後者の標準年齢グループとする。

これらのシナリオを評価するための計算式として、次式が使用されている。

$$H_{inh,C} = h_{inh} \cdot t_e \cdot f_d \cdot C_{dust} \cdot V \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (2)$$

ここで、

$H_{inh,C}$	単位放射能濃度あたりの年間実効被ばく線量[(μ Sv/a)/(Bq/g)]
h_{inh}	吸入摂取被ばく線量係数[μ Sv/Bq]
t_e	被ばく時間[h/a]
f_d	希釈係数[-]
C_{dust}	空気中のダスト濃度[g/m ³]
V	呼吸率[m ³ /h]
λ	崩壊定数[1/a]
t_1	被ばく開始までの放射能の減衰期間[a]
t_2	被ばく期間中の放射能の減衰期間[a]

表3 吸入摂取シナリオのパラメータ

パラメータ	単位	ケース	WL	WF	RL-A	RL-C	RF	RP
			処分場の作業者	鋳物工場の作業者	処分場周辺の居住者		鋳物工場周辺の居住者	汚染した材料で建設した公共の場の周辺居住者
希釈係数 (f_d)	[-]	現実的	0.1	0.02	0.01	0.01	0.002	0.1
		低確率	1	0.1	0.1	0.1	0.01	1
空気中のダスト濃度 (C_{dust})	g/m ³	現実的	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
		低確率	10 ⁻³	10 ⁻³	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴	5×10 ⁻⁴
濃縮係数 (f_c)	[-]		4	1-70	4	4	1-70	4
呼吸率 (V)	m ³ /時間		1.2	1.2	1.2	0.22	0.22	0.22
線量係数 (e_{inh})	μSv/Bq		5 μm、 作業者、 3.1.1項参照	5 μm、 作業者、 3.1.1項参照	成人 3.1.1項参照	子供 (1~2歳) 3.1.1項参照	子供 (1~2歳) 3.1.1項参照	子供 (1~2歳) 3.1.1項参照

2.3 経口摂取

経口摂取では二種類の被ばく経路を検討する。

- ・注意によるダストの直接経口摂取（例えば、手から口への経路）
- ・当該の物質（例えば土壌）の中で成長し、核種が植物の根から入っていく作物の経口摂取

規制管理から外れた物質を含有する土壌で植物が成長するのは、次の状況で起こるかもしれない：解放された建設廃材が土壌中に少量存在する、原子力施設から解放された土壌が菜園に使用される、あるいは古い処分場の覆土として使用され、その後、その場所がレクリエーションエリアとして使用される、あるいは旧原子力サイトが一般目的で再使用される。食物シナリオ RL-A は、その物質中で成長した野菜を消費する成人の被ばくを、RL-C は同じ状況での子供の被ばくを取り扱う。これらのシナリオを評価するための計算式として、次式が使用されている。

$$H_{ing,C} = h_{ing} \cdot q \cdot f_d \cdot f_1 \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda \cdot t_2} \dots\dots\dots (3)$$

ここで、

- $H_{ing,C}$ 単位放射能濃度あたりの年間実効被ばく線量[(μSv/a)/(Bq/g)]
- h_{ing} 経口摂取被ばく線量係数[μSv/Bq]
- q 年間摂取量[g/a]
- f_d 希釈係数[-]
- f_1 経根移行係数[-]
- λ 崩壊定数[1/a]
- t_1 被ばく開始までの放射能の減衰期間[a]
- t_2 被ばく期間中の放射能の減衰期間[a]

表 4 経口摂取シナリオのパラメータ

パラメータ	単位	ケース	WL/WF	RP	RL-A	RL-C
			処分場または 鋳物工場の作 業者	汚染した材料 で建設した公 共の場の周辺 居住者	処分場周辺の居住者	
希釈係数 (f_d)	[-]	現実的	0.1	0.1	0.01	0.01
		低確率	1	1	0.1	0.1
濃縮係数 (f_c)	[-]		2	2	N/A	N/A
根からの移行係数 (f_t)	[-]		N/A	N/A	[12]	[12]
年間摂取量 (q)	g/年 or kg/年	現実的	10kg/年	25kg/年	88kg/年	68kg/年
		低確率	50kg/年	50kg/年	264kg/年	204kg/年
線量係数 (e_{inh})	$\mu\text{Sv}/(\text{Bq/g})$		作業 者 3.1.1 項参照	子供(1~2 歳) 3.1.1 項参照	成人 3.1.1 項参照	子供(1~2 歳) 3.1.1 項参照

(注)：上記以外に地下水経路も評価対象となっているが、評価モデル及びパラメータについては、割愛する。

「放射線安全規制検討会」の開催について

平成14年10月7日
科学技術・学術政策局
原子力安全課
放射線規制室

1. 目的

「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（以下、「放射線障害防止法」という。）」については、昭和32年6月の制定以来、昭和55年、平成7年の改正を始め、必要な改正を実施し、規制体系の充実を図ってきた。

しかし、放射性同位元素等の使用形態の多様化等社会環境の変化は著しく、また、国際的にも国際原子力機関（IAEA）による国際基本安全基準（BSS）で規定されている免除レベルの勧告等が行われている。このような状況に適切に対応するため、放射線安全規制のあり方等について検討、見直しを行うことが必要である。

そこで、国内の社会状況の変化や国際基本安全基準（BSS）を反映した新たな規制体系、法律改正の内容に関して、専門家による具体的な検討を行うために、原子力安全規制等懇談会のもとに放射線安全規制検討会を開催する。

2. 検討内容

具体的な検討項目は以下のとおりとする。

- (1)国際基本安全基準（BSS）の免除レベル取り入れに係る国内規制体系に関すること
- (2)放射性同位元素等の管理体制の充実に関すること
- (3)規制の合理化に関すること
- (4)新しい放射線利用技術への対応に関すること
- (5)その他、放射線安全規制に関すること

3. 庶務

検討会の庶務は、原子力安全課放射線規制室において処理する。

放射線安全規制検討会 委員名簿

(平成18年6月1日現在)

阿部 昌義	(財)放射線計測協会 専務理事
大越 実	(独)日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課長
大森 佐與子	大妻女子大学社会情報学部 教授
長見 萬里野	(財)日本消費者協会 参与
○河田 燕	(社)日本アイソトープ協会 常務理事
日下部 きよ子	東京女子医科大学放射線医学教室 教授
草間 朋子	大分県立看護科学大学 学長
◎小佐古 敏莊	東京大学大学院工学系研究科 教授
近藤 健次郎	高エネルギー加速器研究機構 名誉教授
田中 勝	岡山大学大学院環境学研究科 教授
反保 浩一	三共(株)薬剤動態研究所 R I 管理グループ 副主任研究員
中村 尚司	東北大学 名誉教授
東 泰彦	富士電機システムズ(株) eソリューション本部 放射線システム統括部 品質保証部長
松田 美夜子	富士常葉大学環境防災学部 教授
山口 一郎	国立保健医療科学院生活環境部 主任研究官
山本 幸佳	大阪大学 名誉教授
山本 英明	(独)日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 放射線管理部 放射線管理第1課長
米原 英典	放射線医学総合研究所 放射線防護研究センター 規制科学総合研究グループ 放射線リスク情報研究チームリーダー

◎座長 ○座長代理

(敬称略、50音順)

クリアランス技術検討ワーキンググループの設置について

平成 17 年 8 月 8 日
放射線安全規制検討会

1. 設置目的

放射線障害防止法におけるクリアランス制度化の検討については、これまで、放射線安全規制検討会において、放射性同位元素の使用に伴い発生する廃棄物や放射線発生装置の解体に伴い発生する廃棄物の実態調査（廃棄物量、廃棄物中の放射エネルギー及び放射能濃度等）を中心に進められてきたが、技術的な検討の充実を図る必要があることから、放射線障害防止法におけるクリアランス制度化に係る技術的事項を検討するための「クリアランス技術検討ワーキンググループ」を設置する。

2. 検討事項

放射線障害防止法におけるクリアランス制度化に係る以下の技術的事項について検討する。

①クリアランス検認の技術的要件の検討

- ・クリアランスの対象物の汚染状況（汚染形態、汚染核種、放射化生成核種、等）
- ・クリアランスレベル以下であることの測定・評価方法
- ・品質保証活動

②その他、クリアランス制度化に必要な技術的事項

3. 進め方

- ・議事は公開とする。
- ・事務局及び事業者（日本原子力研究所、高エネルギー 加速器研究機構、日本アイソトープ協会等）での技術的事項の検討の進捗にあわせて開催する。
- ・ワーキンググループにおける検討が進捗した段階で、適宜、放射線安全規制検討会へ報告する。

4. 委員

*大越 実	日本原子力研究所 東海研究所 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理第 1 課長
*近藤健次郎	高エネルギー加速器研究機構 教授
*反保 浩一	三共（株） 薬剤動態研究所 R I 管理グループ 副主任研究員
大山柳太郎	（財）原子力安全技術センター 常務理事
服部 隆利	（財）電力中央研究所 原子力技術研究所 上席研究員
古川 修	（社）日本アイソトープ協会 環境整備部 部長
森本 隆夫	（財）日本分析センター 分析部 次長

＊放射線安全規制検討会の委員

クリアランス技術検討ワーキンググループ 委員名簿

(平成18年6月1日現在)

大越 実 (独) 日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター
原子力科学研究所 バックエンド技術部 廃止措置課長

○ 大山 柳太郎 (財) 原子力安全技術センター 常務理事

◎ 近藤 健次郎 高エネルギー加速器研究機構 名誉教授

反保 浩一 三共(株) 薬剤動態研究所 R I 管理グループ 副主任研究員

服部 隆利 (財) 電力中央研究所 原子力技術研究所 上席研究員

古川 修 (社) 日本アイソトープ協会 環境整備部 部長

森本 隆夫 (財) 日本分析センター 事務局 参事

◎主査 ○主査代理

(敬称略、50音順)

クリアランス技術検討ワーキンググループにおける検討の経緯

第1回 平成17年9月7日(水)

- ・クリアランス技術検討ワーキンググループの設置について
- ・放射線安全規制検討会における審議状況について
- ・クリアランス技術検討ワーキンググループの進め方について
- ・放射線発生装置及び放射性同位元素の使用の実態について
- ・クリアランス技術検討ワーキンググループにおける検討課題について

第2回 平成17年10月26日(水)

- ・短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の取り扱いについて
- ・免除レベルとクリアランスレベルについて
- ・「放射性廃棄物でない廃棄物」について
- ・品質保証のあり方について

第3回 平成17年11月21日(月)

- ・放射化物に係るクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について
- ・短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の取り扱いについて

第4回 平成18年3月3日(金)

- ・放射化物に係るクリアランスレベル以下であることの測定・判断方法について
- ・短半減期核種のみによって汚染された廃棄物の取り扱いについて

第5回 平成18年5月11日(木)

- ・放射線発生装置使用施設における事前評価ケーススタディについて
- ・中間報告書(案)について

第6回 平成18年5月31日(水)

- ・中間報告書(案)について