

試験研究用原子炉等の安全規制のあり方について（案）

核物質防護の強化について
試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度について
試験研究用原子炉施設等における解体・廃止制度について
少量核燃料物質の使用に係る規制について
自然放射性物質の使用に係る安全管理について

平成 年 月 日

文 部 科 学 省
研究炉等安全規制検討会

| | |
|--|----|
| ・核物質防護の強化について | 1 |
| (作成中) | |
| ・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度について | 1 |
| 検討の背景 | 3 |
| 1．クリアランス制度とその意義 | 5 |
| 2．検討にあたっての前提 | 5 |
| 2-1 クリアランスレベル | 5 |
| 2-2 クリアランスの対象 | 6 |
| 2-3 クリアランスレベル検認と国の関与 | 6 |
| (1) クリアランスレベル検認の流れ | 6 |
| (2) 試験研究用原子炉施設等でのクリアランスレベル検認における 国による確認の基本的な考え方 | 7 |
| 3．検討の内容等 | 8 |
| 3-1 検討項目の抽出 | 8 |
| (1) クリアランスレベル検認制度関係 | 8 |
| (2) クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係 | 8 |
| 3-2 検討の内容 | 9 |
| (1) クリアランスレベル検認制度関係 | 9 |
| (2) クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係 | 11 |
| 4．検討結果 | 14 |
| 4-1 クリアランスレベル検認関係 | 14 |
| 4-2 クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係 | 14 |
| 5．まとめ | 15 |
| 参考1 日常生活と放射線 | 17 |
| 参考2 クリアランスレベルの算出 | 18 |
| 参考3 クリアランスレベルの算出結果に基づく基準値導出の流れ | 19 |
| 参考4 クリアランスレベルの検認とクリアランスレベル検認の流れ | 20 |
| 参考5 試験研究用原子炉施設の解体工事に伴う 固体廃棄物の発生量(推定) | 21 |
| 参考6 解体中の原子炉における施設許可区分と、放射性同位元素等 (放射性同位元素、核燃料物質、使用済燃料)の使用・保管状況 | 22 |
| 参考7 試験研究用原子炉施設に対して用いる重要放射性核種について | 23 |
| 参考8 原子力安全委員会及びIAEA示したクリアランスレベル | 27 |
| 主な用語の定義 | 29 |
| 我が国におけるクリアランス制度の検討経緯 | 30 |

| | | |
|--|---|----|
| ・試験研究用原子炉施設等における解体・廃止制度について | - | 1 |
| 検討の背景 | - | 3 |
| 1．現行の安全規制制度 | - | 4 |
| (1) 解体に係る安全規制 | - | 4 |
| (2) 廃止に係る安全規制 | - | 5 |
| (3) 解体中の施設に係る保安規定、保安検査及び施設定期検査等 | - | 6 |
| 解体中の施設に係る保安規定及び保安検査 | - | 6 |
| 施設定期検査 | - | 7 |
| 原子炉主任者の選任 | - | 7 |
| 核物質防護対策 | - | 7 |
| 2．現行の安全規制制度における課題とその対応の考え方 | - | 8 |
| (1) 解体に係る安全規制 | - | 8 |
| 解体届 | - | 8 |
| 解体に係る技術基準 | - | 8 |
| (2) 解体に係る安全規制と廃止に係る安全規制の関係 | - | 9 |
| (3) 解体措置時及び廃止措置時の原子炉設置者等の義務 | - | 9 |
| (4) 廃止に係る安全規制の終了の手続き | - | 10 |
| (5) 一部の原子炉を廃止する場合の手続き | - | 10 |
| 3．今後の廃止に係る安全規制のあり方 | - | 11 |
| (1) 今後の安全規制制度のあり方 | - | 11 |
| 基本的考え方 | - | 11 |
| 廃止措置に係る安全規制制度 | - | 11 |
| 廃止措置中の原子炉設置者等の義務 | - | 12 |
| 安全規制制度の設計に当たっての留意事項 | - | 13 |
| 資料 現行の試験研究用原子炉施設に係る解体・廃止の手続きの概要 | - | 15 |
| 図 - 1 現行の試験研究用原子炉施設の安全規制の概要 | - | 16 |
| 図 - 2 今後の試験研究用原子炉施設の解体・廃止に係る安全規制制度(案) | - | 17 |
| 図 - 3 現行の使用施設(施行令第16条の2該当施設) の安全規制の概要 | - | 18 |
| 図 - 4 今後の使用施設(施行令第16条の2該当施設)の解体・廃止 に係る安全規制制度(案) | - | 19 |
| (解体、廃止に係る関係法令) | | |
| 参考1 原子炉の解体関係 | - | 20 |
| 参考2 - 1 事業の廃止等関係 | - | 21 |
| 参考2 - 2 運転の廃止の届出、解散等の届出関係 | - | 23 |
| 参考2 - 3 使用の廃止届、解散等の届出関係 | - | 24 |
| 参考3 - 1 事業の廃止等に伴う措置関係 | - | 25 |
| 参考3 - 2 許可の取消等に伴う措置関係(原子炉の設置、運転等) | - | 27 |
| 参考3 - 3 許可の取消等に伴う措置関係(核燃料物質の使用等) | - | 28 |

(原子炉の設置、運転等に係る法令)

| | | |
|------|---------------------|-------|
| 参考 4 | 保安規定、保安規定の遵守状況の検査関係 | - 2 9 |
| 参考 5 | 施設定期検査関係 | - 3 1 |
| 参考 6 | 原子炉主任技術者関係 | - 3 4 |
| 参考 7 | 核物質防護関係 | - 3 5 |

(核燃料物質の使用等に係る法令)

| | | |
|------|-------------------|-------|
| 参考 8 | 保安規定、保安規定の遵守状況の検査 | - 4 5 |
| 参考 9 | 核物質防護関係 | - 4 8 |

| | | |
|-----------------------------------|---|-------|
| ・少量核燃料物質の使用に係る規制について | - 1 | |
| 検討の背景 | - 3 | |
| 1．国際規制免除レベルを取り入れた場合に新たに規制の対象となる範囲 | - 4 | |
| 2．規制の考え方 | - 5 | |
| (1) B S S 規制免除レベル算出シナリオによる放射能の算出 | - 5 | |
| (2) 使用の技術上の基準等の適用 | - 6 | |
| 3．今後の進め方 | - 7 | |
| | | |
| 図 - 1 | ウランの使用目的 | - 9 |
| 図 - 2 | トリウムの使用目的 | - 9 |
| 表 - 1 | B S S 規制免除レベル算出シナリオ | - 1 0 |
| 表 - 2 | B S S 規制免除レベル放射能算出計算条件 | - 1 1 |
| 表 - 3 | B S S 規制免除レベル算出シナリオを用いたレベル等の算出 | - 1 6 |
| 表 - 4 | 核燃料物質の使用等に関する規則第 3 条 (使用の技術上の基準) の適用性について | - 1 7 |
| 表 - 5 | 核燃料物質の使用等に関する規則第 3 条の 2 (貯蔵の技術上の基準) の適用性について | - 1 9 |
| 表 - 6 | 核燃料物質の使用等に関する規則第 4 条 (工場又は 事業所内の廃棄の技術上の基準) の適用について | - 2 0 |
| 表 - 7 | 核燃料物質の使用等に関する規則第 2 条 1 1 (記録) の適用について | - 2 3 |
| 参 考 | 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(抜粋) | - 2 6 |

| | | |
|--------------------------------|---|----|
| ・自然放射性物質の使用に係る安全管理について | - | 1 |
| 検討の背景 | - | 3 |
| 1．自然放射性物質について | - | 4 |
| 2．海外における自然放射性物質の規制状況 | - | 4 |
| 3．利用実態 | - | 5 |
| 4．我が国における自然放射性物質の安全規制の現状 | - | 6 |
| 5．自然放射性物質に対する規制の考え方 | - | 6 |
| 6．我が国における自然放射性物質を含む物質に関する過去の事例 | - | 7 |
| 7．当面の対応 | - | 7 |
| 表 - 1 自然放射性物質を含む物質の分類と対応案 | - | 8 |
| 表 - 2 海外における規制の現状 | - | 10 |

研究炉等安全規制検討会委員名簿（平成16年11月現在）

「研究炉等安全規制検討会」の開催について（平成14年7月科学技術・学術政策局）

「原子力安全規制等懇談会」の開催について（平成14年5月科学技術・学術政策局）

はじめに

研究炉等安全規制検討会は、文部科学省における原子力安全行政の透明かつ効率的な展開に資するために設置された原子力安全規制等懇談会の下に置かれ、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく試験研究用原子炉施設等に対する安全規制に関し、関係する専門家の検討を加えることを目的として、平成14年7月より活動を開始してきているところである。本検討会では、原子力の安全規制を巡る動向を踏まえ、合理的で実効的な安全規制の実現に向けて検討を行うこととしており、既に、試験研究用原子炉施設の解体・廃止手続及び解体中の原子炉施設に対する安全規制のあり方、試験研究用原子炉施設の高経年化対策のあり方、保安活動への品質保証の取り入れなどに関する検討結果については、安全規制に反映されてきたところである。

現在の原子力の安全規制を巡る状況として、以下のことが挙げられる。

テロリズムの脅威が世界を揺るがす昨今の緊迫した国際情勢の下で、核物質を巡る状況は一段と厳しさを増していることが指摘されている。このことから、原子力の平和利用を国是とする我が国においても、国際原子力機関（IAEA）の最新のガイドラインへの対応を図るなど、一段と核物質防護を強化し、原子力施設の防護水準を国際的レベルに合わせることを求められている。これに対応して、試験研究用原子炉施設等についても核物質防護に関する適切な措置を採ることが必要となっている。

一方、国内では、現在、8基の試験研究用原子炉施設が解体中という状況にある。今後、これらの解体作業の進展により発生する廃棄物については、一義的には、発生者の責任において、原子炉設置者が自らの廃棄物の処分のために主体的に取り組む必要があることは言うまでもないが、国としても、原子炉設置者のこのような活動に必要な対応を図るとともに、これに係る技術的基準や安全規制の枠組みを明確に定めつつ、原子炉設置者の行う保安活動に適切な関与が行えるよう現行の安全規制制度を見直すことが必要となっている。

ちなみに、試験研究用原子炉施設や核燃料物質の使用施設等を設置して原子力の安全研究等を含む様々な研究開発や教育研究を行っている日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構等の研究機関、大学等からの放射性廃棄物の処分の実現に関し、文部科学省では「RI・研究所等廃棄物の処分事業に関する懇談会」が設置され、処分事業の実施に向けての課題等についての検討が行われており、平成16年3月に報告書が取りまとめられ公表されている。同報告書によれば、こうした放射性廃棄物の処分の実現は、原子力の研究開発を含む科学技術活動を今後とも着実に進めるために不可欠な課題であり、関係者においては、問題を先送りすることなく、最優先の課題として具体化を図って行くべきとの見解が示されている。

このことから、試験研究用原子炉施設や核燃料物質の使用施設に係る安全規制においては、廃棄物に対する合理的な安全規制制度を早期に明確化することが必要となっている。その一つとして、具体的には、ある物質に含まれる微量の放射性物質に起因する線量が、自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できるものであるならば当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、放

放射線防護に係る安全規制の枠組みから外すという考え方、いわゆるクリアランスを制度として導入することが考えられる。クリアランス制度の導入は、原子力の研究、開発及び利用に伴い発生する廃棄物等を資源として再使用・再利用することが可能となり、廃棄物量の低減に寄与するとともに、廃棄物の安全かつ合理的な取扱いに大きく寄与するものと期待される。

また、解体・廃止に係る安全規制制度については、解体・廃止の経験が全くなかった時代に制定されたものであり、これまで文部科学省においては、現行制度の運用面で様々な工夫をしつつ安全規制を実施してきたところであるが、解体・廃止に係る安全規制の経験がかなり蓄積され、改善することが望ましい種々の課題が明らかとなってきたことから、今後の試験研究用原子炉施設等の解体・廃止措置の進行を念頭に置いて所要の制度改正を行うことが重要な課題となっている。

このほか、放射線防護に関連して、放射線審議会では、平成14年10月に国際原子力機関（IAEA）の「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」（BSS）規制免除レベルを国内法令に取り入れることが適切であるとする報告書「規制免除」についてが了承されている。また、原子力安全委員会では、平成15年3月にBSS規制免除レベルの国内規制体系への取り入れ等に際しての基本的な考え方を取りまとめた報告書「国際基本安全基準（BSS）の規制免除レベルの国内規制体系への取り入れに当たって」が了承されている。この報告書の中で、今後の規制に関連して考慮すべき留意点の一つとして、「核燃料物質等の使用については、原子炉等規制法で規制されているが、BSS規制免除レベルを超える量の核燃料物質等の使用については、関係省庁において、放射線安全の観点から検討することが必要である。」と記載されており、文部科学省としても検討することが必要となっている。

以上の試験研究用原子炉施設等に関する安全規制の現状を踏まえ、本検討会では、核物質防護の強化、試験研究用原子炉施設等に係るクリアランス制度、解体・廃止制度のあり方並びに少量核燃料物質の使用に係る規制及び自然放射性物質の使用に係る安全管理のあり方について、検討を行うこととした。

研究炉等安全規制検討会委員名簿

平成16年11月現在

| | | |
|------------|------------|--|
| しろや 代谷 | せいじ 誠治 | 京都大学原子炉実験所教授 |
| てらい 寺井 | たかゆき 隆幸 | 東京大学大学院工学系研究科原子力工学研究施設教授 |
| うりう 瓜生 | みつる 満 | 核燃料サイクル開発機構東海本社技術展開部次長 |
| こさこ 小佐古 | としろう 敏荘 | 東京大学原子力研究総合センター助教授 |
| さくらい 桜井 | ふみお 文雄 | 日本原子力研究所東海研究所研究炉部長 |
| たかはし 高橋 | としお 俊夫 | 日本原燃株式会社燃料製造部長 |
| たんざわ 丹沢 | とみお 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 |
| つちや 土屋 | ともこ 智子 | 財団法人電力中央研究所社会経済研究所上席研究員 |
| はちや 蜂谷 | みさを | 独立行政法人放射線総合医学研究所緊急被ばく医療研究センター 被ばく医療部主任研究員 |
| かんだ 神田 | れいこ 玲子 | 独立行政法人放射線医学総合研究所企画室評価担当調査役 |
| はやし 林 | なおみ 直美 | 核燃料サイクル開発機構東海事業所プルトニウム燃料センター 技術部部長 |
| まえだ 前田 | みのる 穰 | 財団法人発電設備技術検査協会 I S O 審査登録センター審査グループ長 |
| やまなか 山中 | しんすけ 伸介 | 大阪大学大学院工学研究科教授 |

・核物質防護の強化について

．核物質防護の強化について

検討の背景

2001年9月11日の米国同時多発テロ事件以降、テロのような脅威に対する措置を強化すべく、各省庁におい様々な取り組みがなされてきたところである。文部科学省における核物質防護については、関係省庁と連携を取りながら、対策の強化について検討を行ってきた。

経済産業省においては、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子防災小委員会及びその下の危機管理ワーキンググループにおいて、IAEAのガイドライン「核物質防護に関する勧告」の最新版（INFCIRC/225/Rev.4）（資料1）等を参考にしつつ、核物質防護の強化について検討を行ってきており、今般、その報告書が取りまとめつつある。

一方、文部科学省においては、経済産業省とも密接に連携を取り、規制当局間で齟齬をきたさないように調整をしながら検討を行ってきている。その中で、文科省所管施設特有の核物質防護強化策について、核物質防護の専門家からの助言を聴取しながら、またかねてより、同省において調査をしてきた原子力関係主要各国の状況も踏まえつつ、検討を重ねてきたところである。

以上のように、文部科学省が所管する施設に係る核物質防護について、設計基礎脅威（Design Basis Threat：DBT）の策定と核物質防護区分（資料2）に応じた適用等による核物質防護措置の強化、事業者に対する守秘義務制度の導入及び核物質防護検査の導入の3つを柱とする制度面での強化に関する検討を行った。

1. 設計基礎脅威（DBT）の策定と適用

（1）設計基礎脅威とは

核物質の不法移転又は妨害破壊行為を企てる恐れのある潜在的内部者及び又は内部からの、敵の属性及び性格は設計基礎脅威（以下「DBT」という。）と定義され、これに対して核物質防護システムを設計し、評価することがINFCIRC/225/Rev.4において求められている。

DBTは、核物質防護に係る事業者への規制を担当する規制当局が、脅威情報や治安情報を保有する治安当局と協議し、策定する。このDBTを用いた規制手法は、事業者に現実の脅威に対し、自らの責任で脅威に対する防護措置の評価を行わせ、効果的な防護措置を講じさせる手法である。

具体的には、現実的・合理的に想定し得る複数の仮想敵の種類、人数、能力などをDBTとして設定し、事業者が核物質防護システムを構築する際の設計の基礎とする。

（2）各国の状況

主要国等のDBT適用況等を資料3にまとめた。英仏及び米国エネルギー省（以下「DOE」という。）においては、防護対象の全ての施設に対して、DBTを適用しているのに対して、米国原子力規制委員会(以下「NRC」という。)においては、区分のうち核燃料サイクル施設及び原子力発電所にのみDBTを適用している。

NRCのDBT適用範囲に関しては、既に1970年代後半から続いているものであるが、DBTを適用すれば比較的複雑で大規模な施設固有の特性に応じた防護措置を事業者の責任において取らせることができることから、施設に存在する核物質の重要性や施設の規模等を考慮して、区分施設のうち核燃料サイクル施設及び原子力発電所について、DBTを適用することとしている。それ以外の施設については、比較的小規模で核物質の重要性も比較的低く、また自ら防護措置を設計するノウハウ等を必ずしも有していないため、これらにDBTを適用することは現実的ではなく、NRCが画一的な防護措置を示す規制手法を採用しているとのことである。

（3）経済産業省所管施設におけるDBT適用方針

経済産業省において、原子炉等規制法により防護措置が義務付けられている所管施設は、再処理施設・MOX加工施設(区分)、原子炉施設(実用炉・研究開発段階炉)(区分・)、ウラン加工施設(区分)があり、その適用方針を資料4にまとめた。

(総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力防災小委員会報告書案)

事業者が現実の脅威に的確かつ迅速に対応し、効果的な防護措置を講ずるためには、事業者が核物質防護システムの設計に当たり考慮すべき脅威 (Design Basis Threat (DBT)) を国が策定し、事業者に提示し、事業者は当該脅威情報に基づき具体的な核物防護システムを構築することが重要である。

設計基礎脅威 (DBT) は、核物質の不法移転及び原子力施設への妨害破壊行為の防護の観点から、十分な防護体制を講ずる必要のある施設、すなわち区分施設及び原子力発電所を対象に策定する。

原子力施設に対する脅威を想定し、当該施設に効果的な防護措置を講ずることが核物質防護の基本的取り組み姿勢であり、設計基礎脅威 (DBT) の策定・適用はその手段の一つであること、また、規制の有効性の観点や施設の特性等から、あらゆる原子力施設の核物質防護に設計基礎脅威 (DBT) を導入することは適当でない。

上記の観点から、設計基礎脅威 (DBT) の策定対象以外の施設 (区分・の加工施設等) については、設計基礎脅威 (DBT) は策定しないが、施設の特性に応じた脅威及びそれに対する防護水準等を国及び事業者が評価し、適切な防護措置を講ずる必要がある。

経済産業省においては、核物質の不法転移及び原子力施設への妨害破壊行為の観点から、その潜在的な影響を考慮し、DBTを適用する施設としない施設を設定した。

(4) 文部科学省所管施設におけるDBT適用方針

文部科学省所管の防護対象の原子力施設は試験研究炉及び核燃料物質の使用施設であるが、施設に存在する核物質の量や形状、その使用目的などが多様であり、施設や事業者の規模も様々である。一方、DBTは、核物質の不法移転及び原子力施設への妨害破壊行為の防護の観点から、十分な防護体制を講ずる必要のある施設に適用することが必要である。よって、当省所管施設については、資料4のとおり、区分施設並びに高濃縮ウラン、プルトニウム及びウラン233使用施設に対してDBTを適用することとし、事業者が自らの責任において決定した防護措置を国が認可(事業者が核物質防護規定に記載する)することとする。その際、DBTで想定される脅威については、核物質の量、形状などに応じたものを適用するものとする。

一方、その他の施設については、設計基礎脅威 (DBT) は策定しないが、施設の特性に応じた脅威及びそれに対する防護水準等を国及び事業者が評価し、適切な防護措置を講ずることとする。

(5) 守秘義務制度の導入

DBTを始めとする脅威情報や、原子力施設における具体的な防護措置情報などは、核物質防護の水準を保つ上で、国、事業者における管理の徹底が必要不可欠である。また、INFCIRC/225/Rev.4においては、国が核物質防護の水準を損なう恐れがある情報の適切な保護を保障するための措置をとる、そのような情報の機密性に関する要件を明確にする、機密性に違反したものに対する処罰することなどを求めている。我が国においては、核物質防護秘密の守秘義務に関する規定が未整備であることから、守秘義務制度を導入することとする。

基本的考え方

INFCIRC/225/Rev.4や欧米主要国の核物質防護に係る機密保護制度を踏まえるが、一方で、原子力基本法の基本精神である情報の公開も考慮し、核物質防護秘密の対象は、当該情報が漏洩した場合に著しい危険の増大が予想される情報や核物質防護の効果的な実施に必要な不可欠な情報等、最小限の範囲に留める。

また、公開済みあるいは、当該情報に関与する者が不特定多数に及ぶ場合等は、実質的に機密の保持が困難と考えられることから、秘密の対象とはしない。

核物質防護秘密の種類と範囲

具体的には、不法に開示されると核物質及び原子力施設の防護を損なう恐れがある個別の又は詳細な情報を核物質防護秘密と定義し、核物質防護秘密となる情報を脅威情報、防護情報、施設情報に分け、IAEAの技術指針であるTECDOC-967「INFCIRC/225/Rev.4の実施のための指針と考察」を参考に、秘密情報を区分した。(資料5)

この区分を参考に、事業者が法に従って別途定める核物質防護規定(以下「PP規定」という。)に秘密情報等を特定・記載し、国がその審査・認可を通じて、最終的にどの情報が秘密情報として取り扱われなければならないかを決定する。

守秘義務対象者の範囲

核物質防護秘密を知り得る者は、業務上必要とされる最小限の範囲に限定するとともに、当該者に対しては罰則を伴う守秘義務を課す。

守秘義務対象者の範囲は、当該秘密の作成及び利用に業務として関与した者すべてとする。具体的には、の脅威情報については、設計基礎脅威(DBT)の策定に当たった規制当局及び治安当局職員、設計基礎脅威(DBT)に基づき防護措置を講じた事業者、警備会社の職員等、の防護情報については、事業者の他、事業者から委託を受けて防護設備の設計・施工に当たった設計・施工業者等、の施設

情報については、事業者、設計・施工業者の他、設備の保守点検を行う維持管理業者、警備を担当する警備会社の職員等である(資料6)。

守秘義務対象者以外の者が、核物質防護秘密に関与することは原則として認められないが、緊急事態(火災時の消火活動等)や行政上の必要性(法令に基づく検査や刑事事件に係る捜査の場合等)が生じた場合等は、例外的に関与が認められるものとする。

(6) 核物質防護検査の導入

防護措置等を規定した P P 規定の遵守状況を国が監視し、防護措置が的確に実施されていることを確認するため、事業者が講じた防護措置の妥当性を国が定期的に検査する制度が必要である。

また、I N F C I R C / 2 2 5 / R e v . 4 においても、国が定期的検査によって核物質防護規則及び許認可条件の継続的遵守を検証し、必要な時には事業者に対して改善措置命令を発出して確実に核物質防護を実施させることが求められている。

このため、検査制度の実施にあたっては、事業者及び国が詳細な防護措置内容を記載した P P 規定の申請及び認可を行い、この P P 規定に記載されている防護措置の遵守状況を国が定期的に検査することとする。

この検査制度については、防護基準適合性検査、脅威到達時間評価及び模擬訓練評価の3種類の検査を実施するものとする。は P P 規定を持つ全施設、とは D B T が適用される施設に対してのみ実施する。

防護基準適合性検査は、P P 規定に記載されている項目について、下部規定等の書面審査及び防護設備の現地確認により行われる。

脅威到達時間評価(資料7)は、想定される脅威が各防護措置を破るために要する時間を現場確認し、脅威が目標に到達するまでの時間を評価する。2回目以降の検査は、防護措置及びその周辺状況に変更がないことを確認する。D B T に変更があった場合及び防護措置に変更があった場合には、その変更点について、再評価をし、現場確認する。

模擬訓練評価は、事業者が実施する想定脅威の施設への侵入等を実際に模擬した訓練の結果を評価することにより、防護措置の実効性についての確認を行う。

2. 防護措置の強化に係るその他検討必要事項

(1) 目標の設定

国は、具体的に事業者が設計する核物質防護システムの検討に必要な防護目標(例えば、治安当局が到着するまで、想定される脅威をプルトニウム粉末貯蔵庫へアクセスさせないなど)を核物質の量や形状等を考慮して設定する。

(2) 審査要領書・事業者ガイドラインの整備

国は、事業者による核物質防護システム設計の一助とするため、とりうる防護措置を具体的に示した事業者ガイドラインを作成して事業者に提示する。

また、国は改正法施行後に新たに認可申請されるPP規定の審査のため、審査要領書を整備する。事業者ガイドラインの事業者への提示時期については、守秘義務も考慮しながら経済産業省との並びを取り、適切な時期に提示するものとする。

(3) 核物質防護検査官への研修、核物質防護検査要領書等の作成

審査要領書、事業者ガイドライン等を含め、新制度対応のための検査官の研修の実施及びその教材を準備するとともに、核物質防護検査に備えた検査要領書作成を行う。

**・試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度
について**

・試験研究用原子炉等におけるクリアランス制度について

検討の背景

現在、試験研究用原子炉施設は、8基が廃止措置中であり、今後これらの廃止措置の進展に伴い、放射性廃棄物以外に放射性廃棄物でない廃棄物や放射性物質として取り扱う必要のないものの発生が見込まれているが、この中で、放射性廃棄物と放射性物質として取り扱う必要のないものについては、現在、これらを区分する基準がないため、放射性物質として取り扱う必要のないものであっても、管理区域に存在した物等については全て放射性廃棄物として取り扱っている。これは放射性廃棄物の量を徒に増やすことに繋がり、合理的かつ実効的な原子力規制の本来のあり方と矛盾するものとなっている。また、このことは廃棄物等の発生量抑制、製品などへの再使用、原材料としての再生利用等、循環型社会形成推進のための近年の潮流に逆行するものとなっている。以上のことから、今後の廃止措置の進展及び新たな廃止措置の発生を念頭に、放射性廃棄物と放射性物質として取り扱う必要のないものを区分する制度を早期に確立することが望まれる。これらの処分については、第一義的には、発生者である原子炉設置者が主体的に取り組むことが求められる。一方、国は、原子炉設置者のこうした活動に係る判断の基準や規制の枠組みを明確に示すとともに、原子炉設置者の保安活動に適切な関与が行えるよう現行の規制制度を見直す等の措置が必要である。

試験研究用原子炉施設や核燃料物質の使用施設等を設置して、原子力の安全研究や様々な研究開発や教育研究を行っている日本原子力研究所、核燃料サイクル開発機構等の研究機関、大学等（以下、「原子炉設置者等」という。）の放射性廃棄物の処分の実現に関して、文部科学省では、「R I・研究所等廃棄物の処分の事業に関する懇談会」が設置され、処分事業の実施に向けての課題等について検討が行われ、平成16年3月に、その結果が報告書として取りまとめられ、公表されている。同報告書によれば、こうした放射性廃棄物の処分の実現は、原子力の研究開発を含む科学技術活動を今後とも着実に進めるために不可欠な課題であり、関係者においては、問題を先送りすることなく、最優先の課題として具体化を図っていくべきとの見解が示されている。

一方、原子力安全委員会は、平成11年3月に、主な原子炉施設（軽水炉及びガス炉）における固体状物質（コンクリート及び金属）を対象とした報告書「主な原子力施設におけるクリアランスレベルについて」を取りまとめ、我が国におけるクリアランスレベルの規準値を示している。その後、平成13年7月に、軽水炉及びガス炉以外の原子炉施設を対象とした報告書「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」を取りまとめている。さらに、平成15年3月に、照射済燃料及び原子炉で照射された燃料被覆管や燃料集合体を構成する材料を取り扱う施設を対象とした報告書「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」を取りまとめている（以下、原子力安全委員会のこれらの報告書を「安全委員会報告書」という。）。原子力安全委員会が示したクリアランスレベルは、

国際原子力機関（ I A E A ）が平成 8 年に出版した技術文書「TECDOC-855」の考え方に基づき、科学的な観点から、我が国の評価経路等を想定し、具体的に算出したものであるが、 I A E A では、「TECDOC-855」に示したクリアランスレベルについて見直しを行い、平成 1 6 年 8 月に「規制除外、規制免除及びクリアランス概念の適用」（IAEA 安全指針 RS-G-1.7）として出版した。現在、原子力安全委員会では、RS-G-1.7 で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を抽出し、安全委員会報告書のクリアランスレベルの再評価を行っているところである。

また、同委員会は、平成 1 3 年 7 月に、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」（以下、「検認報告書」という。）を取りまとめ、クリアランスレベル検認にあたっての基本的な考え方を示した。この中で、同委員会は、クリアランスレベル検認を行う際の具体的な方法（運用）については、クリアランス制度が運用されるまでに行政庁によって整備されるべき物であるとしている。

クリアランス制度については、原子力安全委員会のこれまでの取り組みと、日本原子力発電(株)の東海発電所の廃止措置を受け、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において、原子力施設を対象とした報告書「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」（以下「廃棄物安全小委員会報告書」という。）が取りまとめられており、クリアランスレベル検認に当たって必要な技術的要件に関する基本的事項が示されている。

このような試験研究用原子炉施設の現状、放射性廃棄物の処分の実現に向けた事業者の取り組み、クリアランス制度の整備に向けた検討の現状を踏まえ、研究炉等安全規制検討会（以下「規制検討会」という。）では、試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度の導入に向け、原子力安全委員会によるクリアランスレベル及びクリアランスレベル検認の基本的考え方等を踏まえ、国と原子炉設置者等のそれぞれの果たすべき役割を考慮しつつ、制度のあり方について検討を行った。

1 . クリアランス制度とその意義

日常生活における自然界の放射線やリスクとの関連を考慮すれば、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ものであるならば、当該物質を放射性物質として扱う必要がないとして、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」といい、このような考え方は、放射線防護の観点から合理的である。

また、クリアランスの制度化は、原子力の研究、開発及び利用に伴い発生する廃棄物等を資源として再使用・再利用することが可能になるとともに、廃棄物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となる。

2 検討に当たっての前提

原子力の開発利用に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分については、発生者である原子炉設置者等が、公衆の健康や環境に配慮し、適切かつ確実にを行う社会的責任がある。この社会的責任を履行するため、原子炉設置者等は、クリアランスの判断を厳密に行い、クリアランス以下と判断したものに放射性廃棄物が混入しないよう厳格な保管管理を行うことが求められる。

一方、国は、放射性廃棄物の処理処分に係る制度等を整備し、これに関連する技術基準等を明確化するとともに、原子炉設置者等が行う放射性廃棄物の処理処分に係る業務の検認等を適切に行うなど、放射性廃棄物の処理処分に關し、適切な関与を行う責任がある。

検討に当たっては、以下に示すような、クリアランスレベルを採用し、クリアランスの対象を固体状物質に限定し、このような原子炉設置者と国の役割分担を考慮してクリアランスレベル検認制度について検討することを前提とした。

2 - 1 クリアランスレベル

「クリアランスレベル」とは、「放射性物質として取り扱う必要がない物」を区分するレベルをいい、「放射性物質として扱う必要がない」ことを満足する要件は、当該物質に起因する線量が「自然界の放射線のレベル」と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こと」である。また、原子力安全委員会は、実際のクリアランスレベルを導出するための目安値として、年間 $10 \mu\text{Sv}$ （自然界から受ける年間の被ばく線量の $1/100$ 以下）を用い、この線量を放射性核種の濃度に換算して得られた基準値をクリアランスレベルとして示している。（参考1、2、3参照）

2 - 2 クリアランスの対象

今回の検討においては、試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設の廃止措置等(運転及び廃止措置) 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、焼却処理を行うものは除く) をクリアランスの対象とする。

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 (建家構造物、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) を指す。

2 - 3 クリアランスレベル検認と国の関与

(1) クリアランスレベル検認の流れ

クリアランスレベルを用いて、「放射性物質として扱う必要がない物」であることを原子炉設置者等が判断し、その判断に加えて規制当局が適切な関与を行うことを「クリアランスレベル検認」という。試験研究用原子炉施設等の廃止措置は、設備機器や建家の解体撤去、解体物の搬出など様々な作業が段階的に実施されることから、クリアランスレベル検認は、実際に想定される廃止措置の流れに沿って実施されることが重要である。廃棄物安全小委員会報告書において検討されたクリアランスレベル検認では、2段階の国の関与が示されており、第1段階は「事業者が策定する「対象物の測定・判断方法」の妥当性確認 (認可)」、第2段階は、「認可を受けた方法に基づいて測定した記録の確認」となっている。クリアランスレベル検認に関する具体的な流れを参考4に示す。

(1 - 1) 原子炉設置者等による事前の評価と国による認可

原子炉設置者等は、事前の評価によって、クリアランスレベル検認対象物の汚染状況や物量を把握し、対象となる範囲の設定や放射性核種の濃度の測定・クリアランスを判断するための条件設定を的確に行うための情報を収集する。また、事前の評価結果に基づき、具体的なクリアランスレベル検認対象物を選定するとともに、当該対象物を発生場所、材質、汚染形態、解体工程などに応じて分類する。また、必要に応じ除染やはつりなどの前処理により検認対象物から放射性廃棄物を分離する。さらに、個別に対象物の測定などに着手する前に、対象物の放射性核種の濃度を測定し、その濃度を判断する (以下、「測定・判断」という。) ための方法などを設定する。国は、原子炉設置者等が定めた対象物の測定・判断の方法について認可を行う。

(1 - 2) 原子炉設置者等による検認対象物の測定・判断と国による確認

原子炉設置者等は、個別の対象物の性状などに応じた解体工程を選択し、その工程に従って国の認可を受けた測定・判断の方法に基づき放射性核種濃度を測定するとともに、クリアランスレベル以下であることを判断する。また、その測定・判断に関する記録を作成し保管する。国は、測定・判断に関する記録より、クリアランスレベル以下であることを確認する。原子炉設置者等は、クリアランスレベル以下であること

が確認された物を実際に搬出するまでの間、適切に保管・管理する。

これらクリアランスレベル検認の一連の流れは、厳格な品質保証の下に実施する。

なお、廃棄物安全小委員会は、発電用原子炉のように、大量の物量が想定される原子炉の廃止措置を例に検討がなされているが、廃棄物安全小委員会で検討された結果については、基本的に他の原子力施設から発生する廃棄物のクリアランスにも適用し得るものであるとしている。

(2) 試験研究用原子炉施設等でのクリアランスレベル検認における国による確認の基本的な考え方

原子力安全委員会の検認報告書においては、「クリアランスレベル以下であることの検認は、原子炉設置者によるクリアランスレベル以下であることの判断に加えて、国に係る検認の確実性を担保する事が重要である。」旨示されている。

これを踏まえ、試験研究用原子炉施設等でのクリアランスレベル検認においては、原子炉設置者等により、事前の評価、測定・判断、保管・管理等の各段階が確実に履行されること、また、その結果として対象物中の放射性核種の濃度が確実にクリアランスレベル以下となることが求められる。一方、クリアランスレベル検認における国の関与としては、発電用原子炉施設に対して検討されたものと同様に、原子炉設置者等が事前の評価を基に策定する対象物の測定・判断の方法の妥当性を確認（認可）するとともに、認可を受けた方法に基づいて原子炉設置者等が測定した対象物がクリアランスレベルを満たしていることについて確認を行うことが求められる。

特に、対象物の測定・判断の方法については、国の定める技術基準を基に原子炉設置者等自らが策定するものであり、測定・判断の品質保証にもかかわる重要なものであること、試験研究用原子炉施設等では、施設毎に対象となる放射性核種やその濃度が異なる可能性を有し、当該方法の妥当性を確認することは放射線防護の観点からも重要であることから、実際の測定の前にその内容の妥当性について国の認可を受けることが妥当であると考えられる。また、国の認可を受けた「対象物の測定・判断の方法」については、対象物の放射性核種の組成比に変更が生じうる場合など前提条件に変更が生じるときには、改めて認可を受けることが妥当である。国が妥当性を確認する項目としては、評価対象とする放射性核種の選択や組成比の設定方法、対象物の特性に応じた測定条件の設定や測定方法、測定結果の評価方法、測定・判断が終了した対象物に関する記録やその一時保管の方法、品質保証計画の策定状況などが考えられる。

原子炉設置者等が行った「対象物の測定・判断結果」については、認可を受けた測定・判断方法の下に行われたものであり、国が基本的には記録に基づいて確認を行うが、検認の客観性、信頼性を高める観点から、必要に応じ抜き取りによる測定を行うことも考慮すべきである。また、このような確認については、解体工事の進捗状況、測定後の対象物の保管容量・搬出の状況などに応じて適切に実施されることが望ましい。なお、クリアランスレベル検認に係る品質保証活動が適切に実施されていることの確認については、国は適切な機会を通じてこれを行うこととする。

試験研究用原子炉施設等及び発電用原子炉施設の設置、運転等に係る諸手続は、基本的には、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。)に基づくものであり、施設の解体等に伴って発生する固体廃棄物の物量の大小の違いはあれ、クリアランスレベル検認のための制度の導入にあたっては、当該規制法の中で整合のとれたものとするのが重要である。

なお、試験研究用原子炉施設等は使用の目的に応じ、様々な施設が存在するため、解体等に伴って発生する固体状廃棄物の検認にあたっては、測定・判断の方法に関し、最新の技術的知見を取り入れるとともに、適切かつ柔軟な対応を図ることが望まれる。

3．検討の内容

3 - 1 検討項目の抽出

試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度の検討にあたっては、廃棄物安全小委員会報告書に示された原子力施設を対象とした「クリアランスレベル検認制度」、「クリアランスレベル検認方法等の技術的要件」を参考にしつつ、当該報告書のケーススタディとして用いられた発電用原子炉施設と、今回検討を行う試験研究用原子炉施設等の相違点を踏まえて、次の5つを検討項目として抽出した。

(1) クリアランスレベル検認制度関係

- (1 - 1) 発電用原子炉施設と試験研究用原子炉施設等との違いによるクリアランス検認制度の相違点の有無
- (1 - 2) 原子炉等規制法及び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。)の双方の規制を受けている施設に対するクリアランス検認制度の適用性
- (1 - 3) 運転に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル検認制度の適用性

(2) クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係

技術的要件については、発電用原子炉施設と試験研究用原子炉施設等の違いを考慮し、以下の点について検討を行った。

- (2 - 1) クリアランスにあたって着目すべき重要放射性核種の相違点
- (2 - 2) 重要放射性核種の違いによるクリアランスレベル検認方法の相違点

3 - 2 検討の内容

(1) クリアランスレベル検認制度関係

(1 - 1) 発電用原子炉施設と試験研究用原子炉等の違いによるクリアランス検認制度の相違点の有無

試験研究用原子炉施設等の廃止措置に伴い発生する固体状物質（固体廃棄物）の量については、例えば参考5に示すように、平成14年に廃止措置が完了した日本原子力研究所のJPDR（熱出力90,000kW）の廃棄物に対しクリアランスの適用を想定した場合、発生した約24,400トンの廃棄物の内訳は、低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの約1,023トン、放射性物質として取り扱う必要のないもの約2,724トン、放射性廃棄物でないもの約20,670トンと試算される。現在は、これら低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの及び放射性物質として取り扱う必要のないものうち、その半分に相当する約2,070トンは、低レベル放射性廃棄物として、保管廃棄施設で保管廃棄されている。また、生体しゃへい材残部のようなコンクリート約1,670トンについては、低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの極めて低いものとして同研究所の敷地内で廃棄物埋設実地試験に供されている。また、放射性廃棄物でない廃棄物は、同研究所敷地内の所定の場所に搬出し管理されるとともに、建家の解体に伴って発生したコンクリートの一部は粉碎され、建家解体後の埋め戻し材として利用されている。

また、現在廃止措置中の同研究所のJRR-2（熱出力10,000kW）の解体に伴い発生する固体廃棄物の量は、約13,831トン（低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの約538トン、クリアランスレベル以下のもの約2,561トン、放射性廃棄物でないもの約10,732トン）と見込まれている。

さらに、武蔵工業大学炉や立教大学炉のように、熱出力100kW級の試験研究用原子炉施設の廃止措置に伴い発生する固体廃棄物の量は、約600トン～1,600トン（低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの約120トン～150トン、クリアランスレベル以下のもの約200～220トン、放射性廃棄物でないもの約160トン～1,210トン）と見込まれている。

このほか、核燃料使用施設のうち、照射済燃料及び材料を取り扱う施設（以下「ホットラボ」という。）の廃止措置に伴い発生する固体廃棄物の量は、日本原子力研究所のホットラボの場合、約23,032トン（低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの約156トン、クリアランスレベル以下のもの約1,082トン、放射性廃棄物でないもの約21,794トン）と見込まれている。

これら発生量は、110万kW級の原子炉施設1基当たりの廃止措置に伴い発生する固体廃棄物の量495,000トン～536,000トン（低レベル放射性廃棄物として管理が必要なもの6,000トン～12,000トン、クリアランスレベル以下のもの12,000トン～29,000トン、放射性廃棄物でな

いもの477,000トン～495,000トン)に比べ、大幅に少なくなっている。

このように試験研究用原子炉施設等から発生する固体廃棄物の量が少ないということは、クリアランス検認に係る作業量が減少するという意義を有するが、クリアランスレベル検認制度や検認の対象物、検認の基準及びクリアランスレベル以下であることの判断基準などのクリアランスレベルの検認手法等の技術的要件は、物量により影響されるものではないことから、当該検認制度及び検認方法等の技術要件は、試験研究用原子炉施設等から発生する固体廃棄物についても適用すべきであると考ええる。また、原子力安全委員会の示したクリアランスレベルは、少なくとも10トン程度の固体状物質ごとに平均化された濃度であるとして算出されたものであるが、試験研究用原子炉施設等の廃止措置に伴って発生する廃棄物量は、この量を上回っており、クリアランスを適用するための十分な廃棄物量を有していると考えられる。

(1-2) 原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制を受けている施設に対するクリアランス検認制度の適用性

試験研究用原子炉施設等については、原子炉等規制法に加え、放射線障害防止法の規制対象となる施設も存在しており、このような施設においては、両規制の対象となる廃棄物の混在が考えられる(参考6)。この中で、試験研究用原子炉施設の一部に見られるように、原子炉起動用に用いる中性子線源等、密封された放射性同位元素の使用のためのみに放射線障害防止法の規制対象ともなっている施設については、使用履歴において確実に放射性同位元素による汚染が排除できると考えられるため、放射性同位元素を当該施設外へ搬出し、放射線障害防止法の規制対象から外した上で、原子炉等規制法の規制の下に廃止措置を実施することにより、クリアランス制度を適用することが可能になると考えられる。

一方、施設によっては放射性同位元素の使用や廃棄物の貯蔵等で引き続き放射線障害防止法の規制を受け、使用されることも想定されることから、今後、このような施設に対する廃止措置が安全性を損なうことなく円滑に行われるよう、国において、引き続き検討を行う必要がある。

(1-3) 運転に伴って発生する廃棄物に対するクリアランスレベル検認制度の適用性

試験研究用原子炉施設等では、施設の廃止措置以外にも、施設の改造に伴い、配管等の金属廃棄物やコンクリート廃棄物が発生する。このような廃棄物のうち、その汚染の由来が原子炉冷却材による二次的な汚染、あるいは放射化による汚染など、廃止措置によって発生する固体状物質と同等の固体状物質についてもクリアランス制度を適用することが妥当であると考えられる。

なお、試験研究等で日常的に発生する廃棄物については、すでに発生している

ものは、様々な汚染レベルの廃棄物が混在して管理されていることが想定される。また、今後発生するものについても、定常的に発生し、かつその量が少ないことが想定されることから、このような廃棄物のクリアランスを行うためには、クリアランスレベル検認等について、引き続き検討する必要がある。

(2) クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係

(2-1) クリアランスにあたって着目すべき重要放射性核種の相違点

原子力安全委員会では、これまで、クリアランスの評価対象核種として、58核種のクリアランスレベルを示している。また、この中から、クリアランスを判断するための重要放射性核種を原子炉施設及び核燃料使用施設について選定し、それぞれの核種について「クリアランスレベル算出結果に基づく基準値」(以下、「基準値」という。)を導出している(参考2, 3参照)。また、IAEAでは、規制免除レベルの算出方法等を示した安全レポート(以下、「RS-G-1.7」という。)において、人工起源の257核種について規制免除の対象となる放射能濃度を示している。

このため、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方法に対する技術要件として、着目すべき核種が、原子力安全委員会によって基準値が示された重要放射性核種であるか、仮に異なる核種が着目すべき核種となった場合、すでに原子力安全委員会等によってクリアランスレベルが示されている核種であるかといった点について検討を行った。

試験研究用原子炉施設等のうち、軽水炉型試験研究用原子炉施設、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高速炉「常陽」については、原子力安全委員会において、すでに重要放射性核種の評価が行われており、重要放射性核種は、発電用原子炉施設に対して評価された核種と同じ核種であることが確認されている。このうち、軽水炉型試験研究用原子炉施設は、JPDRの運転年数及び熱出力をモデルとして重要放射性核種の評価が行われているが、JPDRに用いられている一般的な炉内構造物材料であるステンレス、コンクリートの放射化生成物に加え、試験研究用原子炉施設に特徴的な炉内構造物材料であるアルミニウムの放射化生成物についても評価が行なわれており、炉内構造物材料にアルミニウムを用いている他の軽水炉型試験研究用原子炉施設(例えば、JRR-3、JRR-4、JMT-R)に対しても適用できるものとなっている。また、原子炉施設設置者が放射性物質として取り扱う必要のないものの量を独自に評価した結果、評価が行われた10施設全てについて、重要放射性核種はすでに原子力安全委員会によって示された原子炉施設に対する重要放射性核種に含まれる核種となった(参考7)。

原子力安全委員会では、検討を行った原子炉施設(軽水炉、ガス炉、重水炉、高速炉)以外の原子炉施設の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物について、臨界実験装置等の原子炉施設においても、主要構成材料は上記の原子炉施設の炉心

と同様の材料が使用されていることから、「放射性物質の起源が主に中性子に起因した放射化であるため放射性核種の種類、その組成等が比較的均一であることから、同じ評価を利用できる」としており、原子力安全委員会において評価された重要放射性核種及びその基準値は、多くの試験研究用原子炉施設に対し、その適用が可能であるものと考えられる。

本検討では、上記の確認のために、我が国の試験研究用原子炉施設について炉心等の材料について調査を行った。その結果、

燃料としてウランが用いられており、燃料の破損によって放出される放射性核種は、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であると考えられること

燃焼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、これまで原子炉施設において検討されてきた放射性核種と同じであると考えられること、

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、これまで原子炉施設において検討されてきた放射性核種と同じと考えられることから、我が国の試験研究用原子炉施設については、安全委員会報告書に示された重要放射性核種及びその基準値の適用が可能であると考えられる（参考 8）。

また、核燃料使用施設のうち、照射済燃料及び原子炉で照射された燃料被覆管や燃料集合体を構成する材料を取り扱う施設（以下「ホットラボ」という。）の廃止措置に伴い発生する廃棄物に対するクリアランスレベルについても、既に原子力安全委員会の報告書「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」(以下、「使用施設報告書」という。)に示されている。なお、ホットラボ以外の核燃料使用施設については、原子力安全委員会によって評価対象核種として選定された 58 核種（参考 8 参照）を基に、使用履歴、施設区分等による記録等から、個別の施設ごとに重要放射性核種の適用性を確認する必要があると考えられる。なお、核燃料使用施設で取り扱う核種が評価対象核種に含まれることは、使用施設報告書における記述「「照射後試験施設」で取り扱う照射済試料は、核燃料物質、核分裂生成物などを含有するものであり、「試験研究施設」で取り扱う放射性核種を包含している」を基に考察を行ったものであるが、実際の核燃料使用施設の廃止措置において評価される重要放射性核種がこれまで核燃料使用施設に対して評価されていたものと異なる場合についても、今後、検討を進める必要がある。検討に当たっては、重要放射性核種がこれまで原子力安全委員会によって評価されてきたこと、原子力安全委員会は、その基礎となる評価対象核種のクリアランスレベルについて海外の動向等を踏まえ、常に最新の知見を導入しつつその値の見直しを行っていることを踏まえた上で行うことが求められる。

(2 - 2) 重要放射性核種の違いによるクリアランスレベル検認方法の相違点

試験研究用原子炉施設におけるクリアランスレベル検認の対象物としては、金属については、配管、タンク、ポンプ、弁、ダクト等の機器、コンクリートについては、建家構造物等がそれぞれ考えられる。これらクリアランスレベル検認の対象物は、発電用原子炉施設で用いられているものと材質は基本的には同じものであると考えられる。また、前述のように、試験研究用原子炉施設から発生する廃棄物のクリアランスを判断するために用いられる重要放射性核種は、安全委員会報告書に示された重要放射性核種と同じ核種が想定される。

クリアランスレベル検認対象物中の重要放射性核種の濃度を測定する方法について、廃棄物安全小委員会報告書では、軽水炉の例として、直接測定または試料採取測定、放射性核種組成比及び平均放射能濃度法を用いた方法が示されている。このうち直接測定については対象物あるいは容器に収納された対象物を外部からの放射線測定により測定する方法であるが、外部からの測定が容易で放射性核種組成の主要部分を占める Co-60 のような放射性核種については、この手法を用いることができる。一方、検認対象物の外部からの直接測定が困難な放射性核種を評価する方法に、対象物の放射性核種組成比を用いる方法あるいは平均放射能濃度法が考えられる。前者の放射性核種組成比を用いる方法は、検認の対象となる解体物や建家構造物においては、放射性核種組成が類似している場合が多いことから、外部からの測定が容易で対象物の放射性核種組成の主要部分を占めるような放射性核種（以下「測定主要放射性核種」という。）を測定し、予め設定した対象物中の測定主要放射性核種と他の放射性核種の存在割合（放射性核種組成比）により、その他の評価対象放射性核種の濃度を評価するものである。また、平均放射能濃度法は、測定主要放射性核種との相関関係が見られない放射性核種の濃度を評価する場合に用いる方法であり、あらかじめ代表サンプルを採取し、その平均濃度により評価する方法である。軽水炉の例では、重要放射性核種の濃度を評価する方法として、放射性核種組成の主要部分を占める Co-60 をクリアランスレベル検認対象物の外部から測定するとともに、Co-60 の濃度との相関関係が成立する Mn-54, Sr-90, Cs-134, Cs-137, 全核種の濃度を放射性核種組成比で評価し、さらに、Co-60 の濃度との相関関係はないものの、一定の範囲に収束していると考えられる H-3 について、平均放射能濃度法で評価するといった一連の評価方法が提示されている。

試験研究用原子炉施設においては、クリアランスレベル検認対象物や重要放射性核種が発電用原子炉施設で想定されるものと同じであると考えられることから、クリアランスレベル検認対象物中の重要放射性核種の濃度を評価する上では、軽水炉で例示された方法と同様の方法を検討することが可能であると考えられる。

なお、核燃料使用施設については、原子炉で用いられる重要放射性核種以外のものとして新たに重要放射性核種 6 核種が使用施設報告書において示されており、さらに施設によっては、重要放射性核種が異なる場合も想定されるため、ク

クリアランスレベル検認対象物中の重要放射性核種の濃度測定等、クリアランスレベル検認を具体的に実施する方法について、今後原子炉設置者等において検討すべき課題があるものと考えられる。

4. 検討結果

以上の検討内容をまとめると、以下のとおりとなる。

(4-1) クリアランスレベル検認制度関係

試験研究用原子炉施設等の廃止措置に伴って発生する廃棄物の量は、発電用原子炉施設の廃止措置に伴って発生する廃棄物の量に比べて大幅に少なくなるが、この物量の違いは、クリアランス制度の導入そのものに影響を与えるものではないと考えられる。

また、試験研究用原子炉施設等の廃止に伴って発生する廃棄物に対するクリアランス検認制度としては、原子力安全委員会が示した検認報告書を踏まえ、クリアランスレベルを用いて、「放射性物質として扱う必要がない物」であることを原子炉設置者等が判断し、その判断に加えて規制当局が適切な関与を行うことが妥当である。クリアランスレベル検認における国の関与としては、国は、クリアランスレベル検認対象物の測定及び判断の方法に関する技術基準を定めるとともに、技術基準に従って原子炉設置者等が予め定める測定及び判断の方法の妥当性や測定及び判断の結果の確認を行う必要がある。

なお、原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制を受けている施設については、密封された放射性同位元素を使用する施設のように、当該放射性同位元素を施設外へ搬出する等の措置を講じた後に、放射線障害防止法による規制対象からはずすことが可能な施設に対しては、原子炉等規制法による規制によりクリアランスレベル検認が可能であるとあると考えられるが、双方の規制を受けつつ廃止措置を行う施設も存在することが想定されることから、今後、国において、これらの施設について引き続き検討を行うことが必要であると考えられる。

施設の改造等に伴って発生する金属廃棄物など、その汚染や放射化の起源が廃止措置によって発生する固体状物質と同等と判断される廃棄物については、クリアランス制度を適用することが妥当であると考えられる。

(4-2) クリアランスレベル検認方法等の技術的要件関係

試験研究用原子炉施設については、現在の原子炉で用いられている燃料、炉内構造物材料等の範囲内では、原子力安全委員会が、原子炉施設を対象として示した重要放射性核種及びその基準値を適用することが可能であることから、放射性核種濃度の測定方法等について廃棄物安全小委員会報告書に示された検認方法と同様の検認方法を用いることが可能であると考えられる。なお、試験研究用原子炉施設につ

いては、その性格上、新しい燃料や材料が使われる可能性を有しているので、クリアランスが行われる際には、国において、既存の報告書等に記載された検認方法等の適用が可能か否かを個々に検討して判断することが望ましい。

また、安全委員会報告書に示された重要放射性核種のうち、ホットラボに係る重要放射性核種は、原子炉施設に係る重要放射性核種と異なることから、今後、原子炉設置者等が行うクリアランスレベル検認対象物の測定・判断等の具体的な運用面での検討を行う必要がある。また、重要放射性核種がそのまま適用できない核燃料使用施設については、原子力安全委員会によってクリアランスレベルが示された58核種、あるいは、必要に応じ RS-G-1.7 で示された値（参考8）を基に、使用履歴、施設区分等による記録等から、個別の施設ごとに重要放射性核種を選定することが可能であるが、このような施設に対するクリアランスレベルの取扱いについては、今後検討すべき課題であると考ええる。

5. まとめ

試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度について、安全委員会報告書、検認報告書、廃棄物安全小委員会報告書を参考に、クリアランスレベル検認制度及びクリアランスレベル検認方法等の技術的要件の観点から検討を行った。その結果、核燃料使用施設に関してはクリアランスレベル検認対象物の測定・判断等、原子炉設置者等により具体的な運用上の検討を要する事項もあるが、基本的には、原子力安全委員会が示した重要放射性核種が適用できる施設については、廃棄物安全小委員会報告書で示された検認制度及び検認方法等の技術的要件を基に、クリアランス制度の導入を図ることが合理的である。一方、重要放射性核種が異なる施設に対するクリアランスレベルの取扱いについては、今後検討すべき課題であると考ええる。

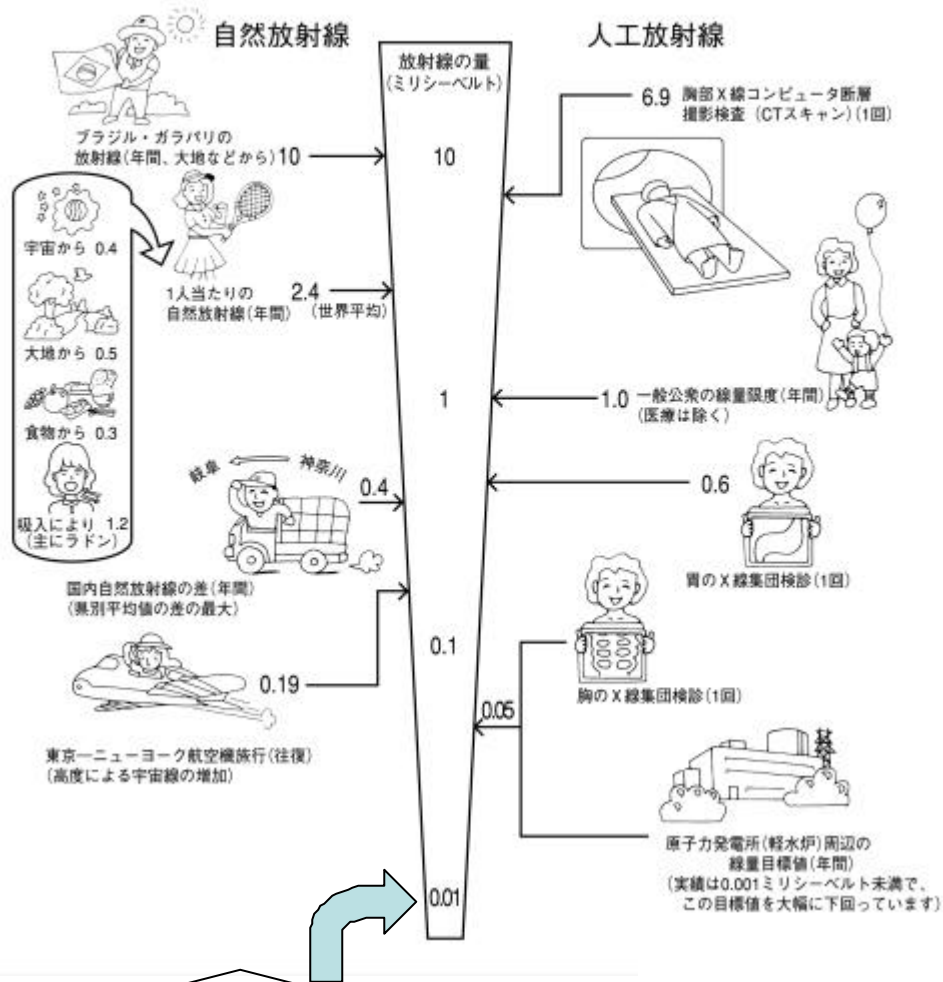
クリアランス制度の導入に当たっては、国においては、今後、原子炉設置者等が行う事前の評価、検認対象物の選定、測定・判断方法の技術基準など、クリアランス制度を運用するための技術的要件の明確化を図っていくことが重要である。また、国は、クリアランス制度を運用するに当たっては、実効性のある関与が行えるよう、人的資源の確保と検認に係る技術的知見の蓄積及び涵養を図っていくことが重要である。一方、原子炉設置者等は、クリアランスレベルの判断及びクリアランスレベル以下と判断したものに放射性廃棄物が混入しないよう保管管理などを厳格に行うことが必要である。このためには、これらの一連の業務が、高い信頼性をもって機能するために、厳格な品質保証体制の下で実施されなければならない。

クリアランス制度導入後において、引き続き検討すべきものとして、以下の事項が挙げられる。

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適用
廃止措置等以外の運転に伴って発生する廃棄物への適用
核燃料使用施設に対するクリアランスレベル検認方法
原子力安全委員会の示した重要放射性核種と異なる核種が評価対象となる場合の
クリアランスレベルの取扱い

放射性物質として取り扱う必要のないものは、それが廃棄物として一般廃棄物と同様に取り扱われたとしても、それに含まれる微量の放射性物質に起因する線量が、自然界の放射線レベルに比較して十分小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できるものではあるが、当該廃棄物が原子力施設から排出されることに鑑みると、クリアランスの導入に当たっては、国民に対し、制度そのものが安全性と信頼性を持って受け入れられるための枠組みの構築が必要であると考え。具体的には、クリアランス制度が社会に定着するまでの間、クリアランスされたものの処分、再生利用の際の最初の搬出先が把握できるような枠組みの構築が考えられる。

日常生活と放射線



クリアランスレベル導出の
線量目安値 (年間)

(出典) 電気事業連合会 「原子力」図面集
2002 - 2003を 一部加筆

クリアランスレベルの算出

クリアランスレベルの算出結果と施設の廃止措置に伴い発生する廃棄物の推定濃度との比(相対重要度)を求め、重要放射性核種を抽出

軽水炉及びガス炉の場合

対象物 施設の廃止措置等に伴い発生する金属・コンクリート

評価経路 再利用32経路、埋設処分41経路を選定

評価核種 20核種

重要放射性核種 : 9核種

(「生な原子力施設のクリアランスレベル」(平成11年3月)より抜粋)

重水炉、高速炉の場合

対象物 施設の廃止措置に伴い発生する金属・コンクリート

評価経路 基本的に評価経路等は、軽水炉及びガス炉と同じ

評価核種 軽水炉及びガス炉で対象とした20核種及びBa-133

重要放射性核種 : 11核種

(「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベル」(平成13年7月)より抜粋)

核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設の場合)

対象物 施設の廃止措置に伴い発生する金属・コンクリート

評価経路 基本的に評価経路等は、軽水炉及びガス炉と同じ

評価核種 49核種

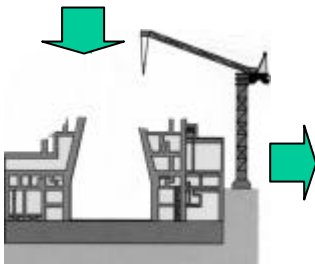
重要放射性核種 : 17核種

(「核燃料使用施設におけるクリアランスレベルについて」(平成15年3月)より抜粋)

原子力安全委員会では、最近の国際動向を踏まえ、クリアランスレベルの見直しも含め検討中

クリアランスレベルの算出結果に基づく基準値導出の流れ

試験研究用原子炉施設等の解体



日本原子力研究所の動力試験炉（J-PDR）での廃棄物の割合

| | |
|-------------------|--------|
| 低レベル放射性廃棄物 | 4.17% |
| 放射性情質として扱う必要のないもの | 11.25% |
| 放射性廃棄物でない廃棄物 | 84.57% |

J-PDRの廃止措置に伴って発生する廃棄物に対し、クリアランスを適用した場合の試算に基づく（資料1参照）

評価経路

| | |
|---|----|
| 【再利用】 金属を処理し消費財として再利用 ・コンクリートを建築材に再利用 等 | 32 |
| 【埋設処分】 埋設地からの農作物を摂取 埋設地から地下水へ移行した 井戸水を飲用 等 | 41 |

クリアランスレベルの算出

どのような事例であっても、人体への影響が1年間あたり10μSvとなる金属やコンクリートの放射性核種の濃度レベル（評価対象核種：58核種）

| 核種名 | 原子力安全委員会での評価 | | | 核種名 | 原子力安全委員会での評価 | | |
|------------|--------------|------|------|-----------|--------------|------|------|
| | 評価経路番号 | 決定経路 | 算出結果 | | 評価経路番号 | 決定経路 | 算出結果 |
| 1H-3 | 埋設 | 17 | 200 | 31Fe-123m | 埋設 | 3 | 4 |
| 2C-14 | 埋設 | 27 | 5 | 32Fe-125m | 再利用 | 6 | 200 |
| 3Cl-36 | 埋設 | 25 | 2 | 33Fe-127m | 再利用 | 6 | 60 |
| 4Ca-41 | 埋設 | 24 | 80 | 34Fe-129m | 埋設 | 3 | 10 |
| 5Sc-46 | 埋設 | 5 | 0.4 | 35Cr-129 | 埋設 | 19 | 0.7 |
| 6Mn-54 | 埋設 | 5 | 1 | 36Cs-134 | 再利用 | 28 | 0.5 |
| 7Fe-55* | 再利用 | 25 | 3000 | 37Cs-137 | 再利用 | 28 | 1 |
| 8Fe-59 | 埋設 | 5 | 0.7 | 38Ba-133 | 埋設 | 3 | 2 |
| 9Co-58 | 埋設 | 5 | 0.9 | 39Ca-141 | 埋設 | 3 | 10 |
| 10Co-60 | 埋設 | 5 | 0.4 | 43Ce-144 | 埋設 | 3 | 20 |
| 11Ni-59 | 埋設 | 25 | 800 | 41Pm-148m | 埋設 | 5 | 0.5 |
| 12Ni-63 | 埋設 | 18 | 2000 | 42Eu-152 | 再利用 | 28 | 0.4 |
| 13Zn-65 | 埋設 | 5 | 1 | 43Eu-154 | 再利用 | 28 | 0.4 |
| 14Sr-89 | 再利用 | 5 | 800 | 44Eu-155 | 埋設 | 3 | 10 |
| 15Sr-90 | 埋設 | 17 | 1 | 45Ga-153 | 埋設 | 3 | 10 |
| 16Y-91 | 埋設 | 5 | 200 | 46Tb-152 | 埋設 | 5 | 0.9 |
| 17Zr-95 | 埋設 | 5 | 0.6 | 47Hf-181 | 埋設 | 3 | 1 |
| 18Nb-94 | 埋設 | 11 | 0.2 | 48Ta-182 | 埋設 | 5 | 0.7 |
| 19Nb-95 | 埋設 | 5 | 1 | 49Pu-238 | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 20Tc-99 | 埋設 | 17 | 0.3 | 50Pu-239 | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 21Ru-103 | 埋設 | 3 | 2 | 51Pu-240 | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 22Ru-106 | 埋設 | 3 | 5 | 52Pu-241 | 再利用 | 11 | 10 |
| 23Ag-108m | 埋設 | 11 | 0.3 | 53Am-241 | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 24Ag-110m | 埋設 | 5 | 0.4 | 54Am-242m | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 25In-114m | 埋設 | 3 | 9 | 55Am-243 | 再利用 | 11 | 0.2 |
| 26Sn-113 | 埋設 | 3 | 3 | 56Cm-242 | 再利用 | 11 | 5 |
| 27Sn-113m* | 再利用 | 25 | 800 | 57Cm-243 | 再利用 | 11 | 0.3 |
| 28Sn-123 | 埋設 | 5 | 100 | 58Cm-244 | 再利用 | 11 | 0.4 |
| 29Sb-124 | 埋設 | 5 | 0.5 | | | | |
| 30Sb-125 | 埋設 | 3 | 2 | | | | |

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」を一部改訂

* Fe-55, Sn-119mは再利用経路が決定経路となるので、単位はBq/cm²である。

**：有効数字2桁目を四捨五入。グラムあたりのベクレル数(Bq/g)として示されているが、少なくとも1000程度の固体状物質ごとに平均化された濃度であるとして算出している。

クリアランスレベルの算出結果に基づく基準値及び、クリアランスの判断基準

クリアランスレベルの算出結果に基づく基準値

単位 Bq/g

| 軽水炉、ガス炉 | 基準値 |
|---------|-----|
| H-3 | 200 |
| Mn-54 | 1 |
| Co-60 | 0.4 |
| Sr-90 | 1 |
| Cs-134 | 0.5 |
| Cs-137 | 1 |
| Eu-152 | 0.4 |
| Eu-154 | 0.4 |
| 全核種 | 0.2 |

| 重水炉、高速炉等 | 基準値 |
|----------|-----|
| H-3* | 200 |
| (C-14) | 5 |
| Mn-54* | 1 |
| Co-60* | 0.4 |
| Sr-90* | 1 |
| (Ba-133) | 2 |
| Cs-134* | 0.5 |
| Cs-137* | 1 |
| Eu-152* | 0.4 |
| Eu-154* | 0.4 |
| 全核種* | 0.2 |

注：C-14は、放射化された黒鉛炉へ炉の場合のみ選定される放射性核種

Ba-133は、放射化された相母材に重晶石(BaSO₄)を含むコンクリートの場合のみ選定される放射性核種

*は「主な原子炉増強におけるクリアランスレベルについて」（軽水炉、ガス炉）で重要放射核種として選定されている。

| 照射済燃料及び材料を取り扱う施設 | 基準値 |
|------------------|-----|
| H-3 | 200 |
| C-14* | 5 |
| Mn-54* | 1 |
| Co-60* | 0.4 |
| Zn-65 | 1 |
| Sr-90* | 1 |
| Zr-95 | 0.6 |
| Nb-94 | 0.2 |
| Nb-95 | 1 |
| Ru-106 | 5 |
| Sb-125 | 2 |
| Cs-134* | 0.5 |
| Cs-137* | 1 |
| Ce-144 | 20 |
| Eu-154* | 0.4 |
| Pu-241 | 10 |
| 全核種* | 0.2 |

重要放射性核種に対して推定される核種濃度D_(i)とクリアランスレベルの算出結果に基づく基準値C_(i)の比の総和が1以下であれば、当該対象物は「放射性物質として扱う必要はない」と判断

$$\text{クリアランスの判断} \Rightarrow \sum \left(\frac{D_{(i)}}{C_{(i)}} \right) \leq 1$$

本表は、原子力安全委員会「主な原子炉増強におけるクリアランスレベルについて」（平成11年3月）等から抜粋。なお、クリアランスレベルについては、平成16年11月現在、原子力安全委員会において見直しが行われている。

原子炉施設における固体状物質を対象に、線量評価において相対的に重要となる放射性核種（重要放射性核種）を抽出

クリアランスレベルの検認とクリアランスレベルの検認の流れ

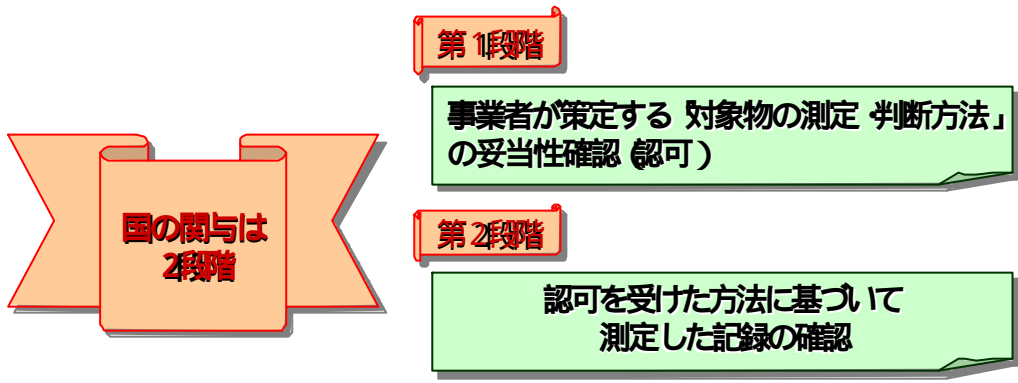
クリアランスレベルの検認

原子力安全委員会 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)より

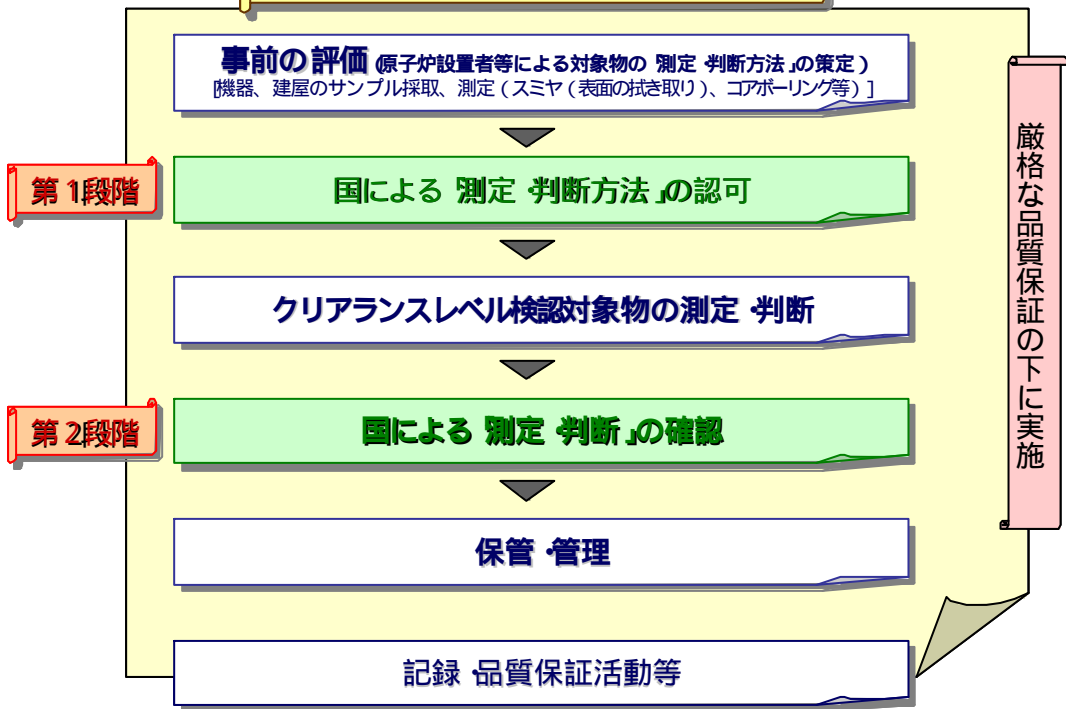
クリアランスレベルの検認

クリアランスレベルを用いて、放射性物質として扱う必要がない物であることを原子力事業者が判断し、その判断に加えて規制当局が適切な関与を行うこと

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
原子炉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 9月)より



クリアランスレベルの検認の流れ



試験研究用原子炉施設等の解体工事に伴う固体廃棄物の発生量 (推定)

| 種 別 | 試験研究用原子炉施設 | | | | 核燃料使用施設 | 発電用原子炉施設 | | | |
|---|---|---------|----------|-------|-------------------------------|---|-----------|-----------|---------|
| | JPDR | JRR - 2 | 武蔵工大炉 | 立教大炉 | ホットラボ ¹⁾ (原研東海) | GCR | BWR | PWR | |
| 出力 (kw) (試験研究用原子炉施設は熱出力、 発電用原子炉施設は電気出力) | 90,000 | 10,000 | 100 | 100 | - | 1,100,000 | 1,100,000 | 1,100,000 | |
| 解体廃棄物の発生量 (トン) (²⁾) | 低レベル放射性廃棄物 | 1,023 | 538 | 149 | 123.4 | 156 | 18,000 | 12,000 | 6,000 |
| | 放射性物質として取り扱う 必要のないもの | 2,747 | 2,561 | 202.9 | 221.9 | 1,082 | 45,000 | 29,000 | 12,000 |
| | 放射性廃棄物でないもの | 20,670 | 10,732 | 160.9 | 1,207.6 | 21,794 | 129,000 | 495,000 | 477,000 |
| | 合 計 | 24,400 | 13,831 | 624.9 | 1,552.9 | 23,032 | 192,000 | 536,000 | 495,000 |
| 備 考 | 日本原子力研究所 原研における 低レベル放射性廃棄物長期対策 (平成14年10月)(以下、「原研資 料」という。)を基に作成 | | 解体届を基に作成 | | 原研資料を 基に作成 | 「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」 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、平成16年9月14日を基に作成 | | | |

- 1) : ホットラボは、本文中では日本原子力研究所東海研究所の「ホットラボ」及び核燃料サイクル開発機構大洗工学センターの「照射燃料集合体試験施設」の両方を示す用語として用いているが、解体廃棄物の発生量については、日本原子力研究所の「ホットラボ」の値を代表として用いた。
- 2) : 発生量については、備考欄に示した資料に記載されている数値を、単位のみ合わせ、そのまま記載。

解体中 (廃止済) の原子炉における施設設置許可区分と、放射性同位元素等の使用 保管状況

研究炉

| | | 施設設置許可区分 | 併設の研究施設等 | 放射性同位元素 (R I) の使用状況 | 廃止措置における放射性同位元素等の措置 | 解体状況 |
|-------------------------|------------------|--|--------------------------|--|---|-------------------|
| 日本原子力研究所 | JRR - 1 (廃止届) | 核燃料使用施設 放射性同位元素使用施設 (原子炉施設は廃止済み) | 共同利用実験室 JRR - 1 残存施設等 | 原子炉室内では密封 R 線源 (起動用中性子線源等) のみ使用 | 密封 R 線源は東海研究所内放射性廃棄物処理場へ搬出し、原子炉室での R I、核燃使用を廃止 | 解体終了核燃料使用施設(15.7) |
| | JRR - 2) | 原子炉施設 核燃料使用施設、 放射性同位元素使用施設は廃止済み) | 原子炉室、実験室 | 原子炉室内では密封 R 線源 (計器校正用等) のみ使用 | 密封 R 線源は東海研究所内放射性廃棄物処理場へ搬出し、R 使用施設を廃止 | 第 3 段階中 |
| | JPDR (廃止届) | 放射性同位元素使用施設 (原子炉施設、核燃料使用施設は廃止済み) | ダンプコンデンサ建家 | 原子炉室内では密封 R 線源 (起動用中性子線源等) のみ使用 ダンプコンデンサ建家では非密封 R を保有し、 R 実験室等で使用 | 原子炉室内の密封 R 線源は東海研究所内放射性廃棄物処理場へ搬出し、原子炉室内での使用を廃止。原子炉室等の解体撤去終了 (更地化) | 解体終了(14.10) |
| | むつ | 原子炉施設、 放射性同位元素使用施設 | 原子力第 1 船原子炉附帯上陸施設 | 陸上附帯施設内で密封 R 線源 (起動用中性子線源) を保管 (処分待機中) | 密封 R 線源は東海研究所へ搬出し、R 使用施設を廃止 | 第 3 段階終了 |
| 東芝教育訓練用原子炉 (TTR - 1) | | 原子炉施設、 核燃料使用施設、 放射性同位元素使用施設 | 原子炉室 | 原子炉室内では密封 R 線源のみ使用 非密封 R I の使用はない | 密封 R 線源は施設内に保管 | 第 2 段階 |
| 日立教育訓練用原子炉 (HTR) | | 原子炉施設 核燃料使用施設、放射性同位元素使用施設 は廃止済み) | 原子炉室 | 過去に、原子炉室内では密封 R 線源 のみ使用実績あり 非密封 R I に使用はない | 密封 R 線源は日本アイソトープ協会へ搬出済、原子炉室内に核燃料使用施設及び原子炉施設の解体廃棄物を保管 | 第 3 段階 |
| 武蔵工業大学炉 | | 原子炉施設、 核燃料使用施設、 放射性同位元素使用施設 | 原子炉室、実験室 | 原子炉室内では密封 R 線源のみ使用 非密封 R を保有し、実験室等で使用 | R は施設で保管 (密封 R I 線源、非密封 R I の一部は 日本アイソトープ協会へ搬出可能) | 第 1 段階 |
| 立教大学炉 | | 原子炉施設、 核燃料使用施設、 放射性同位元素使用施設 | 原子炉室、実験室 | 原子炉室内では密封 R 線源のみ使用 非密封 R を、実験室で使用 | R は日本アイソトープ協会へ処理委託、密封 R 線源 及び核燃料物質は施設内に保管、 使用済み燃料は搬出済 | 第 2 段階 |

臨界実験装置

| | | 施設設置許可区分 | 併設の研究施設等 | 放射性同位元素等の使用状況 | 廃止措置における放射性同位元素等の措置 | 解体状況 |
|----------------------|--|--|-------------|---------------------------------|---|----------|
| VHTRC (日本原子力研究所) | | 原子炉施設、 核燃料使用施設 放射性同位元素使用施設は廃止済み) | 原子炉室、燃料貯蔵庫等 | 原子炉室内で密封線源 (起動用中性子線源等) のみ使用実績あり | 密封線源 (起動用中性子線源) は東海研究所放射性廃棄物処理場へ搬出し、R 使用施設を廃止 | 第 1 段階終了 |
| DCA (核燃料サイクル開発機構) | | 原子炉施設、 核燃料使用施設 放射性同位元素使用施設は廃止済み) | 原子炉室、燃料取扱室等 | 原子炉室内で密封線源 (起動用中性子線源等) のみ使用実績あり | 密封 R 線源は日本アイソトープ協会へ搬出済 | 第 2 段階 |

備考 第 1 段階：原子炉の機能停止措置、第 2 段階：密閉措置及び付帯施設の撤去、第 3 段階：原子炉本体及び建家の撤去

試験研究用原子炉施設に対して用いる重要放射性核種について

1. 原子炉施設（軽水炉、ガス炉、重水炉、高速炉）に対して行われた重要放射性核種の抽出の考え方

原子力安全委員会では、以下の観点で、評価対象核種20核種から重要放射性核種を選定している。

原子炉施設の廃止措置等に伴って種々の廃棄物が発生するが、原子炉冷却材による二次的な汚染及び放射化の汚染といった汚染経路を考慮した場合、それぞれの汚染経路ごとの放射性核種組成は大きく異ならないと考えられる。したがって、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によって、その他の放射性核種も自ずと制限されることになると考えられるので、これらのことを考慮に入れた上で、原子炉施設における重要放射性核種について定めることが实际的である。

具体的には、今回クリアランスの算出結果（C）と主な原子炉施設の廃止措置等に伴い発生する廃棄物等の推定濃度（D）との比（D/C）を計算し、炉型、対象物及び汚染経路毎に最大となった放射性核種のD/Cを1にして、他の放射性核種のD/Cを規格化（相対重要度）する。その結果、規格化されたD/Cが0.01以上（2桁の範囲に入る）の放射性核種を重要放射性核種として抽出する。

【原子力安全委員会「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）より引用】

原子炉冷却材による二次的な汚染については、燃料交換時の汚染（燃料被覆管からの放射化生成物によるもの）、燃料損傷時の汚染（燃料に起因するもの）等を考慮。

放射化の汚染については、炉内構造物や遮蔽材に原子炉から中性子が照射され、放射化されることを想定。放射化されるものとしては、発電炉においては、ステンレス、炭素鋼、コンクリートを想定。上記外の材料としては、軽水炉型試験研究用原子炉における、アルミニウム、重水炉における重晶石を含むコンクリート、高速炉における黒鉛が想定されている。

なお、半減期の短い核種は重要放射性核種から除外している（除外された核種のうち、最も長いものはAg-110mであり、半減期は約250日）。

2．原子力安全委員会によって、具体的に重要放射性核種が評価された試験研究用原子炉施設

日本原子力研究所のJRR - 2、JPDR、核燃料サイクル開発機構の高速炉「常陽」

3．上記以外の試験研究用原子炉施設に対する重要放射性核種

日本原子力研究所のJRR - 1、むつ、VHTRC、JMTRC、JRR - 2、JPDR、東芝教育訓練用原子炉（TTR - 1）、武蔵工業大学炉、立教大学炉、核燃料サイクル開発機構のDCAについては、それぞれ原子炉設置者が施設の解体届けを国に提出する際に、原子力安全委員会の報告書「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）、「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）を基に、解体廃棄物の総量のうち、放射性物質として取り扱う必要のないものの量を評価している。

いずれの施設も原子力安全委員会の報告書で示された重要放射性核種を用いて評価が行われている。

添付資料に示すように、我が国の試験研究用原子炉施設については、炉型、燃料、炉内構造物、遮へい材は、おおむねこれまで検討が行われてきた発電炉及び軽水炉型試験研究用原子炉施設で用いられているものと同じであると考えられる。

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 (その1)

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 | 備考 |
|----------------|--|----------------------|------------------------|---|-----------------|----------------------------------|---------------------|------------------|
| JRR-1 (廃止届) | 濃縮ウラン、軽水減速冷却型(ウラン-235型) | 昭和32. 臨界 昭和44. 終了 | 0.05 | 濃縮ウラン硫酸ケルニル水溶液 | 軽水 | 球状タック: ステンレス、制御棒: ボロンカーバイド | 重コンクリート | 核燃使用施設 (16.8) |
| JRR-2 (解体中) | 濃縮ウラン、重水減速重水冷却、非均質型 | 昭和35. 臨界 平成8 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 | 重水タック: 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 臨界 | 20 | 低濃縮ウランコバルト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・冷却スイングプール型 | 昭和40. 臨界 | 3.5 | ウランコバルトアルミニウム分散型合金 被覆材: アルミニウム合金 | 軽水 | 炉心タック: アルミニウム合金、制御棒: ボロン入りステンレス | コンクリート(プール) | |
| NSRR | 濃縮ウラン、水素化ジルコニウム及び軽水減速軽水冷却非均質型 (スイングプール円環炉心出力10MW両用炉) | 昭和50 臨界 | 0.3 23000 (瞬間最大) | 低濃縮ウラン水素化ジルコニウム 被覆材: ステンレス鋼 | 水素化ジルコニウム 軽水 | アルミニウム合金 | コンクリート(プール) | |
| JPDR (廃止届) | 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 臨界 昭和51 終了 | 90 | 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ック型 | 昭和43 臨界 | 50 | 低濃縮ウランコバルト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、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 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: 熱分解炭素及び炭化珪素 熱分解炭素及び炭化ジルコニウム | 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 臨界 平成4 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 | 遮蔽材 | 備考 |
|----------------|-----------------------|--------------------|--------------------------------------|--|----------|---|----------|----|
| VHTRC (解体中) | 濃縮ウラン、黒鉛減速、自然冷却型 | 昭和60 臨界 平成11 終了 | 10 | 燃料コバルト: 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、軽水減速解放タック型 | 昭和37 臨界 | 200 | 2酸化ウランペレット、2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 | 炉心タック: ステンレス 格子板: アルミニウム 制御棒: ボロン (B ₄ C - Al) 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 臨界 | 2000 | 金属ウラン、被覆材: 無水素系樹脂 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ック型 | 平成7 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 | 炉心タック: 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 | ウラン溶液燃料タック型 | 平成7 臨界 | 10000 5×10 ⁹ (過渡運転) | ウラン硝酸水溶液 | 同左 | 炉心タック: 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 (廃止届) | 濃縮ウラン、軽水減速自然循環冷却型 | 昭和42 臨界 平成元年終了 | 100 | 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 | 軽水、ベリリウム | アルミニウム合金反射体、金属ベリリウム | コンクリート | |

主な記載内容は、「日本原子力研究所 原子炉施設の概要」(平成13年4月 日本原子力研究所)による。

: 日本原子力研究所の試算による。原子力安全委員会 で示された重要放射性核種 (9核種 (JRR-2については、9核種 + Ba-133)) を用いた評価が行われている。

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 (その2)

日本原子力研究所以外の施設

原子炉

| | 炉型 | 運転履歴 | 出力(kW) | 燃料・燃料被覆管 | 減速材 | 炉内構造物 | 遮蔽材 | 備考 | |
|---------|--------------------|--|---------------------------|----------|--|-------------|---|-------------------------------|--|
| 解体中の原子炉 | 東芝教育訓練用原子炉 (TTR-1) | 軽水減速冷却スイミングプール型 | 昭和 37 臨界 平成 13 解体 届 | 100 (最大) | 燃料: 20%濃縮ウラン・アルミニウム合金 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(プール水)) 制御板: 安全板: ポロン鋼、 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) | 軽水減速冷却プール型 | 昭和 36 臨界 昭和 50 解体 届 | 100 (最大) | 燃料: 10%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 | 濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型 (TRIGA-型) | 昭和 38 臨界 平成 16 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20% 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 | 濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型 (TRIGA-型) | 昭和 36 臨界 平成 14 解体 届 | 100 (最大) | 燃料: 濃縮ウラン(ウラン濃縮度: 約20%) 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 (反射体: 黒鉛、制御棒: アルミニウム、炭化ホウ素) | 普通コンクリート、 重コンクリート | |
| 運転中の原子炉 | 京都大学炉 (KUR) | 水泳プール系タンク型炉心固定濃縮ウランを燃料とし軽水減速冷却剤とする不均質型 | 昭和 39 臨界 届 | 5000 | 燃料: ウラン・アルミニウム合金(濃縮度: 93%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20%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 ビスマス) | 重コンクリート、 普通コンクリート、 鉛遮蔽体 | |
| | 近畿大学炉 | 濃縮ウラン燃料軽水減速非均質型 | 昭和 36 臨界 届 | 0.001 | 燃料: ウラン・アルミニウム合金板(ウラン濃縮度: 約90%) 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) | 濃縮ウラン空気冷却型高速炉 | 昭和 46 臨界 届 | 2 | 燃料: 金属ウラン(ウラン濃縮度: 約93%) 金属劣化ウラン 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 | 重コンクリート、 普通コンクリート | |

臨界実験装置

| | 炉型 | 運転履歴 | 出力(W) | 燃料・燃料被覆管 | 減速材 | 炉内構造物 | 遮蔽材 | 備考 |
|------------------------------------|------------------------|---------------------------|-------------------------|---|------------------------------------|--|----------|----|
| 重水臨界実験装置 (DCA) (解体中) (核燃料サイクル開発機構) | 濃縮ウラン及びプルトニウム富化燃料重水減速型 | 昭和 44 臨界 平成 14 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(ジルカロイ) | 炉心内: 重水、 試験体内: 軽水 と重水の混合液 | 炉心タンク、カランドリア管、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 | |
| 京都大学臨界実験集合体 (KUCA) | 濃縮ウラン非均質型(軽水減速及び固体減速) | 昭和 49 臨界 届 | 100 (短時間 最大 1000) | 燃料: ウランアルミニウム合金(ウラン濃縮度: 約93%)、ウラン・アルミニウム分散型合金板(ウラン濃縮度: 約45%) 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 臨界 届 | 200 | 燃料: 二酸化ウランペレット、濃縮度 10~4.9%、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 制御板(安全板: 板状ステンレス鋼シース、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。

これらの施設は、国に提出した解体届けの中で、放射性物質として取り扱う必要のないものの評価を実施しており、その際に、原子力安全委員会です示された重要放射性核種を用いた評価が行われている。

原子力安全委員会及び IAEA が示したクリアランスレベル

原子力安全委員会が示した放射性核種のクリアランスレベル

単位 Bq/g

| 核種名 | 原子力安全委員会での評価 | | | | 核種名 | 原子力安全委員会での評価 | | | |
|-------------|--------------|-------|--------------------|--------|------------|--------------|-------|---------------|--------|
| | 決定経路 | | 算出結果 ** | 評価経路番号 | | 決定経路 | | 算出結果 ** | 評価経路番号 |
| | 評価経路番号 | 評価経路名 | | | | 評価経路番号 | 評価経路名 | | |
| 1 H-3 | 埋設 | 17 | 跡地利用 (農産物摂取) | 200 | 31 Te-123m | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 4 |
| 2 C-14 | 埋設 | 27 | 地下水利用 (淡水産物摂取) | 5 | 32 Te-125m | 再利用 | 6 | 居住 経口 | 200 |
| 3 Cl-36 | 埋設 | 25 | 地下水利用 (畜産物摂取 (飼料)) | 2 | 33 Te-127m | 再利用 | 6 | 居住 経口 | 60 |
| 4 Ca-41 | 埋設 | 24 | 地下水利用 (農産物摂取) | 80 | 34 Te-129m | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 10 |
| 5 Sc-46 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.4 | 35 I-129 | 埋設 | 19 | 地下水利用 (井戸水飲用) | 0.7 |
| 6 Mn-54 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 1 | 36 Cs-134 | 再利用 | 28 | スラグ駐車場・外部 | 0.5 |
| 7 Fe-55* | 再利用 | 25 | 再使用・外部 | 3000 | 37 Cs-137 | 再利用 | 28 | スラグ駐車場・外部 | 1 |
| 8 Fe-59 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.7 | 38 Ba-133 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 2 |
| 9 Co-58 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.9 | 39 Ce-141 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 10 |
| 10 Co-60 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.4 | 40 Ce-144 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 20 |
| 11 Ni-59 | 埋設 | 25 | 地下水利用 (灌溉畜産物摂取) | 600 | 41 Pm-148m | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.5 |
| 12 Ni-63 | 埋設 | 18 | 跡地利用 (畜産物摂取) | 2000 | 42 Eu-152 | 再利用 | 28 | スラグ駐車場・外部 | 0.4 |
| 13 Zn-65 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 1 | 43 Eu-154 | 再利用 | 28 | スラグ駐車場・外部 | 0.4 |
| 14 Sr-89 | 再利用 | 6 | 居住 経口 | 600 | 44 Eu-155 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 10 |
| 15 Sr-90 | 埋設 | 17 | 跡地利用 (農産物摂取) | 1 | 45 Gd-153 | 埋設 | 3 | 操業 (埋立作業外部) | 10 |
| 16 Y-91 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 200 | 46 Tb-160 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.9 |
| 17 Zr-95 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.6 | 47 Hf-181 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 1 |
| 18 Nb-94 | 埋設 | 11 | 跡地利用 (居住者外部) | 0.2 | 48 Ta-182 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.7 |
| 19 Nb-95 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 1 | 49 Pu-238 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 20 Tc-99 | 埋設 | 17 | 跡地利用 (農産物摂取) | 0.3 | 50 Pu-239 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 21 Ru-103 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 2 | 51 Pu-240 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 22 Ru-106 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 5 | 52 Pu-241 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 10 |
| 23 Ag-108m | 埋設 | 11 | 跡地利用 (居住者外部) | 0.3 | 53 Am-241 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 24 Ag-110m | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.4 | 54 Am-242m | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 25 In-114m | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 9 | 55 Am-243 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.2 |
| 26 Sn-113 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 3 | 56 Cm-242 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 5 |
| 27 Sn-119m* | 再利用 | 25 | 再使用・外部 | 800 | 57 Cm-243 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.3 |
| 28 Sn-123 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 100 | 58 Cm-244 | 再利用 | 11 | 積み下ろし 吸入 | 0.4 |
| 29 Sb-124 | 埋設 | 5 | 操業 (埋立作業外部) | 0.5 | | | | | |
| 30 Sb-125 | 埋設 | 3 | 操業 (運転手外部) | 2 | | | | | |

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」を一部改訂

* Fe-55, Sn-119m は再使用経路が決定経路となるので、単位は Bq/cm² である。

** : 有効数字 2 桁目を四捨五入。グラムあたりのベクレル数 (Bq/g) として示されているが、少くとも 0 トン程度の固体状物質ごとに平均化された濃度であるとして算出している。

なお、原子力安全委員会では、平成 16 年 11 月現在、クリアランスレベルの見直しを行っている。

IAEA の RS - G - 1 . 7 「規制除外、規制免除及びクリアランスの概念の適用」で示された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 |
| Co-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-97 | 10 |
| Tc-96m | 1000 |
| Tc-97m | 100 |
| Tc-98 | 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-104 | 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-148 | 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 |
| Ph-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-235 | 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 | 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 |
| 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

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 10 月 15 日)の付属資料 1 より引用

主な用語の定義

IAEA（国際原子力機関、International Atomic Energy Agency）

世界の平和、健康及び繁栄のための原子力の貢献を促進、増大することを目的に、国際連合の提唱により、1957年に設立された専門機関。保障措置の実施など原子力が軍事目的に利用されないようにすることのほか、技術援助や科学者、技術者の訓練などをその主な業務としている。

JPDR（動力試験炉、Japan Power Demonstration Reactor）

JPDRは、日本原子力研究所によって設置された電気出力12.5 MWeの我が国初の原子力による試験研究用沸騰水型原子炉で、1963年10月26日に臨界になり、1976年に運転を終了した。この間、我が国初の原子力発電炉として、運転保守の経験、各種の試験研究、燃料の照射試験、原子力発電の技術者の養成等を通じて、我が国の原子力発電の発展に貢献してきた。その後、1986年よりJPDR解体実地試験として本格解体が実施され、1996年に解体が終了し、2002年に廃止措置を完了した。

核燃料使用施設

核燃料使用施設は、核燃料物質を使用する施設であり、「製錬施設」、「加工施設」、「再処理施設」、「核原料使用施設」とともに、原子炉等規制法によって規制される核燃料施設の一つである。核燃料使用施設には、核燃料の物性試験、ウラン濃縮、燃料加工試験、核燃料物質を含む放射性廃棄物の処理処分研究、核燃料物質の生物影響研究などを行う様々な施設がある。

クリアランスレベル

「クリアランスレベル」とは、放射性物質として扱う必要のない物を区分するレベルをいう。

クリアランスレベル検認

「クリアランスレベル検認」とは、クリアランスレベルを用いて、放射性物質として扱う必要がないものであることを原子力事業者が判断し、その判断に加えて規制当局が確認等の適切な関与を行うことをいう。

クリアランス制度

「クリアランス制度」とは、その物質の放射能濃度が放射線防護上特段の考慮をする必要がないレベル以下であることを「クリアランスレベル検認」により確認し、確認した以降はその物質を放射性物質又は放射性物質によって汚染された物として取り扱わないこととするための仕組みをいう。

試験研究用原子炉

試験研究用原子炉は試験研究用に設計・建設された原子炉で大きく分けると研究炉と臨界実験装置に分けられる。このうち、研究炉は核反応で発生する放射線を利用して、原子炉の材料や燃料の照射試験、医療用や工業用の放射性同位元素の製造、学生や技術者の教育訓練などを行う原子炉であり、臨界実験装置は核燃料の配列などを容易に組み替えて原子炉物理などの基礎実験を行う極めて小型の原子炉をいう。

重要放射性核種

「重要放射性核種」とは、原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会が平成11年3月に取りまとめた「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」及び平成13年7月に取りまとめた「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」、並びに平成15年4月に取りまとめた「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」で抽出された線量評価において相対的に重要となる放射性核種をいう。

廃止措置

本報告書では、役目を終えた試験研究用原子炉施設及び核燃料使用施設の使用終了後の取扱をいう。

発電用原子炉

ウラン燃料を使い、ウランの核分裂で発生した熱エネルギーを冷却水に伝え蒸気を発生させてタービンをまわし発電するものをいう。原子炉の形式として主に加圧水型軽水炉（PWR）と沸騰水型軽水炉（BWR）が存在する。その他、ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料を用いる新型転換炉（原型炉）の「ふげん」、高速増殖炉（原型炉）の「もんじゅ」があり、これらを含めると現在52基の原子炉が稼働中。

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もの。

放射性物質として取り扱う必要のないもの

微量の放射性物質を含む固体状物質を、含まれる放射性物質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ものをいう。

我が国におけるクリアランス制度の検討経緯

原子力委員会

- ・昭和59年8月：「放射性廃棄物処理処分方策について」（中間報告）
放射性廃棄物と「放射性廃棄物として取り扱う必要のないもの」を区分する《一般区分値》の概念を初めて提示
- ・平成12年9月：「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」
「放射能濃度がないいわゆるクリアランスレベル以下の廃棄物については、放射性物質として取り扱う必要がないものであり、一般の物品と安全上は同じ扱いができるものであるため、これらは合理的に達成できるかぎりにおいて、基本的にリサイクルしていくことが重要である。」と指摘。

原子力安全委員会

- ・昭和60年10月：「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本的考え方について」
《無拘束限界値》という用語で、放射性廃棄物としての特性を考慮する必要がないものの基本的考え方を提示。
- ・平成4年2月：「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）」
放射性廃棄物と《放射性廃棄物でない廃棄物》を区分する際の基本的考え方を提示。
- ・平成11年3月：「主な原子力施設のクリアランスレベルについて」
《放射性物質として扱う必要がない物》を区分する《クリアランスレベル》を定義し、国際原子力機関（IAEA）の考え方を基に、軽水炉及びガス炉の固体状物質のうち、コンクリート及び金属を対象として重要核種（全核種を含む9核種）の無条件クリアランスレベルを提示。
- ・平成13年7月：「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」
重水炉及び高速炉の固体状物質を対象にクリアランスレベルを提示。
Ba-133（コンクリートの粗骨材に重晶石を含む場合「JRR-2」、C-14（黒鉛しゃへい対を有する場合「常陽」）の影響を追加的に考慮すべきである場合を除き、主な原子力施設と同じクリアランスレベルを適用できることを確認。

- ・平成13年7月：「原子炉施設におけるクリアランス検認のあり方について」
原子炉施設のクリアランスレベルについて、国や原子炉設置者の役割、クリアランス以下であることの判断方法、留意点を提言。
- ・平成15年3月：「核燃料使用施設におけるクリアランスレベルについて」
核燃料物質の使用施設のうち、専ら、照射済燃料及び材料を取り扱う施設における固体状物質を対象としたクリアランスレベルを提示。

放射線審議会

- ・昭和62年12月：「放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量について」
放射性固体廃棄物の浅地中処分における規制除外線量（10 μ Sv/年）を示し、廃棄物を一般社会で再利用する場合にも同様の考え方が適用できる旨を提言。

総合資源エネルギー調査会（平成12年以前は総合エネルギー調査会）

- ・平成9年1月：「商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて」
放射性廃棄物の合理的な処理処分方策における課題として、クリアランスレベルに係る制度の早急な整備を指摘。
- ・平成16年9月：「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」
原子炉施設を例にクリアランスレベル検認に係る規制の枠組み、技術的基準などについて提示。

・試験研究用原子炉施設等における解体・廃止制度について

・試験研究用原子炉施設等の解体・廃止制度について

検討の背景

試験研究用原子炉施設については、昭和40年代より解体がなされており、これまでに7基が廃止済であり、これら施設の解体・廃止措置は、法令等に基づき、原子炉設置者の解体中の安全確保の確実な遂行を確認つつ、着実に安全規制が実施されてきたところである。また、現在、8基の試験用原子炉施設が解体中であり、これらについても、これまでに廃止済となった7基と同様に、原子炉設置者が行う解体工事に、所要の安全確保の確実な遂行の確認がなされているところである。

このような原子炉の解体・廃止に係る安全規制制度は、現行法の制定当時に整備されたものであり、原子炉からの核燃料等の撤去など、解体の進捗に応じ、安全確保の内容は、核燃料物質等による災害の防止の観点から、原子炉の運転により発生した放射性物質で原子炉施設内に残存しているものによる放射線障害の防止の観点に重点が移っていくにもかかわらず、運転中の原子炉と同様の義務が課せられていることや、解体に係る規制と廃止に係る規制の関係が必ずしも明確とは言えないことなど、これまで行われた種々の試験研究用原子炉施設の解体・廃止に係る安全規制の経験を通じて様々な課題が明らかになりつつある。

一方、原子力安全委員会においては、現在の原子炉施設の運転終了以降の安全規制では、運転中と比べ災害の蓋然性が低いにもかかわらず、実態上、運転中と同様の安全規制活動が行われており、運転終了以降に係る安全確保のあり方や安全規制制度について検討することが重要な課題となっているとして、平成16年7月26日の原子力安全委員会決定に基づき、原子炉施設の運転終了以降の安全規制制度に関する規制調査が実施されている。同委員会は、同年10月14日に取りまとめた当該調査に係る報告書において、「現行の原子炉等規制法は、原子炉の設置、運転に主眼が置かれており、原子炉等規制法の制定当時には、原子炉の解体、廃止については経験がなかったこともあり、必ずしも十分な法制上の配慮がなされていたとは思えない。運転終了以降の原子炉施設の主な保安活動が、解体工事とそれに伴う放射線管理、放射性廃棄物の取り扱いであることを踏まえ、解体工事の進捗を考慮した安全規制制度の構築について、検討することが必要である。」と指摘している。

このようなことを踏まえ、研究炉等安全規制検討会では、これまでの解体・廃止に係る安全規制の経験を踏まえつつ、所要の安全確保を大前提に、今後の試験研究用原子炉施設等の解体・廃止制度のあり方について検討を行った。

1. 現行の安全規制制度

(1) 解体に係る安全規制

現行の原子炉の解体に係る安全規制としては、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。）第38条に、「原子炉設置者は、原子炉を解体しようとするときは、解体に着手する30日前までに、解体に係る工場等の名称、解体の方法及び工事工程並びに核燃料物質等の処分の方法を記載した書類を、あらかじめ主務大臣に届け出なければならない。」と定められている。また、「主務大臣は、解体の届出があった場合において、必要があると認めるときは、原子炉設置者に対し、原子炉の解体の方法の指定、核燃料物質による汚染の除去その他核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するために必要な措置を命ずることができる。」と定められている。

試験研究用原子炉施設については、現在までに、表-1に示すとおり7基が廃止済であり、また、表-2に示すとおり8基が解体中である。

表-1 廃止済の試験研究用原子炉

| No | 事業者名 | 名称 | 熱出力 | 解体届届出日 | 廃止届届出日 |
|----|------------|-----------|------|-----------------------|-----------------------|
| 1 | 日本原子力研究所 | A H C F | 10W | S.42.11 ^{*1} | S.54 ^{*2} .2 |
| 2 | 日本原子力研究所 | J R R - 1 | 50kW | S.44.10 | H.15.7 |
| 3 | 住友原子力工業株 | S C A | 100W | S.45.12 | S.46.2 |
| 4 | 三菱原子力工業(株) | M C F | 200W | S.48.12 | S.49.3 |
| 5 | 日立製作所(株) | O C F | 100W | S.49.7 | H.15.7 |
| 6 | 日本原子力研究所 | J P D R | 90MW | S.57.12 | H14.10 |
| 7 | 日本原子力研究所 | J M T R C | 100W | H.7.10 | H15.3 |

*1:S42.11.24に「水性均質臨界実験装置の解体について」を旧科学技術庁へ提出

*2:S54.2.10に解体撤去工事完了

表-2 解体中の試験研究用原子炉

| No | 事業者名 | 名称 | 熱出力 | 解体届届出日 |
|----|-------------|---------|-------|--------|
| 1 | 日立製作所(株) | HTR | 100kW | S.50.6 |
| 2 | 日本原子力研究所 | むつ | 36MW | H.4.8. |
| 3 | 日本原子力研究所 | JRR-2 | 10MW | H.9.5 |
| 4 | 日本原子力研究所 | VHTRC | 10W | H.12.3 |
| 5 | 東芝(株) | TTR | 100kW | H.13.8 |
| 6 | 核燃料サイクル開発機構 | DCA | 1kW | H.14.1 |
| 7 | 立教大学 | 立教大学炉 | 100kW | H.14.8 |
| 8 | 武蔵工業大学 | 武蔵工業大学炉 | 100kW | H16.1 |

試験研究用原子炉施設の安全規制を所管する文部科学省は、原子炉等規制法第38条に基づく原子炉の解体届が提出された後の運用に関し、解体中の安全確保の確実な遂行を確認する観点から、資料に示すとおり、これまでの解体に係る安全規制の経験、原子力安全委員会の「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」(昭和60年12月、一部改訂平成13年8月)等をもとに、

解体届の記載にあたっての注意事項

解体届の受理に際しての内容の検討事項

解体工事の安全性確認の観点から、解体工事の内容の詳細を把握し、必要に応じて現場確認を行うため、解体届受理後30日以内に、解体届を提出した原子炉設置者に対し、工事方法等明細書及び工事工程明細書の提出についての通知を発出すること

などを示した「原子炉施設の解体・廃止並びに核燃料物質、核原料物質の廃止に関する手続きマニュアル」(以下「解体・廃止に関する手続きマニュアル」という。)を、平成15年7月に定めている。

現在解体中の8基の試験研究用原子炉施設の設置者に対しては、解体・廃止に関する手続きマニュアルに基づき、解体中の安全確保の確実な遂行の確認がなされている。

(2) 廃止に係る安全規制

現行の廃止に係る安全規制としては、原子炉等規制法第65条に、原子炉設置者が、当該許可に係る原子炉のすべての運転を廃止したときなどは、30日以内に、主務大臣に届出なければならないことが定められている。また、同法66条には、廃止等に伴う措置として、原子炉のすべての運転を廃止した原子炉設置者などは、核燃料物質を譲り渡し、核燃料物質による汚染を除去し、若しくは核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物を廃棄する等の措置を講じなければならないことが定められている。主務大臣は、原子炉設置者などが講じた措置が適切でないとき、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するために必要な措置などを講ずることを命ずることができることと定められている。

試験研究用原子炉施設については、昭和40年代より廃止措置がなされてきており、これに係る安全規制の経験が積み重ねられてきたところであるが、解体に係る安全規制と廃止措置に係る安全規制の関係や、設置許可に係る原子炉の一部を廃止する場合の安全規制など、必ずしも明確とは言えない部分がある。

このため、文部科学省では、平成14年10月に、原子炉等規制法第65条及び第66条に基づく廃止に係る手続きに関して、廃止の時期や廃止の要件を示した「文部科学省が所管する原子炉の廃止に係る手続きについて」を定め、その旨を原子炉設置者に通知している。

具体的には、同法第65条第1項の「廃止をしたとき」の要件として、

1事業所に1原子炉が設置されている場合

- ・ 解体に係る工事・作業が終了していること。

- ・ 核燃料物質及び放射性廃棄物が、他の原子炉等規制法に基づく規制下にある事業所に引き渡され又は廃棄されていること。
- ・ 建家等を再利用する場合は、施設の除染が確認されていること。
- ・ 放射線管理記録が指定機関に引き渡されていること。
- 1 事業所に複数の原子炉が設置されている場合の 1 原子炉の廃止
- ・ 当該原子炉施設の解体に係る工事・作業が終了していること。
- ・ 当該原子炉施設に係る核燃料物質及び放射性廃棄物が、事業所内の他の原子炉施設又は他の原子炉等規制法に基づく規制下にある事業所に引き渡され又は廃棄されていること。
- ・ 当該原子炉施設の建家等を再利用する場合は、施設の除染が確認されていること。
- ・ 当該原子炉施設に係る放射線管理記録が、引き続き当該事業所において保管され、又は指定機関に引き渡されていること。

なお、1 事業所に複数の原子炉が設置されている場合に 1 原子炉を廃止するときは、原子炉等規制法第 6 5 条第 2 項（許可の失効）により失効する許可とは、当該原子炉に係るものに限るとしている。また、廃止に伴う措置については、文部科学省の職員がその適切性を確認することとしている。

このような手続きに基づき、これまでに日本原子力研究所の J P D R や J M T R C、日立製作所(株)の O C F などの廃止届が受理されている。

（ 3 ） 解体中の施設に係る保安規定、保安検査及び施設定期検査等

解体中の原子炉については、原子炉からの核燃料等の撤去など、解体の進捗に応じ、安全確保の内容は、核燃料物質等による災害の防止の観点から、原子炉の運転により発生した放射性物質で原子炉施設内に残存しているものによる放射線障害の防止の観点に重点が移っていくにもかかわらず、現行の安全規制制度では、運転中の原子炉と同様の義務が課せられている。以下に解体中の原子炉に対し適用されている主な規制を示す。

解体中の施設に係る保安規定及び保安検査

現行の安全規制制度においては、原子炉設置者は、原子炉等規制法第 3 7 条第 1 項に基づき、主務省令で定めるところにより、保安規定を定め、原子炉の運転開始前に、主務大臣の認可受けなければならいと定められている。これを変更しようとするときも同様すると定められている。

解体の進捗により、原子炉の機能停止措置や使用済燃料の取り出し等が順次行われていくこととなるが、原子炉設置者は、解体の完了までは、災害の防止上支障がないよう所要の措置を講じる必要がある。このため、原子炉の運転に関することや

管理区域の設定等について、解体の進捗に応じて、施設の運転・管理、巡視点検、放射線管理、放射性廃棄物の管理等の安全上の重要な事項や品質保証に関する事項を記載した既認可の保安規定を変更し、主務大臣の認可を受けることとなっている。

また、同法同条第5項の規定に基づき、原子炉設置者は、保安規定の遵守状況について、主務大臣が定期に行う検査を受けなければならないと定められている。現行の安全規制制度の下では、解体中の原子炉施設についても、運転中と同様に年4回の検査で、解体の進捗を勘案して認可された保安規定のすべての状況について検査が行われている。

施設定期検査

原子炉設置者は、原子炉等規制法第29条に基づき、原子炉本体、核燃料物質の取扱施設、貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設などの性能に関し、原子炉の停止装置、崩壊熱除去装置及び非常用動力源などが、設置又は設置変更許可申請書及びこれらの許可の際に付された条件を記載した書類（以下「申請書等」という。）に記載した条件において、申請書等に記載した時間内に確実に作動することなどの技術上の基準に適合することについて、主務大臣が毎年1回定期に行う検査（以下「施設定期検査」という。）に合格しなければならないと定められている。現行の安全規制制度においては、解体中の原子炉施設についても、同法第29条が適用され施設定期検査を受けることとされている。

なお、解体中の原子炉に係る施設定期検査の技術上の基準の適用については、使用済燃料の取り出し等解体の進捗に応じた適用がなされている。すなわち、原則として、原子炉からすべての核燃料及び中性子源の撤去など原子炉の機能停止措置がなされた後は、施設定期検査に係る技術上の基準のうち、原子炉の停止装置、崩壊熱除去装置及び制御系の反応度抑制効果などの性能に関する事項の検査は適用されていない。

原子炉主任技術者の選任

原子炉設置者は、原子炉等規制法第40条に基づき、原子炉の運転に関して保安の監督を行わせるため、原則として、原子炉毎に原子炉主任技術者を選任することとされている。

現行の安全規制制度では、解体中の原子炉についても、原子炉の機能停止措置、解体中の施設の維持管理及び解体撤去作業における安全確保などの措置は、災害防止の観点から、原子炉の運転と同様と捉え、解体完了までは、原子炉主任技術者を選任することとされている。

核物質防護対策

原子炉設置者は、原子炉等規制法第35条に基づき、原子炉施設を設置した工場又は事業所において、ウラン235のウラン238に対する比率が20/100以上のウランであって、ウラン235の重量が15gを超えるものなどの防護対象特定核燃料物質を取り扱う場合には、当該核燃料物質の防護のための区域を定め当該区域を鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁によって区画するなどの防護措置を講じることとされている。

解体中の原子炉については、核燃料が当該施設外へ搬出されるまでの間は、核物質防護措置を講ずる必要がある。

2. 現行の安全規制制度における課題とその対応の考え方

(1) 解体に係る安全規制

解体届

現行の原子炉の解体に係る安全規制においては、解体に着手する30日前までに解体の方法及び工事工程並びに核燃料物質等の処分の方法を記載した書類をあらかじめ主務大臣に届け出なければならないとされている。また、主務大臣は、解体の届出があった場合において、必要があると認めるときは、災害を防止するために必要な措置を命ずることができることとされている。

試験研究用原子炉施設の解体に係る安全規制を所管する文部科学省では、これまでの解体に係る安全規制の経験や原子力安全委員会の「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」(昭和60年12月、一部改訂平成13年8月)等を基に、解体届の記載事項、解体届の内容の検討や解体工事の安全性を確認するため解体工事の内容の詳細を把握し、必要に応じて現場確認を行うなど、届出に対する国の関与などを定めた解体・廃止に関する手続きマニュアルを平成15年7月に策定し、それに沿った運用が行われている。

このようなこれまでの解体届に係る安全規制の運用を踏まえれば、「届出」ではなく、より国の関与を明確化した制度を導入することが望ましい。

解体に係る技術基準

現行の安全規制制度においては、原子炉等規制法第38条に基づく解体届においては、解体の方法及び工事工程表及び核燃料物質の処分の方法等について記載することとされているが、記載事項の詳細や、解体に係る技術基準等は定められていない。

原子炉施設を解体することは、原子炉が運転を恒久的に停止した後の施設内の

核燃料や放射性物質により汚染された機器・構造物などを順次撤去し、放射性廃棄物を処理処分することであり、以下の事項について考慮した計画が立てられる必要がある。

- ①解体中における保安のために必要な原子炉施設の適切な維持管理方法
- ②公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくの低減策
- ③放射性廃棄物の処理等の方法

このうち、特に、公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくの低減を図るためには、適切な解体撤去工法や解体撤去手順が採用されるとともに、あらかじめ被ばく線量が適切に評価される必要がある。なお、解体の実施に当たっては、責任体制の明確化、解体中の原子炉施設の管理、作業内容の確認等のための品質保証計画が整備されている必要がある。

試験研究用原子炉施設の安全規制を所管する文部科学省では、解体・廃止に関する手続きマニュアルに基づき、解体届の内容については、作業管理における放射線管理及び被ばく管理等が適切に実施されていることや、解体工事において発生する気体廃棄物及び液体廃棄物の処理が、原子炉運転中と同様の方法で適切に行われ、放出放射能が法令値以下であることなどについて確認を行うこととしている。

このようなことを踏まえ、解体に係る国の関与をより明確化した安全規制制度を導入するに当たっては、これまでの解体に係る安全規制の経験等を踏まえ、解体に係る技術基準についても明確化が図られることが望ましい。

(2) 解体に係る安全規制と廃止に係る安全規制の関係

現行の廃止に係る安全規制としては、原子炉等規制法第65条に、原子炉設置者が、当該許可に係る原子炉のすべての運転を廃止したときなどは、30日以内に、主務大臣に届出なければならないことが定められている。

しかしながら、原子炉の解体は、原子炉からの核燃料物質等の撤去、放射性物質により汚染された機器・構造物を撤去し、解体に伴い発生する放射性廃棄物を処理処分するには、長期間を要し、原子炉の運転を止めた後に30日以内に廃止措置を終了することは現実的ではない。

これまでの試験研究用原子炉施設の廃止に係る安全規制においては、すべての運転を廃止した時点と、解体をはじめとする一連の措置がすべて完了した時点と解釈し、原子炉の運転を恒久的に停止した時点では、設置許可を失効させず、解体が終了した後に廃止届を提出し、設置許可を失効させる運用がなされている。

このようなことから、原子炉等規制法第65条に基づく廃止届の提出時期や廃止した日から30日としている提出期限に関し、解体に係る規制との関係において明確化が図られることが望ましい。

(3) 解体措置時及び廃止措置時の原子炉設置者等の義務

1.(3) に示したとおり、現行の解体・廃止に係る安全規制制度においては、原子炉の解体・廃止措置中も原子炉設置許可が有効であるとして、運転中の原子炉と同様に、保安規定、保安検査、施設定期検査など各種の規制が課せられている。

原子炉の解体においては、原子炉からの核燃料等の撤去、当該施設外への搬出など、解体の進捗に応じ、安全確保の内容は、原子炉運転時の災害の防止という観点から、放射性物質により汚染された機器・構築物など当該施設内に残存しているものによる放射線障害の防止の観点に重点が移っていく。

このようなことを踏まえ、解体・廃止措置中の安全規制制度については、むしろ核燃料物質の使用者に課せられる義務などを参考にしつつ、措置の進展に応じた柔軟性のある制度とすることが合理的である。

(4) 廃止に係る安全規制の終了の手続き

現行の廃止に係る安全規制としては、原子炉等規制法第 6 6 条に、原子炉の運転を廃止するなどし、同法第 6 5 条に基づく廃止の届出をしなければならない者は、核燃料物質を譲り渡し、核燃料物質による汚染を除去するなどの措置を講じ、主務大臣に報告しなければならないと定められている。また、主務大臣は、講じられた措置が適切でないとき、災害を防止するために必要な措置を命ずることができる定められている。しかし、廃止措置の報告は、実質的に安全規制の終了に当たるものであるにもかかわらず、報告内容に対する国の関与が不明確である。

このため、廃止等に伴う措置の報告においては、原子炉設置者等からの報告内容に対する国の関与を明確化することが望ましい。

(5) 一部の原子炉を廃止する場合の手続き

原子炉の廃止に係る安全規制としては、現行の原子炉等規制法第 6 5 条において、原子炉設置者は当該許可に係るすべての原子炉の運転を廃止した時に廃止届を提出することとされている。法律の文理解釈の上では、「すべての原子炉の運転を廃止した時」とは、一つの工場又は事業所に複数の原子炉を設置している場合、すべての原子炉を廃止した時点と解釈することが自然である。しかし、この解釈では、仮に複数の原子炉を有する原子炉設置者が、一部の原子炉を解体・廃止する場合には、最後の原子炉を解体・廃止するまで廃止の届出を要さないこととなる。

このため、文部科学省では、1.(2) に示したとおり、平成 1 4 年 1 0 月に、原子炉等規制法第 6 5 条及び第 6 6 条に基づく廃止に係る手続きに関して、廃止の時期や要件を示した「文部科学省が所管する原子炉の廃止に係る手続きについて」を定め、その旨原子炉設置者に通知している。

試験研究用原子炉施設については、現在 8 基が解体中であり、そのうち 4 基は、

複数の原子炉が設置される事業所にあるものであり、今後の解体、廃止措置の進展を念頭、このようなこれまでの安全規制の経験を踏まえて、一部の原子炉の廃止に係る制度を明確化しておく必要がある。

3．今後の廃止に係る安全規制のあり方

以上、1．及び2．を踏まえ、文部科学省が所管する試験研究用原子炉施設の設置者及び核燃料物質の利用者に対する廃止に係る安全規制について、経済産業省が所管する製錬事業者、加工事業者、実用発電用原子炉設置者等に対する廃止に係る安全規制との整合性に配慮しつつ、今後のあり方を取りまとめた。

(1) 今後の安全規制制度のあり方

基本的考え方

試験研究用原子炉の運転の廃止や核燃料物質の使用の廃止に係る安全規制においては、より積極的に国が関与するするとともに、透明性の高い制度とすることが望まれる。

その際、廃止の対象となる施設からの核燃料物質等の搬出など、廃止措置の進捗に応じて、安全確保の観点から、核燃料物質等による災害の防止から、原子炉の運転により発生した放射性物質で原子炉施設内に残存しているものによる放射線障害の防止に移っていくことなど、廃止措置段階にある施設の特徴を踏まえた合理的な安全規制制度とすることが望まれる。

廃止に係る安全規制制度

① 廃止措置に係る計画の認可

原子炉の廃止については、これまでの解体届に代わる制度として、原子炉の解体に先立ち、原子炉設置者が廃止措置に係る計画書を策定し、国が認可を行う制度とすることが望ましい。また、核燃料物質の使用施設については、1g以上のプルトニウムなど原子炉等規制法施行令第16条の2に定める核燃料物質を使用する施設と、それ未満の量の核燃料物質を使用する施設で、供用期間中に課せられる規制の内容も異なることから、それらを考慮した制度とすることが望まれる。

当該廃止措置に係る計画書に記載すべき内容としては、これまでの試験研究用原子炉施設の廃止に係る安全規制の運用を踏まえ、解体の方法、解体の工程、核燃料物質や放射性廃棄物の処分の方法、安全評価等を含むものとする考えられる。

また、原子炉の廃止措置は長期間を要し、作業の内容も原子炉からの核燃料

物質の撤去などの原子炉の運転機能停止措置段階、密閉措置及び附帯施設の撤去段階、原子炉本体及び建家の撤去段階など計画の各段階において、全体の計画を分割した申請を可能とすることが合理的である。このほか、廃止措置に係る計画を変更しようとするときは、原則として認可を要するものとする必要があると考える。

② 廃止措置の開始時点

原子炉の場合、廃止措置の開始時点は、安全性確保の観点から、原子炉の運転を恒久的に停止し、原子炉内からすべての核燃料を撤去した時をもって廃止措置の開始とする。また、核燃料物質の使用の場合は、廃止措置の対象となる施設における核燃料物質の使用を恒久的に停止し、設備、機器等から主な核燃料物質の回収が終了した時をもって廃止措置の開始とすることが考えられる。

また、廃止措置に係る計画書について、国の認可を受けた時点をもって、それまで許可等を受けていた原子炉の運転や核燃料物質の使用といった行為は禁じることとする必要があると考える。なお、廃止に係る計画書の認可後に、運転や使用を再開させる場合には、別途許可を受ける必要があると考える。

③ 廃止措置終了に対する国の確認

廃止措置の終了に際しては、原子炉設置者等は、核燃料物質を譲り渡し、核燃料物質による汚染を除去する等した後、それら講じた措置に関する報告を添えて主務大臣あて廃止措置完了に係る確認のための申請を行うことが必要であると考えられる。

主務大臣は、当該申請を受けた後、その内容について確認を行うものとすることが考えられる。この確認にあたっては、予め確認の基準を明確にし、それを満足するものである場合に確認がなされたものとする必要があると考える。

④ 整備すべき技術基準についての基本的考え方

廃止措置に係る計画書の認可にあたっての基準は、これまでの廃止に係る安全規制の経験等を踏まえ、今後詳細に検討を行う必要があると考える。

また、廃止措置終了に対する国の確認の基準は、引き続き原子力分野で利用することの他、当該施設の跡地や施設そのものを原子力以外の分野で再利用することも念頭に、そのような場合には放射性障害防止のための特段の規制を要しないよう、クリアランスレベル等他の基準等との整合を図りつつ今後検討を行う必要があると考える。

廃止措置中の原子炉設置者等の義務

① 廃止措置中の原子炉設置者等の義務

施設内に核燃料物質が存在する間は、運転中や使用中と同様に厳格な安全規制が必要である。しかし、核燃料物質を施設から搬出した後は、臨界管理の必要がなくなるなど、廃止措置の段階に応じて規制すべき事項が変わってくることから、廃止措置の進捗に対応した合理的な安全規制制度とすることが望まれる。例えば、廃止措置中の原子炉設置者等の義務は、核燃料物質の使用者に課せられている義務を参考に適切な安全規制制度とすることが望まれる。

原子炉設置者等に課せられる保安措置や核物質防護措置等の義務については、運転段階と同様の安全規制を廃止措置中一律に課すのではなく、廃止措置の進捗に応じた合理的な義務を課すべきである。

また、保安規定や核物質防護規定など認可等を要するものについては、廃止措置の進捗に応じ、適宜改正等を行う必要があると考える。

原子炉主任技術者については、廃止措置の進捗により、原子炉として管理を要さなくなった時点において、その選任を不要とし、その後は、適切な知識を有する者が保安のための監督を行うことができる制度とすることが合理的であると考えられる。

② 廃止措置中の国による検査

廃止措置中に実施する施設定期検査や保安検査については、廃止措置の進捗に応じて、その頻度や範囲を合理的なものとする。また、廃止措置期間中は、必要に応じ、立入検査、報告徴収、措置命令など、適切な安全規制を行う必要があると考える。

③ 廃止措置中の施設の新増設に係る規制

廃止措置中に新たに廃棄物を保管するための施設等を設置・増設する場合にあっては、適切な手続き及び検査を行うことによって、施設の健全性の確認を行う必要があると考える。

ただし、廃止措置中に、もっぱら廃止措置のために必要となる施設、設備であって廃止措置に係る計画書において認可を受けたものについては、設置変更許可手続きは不要とすること、また、廃止措置のために一時的に設置される設備、機器等については、特段の手続きを要しないものとするが合理的であると考えられる。

安全規制制度の設計に当たっての留意事項

① 解体に係る安全規制、一部廃止の場合の廃止に係る安全規制のあり方

原子炉については、炉毎に整理し得るものであることから、一つの事業所に複数の原子炉がある場合において、その一部を廃止する場合も、現行のように例外的な運用を行うことなく、廃止措置に係る規制の一貫と行うこととし、解体に係る安全規制については、廃止に係る安全規制の中に位置付けることが合理的であると考えます。

この場合、原子炉の運転、核燃料物質の使用中でも、施設の改造・修理・取替に伴って、施設の一部を解体する工事が行われる可能性があるが、これらは、施設の供用を前提とした行為であることから、施設の建設や設置時に課せられる設計及び工事の方法の認可などの安全規制を課すことが必要であると考えます。

② 運転（使用）から廃止措置への移行期間

運転（使用）から、廃止措置への移行に関しては、安全規制上で空白が生じないように制度的な手当を講じるものとする必要があると考えます。

③ 許可の取消し、事業者の死亡・解散時の規制

許可の取消しや事業者の死亡・解散時には、原子炉設置者等に与えられていた許可などが失効するが、これらの場合にも、通常の廃止措置に準じた安全規制を課すことが妥当であると考えます。また、この場合、移行期間については、規制の隙間がないよう、制度的な手当を適切に講じる必要があると考えます。

現行の試験研究用原子炉施設に係る解体・廃止の手続きの概要

【内 規】

【 法 】

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

(原子炉の解体)

- 第38条** 原子炉設置者（第66条第1項に規定する者のうち原子炉設置者に係る者を含む。次項において同じ。）は、原子炉を解体しようとするときは、主務省令^{*1}で定めるところにより、あらかじめ主務大臣に届け出なければならない。
- 2 主務大臣は、前項の規定による届出あつた場合において、必要があると認めるときは、原子炉設置者に対し、原子炉の解体の方法の指定、核燃料物質による汚染の除去その他核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するために必要な措置を命ずることができる。

* 1：試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則

【規 則】

試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則

(解体の届出)

- 第15条の3** 法第38条第1項の規定により、原子炉を解体しようとする者は、解体に着手する30日前までに、次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。
- 一 氏名又は名称並びに法人にあっては、その代表者の氏名
 - 二 解体に係る工場又は事業所の名称（船舶にあっては、その船舶の名称）
 - 三 解体の方法及び工事工程表
 - 四 核燃料物質の処分の方法
- 2 前項の書類に記載された事項を変更したときは、解体に着手する5日前までに届け出なければならない。
- 3 前二項の届出に係る書類の提出部数は、正本及び副本各1通とする。

原子炉施設の解体・廃止並びに核燃料物質及び核原料物質使用の廃止に関する手続きマニュアル（抜粋）

第1章 原子炉施設の解体・廃止

1. 解体の届出

原子炉設置者は、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「炉規法」という。）第38条（原子炉の解体）第1項及び試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（以下「試験炉規則」という。）第15条の3第1項により、解体に着手する30日前までに解体届を文部科学大臣に届け出なければならない。

1.1 記載事項（試験炉規則第15条の3第1項）

- (1) 解体に着手する30日前までに次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。
- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その表者の氏名
 - 二 解体に係る工場又は事業所の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）
 - 三 解体の方法及び工事工程表
 - 四 核燃料物質等の処分の方法

1.2 記載にあたっての注意事項

記載にあたっては、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方」(昭和60年12月19日原子力安全委員会決定)を参考に、原子炉の機能停止措置、解体中の原子炉施設の維持管理、解体撤去作業における安全確保、放射性廃棄物の取扱い、解体にあたっての安全性評価について記載する。

解体工事の方法は、工事期間等を勘案の上、必要に応じて段階に分けて記載し、各段階の詳細については、解体届の別紙として記載し、解体工事の進捗に合わせて変更届により追記していく。

- [例] 第1段階 原子炉の機能停止措置
 第2段階 密閉措置及び附帯施設の撤去
 第3段階 原子炉本体及び建屋の撤去

解体中の原子炉施設の維持管理については、その設備の撤去開始までの期間において、その性能を維持する必要性により維持管理の要否を判断し、その考え方を併せて記載する。

例えば、解体工事のために既設排風機を流用して使用する場合は、当初の原子炉運転中の気体廃棄物処理設備としての性能は必要としないため、性能を維持するものではない旨明記する。(注：解体中における施設定期検査は、解体届において「性能を維持する」としている設備機器について行うものである。)

2. 解体届の内容の検討

文部科学大臣は、炉規法第38条（原子炉の解体）第2項に基づき、必要があると認めるときは、原子炉設置者に対し、原子炉の解体の方法の指定、核燃料物質による汚染の除去その他核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するために必要な措置を命ずることができる。

2.1 解体の方法及び工事工程表の検討

「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定）」を参考に、原子炉の機能停止、解体中の原子炉施設の維持管理、解体撤去作業における安全確保、放射性廃棄物の取扱い、解体にあつての安全性の評価が妥当であるか検討し、特に下記事項について確認する。

(1)安全確保について

作業環境における放射線管理及び被ばく管理、放射性廃棄物管理、放射線業務従事者の出入り管理及び物品搬出の管理、作業終了時の汚染検査並びに周辺環境の放射線監視等が適切に（保安規定に基づいて）実施され、汚染拡大の防止及び放射線被ばくの低減が図られていること。

(2)周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばくについて

解体工事において発生する気体廃棄物及び液体廃棄物の処理が適切に（原子炉運転中と同様の方法で）行われ、放出放射能が法令値以下であること。

解体工事の各段階において、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくを与える可能性のある事故を想定し、評価の結果、周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えるものでないこと。

解体工事に係る放射線業務従事者の集団実効線量（総被ばく線量）が事前に評価されていること。（個人の被ばく線量が適切に管理されること。）

2.2 核燃料物質等の処分の方法について

核燃料物質等の処分の方法が設置許可を受けたところによるものであること。

3. 通知及び解体工事の内容の把握

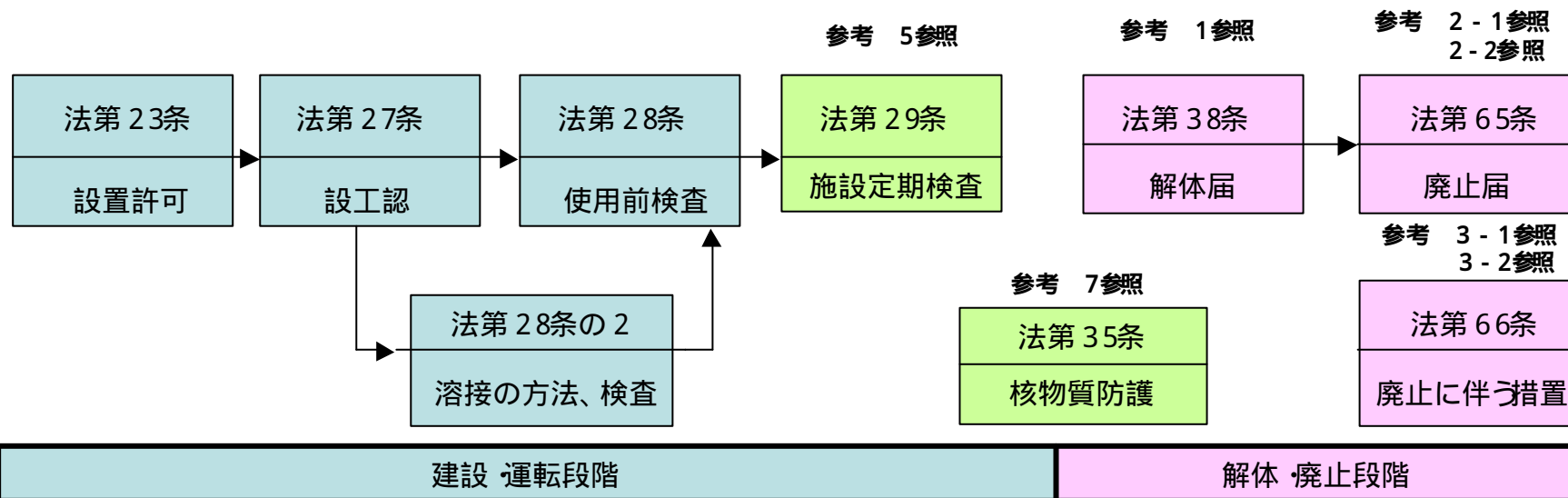
解体工事の安全性を確認するために、解体工事の内容の詳細を把握し、必要に応じて現場確認を行う。

具体的には、解体届受理後30日を目処に、別紙により事業者あて通知する。

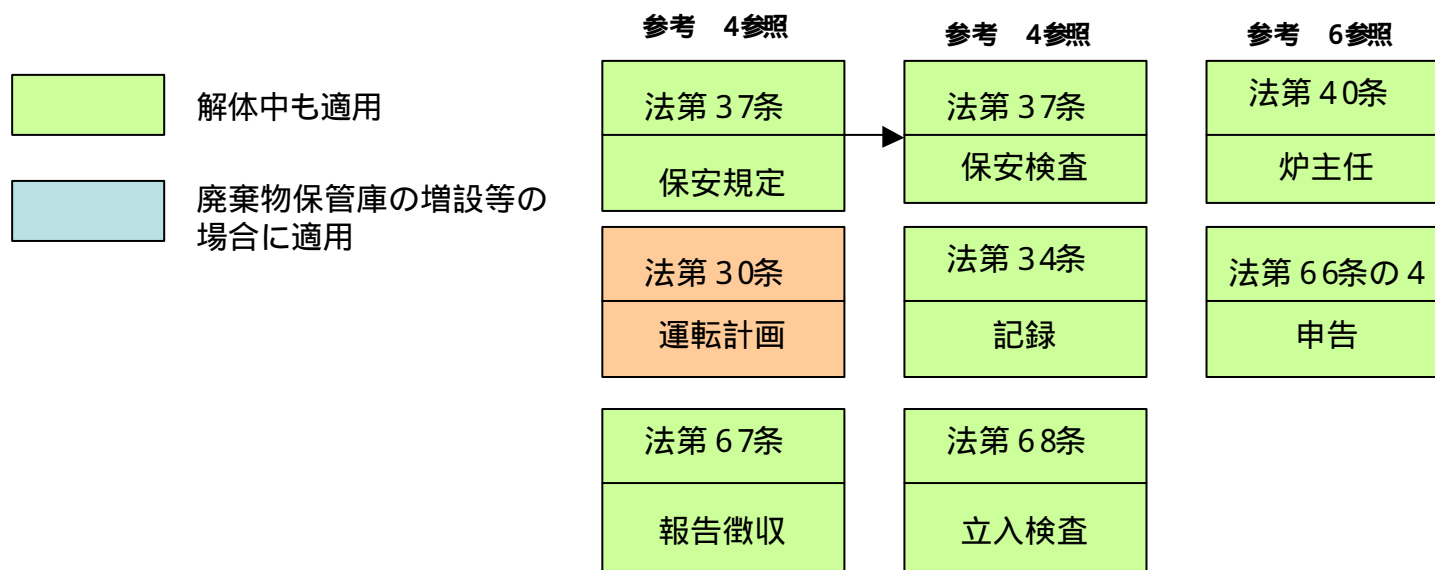
なお、工事工程明細表は、解体届に記載のすべての工事が完了した場合には、提出を不要とする。

注：本マニュアルは、これまでの試験研究用原子炉の解体に係る安全規制の経験、原子力安全委員会による「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的な考え方」(昭和60年12月、一部改訂平成13年8月)等を基に、平成15年7月に制定。

現行の試験研究用原子炉施設の安全規制の概要

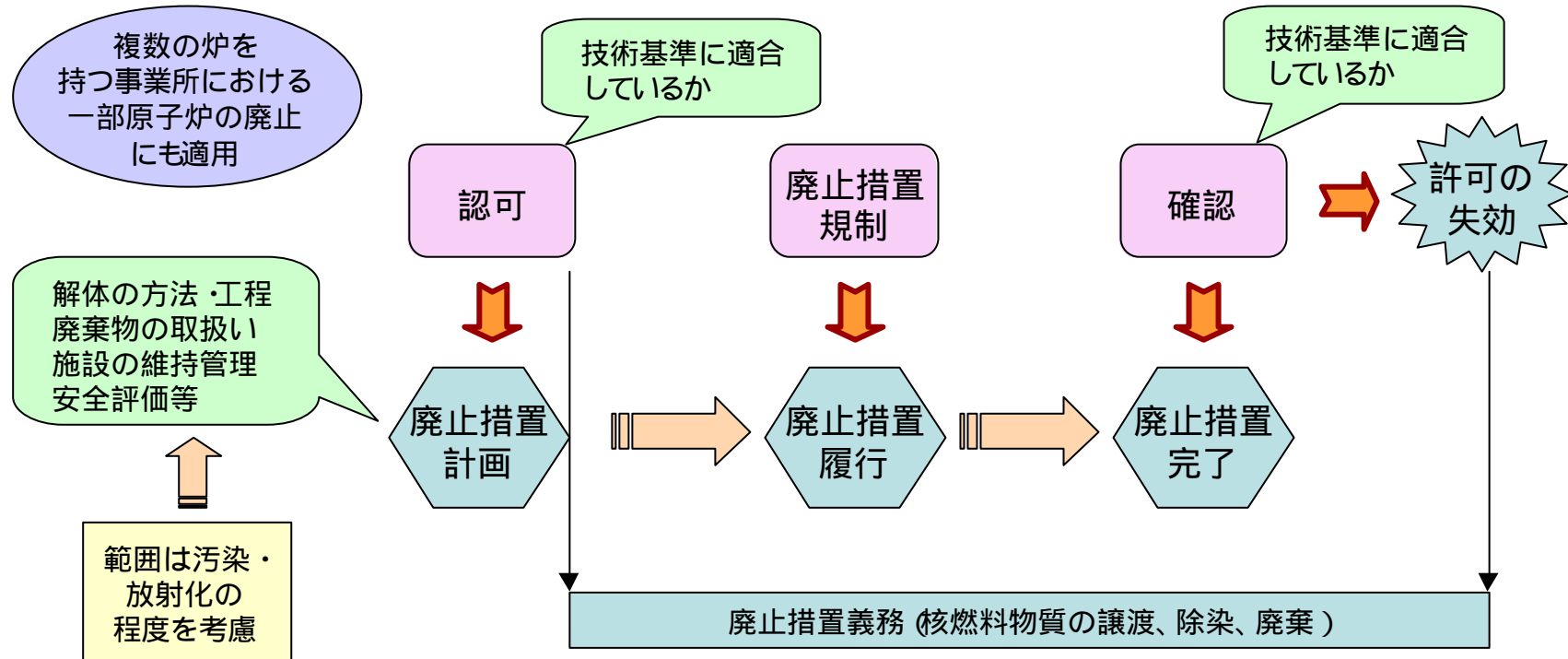


- 16



今後の試験研究用原子炉施設の解体・廃止に係る安全規制 (案)

図 - 2

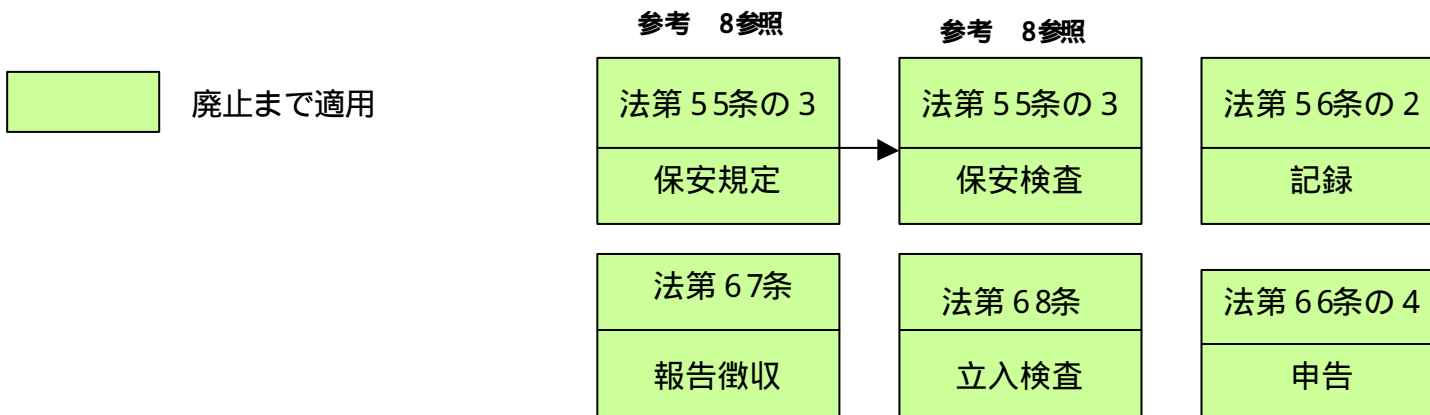
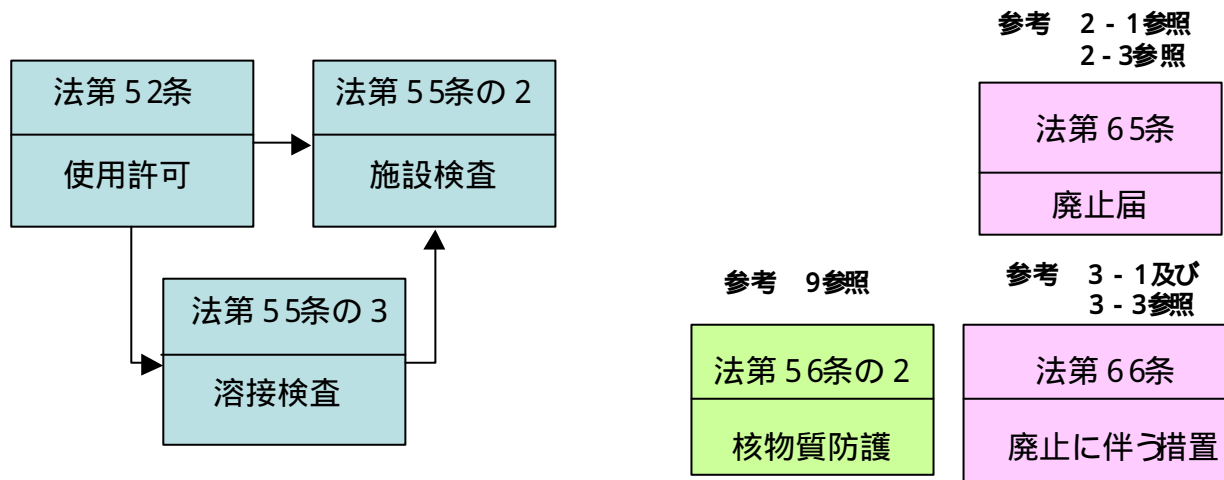


廃止措置規制

- 施設の新増設 (廃棄物保管庫等) に対する規制 (適切な手続きを検討)
- 保安措置、防護措置、原子炉主任技術者選任 (資格要件について検討)
- 保安規定、保安検査

廃止措置の進捗 (特に使用済燃料の搬出完了) により
規制レベルを合理化

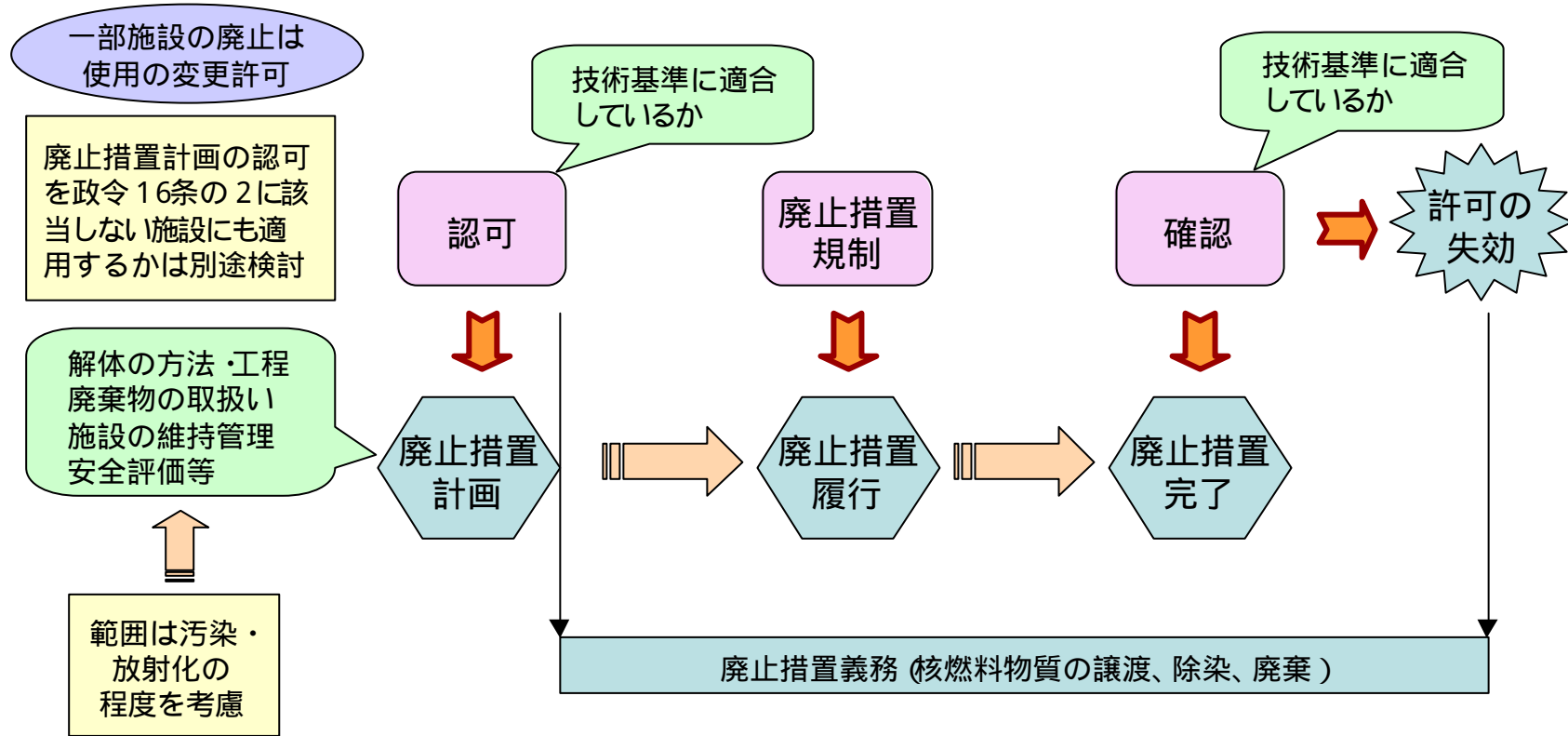
現行の使用施設 (施行令第16条の2該当施設)の安全規制の概要



政令16条の2の使用施設 5%未満濃縮ウラン 1200g-U235, 5%以上濃縮ウラン 700g-U235, Pu (非密封)1g 以上などを使用する施設

今後の使用施設 (施行令第16条の2該当施設) の解体・廃止に係る安全規制制度 (案)

図 - 4



廃止措置規制

保安措置、防護措置

保安規定、保安検査 (政令16条の2に該当する施設に限る)

廃止措置の進捗により規制レベルを合理化

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（原子炉の解体）

第三十八条 原子炉設置者（第六十六条第一項に規定する者のうち原子炉設置者に係る者を含む。次項において同じ。）は、原子炉を解体しようとするときは、主務省令^{*1}で定めるところにより、あらかじめ主務大臣に届け出なければならない。

2 主務大臣は、前項の規定による届出があった場合において、必要があると認めるときは、原子炉設置者に対し、原子炉の解体の方法の指定、核燃料物質による汚染の除去その他核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉の災害を防止するために必要な措置を命ずることができる。

* 1：主務省令：試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則

試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（解体の届出）

第十五条の三 法第三十八条第一項の規定により、原子炉を解体しようとする者は、解体に着手する三十日前までに次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 解体に係る工場又は事業所の名称
- 三 解体の方法及び工事工程表
- 四 核燃料物質等の処分の方法

2 前項の書類に記載された事項を変更したときは、解体に着手する五日前までに届出なければならない。

3 前二項の届出に係る書類の提出部数は、正本及び副本各一通とする。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（事業の廃止等の届出）

第六十五条 製錬事業者、加工事業者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者若しくは廃棄事業者がその事業を廃止し、原子炉設置者若しくは外国原子力船運航者が当該許可に係るすべての原子炉の運転を廃止し、使用者が当該許可に係る核燃料物質のすべての使用を廃止し、核原料物質使用者が当該届出に係るすべての使用を廃止し、国際規制物資の使用者が当該許可に係る国際規制物資のすべての使用を廃止し、又は国際特定活動実施者が当該届出に係るすべての国際特定活動を終えたときは、その製錬事業者、加工事業者、使用済燃料貯蔵管理者、再処理事業者、廃棄事業者、原子炉設置者、外国原子力船運航者、使用者、核原料物質使用者、国際規制物資使用者又は国際特定活動実施者は、主務省令^{*1}（この項に規定する主務大臣の発する命令をいう。以下この条及び次条において同じ。）で定めるところにより、その旨を主務大臣（製錬事業者、加工事業者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者及び廃棄事業者に係る事項については経済産業大臣、使用者、核原料物質使用者、国際規制物資使用者、国際特定活動実施者に係る事項については文部科学大臣、原子炉設置者に係る事業については、第二十三条第一項各号に掲げる原子炉の区分に応じ当該各号に掲げる大臣、外国原子力船運航者に係る事項については国土交通大臣をいう。以下この条、次条及び第六十六条の四において同じ。）に届け出なければならない。

2 前項規定による届出をしたときは、第三条第一項若しくは、第四十四条第一項の指定又は第十三条第一項、第二十三条第一項、第二十三条の二第一項、第四十三条の四第一項、第五十一条の二第一項、第五十二条第一項若しくは第六十一条の三第一項の許可は、その効力を失う。

3 製錬事業者が解散し、若しくは死亡した場合において、第八条第一項若しくは第九条第一項の規定による承継がなかったとき、加工事業者が解散し、若しくは死亡した場合において、第十八条第一項若しくは第十九条第一項の規定による承継がなかったとき、原子炉設置者が解散し、若しくは死亡した場合において、第三十一条第一項若しくは第三十二条第一項の規定による承継がなかったとき、使用済燃料貯蔵事業者が解散し、若しくは死亡した場合において第四十三条の十四第一項若しくは第四十三条の十五第一項の規定による承継がなかったとき、再処理事業者が解散し、若しくは死亡した場合において第四十六条の六第一項の規定による承継がなかったとき、又は廃棄事業者が解散し、若しくは死亡した場合において、第五十一条の十に第一項若しくは第五十一条の十三第一項の規定による承継がなかったときは、それぞれの清算人若しくは破産管財人又は相続人によって相続財産を管理する者は、主務省令^{*2}で定めるところにより、その旨を主務大臣に届け出なければならない。

4 使用者、核原料物質使用者、国際規制物資使用者又は国際特定活動実施者が解散し、又は死亡したときは、その清算人、破産管財人若しくは合併後存続し、若しくは、合併により設立された法人の代表者又は相続人若しくは相続人に代わって相続財産を管理する者は、主務省令^{*3}で定めるところにより、その旨を主務大臣に届出なければならない。

* 1 : 製錬規則第九条、加工規則第十二条、再処理規則第二十条の二、試験炉規則第十八条、実用炉規則第二十一条、船用炉規則第三十四条、核燃料使用規則第九条、核原料使用規則第五条、国規物規則第五条・第五条の二、埋設規則第二十四条、管理規則第三十七条、貯蔵規則第四十五条

* 2 : 製錬規則第十条、加工規則第十三条、試験炉規則第十九条、実用炉規則第二十二条船用炉規則第三十五条、再処理規則第二十条の三、埋設規則第二十五条、管理規則第三十八条

* 3 : 核燃料使用規則第十条、核原料使用規則第六条、国規物規則第六条

運転の廃止の届出、解散等の届出関係

試験研究の用に関する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（運転の廃止の届出）

第十八条 法第六十五条第一項の規定により、原子炉設置者が当該許可に係る原子炉のすべての運転を廃止したときは、その廃止の日から三十日以内に次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 廃止に係る工場又は事業所の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）
- 三 設置許可の年月日
- 四 廃止の年月日
- 五 廃止の理由

2 前項の届出に係る書類の提出部数は、正本一通及び副本二通とする。

（解散等の届出）

第十九条 法第六十五条第三項の規定により、原子炉設置者が解散し、又は死亡した場合において、法第三十一条第一項又は法第三十二条第一項の規定による承継がなかったときは、清算人若しくは破産管財人又は相続人に代わって相続財産を管理する者は、解散又は死亡の日から三十日以内に、次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 解散又は死亡に係る工場又は事業所の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）
- 三 解散又は死亡の年月日
- 四 解散の理由

2 前項の届出に係る書類の提出部数は、正本一通及び副本二通とする。

使用の廃止届、解散等の届出関係

核燃料物質の使用等に関する規則（抜粋）

（使用の廃止届）

第九条 法第六十五条第一項の規定により、使用者が当該許可に係る核燃料物質のすべての使用を廃止したときは、その廃止の日から三十日以内に次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 廃止に係る工場又は事業所の名称及び所在地
- 三 使用の許可の年月日
- 四 廃止の年月日
- 五 廃止の理由

2 前項の届出に係る書類の提出部数は、正本一通及び副本二通とする。

（解散等の届出）

第十条 法第六十五条第四項の規定により、使用者が解散し、又は死亡したときは、その清算人、破産管財人若しくは合併後存続し、若しくは合併により設立された法人の代表者又は相続人若しくは相続人に代わって相続財産を管理する者は、解散又は死亡の日から三十日以内に、次の各号に掲げる事項を記載した書類を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 解散又は死亡に係る工場又は事業所の名称及び所在地
- 三 使用者が解散し又は死亡した年月日
- 四 解散の理由

2 前項の届出に係る書類の提出部数は、正本一通及び副本二通とする。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（指定又は許可の取消し、事業の廃止等に伴う措置）

第六十六条 第十条若しくは第四十六条の七の規定により指定を取り消された製錬事業者若しくは再処理事業者、第二十条、第三十三条、第四十三条の十六、第五十一条の十四、第五十六条若しくは第六十一条の六の規定により許可を取り消された加工事業者、原子炉設置者、外国原子力船運航者、使用済燃料貯蔵事業者、廃棄事業者、使用者若しくは国際規制物資使用者又は前条第一項、第三項若しくは第四項の規定により届出をしなければならない者（核原料物質使用者及び国際特定活動実施者並びにこれらの者に係る前条第四項の者を除く。）は、主務省令^{*1}で定めるところにより、核燃料物質を譲り渡し、核燃料物質による汚染を除去し、若しくは核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物を廃棄し、又は国際規制物資（核燃料物質を除く。）を譲り渡す等の措置を講じなければならない。

2 第五十七条第一項、第五十八条及び第五十八条の二の規定は前項に規定する者が核燃料物質を貯蔵し、又は核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物を廃棄する場合について、第五十七条第二項及び第三項の規定は、前項に規定する者が特定核燃料物質を取り扱う場合について、第五十九条及び第五十九条の二の規定は同項に規定する者及びこれらの者から運搬を委託された者が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物を運搬する場合について、第五十九条の二の規定は同項に規定する者の工場等から特定核燃料物質が運搬される場合について、第六十条第一項の規定は前項に規定する者から貯蔵を委託された者（使用済燃料貯蔵事業者を除く。）が核燃料物質を貯蔵する場合について、同上第二項及び第三項の規定は、前項に規定する者から貯蔵を委託された者（使用済燃料貯蔵事業者を除く。）が特定核燃料物質を貯蔵する場合について準用する。

3 第一項に規定する者は、指定若しくは許可を取り消された日、製錬、加工、使用済燃料の貯蔵、再処理、廃棄物埋設若しくは廃棄物管理の事業を廃止した日、原子炉のすべての運転若しくは核燃料物質若しくは国際規制物資のすべての使用を廃止した日又は製錬事業者、加工事業者、原子炉設置者、使用済燃料貯蔵事業者、再処理事業者、廃棄事業者、使用者若しくは国際規制物資使用者が解散し、若しくは死亡した日からそれぞれ三十日以内に、同項の規定により講じた措置を主務大臣に報告しなければならない。

4 主務大臣は、第一項に規定する者の講じた同項の措置が適切でないとき、同項に規定する者に対し、次に掲げる措置を講ずることを命ずることができる。

- 一 核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害を防止するために必要な措置
- 二 特定核燃料物質の防護のために必要な措置（当該核燃料物質に特定核燃料物質を

含む場合で政令^{*2}で定める場合に限る。)

* 1 : 製錬規則第十一条、再処理規則第二十条の四、加工規則第十四条、試験炉規則第二十条、
实用炉規則第二十三条、船用炉規則第三十六条、核燃料使用規則第十条の二、核原料使用
規則第七条、埋設規則第二十六条、権利規則第三十九条

* 2 : 原子炉等規制法施行令第二十一条の三

原子炉の設置、運転等

試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（許可の取消し等に伴う措置）

第二十条 法第三十三条の規定により許可を取り消された原子炉設置者、原子炉のすべての運転を廃止した原子炉設置者又は原子炉設置者が解散し、若しくは死亡した場合において、法第三十一条第一項の規定による承継がなかったときその清算人若しくは破産管財人若しくは相続人に代わって相続残産を管理する者は、法第六十六条第一項の規定により、核燃料物質を譲り渡し、汚染を除去し、核燃料物質を廃棄し、及び第6条に規定する放射線管理記録を文部科学大臣が指定する機関に引き渡さなければならない。

2 前項に規定する措置は、許可を取り消された日又は解散し、若しくは死亡した日から三十日以内に報告しなければならない。

核燃料物質の使用等

核燃料物質の使用等に関する規則（抜粋）

（許可の取消等に伴う措置）

第十条の二 法第五十六条の規定により許可を取り消された使用者、当該許可に係る核燃料物質のすべての使用を廃止した使用者又は法第六十五条第四項の規定により届出をしなければならない者は、法第六十六条第一項の規定により、核燃料物質を譲り渡し、核燃料物質による汚染を除去し、核燃料物質等を廃棄し、及び第二条の十一に規定する放射線管理記録を文部科学大臣が指定する機関に引き渡さなければならない。

2 前項の届出に係る書類の提出部数は、正本一通及び副本二通とする。

保安規定、保安規定の遵守状況の検査関係

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（保安規定）

第三十七条 原子炉設置者は、主務省令^{*1}で定めるところにより、保安規定（原子炉の運転に関する保安教育についての規定を含む。以下のこの条において同じ。）を定め、主務大臣の認可を受けなければならない。

- 2 主務大臣は、保安規定が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上十分でないとき認めるときは、前項の認可をしてはならない。
- 3 主務大臣は、核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止のため必欧があると認めるときは、原子炉設置者に対し、保安規定の変更を命ずることができる。
- 4 原子炉設置者及びその従業者は、保安規定を守らなければならない。
- 5 原子炉設置者は、主務省令^{*2}で定めるところにより、前項の規定の遵守状況について、主務大臣が定期に行う検査を受けなければならない。
- 6 略

* 1 : 試験炉規則第十五条

* 2 : 試験炉規則第十五条の二

試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（保安規定）

第十五条 法第三十七条第一項の規定による保安規定の認可を受けようとする者は、認可を受けようとする工場又は事業所（船舶にあっては、その船舶）ごとに、次の各号に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 原子炉施設の運転及び管理を行う者の職務及び組織に関すること。
- 二 原子炉施設の運転及び管理を行う者その他原子炉を利用する者に対する保安教育に関することであって次に掲げるもの
 - イ 保安教育の実施方針（実施計画の策定を含む。）に関すること。
 - ロ 保安教育の内容に関することであって次に掲げるもの
 - (1) 関係法令及び保安規定に関すること。
 - (2) 原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。
 - (3) 放射線管理に関すること。
 - (4) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。
 - (5) 非常の場合に採るべき処置に関すること。
- 八 その他原子炉施設に係る保安教育に関し必要な事項

- 三 原子炉施設の運転に関する事。
- 四 原子炉施設の運転及び利用の安全審査に関する事。
- 五 原子炉（臨界実験装置に限る。）内における燃料体、減速材、反射材等の配置及び配置替えの手續きに関する事。
- 六 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関する事。
- 七 排気監視設備及び排水監視設備に関する事。
- 八 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関する事。
- 九 放射線測定器の管理に関する事。
- 十 原子炉施設の巡視及び点検並びにこれらに伴う処置に関する事。
- 十一 原子炉施設の施設定期自主検査に関する事（保安上特に管理を必要とする背設備の特定を含む。）
- 十二 放射線の利用に係る保安に関する事。
- 十三 核燃料物質の受払い、運搬、貯蔵その他の取扱いに関する事。
- 十四 放射性廃棄物の廃棄に関する事。
- 十五 非常の場合に採るべき処置に関する事。
- 十六 原子炉施設に係る保安（保安規定の遵守状況を含む。）に関する記録に関する事。
- 十七 原子炉施設の定期的な評価に関する事。
- 十八 品質保証（保安のために必要な措置を体系的に実施することにより、原子力の安全を確保することをいう。）に関する事であつて次に掲げるもの
 - イ 品質保証計画の策定に関する事。
 - ロ 品質保証活動を行う者の職務及び組織に関する事
 - ハ 品質保証計画に基づく品質保証活動の実施（保安に関し必要な個々の事項の計画、実施、評価及び継続的な改善を含む。）評価（監査を含む。）及び品質保証計画の継続的な改善に関する事。）
 - ニ 品質保証活動に必要な文書及び記録に関する事。
- 十九 その他原子炉施設に係る保安に関し必要な事項。

2 略

（保安規定の遵守状況の検査）

第十五条の二 法第三十七第五項の規定による検査は、毎年4回行うものとする。

- 2 法第三十七条第六項において準用する法第十に条第六項の文部科学省令で定める事項は次のとおりとする。
 - 一 事務所又は工場若しくは事業所への立入り
 - 二 帳簿、書類、設備、機器その他必要な物件の検査
 - 三 従業者その他関係者に対する質問
 - 四 核原料物質、核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物その他の必要な試料の提出（試験のため必要な最小限度の量に限る。）をさせること。

施設定期検査関係

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（施設定期検査）

第二十九条 原子炉設置者は、主務省令^{*1}で定めるところにより、原子炉施設のうち政令^{*2}で定めるものの性能について、主務大臣が毎年一回定期に行う検査を受けなければならない。

2 前項の検査は、その原子炉施設の性能が主務省令^{*3}で定める技術上の基準に適合しているかどうかについて行う。

3 第十六条の五第一項及び第四項の規定は、第一項の検査（実用発電用原子炉及び第二十三条第一項第四号に掲げる原子炉に係るものに限る。）について準用する。

* 1 : 試験炉規則第三条の十五

* 2 : 原子炉等規制法施行令第十条

* 3 : 試験炉規則第十七条

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（抜粋）

（施設定期検査を受ける原子炉施設）

第10条 法第二十九条第一項の規定する原子炉施設のうち政令で定めるものは、原子炉本体、核燃料物質の取扱施設、貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備その他の原子炉の附属施設で主務省令^{*4}で定めるものとする。

* 4 : 試験炉規則第三条の十四

試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（施設定期検査を受ける原子炉の附属施設）

第三条の十四 令第十条の文部科学省令で定める原子炉の附属施設は、非常用電源設備及びループ照射設備とする。

（施設定期検査の申請）

第三条の十五 法第二十九条第一項の規定により原子炉施設の性能について検査を受けようとする者は、次の各号に掲げる事項を記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。

一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名

二 原子炉を設置した工場又は事業所の名称及び所在地（船舶にあっては、その船舶の名称）

- 三 検査を受けようとする原子炉施設の名称
- 四 検査を受けようとする事項及び期日
- 2 前項の申請書に記載された事項を変更したときは、速やかに届け出なければならない。
- 3 略
- 4 略

(施設定期検査の技術上の基準)

第三条の十七 法第二十九条第二項に規定する性能の技術上の基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 一 第三条の五各号に掲げる性能の技術上の基準に適合していること。
- 二 原子炉施設の耐圧、耐放射線その他の性能第28条の使用前検査において文部科学大臣が合格と認めた状態に維持されていること。

(性能の技術上の基準)

第三条の五 法第二十八条第二項第二号に規定する性能の技術上の基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

- 一 原子炉の停止装置、崩壊熱除去装置及び非常用動力源、非常用制御電源、安全弁、非常用閉鎖装置その他の非常用安全装置が、申請書等及びその添付書類に記載した条件において申請書等及びその添付書類に記載した時間内に確実に動作すること。
- 二 申請書等及びその添付書類に記載した連動装置（一定の条件が充足されなければ機器を作動させない装置をいう。）及び警報装置が、申請書等及びその添付書類に記載した条件において確実に作動すること。
- 三 制御系の反応度抑制効果が、申請書等及びその添付書類に記載した条件において申請書等及びその添付書類に記載した値以上であること。
- 四 原子炉の内蔵する過剰反応度が、申請書等及びその添付書類に記載した条件において申請書等及びその添付書類に記載した値以下であること。
- 五 最大熱出力において運転する場合において、原子炉本体の一次冷却材の出口温度の飽和値又は最大値及び密閉容器型原子炉（燃料体及び一次冷却材が容器内（原子炉格納施設を除く。以下同じ。）に密閉されている原子炉をいう。）にあっては容器内の圧力の飽和値又は最大値が、申請書等及びその添付書類に記載した値以下であること。
- 六 原子炉施設中の常時立ち入る場所、原子炉の運転中特に立ち入る場所、原子炉の運転停止後一定時間後に立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所における線量当量率及び空気中の放射性物質濃度が、申請書等及びその添付書類に記載した値以下であること。
- 七 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の核燃料物質の溶融及び破損を防ぐ能力並びに核燃料物質が臨界に達することを防ぐ能力が、申請書等及びその添付書類に記載した能力以上であること。
- 八 放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力が、申請書等及びその添付書類に記載した能

力以上であること。

- 九 原子炉の平常運転時における原子炉格納施設の圧力及び原子炉格納施設の漏えい率が、申請書等及びその添付書類に記載した値以下であること。
- 十 反応度パルス運転を行う原子炉にあっては、その積算熱出力が、申請書等及びその添付書類に記載した値以下であること。

注：申請書等及びその添付書類（法第三条の三第一項第五号より）

法第二十三条第一項又は法第二十六条第一項の設置又は変更の許可の申請書及びこれらの許可の際に付された条件を記載した書類

原子炉主任技術者関係

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（原子炉主任技術者）

第四十条 原子炉設置者は、原子炉の運転に関して保安の監督を行わせるため、主務省令^{*1}で定めるところにより、次条第一項の原子炉主任技術者免状を有する者のうちから、原子炉主任技術者を選任しなければならない。

2 原子炉設置者は、前項の規定により原子炉主任技術者を選任したときは、選任した日から三十日以内に、その旨を主務大臣に届け出なければならない。これを解任したときも同様とする。

* 1 : 試験炉規則第16条

試験研究の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（原子炉主任技術者の選任等）

第十六条 法第四十条第一項の規定による原子炉主任技術者の選任は、原子炉ごとに行うものとする。ただし、同一の工場又は事業所（船舶にあっては、その船舶）における同一型式の原子炉については、兼任することを妨げない。

2 略

3 略

核燃料物質防護関係

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置）

第三十五条 原子炉設置者及び外国原子力船運航者は、次の事項について、主務省令（外国原子力船運航者にあつては、国土交通省令。）で定めるところにより、保安のために必要な措置を講じなければならない。

- 一 原子炉施設の保全
- 二 原子炉の運転
- 三 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵又は廃棄（運搬及び廃棄にあつては、原子炉施設を設置した工場又は事業所（原子力船を含む。次項において同じ。）において行われる運搬又は廃棄に限る。次条第1項において同じ。）

2 原子炉設置者及び外国原子力船運航者は、原子炉施設を設置した工場又は事業所においてと特定核燃料物質^{*1}を取り扱う場合で、政令^{*2}で定める場合には、主務省令^{*3}（外国原子力船運航者にあつては、国土交通省令）で定めるところにより、防護措置を講じなければならない。

- * 1 : 原子炉等規制法第二条
- * 2 : 原子炉等規制法施行令第十一条の二
- * 3 : 試験炉規則第十四条の三

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（抜粋）

（原子炉の設置、運転等に係る防護措置が必要な場合）

第十一条の二 法第三十五条第二項に規定する政令で定める場合は、原子炉施設において防護対象特定核燃料物質を取り扱う場合とする。

試験研究用原子炉施設の設置、運転等に関する規則（抜粋）

（防護措置）

第十四条の三 法第三十五条第二項の規定により、原子炉設置者は、次の表の上欄に掲げる特定核燃料物質の区分に応じ、それぞれ同表の下欄に掲げる措置を採らなければならない。

| | |
|---|--|
| <p>一 照射されていない次に掲げる物質</p> <p>イ プルトニウム（プルトニウム二三八の同位体濃度が百分の八十を超えるものを除く。以下この表において同じ。）及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、プルトニウムの量が二キログラム以上のもの</p> <p>ロ ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の二十以上のウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が五キログラム以上のもの</p> <p>ハ ウラン二三三及びその化合物並びにこれらの物質一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三三の量が二キログラム以上のもの</p> <p>ニ 照射された前号に掲げる物</p> | <p>次項に定める措置</p> |
| <p>三 照射された第一号に掲げる物質であつて、その表面から一メートルの距離において吸収線量率がグレイ毎時を超えるもの（使用済燃料を溶解した液体から核燃料物質その他の有用物質を分離した残りの液体をガラスにより容器に固型化した物（第七号及び第九号において「ガラス固化体」という。）に含まれるものを除く。）</p> <p>四 照射されていない次に掲げる物質</p> <p>イ プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、プルトニウムの量</p> | <p>質であつて、その表面一メートルの距離において、当該物質から放出された放射線が空気に吸収された場合の吸収線量率（以下単に「吸収線量率」という。）がグレイ時以下のもの</p> |
| | <p>第三項に定める措置</p> |

が五百グラムを超え二キログラム未満のもの

ロ ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の二十以上のウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が一キログラムを超え五キログラム未満のもの

ハ ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の十以上で百分の二十に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が十キログラム以上のもの

ニ ウラン二三三及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三三の量が五百キログラムを超え二キログラム未満のもの

五 照射された前号に掲げる物質であつて、その表面から一米ートルの距離において吸収線量率が一グレイ毎時以下のもの

六 令第一条の二第三号に規定する特定核燃料物質

七 照射された第四号に掲げる物質であつて、その表面から一米ートルの距離において吸収線量率が一グレイを超えるもの（ガラス固化体に含まれるものを除く。）

八 照射されていない次に掲げる物質

イ プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、プルトニウムの量が十五グラムを超え五百グラム以下のもの

ロ ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の二十以上のウラン並びにその化合物

第四項に定める措置

並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が十五キログラムを超え一キログラム以下のもの

八 ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の十以上で百分に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が一キログラムを超え十キログラム未満のもの

二 ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が天然の比率を超え百分の十に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三五の量が十キログラム以上のもの

ホ ウラン二三三及びその化合物並びにこれらの物質の

一又は二以上を含む物質であつて、ウラン二三三の量が十五キログラム以下のもの

九 照射された前号に掲げる物質（照射された同号二に掲げる物質であつて照射直後にその表面から一メートルの距離において吸収線量率が一グレイ毎時を超えていたもの及びガラス固化体に含まれる照射された同号に掲げる物質であつてその表面から一メートルの距離において吸収線量率が一グレイ毎時を超えるものを除く。）

- 2 前項の表第一号及び第二号の特定核燃料物質の防護のために必要な措置は、次の各号に掲げるものとする。
- 一 特定核燃料物質の防護のための区域（以下「防護区域」という。）を定め、当該防護区域を鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁によって区画すること。
 - 二 防護区域の周辺に、防護区域における特定核燃料物質の防護をより確実に行うための区域（以下「周辺防護区域」という。）を定め、当該周辺防護区域をさく等の障壁によって区画し、及び当該障壁の周辺に照明装置等の容易に人の侵入を確認することができる装置を設置すること。
 - 三 見張人に、防護区域又は周辺防護区域への人の侵入を監視するための装置の有無並びに防護区域における特定核燃料物質の量及び取扱形態に応じ適切な方法により当該防護区域及び当該周辺防護区域を巡視させること。
 - 四 防護区域及び周辺防護区域への人の立ち入りについては、次に掲げる措置を講ずること。
 - イ 業務上防護区域又は周辺防護区域に常時立ち入ろうとする者については、当該防護区域又は周辺防護区域の立入りの必要性を確認の上、当該者に当該立入りを認めたことを証明する書面等（以下この号において「証明書等」という。）を発効し、当該立入りの際に当該証明書等を所持させること。
 - ロ 防護区域又は周辺防護区域に立ち入ろうとする者（イに掲げる証明書等を所持する者（以下「常時立入者」という。）を除く。）については、その身分及び当該防護区域又は当該周辺防護区域への立入りの必要性を確認の上、当該者に証明書等を発効し、当該立入りの際に当該証明書等を所持させること。
 - ハ ロに掲げる証明書等を所持する者が防護区域に立ち入る場合は、当該防護区域において常時立入者を同行させ、当該常時立入者に特定核燃料物質の防護のために必要な監督を行わせること。
 - 五 防護区域及び周辺防護区域への業務用の車両以外の車両の立入りを禁止すること。ただし、防護区域又は周辺防護区域に立ち入ることが特に必要な車両であって、特定核燃料物質の防護上支障がないと認められるものについては、この限りではない。
 - 六 防護区域及び周辺防護区域の出入口においては、次に掲げる措置を講ずること。ただし、イ又はロに掲げる点検については、これと同等以上の特定核燃料物質の防護のための措置を講ずる場合は、当該点検を省略することができる。
 - イ 特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為又は特定核燃料物質が置かれている施設若しくは特定核燃料物質の防護のために必要な設備若しくは装置に対する破壊行為の用に供され得る物品（持込みの必要性が認められるものを除く。）の持込み及び特定核燃料物質（持出しの必要が認められるものを除く。）の持出し行われぬように点検を行うこと
 - ロ 第四号ロに掲げる証明書等を所持するものが物品を防護区域に持ち込み又は防護区域から持ち出そうとする場合は、当該防護区域の出入口において、イの点検のほか、当該防護区域における特定核燃料物質の量及び取扱形態に応じ、金属を

検知することができる装置及び特定核燃料物質を検知することができる装置を用いて点検を行うこと。

八 見張人に出入口を常時監視させること。ただし、出入口に施錠した場合は、当該出入口については、この限りではない。

七 特定核燃料物質の管理については、次に掲げる措置を講ずること。

イ 特定核燃料物質は、防護区域内に置くこと。

ロ 見張人に、人の侵入を監視するための装置を用いる等の方法により特定隔年呂物質を常時監視させること。ただし、鉄筋コンクリート造りの施設等の堅固な構造の施設（以下この号及び第九号において単に「施設」という。）であって次に掲げる措置を講じたものであって次に掲げる措置を講じたものの中に置かれている特定核燃料物質については、この限りではない。

(1) 施設の出入口に施錠すること。

(2) 施設に立ち入ることが特に必要な者であることを確認の上当該施設に立ち入ることを認めた者以外の者の当該施設への立入りを禁止すること。

(3) 見張人に、施設への人の侵入を監視するための装置の有無並びに施設における特定核燃料物質の量及び取扱形態に応じ適切な方法により当該施設の周辺を巡視させること。

八 特定核燃料物質の取扱いに従事する者に、その取扱いに係る特定核燃料物質又は設備若しくは装置に異常が認められた場合には、直ちに、その旨をあらかじめ指定した者に報告させること。

二 特定核燃料物質の取扱いに従事する者に、その日の作業の終了後に、その取扱いに係る特定核燃料物質並びに設備及び装置について点検を行わせ、当該点検において、当該核燃料物質又は設備若しくは装置について以上が認められた場合には直ちにその旨を、以上が認められない場合にはその旨を、あらかじめ指定した者に報告させること。

八 人の侵入を監視するための装置（以下この号において「監視装置」という。）を設置する場合は、次に掲げるところによること。

イ 監視装置は、人の品入を確実に検知して速やかに表示する機能を有するものであること。

ロ 特定核燃料物質の防護上重要な監視装置には、非常用電源設備を備える等イの機能を常に維持するための措置を講ずること。

八 監視装置を構成する装置であって人の侵入を表示するものは、防護区域内若しくは周辺防護区域内又は周辺防護区域の地殻であって見張人が常時監視できる位置に設置すること。

九 防護区域若しくは周辺防護区域又は施設の出入口に施錠する場合は、次に掲げる措置を講ずること。

イ かぎ及び錠については、取替え又は構造の変更を行う等複製が困難となるようにすること。

ロ かぎ又は錠について不審な点が認められた場合には、速やかに取替え又は構造の変更を行うこと。

- 八 かぎを管理する者としてあらかじめ指定した者にそのかぎを厳重に管理させ、当該者以外の者がそのかぎを取り扱うことを禁止すること。ただし、あらかじめそのかぎを維持的に取り扱うことを認めた者については、この限りではない。
- 十 特定核燃料物質の防護のために必要な設備及び装置については、点検及び保守を行い、その機能を維持すること。
- 十一 特定核燃料物質の防護のために必要な連絡に関し、次に掲げる措置を講ずること。
- イ 見張りを行っている見張人と見張人の詰所との間における連絡を迅速かつ確実に行うことができるようにすること。
- ロ 防護区域内及び周辺防護区域内に連絡のための設備を設置し、見張人の詰所への連絡を迅速かつ確実に行うことができるようにすること。
- ハ 見張人の詰所から関係機関への連絡は、二以上の連絡手段により迅速かつ確実に行うことができるようにすること。
- 十二 特定核燃料物質の防護のために必要な措置に関する詳細な事項は、当該事項を知る必要があると認められる者以外の者にしられないようにすること。
- 十三 従業者に対し、その職務の内容に応じて特定核燃料物質の防護のために必要な教育及び訓練を行うこと。
- 十四 特定核燃料物質の防護のために必要な体制を整備すること。
- 十五 特定核燃料物質の盗取、特定核燃料物質の取扱いに対する妨害行為若しくは特定核燃料物質が置かれている施設若しくは特定核燃料物質の防護のために必要な設備若しくは装置に対する破壊行為が行われるおそれがあり、又は行われた場合において迅速かつ確実に対応できよう適切な計画を策定すること。
- 3 第一項の表第三号から第六号までの特定核燃料物質の防護のために必要な措置については、前項（第二号及び第六号ロを除く。）の規定を準用する。この場合において、同項第三号中「防護区域又は周辺防護区域」とあるのは「防護区域」と、「当該防護区域及び当該周辺防護区域」とあるのは「当該防護区域」と、同項第四号中「防護区域及び周辺防護区域」とあり、及び「防護茎又は周辺防護区域」とあるのは「防護区域」と、「当該防護区域又は当該周辺防護区域」とあるのは、「当該防護区域」と、同項第五号中「防護区域及び周辺防護区域」とあり、及び「防護区域または 周辺防護区域」とあり、同項第六中「防護区域及び周辺防護区域」とあるのは「防護区域」と、同項第八号中「防護区域内若しくは周辺防護区域」とあるのは「防護区域内」と、「周辺防護区域の」とあるのは「防護区域の」と、同項第九号中「防護区域若しくは周辺防護区域又は施設」とあるのは「防護区域又は施設」と、同項第十号中「防護区域内及び周辺防護区域内」とあるのは「防護区域内」と、「二以上の連絡手段により迅速」とあるのは「迅速」と読み替えるものとする。
- 4 第一項の表第七号から第九号までの特定核燃料物質の防護のために必要な措置については、次の各号に掲げるもののほか、第二項第三号から第五号まで（第四号ハを除く。）同項第七号（同号ロを除く。）同項第八号（同号ロ及びハを除く。）及び同項第十号から第十五号まで（第十一号イ及びロを除く。）の規定を準用する。この場合において、同項第三号中「防護区域又は周辺防護区域」とあるのは「防護

区域」と、「当該防護区域及び当該周辺防護区域」とあるのは「当該防護区域」と、同項第四号中「防護区域及び周辺防護区域」とあり、及び「防護区域又は周辺防護区域」とあるのは「当該防護区域」と、「当該防護区域又は当該周辺防護区域」とあるのは「当該防護区域」と、同項第五号中「防護区域及び周辺防護区域」とあり、及び「防護区域又は周辺防護区域」とあるのは「防護区域」と、同項第十一号中「二以上の連絡手段により迅速」とあるのは「迅速」と読み替えるものとする。

- 一 防護区域を定めること。
- 二 見張人に防護区域の出入口を常時監視させること。ただし、当該出入口に施錠した場合は、当該出入口については、この限りではない。
- 三 特定核燃料物質が貯蔵され又は保管廃棄されている施設（以下この号において「貯蔵施設等」という。）については、次に掲げる措置を講ずること。
 - イ 貯蔵施設等に立ち入ることが特に必要な者であることを確認の上当該貯蔵施設等に立ち入ることを認めた者以外の者の当該貯蔵施設等への立入りを禁止すること。
 - ロ 見張人に、貯蔵施設等への人の侵入を監視するための装置の有無並びに貯蔵施設等における特定核燃料物質の量及び取扱形態に応じ適切な方法により当該貯蔵施設等の周辺を巡視させること。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

第一章 総則

（定義）

第二条 略

5 この法律において「特定核燃料物質」とは、プルトニウム（プルトニウム二三八の同位体濃度が百分の八十を超えるものを除く。）ウラン二三三、ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率を超えるウランその他の政令^{*1}で定める核燃料物質をいう。

* 1： 原子炉等規制法施行令第一条

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（抜粋）

第一章 定義

（特定核燃料物質）

第一条 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「法」という。）

第二条第五項に規定する政令で定める核燃料物質は、次のいずれかに該当する核燃料物質とする。

- 一 プルトニウム（プルトニウム二三八の同位体の濃度が百分の八十を超えるものを除く。次条第一号及び第十七条の四の表第二号において同じ。）及びその化合物
- 二 ウラン二三三及びその化合物
- 三 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率を超えるウラン及びその化合物
- 四 前三号の物質の一又は二以上を含む物質
- 五 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物
- 六 前号の物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの

（防護対象特定核燃料物質）

第一条の二 この政令において「防護対象特定核燃料物質」とは、次のいずれかに該当する特定核燃料物質をいう。

- 一 照射されていない次に掲げる物質
 - イ プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって、プルトニウムの量が十五グラムを超えるもの
 - ロ ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が百分の二十以上のウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって、ウラン二三五の量が十五グラムを超えるもの。

- ハ ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が百分の十以上で百分の二十に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって、ウラン二三五の量が一キログラムを超えるもの
- ニ ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の比率を超え百分の十に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって、ウラン二三五の量が十キログラム以上のもの
- ホ ウラン二三三及びその化合物並びにこれら物質の一又は二以上を含む物質であって、ウラン二三三の量が十五グラムを超えるもの
- 二 照射された前号に掲げる物質（使用済燃料を溶解した液体から核燃料物質その他の有用物質を分離した残りの液体をガラスにより容器に固型化した物（次号において「ガラス固化体」という。）に含まれる照射された前号に掲げる物質であって、その表面から一メートルの距離において、当該物質から放出された放射線が空気に吸収された場合の吸収線量率（次号及び第十七条の四の表第二号において単に「吸収線量率」という。）が一グレイ毎時を超えるものと除く。）
- 三 照射された次に掲げる物質であって、照射直後にその表面から一メートルの距離において吸収線量率が一グレイ毎時を超えていたもの（ガラス固化体に含まれるものであって、その表面から一メートルの距離において吸収線量率が一グレイ毎時を超えるものを除く。）
- イ ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の比率であるウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの
- ロ ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の比率に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの
- ハ トリウム及びその化合物並びにこれらの物質で原子炉において燃料として使用できるもの
- 二 ウラン二三五のウラン二三五及びウラン二三八に対する比率が天然の比率を超え百分の十に達しないウラン並びにその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質

保安規定、保安規定の遵守状況の検査

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（保安規定）

第五十六条の二 使用者は、政令^{*1}で定める核燃料物質を使用する場合には、文部科学省令^{*2}で定めるところにより、保安規定（核燃料物質の取扱いに関する保安教育についての規定を含む。以下この条において同じ。）を定め、使用開始前に、文部科学大臣の認可を受けなければならない。これを変更しようとするときも、同様とする。

- 2 文部科学大臣は、保安規定が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止上十分でないとき認めるときは、前項の認可をしてはならない。
- 3 文部科学大臣は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止のため必要があるとき認めるときは、使用者に対し、保安規定の変更を命ずることができる。
- 4 使用者は、文部科学省令で定めるところにより、前項の規定の遵守状況について、文部科学大臣が定期に行う検査を受けなければならない。
- 5 第十二条第六項から第八項までの規定は、前項の検査について準用する。この場合において、同条第六項中「前項」とあるのは「第五十六条の三第五項」と、「経済産業大臣」とあるのは「文部科学大臣」と、「経済産業省令」とあるのは、「文部科学省令」と、同条第七項中「前項第一号」とあるのは「第五十六条の三第六項において準用する前項第一号」と、同条第八項中「第六項」とあるのは「第五十六の三第六項において準用する第六項」と読み替えるものとする。

* 1 : 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第十六条の二

* 2 : 核燃料物質の使用等に関する規則第二条の十二

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（抜粋）

（施設検査等を要する核燃料物質）

第十六条の二 法第五十五条の二第一項及び第五十六条の三第一項に規定する政令で定める核燃料物質は、次のいずれかのかに該当する核燃料物質とする。

- 一 プルトニウム及びその化合物並びにこれらの物質の一又は二以上を含む物質であって、プルトニウムの量が一グラム以上のもの。ただし、密封されたプルトニウムの量が四百五十キログラム未満のものを除く。
- 二 三・セテラベクレル以上の使用済燃料
- 三 ウラン二三三その化合物並びにこれの物質の一又は二以上を含む物質であって、ウラン二三三の量が五百グラム以上のもの
- 四 前号に掲げるもののほか、次の表の上欄に抱えるウラン及びその化合物並びにこれ

らの物質の一又は二以上をふくむものであって、ウラン二三五の量が同表の下欄に掲げる量以上のもの。ただし、同表の上欄に掲げるウランのいずれもがある場合には、それぞれの売れ欄の二三五の量が同表の下欄に掲げる量に対する割合の和が

| | |
|---|---|
| 一 ウラン二三五の ウラン二三五及び ウラン二三八に対 する比率が天然の 比率を超え百分の 五に達しないウラ ン | 二 ウラン二三五の ウラン二三五及び ウラン二三八に対 する比率が百分の 五以上のウラン |
| 千二百グラム | 七百グラム |

五 前二号に掲げるもののほか、六ふっかウランであって、ウランの量が一トン以上のもの。

六 前三号に掲げるもののほか、ウラン及びその化合物並びにこれら物質の一又は二以上を含む物質であって、ウランの量が三トン以上のもの（液体状のものに限る。）

核燃料物質の使用等に関する規則（抜粋）

（保安規定）

第二条の十二 法第五十六条の三第一項の規定による保安規定の認可を受けようとするものは、認可を受けようとする工場又は事業所ごとに、次の各号に掲げる事項について保安規定を定め、これを記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 使用施設等の管理を行う者の職務及び組織に関すること。
- 二 放射線業務従事者に対する保安教育に関することであって次に掲げるもの
 - イ 保安教育の実施方針（実施計画の策定を含む。）に関すること。
 - ロ 保安教育の内容に関することであって次ぎに掲げるもの
 - (1)関係法令及び保安規定に関すること。
 - (2)使用施設等の構造、性能及び操作に関すること。
 - (3)放射線管理に関すること。
 - (4)核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。
 - (5)非常の場合に採るべき措置に関すること。
- ハ その他使用施設等に係る保安教育に関すること。
- 三 災害の防止上特に管理を必要とする機器の操作に関すること。
- 四 管理区域及び周辺監視区域の設定及びこれらの区域に係る立入制限等に関すること。

- 五 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること。
- 六 排気監視設備及び排水監視設備に関すること。
- 七 放射線測定器の管理及び放射線の測定の方法に関すること。
- 八 使用施設等の巡視及び点検に関すること。
- 九 核燃料物質の受渡し、運搬、貯蔵その他の取扱いに関すること。
- 十 放射性廃棄物の廃棄に関すること。
- 十一 非常の場合に採るべき処置に関すること。
- 十二 使用施設等に係る保安（保安規定の遵守状況を含む。）に関する記録に関すること。
- 十三 使用施設等の定期的な自主検査に関することであって次に掲げるもの。
 - イ 使用施設等の保安上特に管理を必要とする設備の性能が維持されているかどうかについての検査に関すること。
 - ロ 使用施設等の保安のために直性関連を有する計器及び放射線測定器の校正に関すること。
- 十四 品質保証（保安のために必要な措置を体系的に実施することにより、原子力の安全を確保することをいう。）に関することであって次に掲げるもの。
 - イ 品質保証計画の策定に関すること。
 - ロ 品質保証活動を行う者の職務及び組織に関すること。
 - ハ 品質保証計画に基づく品質保証活動の実施（保安に関し必要な個々の事項の計画、実施、評価及び継続的な改善を含む。） 評価（監査を含む。）及び品質保証計画の継続的な改善に関すること。
 - ニ 品質保証活動に必要な文書及び記録に関すること。
- 十五 その他使用施設等につかある保安に関し必要な事項。

2 略

（保安規定の遵守状況の検査）

第二条の十三 法第五十六条の三第五項の規定による検査は、毎年四回行うものとする。

2 法第五十六条の三第六項において準用する法第十二第六項の文部科学省令で定める事項は次に掲げるとおりとする。

- 一 事務所又は工場若しくは事業者への立入り
- 二 帳簿、書類、設備、機器その他必要な物件の検査
- 三 従事者その他関係者に対する質問
- 四 核原料物質、核燃料物質によって汚染された物その他の必要な試料の提出（試験のため必要な最小限度の量に限る。）をさせること。

核物質防護関係

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（使用及び貯蔵の基準）

第五十七条 使用者は、核燃料物質を使用し、又は貯蔵する場合には、文部科学省令で定める技術上の基準に従って保安のために必要な措置を講じなければならない。

2 使用者は、使用施設等を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質を取り扱う場合で政令で定める場合には、文部科学省令で定めるところにより、防護措置を講じなければならない。

3 文部科学大臣は、防護措置が前項の規定に基づく文部科学省令の規定に違反していると認めるときは、使用者に対し、是正措置等を命ずることができる。

（核物質防護規定）

第五十七条の二 使用者は、前条第二項に規定する場合には、文部科学省令で定めるところにより、核物質防護規定を定め、特定核燃料物質の取扱いを開始する前に、文部科学大臣の認可を受けなければならない。これを変更使用とするときも、同様とする。

2 略

核燃料物質の使用等に関する規則（抜粋）

（防護措置）

第三条の三 法第五十七条第二項の規定により、使用者は、次の表の上欄に掲げる特定核燃料物質の区分に応じ、それぞれ同表の下欄に掲げる措置を採らなければならない。

表 略（参考7 試験研究用原子炉施設の設置、運手等に関する規則第十四条の三の表に同じ。）

・少量核燃料物質の使用に係る安全規制について

・少量核燃料物質の使用に係る安全規制について

検討の背景

核燃料物質等の使用に関しては、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。）において、天然ウラン^{*1}及び劣化ウラン^{*2}は300gを超えるもの、トリウムは900gを超えるものを対象として規制されている。

国際原子力機関（IAEA）は、国際放射線防護委員会（ICRP）1990年勧告を踏まえ、国際労働機関（ILO）、世界保健機構（WHO）などの国際機関と共同して、国際基本安全基準（Basic Safety Standards）の一環として、「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。）を1996年に刊行し、その中で規制免除に関する具体的な基準である国際基本安全基準免除レベルを提示した。

国際免除レベルは、通常時では、実効線量を年間10 μ Sv、事故時では実効線量年間1mSv、かつ、線源の1年間の使用による集団線量が1人・Svを超えないとする線量基準を定めた上で、一定の被ばくシナリオに基づく被ばく計算により核種ごとに設定された規制を免除する具体的な数値基準であり、核種ごとの放射能（Bq）及び放射能濃度（Bq/g）からなる。

BSSでは、免除レベルとして295核種について放射能（Bq）、放射能濃度（Bq/g）が定められている。また、英国放射線防護庁（NRPB）が1999年に刊行した免除レベルに関する報告書（以下「NRPB-R306」という。）において、BSSの295核種以外の核種の免除レベルを計算し、合計765核種の免除レベルが示されている。

国際免除レベルの国内法令への取り入れについては、放射線審議会では審議が行われ、2002年10月、同審議会第78回総会において、同規制免除レベルを国内法令に取り入れることが適切であるとする報告書「規制免除について」が了承された。

また、原子力安全委員会では、BSS規制免除レベルの国内規制体系への取り入れ等に際しての基本的な考え方について検討が行われ、2003年3月、BSS規制免除レベルを国内法令に取り入れ、規制に反映することは、時宜を得た適切な措置である旨の報告書「国際基本安全基準（BSS）の規制免除レベルの国内規制体系への取り入れに当たって」が了承されている。この報告書の中で、今後の規制に関連して考慮すべき留意点の一つとして、「核燃料物等の使用については、原子炉等規制法で規制されているが、BSS規制免除レベルを超える量の核燃料物質等の使用については、関係省庁において、放射線安全の観点から検討することが必要である。」旨示されている。

このようなことを踏まえて、核燃料物質の使用に係る安全規制に国際免除レベルを取り入れる際の考え方を以下に示す。

1. 国際免除レベルを取り入れた場合に新たに規制対象となる範囲

現行、使用の許可を要する核燃料物質の種類及び数量については、原子炉等規制法第52条第1項第5号に基づき定められた同法施行令第15条において、使用の許可を要しない核燃料物質の種類及び数量が以下のように定められている。

ウラン235のウラン238に対する比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物（天然ウラン）及びウラン235のウラン238に対する比率が天然の混合率に達しないウラン及びその化合物（劣化ウラン）：300g以下

トリウム及びその化合物：900g以下

国際免除レベルを取り入れた場合、新たに規制対象となる核燃料物質の種類及び数量については、以下のとおりとなる。

ウラン235のウラン238に対する比率が天然の混合率であるウラン及びその化合物（天然ウラン）及びウラン235のウラン238に対する比率が天然の混合率に達しないウラン及びその化合物（劣化ウラン）：1gを超え300g以下

トリウム及びその化合物：3gを超え900g以下

注： 国際免除レベルから、各核種の比放射能を用いて重量を求めると天然ウラン及び劣化ウランは0.8g (1×10^4 Bq)、トリウムは2.5g (1×10^4 Bq)となる。

国際免除レベルは、算出された結果から $3 \times 10^x \sim 3 \times 10^{x+1}$ までの値を 10^{x+1} とする端数処理を行っており、天然ウラン及び劣化ウラン1gをウラン238の比放射能（1g当たりのkBq数： 12.4^* ）を用いて計算すると 1.2×10^4 Bq、トリウム3gをトリウム232の比放射能（ 4.06^* ）を用いて計算すれば 1.2×10^4 となり、端数処理を行えば 1×10^4 Bqとなる。

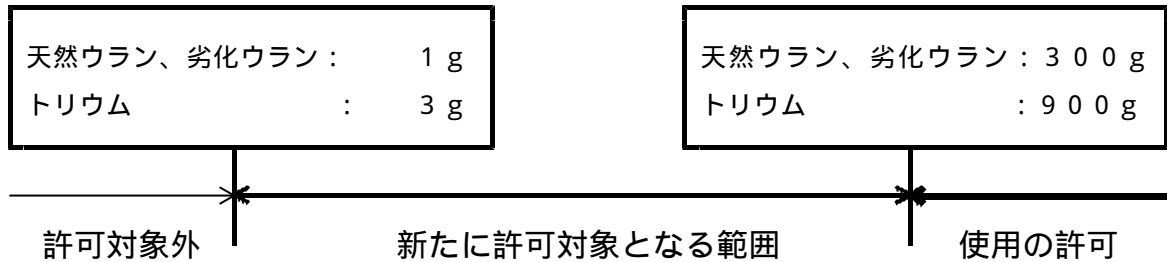
また、原子炉等規制法に基づく、国際規制物資（核燃料物質）としての計量管理報告では、1g未満は四捨五入とし、g単位で報告を求めており、1g未満の数字を用いることは合理的ではないことから、天然ウラン及び劣化ウランは1g、トリウムは3gの値を規制値とした。

*：「アイソトープ手帳10版（社団法人日本アイソトープ協会）より

【現 行】



【改正案】



2. 規制の考え方

新たな規制の対象は、現在、原子炉等規制法第61条の3に基づく国際規制物資（核燃料物質）の使用許可を受けた者であり、同法第61条の8に基づき核燃料物質の計量管理が義務付けられているが、同法第57条に基づく使用及び貯蔵の基準等は適用されていない。

このため、BSS免除レベル算出シナリオを参考として評価を行い、当該基準の適用の範囲について検討を行った。

(1) BSS免除レベル算出シナリオによる放射能の算出

BSS免除レベルの算出シナリオによる放射能の算出は、
作業場所における通常シナリオ
作業場所における事故シナリオ（飛散）
作業場所における事故シナリオ（火災）
処分場での公衆被ばくシナリオ

で、それぞれのシナリオの被ばく経路について、同一の使用者又は公衆に対して発生すると想定される被ばく経路に関し、合算を行い、その結果の中で一番厳しい値を国際免除レベルとして採用している。現在の国際免除レベルは、処分場での公衆被ばくシナリオにより算出された値が採用されている。

少量の核燃料物質の使用に関し、上記シナリオの中で処分場での公衆の被ばくシナリオについては、使用場所を特定し、使用後の核燃料物質等を、工場又は事業所内で保管廃棄するものとするれば、核燃料物質等が処分場などに直接排出されることはなく、上記 から のシナリオで評価することができる。

2002年10月、放射線審議会基本部会での国際免除レベルの妥当性を検討した際に、パラメター、被ばくシナリオの一部を我が国の事情を考慮して、同基本部会のワーキンググループで試算した結果を参考にすると、 から のシナリオの中の のシナリオが一番厳しくなり、天然ウラン及び劣化ウランでは81gで年間10μSvであるので、300gであれば年間40μSvと推定される。また、3g以上900g未滿のトリウムでは、トリウム232の試算が行われていないため、同基本部会のワーキンググループでの試算結果がある核種のうち、放射平衡を全て考慮している天然トリウムで計算すれば、25gで年間10μSvであるので、900gでは年間約400μSvと算定できる。したがって、上記 から のシナリオによれば、作業者の被ばくは、一般公衆の被ばく限度である年間1mSvを下回ると考えられる。

放射能の算出シナリオを放射線審議会基本部会ワーキンググループで行った年間被ばく10μSvとした場合の試算値(例としてウラン238+^注での試算値)は以下のとおりである。(トリウムについてもウランと同様に のシナリオが一番厳しい評価となり、 のシナリオを除けば のシナリオが一番厳しくなる。)

注：「+」は、永続平衡中の短寿命娘核種を含めての評価を行ったもの。

| | 試算値(ウラン238+) | 試算値を端数処理 |
|--------------------|--|--|
| 作業場所における通常シナリオ | $8.76 \times 10^5 \text{Bq}(70.6\text{g})$ | $1 \times 10^6 \text{Bq}(80.6\text{g})$ |
| 作業場所における事故シナリオ(飛散) | $1.74 \times 10^7 \text{Bq}(1403.2\text{g})$ | $1 \times 10^7 \text{Bq}(806.5\text{g})$ |
| 作業場所における事故シナリオ(火災) | $8.77 \times 10^6 \text{Bq}(707.3\text{g})$ | $1 \times 10^7 \text{Bq}(806.5\text{g})$ |
| 処分場での公衆被ばくシナリオ | $5.82 \times 10^4 \text{Bq}(4.7\text{g})$ | $1 \times 10^5 \text{Bq}(8.1\text{g})$ |
| | _____ : 国際免除レベルで採用されているシナリオ | |
| | ===== : のシナリオを除いて一番厳しいシナリオ | |

これらを考慮し、現行の核燃料物質の使用等に関する規則(以下「燃料規則」という。)第3条に定める使用の技術上の基準等の一部を適用し、核燃料物質の施設外への排出を管理することにより、一般公衆の安全を確保することができると考えられる。

(2) 使用の技術上の基準等の適用

原子炉等規制法第61条の3に基づく国際規制物資(核燃料物質)の使用許可を受けた者(以下「国際規制物資使用者」という。)のうち、新たに規制の対象となる者(約1,000事業所(天然ウラン又は劣化ウランを使用する者:1,400施設、トリウムを使用する者:300施設))の実態は、密封での使用(天然ウラン又は劣化ウランを使用する者で約5%、トリウムを使用する者で約20%)、粉末を溶液に溶かして非密封で使用(電子顕微鏡染色、分析等)するケースが多く、天然ウラン又は劣化ウランを使用する者で約90%、トリウムの使用者で約65%となっている。

以下に、核燃料物質を施設外部へ排出しないようにすることで、使用の技術上の基準等の適用について検討した結果を示す。

作業者の被ばく線量は、年間1mSv以下と算定されるため、使用場所の空間線量及び空气中濃度からは、燃料規則第1条第2号の規定に基づく管理区域^{注1}を設定する必要はない。ただし、使用者は、使用の場所、貯蔵の場所の特定を行う。

作業者の被ばく線量が年間 1 mSv 以下と算定されるため、燃料規則第 1 条第 3 号の規定に基づく周辺監視区域^{注2}を設ける必要はない。

核燃料物質の貯蔵は、貯蔵施設で行い、施錠管理を行う。

作業者の被ばく線量が年間 1 mSv を超えないので、気体廃棄物の廃棄施設は必要としない。

現状の国際規制物資使用者の核燃料物質の使用に伴う液体廃棄物（一次廃液）及び固体廃棄物は保管廃棄しており、これを適用する。（ただし、排水施設等を設置して、処理等を行う場合は、該当する技術上の基準等を適用する。）

技術上の基準等の遵守のため、管理者や作業者に対して安全教育を行う。

注 1： 使用施設、廃棄施設、貯蔵施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量が文部科学大臣の定める線量^{*}を超え、空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれている放射性物質は除く。）の濃度が文部科学大臣の定める濃度^{*}を超え、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が文部科学大臣の定める密度^{*1}を超えるおそれのあるものをいう。

* 1： 試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示（以下「線量当量告示」という。）第 2 条

注 2： 管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が文部科学大臣の定める線量限度^{*2}を超えるおそれのないものをいう。

* 2： 線量当量告示第 3 条

3. 今後の進め方

少量核燃料物質の使用に係る安全規制を導入するに当たっては、今後、国は、以下の事項について、所要の対応を図っていく必要があると考える。

使用の許可を要しない核燃料物質の種類及び数量を法令で明定

燃料規則第 3 条（使用の技術上の基準）、同第 3 条の 2（貯蔵の技術上の基準）、同第 4 条（工場又は事業所内の廃棄の技術上の基準）について適用する範囲の限定
新たな規制の対象となる者に対する規制内容、安全管理（使用する場所に関する注意事項、使用後の核燃料物質の取り扱い、粉体としてのウラン、トリウムの取り扱い及び安全教育など）についての十分な周知

施設対応を行う必要がある者を考慮した移行期間（2 年程度）の確保

図 - 1 トリウムの使用目的

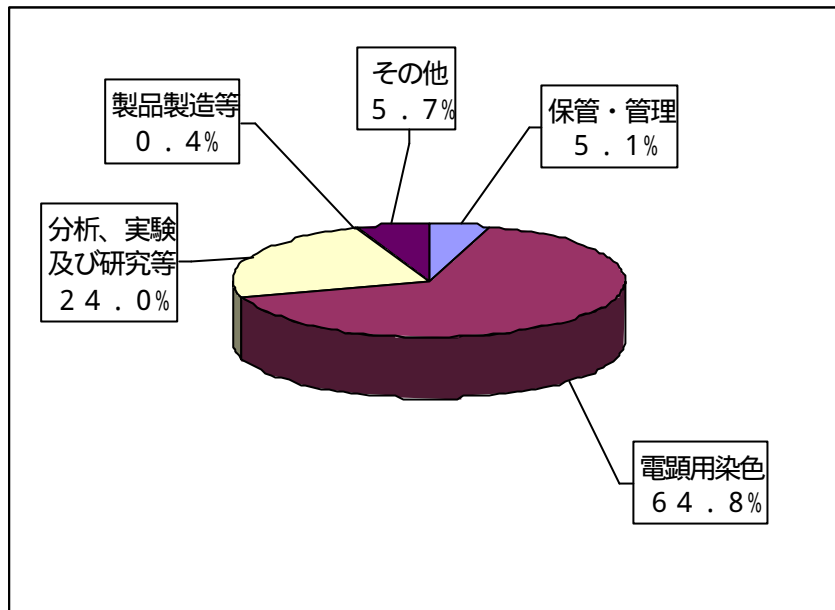


図 - 2 トリウムの使用目的

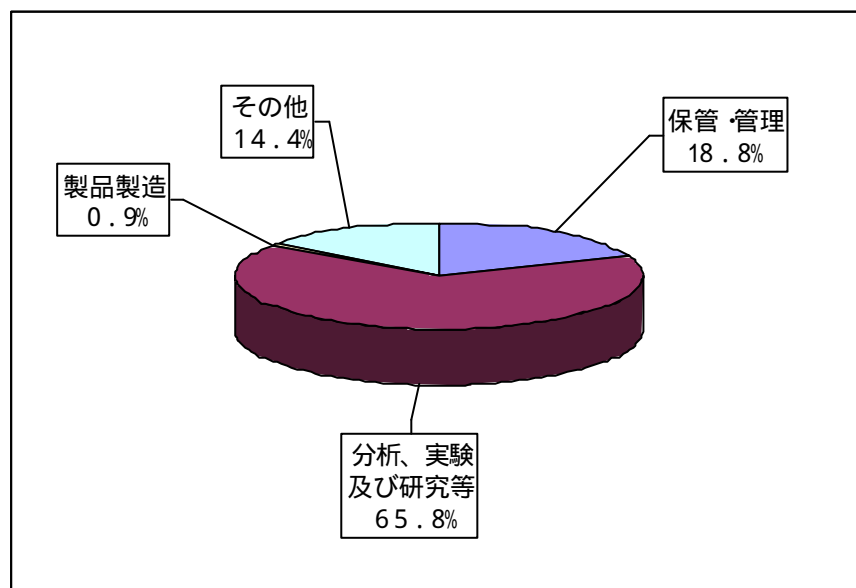


表 - 1 B S S 規制免除レベル算出シナリオ

| | シナリオ名 | 合算した被ばく経路 |
|-------|---|---|
| 放射能濃度 | 作業場所における通常シナリオ | A1.1 線源の違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 |
| | 処分場での公衆被ばくシナリオ | 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 |
| 放射能 | 作業場所における通常シナリオ | 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 |
| | 作業場所における事故シナリオ (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 |
| | 作業場所における事故シナリオ (火災) | B2.7 皮膚の汚染 B2.8 ダスト、揮発性物質の吸入摂取 B2.9 燃焼生成物からの外部被ばく |
| | 処分場での公衆被ばくシナリオ (廃棄物を管理すること で免除するシナリオ) | B3.1 処分場からの外部被ばく B3.2 処分場からのダスト吸入摂取 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 BSS規制免除レベル放射能算出計算条件

| シナリオ | | 計算条件 |
|--------------------|-----------------------|--|
| 作業場所における通常のシナリオ | B1.1 点線源からの外部被ばく | <p>作業者が小線源から1mの地点で被ばくする場合の年実効線量を算出する。</p> <p>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）</p> <p>線源からの距離：1m</p> <p>線量換算係数：点線源用</p> |
| | B1.2 線源取扱いによる外部被ばく | <p>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。</p> <p>被ばく時間：10時間/年（全ての線源）</p> <p>ガラスバイアル（液体線源容器）による 線遮蔽係数：S F $S F = \exp^{-\mu d}$ $\mu : 0.017 \times E_{max}^{-1.14}$、$d : 150 \text{mg/cm}^2$</p> |
| 作業場所における事故シナリオ（飛散） | B2.1 汚染した手からの外部被ばく | <p>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。</p> <p>被ばく時間：10分</p> <p>発生確率：0.01/年</p> <p>放射能面密度計算： 液体：飛散前の線源重量10g、密度 1g/cm^3 手への移行割合 0.1、手の汚染した厚さ 0.01cm 接触面積 600cm^2</p> |
| | B2.2 汚染した顔からの外部被ばく | <p>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年平均実効線量を算出する。</p> <p>被ばく時間：10分</p> <p>発生確率：0.01/年</p> <p>放射能面密度計算： 液体：飛散前の線源重量 10g、密度 1g/cm^3、 顔への移行割合 0.01、顔の汚染した厚さ 0.001cm 接触面積 100cm^2 粉末：飛散前の線源重量 30g、密度 0.5g/cm^3 顔への移行割合 0.01、顔の汚染した厚さ 0.001cm 接触面積 600cm^2</p> |

| シナリオ | 計算条件 |
|--|--|
| 作業場所における事故シナリオ（飛散） B2.3 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行線量を算出する。 被ばく時間：10分 線源からの距離：1m 発生確率：0.01/年 汚染面積：7m ² (半径1.5mの円状) 線量換算係数：無限平板用 幾何学補正係数：0.1 |
| B2.4 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。 吸入時間：10分 発生確率：0.01/年 線源の質量：100g ダスト濃度：5mg/m ³ 呼吸率：1m ³ /時 |
| B2.5 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。 発生確率：0.01/年 摂取量：全放射能の 1×10^{-5} |
| B2.6 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。 吸入時間：10分 発生確率：0.01/年 線量換算係数：半無限雲用 放射能濃度計算： 液体：放射能(1Bq) × 飛散率 × 揮発割合 / 部屋の容積 固体：放射能(1Bq) × 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：32m ³ |

| シナリオ | 計算条件 |
|---------------------------------|--|
| 作業場所における事故シナリオ B2.7 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。 被ばく時間：10分 発生確率：0.01/年 放射能面密度計算：放射能(1Bq) × 移行割合/汚染面積 移行割合：1(液体)、0.01(その他) 汚染面積：2000cm ² (液体)、200cm ² (その他) 汚染面積の計算条件 線源重量：100g、密度：0.5g/cm ³ 汚染への移行割合：1(液体)、0.01(その他) 汚染の厚さ：0.01cm |
| B2.8 ダスト、揮発性物質の吸入 (火災) | 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。 被ばく時間：10分 発生確率：0.01/年 呼吸率：1m ³ /時 放射能濃度計算：放射能(1Bq) × 移行割合/部屋の容積 移行割合：1(液体)、0.01(その他) |
| B2.9 燃烧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。 被ばく時間：10分 発生確率：0.01/年 線量換算係数：半無限雲用 放射能濃度計算：放射能(1Bq) × 移行割合/部屋の容積 移行割合：1(液体)、0.01(その他) |

| シナリオ | 計 算 条 件 |
|----------------------|---|
| 処分場の外部で被ばくの公衆被ばくシナリオ | <p>B3.1 処分場の外部で被ばく</p> <p>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。</p> <p>被ばく時間：300時間/年 線源からの距離：1 m 発生確率：0.01/年 線量換算係数：無限厚平板用</p> <p>放射能濃度計算： $\text{放射能濃度 [Bq/g]} = \frac{\text{線源濃度} \times \text{線源放射能}}{\text{廃棄物重量}} \times \text{減衰補正係数}$</p> <p>線源放射能：1Bq 廃棄物重量：1.5 × 10¹⁰ g 減衰補正時間：24時間</p> |
| 処分場のダストの吸入摂取 | <p>(1) 事故</p> <p>公衆が処分場の上を歩いているときに、無希釈線源1g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。</p> <p>吸入時間：1時間 発生確率：0.01/年 空气中ダスト濃度：1mg/m³ 呼吸率：1m³/時</p> <p>放射能濃度計算： $\text{放射能濃度 [Bq/g]} = \frac{\text{線源濃度} \times \text{線源放射能}}{\text{線源重量}} \times \text{減衰補正係数}$</p> <p>線源放射能：1Bq, 線源重量：1g 減衰補正時間：24時間</p> <p>(2) 通常</p> <p>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平均預託実効線量を算出する。</p> <p>吸入時間：5000時間/年 空气中ダスト濃度：0.2mg/m³ 呼吸率：1m³/時</p> <p>放射能濃度計算： $\text{放射能濃度 [Bq/g]} = \frac{\text{線源放射能}}{\text{土壌の重量}} \times \text{減衰補正係数}$</p> <p>線源放射能：1Bq, 土壌の重量：1 × 10⁶g 減衰補正時間：24時間</p> |

| シナリオ | 計 算 条 件 |
|--|--|
| 処 分 場 で の 公 衆 被 ば く シ ナ リ オ | 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行線量を算出する。 被ばく時間：8時間 発生確率：0.01/年 放射能面密度計算： 汚染物の重量30 g，密度1.12g/cm ³ 汚染の厚さ0.3cm，接触面積178cm ² |
| ば く シ ナ リ オ | 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。 摂取割合：0.01 |

表 - 3 B S S 免除レベル算出シナリオを用いた放射能レベル等の算出

| 計算条件 \ 核種 | U - 238 + | U - 238 N | Th - 232 | Th - nat |
|---|---|--|---|---|
| B S S 規制免除レベル 算出シナリオでの放射 能レベル 【被ばく量：10 μ Sv/年】 放射能は処分場の公衆の 被ばくシナリオ B3.1 ~ B3.4 の算出値 | 10,000Bq (国際免除レベル) 0.8 g (重量換算値) | 1,000Bq (国際免除レベル) 0.08 g (重量換算値) | 10,000Bq (国際免除レベル) 2.5 g (重量換算値) | 1,000Bq (国際免除レベル) 0.25 g (重量換算値) |
| 廃棄物を保管管理し、 B S S 規制免除レベル 算出シナリオから処分 場での公衆被ばくシナ リオ (B3.1 ~ B3.4) を 考慮しない場合の放射 能レベル 【被ばく量：10 μ Sv/年】 放射能は作業場所にお ける通常シナリオ B1.1 ~ B1.2 の算出値 (放射 線審議会報告書「規制 免除について」におけ る確認計算結果の値 を使用) | 8.67 \times 10 ⁵ Bq (確認計算結果) 1,000,000Bq (端数処理した値) 81 g (端数処理した値 の重量換算値) | 1.32 \times 10 ⁵ Bq (確認計算結果) 100,000Bq (端数処理した値) 8.1 g (端数処理した値 の重量換算値) | 確認計算を実施 していないため データなし | 2.11 \times 10 ⁵ Bq (確認計算結果) 100,000Bq (端数処理した値) 24.6 g (端数処理した値 の重量換算値) |
| 廃棄物を保管管理し、 ウラン300 g、トリウ ム900 g を使用した場 合の年間被ばく量 放射能は作業場所にお ける通常シナリオ B1.1 ~ B1.2 の算出値 (放射 線審議会報告書「規制 免除について」におけ る確認計算結果の値 を使用) | 300 g 使用 した場合 37 μ Sv/年 | 300 g 使用 した場合 370 μ Sv/年 | 確認計算を実施 していないため データなし | 900 g 使用 した場合 366 μ Sv/年 |

表 - 4 核燃料物質の使用等に関する規則第3条（使用の技術上の基準）の適用（案）について

法第57条第1項に規定する使用の技術上の基準は、次の各号に掲げるとおりとする。ただし、使用者で文部科学大臣の定めるものについては、第3号、第7号から第10号まで及び第12号の規定は適用しない。

| 第3条 | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|-----|--|-----------------|------------------|--|
| 第1号 | 核燃料物質の使用は、使用施設において行うこと。 | | | 核燃料物質の使用場所を特定し、不特定多数への影響を防止するため適用する。 |
| 第2号 | 使用施設の目につきやすい場所に、使用上の注意事項を掲示すること。 | | | 核燃料物質の安全な使用を行うため適用する。 |
| 第3号 | 核燃料物質を使用する場合は、作業衣等を着用して作業し、かつ、これらの作業衣等は、使用施設外において着用しないこと | | | 同上 |
| 第4号 | 管理区域を設定し、かつ、当該区域においては、次の措置を講ずること。 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | イ 壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線業務従事者以外の者が当該区域に立ち入る場合は、放射線業務従事者の指示に従わせること。 | × | × | |
| | ロ 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止すること。 | × | × | |
| | ハ 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その物の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品(その物品を容器に入れ又は放送した場合には、その容器又は包装)の表面の放射性物質の密度がハの表面密度限度の10分の1を超えないようにすること。 | × | × | |
| 第5号 | 周辺監視区域を設定し、かつ、当該区域においては、次の措置を講ずること。 | × | × | 同上 |
| | イ 人の居住を禁止すること。 | × | × | |
| | ロ 境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限すること。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りでない。 | × | × | |

| 第3条 | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|------|---|-----------------|------------------|--|
| 第6号 | 放射線業務従事者の線量等については、次の措置を講ずること。 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| イ | 放射線業務従事者の線量が文部科学大臣の定める線量限度を超えないようにすること。 | × | × | |
| ロ | 放射線業務従事者の呼吸する空気中の放射性物質の濃度が文部科学大臣の定める濃度限度を超えないようにすること。 | × | × | |
| 第7号 | 管理区域及び周辺監視区域における線量当量率並びに管理区域における放射性物質による汚染の状況の測定は、これらを知るために最も適した箇所において、かつ、放射線測定器を用いて行うこと。ただし、放射線測定器を用いて測定することが著しく困難である場合には、計算によってこれらの値を算出することができる。 | × | × | 同上 |
| 第8号 | 放射線業務従事者の線量当量の測定は、次に定めるところにより行うこと。 | × | × | 同上 |
| イ | 外部放射線に被ばくすることにより線量当量の測定は、これを知るために最も適した人体部位について、放射線測定器を用いて測定すること。ただし、放射線測定器を用いて測定することが著しく困難である場合にあっては、計算によってこの値を算出することとする。 | × | × | |
| ロ | イの測定は、管理区域に立ち入っている間継続して行うこと。 | × | × | |
| ハ | 人体内部に摂取した放射性物質からの放射線に被ばくすることによる線量当量の測定は、文部科学大臣の定めるところにより、放射性物質を吸入摂取し、又は経口摂取するおそれのある場合に行うこと。 | × | × | |
| 第9号 | 放射性物質による人体及び人体に着用している物の表面の汚染の状況の測定は、放射性物質によって汚染されるおそれのある人体部位の表面及び人体に着用している物の表面であって放射性物質によって汚染されるおそれのある部分について、放射線測定器を用いて行うこと。ただし、放射線測定器を用いて測定することが著しく困難である場合には、計算によってこの値を算出することができる。 | × | × | 同上 |
| 第10号 | 前号の測定は、放射性物質を経口摂取するおそれのある場所において、当該場所から人が退出するときに行うこと。 | × | × | 同上 |
| 第11号 | 核燃料物質の使用は、いかなる場合においても、核燃料物質が臨界に達するおそれのないように行うこと。 | × | × | 同上 |
| 第12号 | 換気設備、放射線測定器及び非常用設備は、常にこれらの機能を発揮できる状態に維持しておくこと。 | × | × | 同上 |

表 - 5 核燃料物質の使用等に関する規則第3条の2（貯蔵の技術上の基準）の適用（案）について

法第57条第1項に規定する貯蔵の技術上の基準については、前条第4号から第12号までの規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおりとする。ただし、使用者で文部科学大臣の定めるものについては、第3号並びに準用された同条第7号から第10号まで及び第12号の規定は、適用しない。

| 第3条の2 | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|-------|---|-----------------|------------------|--------------------------------------|
| 第1号 | 核燃料物質の所蔵は、貯蔵施設において行うこと。 | | | 核燃料物質の貯蔵場所を特定し、不特定多数への影響を防止するため適用する。 |
| 第2号 | 貯蔵施設の目につきやすい場所に、貯蔵上の注意事項を掲示すること。 | | | 核燃料物質の安全な貯蔵を行うため適用する。 |
| 第3号 | 貯蔵施設には、核燃料物質を搬出する場合その他特に必要がある場合を除き、施設又は立入制限の措置をとること。 | | | 同上 |
| 第4号 | 六ふっ化ウランの貯蔵は、六ふっ化ウランが漏えいするおそれがない構造の容器に封入して行うこと。 | | | 六ふっ化ウランの貯蔵の可能性があることから適用。 |
| 第5号 | プルトニウム又はその化合物の貯蔵は、プルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれがない構造の容器に封入して行うこと。ただし、グローブボックスその他の気密設備の内部において貯蔵を行う場合その他プルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれがない場合は、この限りではない。 | × | × | プルトニウム及びその化合物は、該当しない。 |

表 - 6 核燃料物質の使用等に関する規則第4条（工場又は事業所内の廃棄の技術上の基準）の適用（案）について

法第58条(法第66条第2項において準用する場合を含む。)に規定する廃棄の技術上の基準については、第3条第4号から第10号まで及び第12号の規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおりとする。

| 第4条 | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|-----|--|-----------------|------------------|---|
| 第1号 | 放射性廃棄物の廃棄は、廃棄及び廃棄に係る放射線防護について必要な知識を有する者の監督の下に行わせるとともに、廃棄に当たっては、廃棄に従事する者に作業衣等を着用させること。 | | | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく線量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| 第2号 | 放射性廃棄物の廃棄に従事する者以外の者が放射性廃棄物の廃棄作業中に廃棄施設に立ち入る場合には、その廃棄に従事する者の指示に従わせること。 | × | × | 同上 |
| 第3号 | 気体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。 | × | × | 同上 |
| イ | 排気施設によって排出すること。 | × | × | |
| ロ | 放射線障害防止の効果をもった廃棄槽に保管廃棄すること。 | × | × | |
| 第4号 | 前号イの方法により廃棄する場合は、排気施設において、ろ過、放射能の時間による減衰、多量の空気による希釈等の方法によって排気中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。この場合、排気口において又は排気監視設備において排気中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が文部科学大臣の定める濃度限度を超えないようにすること。 | × | × | 同上 |
| 第5号 | 第3号ロの方法により廃棄する場合において、当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれがあるときは、冷却について必要な措置を採ること。 | × | × | 崩壊熱は発生しないため適用しない。 |
| 第6号 | 液体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| イ | 排水施設によって排出すること。 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とするため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |
| ロ | 放射線障害防止の効果を持った廃液槽に保管廃棄すること。 | × | × | 同上 |

| 第4条 | | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|------|---|--|-----------------|------------------|---|
| 第6号 | 八 | 容器に封入し、又は容器に固化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| | 二 | 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とするため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |
| | ホ | 放射線障害防止の効果を持った固化すること。 | × | × | 同上 |
| 第7号 | | 前号イの方法により廃棄する場合は、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減水、多量の水による希釈その他の方法によって排水中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。この場合、排水口において又は排水監視設備において排水中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区い気の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が文部科学大臣の定める濃度限度を超えないようにすること。 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とするため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |
| 第8号 | | 第6号ロの方法により廃棄する場合において、当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれがあるときは、冷却について必要な措置を採ること。 | × | × | 崩壊熱は発生しないため適用しない。 |
| 第9号 | | 第6号八の方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を容器に封入するときは、当該容器は、次に掲げる基準に適合するものであること。 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| | イ | 水が浸透しにくく、腐食に耐え、及び放射性廃棄物が漏れにくい構造であること。 | × | | |
| | ロ | き裂又は破損が生じるおそれがないものであること。 | × | | |
| | ハ | 容器のふたが容易に外れないものであること。 | × | | |
| 第10号 | | 第6号八の方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を容器に固化するときは、固化した放射性廃棄物と一体化した容器が放射性廃棄物の飛散又は漏れを防止できるものであること。 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とするため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |

| 第4条 | 規定内容 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|------|---|-----------------|------------------|---|
| 第11号 | 第6号八の方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄するときは、次によること。 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく線量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | イ 放射性廃棄物を容器に封入して保管廃棄するときは、当該容器にき裂若しくは破損が生じた場合に封入された放射性廃棄物の全部を吸収できる材料で当該容器を包み、又は収容できる受け皿を当該容器に設けること等により、汚染の広がりを防止すること。 | × | × | |
| | ロ 当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれのある場合は、冷却について必要な措置を採ること。 | × | × | |
| | ハ 放射性廃棄物を封入し、又は固型化した容器には、放射性廃棄物を示す標識を付け、及び当該放射性廃棄物に関して第2条の11の規定に基づき記録された内容と照合できるような整理番号を表示すること。 | × | × | |
| | ニ 当該廃棄施設には、その目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示すること。 | × | × | |
| 第12号 | 固体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とすため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |
| | イ 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| | ロ 容器に封入し、又は容器に固型化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。 | × | | |
| | ハ ロの方法により廃棄することが著しく困難な大型機械等の放射性廃棄物又は放射能の時間による減衰を必要とする放射性廃棄物については、放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。 | × | | |
| 第13号 | 第9号、第10号及び第11号(同号イを除く。)の規定は、前号ロの方法による廃棄について準用する。 | × | | 同上 |
| 第14号 | 第11号ロ及びニの規定は、第12号八の方法による廃棄について準用する。 | × | × | 同上 |

表 - 7 核燃料物質の使用等に関する規則第2条の11(記録)の適用(案)について

| 第2条の11 | 規定内容 | 記録すべき場合 | 保存期間 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|--------|---|--|----------------------|-----------------|------------------|--|
| 1 | 施設検査の記録 法第55条の2第1項の規定による検査の結果 | 検査の都度 | 同一事項に関する次の検査のときまでの期間 | × | × | 施設検査が必要のない核燃料物質の種類及び量であるため適用しない。 |
| 2 | 放射線管理記録 | | | | | |
| | イ 使用施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質に係るものに限る。) | 毎月作業中1回 | 5年間 | × | × | 同上 |
| | ロ 放射性廃棄物の排気口又は排水監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の濃度 | 排気又は排水のつど(連続して排気又は排水する場合は連続して) | 5年間 | × | × | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物は保管廃棄とするため適用しない。設備対応する場合は適用する。 |
| | ハ 管理区域及び周辺監視区域における線量当量率(イに規定する場合のものを除く。)並びに管理区域における空気中の放射性物質の1月間(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質を使用する場合にあっては1週間)についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 | 毎月1回(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質を使用する場合にあっては毎週1回) | 5年間 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | ニ 放射線業務従事者の4月1日を始期とする1年間の線量、女子(妊娠不能と診断された者及び妊娠の意志のない旨を使用者に書面で申し出た者を除く。)の放射線業務従事者の4月1日、7月1日、10月1日及び1月1日を始期とする各3月間の線量並びに本人の申出等により使用者が妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月1日を始期とする1月間の線量 | 1年間の線量にあっては毎年度1回、3月間の線量にあっては3月毎に1回、1月間の線量にあっては1月ごと | 第5項に定める期間 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |

| 第2条の11 | | 規定内容 | 記録すべき場合 | 保存期間 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|--------|---|---|---|------------|-----------------|------------------|--|
| 2 | ホ | 4月1日を始期とする1年間の線量が20ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該1年間を含む文部科学大臣が定める5年間の線量 | 文部科学大臣が定める5年間において毎年度1回(上欄に掲げる当該1年間以降に限る。) | 第5項に定める期間 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | ヘ | 放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び文部科学大臣が定める5年間における当該年度の前年度までの放射性被ばくの履歴 | その者が当該業務に就く時 | 第5項に定める期間 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | ト | 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路 | 運搬のつど | 1年間 | × | × | シナリオの評価の結果、外部被ばく及び汚染についても被ばく量が1mSv/年を下回るため適用しない。 |
| | チ | 廃棄施設に廃棄し、又は海洋に投棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日時、場所及び方法 | 廃棄の都度 | 使用の廃止までの期間 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| | リ | 放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には、その方法 | 封入又は固型化のつど | 使用の廃止までの期間 | × | | 非密封での使用に伴い発生する廃棄物の管理を求め、処分場等へ排出されないようにするため適用する。 |
| 3 | | 保守記録 | | | | | |
| | イ | 使用施設等の巡視及び点検の状況並びにその担当者の氏名(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質に係る限る。) | 毎日1回 | 1年間 | × | × | 施設検査が必要のない核燃料物質の種類及び量であるため適用しない。 |
| | ロ | 使用施設等の修理の状況及びその担当者の氏名(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質に係るものに限る。) | 修理のつど | 1年間 | × | × | 同上 |

| 第2条の11 | | 規定内容 | 記録すべき場合 | 保存期間 | 密封で取り扱う場合の適用(案) | 非密封で取り扱う場合の適用(案) | 検討結果 |
|--------|---|--|-----------|-------------------|-----------------|------------------|----------------------------------|
| 3 | 八 | 使用施設等の定期的な自主検査の結果(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質に係るものに限る。) | 検査のつど | 同一事項に関する次の検査のときまで | × | × | 同上 |
| 4 | | 使用施設等の事故記録 | | | | | |
| | イ | 事故の発生及び復旧の時 | そのつど | 使用の廃止までの期間 | | | 事故の記録を保存するため適用する。 |
| | ロ | 事故の状況及び事故に際して採った措置 | そのつど | 使用の廃止までの期間 | | | 同上 |
| | ハ | 事故の原因 | そのつど | 使用の廃止までの期間 | | | 同上 |
| | ニ | 事故後の処置 | そのつど | 使用の廃止までの期間 | | | 同上 |
| 5 | | 保安教育の記録 | | | | | |
| | イ | 保安教育の実施計画 | 策定のつど | 3年間 | | | 安全教育を求めるため適用する。 |
| | ロ | 保安教育の実施日時及び項目 | 実施のつど | 3年間 | | | 安全教育を求めるため適用する。 |
| | ハ | 保安教育を受けた者の氏名 | 実施のつど | 3年間 | | | 安全教育を求めるため適用する。 |
| 6 | | 品質保証計画(令第16条の2各号に掲げる核燃料物質に係るものに限る。) | 策定及び改定のつど | 次の改定の後の3年間 | × | × | 施設検査が必要のない核燃料物質の種類及び量であるため適用しない。 |

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（抜粋）

（使用の許可）

第五十二条 核燃料物質を使用しようとする者は、政令*で定めるところにより、文部科学大臣の許可を受けなければならない。ただし、次の各号の一に該当する場合は、このかぎりではない。

- 一 製錬事業者が核燃料物質を製錬の事業の用に供する場合
 - 二 加工事業者が核燃料物質を加工の事業の用に供する場合
 - 三 原子炉設置者及び外国原子力船運航者が核燃料物質を原子炉に燃料として使用する場合
 - 四 再処理事業者が核燃料物質を再処理事業の用に供する場合
 - 五 政令で定める種類及び数量の核燃料物質を使用する場合
- 2 前項の許可を受けようとする者は、次の事項を記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。
- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
 - 二 使用の目的及び方法
 - 三 核燃料物質の種類
 - 四 使用の場所
 - 五 予定使用期間及び年間（予定使用期間が一年に満たない場合にあっては、その予定使用期間）予定使用量
 - 六 使用済燃料の処分の方法
 - 七 核燃料物質の使用施設（以下単に「使用施設」という。）の位置、構造及び設備
 - 八 核燃料物質の貯蔵施設（以下単に「貯蔵施設」という。）の位置、構造及び設備
 - 九 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設（以下単に「廃棄施設」という。）の位置、構造及び設備

* 「第一項の政令で定めるところ」 = 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する施行令第十五条

（許可の基準）

第五十三条 文部科学大臣は、前条第一項の許可の申請があった場合においては、その申請が次の各号に適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。

- 一 核燃料物質が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。
- 二 その許可をすることによって原子力の研究、開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。
- 三 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設（以下「使用施設等」という。）の位置、構造及び設備が核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による災害の防止上支障がないものであること。
- 四 核燃料物質の使用の適確に行うに足りる技術的能力があること。

(施設検査)

第五十五条の二 使用者は、政令で定めるところにより、政令で定める核燃料物質の使用施設等の工事（次条第一項に規定する使用施設等であって溶接をするものの溶接を除く。次条において同じ。）について文部科学大臣の検査を受け、これに合格した後でなければ、当該使用施設等を使用してはならない。その使用施設等を変更しようとする場合における当該使用施設等についても、同様とする。

2 前項の検査においては、その使用施設等の工事が文部科学省令で定める技術上の基準に適合しているときは、合格とする。

(記録)

第五十六条の二 使用者は、文部科学省令で定めるところにより、核燃料物質の使用に関し文部科学省令で定める事項を記録し、これをその工場又は事業所に備えて置かなければならない。

(使用及び貯蔵の基準等)

第五十七条 使用者は、核燃料物質を使用し、又は貯蔵する場合には、文部科学省令で定める技術上の基準に従って保安のために必要な措置を講じなければならない。

2 使用者は、使用施設等を設置した工場又は事業所において特定核燃料物質を取り扱う場合で政令に定める場合には、文部科学省令で定めるところにより、防護措置を講じなければならない。

3 文部科学大臣は、防護措置が前項の規定に基づく文部科学省令の規定に違反していると認められるときは、使用者に対し、是正措置等を命ずることができる。

(廃棄の基準)

第五十八条 使用者は、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄(使用施設等を設置した工場又は事業所において行われる廃棄に限る。)について、文部科学省令で定める技術上の基準に従って保安のために必要な措置を講じなければならない。

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（抜粋）

（使用の許可を要しない核燃料物質の種類及び数量）

第十五条 法第五十二条第一項第五号の政令で定める種類及び数量の核燃料物質は、次の表の上欄に掲げる種類及び数量についてそれぞれ同表の下欄に掲げる数量の核燃料物質とする。

| | |
|--|--------------------------------|
| <p>一 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合比であるウラン及びその化合物</p> | <p>ウランの量 三百グラム 以下</p> |
| <p>二 ウラン二三五のウラン二三八に対する比率が天然の混合比に達しないウラン及びその化合物</p> | <p>ウランの量 三百グラム 以下</p> |
| <p>三 前二号の物質の一または二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの</p> | <p>ウランの量 三百グラム 以下</p> |
| <p>四 トリウム及びその化合物</p> | <p>トリウムの 量九百グラ ム以下</p> |
| <p>五 前号の物質の一又は二以上を含む物質で原子炉において燃料として使用できるもの</p> | <p>トリウムの 量九百グラ ム以下</p> |

核燃料物質の使用等に関する規則（抜粋）

（記録）

第二条の十一 法第五十六条の二の規定による記録は、工場又は事業所ごとに、次の上欄に掲げる事項について、それぞれ同表の中欄に掲げるところにしたがって記録し、それぞれ同表下欄に掲げる期間これを保存しておかなければならない。

| 記録事項 | 記録すべき場合 | 保存期間 |
|---|--|-------------------------------------|
| 一 施設検査の記録 法第五十五条の二 第一項の規定による 検査結果 | 検査のつど | 同一事項 に関する 次の検査 のときま での間 |
| 二 放射線管理記録 イ 使用施設等の放 射線しゃい物の側 壁における線量当 量率（令第十六条 の二各号に掲げる 核燃料物質に係る ものに限る。） | 毎日作業中一回 | 五年間 |
| ロ 放射性廃棄物の 排気口又は排気監 視設備及び排水口 又は排水監視設備 における放射性物 質の濃度 | 排気又は排水の つど（連続して 排気又は排水す る場合は連続し て） | 五年間 |
| ハ 管理区域及び周 辺監視区域におけ る線量当量率 | 毎月一回 （令第十六条の 二各号に掲げ | 五年間 |

| | |
|--|--|
| （イに規定する場 合のものを除く。） 並びに管理区域に おける空気中の放 射性物質の一月間 （令第十六条の二 各号に掲げる核燃 料物質を使用する 場合にあつては一 週間）についての 平均濃度及び放射 性物質によつて汚 染された物の表面 の密度 | （イに規定する場 合の核燃料物質を 使用する場合に あつては毎週一 回） |
| 二 放射線業務従事 者の四月一日を始 期とする一年間の 線量、女子（妊娠 不能と診断された 者及び妊娠の意志 のない旨を使用者 に書面で申し出た 者を除く。）の放 射線業務従事者の 四月一日、七月一 日、十月一日及び | 一年間の線量に あつては毎年度 一回、三月間の 線量にあつては 三月毎に一回、 一月間の線量に あつては一月毎 に一回 |

一月一日を始期とする三月間の線量並びに本人の申出等により使用者が妊娠の事実を知ることとなつた女子の放射線業務従事者にあつては出産までの間毎月一日を始期とする一月間の線量

亦 四月一日を始期とする一年間の線量が二十ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該一年間を含む
 文部科学大臣が定める五年間において毎年度一回（上欄に掲げる当該一年間以降に限る。）
 その者が当該業務に就く時

第五項に定める期間
 第五項に定める期間

める五年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴
 ト 工場又は事業所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量、その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路
 チ 廃棄施設に廃棄し、又は海洋に投棄した放射性廃棄物の種類、当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量、当該放射性廃棄物を容器に封入し、又は容器に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日時、場所及び方法

運搬のつど
 廃棄のつど

一年間
 使用の廃止までの期間

| | | |
|---|----------------|--------------------------------------|
| リ 放射性廃棄物を 容器に封入し、又 は容器に固型化し た場合には、その 方法 | 封入又は固型化 のつど | 使用の廃 止までの 期間 |
| 三 保守記録 イ 使用施設等の巡 視及び点検の状況 並びにその担当者 の氏名（令第十六 条の二各号に掲げ る核燃料物質に係 るものに限る。） | 毎日一回 | 一年間 |
| ロ 使用施設等の修 理の状況及びその 担当者の氏名（令 第十六条の二各号 に掲げる核燃料物 質に係るものに限 る。） | 修理のつど | 一年間 |
| ハ 使用施設等の定 期的な樹脂検査の 結果（令第十六条 の二各号に掲げる 核燃料物質に係る ものに限る。） | 検査のつど | 同一事項 に関する 次の検査 のときま での期間 |

| | | |
|---|---------------|--------------------|
| 四 使用施設等の事故 記録 イ 事故の発生及び 復旧の時 | そのつど | 使用の廃 止までの 期間 |
| ロ 事故の状況及び 事故に際して採つ た措置 | そのつど | 使用の廃 止までの 期間 |
| ハ 事故の原因 | そのつど | 使用の廃 止までの 期間 |
| ニ 事故後の処置 | そのつど | 使用の廃 止までの 期間 |
| 五 保安教育の記録 | 策定のつど | 三年間 |
| イ 保安教育の実施 計画 | 策定のつど | 三年間 |
| ロ 保安教育の実施 日時及び項目 | 実施のつど | 三年間 |
| ハ 保安教育を受け た者の氏名 | 実施のつど | 三年間 |
| 六 品質保証計画（令 第十六条の二各号 に掲げる核燃料物質 に係るものに限る。） | 策定及び改定の つど | 次の改定 後の三年 間 |

- 2 前項に規定する記録事項について直接測定することが困難な場合においては、当該事項を間接的に推定することができる記録をもってその事項の記録に代えることができる。
- 3 第一項の表第二号イ及びハの線量当量率並びに同号ニ及びホの線量は、それぞれ文部科学大臣の定めるところにより記録するものとする。
- 4 第一項の表第二号ニの線量を記録する場合には、放射線による被ばくのうち放射性物質によって汚染された空気を呼吸することによる被ばくに係る記録については、その被ばくの状況及び測定の方法を併せて記載しなければならない。
- 5 第一項の表第二号ニからへまでの記録の保存期間は、その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が五年を超えた場合において使用者がその記録を文部科学大臣の指定する期間に引き渡すまでの期間とする。
- 6 使用者は、第一項の表第二号ニの記録に係る放射線業務従事者に、その記録をその者が当該業務を離れる時に交付しなければならない。

(使用の技術上の基準)

- 第三条** 法第五十七条第一項に規定する使用の技術上の基準は、次の各号に掲げるとおりとする。ただし、使用者で文部科学大臣が定めるものについては、第三号、第七号から第十号まで及び第十二号の規定は、適用しない。
- 一 核燃料物質の使用は、使用施設において行うこと。
 - 二 使用施設の目につきやすい場所に、使用上の注意事項を掲示すること。
 - 三 核燃料物質を使用する場合は、作業衣等を着用して作業し、かつ、これらの作業衣等は使用施設以外において着用しないこと。
 - 四 管理区域を設定し、かつ、当該区域においては、次の措置を講ずること。
 - イ 壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線業務従事者以外の者が当該区域に立ち入る場合は、放射線業務従事者の指示に従わせること。
 - ロ 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止すること。
 - ハ 床、壁その他の触れるおそれのある物であって放射性物質によって汚染された物であって放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が文部科学大臣の定める表面密度限度を超えないようにすること。
 - ニ 管理区域から人が手依拠し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品(その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装)の表面の放射性物質の密度がハの密度限度の十分の一を超えないようにすること。
 - 五 周辺監視区域を設定し、かつ、当該区域においては、次の措置を講ずること。
 - イ 人の居住を禁止すること。
 - ロ 境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち居る者以外の者の立入りを制限すること。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれのないことが明らかな場合は、この限りではない。

- 六 放射線業務従事者の線量等については、次の措置を講ずること。
- イ 放射線業務従事者の線量が文部科学大臣の定める線量限度を超えないようにすること。
 - ロ 放射線業務従事者の呼吸する空気中の放射性物質の濃度が文部科学大臣の定める濃度限度をこえないようにすること。
- 七 管理区域及び周辺監視区域における線量当量率並びに管理区域における放射性物質による汚染の状況の測定は、これらを知るために最も適した箇所において、かつ、放射線測定器を用いて行うこと。ただし、放射線測定器を用いて測定することが著しく困難である場合には、計算によってこの値を算出することができる。
- 八 放射線業務従事者の線量当量の測定は、次に定めるところにより行うこと。
- イ 外部放射線の被ばくすることにより線量当量の測定は、これを知るために最も適した人体部位について、放射線測定器を用いて測定すること。ただし、放射線測定器を用いて測定することが著しく困難である場合にあっては、計算によってこの値を算出することとする。
 - ロ イの測定は、管理区域に立ち入っている間継続して行うこと。
- 八 人体内部に摂取した放射性物質からの放射線に被ばくすることによる線量当量の測定は、文部科学大臣の定めるところにより、放射性物質を吸入摂取し、又は経口摂取するおそれのある場合に行うこと。
- 九 放射性物質による人体及び人体に着用している物の表面の汚染の状況の測定は、放射性物質によって汚染されるおそれのある人体部位の表面及び人体に着用している物の表面であって放射性物質によって汚染されるおそれのある部分について、放射線測定器を用いて行うこと。ただし、放射線測定器を用い測定することが著しく困難である場合には、計算によってこの値を算出することができる。
- 十 前号の測定は、放射性物質を経口摂取するおそれのある場所において、当該場所から人が退出するときに行うこと。
- 十一 核燃料物質の使用は、いかなる場合においても、核燃料物質が臨界に達するおそれのないように行うこと。
- 十二 換気設備、放射線測定器及び非常用設備は、常にこれらの機能を発揮できる状態に維持しておくこと。

（貯蔵の技術上の基準）

第三条の二 法第五十七条第一項に規定する貯蔵の技術上の基準については、前条第四号から十二号までの規定を準用するほか、次の掲げるとおりとする。ただし、使用者で文部科学大臣が定めるものについては、第三号並びに準用された同条第七号から十号及びまで及び第十二号の規定は適用しない。

- 一 核燃料物質の貯蔵は、貯蔵施設において行うこと。
- 二 貯蔵施設の目につきやすい場所に、貯蔵上の注意事項を掲示すること。
- 三 貯蔵施設には、核燃料物質は搬入する場合その他特に立入制限の措置を採ること。
- 四 六ふっ化ウランの貯蔵は、六ふっ化ウランが漏えいするおそれがない構造の容器に封入して行うこと。

五 プルトニウム又はその化合物の貯蔵は、プルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれはない構造の容器に封入して行うこと。ただし、グローブボックスその他の気密設備の内部において貯蔵を行う場合その他のプルトニウム又はその化合物が漏えいするおそれがない場合は、この限りではない。

(工場又は事業所内の廃棄の技術上の基準)

第四条 法第五十八条（法第五十六条第二項において準用する場合を含む。）に規定する廃棄の技術上の基準については、第三条第四号から第十号まで及び第十二号の規定を準用するほか、次の各号に掲げるとおりとする。

一 放射性廃棄物の廃棄は、廃棄及び廃棄に係る放射線防護について必要な知識を有する者の監督の下に行わせるとともに、廃棄に当たっては、廃棄に従事する者に作業衣等を着用させること。

二 放射性廃棄物の廃棄に従事する者以外の者が放射性廃棄物の廃棄作業中に廃棄施設に立ち入る場合には、その廃棄に従事する者の指示に従わせること。

三 気体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。

イ 排気施設によって排出すること。

ロ 放射線障害防止の効果を持った廃棄槽に保管廃棄すること。

四 前号イの方法により廃棄する場合は、排気施設において、ろ過、放射能の時間による減衰、多量の空気による希釈等の方法によって排気中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。この場合、排気口において又は排気監視設備において排気中の放射性物質の濃度を監視することにより、周辺監視区域外の空気中n放射性物質の濃度が文部科学大臣の定める濃度を超えないようにすること。

五 第三号ロの方法により廃棄する場合において、当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれがあるときは、冷却について必要な措置を採ること。

六 液体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。

イ 排水施設によって排出すること。

ロ 放射線障害防止の効果をもった廃液槽に保管廃棄すること。

八 容器に封入し、又は容器に固型化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。

二 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。

ホ 放射線障害防止の効果を持った固型化設備で固型化すること。

七 前号イの方法により廃棄する場合は、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈その他の方法によって排水中における放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。

八 第六号ロの方法により廃棄する場合において、当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれがあるときは、冷却について必要な措置を採ること。

九 第六号ハの方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を容器に封入するときは、当該容器は、次に掲げる基準に適合するものであること。

- イ 水が浸透しにくく、腐食に耐え、及び放射性廃棄物がもれにくい構造であること。
- ロ き裂又は破損が生じるおそれがないものであること。
- 十 第六号八の方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を容器に固型化するときは、固型化した放射性廃棄物と一体化した容器が放射性廃棄物の飛散又は漏れを防止できるものであること。
- 十一 第六号八の方法により廃棄する場合において、放射性廃棄物を放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄するときは、次によること。
 - イ 放射性廃棄物を容器に封入して保管廃棄するときは、当該容器にき裂若しくは破損が生じた場合に封入された放射性廃棄物の全部を吸収できる材料で当該容器を包み、又は収納できる受皿を当該容器に設けること等により、汚染の広がりを防止すること。
 - ロ 当該保管廃棄された放射性廃棄物の崩壊熱等により著しい過熱が生じるおそれのある場合は、冷却について必要な措置を採ること。
- 八 放射性廃棄物を封入し、又は固型化した容器は、放射性廃棄物を示す標識を付け、及び当該放射性廃棄物に関して第二条の十一の規定に基づき記録された内容と照合できるような整理番号を表示すること。
- 二 当該廃棄施設には、その目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示すること。
- 十二 固体状の放射性廃棄物は、次に掲げるいずれかの方法により廃棄すること。
 - イ 放射線障害防止の効果を持った焼却設備において焼却すること。
 - ロ 容器に封入し、又は容器に固型化して放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。
 - ハ 八の方法により廃棄することが著しく困難な大型機械等の放射性廃棄物又は放射能の時間による減衰を必要とする放射性廃棄物については、放射線障害防止の効果を持った保管廃棄施設に保管廃棄すること。
- 十三 第九号、第十号及び第十一号（同号イを除く。）の規定は、前号ロの方法による廃棄について準用する。
- 十四 第十一号ロ及び二の規定は、第十二号八の方法による廃棄について準用する。

第六章の二 国際規制物資の使用等に関する規制等（抜粋）

第一節 国際規制物資の使用等に関する規制

（使用の許可及び届出）

第六十一条の三 国際規制物資を使用しようとする者は、政令で定めるところにより、文部科学大臣の許可を受けなければならない。ただし、次の各号一に該当する場合は、この限りではない。

- 一 製錬事業者が国際規制物資を製錬の事業の用に供する場合
- 二 加工事業者が国際規制物資を加工の事業の用に供する場合
- 三 原子炉設置者が国際規制物資を原子炉の設置又は運転の用に供する場合
- 四 再処理事業者が国際規制物資を再処理の事業の用に供する場合
- 五 使用者が国際規制物資を第52条第1項の許可を受けた使用の目的に使用する場
合

2 前項の許可を受けようとする者は、次の事項を記載した申請書を文部科学大臣に提出しなければならない。

- 一 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 二 使用の目的及び方法
- 三 国際規制物資の種類及び数量
- 四 使用の場所
- 五 予定使用期間

3 （以下略）

国際規制物資：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第二条第九項
第二条

9 この法律において「国際規制物資」とは、核兵器の不拡散に関する条約第3条1及び4の規定の実施に関する日本国政府と国際原子機関との間の協定（以下「保障措置協定」という。）その他日本国政府と一の外国政府（国際機関を含む。）との間の原子力の研究、開発及び利用に関する国際約束（核兵器の不拡散に関する条約第三条一及び四の規定の実施に関する日本国政府と国際原子力機関との間の協定の追加議定書（以下単に「追加議定書」という。）を除く。（以下単に「国際約束」という。）に基づく保障措置の適用その他の規制を受ける核原料物質、核燃料物質、原子炉その他の資材又は設備をいう。

・ 自然放射性物質の使用に係る安全管理について

・自然放射性物質の使用に係る安全管理について

検討の背景

自然界には、地球誕生以来地殻に存在するものや宇宙線により生成されたものなど、さまざまな放射性核種が存在し、これらの核種を含む物質は、自然起源の放射性物質（NORM^{*1}）（以下「自然放射性物質」という。）と呼ばれている。放射能濃度の高いものは、モナザイト、リン鉱石、チタン鉱石、その他の鉱石、鉱物砂などであり、産業用の原材料として広く利用されている。また、これらをもとに製造された製品は、幅広い分野で利用され、一般消費財としても多くの人に使用されている。

放射性審議会は、平成15年2月、自然放射性物質の規制免除^{*2}についての検討を同審議会基本部会で行うこととし、国内法令に国際原子力機関（IAEA）による「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免除レベル」という。）を取り入れることに関連し、自然放射性物質の規制免除に関して検討し、同年10月に報告書「自然放射性物質の規制免除について」（以下「基本部会報告書」という。）が取りまとめられた。

基本部会報告書では、自然放射線の規制免除について、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告や欧州委員会の報告書（RP-122）で示された自然放射性物質の規制に関する考え方を基に、各国の動向、国内の利用実態等も踏まえつつ、被ばく評価を行うなど様々な角度から調査を進めた結果、物質の状態による区分とそれに適した規制の対応を明らかにし、各区分の特性に応じた規制免除を適用することが適切であるとの結論を得た。今後、関係行政機関において具体的な規制を行うにあたっては、実際の使用状況等を十分に勘案し適切な規制が行われることが望ましいとの見解が示されている。

このようなことを踏まえ、今後の自然放射性物質の使用に係る安全規制のあり方について検討を行った結果を以下に示す。

* 1 Naturally Occurring Radioactive Materials

自然起源の放射性物質で、詳細な定義としては、自然に存在する放射性核種を含み、それ以外の放射性核種について有意な量を含まない物質のこと。（IAEA Safety Glossary,2000による）

* 2 規制免除

ある放射線源について、それによる健康への影響が無視できるほど小さく、放射性物質として扱う必要がないことから、当該放射線源について放射線防護に係る規制の対象としないことをいう。これらの放射線源には、研究用トレーサー、校正線源等の少量のものや、極僅かの放射性核種を含む一般消費財のような低濃度のものがある。これらの放射線源に起因する線量は、自然界の放射線レベルと比較しても十分小さい。

免除の判断基準となる放射性物質の放射能及び濃度を「免除レベル」という。

1．自然放射性物質について

原子放射線の影響に関する国連科学委員会（UNSCEAR）2000年報告書では、自然放射線源による被ばくの世界平均は2.4 mSv/年であると評価されている。その内訳は、宇宙線や宇宙線により生成する放射性核種による外部被ばく0.39 mSv/年、大地起源の放射性核種（建材を含む）からの外部被ばく0.48 mSv/年、ラドン等の吸入による内部被ばく1.26 mSv/年及び食物摂取による内部被ばく0.29 mSv/年である。

これらに対する最も大きい被ばくの要因は、Th-232系列核種、U-238系列核種であり、全体の約7割を占めている。

自然界に存在する放射性核種としては、K-40、Rb-87、Cd-113、In-115、Te-123、La-138、Nd-144、Sm-147、Gd-152、Lu-176、Hf-174、Re-187、Os-186、Pt-190、Th-232系列核種、U-235系列核種、U-238系列核種などが挙げられる。また、宇宙線により生成されるH-3、Be-7、C-14などは、自然に生成された放射性核種に含まれる。

2．海外における自然放射性物質の規制状況

基本部会報告書によれば、自然放射性物質に対する規制免除に関する方針としてまとめられたものとして、欧州委員会の報告書（RP-122）「規制免除とクリアランスの概念の自然放射線への適用」（2001年）があり、欧州連合加盟国では、2002年11月現在でポルトガルを除く14か国でBSSの免除と同様の内容を盛り込んだ欧州原子力共同体指令書（1996年5月採択）を受けて国内法の改正が実施され、人工放射性核種については、一部の例外を除き、BSS免除レベルと同じ値を導入している。自然放射性物質についても、ほとんどの加盟国においてすでに自然放射性物質の規制制度を取り入れているが、免除レベルの設定やその線量規準、規制方法については、国によって異なる対応がとられている。

BSS免除レベルは、米国では、取り入れられておらず、カナダでは、一部取り入れられている。また、これらの国やBSS免除レベルを導入した中国についても規制制度は一部をのぞき取り入れられていない。（以上、表-1参照）

現在、自然放射性物質の規制への取り組みについては、日本、オーストラリア、中国、インドネシア、韓国、マレーシア、フィリピン、タイ、ベトナム、国際原子力機関（IAEA）オブザーバー）が参加している「アジア原子力協力フォーラム」（以下「FNAC」という。）では、2002年の韓国ワークショップにおいて、「TENORM（技術的に濃度が高められた自然起源の放射性物質）廃棄物」を新たなテーマとしてタスクグループを設置することが合意され、（1）FNAC参加国におけるTENORM問題の現状把握、（2）IAEAのクリアランスレベルの妥当性評価、（3）国境を越えたTENORM廃棄物の移送に関する調査、（4）統一されたTENORM廃棄物管理基準や規制の検討などが行われている。

I A E Aにおいては、ウラン及びトリウム鉱以外のNORM残渣(リン酸採鉱、希土類生産及び金属精錬のような産業工程からの廃棄物)に対して勧告もなく、整合性のある規制上のアプローチがないことから、安全指針として環境中の天然起源の放射性物質を含む残渣の管理に係る安全と管理の基準を向上させることを目的に、D S 3 5 2「天然起源の放射性物質(NORM)の安全管理」の検討が行われている。

3. 利用実態

我が国は、産業活動で使用する鉱物等を海外からの輸入に依存しており、多い物では年間1億トンを超える量が輸入されており、また、これらの産業活動には長い歴史がある。

自然放射性物質を含む鉱物等の放射能濃度は、B S S免除レベルを超える可能性のある物だけでなく、放射能濃度が低い物についても、有用物質を抽出する過程で生じる残渣や副産物において、ウラン及びトリウムの比率が高まり、意図せずにB S S免除レベルを超える物もある。また、作業工程には、化学的な処理だけでなく、原料の粉砕処理もあり、粉塵が発生する可能性がある。

基本部会報告書においては、規制免除の方針を検討するための基礎資料を作成する目的で、自然放射性物質を含む物を取り扱う作業及び自然放射性物質を含むことにより被ばくを生じるような産業及び機器製品(一般消費財)について行われた利用実態の調査結果が示されている。この実態調査は、産業利用されている鉱石類のうち、比較的自然放射性物質の濃度が高いと思われるモナザイト、リン鉱石、チタン鉱石、バストネサイト、ジルコン及び輸入量が多い石炭等を対象としている。

調査結果によれば、原料鉱石の放射能濃度で、仮に、Th - 232系列核種及びU - 238系列核種のB S S免除レベルである1 B q / g(それぞれTh - 232、U - 238として) R P - 122の0.5 B q / gを目安値とすると、この値を超えるものがモナザイト、リン鉱石、ジルコン及びバストネサイトの工場から採取した資料で確認された。しかしながら、各鉱石とも工程の過程で発生する廃棄物は、産業廃棄物として処理され、工程中で希釈されることにより目安値を超えるものは確認されなかったとしている。

空間放射線量率の測定の結果、原料鉱石の放射能濃度が低い物でも、工程中に缶石^{*3}等が付着し、対象物から1 m離れた位置で数 μ S v / 時のような比較的高い空間放射線量率を示す場合があったが、作業者の年間外部被ばく線量は、実際の作業時間を考慮すると、最大でもバストネサイトの製品置場での作業における約0.40 m S v / 年であるとしている。なお、原料粉等を粉末状で取り扱う作業においては、作業員は粉塵対策のためのマスクを着用していることから、粉塵の吸入は少ないものと推定されるとしている。また、敷地境界の空間放射線量率は、全国の自然放射線量率0.004 ~ 0.11 μ S v / 時(宇宙線を除く)と同程度であり、一般公衆については、安全上特に問題はないと考えられるとしている。

*3 缶石

液体中の塩が析出して配管やタンクなどに付着したもの

4．我が国における自然放射性物質の安全規制の現状

我が国では、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。）及び放射性同位元素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。）においては、自然放射性物質で規制される核種の濃度は、 74 Bq/g を超えるものとされている。なお、原子炉等規制法においては、固体状の核原料物質について、 370 Bq/g を超えるものを規制しており、放射線障害防止法では、自然に賦存する放射線を放出する同位元素及びその化合物並びにこれらの含有物で固体状のものを規制している。また、数量については、原子炉等規制法では、ウラン量の3倍とトリウムの合計が 900 g を超えるものについて核原料物質として届出が義務付けられている。ウラン及びトリウム以外の元素については、放射線障害防止法により、 3.7 kBq 、 37 kBq 、 370 kBq 、 3.7 MBq までの4段階に放射性同位元素を分けて、各々の数量を超えた場合に規制の対象としている。なお、放射線障害防止法は平成16年6月に国際免除レベルを取り入れた改正が行われ、公布日から1年を超えない範囲内において施行される。

5．自然放射性物質に対する規制の考え方

基本部会報告書においては、自然放射性物質の利用形態を、人為性や実際の被ばくの可能性の観点から分類して、それぞれの特性に沿った規制の方法や免除又は介入免除^{*5}について、被ばく線量に基づいた方法で対応する必要があると考えられるとし、その分類と対応案を表-2のとおり示している。

基本部会報告書では、自然放射性物質に対する介入及びその免除レベルの規定は、その放射能濃度及び取扱量に大きな幅があり、人工放射性物質のように一定の濃度及び放射能レベルとすることは現実的ではないとし、行為に対する免除の線量規準である年間 $10\text{ }\mu\text{Sv}$ から介入に対する免除の規準である年間 1 mSv の間で対象となる被ばくを検討すべきであるとしている。その際、線量評価に必要となる被ばくシナリオや被ばく経路の選定には客観性や妥当性が確保されることが必要で、適切なガイダンスに基づいた線量評価を行うことが求められるとしている。

このことから、表中の区分1、2、3については、法令による規制の対象とはならないが、区分4、5、6については、新たに法令による規制が必要であると考えられるとしている。

*5 介入免除

介入の免除とは、すでに存在する線源からの被ばくによる健康に対するリスクが無視できることから、介入を行う必要がないことをいう。ICRPは、1990年勧告において特に国際貿易の際に不必要な制限を避けるために、輸出入が自由に許されるものと、放射線防護についてある制限の対象となる境界線を示すレベルとして介入免除レベルを提案した。ICRP Pub. 82 (1999)において、このレベルは長期被ばくを含む公衆が使用する商品にも適用できることが示された。レベルに対する個人線量基準として、主な商品については、およそ 1 mSv/年 であるが、建材や食品など生活に欠かせないものは、これらと同じ基準を使うべきではなく、消費財を使用する行為についての免除は、国際的に数十 μSv の線量基準が用いられることも、考慮するように言及している。

6．我が国における自然放射性物質を含む物質に関する過去の事例

我が国における自然放射性物質を含む物質に関する過去の事例としては、平成2年7月に、酸化チタン工場からの廃棄物の一部から通常より高いレベルの放射線が検出された「チタン鉱石問題」がある。

当時、科学技術庁、厚生省、通商産業省、労働省の関係省庁において、対応のための協議が行われ、平成2年9月に、空間線量等の目安、管理方法等を示した「チタン鉱石問題に関する対応方針」が取りまとめられた。関係省庁より、各地方公共団体及び企業に対して、当該対応方針に基づいた対応を採るよう通知された。

その後、各企業においては、当該対応方針を踏まえた使用レベルの低減化等の措置により、排出される廃棄物の放射能レベルも当初に比べ大きく下がった。

現在、業界団体は、「チタン鉱石問題に関する対応方針」に示された事項を実施するため、自主管理規定を作成し、自主的に安全対策、自主管理基準限度により管理を行っている。

その後の調査の結果、現在もチタン鉱石を使用している酸化チタン工場では、原料鉱石、廃棄物等の放射性物質濃度は BSS 免除レベル以下であり、推定される外部被ばく量も 1 mSv / 年 以下であった。

7．当面の対応

当面の対応としては

- ・ 基本部会報告書に示されたように、自然放射性物質含有鉱石を取り扱っている工場における作業員、一般公衆に対する被ばく評価の結果は、 1 mSv / 年 を超えるケースはなかったこと。
- ・ 国の確認した結果では、我が国においては、チタン鉱石問題以降、業界団体により実施された自主管理が有効に働いていると考えられること
- ・ 我が国は、産業活動で使用する鉱物等を海外からの輸入に依存しており、鉱石によっては年間1億トンを超える量が輸入されており、また、これらの産業活動には長い歴史があり、自然放射性物質の規制については、自然放射性物質含有鉱石の輸出国においても自然放射性物質の規制については検討中であること。

から、基本部会報告書及び有識者からの意見等を参考に、原料製造工程、製品、廃棄物等の線量測定・被ばく評価、製品への表示等を定めたガイドラインを作成し、自然放射性物質含有鉱石使用者・製品製造者（自然放射性物質含有鉱石使用業界団体）、自然放射性物質含有製品輸入者に周知し、自主的な管理の徹底を促していくとともに、その実施状況を確認し、問題点等を洗い出していくことが重要である。

また、自然放射性物質の使用に係る規制については、各国と整合性のある規制を行う観点から、各国の自然放射性物質に関する BSS 免除レベルの取り入れ等の状況を確認しつつ実施していくことが重要である。

表 - 1 海外における規制の現状

| | 規制の現状 |
|------------------|--|
| 英 国 | <p>放射性物質の放出についての規制は、環境庁（イングランド、ウェールズ）、スコットランド環境防護庁（スコットランド）、環境汚染及び放射化学物質管理局（北アイルランド）が行っている。また、使用・保管・輸送については、環境輸地方省（DETR）が、職業被ばくについては保健安全執行部（HSE）が規制している。</p> <p>自然放射性物質の免除レベルは、1993年に制定された放射性物質法（RA93）に基づいた定義数量を用いており、固体ナトリウム2.59Bq/g、固のウランは、1.11Bq/gである。例外として免除されるものは、リン酸塩希土類、または自然放射性同位元素のみが含まれる物質であって、各元素の能動14.8Bq/gを超えない固体/液体、濃度が37Bq/gを超えない合金などである。さらに、条件付きでリン酸肥料、地質標本、ウラン・トリウム、鉛などが除対象となっている。</p> |
| フ ラ ン ス | <p>政令2001-270及び州議会令2002-460により自然放射性物質の産業についての規制は、地方政府（環境保護規制部局）が行っている。</p> <p>免除レベルは、1トン未満のものはBSS免除レベルで、それ以上の物量の利用については、場合に応じて線量評価を行い、1mSv/年（ラドンを除く）を超える場合は届出が必要となる。規制内容は、作業者の線量評価があるレベル（2003年5月現在まだ決まっていない。）を超えた場合に環境への影響評価を行う義務を課すとしている。</p> |
| ド イ ツ | <p>2004年1月から施行する放射線防護令に基づき、輸送を除き、連邦環境・自然保全・原子力安全省で規制される。線量規準は、核燃料物質については10µSv/年、それ以外の自然放射性物質については、1mSv/年としている。</p> <p>U-238系列核種、Th-232系列核種を含む放射性残渣については、各種放射性各種の比放射能が0.2Bq/g以下では基本的に規制対象としない。監視レベルとしては、放射性残渣の再利用について、利用場所ごとに0.5~5Bq/gまで、また、集積においては、面積及び立地条件により、0.05~1Bq/gまで段階的に規定されている。</p> <p>作業者については、年に6mSv（ラドンを含む）を超えて被ばくするような場合、3ヶ月以内に担当部局に報告するよう義務付けられており、届出を必要とする作業者の線量限度は、年に20mSv/人、総従業員で400人・mSvと規定されている。</p> <p>作業活動に伴う放射性物質の排気及び排水に係る規制は規定されていない。</p> |
| 米 国 | <p>自然放射性物質の規制は、放射線防護令10CFR Part 20に規定されているほか、自国の検討結果によって設定した基準に基づいて、自然放射性物質の種類や存在形態ごとに個別*に行われているものがある。BSS規制免除レベルは現時点では法令に取り入れられていない。</p> <p>* 大気汚染規準 40CFR Part 61 「リン鉱石起源の石膏体積物から放出されるラドンの規制」</p> <p>飲料水規準 40CFR Part 141 「飲料水中のラジウムやウランの規制」</p> <p>ルイジアナ州規準 「油田・ガス田・缶石の規制」</p> |

出典：「自然放射性物質の規制免除について」（平成15年10月 放射線審議会基本部会）参考資料5

| | 規制の現状 |
|--------|--|
| カナダ | <p>原子力安全管理令(2000年)第10条において、自然放射性物質については、原子力エネルギーの開発、生産及び使用に関わるもの、また、核物質の輸送、核不拡散に関わる輸出を除き、全ての規制から免除されるとしている。</p> <p>核物質及び放射性機器に関する法律(2000年)において、約110各種に1×10^6の形で放射性物質の放射能の免除量を定めており、濃度の規定はない。</p> <p>ウランに対しては天然ウランのみを定義し、飛散しやすい形状に10kBq、飛散しにくい形状に10MBqの値が与えられている。トリウムはTh-232のみ免除量が規定され、その値は100Bqとなっている。免除量の表に載っていない核種については、α線を放出しないものは10kBq、原子番号が82(鉛)より大きくてβ線を放出するものは500Bqとなっている。</p> |
| オーストリア | <p>オーストリアにおける放射線関連の規制は、州ごとに規定されているために、国として統一的な値がなく州により違いがある。</p> <p>いずれの州においても、自然放射性物質の規制に対する考え方はほぼ同様で、使用目的、分野を問わず、ある値以上の物質は規制対象としている。規制対象となる産業分野の具体例としては、ウラン、トリウムに限らず金属や石炭の鉱業(ボーキサイトからアルミナをとった残土である赤泥)、石油・天然ガス、リン酸肥料、建材などが挙げられる。</p> |
| 中国 | <p>環境保護法の下に放射性物質による汚染の防止と修復に関する法律が制定され、放射性物質の管理が行われている。</p> <p>放射線源と行為の規制からの免除についての原則(1992年)により人工放射性物質を5グループに分け免除レベルを決めているが、自然放射性物質に対する規定はない。</p> <p>原子力施設の鉄鋼及びアルミニウムのリサイクル及び再使用のためのクリアランスレベル(1998年)についても人工放射性核種に対しての規制値はあるが、放射性物質についての定めはない。</p> <p>電離放射線に対する防護と線源の安全についての基本基準(2003年)によりBSS免除レベルを基本的に全て(自然物を含む)取り入れるが、次の条件がある。</p> <p>このレベルは免除の適用のためにあるのであって、免除は規制当局により認可されなければならない、自由には行えない。</p> <p>規制当局は、状況によりいくつかのそれよりも低い(1より小さい数を乗ずる)免除レベルを使うことを要求できる。これらは、BSS免除レベルが少量の物質の使用を想定しているためである。</p> |

表 - 2 自然放射性物質を含む物質の分類と対応案

| 区 分 | 検討を要する事例 ^{*8} | 除外、行為、介入の区別 | 法令による規制 | 対応の方法 | 対応のための線量の目安/規準 | |
|-----|---|---|---------------------|------------------|--|------------------------------------|
| 1 | 鉱物、鉱石等に含まれる自然放射性物質の比率を高める処理をしていないもの (区分2、3、4、5、6を除く) | 庭石、研究・教育用鉱物サンプル、博物館所有の鉱物サンプル、工事現場や河原などから出た鉱石など | 除外 | 対象外 | | |
| 2 | 過去に廃棄された自然放射性物質を含む残渣 | チタン工場等から廃棄された残渣、不法投棄された残渣など | 介入 | 対象外 | 対策レベル ^h | 今後の検討 (1~10 mSv/年) |
| 3 | 産業で生成される灰、缶石など (原材料として取り扱う物質は免除レベル濃度以下のもの) | 石灰灰(フライアッシュを含む)、ガス田・油田の缶石、製鉄での鉱滓など | 介入 | 対象外 | 対策レベル | 今後の検討 (1~10 mSv/年) |
| 4 | 現在操業中の鉱山の残土、産業利用の残渣(処分) | モナサイト、バストネサイト(研磨材)、ジルコン、タンタライト、リン鉱石、サマリウム、ウラン鉱石、トリウム鉱石、チタン鉱石、石灰灰(フライアッシュを含む)その他一般消費財の原料など | 行為/介入 ^{*9} | 対象 | ・一定濃度を超える可能性のあるものを特定する ・特定物質の利用のうち、作業者または一般公衆が受ける線量に応じ放射線防護上の適切な管理を求める。 | 1 mSv/年 (これを超えたら規制するか、介入するかを検討) |
| 5 | 産業用原材料 (製造、エネルギー生産、採掘) (区分7を除く) | | 行為/介入 ^{*9} | 対象 | 区分4と同様 | 1 mSv/年 (同上) |
| 6 | 一般消費財 (使用) | 温泉浴素、健康器具、寝具、衣類、塗料、マントル、自動車用触媒、耐火物、研磨材、肥料、湯の花など | 行為 | 商品ごとに対象とするか否かを検討 | 基本的に BSS 免除レベルを適用 ----- 型式承認に相当する制度を検討 | 10 μSv/年 ----- 1 mSv/年 |
| 7 | 放射線を放出する性質等を意図して利用するために精製された核燃料物質や放射線源として使用するもの | 核燃料物質(ウラン、トリウム)、ラジウムなど | 行為 | 対象 | BSS 免除レベルを適用 | 10 μSv/年 |
| 8 | ラドン | 規制下にあるラジウム線源から発生するラドン | 行為 | 対象 | BSS 免除レベルを適用 | |
| | | 核原料物質鉱山における職業環境のラドン | 行為 | 鉱山保安法の対象 | | |
| | | 住居、一般職業環境におけるラドンで上欄を除く | 介入 | 対象外 | 対策レベル | 今後の検討 |

*8：ここにあげた事例は、文献調査及び自然放射性物質が比較的多く含まれていると考えられるものを実態調査したものについて記載したものである。なお、物質や鉱物の産地、種類、物量等により、自然放射性物質の含有量は異なってくることから、区分4及び区分5については、一定濃度を超える可能性のあるものを特定し、さらに放射線防護の必要があるものについては、適切な管理を求めることとなる。

*9：基本的には行為であるが、行為と介入の両面を持ち、原材料を取り扱う初期過程は、介入の対象の要素が大きい。

*10：区分7及び区分8は、今回の基本部会において規制免除に関して検討対象としていない。