

試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る
技術的要件及び留意すべき点

平成 17 年 7 月 26 日
文 部 科 学 省
研究炉等安全規制検討会
技術ワーキンググループ

1. はじめに

試験研究用原子炉施設及び核燃料物質使用施設（以下、「試験研究用原子炉施設等」という。）に対するクリアランス制度については、文部科学省の研究炉等安全規制検討会において検討がなされ、クリアランス制度の導入の妥当性が示された（文部科学省研究炉等安全規制検討会報告書「試験研究用原子炉施設等の安全規制のあり方について」（平成 17 年 1 月 14 日）（以下、「検討会報告書」という。）。）
この中で、クリアランスレベル検認方法等の技術的要件に関し、「クリアランス制度の導入に当たっては、国においては、今後、原子炉設置者等¹が行う事前の評価、クリアランスレベル検認の対象物の選定、測定・判断方法の技術基準等、クリアランス制度を運用するための技術的要件の明確化を図っていくことが重要である。また、国は、クリアランス制度を運用するに当たっては、実効性のある関与が行えるよう、人的資源の確保と検認に係る技術的知見の蓄積が重要である。」とされた。

試験研究用原子炉施設等を含む原子力施設から発生する廃棄物のクリアランスに用いるクリアランスレベルについては、これまでに原子力安全委員会において、IAEA の「TECDOC-855」の考え方に基づいた検討が行われており、「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」（平成 11 年 3 月、原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会）、「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」（平成 13 年 7 月、原子力安全委員会）、「核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）におけるクリアランスレベルについて」（平成 15 年 4 月、原子力安全委員会）として取りまとめられている（以下、「安全委員会報告書」という。）。

クリアランスレベルについては、その後、IAEA において、「TECDOC-855」で示された値が見直され、平成 16 年 8 月に「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」（IAEA 安全指針 RS-G-1.7、以下、「RS-G-1.7」という。）が出版されたことを受け、原子力安全委員会においてこれまでの値が見直された。具体的には、原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会において、RS-G-1.7 に示された規制免除レベルの適用概念及び評価方法から、最新知見など、安全委員会報告書に反映すべき事項が抽出され、安全委員会報告書のクリアランスレベルの再評価を行い、「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もののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」（平成 16 年 12 月 16 日（平成 17 年 3 月 17 日一部改訂及び修正）以下、「クリアランスレベル再評価報告書」という。）として取りまとめられた。

クリアランスレベル再評価報告書では、安全委員会報告書で示された 58 核種のクリアランスレベルの見直しが行われるとともに、クリアランスレベルに関し、「推

¹ 原子炉設置者等；原子炉設置者及び核燃料物質の使用者

定年線量が $10\ \mu\text{Sv}/\text{y}$ のオーダー以下であるという、保守性の観点からみれば、再評価値とRS-G-1.7の規制免除レベルの計算値との間には有意の差はないものと見なすことができ、その意味では、RS-G-1.7の規制免除レベルを我が国における原子炉等解体廃棄物のクリアランスレベルにも採用することに不都合はないものと考えられ、したがって、国際的整合性などの立場からは、RS-G-1.7の規制免除レベルを採用することは適切と考えられる」との考え方が示されている。

これらの検討結果を受け、文部科学省では、研究炉等安全規制検討会の下に技術ワーキンググループを設置し、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき点(以下、「技術的要件等」という。)について検討を行い、試験研究用原子炉施設等の特徴に応じた技術的要件等の抽出を行った。

本報告は、これまで技術ワーキンググループで検討された、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件等について取りまとめたものである。

2. クリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき事項

試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件等の検討にあたっては、原子力安全委員会報告書「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について」(平成13年7月16日、以下「検認報告書」という。)及び総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物小委員会報告書「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」(平成16年12月13日改訂、以下「クリアランス制度報告書」という。)において検討された項目を踏まえて行った。

2-1 クリアランスレベル検認の対象物

(対象物の性状について)

クリアランスレベル検認の対象物は、試験研究用原子炉施設等の廃止措置及び施設の改造に伴い汚染のおそれがある区域から発生する固体状物質(ただし、焼却処理を行う物は除く)とする。ここで、固体状物質とは、例えば、金属(配管、タンク、ポンプ、熱交換器、弁、モーター、ダクト等の機器やその他の金属構造物)、コンクリート(建屋構造物、解体コンクリート(一体的に含まれる鉄筋類を含む)、保温材等)が該当する。また、試験研究用原子炉施設等では施設によっては、少量ではあるが、中性子減速材(熱中性子柱)として利用されている黒鉛も想定される。一方、原子力施設で焼却処理を行わないプラスチック類(塩化ビニル製配管、グローブボックスパネル等)については、産業廃棄物として処分される場合、焼却処理が行われる可能性を有していることから、対象物とはしないことが妥当である。

(対象物に係る規制について)

クリアランス制度が当面、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。)の規制下のみで行われることから、現段階では、対象物とし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(以下、「放射線障害防止法」という。)の規制対象である放射性同位元素で汚染されていないことが条件となる。原子炉等規制法と放射線障害防止法の双方の規制が関わっている物に対してクリアランスを行う場合には、今後、両法律の整合を取りつつクリアランス制度の整備を行う必要がある。

(既に解体されたものについて)

既に解体が行われ、貯蔵された物については、汚染の履歴、除染の履歴等の記録に基づき、クリアランスレベル検認が可能な物であれば対象物となり得るものと考えられる。ただし、このような物については、クリアランスレベル検認で求められる測定・判断の方法と同等の手法が必ずしもなされていないことが想定されるため、クリアランスレベル検認を行う際には、貯蔵された物の放射能濃度測定に係る記録の妥当性を十分に評価し、必要に応じ放射能濃度の再測定を行うなどの措置を講じることが求められる。

(汚染形態について)

対象物の汚染形態については、放射化の汚染の可能性又は二次的な汚染の可能性があるものが対象となる。双方の汚染の可能性が無いことが明らかな物については、3章に示すとおり、放射性廃棄物でない廃棄物として取り扱う。

2 - 2 クリアランスレベル検認の基準等

評価対象核種

(試験研究用原子炉施設等において整備すべき評価対象核種)

評価対象核種については、原子力安全委員会が、我が国の主な原子力施設で想定される放射性核種として選定した58核種(主な原子炉施設として33核種、核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)として49核種)について、基準として整備することが必要となる。試験研究用原子炉施設等における評価対象核種及びクリアランスレベルを表1、表2にそれぞれ示す。

なお、原子力安全委員会が示した評価対象核種は、主に発電用原子炉施設(BWR, PWR, GCR)及び以下の試験研究用原子炉施設等において用いられている燃料及び構造材(以下、「構造材等」という)を評価して選定されている。

- (1) 軽水炉型試験研究用原子炉施設については日本原子力研究所の「動力試験炉(JPDR)」をモデルとし、同研究所の「JRR-3M」のアルミニウムの放射化生成物等を考慮
- (2) 重水炉については日本原子力研究所の「JRR-2」及び核燃料サイクル開発機構の「ふげん」の両施設
- (3) 高速炉については核燃料サイクル開発機構の「常陽」
- (4) 核燃料物質使用施設については日本原子力研究所の「ホットラボ」及び核燃料サイクル開発機構の「照射燃料集合体試験施設」の両施設

我が国で稼働中もしくは解体中の試験研究用原子炉施設には多様な炉型が存在し、また、用いられている構造材等も多様であるが、発電用原子炉施設と比べ、放射化の影響が少ない施設や燃料の燃焼度が低く、核分裂生成物の量が少ないと考えられる施設が存在することを考慮すると、検討会報告書でも示された以下の考え方に基づけば、原子力安全委員会が示した評価対象核種は、試験研究用原子炉施設で想定される核種を包含すると考えられる。

- (1) 燃料としてウラン(一部、ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料)が用いられており、燃料の破損によって放出される放射性核種は、安全委

員会報告書で評価・検討された原子炉で生成される核分裂生成物やアクチニドの崩壊系列核種と同じと考えられること

- (2) 燃料集合体構成材及び炉内構造物材料のうち、アルミニウム、ステンレス等の材質について評価対象となる放射化生成物は、安全委員会報告書で評価・検討された原子炉施設で生成する放射性核種と同じと考えられること
- (3) しゃへい材にコンクリート等が使用されているが、その放射化生成物は、安全委員会報告書で評価・検討された原子炉施設で生成する放射性核種と同じと考えられること

我が国の試験研究用原子炉施設で用いられている構造物材等について、日本原子力研究所の施設を表3に、それ以外の機関の施設を表4にそれぞれ示す。なお、これらの表は、検討会報告書で示されたものを基に作成した。

放射性核種濃度の評価

(放射性核種濃度を評価するための評価単位)

放射性核種濃度を評価するための評価単位は、原子力安全委員会の検認報告書において、「判断時における対象物の放射性核種濃度の評価は、対象物を形状や寸法に応じ適切な単位ごとに分割し実施する。放射性核種濃度の評価単位の重量は、通常、数トン以内が適切である。ただし、対象物の放射性核種濃度が均一である物については、これを超える単位で評価することもできる。」とされている。このため、放射性核種濃度を評価するための評価単位についても留意が必要である。

(放射化の汚染を評価するための留意事項)

試験研究用原子炉施設等においては、放射化による汚染を評価するためには、対象物について、材質に含まれる元素濃度、炉心からの距離・炉停止後の時間、積算出力等を考慮し、適切な評価単位を設定する必要がある。また、試験研究用原子炉施設には、すでに解体を実施し放射化計算の基礎となる中性子量の直接の測定が不可能な施設が存在することから、事前評価において計算結果の妥当性を適切に評価する必要がある。

(測定点について)

測定点については、「検認報告書」において、「測定により対象物の放射性核種濃度の決定を行う場合は、原則として全数を測定し、評価を行う。ただし、対象物中の放射性核種濃度が均一である場合などにおいては、対象物の放射性核種濃度を代表できるサンプルを採取し測定(あるいは代表できる測定点での測定)する方法も採り得る。」としている。測定点については、放射化の汚染については、同じ材料であれば、放射性核種組成が均一であり、放射性核種濃度分布も比較的一様であるため、計算や代表サンプルの測定評価により対象物の放射性核種濃度を決定できると考えられる。ただし、遮へい体が存在する場合等には、その影響に留意が必要である。一方、二次的な汚染については、放射性核種濃度が汚染源からの距離だけでなく、汚染の移動経路など他の要因にも依存することから、対象物全体を測定して放射性核種濃度を決定することが重要となる。

「検認報告書」では、運転履歴や事前測定などで、次の条件を満足できるよう

な対象物（放射化の汚染や天井などの二次的な汚染）に対しては、統計学的手法に基づいた代表点測定法を適用することもできるとしている。

- (1) 対象物に局在汚染の存在しないことが明らかである根拠が示せること
- (2) 事前測定などにより測定結果のばらつきの程度が把握できること

クリアランスレベルについて

(クリアランスレベルについて)

クリアランスレベルについては、原子力安全委員会は、クリアランスレベル再評価報告書の中で、「国際的整合性などの立場からは、RS-G-1.7の規制免除レベルを採用することは適切と考えられる」との見解を示している。また、IAEAの安全指針RS-G-1.7では、257核種の規制免除レベルが示されており、これらの数値がクリアランスレベルとして用いることが可能であることが示されている（参考資料1）。

これらのことを考慮すると、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に用いるためのクリアランスレベルとしてRS-G-1.7で示された値を用いることが妥当であると考えられる。さらに、RS-G-1.7の値を用いることは、以下の観点からも有益である。

- (1) クリアランスを含めた放射線防護の基準についての国際的整合性が得られる
- (2) クリアランスされた物は国際的流通の潜在的可能性を有する
- (3) 当省所管の核燃料使用施設（試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）以外への廃棄物）への適用を考慮した場合の汎用性を有する

IAEAの安全指針RS-G-1.7については、原子力安全・保安院においても、発電用原子炉施設のクリアランスレベルとして導入が検討されており、規制のわかりやすさの観点から、試験研究用原子炉施設等のクリアランスレベルについて発電用原子炉施設のものと同じ値を用いることが望ましい。

このため、技術ワーキンググループでは、試験研究用原子炉施設等のクリアランスに用いるクリアランスレベルとして、IAEAの安全指針RS-G-1.7の値を用いることが妥当であると判断する。また、当該指針に数値のない核種（ ^{41}Ca , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{133}Ba ）については、当該指針の基礎となったIAEAの安全レポート²（参考資料2参照）を用いることが妥当であると考えられる。さらに、上記IAEAの安全指針及び安全レポートに数値のない核種（ $^{119\text{m}}\text{Sn}$, ^{123}Sn , $^{148\text{m}}\text{Pm}$ ）については、原子力安全委員会のクリアランスレベル再評価報告書に記載された値を用いることが妥当であると考えられる。

(クリアランスレベルを超える放射能濃度について；目安となるレベル)

クリアランスレベルは、目安として数トン程度の大きさの固体状物質を対象に、

² IAEAの安全レポート；Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Report Series No. 44, IAEA, Vienna (2005).

対象物毎の平均的放射能濃度に対してそれを適用することを基本的考え方とした上で評価されており、その対象物内部の濃度分布についてある程度のばらつきを許容することが想定されている。

試験研究用原子炉施設等の廃棄物には、放射化された大型コンクリート構造物類や表面汚染を伴った貯槽・配管類等で大型機器類のような、大量の発生が見込まれるものの、その内部の放射能濃度分布をあらかじめ把握しやすいものが存在する。

このような廃棄物について、クリアランスレベル再評価報告書では「実際に解体する前にクリアランスレベルとの比較を行うことが可能であり、クリアランス以下で「放射性物質として扱う必要のないもの」(以下、「クリアランス対象物」という)を特定するに際しては、必要に応じ除染等を行うなどにより、その平均放射能濃度がクリアランスレベルの値を下回ると同時に、クリアランス対象物内部の放射能分布に関する偏りに起因する最大放射能濃度を制限する観点から、放射能濃度が最も高いと推定される対象物内表面の値が高くてもクリアランスレベルの、例えば10倍を超えない範囲で適切なレベルに設定して、それとの比較によって特定することが考えられる。対象物の内表面の最大放射能自体をクリアランスレベル以下とすることも考えられるが、それは、対象物の平均放射能濃度に着目するというクリアランスレベルの本来の趣旨にそぐわないばかりでなく、発生量等から判断すると、結果的に平均濃度を著しく低く規制するという過剰規制を強いることになる可能性が高い」とし、クリアランスレベルの10倍以下での評価に関するコンクリートや金属の評価例を挙げている。このような考え方は、クリアランスの判断の際にも考慮されるべきものであると考える。

(クリアランスレベルを超える放射能濃度について；意図的な希釈の禁止)

ただし、クリアランスレベル再評価報告書では、「対象物の平均放射能濃度のみが規制されている場合、平均放射能濃度を上回る物を下回る物で希釈することにより平均放射能濃度が規制値を見かけ上満足するような操作を廃棄物発生者が意図的に行う可能性」について指摘しており、「固体状廃棄物については、希釈により規制値を満足させるとの考えは、放射性廃棄物に限らず、広く一般の固体廃棄物に対しても禁止されており、そのような恐れがないことに関し、規制行政庁は、クリアランスレベルに係るその検認にあたって十分留意する必要がある。」としており、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認においてもこのようなことのないよう留意が必要である。

クリアランスレベル以下であることの判断基準

クリアランスレベルは、放射性核種を含む廃棄物の処分又は再生利用について、現実に起こりえると想定されるシナリオに基づいた被ばく線量の評価を行い、個々の放射性核種ごとに年間 $10 \mu\text{Sv}$ の放射線量に相当する放射性核種濃度として算出されたものである。このため、対象物中に複数の放射性核種が存在する場合には、その重畳を考慮する必要がある。

対象物の放射能濃度が、クリアランスレベル以下であることを判断する方法としては、原子力安全委員会の検認報告書で示されたとおり、「クリアランスの判断に用いる評価対象核種³」 i の放射能濃度 $D(i)$ と、そのクリアランスレベル C

³ クリアランスの判断に用いる評価対象核種；原子力安全委員会の検認報告書では、 D/C の総和が1以下で

(i)を除いたもの(以下、「D/C」という。)の総和が1以下であることが基本となる。

(クリアランスの判断に用いる評価対象核種)

原子力安全委員会の「検認報告書」に基づけば、「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」は、代表的な施設毎に選定された「重要放射性核種⁴」を用い、以下のように決定される。

- (1) 表1, 表2に示す評価対象核種のうち、各施設に適用される重要放射性核種のD/Cの総和が、対象物に含まれる放射性核種のD/Cの総和の90%以上である場合、当該重要放射性核種を「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」とする。
- (2) 表1, 表2に示す評価対象核種のうち、重要放射性核種以外の放射性核種jの放射能濃度D(j)と、そのクリアランスレベルC(j)を除いたもの(以下、「D(j)/C(j)」という。)の総和が、D/Cの総和の10%を超える場合、重要放射性核種に当該核種jを加えたものが「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」となる。

ただし、試験研究用原子炉施設では、その運転履歴等から、重要放射性核種として選定された核種によっては、その核種による汚染の履歴が無い場合が想定される。このような例として、

- (1) コンクリートの放射化影響がないことが明らかである場合
- (2) 原子炉停止後の時間が長く運転廃棄物⁵について評価された核種について排除できることが明らかである場合
- (3) 燃料破損の履歴が無く、当該事象による二次汚染で想定された核種が存在しないことが明らかである場合
- (4) 構造材が評価対象の物と異なる場合

等が想定される。このような場合においては、重要放射性核種すべての濃度を厳密に測定することは合理的ではないため、試験研究用原子炉施設等においては、「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」を施設の運転履歴等に応じて施設毎に評価する必要がある。

「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」については、原子力安全委員会の、「原子炉施設から発生する種々の対象物が汚染経路毎の放射性核種組成が大きく異なることはないと考えられるため、線量評価の観点から影響度の大きい限られた放射性核種の濃度を制限することで、その他の放射性核種

あることにより判断する方法において評価の対象とする核種を「評価対象放射性核種」としているが、原子力安全委員会が別途示した「評価対象核種」と用語が類似しているため、本報告では原子力安全委員会の示した「評価対象放射性核種」という用語について、「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」と表記した。

⁴ 重要放射性核種；クリアランスレベル検認における線量評価で相対的に重要となる放射性核種として原子力安全委員会が示したもの。軽水炉において9核種、重水炉・高速炉で11核種、核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）で17核種が設定されている。

⁵ 運転廃棄物；原子力安全委員会では、運転中に発生する金属及びコンクリートについても評価を実施している。試験研究用原子炉施設等においては、施設の改造に伴い発生する金属及びコンクリートが該当する。

の濃度も自ずと制限されることとなる」との考え方に基づき、重要放射性核種の選定のように、試験研究用原子炉施設毎に運転の履歴や施設で用いている構造材等に応じて、線量評価において相対的に重要となる放射性核種を選定することが妥当である。ここで、相対的に重要となる核種については、原子力安全委員会の「検認報告書」で示された考え方⁶を参考に、以下のように選定することが考えられる。

- (1) クリアランスの判断をしようとする対象物中に含まれる評価対象核種のD/Cの総和を評価(評価対象核種は、安全委員会報告書に示された核種とし、主な原子炉施設として表1の33核種、核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)として表2の49核種)。
- (2) クリアランスの判断に用いる評価対象核種は、そのD/Cの総和が、上記D/Cの総和の90%以上となるような核種とする。

このように、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスの判断において原子力安全委員会が代表的な施設の評価のために示した「重要放射性核種」を用いず、個別施設毎に「クリアランスの判断に用いる評価対象核種」を選定する手法を取り入れる際には、規制行政庁は、その妥当性について試験研究用原子炉施設毎の運転の履歴や施設で用いている構造材等を考慮し、適切に判断を行う必要がある。

2-3 放射性核種濃度の決定の方法

(参考となる考え方について)

試験研究用原子炉施設等における対象物中の放射性核種濃度の決定の方法については、基本的には「検認報告書」、「クリアランス制度報告書」で述べられた方法を用いることが考えられる。また、(社)日本原子力学会においても、標準委員会においてクリアランスの判断方法に関する報告書の取りまとめが行われており⁷、今後、報告書の妥当性を評価することにより、当該学会の示した手法に準拠した手法が取り得るものとする。

(測定が困難な放射性核種濃度の決定について)

試験研究用原子炉施設については、積算出力が低く放射化生成物の生成量が少ない場合など、汚染の可能性のある放射性核種濃度すべての測定が困難である場合が想定されるため、測定可能な測定主要放射性核種⁸の濃度を測定し、その他の放射性核種の濃度を存在比から計算で評価する方法が有効となる。計算による評価を行う場合、一般的には、計算結果の妥当性を確認するため、放射能濃度の高い試料を用いるなどして、測定主要放射性核種及びその他の放射性核種の濃度を実測する方法が用いられるが、測定主要放射性核種と他の放射性核種との濃度比が大きい場合、測定主要放射性核種以外の濃度が測定できず、計算結果の妥当

⁶ 原子力安全委員会の考え方:「検認に際しては、重要放射性核種以外の放射性核種のD/Cの総和が10%未満であることを確認する必要がある。この場合、この総和が10%を超えるような放射性核種が存在する場合には、その放射性核種を評価対象核種として追加して扱うなどの考慮が必要である。」(「検認報告書」より)

⁷ 社団法人 日本原子力学会「(社)日本原子力学会標準 クリアランスの判断方法」(AESJ-SC-F-005:2005)

⁸ 測定主要放射性核種;放射性核種組成比及び外部からの測定の容易さなどを考慮し、その組成を代表して測定評価できる主要な放射性核種。

性を実測値からは評価できないことが想定される。このため、計算による評価を用いる場合には、計算結果の妥当性について適切に評価する必要がある。仮に実測値が得られる場合においても、放射性核種の濃度比を用いる場合には、その濃度比の適用範囲（炉心からの距離、材質の違い等）について適切に評価し、その妥当性を示す必要がある。

（放射線測定装置の点検・校正、誤差の取扱）

放射性核種濃度を測定する際には、放射性核種の特性や濃度に応じ、適切な放射線測定装置を用いることが必要である。また、放射線測定装置の点検・校正や、誤差の取扱に係る事項等、放射性核種濃度測定結果の妥当性を評価するための事項についても記録することが必要である。

2 - 4 保管・管理

（国による確認までの措置）

原子炉設置者等がクリアランスレベル以下と判断した対象物は、国による確認までの間、管理区域内に保管する場合は、二次汚染の防止措置を行う必要がある。また、管理区域外に保管する場合は別途管理区域と同等のエリア区分が必要になるものと考えられる。

（国による確認後の措置）

国によりクリアランスレベル以下であると確認が行われた対象物については、原子炉設置者等は、解体工事や施設内の移送による当該対象物の再汚染を防止するとともに、施設から搬出されるまでの保管に当たっては、施設などにより隔離し、原子炉設置者等の承認を受けない者の接触を防止するなど、異物や汚染の混入などが無いように適切に保管・管理しなければならない。

2 - 5 品質保証活動

クリアランスレベル検認に係る活動を適切に行うためには、原子炉設置者等は、それらが一連の活動として高い信頼性をもって機能するための品質保証体制を整備する必要がある。

原子炉設置者等のうち、保安活動への品質保証の取り入れがすでに行われている者は、クリアランスレベル検認に係る活動についても、既存の品質保証体制の中に適切に位置づけることが必要である。また、保安活動への品質保証の取り入れが義務化されていない核燃料物質使用者においては、クリアランスレベル検認を行う際に、新たに品質保証体制を確立することが必要となる。

品質保証計画の策定及び組織

品質保証計画の策定及び組織に関しては、保安活動における品質保証と同様に、トップマネジメントが品質保証計画を策定するとともに、品質保証活動の実施、評価及び品質保証計画の継続的な改善を総括することが必要である。

また、クリアランスレベル検認に係る活動を行うに当たっては、原子炉設置者等においてクリアランスレベル検認に係る活動を統一的に管理する者（クリアランスレベル検認責任者）を定め、その責任と義務を明らかにすることが必要であ

る。クリアランスレベル検認責任者に求められる要件としては、保安を監督する管理職であること、クリアランス制度に関する知識を有すること、現場の施設を熟知していること、放射線管理・放射能濃度測定等の知識を有すること、関係法令の知識を有することが考えられる。

クリアランスレベル検認に係る活動の計画、実施、評価及び継続的な改善
クリアランスレベル検認に係る活動を行うに当たっては、検認に係る事項(クリアランスレベル検認の対象物、クリアランスレベル以下であることの判断基準、評価対象核種、放射性核種濃度の評価、放射性核種濃度の決定の方法、測定・判断の結果、保管・管理等)について具体的な計画を策定するとともに、実施、評価及び継続的な改善を行うことが必要である。また、組織に属する者に対して、クリアランスレベル検認に係る活動及び品質保証活動に必要な教育・訓練を実施する必要がある。具体的には、クリアランスレベルの測定・判断に係る業務及び対象物の取扱を行う者に対して、それぞれの業務に必要な知識・技術を習得するための教育・訓練及びこれを維持するための定期的な教育・訓練を実施することが妥当である。

記録

クリアランスレベル検認に係る活動が確実に行われたことを示すためには、当該活動について一定の方法と様式により記録されることが必要である。このため、原子炉設置者等は、クリアランスレベル検認に係る活動の実施、評価及び継続的な改善及びその他品質保証に係る事項等、クリアランスレベル検認に係る活動の妥当性を示す根拠について記録し、これを保存する必要がある。

2 - 6 その他留意すべき事項

本報告では、クリアランスレベル検認に係る技術的留意事項について述べたが、試験研究用原子炉施設等については施設が多様であることからクリアランスに係る測定・評価の妥当性の判断について個別の施設に応じた専門的な判断を求められることも想定される。このため、国の認可・確認においては、必要に応じ外部有識者の意見を活用できるような仕組みについても考慮しておくべきであると考えられる。

また、確認の際に抜き取りによる測定を行う場合には、抜き取りの方法・調査すべき数量について、確認する対象物に応じ適切に設定できるようその考え方を整理する必要がある。

3 . 放射性廃棄物でない廃棄物について

原子力安全委員会の「検認報告書」では、対象物及びその汚染について、「放射化の汚染及び二次的な汚染がないことが明らかなもの」と区分されるもの(放射性廃棄物でない廃棄物)については、当該区分に適合することを確認することにより、一括してクリアランスレベル以下であると判断することができるとしている。

「放射性廃棄物でない廃棄物」の判断基準については、原子力安全委員会の「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)に示されており、次の(1)及び(2)のいずれにも該

当する対象物又は対象範囲は、放射化の汚染及び二次的な汚染がないことが明らか
なものとする事ができるとしている。

(1) 放射化の汚染がないことが明らかであることの判断基準

次のいずれかに該当する対象物又は対象範囲は、放射化の汚染がないことが明
らかな対象物又は対象範囲として区分することができる。

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
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
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

(2) 二次的な汚染がないことが明らかであることの判断基準

次のいずれかに該当する対象物又は対象範囲は、二次的な汚染がないことが明
らかな対象物又は対象範囲として区分することができる。

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
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

以上

表 1 試験研究用原子炉施設における評価対象核種及びクリアランスレベル

No.	原子番号	評価対象核種	半減期 ^{*1}	クリアランスレベル(Bq/g)
1	1	H-3	12.33 年	100
2	6	C-14	5.73E+03 年	1
3	17	Cl-36	3.00E+05 年	1
4	20	Ca-41	1.0E+05 年	100 ^{*2}
5	21	Sc-46	83.8 日	0.1
6	25	Mn-54	312 日	0.1
7	26	Fe-55	2.7 年	1000
8		Fe-59	44.6 日	1
9	27	Co-58	70.8 日	1
10		Co-60	5.271 年	0.1
11	28	Ni-59	7.5E+04 年	100
12		Ni-63	100 年	100
13	30	Zn-65	244.1 日	0.1
14	38	Sr-90	28.8 年	1
15	41	Nb-94	2.0E+04 年	0.1
16		Nb-95	35.0 日	1
17	43	Tc-99	2.14E+05 年	1
18	44	Ru-106	367.0 日	0.1
19	47	Ag-108m	418.0 年	0.1 ^{*2}
20		Ag-110m	252.0 日	0.1
21	51	Sb-124	60.2 日	1
22	52	Te-123m	119.7 日	1
23	53	I-129	1.6E+07 年	0.01
24	55	Cs-134	2.062 年	0.1
25		Cs-137	30.17 年	0.1
26	56	Ba-133	10.7 年	0.1 ^{*2}
27	63	Eu-152	13 年	0.1
28		Eu-154	8.5 年	0.1
29	65	Tb-160	72.1 日	1
30	73	Ta-182	115.0 日	0.1
31	94	Pu-239	2.41E+04 年	0.1
32		Pu-241	14.4 年	10
33	95	Am-241	433 年	0.1

注) *1 : Table of Isotopes 7th Edition (Ag-108m は 8th Edition) の半減期による。

*2 : IAEA の安全レポート(Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance, 「規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能濃度値の算出」) の値を用いた。

表2 核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）における
評価対象核種及びクリアランスレベル

No.	原子番号	評価対象核種	半減期 ^{*1}	クリアランスレベル(Bq/g)
1	1	H-3	12.33 年	100
2	6	C-14	5.73E+03 年	1
3	21	Sc-46	83.8 日	0.1
4	25	Mn-54	312 日	0.1
5	26	Fe-55	2.70 年	1000
6		Fe-59	44.6 日	1
7	27	Co-58	70.8 日	1
8		Co-60	5.271 年	0.1
9	30	Zn-65	244.1 日	0.1
10	38	Sr-89	50.5 日	1000
11		Sr-90	28.8 年	1
12	39	Y-91	58.5 日	100
13	40	Zr-95	64.0 日	1
14	41	Nb-94	2.00E+04 年	0.1
15		Nb-95	35.0 日	1
16	44	Ru-103	39.4 日	1
17		Ru-106	367.0 日	0.1
18	47	Ag-108m	4.18E+02 年	0.1 ^{*2}
19		Ag-110m	252.0 日	0.1
20	49	In-114m	49.51 日	10
21	50	Sn-113	115.1 日	1
22		Sn-119m	293.1 日	1000 ^{*3}
23		Sn-123	129.0 日	300 ^{*3}
24	51	Sb-124	60.2 日	1
25		Sb-125	2.7 年	0.1
26	52	Te-125m	58 日	1000
27		Te-127m	109 日	10
28		Te-129m	33.5 日	10
29	55	Cs-134	2.062 年	0.1
30		Cs-137	30.17 年	0.1
31	58	Ce-141	32.5 日	100
32		Ce-144	284.0 日	10
33	61	Pm-148m	41.8 日	3 ^{*3}
34	63	Eu-154	8.50 年	0.1
35		Eu-155	4.90 年	1
36	64	Gd-153	241.6 日	10
37	65	Tb-160	72.1 日	1
38	72	Hf-181	42.4 日	1
39	73	Ta-182	115.0 日	0.1
40	94	Pu-238	87.74 年	0.1
41		Pu-239	2.410E+04 年	0.1
42		Pu-240	6.57E+03 年	0.1
43		Pu-241	14.4 年	10
44	95	Am-241	433.0 年	0.1
45		Am-242m	152 年	0.1
46		Am-243	7.37E+03 年	0.1
47	96	Cm-242	162.8 日	10
48		Cm-243	28.5 年	1
49		Cm-244	18.11 年	1

*1 : Table of Isotopes 7th Edition (Ag-108m, Sn-119m は 8th Edition) の半減期による。

*2 : IAEA の安全レポート (Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance , Safety Report Series No.44) の値を用いた。

*3 : 原子力安全委員会「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もののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」(平成 16 年 12 月 16 日 (平成 17 年 3 月 17 日一部改訂及び修正)) の値を用いた。

表3 試験研究用原子炉で用いられている燃料及び各種構造材(日本原子力研究所の施設)

原子炉

名称	炉型	運転履歴	出力 (MW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材
JRR-1 (廃止層)	濃縮ウラン、軽水減速冷却型(ウォーターボイラー型)	昭和32年 臨界 昭和44年 終了	0.05	濃縮ウラン硫酸ウラン水溶液	軽水	球状タンク:ステンレス、制御棒:ボロンカーバイド	重コンクリート
JRR-2 (解体中)	濃縮ウラン、重水減速重水冷却型、非均質型	昭和35年 臨界 平成8年 終了	10	中濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	重水	重水タンク:アルミニウム合金、 制御棒:カドミウム、ステンレス	重コンクリート
JRR-3 (M)	低濃縮ウラン、軽水減速冷却プール型	平成2年 臨界	20	低濃縮ウランシリコニアアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	主要材料:アルミニウム合金、制御棒:ハフニウム	重コンクリート 鉄
JRR-4	低濃縮ウラン、軽水減速冷却スライミングプール型	昭和40年 臨界	3.5	ウランシリコニアアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	炉心タンク:アルミニウム合金、 制御棒:ボロンハリスステンレス	コンクリート (プール)
NSRR	濃縮ウラン、水酸化ジルコニウム及び 軽水減速軽水冷却非均質型 (スライミングプール内炉心出力バリス(両用炉))	昭和50年 臨界	0.3 23000 (瞬間最大)	低濃縮ウラン・水酸化ジルコニウム 被覆材:ステンレス鋼	水酸化 ジルコニウム、 軽水	アルミニウム合金	コンクリート (プール)
JPR (廃止層)	濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却強制循環沸騰水型 (BWR型)	昭和47年 臨界 昭和51年 終了	90 (電気出力 12.5)	二酸化ウラン焼結ペレット 燃料集合体、被覆材:ジルコイ	軽水	低合金鋼、ステンレス鋼、制御棒:ボロン、カーバイド	鉄筋コンクリート
JMTR	濃縮ウラン、軽水減速軽水冷却タンク型	昭和43年 臨界	50	低濃縮ウランシリコニアアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	ステンレス鋼、アルミニウム合金、ベリリウム、 制御棒:ハフニウム	コンクリート
HTTR	低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料 黒鉛減速ヘリウム冷却型	平成10年 臨界	30	低濃縮二酸化ウラン、ウラントリウム混合酸化物 被覆材:熱分解炭素及び酸化珪素熱分解炭素及び 酸化ジルコニウム	黒鉛	黒鉛、制御棒:炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成材	黒鉛
むつ (解体中)	低濃縮ウラン軽水減速軽水冷却強制循環型加圧水型 (PWR型)	昭和49年 臨界 平成4年 終了	36	低濃縮二酸化ウラン焼結ペレット 被覆材:オーステナイト系ステンレス鋼	軽水	原子炉容器:低合金鋼、 制御棒:銀・インジウム・カドミウム合金	重コンクリート 蛇紋コンクリート

臨界実験装置

名称	炉型	運転履歴	出力 (W)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材
VHTRC (解体中)	濃縮ウラン、黒鉛減速、自然冷却型	昭和60年 臨界 平成11年 終了	10	燃料コンパウト:被覆ウラン粒子、黒鉛	黒鉛	黒鉛、制御棒:カドミウム	黒鉛
TCA	濃縮ウラン、軽水減速解放タンク型	昭和37年 臨界	200	二酸化ウランペレット、二酸化ウラン粉末 天然ウランペレット、酸化トリウムペレット ウラン、プルトニウム混合酸化物ペレット 被覆材:アルミニウム、ジルコイ	軽水	炉心タンク:ステンレス鋼 格子板:アルミニウム 制御棒:ポラリ(B ₄ C-AI)、カドミウム	軽水
FCA	濃縮ウラン・プルトニウム燃料・水平2分割型	昭和42年 臨界	2000	金属ウラン、被覆材:熱水素系樹脂 プルトニウム、アルミニウム合金、 被覆材:ステンレス鋼	-	ステンレス鋼	なし
STACY	ウラン・プルトニウム溶液燃料タンク型	平成7年 臨界	200	ウラン硝酸水溶液、プルトニウム硝酸水溶液 ウラン硝酸水溶液とプルトニウム硝酸水溶液の 混合溶液、棒状燃料、被覆材:ジルコニウム合金	同左	炉心タンク:オーステナイト系ステンレス鋼 安全棒:B ₄ C、カドミウム	鉄筋コンクリート
TRACY	ウラン溶液燃料タンク型	平成7年 臨界	10000 5×10 ⁹ (過渡運転)	ウラン硝酸水溶液	同左	炉心タンク:オーステナイト系ステンレス鋼 安全棒:B ₄ C	鉄筋コンクリート
JMTRC (廃止層)	濃縮ウラン、軽水減速自然循環冷却型	昭和42年 臨界 平成元年 終了	100	ウランアルミニウム分散合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	アルミニウム合金反射体、金層ベリリウム	コンクリート

表4 試験研究用原子炉で用いられている燃料及び各種構造材(日本原子力研究所以外の施設)

原子炉

名称	炉型	運転履歴	出力 (kW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材
解体中の原子炉	東芝教育訓練用原子炉 (TTR-1)	昭和37年 臨界 平成13年 解体届	100 (最大)	燃料: 2.0%濃縮ウラン・アルミニウム合金板 被覆管: アルミニウム合金	軽水	アルミニウム(反射材: 黒鉛及び軽水(プールの制御板・安全板; ボロン鋼、粗・微調整板: ステンレス鋼)	普通コンクリート (プールタンク 回り)
	日立教育訓練用原子炉 (HTR)	昭和36年 臨界 昭和30年 解体届	100 (最大)	燃料: 1.0%濃縮ウラン 二酸化ウランペレット、棒状燃料 被覆管: アルミニウム合金(定常運転用)、ステンレス鋼(パルス運転用)	軽水	黒鉛及び軽水	普通コンクリート
	武蔵工業大学炉	昭和38年 臨界 平成16年 解体届	100 (最大)	燃料: 濃縮ウラン・水素化ジルコニウム合金 ウラン濃縮度: 約2.0% 被覆管: アルミニウム、ステンレス	燃料体中の 水素及び軽水	アルミニウム	砂鉄入り コンクリート
	立教大学炉	昭和36年 臨界 平成14年 解体届	100 (最大)	燃料: 濃縮ウラン(ウラン濃縮度: 約2.0%) 被覆管: アルミニウム	燃料体中の 水素及び軽水	アルミニウム (反射材: 黒鉛、制御棒: アルミニウム、炭化ホウ素)	黒コンクリート、 普通コンクリート
運転中の原子炉	京都大学炉 (KUR)	昭和39年 臨界	5000	燃料: ウラン・アルミニウム合金(濃縮度: 9.3%以下)、 ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材 (濃縮度: 2.0%未満) 被覆管: 耐食性アルミニウム合金	軽水	アルミニウム合金 (反射材: 黒鉛、ベリリウム、酸化ベリリウム及び ヒスマス)	黒コンクリート、 普通コンクリート、 鉛遮蔽体
	近畿大学炉	昭和36年 臨界	0.001	燃料: ウラン・アルミニウム合金板 (ウラン濃縮度: 約9.0%) 被覆管: アルミニウム	軽水	反射材: 黒鉛	普通コンクリート
	東京大学炉 (やよい)	昭和46年 臨界	2	燃料: 全量ウラン(ウラン濃縮度: 約9.3%)、 金属炭化ウラン 被覆管: ステンレス鋼	-	ステンレス鋼、反射材として、高純度鉛及びステンレス鋼	黒コンクリート、 普通コンクリート

臨界実験装置

名称	炉型	運転履歴	出力 (W)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材
重水臨界実験装置(DCA) (解体中) (核燃料サイクル開発機構)	濃縮ウラン及びトリウム重水燃料重水減速型	昭和44年 臨界 平成14年 解体届	1000	燃料(被覆管): 酸化ウランペレット(アルミニウム合金) 混合酸化物ペレット(ジルコイロ)	炉心内: 重水、 調整体内: 軽水 と重水の混合液	炉心タンク、カランリア管、圧力管、アルミニウム合金 制御棒、カドミウム	普通コンクリート
京都大学臨界実験装置 (KUCA)	濃縮ウラン非均質型(軽水減速及び固体減速)	昭和49年 臨界	100 (長時間 最大1000)	燃料: ウランアルミニウム合金(ウラン濃縮度: 約9.3%)、ウラン・アルミニウム分散型合金板 (ウラン濃縮度: 約4.5%) 被覆管: 耐放射線性プラスチック(固体減速架台用)、 アルミニウム(軽水減速架台用)	黒鉛または プラスチック (固体減速架台)、 軽水 (軽水減速架台)	炉心タンク: アルミニウム(軽水減速架台)	普通コンクリート
東芝臨界実験装置 (NCA)	低濃縮ウラン軽水減速非均質型	昭和38年 臨界	200	燃料: 二酸化ウランペレット、濃縮度: 1.0~4.9%、 棒状燃料 被覆管: アルミニウム	軽水	炉心タンク、燃料格子板: アルミニウム 炉心支持棒: ステンレス鋼、反射材: 軽水 制御棒: 安全板: 板状ステンレス鋼シート 金属カドミウム吸収材、微調整板: 板状ステンレス鋼)	普通コンクリート

主な記載内容は、原子炉設置許可申請を基に記載。なお、核燃料サイクル開発機構の高速実験炉「常陽」は、すでに原子力安全委員会において検討が行われているため、本検討の対象から除外した。

RS-G-1.7(Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」)の概要について

1. 検討の経緯

IAEA では従来から規制免除レベル、クリアランスレベルについての検討が進められてきたが、2000年9月のIAEA総会決議において、原子力事故による汚染地域からの商品(commodity、特に食品、木材)の円滑な国際貿易のために商品中の放射性物質レベルの策定が求められたことから、これらに共通の統一的なレベルの策定を目指した審議が放射性廃棄物安全基準委員会(WASSC)及び放射線安全基準委員会(RASSC)との合同会合で安全指針案(DS161)として審議されてきた。

上記指針案は、2004年8月に、RS-G-1.7(Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, 「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」)として出版された。以下に本安全指針の概要を述べる。

2. RS-G-1.7の目的

「電離放射線に対する防護及び放射線源の安全のための国際基本安全基準」(S.S. No.115、以下「BSS」という。)には、規制除外、規制免除及びクリアランスの概念⁹と中程度の量(1トンオーダーの量)に関する規制免除レベルは示されている。しかしながら、規制除外とクリアランスに関する定量的な濃度基準と大量の物質に対する規制免除レベルは示されていない。

このため、本安全指針は、BSSを補完する目的で、国の規制当局等に対して、規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用に関する指針を示すことを目的として、作成されたものである。また、天然起源の放射性核種及び人工起源の放射性核種の両方に対して、大量物質を規制除外、規制免除又はクリアランスをする際の「放射能濃度値」を示すことを目的としている。

3. RS-G-1.7の適用範囲

本安全指針は、下記の事項に対しては適用されない。

- 食物、飲料水、動物の飼料及び食物又は動物の飼料に使うことを意図された材料
- 空気中のラドン(対策レベルが用意されているため)
- 体内中の⁴⁰K
- IAEAの輸送規則に従って輸送される物質
- 認可された施設からの排気・排水
- 汚染された土地の再使用

4. 放射能濃度値の算出根拠

⁹ 「規制除外」は、規制のための法律文書による管理に従うとみなされないことに基づいて、規制管理の当該法律文書の範囲から、特定の範疇の被ばくを計画的に規制除外することを意味している。このような被ばくは、規制除外された被ばくと称される。「規制免除」は、線源又は行為による被ばく(潜在被ばくを含む)が規制管理の適用を正当化しないくらい小さいという根拠に基づいて、それらの線源又は行為がいくつか又は全ての観点の規制管理を受ける必要がないとする、規制当局による決定を意味している。「クリアランス」は、認可された行為の中にある放射性物質又は放射性の物体を、規制当局によるその後のいかなる規制管理からも取り除くことを意味している。本文中での管理から取り除くということは、放射線防護の目的で適用される管理を指している。

RS-G-1.7 で提案されている「放射能濃度値」の設定においては、天然起源の放射性核種と人工起源の放射性核種に分けて設定している。

このうち、天然起源の放射性核種に対する放射能濃度レベルは、世界規模での土壌、岩石、砂及び鉱石中の天然起源の放射性核種の放射能濃度の測定結果(UNSCEAR 2000 年報告書)の上限を基に設定している。これらの放射能濃度の影響として、BSSでも別に取り扱われているラドンのエマネーションからの寄与を除外すれば、個人の受ける線量が約 1 mSv/y を超えることはありそうもないとしている。

これに対して、人工起源の放射性核種については、全ての固体状物質(all material)を対象に、外部被ばく、ダスト吸入及び経口摂取(直接及び間接)を包含するように選定された典型的な被ばくシナリオ(enveloping scenario)の評価に基づいている。

上記評価シナリオに基づく人工起源の放射性核種の放射能濃度値の算出においては、以下のような実効線量に対する基準線量とパラメータの組み合わせの考え方が採用されている。また、皮膚被ばくに対する基準線量としては、50mSv/y が使用されている。

- 基準線量が 10 μ Sv/y の場合は、現実的なパラメータ値
- 基準線量が 1mSv/y の場合は、低確率なパラメータ値

なお、計算の詳細(シナリオ、モデル、パラメータ等)については、現在出版準備中の安全レポート(Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance, 「規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能濃度値の算出」)にまとめられている。本安全レポートの概要については参考資料 2 に示す。

5. 放射能濃度値の算出結果

規制除外の概念を使用して設定された天然起源の放射性核種のための放射能濃度値を表 1 に示す。また、規制免除の概念を使用して算出された人工起源の放射性核種を含む大量の物質のための放射能濃度レベルを表 2 に示す。

表 1 天然起源の放射性核種の放射能濃度値

放射性核種	放射能濃度 (Bq/g)
^{40}K	10
上記以外の天然に存在する放射性核種	1

6. 放射能濃度値の適用

(1) 適用の基本的考え方

表 1 に示された値を下回る、天然起源の放射性核種を含む物質を規制することは通常不必要であるとしている。ただし、表 1 の値を下回る放射能濃度を有する物質からの被ばくが、ある種の規制上の管理を規制当局に考えさせるような状況が存在する可能性がある(例えば、天然の放射性核種を含むような建材の使用)。このため、規制当局は、このような状況を調査し、必要と考えられる行動を取れるように権限を留保しておくべきであるとしている。また、放射性核種の放射能濃度が表 1 に与えられた放射能濃度値を超えているならば、規制当局は、適用する規制の程度を検

討する必要があるが、その際には(4)項で述べる段階的(graded)アプローチが適用可能であるとしている。

人工起源の放射性核種を含む物質については、物質中の放射性核種の放射能濃度が表2の放射能濃度値を下回っているならば、物質の取扱と使用は、規制免除の検討対象になるとしている。また、天然起源の放射性核種と同様に、表2の値を超える場合には、段階的(graded)アプローチが適用可能であるとしている。

(2) クリアランスへの適用

表2の放射能濃度値をクリアランスに対して適用可能であるとしている。

(3) 取引への適用

表1と表2に示された放射能濃度値を下回る放射能濃度で放射性核種を含む物品の国内と国際取引は、放射線防護の目的のための規制上の管理を受けるべきではないとしている。

(4) 段階的(graded)アプローチ

検討対象物質中の放射能濃度が、表1と表2の放射能濃度値を超える場合には、以下のような規制の運用が可能であるとしている。

- 放射能濃度値を数倍（例えば、10倍まで）を超える場合、国内の規制の枠組みによっては、規制機関は規制要件を適用しないことを決定できる。その際、多くの場合は、ケースバイケースで判断が行われるが、この程度であれば、規制が不要であると予め規定することも可能である。
- 規制を行うことを決定した場合、規制の程度(届出、許可等)は、リスクの程度に比例したものであること。

7. その他

- RS-G-1.7に示された内容については、次回のBSS改訂時には取り入れることが計画されている。
- RS-G-1.7で示された放射能濃度の算出根拠を取りまとめた安全レポート「規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能濃度値の算出」については、RS-G-1.7と同時期に出版される予定であったが、校正作業に手間取ったため、現在出版準備段階にある。
- RS-G1.7を受けて、クリアランスレベルの測定に関する安全レポート「クリアランス規準の遵守のためのモニタリング」の原案が検討されている。

以上

表 2 大量の物質中の人工起源の放射性核種のための放射能濃度値

核種	放射能濃度 Bq/g	
H-3	100	
Be-7	10	
C-14	1	
F-18	10	*
Na-22	0.1	
Na-24	1	*
Si-31	1000	*
P-32	1000	
P-33	1000	
S-35	100	
Cl-36	1	
Cl-38	10	*
K-42	100	
K-43	10	*
Ca-45	100	
Ca-47	10	
Sc-46	0.1	
Sc-47	100	
Sc-48	1	
V-48	1	
Cr-51	100	
Mn-51	10	*
Mn-52	1	
Mn-52m	10	*
Mn-53	100	
Mn-54	0.1	
Mn-56	10	*
Fe-52	10	*
Fe-55	1000	
Fe-59	1	
Co-55	10	*
Co-56	0.1	
Co-57	1	
Co-58	1	
Co-58m	10000	*
Co-60	0.1	
Co-60m	1000	*
Co-61	100	*
Co-62m	10	*
Ni-59	100	
Ni-63	100	
Ni-65	10	*
Cu-64	100	*
Zn-65	0.1	
Zn-69	1000	*
Zn-69m	10	*
Ga-72	10	*
Ge-71	10000	

核種	放射能濃度 Bq/g	
As-73	1000	
As-74	10	*
As-76	10	*
As-77	1000	
Se-75	1	
Br-82	1	
Rb-86	100	
Sr-85	1	
Sr-85m	100	*
Sr-87m	100	*
Sr-89	1000	
Sr-90	1	
Sr-91	10	*
Sr-92	10	*
Y-90	1000	
Y-91	100	
Y-91m	100	*
Y-92	100	*
Y-93	100	*
Zr-93	10	*
Zr-95	1	
Zr-97	10	*
Nb-93m	10	
Nb-94	0.1	
Nb-95	1	
Nb-97	10	*
Nb-98	10	*
Mo-90	10	*
Mo-93	10	
Mo-99	10	
Mo-101	10	*
Tc-96	1	
Tc-96m	1000	*
Tc-97	10	
Tc-97m	100	
Tc-99	1	
Tc-99m	100	*
Ru-97	10	
Ru-103	1	
Ru-105	10	*
Ru-106	0.1	
Rh-103m	10000	*
Rh-105	100	
Pd-103	1000	
Pd-109	100	
Ag-105	1	
Ag-110m	0.1	
Ag-111	100	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Cd-109	1	
Cd-115	10	
Cd-115m	100	
In-111	10	
In-113m	100	*
In-114m	10	
In-115m	100	*
Sn-113	1	
Sn-125	10	
Sb-122	10	
Sb-124	1	
Sb-125	0.1	
Te-123m	1	
Te-125m	1000	
Te-127	1000	
Te-127m	10	
Te-129	100	*
Te-129m	10	
Te-131	100	*
Te-131m	10	
Te-132	1	
Te-133	10	*
Te-133m	10	*
Te-134	10	*
I-123	100	
I-125	100	
I-126	10	
I-129	0.01	
I-130	10	*
I-131	10	
I-132	10	*
I-133	10	*
I-134	10	*
I-135	10	*
Cs-129	10	
Cs-131	1000	
Cs-132	10	
Cs-134	0.1	
Cs-134m	1000	*
Cs-135	100	
Cs-136	1	
Cs-137	0.1	
Cs-138	10	*
Ba-131	10	
Ba-140	1	
La-140	1	
Ce-139	1	
Ce-141	100	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Ce-143	10	
Ce-144	10	
Pr-142	100	*
Pr-143	1000	
Nd-147	100	
Nd-149	100	*
Pm-147	1000	
Pm-149	1000	
Sm-151	1000	
Sm-153	100	
Eu-152	0.1	
Eu-152m	100	*
Eu-154	0.1	
Eu-155	1	
Gd-153	10	
Gd-159	100	*
Tb-160	1	
Dy-165	1000	*
Dy-166	100	
Ho-166	100	
Er-169	1000	
Er-171	100	*
Tm-170	100	
Tm-171	1000	
Yb-175	100	
Lu-177	100	
Hf-181	1	
Ta-182	0.1	
W-181	10	
W-185	1000	
W-187	10	
Re-186	1000	
Re-188	100	*
Os-185	1	
Os-191	100	
Os-191m	1000	*
Os-193	100	
Ir-190	1	
Ir-192	1	

核種	放射能濃度 Bq/g	
Ir-194	100	*
Pt-191	10	
Pt-193m	1000	
Pt-197	1000	*
Pt-197m	100	*
Au-198	10	
Au-199	100	
Hg-197	100	
Hg-197m	100	
Hg-203	10	
Tl-200	10	
Tl-201	100	
Tl-202	10	
Tl-204	1	
Pb-203	10	
Bi-206	1	
Bi-207	0.1	
Po-203	10	*
Po-205	10	*
Po-207	10	*
At-211	1000	
Ra-225	10	
Ra-227	100	
Th-226	1000	
Th-229	0.1	
Pa-230	10	
Pa-233	10	
U-230	10	
U-231	100	
U-232	0.1	
U-233	1	
U-236	10	
U-237	100	
U-239	100	*
U-240	100	*
Np-237	1	
Np-239	100	
Np-240	10	*
Pu-234	100	*

核種	放射能濃度 Bq/g	
Pu-235	100	*
Pu-236	1	
Pu-237	100	
Pu-238	0.1	
Pu-239	0.1	
Pu-240	0.1	
Pu-241	10	
Pu-242	0.1	
Pu-243	1000	*
Pu-244	0.1	
Am-241	0.1	
Am-242	1000	*
Am-242m	0.1	
Am-243	0.1	
Cm-242	10	
Cm-243	1	
Cm-244	1	
Cm-245	0.1	
Cm-246	0.1	
Cm-247	0.1	
Cm-248	0.1	
Bk-249	100	
Cf-246	1000	
Cf-248	1	
Cf-249	0.1	
Cf-250	1	
Cf-251	0.1	
Cf-252	1	
Cf-253	100	
Cf-254	1	
Es-253	100	
Es-254	0.1	
Es-254m	10	
Fm-254	10000	*
Fm-255	100	*

* : 半減期1日以下の放射性核種

安全レポート (Derivation of Activity Concentration Levels for Exclusion, Exemption and Clearance, 「規制除外、規制免除及びクリアランスのための放射能濃度値の算出」) の概要

1. 目的

RS-G-1.7 に示された、大量の固体状物質に対する規制除外、規制免除及びクリアランスを判断するための濃度基準値の算出根拠を示すためのものである。

2. 算出根拠

(1) 天然放射性核種

自然放射性核種に対して核種毎の放射能濃度値を、規制免除と同じ放射線学的規準に基づいて導出すると、その値が、自然環境中に存在する物質に見られる濃度より低くなることが多い。その結果、それまでは放射線学的な観点からの規制がなかった人間活動、例えば、自然の建設材料を使った家屋の建設や多くの地域での土地の使用でさえ、規制を受ける可能性がある。

このため、自然放射性核種に対する放射能濃度値の導出は、規制資源も含め、防護の最適化により大きな重点を置いた手法に基づいて行うこととなった。具体的には、天然起源の放射性核種に対する放射能濃度レベルは、世界規模での土壌、岩石、砂及び鉱石中の天然起源の放射性核種の放射能濃度の測定結果 (UNSCEAR 2000 年報告書) の上限を基に設定している。

(2) 人工放射性核種

人工放射性核種を含有する全ての物質について放射能濃度値を導出するための計算は、以下の手順で行っている。

- ・ 計算を行う放射性核種の選定： 放射能濃度値を計算する放射性核種は、規制免除レベルが BSS に示されている核種である。これらの核種としては、原子力発電所や核燃料施設などの原子力施設や研究、産業および医療で放射性核種の使用と最も関連性のある核種が含まれ、短寿命核種も含まれている。なお、RS-G-1.7 に基準値が示されている核種以外の核種(例えば、Ca-41、Ag-108m、Ba-133 等)についても、皮膚被ばくの評価を除いて、評価が実施されている。
- ・ 適切なシナリオとパラメータ値の設定： 既存のクリアランスレベルの評価等で考慮されたシナリオの中から表 1 に示すシナリオが選定されている。評価用パラメータの選定に当たっては、評価結果が保守的となりすぎないような考慮がなされている。表 2 から表 5 に評価に使用されたパラメータの数値を示す(地下水経路と皮膚被ばくの評価を除く)。
- ・ 各核種について単位比放射能 (すなわち、1Bq/g) あたりの年間線量を計算
- ・ 各セットの計算に対して最も厳しくなるシナリオ、すなわち、最も高い線量となるシナリオの明確化。
- ・ 参照する線量レベル (10 μ Sv/年、1mSv/年、50mSv/年) を、その核種について最も厳しいシナリオで 1Bq/g に対して計算した年間線量で割って、核種毎の濃度値を導出

- 放射能濃度値の計算結果を丸める： 計算した値が 3×10^x と $3 \times 10^{x+1}$ の間にあれば、丸めた値は 10^{x+1} となる。通常の丸めでは上方に 2 倍、下方に 5 倍の誤差となるが、このような近似対数まるめでは同じ倍率の誤差となるために、こちらの方が選ばれた。BSS に示された少量の規制免除レベルの設定においても、同じ方法が使用されている。
- BSS に示された規制免除レベルとの比較： 計算結果が、BSS に示された規制免除レベルよりも大きい場合には、BSS の規制免除レベルに合わせる。

表1 RS-G1.7で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
WL	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摂取
WF	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摂取
WO	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
RL (RL-CとRL-A)	処分場又は鋳物工場以外の施設の周辺居住者	子供(C) (1-2歳)と 成人(A) (>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
RF	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
RH	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
RP	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
RW (RW-CとRW-A)	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(C) (1-2歳)と 成人(A) (>17歳)	汚染した飲料水、食物及び魚の経口摂取
SKIN	鋳物工場等の作業員	作業員	手等へのダストの沈着に伴う被ばく

表2 被ばく評価に使用されているパラメータ一覧

パラメータ	単位	WL	WF	WO	RH	RP
被ばく時間	h/a	450(1800)	450(1800)	900(1800)	4500(8760)	400(1000)
希釈係数	-	0.1(1)	0.1(1)	0.1(1)	0.1(0.5)	0.1(0.5)
被ばく開始までの放射能の減衰期間	d	30(1)	30(1)	30(1)	100	1
被ばく期間中の放射能の減衰期間	d	365(0)	365(0)	365(0)	365	365
物質の密度	g/cm ³	1.5	1.5	1.5	1.5	1.5
線源の幾何形状	-	半無限媒体	5×2×1mの直方体	5×2×1mの直方体	3×4m ² 、高さ2.5mの壁2面と天井、壁の厚さ20cm	半無限媒体
線源までの距離	m	1	1	1	不明	1

(注)：括弧内の数値は、低確率パラメータを示す。

表3 吸入摂取経路の評価に使用されているパラメータ一覧

パラメータ	単位	WL	WF	RL-A	RL-C	RF	RP
被ばく時間	h/a	450(1800)	450(1800)	1000(8760)	同左	1000(8760)	400(1000)
被ばく開始までの放射能の減衰期間	d	30(1)	30(1)	30(1)	"	30(1)	100
被ばく期間中の放射能の減衰期間	d	365(0)	365(0)	365(0)	"	365(0)	365
希釈係数	-	0.1(1)	0.02(0.1)	0.01(0.1)	"	0.02(0.01)	0.1(1)
空気中ダスト濃度	g/m ³	5 × 10 ⁻⁴ (10 ⁻³)	5 × 10 ⁻⁴ (10 ⁻³)	5 × 10 ⁻⁴ (10 ⁻³)	"	1-70	4
濃縮係数	-	4	元素依存 1-70	4	"	0.22	0.22
呼吸率	m ³ /h	1.2	1.2	1.2	0.22	1 × 10 ⁻⁴ (5 × 10 ⁻⁴)	1 × 10 ⁻⁴ (5 × 10 ⁻⁴)
線量係数	μSv/Bq	5 μm、作業者の値	5 μm、作業者の値	1 μm、成人の値	1 μm、幼児(1~2歳)の値	1 μm、幼児(1~2歳)の値	1 μm、幼児(1~2歳)の値

(注)：括弧内の数値は、低確率パラメータを示す。

表4 直接経口摂取に係る評価用パラメータ

パラメータ	単位	WL/WF	RP
年間摂取量	g/a	10(50)	25(50)
希釈係数	-	0.1(1)	0.1(1)
濃縮係数	-	2	2
被ばく開始までの放射能の減衰期間	d	30(1)	100
被ばく期間中の放射能の減衰期間	d	365(0)	365
線量係数	μ Sv/Bq	作業者の値	幼児(1~2歳)の値

(注)：括弧内の数値は、低確率パラメータを示す。

表5 間接経口摂取に係る評価用パラメータ

パラメータ	単位	RL-A	RL-C
年間摂取量	kg/a	88(264)	68(204)
希釈係数	-	0.01(0.1)	0.01(0.1)
被ばく開始までの放射能の減衰期間	d	365	365
被ばく期間中の放射能の減衰期間	d	365	365
土壌 - 農産物移行係数	(Bq/g-wet)/(Bq/g-dry)	元素依存	元素依存
線量係数	μ Sv/Bq	成人の値	幼児(1~2歳)の値

(注)：括弧内の数値は、低確率パラメータを示す。

研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループの検討の進め方について

平成17年2月2日
文部科学省
原子力安全課

はじめに

文部科学省の研究炉等規制検討会は、原子力の安全規制を巡る状況を踏まえ、試験研究用原子炉施設等のクリアランス制度及び解体・廃止制度、少量核燃料物質の使用に係る安全規制、自然放射性物質の使用に係る安全管理のあり方等を内容とする報告書「試験研究用原子炉施設等の安全規制のあり方について」を取りまとめた。

本ワーキンググループにおいては、当該報告書に示された事項を安全規制に反映するにあたっての技術的事項について、今後、以下のとおり検討を進めることとする。

・ 検討事項

1 . 短期的検討事項

(1) クリアランス制度関係

規制に用いるクリアランスレベルの選定及び試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を使用する施設）のクリアランスの判断に用いる放射性核種（重要放射性核種等）の選定
クリアランスのための国の認可及び確認に係る技術的要件

(2) 廃止措置制度関係

廃止措置計画に係る技術的要件
廃止措置終了に係る技術的要件
廃止作業の進捗に応じた保安上の措置の適用

(3) 少量核燃料物質関係

現行の規制対象となる核燃料物質の数量の下限値とBSS規制免除レベルの間の数量を使用する場合の技術的要件（技術基準の適用（案）は報告書で提示済み）

(4) 自然放射性物質関係

BSS規制免除レベルの導入に伴う、ウラン（天然、劣化）、トリウムの安全管理のためのガイドライン

2 . 中長期的検討事項

(1) クリアランス制度関係

原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制がなされる施設へのクリアランスの適用

廃止措置以外の通常の運転に伴って発生する廃棄物へのクリアランスの適用
核燃料使用施設の廃止措置に対するクリアランスレベル検認方法

(2) 廃止措置関係、少量核燃料物質関係及び自然放射性物質関係

必要に応じ適宜検討

. 検討の進め方

. 検討事項のうち、短期的検討事項については、概ね4ヶ月程度を目途に検討結果を取りまとめる。また、中長期的検討事項については、実態等を踏まえつつ、適宜検討を進めることとする。

研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループ委員名簿

平成17年7月13日現在

	足立 守	(財)原子力研究バックエンド推進センター 専務理事
	石川 敬二	核燃料サイクル開発機構 安全推進本部 安全計画課課長代理
	大越 実	日本原子力研究所 バックエンド技術部 放射性廃棄物管理第1課長
主査	川上 泰	(財)原子力安全研究協会 研究参与
主査代理	小佐古 敏荘	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻 教授
	佐々木 憲明	独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部 サイクル施設解析グループ長
	丹沢 富雄	学校法人五島育英会 顧問 武蔵工業大学 原子力研究所担当

五十音順(敬称略)

研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループにおける検討の経緯
(クリアランス制度に関する検討)

第1回 平成17年2月2日

- ・クリアランス及び廃止措置に関する原子力安全委員会及び総合資源エネルギー調査会の動向について
- ・RS-G-1.7(Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance,「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」)の概要について
- ・主な原子炉施設(軽水炉及びガス炉)及び重水炉(JRR-2)における重要放射性核種の選定について
- ・高速炉における重要放射性核種の選定について
- ・試験研究用原子炉施設等のクリアランスに用いるクリアランスレベルについて
- ・試験研究用原子炉施設等に対するクリアランス制度運用に当たっての技術的要件(案)

第2回 平成17年3月3日

- ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度
 - 背景となる考え方について -
- ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認の技術的要件及び留意すべき事項
- ・核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)における重要放射性核種の選定について

第3回 平成17年4月13日

- ・JRR-2の解体廃棄物におけるクリアランスのケーススタディ
- ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件に関するこれまでの論点整理

第4回 平成17年5月23日

- ・試験研究用原子炉施設等から発生する廃棄物のクリアランスの基準となるクリアランスレベル及び原子力安全委員会の示した重要放射性核種の再評価について
- ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき点

第5回 平成17年7月13日

- ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランスレベル検認に係る技術的要件及び留意すべき点