

## ウラン廃棄物のクリアランス及び埋設の規制に関する 検討の進め方について

令和 2 年 5 月 2 8 日  
原子力規制庁

### 1. 背景・経緯

我が国の加工施設や使用施設等で発生する専らウランで汚染された廃棄物（以下「ウラン廃棄物」という。）<sup>※1</sup>は、主に雑固体、使用済みフィルタ、スラッジ、焼却灰などであり、2050 年頃までに約 11 万トンの発生が見込まれ、各事業者等によって保管管理されている（参考 1）。これらウラン廃棄物は、クリアランス又は埋設処分が検討されており、日本原子力研究開発機構が原子炉等規制法上の廃棄物埋設事業（未申請）としてその一部を埋設するための廃棄物埋設施設を設計・検討している（参考 2）。

平成 31 年 2 月 27 日の原子力規制委員会では、ウラン廃棄物のクリアランスに関し、国際的な基準である IAEA 一般安全要件 GSR Part3「放射線防護及び放射線源の安全：国際基本安全基準」における天然起源（natural origin）核種及び人工起源（artificial origin）核種の取扱いの考え方並びに欧州連合（EU）の理事会指令（Council Directive）における考え方を踏まえ、天然に存在する放射性物質に対してクリアランスレベルを設定する際の論点について議論した<sup>※2</sup>。その際、原子力規制委員会は、原子力規制庁に対し、各国のプラクティスについて調査を行い委員会へ報告するよう指示した。

平成 31 年 4 月 1 日に開催した原子力規制委員会と原子力規制国際アドバイザーとの意見交換会合<sup>※3</sup>では、天然起源核種を含む廃棄物の廃棄及びクリアランスをトピックとして取り上げ議論した。原子力規制国際アドバイザーからは、IAEA の安全基準文書の作成を注視し議論に参加すること、安全上の重要性に応じたプロセス（グレーデッドアプローチ）の必要性、放射平衡に達していないウランの子孫核種の生成（ビルドアップ）による影響等の考慮について言及があった。

その後、原子力規制庁は、令和元年 11 月 6 日の原子力規制委員会において、我が国のウラン廃棄物の埋設処分等に係る規制の考え方について議論を進めるため、海外情報を整理するとともに、論点について報告することとし、了承された<sup>※4</sup>。

※1 本資料において、ウラン廃棄物とは、製錬以降の工程を経た原子力施設から発生する専らウランに汚染された物を指し、クリアランスされる資材及び廃棄物、並びに放射性廃棄物として埋設処分されるものを含む。別紙の主な用語の定義参照。

※2 平成 30 年度 第 63 回原子力規制委員会（平成 31 年 2 月 27 日）資料 3

※3 国際アドバイザーと原子力規制委員会との意見交換会合、平成 31 年 4 月 1 日  
[https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/other\\_meetings/20190327\\_001.html](https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/other_meetings/20190327_001.html)

※4 令和元年度 第 40 回原子力規制委員会（令和元年 11 月 6 日）資料 2

## 2. 国際基準及び諸外国におけるウランの取扱い

### (1) ウラン廃棄物のクリアランス

#### ①国際基準（参考3）

IAEAのGSR Part 3においては、被ばくリスクが十分に小さいこと、又は線量やリスクを低減するに値する合理的な対策がないことから規制を継続するメリットが小さいことであることが、クリアランスすることができる一般的な基準である<sup>※5</sup>としている。クリアランスレベルの設定にあたっては、主に人工起源核種に対して、前者の基準に基づき、合理的に予見可能なシナリオに対し10  $\mu$ Sv/y オーダー、低確率シナリオに対し1mSv/yという線量基準に相当する放射能濃度を導出している。他方、主に天然起源核種に対しては、後者の基準に基づき、天然に存在する濃度及び線量を考慮して設定している。

専ら天然起源核種を含み、原子力施設から発生するという両者の特徴を併せ持つウラン廃棄物については、EU Council Directive (2013)は人工起源核種を含む物質と同様にクリアランスレベルを設定すべきであると明示しているのに対し、IAEA GSR Part 3はその点が明確ではない。

#### ②諸外国のプラクティス（参考4）（参考5）

クリアランスを制度化している国は、子孫核種を含まないウランのクリアランスレベルとして、人工起源核種と同じ線量基準に基づくシナリオ評価による値を採用している。その際、クリアランスされた物質は100年程度の期間のうちには他の汚染のない物質と十分に混ざるという考え方をとる場合があり、我が国における金属くずに対するウランのクリアランスレベルの設定でも同様の考え方をとっている。ただし、そうしたシナリオ評価の中で、長期的に生成される子孫核種の影響を評価に含めた例は見当たらない。

こうした考え方にに基づき設定された子孫核種を含まないウランのクリアランスレベルは、ウランの同位体のそれぞれに対し1 Bq/gという値を採用している例が多く、結果的に、天然に存在する濃度及び線量を考慮し天然起源核種のクリアランスレベルとして設定したIAEA基準（1 Bq/g）と同じ数値になっている。

なお、一律のクリアランスレベルを規定したクリアランス制度が存在しない米国では、人工起源核種とは異なる基準でウラン廃棄物を産業廃棄物処分場に処分している。

---

※5（原文）I.10. The general criteria for clearance are that:

(a) Radiation risks arising from the cleared material are sufficiently low as not to warrant regulatory control, and there is no appreciable likelihood of occurrence for scenarios that could lead to a failure to meet the general criterion for clearance; or

(b) Continued regulatory control of the material would yield no net benefit, in that no reasonable control measures would achieve a worthwhile return in terms of reduction of individual doses or reduction of health risks.

## (2) ウラン廃棄物の廃棄物埋設

### ①国際基準（参考6）

放射性廃棄物の埋設処分に関する国際基準において、他の放射性核種と区別し、ウランに特化した基準を設けているものはない。即ち、ウランを特別視せず長寿命核種のひとつとして捉えているものと考えられる。IAEA SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、ウラン廃棄物を含む放射性廃棄物全般に対して、代表的個人に対する線量拘束値 0.3 mSv/y（又はリスク拘束値  $10^{-5}$  /y）や、人間侵入に対しては 1~20 mSv の範囲で侵入確率の低減又は施設設計の最適化をすべきであると規定している。また、IAEA SSG-29「放射性廃棄物の浅地中処分施設」では、浅地中処分が適しているのは、限られた量の長寿命放射性核種を含む場合のみとしている。

### ②諸外国のプラクティス（参考7）

#### <規制制度>

ウラン廃棄物を既に埋設（浅地中処分）している国においては、ウラン廃棄物のみを埋設するための埋設施設を設置する例は見当たらず、他の放射性廃棄物とともにウラン廃棄物を浅地中処分している又は計画している例がある。

それらの国の規制制度においては、線量評価を実施する期間（以下「評価期間」という。）に上限を定めている例は見あたらない。他方、浅地中処分に対する長期評価が持つ不確実性を考慮し、評価期間によって異なる線量基準を設定する（例えばベルギー）、線量評価の扱いを変える（例えば米国）といった対応を取る例がある。

制度的管理については、ウラン廃棄物を含む放射性廃棄物全般の埋設に対して、多くの国で数百年程度の期間での物理的な侵入制限を行っており、加えて、処分場の土地を政府が所有すること（例えば米国）や土地の利用制限を課すこと（例えばフランス）といった無期限に人間侵入を防ぐ制度を設けている国が存在する。

#### <事業の状況>

ウラン廃棄物を含む浅地中処分に関し、事業者が実施する閉鎖後の線量評価については、評価期間の上限が設定されている例が多い。また、長期的に生成されるラドン等の子孫核種の影響を特に受ける埋設施設直上での居住や人間侵入の評価について、その影響が顕著となるような1万年を超える長期評価を行っている例は見あたらない。その背景として、ウランの濃度が低いためウラン以外の放射性核種の影響に基づき評価期間を設定していること（例えばフランス）又は長期間においては自然のプロセスによってウランが埋設施設から流出することを念頭に置いていること（例えば英国）が挙げられる。なお、多量かつ高濃度の劣化ウランを浅地中処分することを計画している米国では、ラドンの影響も含め、長期評価を行っている。

## 3. 検討の進め方について

以下のように検討を進めてはどうか。

#### (1) 検討のアウトプット

最終的にはウラン廃棄物のクリアランス及び埋設処分に係る規制制度、基準及びその運用について定めることを目標とするが、その前段階として、規制の基本的な考え方を取りまとめる。

#### (2) 検討の課題・論点

ウラン廃棄物の規制に関する課題・論点について、別紙に整理した。

#### (3) 検討プロセス

当面はウラン廃棄物の規制に係る基本的な考え方の検討が主となるため、原子力規制委員会における議論を中心に検討を進めることとする。その際、原子力規制委員会の議論を効率的に進めるため、課題・論点に係る情報や検討材料の提示に留まらず、選択肢を含め原子力規制庁としての考え方の案の提示に努めることとする。また、それらの資料を準備するに当たり、必要に応じ、外部の有識者や事業者から意見を聴取する。

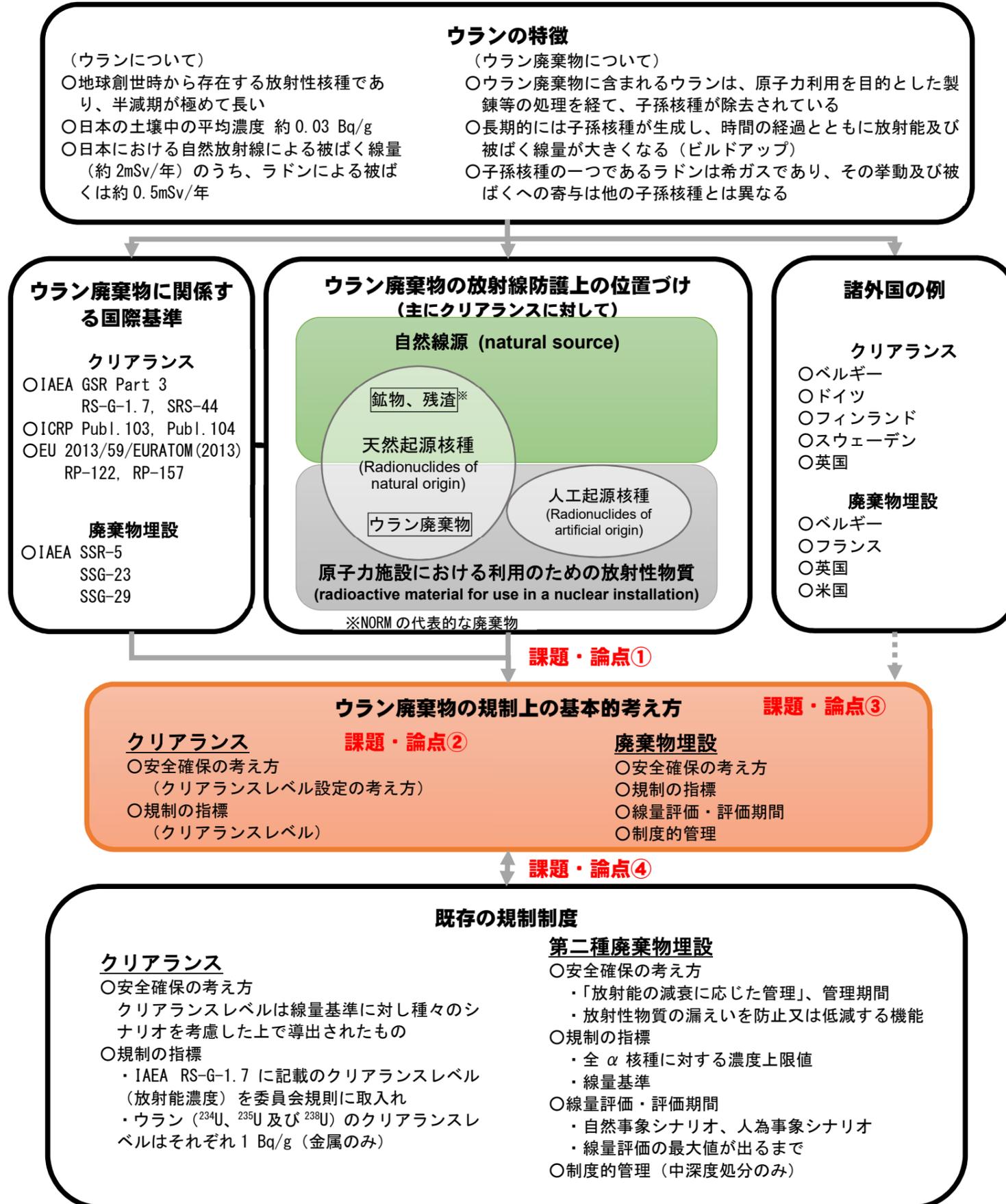
#### (4) 今後の予定

規制の基本的な考え方の取りまとめに向け、令和2年度中に数回程度の委員会において議論を行う。

### 添付資料一覧

- 別紙 ウラン廃棄物の規制に関する課題・論点マップ（案）
- 参考1 ウラン及びウラン廃棄物の特徴
- 参考2 JAEA 面談資料（令和元年12月17日）抜粋
- 参考3 ウランのクリアランスに関する国際基準の概要
- 参考4 諸外国におけるウランのクリアランス制度の概要
- 参考5 ドイツ放射線障害防止令（StrlSchV, 2018年改正版）抜粋
- 参考6 放射性廃棄物の浅地中処分に係る IAEA 国際基準の概要
- 参考7 諸外国におけるウラン廃棄物の浅地中処分の概要

ウラン廃棄物の規制に関する課題・論点マップ（案）



課題・論点

- ① 国際基準におけるウランの取扱いの整理 (「天然起源核種」「人工起源核種」「NORM」「ウラン廃棄物」等の関係整理を含む)。その上で国際基準等において規定されている放射線防護の考え方や基準とどこまで整合を取るか (整合を図ることが適切と考えられる事項の整理)。
- ② ウラン廃棄物の規制に係る基本的な考え方を検討するに当たり、クリアランスと廃棄物埋設との関係をどのように整理するか。
- ③ ウラン廃棄物の規制上の取扱い及び考え方を検討するにあたり、以下に示す事項についてそれぞれどう考えるか。  
**クリアランス**  
 ○安全確保の考え方 (クリアランスレベル設定の考え方)  
 天然起源核種として自然界に存在する天然起源核種の量を考慮して設定すべきか、人工起源核種と同様に設定すべきか。産廃処分される場合のシナリオと浅地中処分との関係整理  
 ○規制の指標 (クリアランスレベル)  
 金属に対する現行のクリアランスレベル (1Bq/g) とそれ以外の対象物のクリアランスレベルとの関係整理。仮に両者が異なる値とした場合、一つの放射性核種に対して複数の基準を設定することの合理性。

廃棄物埋設

- 安全確保の考え方  
 廃棄物埋設の安全確保の基本的な考え方である「(放射能の減衰に応じた) 漏出の防止・低減」の適用の考え方。「移行・拡散」及び「物量・濃度制限」等の新たな考え方の導入の必要性 (ウラン以外の長半減期核種については濃度上限値で十分か)。その他安全確保のために必要な考え方は何か。
- 規制の指標  
 線量基準、濃度基準、その他規制の指標として適当なものは何か。
- 線量評価・評価期間  
 線量評価における放射性核種の移行・拡散等、発生が合理的に想定できる範囲内の事象の取扱い。線量評価における子孫核種のラドンの取扱い。減衰しない放射性核種に関し、評価すべき期間の考え方。
- 制度的管理  
 ウラン廃棄物の埋設に関し、制度的管理をどう考えるか。

- ④ クリアランス及び廃棄物埋設に関する既存の規制制度及び基準をウラン廃棄物に適用した場合の限界はどこか。特に、③の廃棄物埋設で示した事項のうち、線量評価・評価期間、制度的管理についてはどうか。

※本マップは、今後の検討状況により、適宜修正するものである。

## 主な用語の定義

### 自然線源

天然起源の線源。例えば星、岩石、土壌その他事実上天然起源核種由来の放射能しかない物質（例えば鉱石の処理によって生じる製品又は残さ）。ただし、ウラン・トリウム鉱山及び放射性廃棄物処分施設以外の原子力施設で用いられる放射性物質又は排出される放射性廃棄物は除く。

#### **natural source**

A naturally occurring source of radiation, such as the sun and stars (sources of cosmic radiation) and rocks and soil (terrestrial sources of radiation), or any other material whose radioactivity is for all intents and purposes due only to *radionuclides of natural origin*, such as products or residues from the processing of minerals; but excluding *radioactive material* for use in a *nuclear installation* and radioactive waste generated in a *nuclear installation*.

- ① Examples of natural sources include naturally occurring radioactive material (NORM) associated with the processing of raw materials (e.g. feedstocks, intermediate products, final products, co-products, waste).

### 天然起源核種

地球上で天然に相当量存在する放射性核種。一般的には、地球創世時に生成された核種である  $^{40}\text{K}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  とそれらの子孫核種。

#### **radionuclides of natural origin**

Radionuclides that occur naturally on Earth in significant quantities.

- ① The term is usually used to refer to the primordial radionuclides  $^{40}\text{K}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  and their *radioactive* decay products.
- ① Contrasted with *radionuclides of artificial origin*, anthropogenic radionuclides and human made radionuclides (which all mean the same), and also with artificial radionuclides (which exclude radionuclides of artificial origin that are also naturally occurring).

! *Radionuclides of artificial origin* may include radionuclides that are also naturally occurring but may not include *radionuclides of natural origin*.

### 人工起源核種

天然起源核種に当てはまらない、人工的に生成された核種。人工起源核種には天然由来の放射性核種を含むこともあるが、“天然起源核種”は含まない。

### NORM

天然起源核種以外の放射性核種をほとんど含まない放射性物質

#### **naturally occurring radioactive material (NORM)**

*Radioactive material* containing no significant amounts of radionuclides other than *naturally occurring radionuclides*.

- ① The exact definition of ‘significant amounts’ would be a regulatory decision.
- ① Material in which the activity concentrations of the *naturally occurring radionuclides* have been changed by a process is included in naturally occurring radioactive material (NORM).
- ① Naturally occurring radioactive material or NORM should be used in the singular unless reference is explicitly being made to various materials.

### ウラン廃棄物

ウランの製錬、転換、濃縮、再転換、成型加工等の工程によって生じる、専らウラン及びその子孫核種によって汚染されたもの。本資料では、クリアランスされた後再利用される資材及び産業廃棄物として処分されるもの、並びに放射性廃棄物として埋設処分されるものを指す。

### クリアランス

規制を受けている放射性物質を規制の対象から外すこと。

#### **clearance**

Removal of regulatory control by the regulatory body from radioactive material or radioactive objects within notified or authorized facilities and activities.

- ① Removal from regulatory control in this context refers to regulatory control applied for radiation protection purposes.
- ① Conceptually, clearance — freeing certain materials or objects in authorized facilities and activities from further control — is closely linked to, but distinct from and not to be confused with, exemption — determining that controls do not need to be applied to certain sources and facilities and activities.
- ① Various terms (e.g. ‘free release’) are used in different States to describe this concept.
- ① A number of issues relating to the concept of clearance and its relationship to other concepts were resolved in RS-G-1.7.

### 原子力施設

核燃料サイクルの一部に位置付けられ、許認可を受けた原子力施設。ウラン鉱又はトリウム鉱の採鉱及びその工程に係る施設並びに放射性廃棄物の埋設施設は除く。

#### **nuclear installation**

1. Any *nuclear facility* subject to *authorization* that is part of the *nuclear fuel cycle*, except facilities for the mining or processing of *uranium* ores or thorium ores and *disposal facilities* for *radioactive waste*.
- ① This definition thus includes: nuclear power plants; *research reactors* (including subcritical and *critical assemblies*) and any adjoining radioisotope production *facilities*; *storage facilities* for *spent fuel*; *facilities* for the enrichment of *uranium*; *nuclear fuel* fabrication *facilities*; *conversion facilities*; *facilities* for the *reprocessing* of *spent fuel*; *facilities* for the *predisposal management* of *radioactive waste* arising from *nuclear fuel cycle facilities*; and *nuclear fuel cycle* related research and development facilities.

※各用語の英語の定義は、IAEA Safety Glossary Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection 2018 Edition (2019)より抜粋

## 参考1 ウラン及びウラン廃棄物の特徴

### (1) ウランの特徴

ウランは地球上のどこにでも有意に存在する天然起源の放射性核種であり、その半減期 ( $^{234}\text{U}$ : 25 万年、 $^{235}\text{U}$ : 7 億年、 $^{238}\text{U}$ : 45 億年) の長さから、実質的に減衰しないが、放射線が発生する能力は小さい。国連科学委員会 (UNSCEAR) によると、日本における土壌中の  $^{238}\text{U}$  の平均濃度は 0.029 Bq/g であり、世界の平均濃度は 0.035 Bq/g である<sup>1</sup>。また、産業総合技術研究所のデータベースによれば、日本において天然のウラン濃度の高い場所では約 1 Bq/g (図 1 参照) 程度である<sup>2</sup>。

天然に存在するウランは、一般に、その子孫核種 (図 2 参照) と永続平衡状態にあり、ウランとその子孫核種は同じ強さの放射能を有する。このため、仮に、ウランの同位体を合計した濃度が 1 Bq/g だとすると、永続平衡状態にある子孫核種を含めた総放射能濃度は理論上約 7 Bq/g となる (図 3 (a) 参照)。また、子孫核種の一つであるラドン ( $\text{Rn-222}$ ) もウラン (正確には親核種であるラジウム) と同じ放射能で天然に存在し、日本における自然放射線による被ばく線量 (約 2mSv/年) のうち、ラドンによる被ばくは約 0.5mSv/年とされている<sup>3</sup>。

ウランの化学的な特徴として、大気平衡下の地表で観察されるような酸化性条件では、ウラン鉱床が生成されるような一般的に深い地中で観察される還元性条件に比べて溶解度が高い。

### (2) ウラン廃棄物の特徴

ウラン廃棄物に含まれるウランは、原子力利用を目的とした製錬等の処理を経て子孫核種が除去されており、天然に存在するウラン及びその子孫核種を含む鉱物や残渣とは核種組成が異なる。このため、時間の経過とともに子孫核種が生成し、長期的にはそれらの影響が大きくなる (1 万年後以降、約 20 万年後に最大。図 3 参照。以下「ビルドアップ」という)。

ビルドアップの影響を評価する場合は、子孫核種の挙動及び被ばく形態を考慮する必要がある。子孫核種のうちラドン以外のものは固体であり、地下水による移行や埋設地の直上への居住等の経路を想定し、それらに伴う外部被ばく又は内部被ばくを評価する。他方、ラドンは希ガスであり、その挙動及び被ばくへの寄与は他の子孫核種とは異なる。ラドンはガス状で地中から地表へ放出された場合にのみ人への被ばくに寄与することになり、地中にとどまる場合には、被ばくへの寄与は極めて小さい。そのため、ラドンによる被ばくを評価するには特別のモデルが必要となる。ラドンによる被ばくを評価した例がある<sup>1,4</sup>が、地中から地表へのラドンガスの散逸、床下等から家屋内へのラドンの侵入、家屋内と家屋外との換気といった評価が必要であり、評価の不確かさが大きい。

また、家屋内のラドン (ウラン廃棄物に由来するものではなく天然に存在するもの)

<sup>1</sup> 国連科学委員会：放射線の線源と影響，原子放射線の影響に関する国連科学委員会の，総会に対する 2000 年報告書，科学付属書 B，放射線医学総合研究所監訳 (2002)

<sup>2</sup> 産業技術総合研究所 地質調査総合センター：海と陸の地球化学図

<sup>3</sup> 原子力安全研究協会：新版 生活環境放射線 (国民線量の算定)，平成 23 年 12 月

<sup>4</sup> 日本原子力研究開発機構：TRU 核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分に対する濃度上限値の評価 (受託研究)，JAEA-Research 2008-044 (2008)

について、ICRP はラドンによる年間線量のレベルを 10 mSv 程度にすることを基本とし、屋内ラドンガスの参考レベルの上限値を 300 Bq/m<sup>3</sup> と規定している<sup>5</sup>。WHO は、屋内ラドン被ばくによる健康障害を最小にするために、100 Bq/m<sup>3</sup> という参考レベルを提案しているが、国特有の条件に鑑みても、ICRP が示す 300 Bq/m<sup>3</sup> を超えるべきではないとしている<sup>6</sup>。なお、我が国において屋内ラドン濃度に関する規制値（上限値）は現在まで規定されていないが、木造家屋が多く床下空間があること等の我が国特有の居住環境により屋内ラドン濃度が高くなりやすいことがその要因にあると推察される。

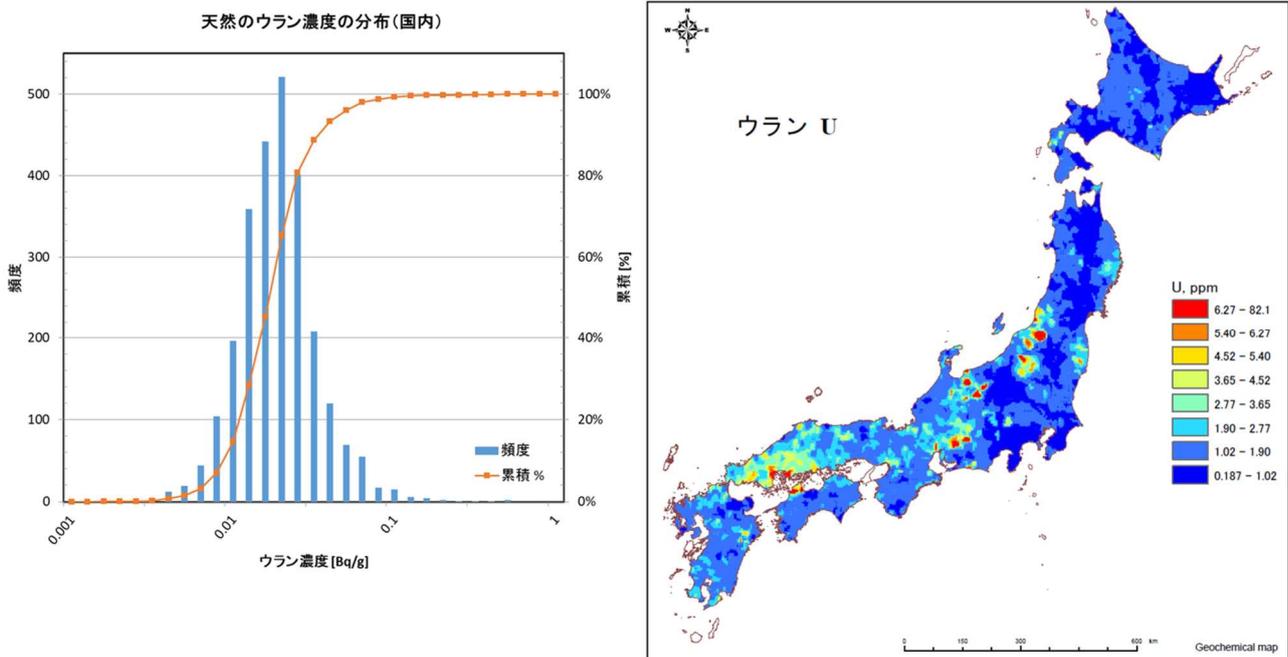


図1 我が国における天然のウラン濃度  
 (右：産業技術総合研究所 地質調査総合センター「海と陸の地球化学図」より抜粋  
 左：同センターから公開されている濃度データから事務局が作図)

<sup>5</sup> ICRP, 2010. Lung Cancer Risk from Radon and Progeny and Statement on Radon. ICRP Publication 115, Ann. ICRP 40(1).

<sup>6</sup> World Health Organization: WHO Handbook on Indoor Radon, A Public Health Perspective, ISBN 978 92 4 154767 3 (2009)

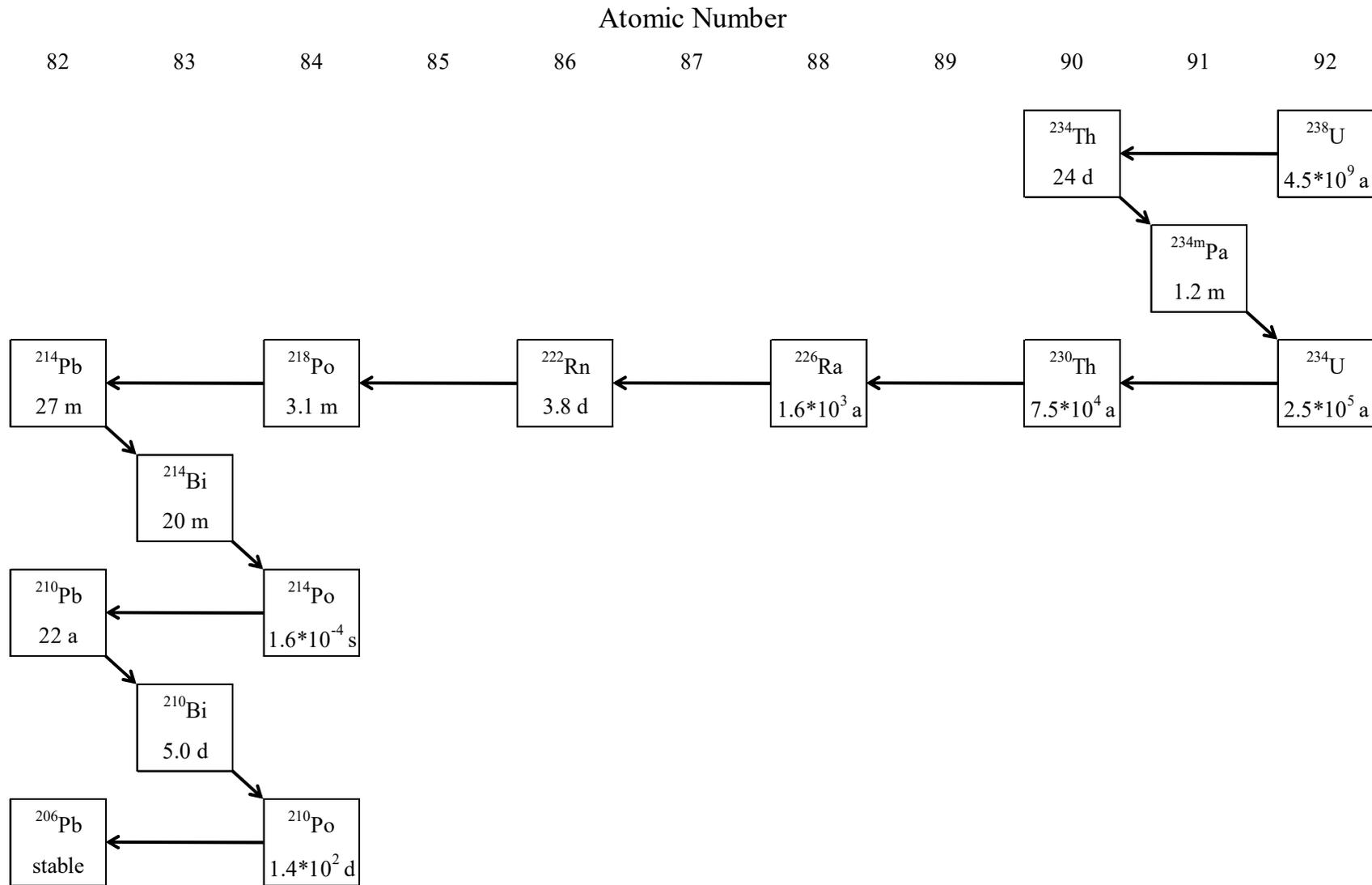
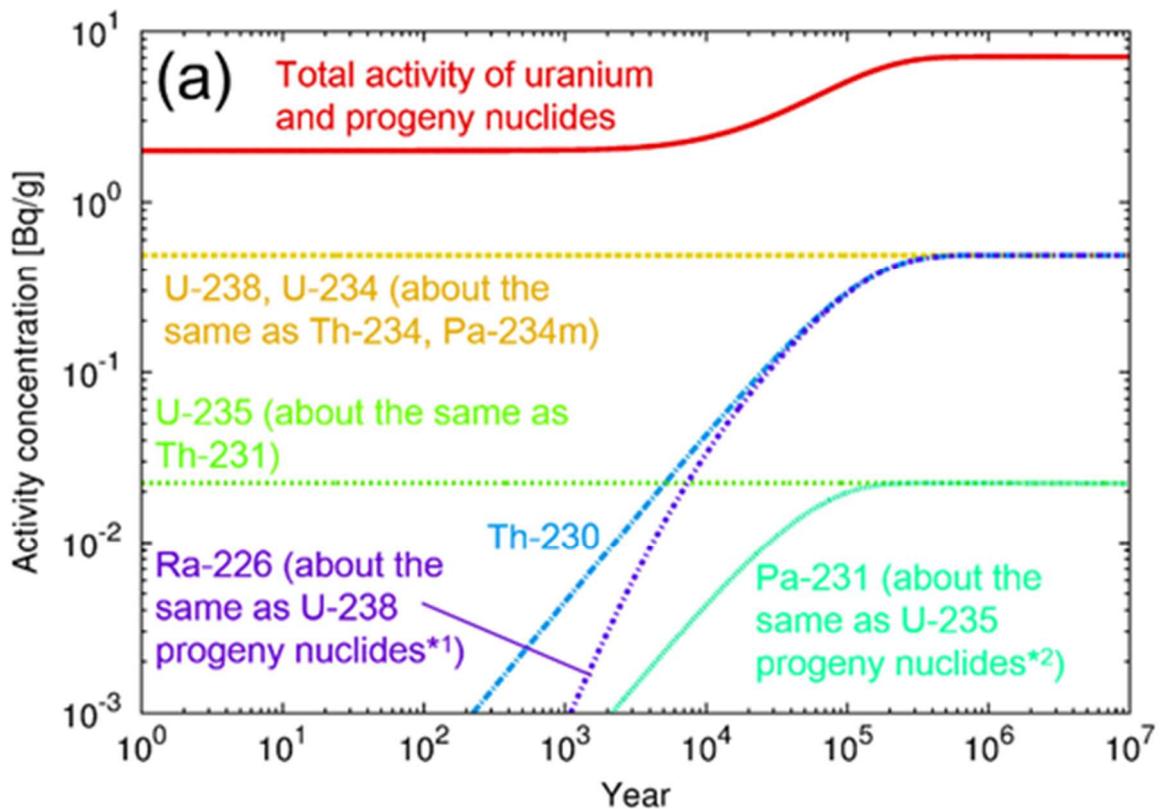
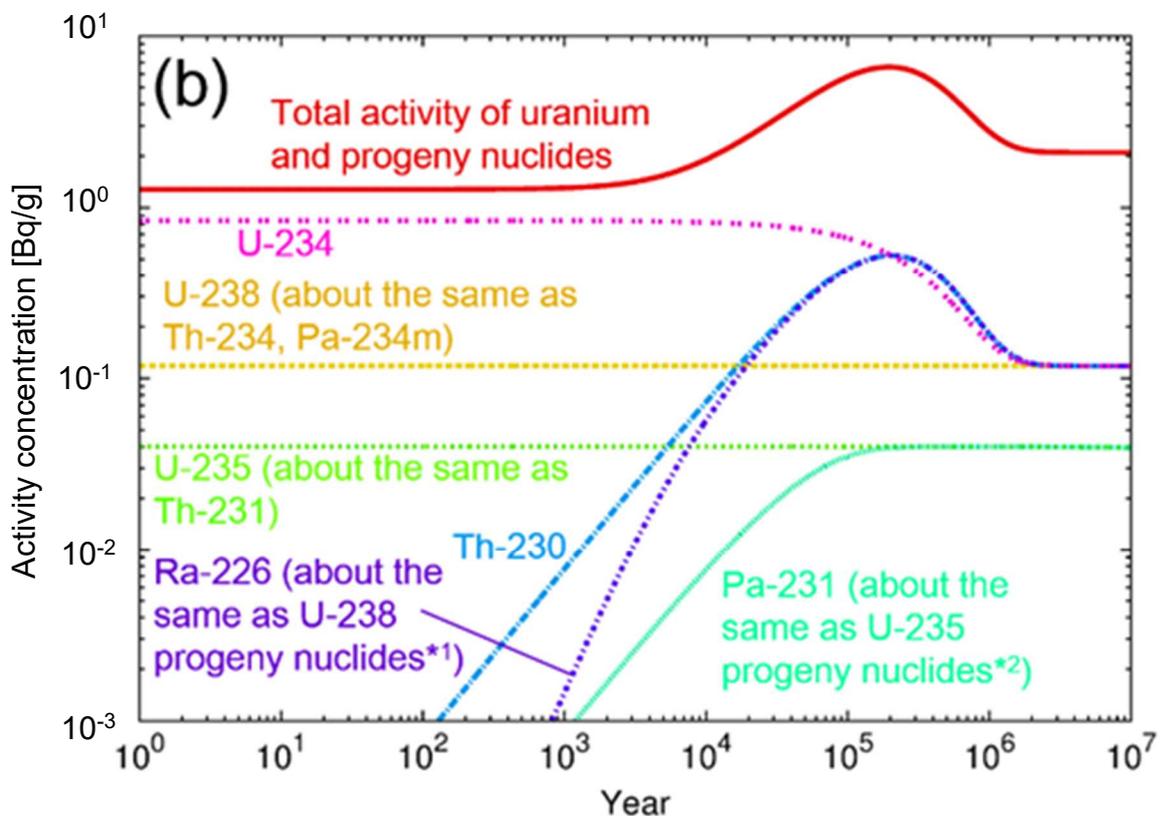


図2  $^{238}\text{U}$  の壊変系列（主な核種のみ表示。ICRP Publ. 107<sup>1</sup>を基に作成）

<sup>1</sup> International Commission on Radiological Protection, Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107, Ann. ICRP 38(3), 2008



(a) 天然ウラン ( $^{235}\text{U}$ : 0.711%、ウラン同位体合計の初期濃度 1 Bq/g)



(b) 濃縮ウラン ( $^{235}\text{U}$ : 5%、ウラン同位体合計の初期濃度 1 Bq/g)

図3 ウラン及びその子孫核種の放射能濃度の時間変化

\*1: Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210

\*2: Ac-227, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Ti-207



日本原子力研究開発機構、日本原燃(株)、(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、三菱原子燃料(株)、原子燃料工業(株)、(株)ジェー・シー・オー提供

図4 ウランを含む廃棄物の例<sup>※1</sup>

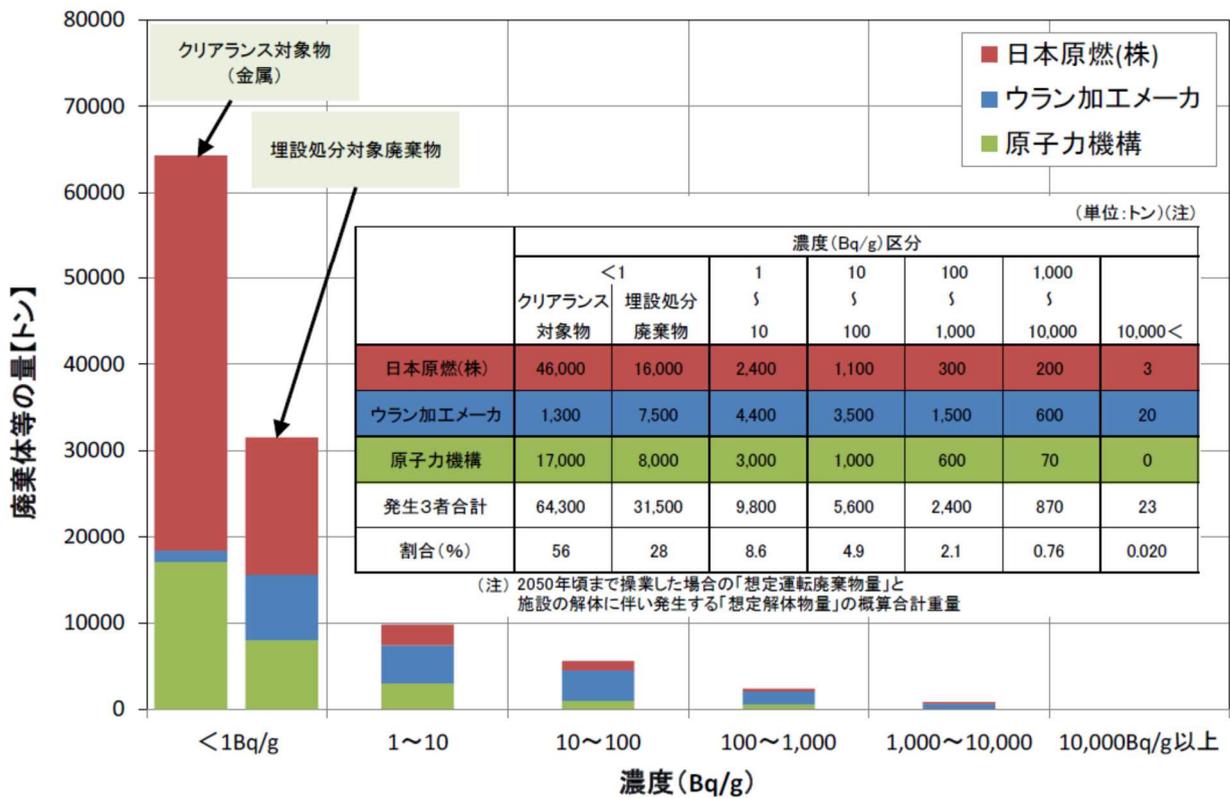


図5 2050年頃までの廃棄体等の発生量<sup>※1</sup>

※1 一般社団法人日本原子力学会「東京電力福島第一原子力発電所事故以降の低レベル放射性廃棄物処理処分の在り方」特別専門委員会：低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについて－浅地中トレンチ処分に係る規制への提言－平成26年度報告書（平成27年3月）より抜粋



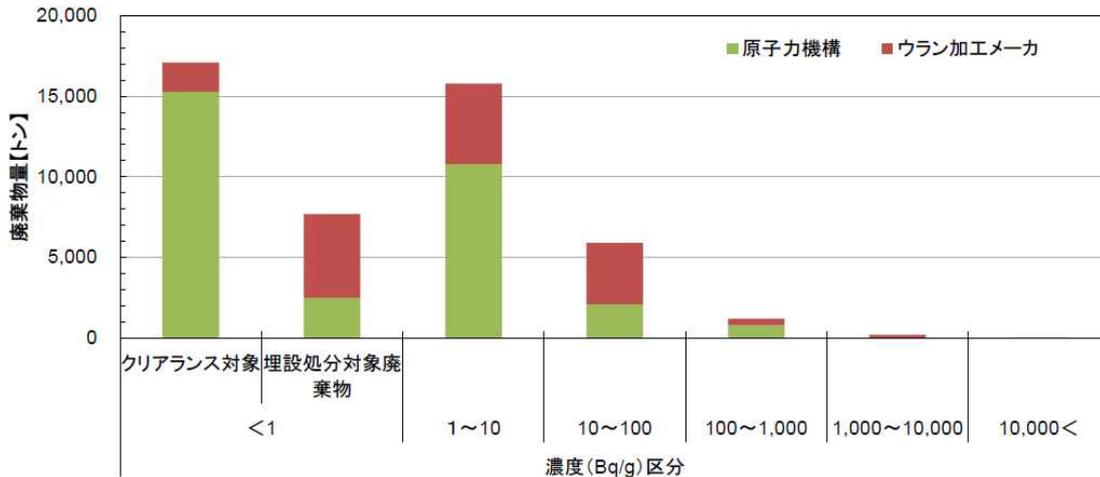
## ウラン廃棄物の放射能濃度分布の試算結果

ウラン廃棄物の放射能濃度分布毎の廃棄物発生量\*1の評価結果

	濃度(Bq/g)区分						
	クリアランス対象	埋設処分対象廃棄物	1~10	10~100	100~1,000	1,000~10,000	10,000<
ウラン加工メーカ*2	1,800	5,200	5,000	3,800	400	200	20
原子力機構*2	15,300	2,500	10,800	2,100	800	1	1
小計*2*3	17,100	7,700	15,900	5,900	1,200	200	30
割合	36%	16%	33%	12%	2.5%	0.4%	0.05%

\*1: 除染後の放射能量に基づく廃棄体化処理前の廃棄物重量

\*2: 50本以上の数値については、10の位で四捨五入、50本未満の数値については、有効数字2桁目を四捨五入している。  
\*3: 四捨五入により小計が合わないことがある

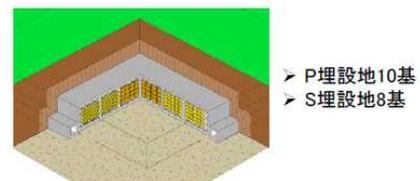
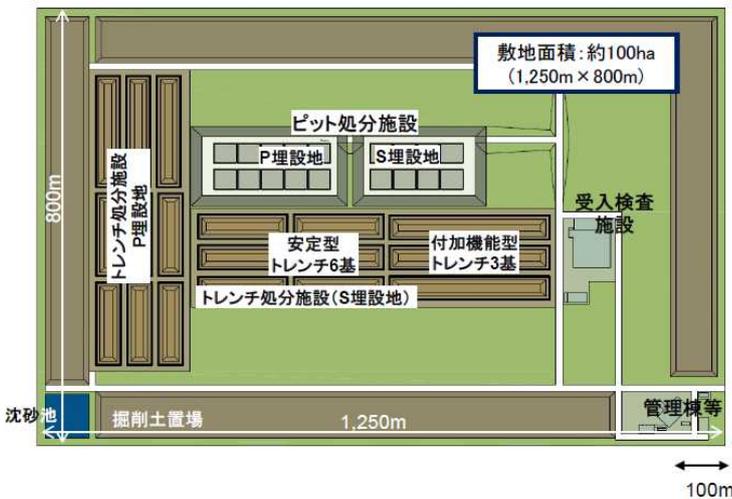


p.6

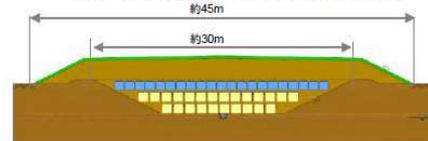


## 埋設施設の概要

操業期間50年間にわたり操業期間前半と操業期間後半の2段階で埋設  
 ・操業前半:P埋設地(Primary:前半25年間の埋設)  
 ・操業後半:S埋設地(Secondary:後半25年間の埋設)

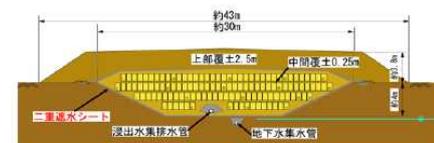


ピット処分(200Lドラム缶、角形容器等)



トレンチ(安定型)埋設施設

- 金属、コンクリート等安定5品目(フレキシブルコンテナ、角型容器)
- P埋設地 6基、S埋設地 6基



トレンチ(付加機能型)埋設施設

- 雑固体の固化体等安定5品目以外の廃棄物を固化処理した廃棄体(200Lドラム缶)
- 埋設施設に遮水機能を設置
- P埋設地 3基、S埋設地 3基

p.8

### 参考3 ウランのクリアランスに関する国際基準の概要

#### IAEA

・ GSR part 3 (2014)<sup>1</sup>: 放射線防護に関する一般原則 (Basic Safety Standard, BSS)

計画被ばく状況、現存被ばく状況及び緊急時被ばく状況に合わせた要件を規定。

天然線源 (natural sources) からの被ばくは現存被ばく状況と考えるが、基準濃度 (クリアランスレベルと同じ) を超える放射能濃度の天然線源からの被ばくには計画被ばく状況に対する要件も課される。

ここで、天然線源は天然に由来する線源を指すが、(ウラン・トリウム鉱山及び放射性廃棄物処分施設以外の) 原子力施設で用いられる放射性物質又は排出される放射性廃棄物は除く付則Iでクリアランスについて規定。

一般的な要件: 被ばくリスクが十分に小さいこと又は規制を継続することのメリットが小さいこと (I.10 項)

具体的な条件: ①合理的に予見可能な将来の被ばくが  $10 \mu\text{Sv/y}$  のオーダー<sup>2</sup>以下であり、かつ低確率シナリオでも  $1 \text{ mSv/y}$  を超えないこと (I.11 項)

②放射能濃度が基準濃度を超えないこと (I.12 項) ←基準濃度は人工起源核種と天然起源核種で別の表で、U-234, 235, 238 は人工起源核種の表にない。天然起源核種の表ではウラン及びその子孫核種は  $1 \text{ Bq/g}$ 。

③残さのうち、建築材料にリサイクルされるか、それを処分することで飲料水の水源が汚染されそうなものに含まれる天然起源核種については、 $1 \text{ mSv/y}$  のオーダーの線量基準に基づく特定の基準濃度を超えないこと←建築材料及び飲料水を含む商品 (Commodity) に含まれる天然起源核種からの被ばくについては、その放射能濃度に関わらず現存被ばく状況の要件が課されるため

・ RS-G-1.7 (2004)<sup>3</sup>: 除外及び免除のための放射能濃度基準を示したガイド。その値のクリアランスへの適用性についても論じている。GSR part 3 に記述されているクリアランスレベルの基となる文書。

天然起源核種の濃度基準 (K-40 以外は  $1 \text{ Bq/g}$ ) は除外の概念を用いて、世界の土壤中の放射能濃度分布の上限を考慮して導出 (3.2, 3.3 項)。この基準値はクリアランスにも使用できる (5.3 項) ことが示されている。

・ SRS-44 (2005)<sup>4</sup>: RS-G-1.7 で示す放射能濃度基準の具体的な算出過程を示した安全報告書。

<sup>1</sup> International Atomic Energy Agency, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, 2014

<sup>2</sup> ICRP Publication 104 では、 $10 \mu\text{Sv/y}$  のオーダーがささいな被ばくであるとする根拠は、国際的に取るに足らない年死亡リスクが  $10^{-6}$  から  $10^{-7}$  と考えられていること、及び天然バックグラウンドの変動に対して小さい線量として天然バックグラウンドの数%をとったことの2つを挙げている。

<sup>3</sup> International Atomic Energy Agency, Application of the Concept of Exclusion, Exemption and Clearance, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.7, 2004

<sup>4</sup> International Atomic Energy Agency, Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44, 2005

天然起源核種について、人工起源核種と同じ方法で算出した場合、その濃度は多くの天然の環境材料の放射能濃度を下回り、これまで放射線の観点から規制されてこなかった多くの活動を規制することになるので、規制の最適化の観点から不適切であること（2章）から、天然の土壌、鉱物、原料物質、工業残さ、製品等の放射能濃度の国連による調査を引用し、それらの多くを上回る濃度値として設定（5章）。ラドンからの被ばくと、免除・クリアランスする物質が大量で、それらが水を汚染するシナリオについては、あり得る被ばく線量をケースバイケースで評価する必要があるだろうが、それらの経路を除けば、この濃度値を用いることによる個人の被ばくが約1 mSv/yを超える可能性は低いとしている（2章）。

## EU

- ・ 2013/59/EURATOM (2013)<sup>5</sup>: EUにおける放射線防護に関する一般原則

RS-G-1.7の値をクリアランスレベルとして採用。ただし、天然起源核種に対する1 Bq/gは永続平衡に至っている場合に限定。また、放射性、核分裂性又は核分裂核種生成性 (fertile) の利用（以下「原子力利用」という。）のために天然核種 (natural radionuclides) を処理する認可された行為によって生じる天然起源核種を含む物質のクリアランスについて、そのクリアランスレベルは人工核種を含む物質のクリアランスの線量基準に従うことを規定。

- ・ RP-122 (2001): Part 1<sup>6</sup>は、行為 (Practice)<sup>7</sup>から生じる物質の無条件クリアランスレベル及びその導出過程を示したガイダンスであり、Part 2<sup>8</sup>は、免除及びクリアランスの概念の天然放射線源への適用について示したガイダンスである。

Part 1では、人工起源核種と同様、ウランを含む天然起源核種のクリアランスレベルもいくつかの被ばく経路を想定した線量評価に基づいて導出している。子孫核種を含まないウランは1 Bq/g、Ra-226は0.01 Bq/g。ただし、これらの値はPart 2と組み合わせて用いなくてはならず、ケースバイケースで対応すべきとしている。

- ・ RP-157 (2010)<sup>9</sup>: RP-122 Part 1とRS-G-1.7を比較したレポート。RS-G-1.7は除外、免除及びクリアランスを統一的な基準値で扱おうとしたために、行為に伴う天然起源核種のクリアランスレベルが示されていないことを指摘。

---

<sup>5</sup> European Union, Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom; OJ L 013, 17.1.2014, p. 1, 2014

<sup>6</sup> European Commission, Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption - Part I, Guidance on General Clearance Levels for Practices; Radiation protection 122, 2000

<sup>7</sup> 当時のEUのBSS (96/29/EURATOM)では、行為を「人工線源又は原子力利用を意図して放射性核種を処理する活動における天然放射線源からの放射線による個人の被ばく線量を増加させるような活動（緊急時被ばく状況を除く。）」と定義している。

<sup>8</sup> European Commission, Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption - Part II, Application of the Concepts of Exemption and Clearance to Natural Radiation Sources; Radiation protection 122, 2001

<sup>9</sup> European Commission, Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels; Radiation protection 157, 2010

## ICRP

- ICRP Publication 103 (2007)<sup>10</sup>: 放射線防護体系に関する基本的な勧告。線量を加える行為と線量を減らす介入という2つの概念に代わり、放射線被ばくを、計画被ばく、緊急時被ばく及び現存被ばくの3つの状況に区分し、基本原則である正当化と最適化をこれらのすべての状況に適用している。

規制の範囲を区別する2つの概念として、規制手段で制御することになじまない（例えば地表面における宇宙線による被ばく）又は規制できない（例えば体内のK-40）という根拠に通常基づいた、特定の被ばく状況の放射線防護の法規制からの「除外」、及び多くの場合制御のための努力が関連するリスクに比べて大きすぎる（規制の必要がない）と判断されるという根拠で、そのような管理が是認されないとみなされるような状況に対する、一部又は全ての放射線防護の規制要件からの「免除」を挙げている。これらの範囲や両者の区別は各国の規制による。

- ICRP Publication 104 (2007)<sup>11</sup>: 除外と免除に関するより詳細な勧告。
  - 自然成分からの被ばくと人工成分からの被ばくを切り離すことは難しいため、自然か人工かで放射線被ばくを区別することは正確でない (incorrect) が (48)、公衆の構成員やその代表は両者の区別を固持するよう見え、天然線源よりも人工線源に対しての方が防護への社会的な期待は一般に強い (49)。放射線防護の規制はこれら両方の立場を考慮に入れるべきである (51)。
  - 原則として、人工の放射線や放射性物質に関わる放射線の計画被ばく状況は、常に何らかの形の管理になじむため、除外の概念が適用される事例は存在しないという、事実上の国際的な合意があるようである (54)。
  - 免除の原則は、(i) 予想される個人のリスクへの寄与が、規制上の懸念が是認されないほど十分に低く、(ii) 放射線防護は規制に必要な努力を考慮に入れて最適化されていることだが (65)、重要なのは後者である (72)。免除レベルを導くのに数値基準（特に  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  や  $1 \text{人} \cdot \text{Sv}$  の判断基準）がほぼ機械的に用いられており、導かれたレベルが真に防護の最適化をもたらすかがほとんどチェックされていないという問題がある (87)。
  - NORM による被ばくに対する防護については、ICRP も確立したガイダンスがなく、国内及び国際的な基準もあいまいであるが (136)、これらの放射性物質に起因するバックグラウンド線量レベルが、そしてさらに重要であるのはそのレベルの変動が、 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  を1桁も2桁も上回るため、NORM の免除に  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  の判断基準が適用できない (138)。したがって、NORM 被ばくにかかわる状況の規制免除のためには、2つの免除の原則のうちの後者に基づくべきである (139)。その考えに基づき、 $1\sim 10 \text{Bq/g}$  や  $1 \text{mSv/y}$  という基準が提案されているが、 $1 \text{mSv/y}$  以上の被ばく状況の免除は、特に単純で管理しやすい代替手段が利用可能であるときには、正当化されず、その上、ウラン採掘作業の背後にある、原子力産業で使用されている自然起源核種を含む物質に関

<sup>10</sup> International Commission on Radiological Protection, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP 37(2-4), 2007  
(邦語訳) 国際放射線防護委員会の2007年勧告、社団法人日本アイソトープ協会訳、丸善出版株式会社、2009

<sup>11</sup> International Commission on Radiological Protection, Scope of Radiological Protection Control Measures, ICRP Publication 104, Ann. ICRP 37(5), 2007  
(邦語訳) 放射線防護の管理方策の適用範囲、社団法人日本アイソトープ協会訳、丸善出版株式会社、2013

わる被ばく状況は、 NORM 産業より比較的管理しやすい。したがって、ウラン採掘活動を除く原子力産業での自然放射性核種に対しては、 NORM 産業に用いる免除の判断基準よりももっと低い判断基準を用いることが可能かもしれない (141)。

- クリアランスは免除の特殊な例であるが (88)、本質的に、免除された線源はまだ規制システムの範囲内に含まれるが、クリアランスされた放射性物質は、通常、実行可能な管理の外にあるという点で違いがある (91)。そのため、条件付クリアランスは管理を放棄するための判断基準であるクリアランスとは異なる概念である (96)。

### IAEA RS-G-1.7 (SRS-44) と EU RP-122 Part 1 の比較

	IAEA RS-G-1.7 (SRS-44)	EU RP-122 Part 1
文書の位置付け	除外、免除及びクリアランスに共通的に用いる放射能濃度値の設定	行為から生じる放射性物質の一般的なクリアランスレベルの設定。
天然起源核種の扱い	天然の土壌、鉱物、原料物質、工業残さ、製品等の放射能濃度の多くを上回る濃度値として設定	原子力利用を意図した活動によって生じる場合は人工起源核種と同様に設定。ただし、ケースバイケースの対応を求めている。
線量基準	現実的なパラメータを適用した評価で 10 $\mu\text{Sv/y}$ 、発生確率の低いパラメータを適用した評価で 1 $\text{mSv/y}$ 及び皮膚への等価線量 50 $\text{mSv/y}$	現実的なパラメータを適用した評価で 10 $\mu\text{Sv/y}$ 及び皮膚への等価線量 50 $\text{mSv/y}$ (集団線量が 1 人・Sv を超えないことも確認)
評価期間	それ以降合理的な期間は線量が下がっていく期間として 100 年	その期間が過ぎると他の物質と十分に混合されることが想定される期間として 100 年

参考4 諸外国におけるウランのクリアランス制度の概要

	無条件クリアランスレベル	条件付クリアランス									
米国	クリアランス制度なし	0.05 wt%未満（核分裂性を利用するのに必要な量から導出、天然ウランの場合 12.5 Bq/g）の天然及び劣化ウラン <sup>1</sup> （ただし NRC がクリアランス後の線量評価を 1 mSv/y を参考基準として審査 <sup>2</sup> ）									
英国 <sup>3</sup>	放射性物質として扱わない基準 <table border="1" data-bbox="343 584 893 882"> <thead> <tr> <th></th> <th>一般産業</th> <th>原子力利用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全子孫核種含む<sup>※1</sup></td> <td>1 Bq/g (EU BSS)</td> <td>0.01 Bq/g (RP122 part 1)</td> </tr> <tr> <td>瞬時平衡の子孫核種のみ含む<sup>※2</sup></td> <td>5 Bq/g (RP122 part 2)</td> <td>1 Bq/g (RP122 part 1)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 U-238sec: U-238, Th-234, Pa-234m, Pa-234, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210</p> <p>※2 U-238+: U-238, Th-234, Pa-234m, Pa-234</p>		一般産業	原子力利用	全子孫核種含む <sup>※1</sup>	1 Bq/g (EU BSS)	0.01 Bq/g (RP122 part 1)	瞬時平衡の子孫核種のみ含む <sup>※2</sup>	5 Bq/g (RP122 part 2)	1 Bq/g (RP122 part 1)	一般産業廃棄物、密封線源等の処分における免除レベルあり（記録の保存、容器への放射性廃棄物であることの明記等の制限あり）
	一般産業	原子力利用									
全子孫核種含む <sup>※1</sup>	1 Bq/g (EU BSS)	0.01 Bq/g (RP122 part 1)									
瞬時平衡の子孫核種のみ含む <sup>※2</sup>	5 Bq/g (RP122 part 2)	1 Bq/g (RP122 part 1)									
フランス	クリアランス制度がなく、放射性廃棄物として扱うか否かはゾーニングによって判断 <sup>4</sup>										
スウェーデン	4 kBq/m <sup>3</sup> (α核種) 1 Bq/g (U-238) <sup>5</sup> ・天然起源核種は RP-122 part 1 の値を採用 <sup>6</sup> ・原子力利用を意図した活動からの物質のみが対象	産業廃棄物処分場への埋設を条件に線量評価結果が 10 μSv/y オーダーであれば許可 <sup>7</sup>									

<sup>1</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 40, 72 FR 63973, 2007

<sup>2</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Division of Uranium Recovery, Decommissioning, and Waste Programs: Guidance for the reviews of proposed disposal procedures and transfers of radioactive material under 10 CFR 20.2002 and 10 CFR 40.13(a), Final Draft, Revision 0.1, 2017

<sup>3</sup> Department for Environment, Food & Rural Affairs et al., Scope of and exemptions from the radioactive substances legislation in England, Wales and Northern Ireland Guidance document, 2018

<sup>4</sup> Autorité de sûreté nucléaire, Décision no 2015-DC-0508 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 avril 2015 relative à l'étude sur la gestion des déchets et au bilan des déchets produits dans les installations nucléaires de base, 2015

<sup>5</sup> Strålsäkerhetsmyndigheten, Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om undantag från strålskyddslagen och om friklassning av material, byggnadsstrukturer och områden, SSMFS 2018:3, 2018

<sup>6</sup> Strålsäkerhetsmyndigheten, Vägledning med bakgrund och motiv till Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter (SSMFS 2018:3) om undantag från strålskyddslagen och om friklassning av material, byggnads-strukturer och områden, SSMFS 2018:3, 2018

<sup>7</sup> 原子力安全研究協会、平成 29 年度ウラン廃棄物の処分に関する欧州の安全基準等に係る調査報告書、2018

	無条件クリアランスレベル	条件付クリアランス
ベルギー <sup>8</sup>	原子力利用：1 Bq/g <ul style="list-style-type: none"> <li>・ RP-122 part 1 の値を採用</li> <li>・ 一般産業：個別の審査</li> </ul>	なし
ドイツ <sup>9</sup>	1 Bq/g（年 1,000t 以上のがれきは下の基準） <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 天然起源核種は SRS-44 の評価シナリオに基づき独自に算出<sup>10</sup></li> <li>・ 原子力利用を意図した活動からの物質のみが対象</li> </ul>	年 1,000t 以上のがれき：0.4 Bq/g 年 1,000t 以下の埋設処分：0.6 Bq/g 金属リサイクル：2 Bq/g 等 ←10 μSv/y オーダーを基準に独自に算出（ビルドアップ考慮せず） <sup>11</sup>
フィンランド	1 Bq/g <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2013/59/EURATOM<sup>12</sup>の値を採用</li> <li>・ その他少量の場合や表面汚染の基準あり</li> <li>・ 原子力利用か否かの区別はないが、フィンランドに原子力施設から生じるウラン廃棄物はない。</li> </ul>	廃止措置される原子力施設の建屋やサイトに対しては、10 μSv/y を基準に個別に審査するが、その後の建屋やサイトの使用を制限する場合は、100 μSv/y まで認める場合がある <sup>13</sup> 。ただし、仮に制限が破られた際でも 1 mSv/y 未満となることを確認。

<sup>8</sup> European Commission, Evaluation of the application of the concepts of exemption and clearance for practices according to title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States; Radiation protection 134, Volume 2: Appendices, 2003

<sup>9</sup> Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018, BGBl. I S. 2034, 2018

<sup>10</sup> Thierfeldt, S. et al., Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht Bericht zu AP1 und AP2, BS-Projekt-Nr. 1405-05, Forschungsvorhaben 3614S70051, 2015

<sup>11</sup> Strahlenschutzkommission, Freigabe von Stoffen zur Beseitigung, Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet in der 213. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 06. Dezember 2006, 2006

<sup>12</sup> Säteilyturvakeskus, Säteilyturvakeskuksen määräys vaparaajoista ja vapauttamisrajoista, STUK SY/1/2018, 2018

<sup>13</sup> Säteilyturvakeskus, Predisposal management of low and intermediate level nuclear waste and decommissioning of a nuclear facility, GUIDE YVL D.4, 2019

参考5 ドイツ放射線障害防止令 (StrlSchV, 2018年改正版<sup>1</sup>) (抜粋)

免除値、様々な条件でのクリアランスレベル、多量の放射性物質の値、表面汚染レベル

核種	免除値 (Bq)	免除及び固体・液体の無制限クリアランス (Bq/g) (※1)	多量の放射性物質を扱う施設の基準 (TBq)	表面汚染レベル (Bq/cm <sup>2</sup> ) (※2)	限定クリアランス										半減期
					年 1,000t 以上のがれき (Bq/g)	土地 (Bq/g)	年 100t 以下の固体の埋設処分 (Bq/g)	年 100t 以下の焼却処分 (Bq/g)	年 1,000t 以下の固体の埋設処分 (Bq/g)	年 1,000t 以下の焼却処分 (Bq/g)	再利用又は継続利用する建物 (Bq/cm <sup>2</sup> )	解体される建物 (Bq/cm <sup>2</sup> )	リサイクルされる金属 (Bq/g)		
Radionuklid	Freigrenze in Bq	Freigrenze, uneingeschränkte Freigabe von festen u. flüssigen Stoffen in Bq/g	Aktivität HRQ in TBq	Oberflächenkontamination in Bq/cm <sup>2</sup>	Bauschutz von mehr als 1.000 Mg/a in Bq/g	Bodenflächen in Bq/g	festen Stoffen bis zu 100 Mg/a zur Beseitigung auf Deponien in Bq/g	Stoffen bis zu 100 Mg/a zur Beseitigung in Verbrennungsanlagen in Bq/g	festen Stoffen bis zu 1000 Mg/a zur Beseitigung auf Deponien in Bq/g	Stoffen bis zu 1000 Mg/a zur Beseitigung in Verbrennungsanlagen in Bq/g	Gebäuden zur Wieder- und Wiederverwendung in Bq/cm <sup>2</sup>	Gebäuden zum Abriss in Bq/cm <sup>2</sup>	Metallschicht zur Recycling in Bq/g	Halbwertszeit	
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
Th-228+	1 E+4	1 E-1	4 E-2	1 E-1	7 E-2		1	1	1	1	1 E-1	3	4 E-1	1,9 a	
Th-229+	1 E+3	1 E-1	1 E-2	1 E-1	2 E-2		1	1	1	1	1 E-1	9 E-1	1 E-1	7,3 E+3 a	
Th-230	1 E+4	1 E-1		1 E-1	5 E-2		5 E-1	1	5 E-2	3 E-1	1 E-1	3	3 E-1	7,5 E+4 a	
Th-231	1 E+7	1 E+3	1 E+1	1 E+2	4 E+1						1 E+2	3 E+5	1 E+3	25,5 h	
Th-232	1 E+4	1 E+1		1 E-1	3 E-2		7 E-1	5	7 E-2	7 E-1	1 E-1	1	3 E-1	1,4 E+10 a	
Th-232+	1 E+3	1 E-2	UL	1 E-1			7 E-1	1	7 E-2	1 E-1			1 E-1	1,4 E+10 a	
Th-234+	1 E+5	1 E+2	2	1 E+2	1 E+1		9 E+2	1 E+3	3 E+2	3 E+2	1 E+2	4 E+3	1 E+1	24,1 d	
Pa-227+	1 E+6	1 E+3												38,3 m	
Pa-228+	1 E+6	1 E+1												22,0 h	
Pa-230+	1 E+6	1 E+1	1 E-1	1	4 E-1	1 E-1	1 E+1	1 E+1	8	8	1 E+1	2 E+2	1 E+1	17,4 d	
Pa-231	1 E+3	1 E-2		1 E-2	4 E-3		1 E-1	1	1 E-2	1 E-1	1 E-2	1 E-1	2 E-1	3,3 E+4 a	
Pa-232	1 E+6	1 E+1												1,3 d	
Pa-233	1 E+7	1 E+1	4 E-1	1 E+1	1	4 E-1	8 E+1	1 E+2	2 E+1	2 E+1	1 E+1	4 E+2	6 E+1	27,0 d	
Pa-234	1 E+6	1 E+1												6,8 h	
U-230+	1 E+5	1 E+1	4 E-2	1 E-1	2 E-1		1 E+1	1 E+1	9	1 E+1	1 E-1	8 E+1	9 E-1	20,8 d	
U-231	1 E+7	1 E+2		1 E+1	6						1 E+1	1 E+4	1 E+2	4,2 d	
U-232+	1 E+3	1 E-1	6 E-2	1 E-1	5 E-2		1	1	5 E-1	1	1 E-1	1	3 E-1	69,8 a	
U-233	1 E+4	1	7 E-2	1	3 E-1		5	1 E+1	5 E-1	4	1	1 E+1	3	1,6 E+5 a	
U-234	1 E+4	1		1	4 E-1		6	1 E+1	6 E-1	2	1	1 E+1	2	2,5 E+5 a	
U-235+	1 E+4	1	8 E-5	1	3 E-1		3	4	3 E-1	4 E-1	1	1 E+1	8 E-1	7,0 E+8 a	
U-236	1 E+4	1 E+1	2 E-1	1	4 E-1		6	1 E+1	6 E-1	6	2	1 E+1	3	2,4 E+7 a	
U-237	1 E+6	1 E+2		1 E+1	3						1 E+1	3 E+3	1 E+2	6,8 d	
U-238+	1 E+4	1	UL	1	4 E-1		6	1 E+1	6 E-1	5	2	1 E+1	2	4,5 E+9 a	
U-239	1 E+6	1 E+2		1 E+2	9						1 E+2	4 E+6	1 E+2	23,5 m	
U-240+	1 E+6	1 E+2		1 E+1	7 E-1						1 E+1	9 E+3	1 E+3	14,1 h	

U-238+: Th-234, Pa-234, Pa-234m

(※1) がれきは年 1,000t 未満の場合に無制限クリアランスが適用される

(※2) 表面汚染が測定可能な場合、表面汚染のクリアランスレベルが用いられる

<sup>1</sup> Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018, BGBl. I S. 2034, 2018

参考6 放射性廃棄物の浅地中処分に関する IAEA 国際基準の概要

SSR-5 Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements<sup>1</sup> 個別安全要件 放射性廃棄物の処分

1.6. The preferred strategy for the management of all radioactive waste is to contain it (i.e. to confine the radionuclides to within the waste matrix, the packaging and the disposal facility) and to isolate it from the accessible biosphere. This strategy does not preclude the discharge (i.e. controlled release) of effluents, arising from waste management activities, that contain residual amounts of radionuclides, or the clearance of materials that meet the relevant criteria. International safety standards have been established covering both of these circumstances [8, 9].

2.15. The safety objective and criteria for the protection of people and the environment after closure of a disposal facility are as follows:

(略)

**Criteria**

(a) The dose limit for members of the public for doses from all planned exposure situations is an effective dose of 1 mSv in a year [3]. This and its risk equivalent are considered criteria that are not to be exceeded in the future.

(b) To comply with this dose limit, a disposal facility (considered as a single source) is so designed that the calculated dose or risk to the representative person who might be exposed in the future as a result of possible natural processes affecting the disposal facility does not exceed a dose constraint of 0.3 mSv in a year or a risk constraint of the order of  $10^{-5}$  per year.

(c) 略

(d) If human intrusion were expected to lead to a possible annual dose of more than 20 mSv (see Ref. [7], Table 8) to those living around the site, then alternative options for waste disposal are to be considered, for example, disposal of the waste below the surface, or separation of the radionuclide content giving rise to the higher dose.

(e) If annual doses in the range 1–20 mSv (see Ref. [7], Table 8) are indicated, then reasonable efforts are warranted at the stage of development of the facility to reduce the probability of intrusion or to limit its consequences by means of optimization of the facility's design.

(f) 略

2.23. Additional indicators and comparisons, such as estimates of concentrations and fluxes of contaminants and their comparison with concentrations and fluxes of radionuclides of natural origin within the geosphere or biosphere, may also prove valuable in indicating a level of overall environmental protection that is independent of assumptions about the habits<sup>6</sup> of people. Other factors to be considered may include the need for protection of groundwater resources and the ecological sensitivity of the environment into which contaminants might be released.

3.48. For geological disposal and for the disposal of intermediate level radioactive waste, the passive safety features (barriers) have to be sufficiently robust so as not to require repair or upgrading. The long term safety of a disposal facility for radioactive waste is required not to be dependent on active institutional control (see

<sup>1</sup> IAEA: Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Requirements, No. SSR-5 (2011).

Requirement 22). For near surface disposal facilities, including those for radioactive waste from the mining and processing of minerals, measures for surveillance and control of the disposal facility might be instituted. These measures might include restrictions on access by people and animals, inspection of physical conditions, retention of appropriate maintenance capabilities, and surveillance and monitoring as a method of checking whether performance is as specified (i.e. checking for degradation). The intent of surveillance and monitoring is not to measure radiological parameters but to ensure the continuing fulfilment of safety functions.

5.9. Near surface disposal facilities are generally designed on the assumption that institutional control has to remain in force for a period of time. For short lived waste, the period will have to be several tens to hundreds of years following closure. Such controls will be either active or passive in nature. For near surface disposal of waste from mining and mineral processing that includes very long lived radionuclides, and which generally comprises large volumes, activity concentrations have to be limited so that ongoing active institutional control does not have to be relied on as a safety measure. Waste with activity concentrations above the limitations has to be disposed of below the ground surface.

5.11. For near surface disposal facilities, the waste acceptance criteria will limit any consequences of human intrusion to within the specified criteria (see para. 2.15), even if control over the site is lost. The dose constraint (see para. 2.15) adopted for doses to members of the public applies for the anticipated normal evolution of the site following the period of institutional control.

4.57. Radioactive waste may contain potentially hazardous non-radioactive components (e.g. heavy metals, pathogens). In particular, waste from uranium mining usually contains many non-radioactive toxic and/or carcinogenic substances in significant concentrations. The site selection and design development for the disposal system should provide adequate protection of people and the environment against such non-radiological hazards.

6.44. The assessment time frame should be defined by taking account of national regulations and regulatory guidance, as well as the characteristics of the particular disposal facility, the site and the waste to be disposed of. Other factors that should be considered when deciding on the time frame and time windows for the assessment include the following:

- Safety assessment calculations should cover a time period that is long enough to determine the maximum, or peak, dose or risk. However, this may not always be possible. For example, in the case of disposal of long lived waste (e.g. from uranium mining) on or near the surface where there is uncertainty in the durability of engineered barriers (e.g. dams and covers), doses and risks may remain constant or may even increase long into the future, through time frames in which uncertainties in the assessment increase significantly and limit the meaningfulness of the assessment. This may limit the timescale for the assessment in general, or at least the timescale for quantitative assessments.

6.45. In view of the complexity and variability of these factors, it is not possible to establish a universal timescale over which meaningful quantitative results from modelling can be obtained. For above surface disposal facilities (e.g. for waste from mining), the uncertainties in modelling results will already be substantial when considering periods of several hundred years, and quantitative estimates may become meaningless already beyond a period of a thousand years. For engineered near surface disposal facilities, which are subject to processes that may affect their integrity (e.g. erosion, human intrusion) to a lesser degree or with a smaller probability, modelling periods of a few thousand years may still be reasonable. For deeper facilities, such as geological disposal facilities for high level waste, modelling for periods of tens of thousands of years and beyond may still result in meaningful estimates of upper bounds of possible radiation doses.

<sup>2</sup> IAEA: The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No. SSG-23 (2012).

4.7. Whereas well sited and well designed geological disposal facilities aim at ensuring containment and isolation of radioactive waste over very long periods of time (tens to hundreds of thousands of years), the location of a near surface disposal facility at or near the surface makes it susceptible to processes and events that will degrade its containment and isolation capacity over much shorter periods of time (up to several hundreds of years). In near surface disposal, the facility is located in the biosphere where most human activities take place, and the possibility of human intrusion into a near surface disposal facility after the period of institutional control is considerably greater than in the case of geological disposal. Therefore, human intrusion after the period of institutional control has to be taken into account, and the adequacy of the limitations placed on the radioactive inventory should be assessed and confirmed, principally in terms of allowable quantities of long lived radionuclides in the waste packages.

4.19. Containment of radioactive waste implies that the disposal facility should be sited and designed to prevent or to minimize the release of radionuclides. As near surface disposal is only suitable for classes of waste containing mainly short lived radioactive waste and potentially with limited amounts of long lived radionuclides, the time frames over which containment has to be ensured are largely determined by the objective to limit the potential for a release of radionuclides from the waste to the biosphere. Absolute containment of long lived radionuclides is not possible — in particular in the long term — but should be aimed at for an appropriate period of time to allow for complete radioactive decay of the short lived radionuclides within the disposal system before they can reach the biosphere.

4.47. The long term safety of a near surface disposal facility depends on the quality of all the passive safety features that ensure long term containment and isolation, on the limitations placed on long lived radionuclides in the waste, and on the appropriate level of surveillance and control that has been applied to preserve and to protect the passive safety features. As the long term safety of a disposal facility is required not to be dependent on active institutional control, all passive safety features and the limitations on long lived activity in the disposed waste should be assessed and employed without assumption of surveillance and control beyond a period of a few hundred years at most.

6.32. In the development of the waste acceptance criteria, emphasis should be given to the fact that near surface disposal is intended for short lived radioactive waste containing only limited amounts of long lived radionuclides and that, generally, longer lived waste needs greater levels of containment and isolation that cannot be provided by near surface disposal. The national policy for radioactive waste management should ensure that these limitations on long lived radionuclides are respected and that waste with higher concentrations of long lived radionuclides is disposed of in facilities designed to accept such waste.

<sup>3</sup> IAEA: Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste, Specific Safety Guide, No. SSG-29 (2014).

参考7 諸外国におけるウラン廃棄物の浅地中処分の概要

	米国
長期評価	規則改正案において、長半減期核種を有意な量 ( $\alpha$ 核種は $370 \text{ Bq/g}^{-1}$ ) 含む放射性廃棄物を浅地中処分する場合は、 <u>1 万年までをコンプライアンス期間</u> として、線量評価結果が基準（一般公衆 $0.25 \text{ mSv/y}$ 、人間侵入 $5 \text{ mSv/y}$ ）を超えないことを要求 <sup>2</sup> 。1 万年は、 <u>気候変動による不確実性が増加する時期であること、埋設地からの漏出を考慮した場合の線量ピークと 1 万年時点での線量に大きな差がないこと、州政府及び HLW に対する規制との整合性を取る</u> こと等から決定 <sup>3, 4</sup> 。 <u>1 万年以降は合理的に達成可能な程度被ばく線量が抑えられていることを線量評価及びバリア性能の評価によって示す</u> ことを要求。 ただし、NRC 委員は、コンプライアンス期間を、予見可能な未来という考え方から、長半減期核種の量にかかわらず千年とすることを求めている <sup>5</sup> 。
ラドン評価	ガイド案において、 <u>ラドンの評価も要求</u> <sup>1</sup> 。
制度的管理 と人間侵入	○期限を定めず実施されるもの <sup>6</sup> ・処分場の土地を連邦政府又は州政府が所有 ・許認可取得者は、永続的なモニュメント又はマーカーを設置すること ・許認可取得者は、許認可の終了時に記録を土地所有者に移管すること ○制度的管理期間（100 年間）に土地の所有者によって実施されるもの <sup>6</sup> ・処分場への物理的な侵入制限 ・環境モニタリング ○人間侵入（跡地居住）の評価と線量限度 現在の規則には線量基準が設定されていないが、規則改正案において、コンプライアンス期間中 $5 \text{ mSv/y}^2$
ウラン廃棄物の浅地中処分の例	現在受入れを行っている 4 つの民間低レベル放射性廃棄物処分施設全てでウラン廃棄物を処分している。実際の規制を行う州政府ごとに設定された評価期間で評価。 <u>劣化ウランの受入れを目指し、核種流出、ラドンフラックス等を 210 万年後まで評価している処分場や<sup>7</sup>、<math>370 \text{ Bq/g}</math> を超えるウランを含む廃棄物はコンクリートキャニスターに入れ、処分場内の深い位置に定置することが許認可要件になっている処分場もある<sup>8</sup>。</u>

<sup>1</sup> Esh, D. et al., Guidance for Conducting Technical Analyses for 10 CFR Part 61 DRAFT Final Report, NUREG-2175, 2016

<sup>2</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Final Rule: Low-Level Radioactive Waste Disposal (10 CFR Part 61), SECY-16-0106, 2016

<sup>3</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Technical Analysis Supporting Definition of Period of Performance for Low-Level Waste Disposal, 2011

<sup>4</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Proposed Rule: Low-Level Radioactive Waste Disposal 10 CFR Part 61 (RIN-3150-AI92), SECY-13-0075, 2013

<sup>5</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, Staff Requirements – SECY-16-0106 – Final Rule: Low-level Radioactive Waste Disposal (10 CFR PART 61) (RIN 3150-AI92), SRM- SECY-16-0106, 2017

<sup>6</sup> U.S. Nuclear Regulatory Commission, 10 CFR Part 61, 47 FR 57463, 1982

<sup>7</sup> Neptune and Company Inc., Final Report for the Clive Depleted Uranium Performance Assessment Model, volume 4, 2015

<sup>8</sup> Texas Commission on Environmental Quality, Radioactive Material License R04100 Amendment #30, 2016

	英国
長期評価	放射線リスクがピークとなるまで、又は不確実性が大きくなり定量的評価が意味をなくすまで行うことを要求 <sup>9</sup> 。Health Protection Agency は、施設閉鎖から約 1 万年後以降は代表的な想定（‘reference’ assumption）に基づく被ばく線量の範囲を示すにとどめるべきで、100 万年後以降の定量的な評価結果は信頼できないとしている <sup>10</sup> 。
ラドン評価	ラドン被ばくも含め人間侵入による被ばくに対し 3 mSv/y を超えないことをガイダンスレベルとして設定 <sup>9</sup> 。ただし、ラドンによる被ばくは大きな不確実性を伴うため、その他の被ばくとの合計とラドンのみからの被ばく線量の両方を示すべきとしている。上記値の勧告をした Health Protection Agency によると 3 mSv/y はラドンの影響を除いたものであり、ラドンの影響を含めた場合は 3 mSv/y から 3 倍は大きくなる（=10 mSv/y）としている <sup>10</sup> 。
制度的管理 と人間侵入	○期限を定めず実施されるもの ・事業者は、規制期間終了時に記録が公文書館に保存する手配をすること <sup>9</sup> ○事業者が能動的な制度的管理（サイト監視、是正作業、環境モニタリング計画、土地利用制限、記録の保存の手配等）を実施する場合、実施期間（社会的な不確実性が増大する 300 年間以内）中での有効性の根拠を示すこと <sup>9</sup> ○人間侵入（跡地居住）の評価と線量限度 継続的な被ばくは 3 mSv/y、短期的な被ばくは 20 mSv/y を超えるべきでない <sup>9</sup>
ウラン廃棄物の浅地中 処分の例	クリフトンマーシュ処分場 放射性廃棄物でない一般産業廃棄物と放射能濃度の低い低レベル放射性廃棄物（そのほとんどがウラン廃棄物）を処分。 直上での居住はラドンを含めて評価しているが、評価期間は 500 年 <sup>11</sup> 。 規制機関による審査で独自に事業者より保守的な設定で計算した結果、跡地居住による線量は 12.7 mSv/y と大きい <u>が、可能性が低いこと及びラドンのリスクは適切に管理されることを理由に許可している</u> <sup>12</sup> 。 ドリッグ処分場 あらゆる施設で発生する低レベル放射性廃棄物を処分。 埋設終了から遅くとも 3,000 年後には海岸の浸食が施設まで到達すると想定されているが、特に <sup>234</sup> U 由来の <sup>226</sup> Ra の影響を確認するため、埋設終了 1 万年後まで海岸線や海水準が変化しない場合の評価を実施 <sup>13</sup> 。人間侵入評価では、保守的に雨水による放射性核種の施設外への流出を無視しており、埋設終了 1 万年後に約 7 mSv/y。規制機関による審査ではコメント無し <sup>14</sup> 。

<sup>9</sup> Environment Agency, Northern Ireland Environment Agency, Scottish Environment Protection Agency, Near-surface Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes; Guidance on Requirements for Authorisation, 2009

<sup>10</sup> Health Protection Agency, Radiological Protection Objectives for the Land-based Disposal of Solid Radioactive Wastes: Advice from the Health Protection Agency, RCE-8, 2009

<sup>11</sup> Louise Eden, Radiological Risk Assessment and Capacity Calculation for the Clifton Marsh Landfill Site, 89290/IN/RA/002 Issue 2, NUVIA, 2010

<sup>12</sup> Environment Agency, Decision Document Application from Sita (Lancashire) Limited under the Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 to dispose of radioactive waste at Clifton Marsh Landfill Site, Preston New Road, Preston, Lancashire, PR 4 0XE, 2012

<sup>13</sup> LLW Repository Ltd, The 2011 Environmental Safety Case, Assessment of Long-term Radiological Impacts, LLWR/ESC/R(11)10028, 2011

<sup>14</sup> Environment Agency, Decision document: application by LLW Repository Ltd under the Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 to carry on radioactive substances activities at Low Level Waste Repository Old Shore Road Drigg Holmrook Cumbria CA19 1XH, 2015

	フランス
長期評価	長期も含めて評価することが原則だが <sup>15</sup> 、すでに事業が実施されている短半減期核種を対象とした処分施設に対しては、地下水シナリオについては長期の評価を行うものの、ウラン濃度が低いため、人間侵入の評価は管理期間終了直後を想定している（IRSN へのインタビュー結果 <sup>16</sup> ）。
ラドン評価	屋内ラドンは <u>屋内ラドン濃度を 300 Bq/m<sup>3</sup>と比較することとしているが、住居の設定等に評価結果が大きく左右されるため評価が難しいと</u> 考えている（IRSN へのインタビュー結果 <sup>16</sup> ）。
制度的管理 と人間侵入	○期限を定めず実施されるもの <sup>17</sup> ・国による土地利用制限 ○監視期間（少なくとも 300 年間）に実施されるもの <sup>15</sup> ・処分場への物理的な侵入制限 ・環境モニタリング ・閉じ込めシステムの健全性の監視 ○人間侵入（跡地居住）の評価と線量限度 <sup>15</sup> ・監視期間後の水や大気による放射性物質の移行の評価は、人間侵入に対する抵抗力がないものとして、大規模な公共工事や家屋建設の影響も含め保守的な仮定に基づいて実施すること（線量基準は設定されていない）
ウラン廃棄物の浅地中処分の例	短半減期核種を対象とした浅地中処分施設において既にウラン廃棄物が処分されているが、ウラン濃度が低いため、それ以外の放射性核種の方が評価結果への寄与が大きく、ラドンも評価していない（事業者へのインタビュー結果 <sup>16</sup> ）。

<sup>15</sup> Autorité de sûreté nucléaire, RFS-I.2. du 08/11/1982, Objectifs de sûreté et bases de conception pour les centres de surface destinés au stockage à long terme de déchets radioactifs solides de période courte ou moyenne et de faible ou moyenne activité massique, revision 1, 1984

<sup>16</sup> 原子力安全研究協会、平成 29 年度ウラン廃棄物の処分に関する欧州の安全基準等に係る調査報告書、2018

<sup>17</sup> Code de l'environnement（特に L593-5, L515-8, L518-12 等）

	ベルギー
長期評価	放射性廃棄物処分に関する法令はない。事業者に対するガイドの中で、施設の閉鎖数千年後には不確実性が大きくなるため、線量評価結果は参考値とし、環境（土壌、空気及び水）中の放射能といった代替指標も用いるべきとしている <sup>18</sup> 。また、 <u>施設の性能について確からしい予測ができない超長期においては、悲観的なシナリオでの線量評価を行い、参考レベル 3 mSv/y と比較することを要求。</u>
ラドン評価	ラドンに関する記載は見つかっていない。
制度的管理 と人間侵入	制度的管理に関する記載は見つかっていない。 3 mSv/y を参考レベルとした人間侵入評価を要求 <sup>19</sup> 。
ウラン廃棄物の浅地中 処分の例	計画中の浅地中処分施設にウランを含む廃棄物も処分される予定 <sup>19</sup> 。ウランを含む長半減期核種の上限值を線量評価に基づき設定。 超長期の悲観的なシナリオでの評価は規制機関との協議の結果、 <u>施設閉鎖 2,000 年後</u> とした。悲観的なシナリオ及び人間侵入評価の基準値 3 mSv/y はバックグラウンドレベルに相当するという記載があり。 施設の埋め戻しから 350 年間は人間侵入の防止やモニタリングを行う規制管理期間に設定 <sup>19</sup> 。

<sup>18</sup> Federal Agency for Nuclear Control, Technical guide “Radiation Protection Criteria for Post-Operational safety assessment for Radioactive Waste Disposal”, 2011-06-28-CAD-5-4-3, 2017

<sup>19</sup> ONDRAF/NIRAS, Summary of the Safety Report for the surface repository of category A waste in Dessel, NIROND-TR 2012-17 E Version 1, 2012