

## 余裕深度処分に関する安全規制

—国の報告書のレビュー及び解説—

Safety Regulations on Intermediate-depth Disposal of Radioactive Waste  
- Review and Commentary of Governmental Reports -

邊見 光

Ko HEMMI

安全研究センター  
原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット

Nuclear Facility Safety Research Unit  
Nuclear Safety Research Center

July 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。  
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)  
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency  
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to  
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,  
Japan Atomic Energy Agency  
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan  
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

## 余裕深度処分に関する安全規制 — 国の報告書のレビュー及び解説 —

日本原子力研究開発機構  
安全研究センター 原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット  
邊見 光

(2009年4月24日 受理)

低レベル放射性廃棄物のうち、放射能濃度が大きい炉心等廃棄物については、余裕深度処分の事業化に向けた準備が進められていることから、原子力安全委員会は、従来の低レベル放射性廃棄物に対する安全審査指針を改訂するための検討を行っている。

今般、原子力安全委員会は、改訂に向けて、余裕深度処分に係る新しい安全規制の基本的考え方を中間報告として示し、さらに、濃度上限値の見直しを行って推奨値を示すとともに、余裕深度処分と地層処分の区分を明確にした。また、法令の区分値は、原子力安全委員会が示した濃度上限値の推奨値を参考に策定された。

余裕深度処分対象の放射性廃棄物には、半減期が極めて長い放射性核種が含まれることから、その安全評価期間も極めて長期にわたる。そのような不確実性が大きな評価に対して中間報告では、リスク論的考え方を基に安全評価シナリオを三つに分類すべきことが提案された。このような考え方は、同じく評価期間が長期にわたる地層処分の安全評価でも基本となると予想され、将来的に極めて重要である。

本報告書は、余裕深度処分に係る安全規制を体系的に取りまとめるために、その考え方や法令、背景を踏まえて、それらに関する国の報告書を概説したものである。

**Safety Regulations on Intermediate-depth Disposal of Radioactive Waste  
- Review and Commentary of Governmental Reports -**

Ko HEMMI

Nuclear Facility Safety Research Unit, Nuclear Safety Research Center  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 24, 2009)

Development of intermediate-depth disposal for low-level radioactive waste has been in progress toward license application to regulatory authorities. Nuclear Safety Commission (NSC) has undertaken discussion on revision of the present safety regulatory guides for near-surface disposal of low-level radioactive waste.

NSC has proposed a renewed basic concept for safety regulation of low-level radioactive waste disposal as an interim report. They also redefined the concept for upper bounds of radioactivity concentration and revised the recommended values accordingly. This revision of upper bounds of radioactivity concentration gave the border values between intermediate-depth disposal and geological disposal. The decretory border values were decided based on the recommended values.

Since very long-lived radionuclides are included in radioactive wastes for intermediate-depth disposal, the long-term safety assessment is required and the uncertainty for the far future is needed to be considered in the scenario development. Therefore, the risk-based categorization of safety assessment scenarios was proposed in the renewed basic concept. The concept of safety assessment is thought to be applied to geological disposal.

This report organizes information from governmental reports to review the regulatory progression of radioactive waste disposal, this report provides commentary on the background, the how and why, and the resulting regulatory concept of the intermediate-depth disposal.

Keywords: Safety Regulation, Intermediate-depth Disposal, Radioactive Waste, Safety Regulatory Guide, Upper Bounds of Radioactivity Concentration, Geological Disposal, Safety Assessment Scenario, Uncertainty

## 目 次

1. はじめに.....	1
2. 余裕深度処分とは.....	1
3. 放射性廃棄物に係る安全規制体系.....	4
3.1 原子力の安全規制体制.....	4
3.2 放射性廃棄物の処分に関する安全規制の流れ.....	6
4. 余裕深度処分における安全規制の基本的考え方.....	9
4.1 国のこれまでの検討経緯.....	9
4.2 中間報告の内容.....	11
4.2.1 安全評価シナリオ分類の考え方.....	11
4.2.2 安全評価における留意点.....	13
4.3 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会における検討との違い.....	16
5. 余裕深度処分に係る濃度上限値.....	17
5.1 国のこれまでの検討経緯.....	17
5.2 平成 19 年濃度上限値報告書の内容.....	24
5.2.1 濃度上限値設定の考え方.....	24
5.2.2 区分値充足性の考え方.....	31
6. まとめ.....	43
参考文献.....	45
付録 核分裂収率から放射能濃度比を求める方法.....	48

Contents

1. Introduction.....	1
2. Intermediate-depth Disposal .....	1
3. Safety Regulation System on Radioactive Waste.....	4
3.1 Nuclear Safety Regime in Japan .....	4
3.2 Flow of Safety Regulation for Radioactive Waste .....	6
4. Basic Concept of Safety Regulation for Intermediate-depth Disposal.....	9
4.1 Governmental Deliberation on Intermediate-depth Disposal.....	9
4.2 Nuclear Safety Commission Interim Report .....	11
4.2.1 Categorizing Concept of Safety Assessment Scenarios .....	11
4.2.2 Note for Safety Evaluation.....	13
4.3 Difference from Deliberation on Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Backend Policy in Atomic Energy Commission .....	16
5. Upper Bounds of Radioactivity Concentration for Intermediate-depth Disposal .....	17
5.1 Governmental Deliberation on Upper Bounds of Radioactivity Concentration.....	17
5.2 Upper Bounds of Radioactivity Concentration Report .....	24
5.2.1 Determination of Upper Bounds of Radioactivity Concentration.....	24
5.2.2 Concept of Sufficiency Border Value between Intermediate-depth Disposal and Geological Disposal .....	31
6. Summary .....	43
References.....	45
Appendix Calculation of Radioactivity Concentration Ratio from the Fission Yield.....	48

## 表リスト

Table 2.1	原子炉等規制法と特廃法の区分値の違い	3
Table 3.1	国が取りまとめた主な報告書類	8
Table 5.1	濃度上限値一覧表	19
Table 5.2	処分形態ごとの重要核種の選択	26
Table 5.3	ピット処分における決定経路濃度 (C) と平均濃度 (D) の関係	27
Table 5.4	余裕深度処分における決定経路濃度 (C) と平均濃度 (D) の関係	28
Table 5.5	埋設事業許可申請値 (日本原燃) と第3次中間報告までの濃度上限値 の関係	30
Table 5.6	重要核種に対する区分値、トレンチ処分及びピット処分の濃度上限値	31
Table 5.7	$^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (ピット処分)	33
Table 5.8	$^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)	34
Table 5.9	$^{36}\text{Cl}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (トレンチ処分)	34
Table 5.10	$^{36}\text{Cl}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (余裕深度処分相当廃棄物の評価値)	35
Table 5.11	$^{36}\text{Cl}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)	37
Table 5.12	$^{99}\text{Tc}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比 (ピット処分)	38
Table 5.13	$^{99}\text{Tc}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)	38
Table 5.14	$^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)	39
Table 5.15	$^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比 (ピット処分)	40
Table 5.16	$\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比 (ピット処分及びトレンチ処分)	41
Table 5.17	$\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)	42

## 図リスト

Fig. 2.1	処分概念図	2
Fig. 2.2	放射性廃棄物の処分に係る原子炉等規制法と特廃法の関係	3
Fig. 3.1	規制行政庁の安全規制体制	4
Fig. 3.2	原子力安全委員会における放射性廃棄物に関する調査審議 及び指針類整備体制	5
Fig. 3.3	放射性廃棄物の処分に関する安全規制の流れ	6
Fig. 4.1	現行の安全審査指針と中間報告における安全評価の考え方の比較	12
Fig. 4.2	安全裕度の考え方	14
Fig. 4.3	処分システムの頑健性の考え方	15
Fig. 5.1	第3次中間報告までの濃度上限値導出フロー	21
Fig. 5.2	濃度上限値設定の考え方	23
Fig. 5.3	平成19年濃度上限値報告書における濃度上限値導出フロー	25
Fig. 5.4	区分値充足性の考え方	32

## List of Tables

Table 2.1 Border Values defined in the Nuclear Reactor Regulation Law on Radioactive Waste Disposal and the Specified Radioactive Waste Final Disposal Act .....	3
Table 3.1 Governmental Reports on Radioactive Waste Disposal .....	8
Table 5.1 Upper Bounds of Radioactivity Concentration defined by NSC.....	19
Table 5.2 Selection of Critical Radionuclides for Each Disposal Type.....	26
Table 5.3 Critical Pathway Concentration (C) and Average Concentration of Radioactive Waste (D) for Near-surface Disposal with Engineered Barriers .....	27
Table 5.4 Critical Pathway Concentration (C) and Average Concentration of Radioactive Waste (D) for Intermediate-depth Disposal.....	28
Table 5.5 Radioactivity Concentrations in the License Application from Japan Nuclear Fuel Limited and Previous Upper Bounds of Radioactivity Concentration.....	30
Table 5.6 Border Value between Intermediate-depth Disposal and Geological Disposal, and Upper Bounds of Radioactivity Concentration for Near-surface Disposal .....	31
Table 5.7 Concentration Ratio of $^{14}\text{C}$ to $^{60}\text{Co}$ (Near-surface Disposal with Engineered Barriers) .....	33
Table 5.8 Concentration Ratio of $^{14}\text{C}$ to $^{60}\text{Co}$ (Waste from Nuclear Fuel Cycle).....	34
Table 5.9 Concentration Ratio of $^{36}\text{Cl}$ to $^{60}\text{Co}$ (Near-surface Disposal without Engineered Barriers) .....	34
Table 5.10 Concentration Ratio of $^{36}\text{Cl}$ to $^{60}\text{Co}$ (Intermediate-depth Disposal).....	35
Table 5.11 Concentration Ratio of $^{36}\text{Cl}$ to $^{60}\text{Co}$ (Waste from Nuclear Fuel Cycle).....	37
Table 5.12 Concentration Ratio of $^{99}\text{Tc}$ to $^{60}\text{Co}$ (Near-surface Disposal with Engineered Barriers) .....	38
Table 5.13 Concentration Ratio of $^{99}\text{Tc}$ to $^{137}\text{Cs}$ (Waste from Nuclear Fuel Cycle).....	38
Table 5.14 Concentration Ratio of $^{129}\text{I}$ to $^{137}\text{Cs}$ (Waste from Nuclear Fuel Cycle).....	39
Table 5.15 Concentration Ratio of $^{129}\text{I}$ to $^{137}\text{Cs}$ (Near-surface Disposal with Engineered Barriers) .....	40
Table 5.16 Concentration Ratio of Alpha-ray-emitting Radionuclides to $^{137}\text{Cs}$ (Near-surface Disposal).....	41
Table 5.17 Concentration Ratio of Alpha-ray-emitting Radionuclides to $^{137}\text{Cs}$ (Waste from Nuclear Fuel Cycle).....	42

List of Figures

Fig. 2.1 Radioactive Waste Disposal Concept of Japan .....	2
Fig. 2.2 Relation between the Nuclear Reactor Regulation Law on Radioactive Waste Disposal and the Specified Radioactive Waste Final Disposal Act.....	3
Fig. 3.1 Safety Regime of Regulatory Bodies in Japan.....	4
Fig. 3.2 System of Deliberation and Development for Safety Regulatory Guides on Radioactive Waste in Nuclear Safety Commission .....	5
Fig. 3.3 NSC Safety Regulatory System for Radioactive Waste.....	6
Fig. 4.1 Comparison of Concept for Safety Assessment on Existing Safety Regulatory Guide and Interim Report .....	12
Fig. 4.2 Concept for Safety Margin.....	14
Fig. 4.3 Concept for Robustness of Disposal System .....	15
Fig. 5.1 Previous Determination of Upper Bounds of Radioactivity Concentration.....	21
Fig. 5.2 Statistical Interpretation of Upper Bounds of Radioactivity Concentration .....	23
Fig. 5.3 Revised Determination of Upper Bounds of Radioactivity Concentration.....	25
Fig. 5.4 Concept of Sufficiency Border Value between Intermediate-depth Disposal and Geological Disposal .....	32

This is a blank page.

## 1. はじめに

わが国では放射性廃棄物の処分として、日本原燃株式会社（以下「日本原燃」という。）が青森県六ヶ所村で操業している1号埋設及び2号埋設のピット処分と独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）が茨城県東海村で実施したトレンチ処分の浅地中処分が行われている。低レベル放射性廃棄物のうち、放射能濃度が大きい炉心等廃棄物については、余裕深度処分の事業化に向けた準備が進められていることから、原子力安全委員会は、従来の低レベル放射性廃棄物に対する安全審査指針を改訂するための検討を行っている。

今般、原子力安全委員会は、改訂に向けて、2007年（平成19年）に余裕深度処分に係る新しい安全規制の基本的考え方を中間報告として示し、さらに、放射性廃棄物を埋設できる上限の放射能濃度の値、いわゆる「濃度上限値」の見直しを7年ぶりに行って余裕深度処分と地層処分の区分を明確にした。また、法令の区分値は、原子力安全委員会が示した濃度上限値の推奨値を参考に策定された。

余裕深度処分対象の放射性廃棄物には、半減期が極めて長い放射性核種が含まれることから、その安全評価期間も極めて長期にわたる。そのような不確実性が大きな評価に対して中間報告では、リスク論的考え方を基に安全評価シナリオを三つに分類すべきことが提案された。このような考え方は、同じく評価期間が長期にわたる地層処分の安全評価でも基本となると予想され、将来的に極めて重要である。

幸いにも筆者は、内閣府原子力安全委員会事務局に約2年間（2006年4月～2008年4月）ほど在籍し、余裕深度処分における規制制度の構築に携わることができた。

本報告書は、余裕深度処分に係る安全規制を体系的に取りまとめることを目的とし、その考え方や法令、背景を踏まえて、それらに関する国の報告書を概説したものである。

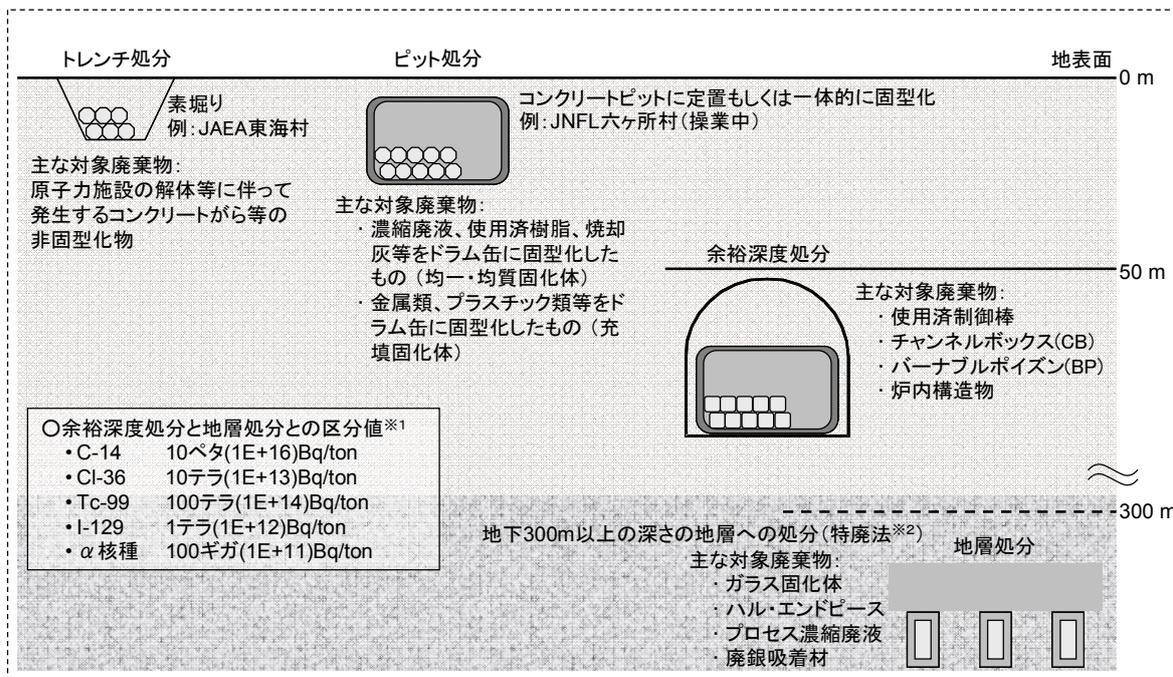
## 2. 余裕深度処分とは

原子力委員会が2005年（平成17年）10月に取りまとめた「原子力政策大綱」<sup>1)</sup>によれば、余裕深度処分は「一般的な地下利用に対して十分余裕を持った深度（例：50～100メートル）への処分。」と定義されている。

一方、法令上では、2008年（平成20年）4月に施行された「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」（以下「第二種埋設規則」という。）第一条の二第二項第三号によれば、余裕深度処分は、「地表から深さ五十メートル以上の地下に設置された廃棄物埋設地（第二種廃棄物埋設の事業に係るものに限る。）において放射性廃棄物を埋設の方法により最終的に処分すること」と定義されている。

なお、「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。）第五十一条の二第一項第一号及び第二号より、「核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物であつて、これらに含まれる政令で定める放射性物質についての放射能濃度が人の健康に重大な影響を及ぼすおそれがあるものとして当該放射性物質の種類

ごとに政令で定める基準を超えるもの」を第一種廃棄物としており、それ以外の放射性廃棄物を第二種廃棄物としている。具体的には、第一種廃棄物は高レベル放射性ガラス固化体などであり、第二種廃棄物は均一・均質固化体、充填固化体、チャンネルボックスやバーナブルポイズンなどである (Fig. 2.1)。ここで、「政令で定める基準」とは、地層処分と余裕深度処分の区分となる値 (区分値) であり、詳細は、第5章で述べる。



※1: 区分値を超えるものを「第一種廃棄物」、区分値以下のものを「第二種廃棄物」という。 ※2: 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律。

Fig. 2.1 処分概念図<sup>2)</sup>

したがって、2008年(平成20年)4月の法制度化により、埋設深度が明確になり、地表から50メートル以深であれば制限のない深さで、例えば、地下1,000メートルの第二種廃棄物埋設処分場も可能となる。

特に注意しなければならないのは、原子炉等規制法の区分値以下であっても余裕深度処分とならない場合があることである。原子炉等規制法では、放射能濃度により処分形態が分類されるのに対し、一方、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」(以下「特廃法」という。)では、基本的に放射性廃棄物の種類で地層処分対象廃棄物が特定されており、一部は放射能濃度で規定される。

ここで、「特定放射性廃棄物」とは、特廃法第二条によれば、第一種特定放射性廃棄物と第二種特定放射性廃棄物である。第一種特定放射性廃棄物は、「使用済燃料の再処理に伴い使用済燃料から核燃料物質その他の有用物質を分離した後に残存する物」を固型化したもの、いわゆる「ガラス固化体」と、再処理委託先のイギリスから TRU 廃棄物の代わりに取得する高レベル放射性ガラス固化体である。第二種特定放射性廃棄物は、再処理施設や MOX 燃料加工施設を対象として、ハル・エンドピース、再処理の分離・精製・脱硝等の各工程で発生する廃液を濃縮したプロセス濃縮廃液や気体の放射性ヨウ素を吸着した廃銀吸着材、

それら以外の第二種特定放射性廃棄物の区分値を超えるものである (Table 2.1 及び Fig. 2.2)。

したがって Table 2.1 に示されるように、区分値は、原子炉等規制法と特廃法とは、微妙に異なっており、ハル・エンドピース、プロセス濃縮廃液及び廃銀吸着材以外の再処理施設や MOX 燃料加工施設からの放射性廃棄物のうち、原子炉等規制法の区分値以下であっても特廃法の区分値を超えるものは、地層処分対象となる。

Table 2.1 原子炉等規制法と特廃法の区分値の違い

	C-14	Cl-36	Tc-99	I-129	$\alpha$ 核種
原子炉等規制法の区分値	1E+16	1E+13	1E+14	1E+12	1E+11
特廃法の区分値	8.7E+13	9.6E+10	1.1E+12	6.7E+09	8.3E+09

(表中の数値の単位は、Bq/ton。)

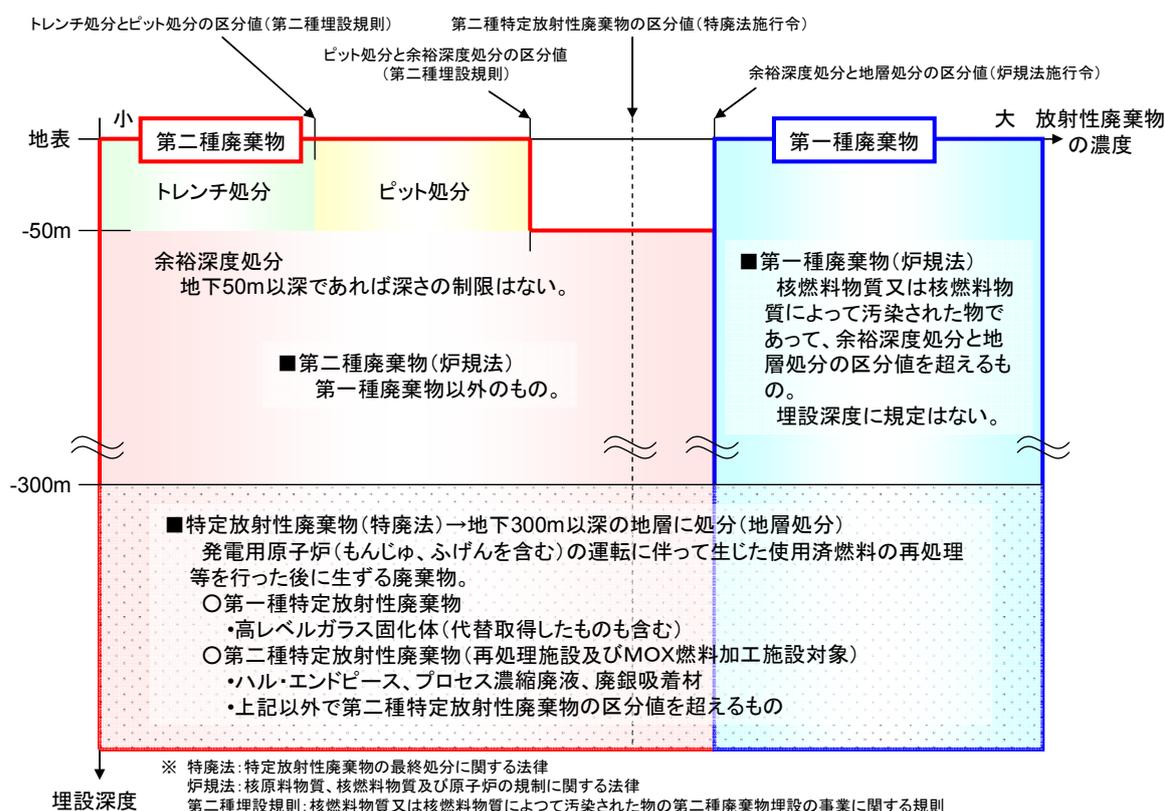


Fig. 2.2 放射性廃棄物の処分に係る原子炉等規制法と特廃法の関係

また、Fig. 2.2 に示したように、特廃法第二条第二項によれば、特定放射性廃棄物の最終処分は、「地下三百メートル以上の政令で定める深さの地層において、特定放射性廃棄物及びこれによって汚染された物が飛散し、流出し、又は地下に浸透することがないように必要な措置を講じて安全かつ確実に埋設することにより、特定放射性廃棄物を最終的に処

分すること」と定義されている。

一方、原子炉等規制法には第一種廃棄物埋設処分に関して、処分場を設置する深さの規定がない。すなわち、原子炉等規制法的には 300 メートルよりも浅い安定な岩盤中に地層処分することは可能であるが、それは、「特定放射性廃棄物の最終処分を計画的かつ確実に実施させるために」策定された特廃法から判断すれば、300 メートルよりも浅い深度で埋設事業許可申請される計画がそもそも想定されていないためであると考えられる。

なお、諸外国では、余裕深度処分と類似した例として、スウェーデンの SFR 処分場、フィンランドのオルキルオト処分場及びロビーサ処分場がある<sup>3)</sup>。

### 3. 放射性廃棄物に係る安全規制体系

#### 3.1 原子力の安全規制体制

わが国の原子力における安全規制体制は、原子力事業者に対して直接規制を行う経済産業省や文部科学省などの行政庁（以下「規制行政庁」という。）と、それらの規制活動を監視・監査する原子力安全委員会によるダブルチェック体制がとられている。

規制行政庁のうち、実用発電用原子炉や原子力発電に関わる一連の核燃料サイクル施設の安全規制については経済産業省の原子力安全・保安院が、試験研究用原子炉、発電の用に供しない研究開発段階の原子炉や、核燃料物質等を研究などで使用する施設の安全規制については文部科学省が担当している（Fig. 3.1）。

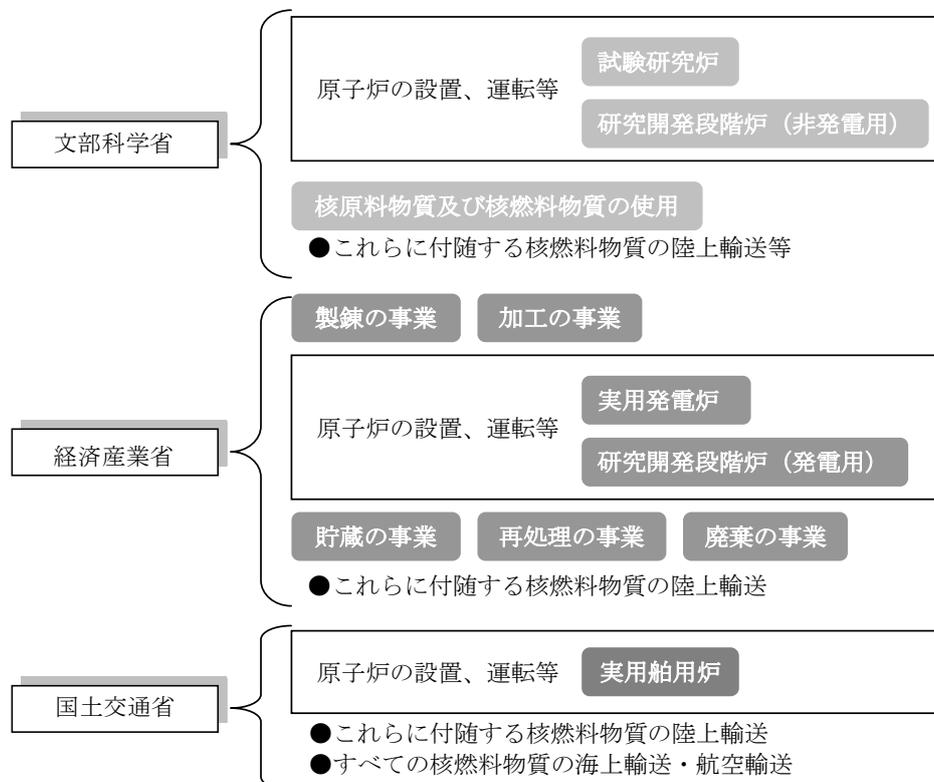


Fig. 3.1 規制行政庁の安全規制体制<sup>4)</sup>

一方、原子力安全委員会は、主に、

- (1) 原子力利用に関する政策のうち、安全の確保のための規制に関する政策に関すること。
- (2) 核燃料物質及び原子炉に関する規制のうち、安全の確保のための規制に関すること。
- (3) 原子力利用に伴う障害防止の基本に関すること。
- (4) その他原子力利用に関する重要事項のうち、安全の確保のための規制に係るものに関すること。

について、企画、審議及び決定することを「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」により求められている。

したがって、安全の確保のための規制、つまり、安全規制について、その考え方を示すことが原子力安全委員会の大きな役割の一つである。

もう一つの原子力安全委員会の重要な役割として、安全審査がある (Fig. 3.2)。

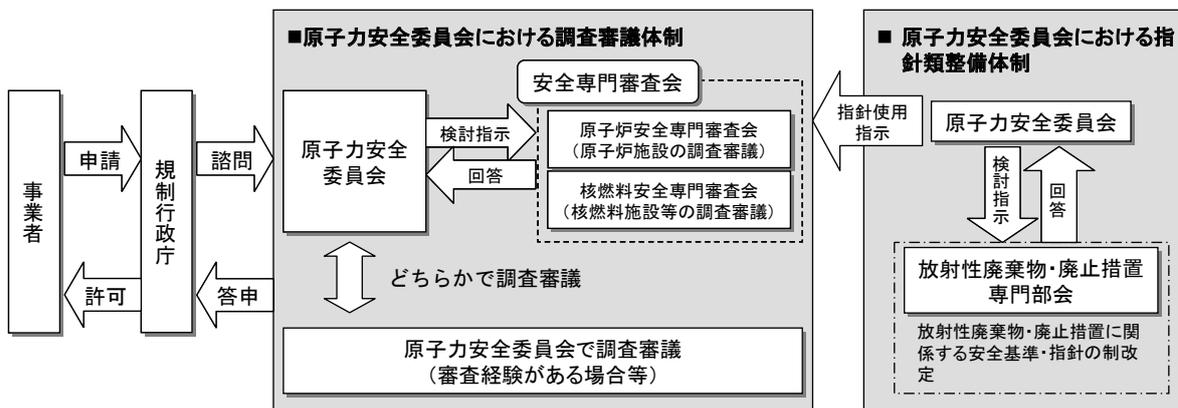


Fig. 3.2 原子力安全委員会における放射性廃棄物に関する調査審議及び指針類整備体制

事業者からの申請に対して、規制行政庁は一次審査を行う。廃棄の事業に関しては、原子炉等規制法第五十一条の三に従い、「廃棄物埋設施設又は廃棄物管理施設の位置、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」について、規制行政庁は、原子力安全委員会の意見を聴かなければならないことになっている。

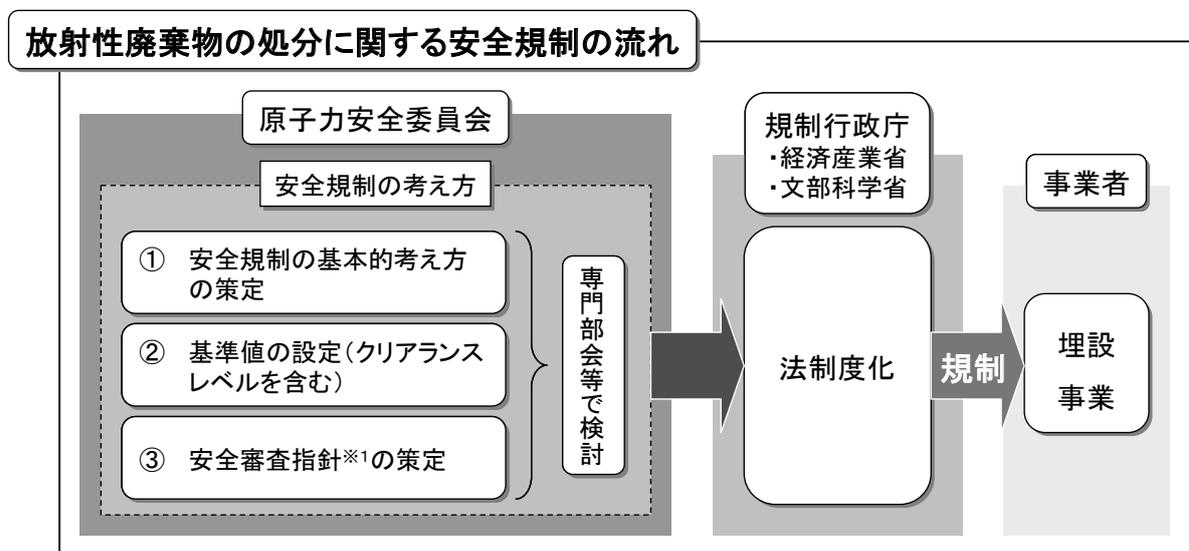
したがって、原子力安全委員会では、規制行政庁が行った一次審査の妥当性について、原子力安全委員会が定めた安全審査指針を用いてダブルチェック（二次審査）を行っている。ある原子力施設に対して複数回の審議経験がある場合、原子力安全委員会内のみで調査審議が行われることもあるが、余裕深度処分に係る調査審議については、まだ経験のない調査審議であることから、安全専門審査会の核燃料安全専門審査会で調査審議が行われると思われる。

### 3.2 放射性廃棄物の処分に関する安全規制の流れ

特に原子力安全委員会が示す放射性廃棄物に係る安全規制の考え方として、以下の三つがある (Fig. 3.3)

- ①安全規制の基本的考え方の策定。
- ②基準値の設定 (クリアランスレベルを含む)。
- ③「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」<sup>5)</sup> (以下「安全審査指針」という。)の策定。

また、Fig. 3.3 で示されるように、規制行政庁は、原子力安全委員会が示した安全規制の基本的考え方を踏まえて、法制度化を行っている。



※1:「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」(昭和63年、平成5年1月及び平成13年3月一部改訂)

Fig. 3.3 放射性廃棄物の処分に関する安全規制の流れ

例えば、放射性廃棄物のうち余裕深度処分に係る安全規制について見てみると、Fig. 3.3 における「①安全規制の基本的考え方の策定」として、原子力安全委員会は、低レベル放射性廃棄物埋設処分の管理期間終了以後における安全評価について取りまとめた「低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方 (中間報告)」<sup>6)</sup> (以下「中間報告」という。)を2007年 (平成19年) 7月に策定している。

次に「②基準値の設定」については、原子力安全委員会は、ウラン廃棄物以外の低レベル放射性廃棄物について埋設できる放射能濃度の上限となる値を推奨値として示した「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」<sup>7)</sup> (以下「平成19年濃度上限値報告書」という。)を2007年 (平成19年) 5月に策定している。

「③安全審査指針の策定」について、余裕深度処分の埋設事業許可申請に対し、原子力安全委員会が行う二次審査では、安全審査指針が使われると思われる。しかしながら、現行の安全審査指針は、比較的浅い地下に埋設する処分形態であるトレンチ処分及びピット処分の安全審査にしか対応していない。余裕深度処分に対応した安全審査指針については、

2009年（平成21年）1月現在、原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会の第二種廃棄物埋設分科会にてその策定に係る調査審議を行っている最中であり、①の安全規制の基本的考え方がまとめ次第、それを基に改訂されるものと考えられる。

一方、余裕深度処分に係る法制度化については、原子炉等規制法や第二種埋設規則等が整備され、2008年（平成20年）4月より施行されている。

また、余裕深度処分に係る埋設事業については、2009年（平成21年）1月現在、事業者より埋設事業許可申請は出されていないものの、日本原燃は、青森県六ヶ所村の濃縮・埋設事業所敷地内において、余裕深度処分施設の設計に必要な情報を得るために、地質・地下水・地盤に関する本格調査を2002年（平成14年）11月から2006年（平成18年）3月にかけて、実施している。その結果を日本原燃は、2006年（平成18年）9月に公表し、処分施設の設置に問題となるような岩盤ではないことを確認している<sup>8)</sup>。

ここで、これまでに国が取りまとめた放射性廃棄物に関する主な報告書類について Table 3.1 に示す。

Table 3.1 国が取りまとめた主な報告書類

発行年	1985 年～	1990 年～	1995 年～	2000 年～	2005 年～
原子力委員会 ・ 基本的考え方			<ul style="list-style-type: none"> <li>● 高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について (1998)</li> <li>● 超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について (2000)</li> <li>● 現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について (1998)</li> <li>● ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について (2000)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子力政策大綱 (2005)</li> </ul>	
原子力安全委員会 ・ 安全規制の基本的考え方	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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 (1985)</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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 (中間報告、1987)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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、1992)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について (2000)</li> <li>○ 放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について (2004)</li> <li>○ 低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方 (中間報告、2007)</li> </ul>
・ 安全規制に関する基準値		<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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 (中間報告、1987)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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、1992)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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3次中間報告、2000)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について (2007)</li> </ul>
・ 安全審査の基本的考え方	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方について (1988)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方について (一部改訂、1993)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方について (一部改訂、2001)</li> </ul>		
規制行政	<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 放射性固体廃棄物の浅地中処分に係る規制除外線量について (1987)</li> </ul>				<ul style="list-style-type: none"> <li>◆ 低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について (報告書、2008)</li> <li>◆ 低レベル放射性廃棄物の浅地中処分に係る安全規制について (報告書、2008)</li> </ul>

#### 4. 余裕深度処分における安全規制の基本的考え方

##### 4.1 国のこれまでの検討経緯

原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会は、1998年（平成10年）10月に「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について」<sup>9)</sup>を取りまとめている。使用済み制御棒、チャンネルボックス及びバーナブルポイズンといった放射性廃棄物を検討対象としており、それらには「ステンレス鋼などの金属が燃料近傍で中性子照射されて生じた放射化金属」や「コンクリート、使用済みイオン交換樹脂」などが含まれている。現在、日本原燃によってピット処分されている低レベル放射性廃棄物と同様に、それらに含まれる放射性核種の濃度は「時間の経過とともに減少する」としている。したがって、そのような放射性廃棄物を安全かつ合理的に処分するためには、「放射性核種の移行抑制機能の高い地中」を選び、「現行の低レベル放射性廃棄物が処分されているコンクリートピットと同等以上の放射性核種閉じ込め機能を持った処分施設」を「一般的であると考えられる地下利用に十分余裕を持った深度」に設置し、「放射性核種濃度の減少を考慮し、数百年間処分場を管理する」ことで可能としている。

これを受け、原子力安全委員会は、2000年（平成12年）9月に「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について」<sup>10)</sup>（以下「平成12年報告書」という。）を取りまとめている。平成12年報告書は、上記の対象廃棄物について、「放射能レベルが低く、かつ半減期が長い放射性核種をほとんど含まないので、その減衰効果が有意に期待できる」ことから、「一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕をもった深度（例えば、地表から50～100m程度）」で「放射性核種の移行抑制機能の高い地中」等を選べば、原子力安全委員会放射性廃棄物安全規制専門部会が1985年（昭和60年）10月に取りまとめた「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」<sup>11)</sup>（以下「基本報告書」という。）の考え方をそのまま適用できると結論づけている。

基本報告書では、低レベル放射性固体廃棄物及び極低レベル放射性固体廃棄物の処分の安全規制の考え方、無拘束限界値以下の固体廃棄物の取扱いについて取りまとめられている。ここで、「無拘束限界値」とは、基本報告書によれば、「一般公衆の受けるおそれのある被ばく線量が被ばく管理の観点からは」処分された廃棄物を放射性物質として「拘束することを考慮する必要のない線量以下となることを条件に設定」された放射性廃棄物等の放射能濃度であり、この無拘束限界値の考え方を基に、「放射性物質として扱う必要がない物」を区分するレベルである「クリアランスレベル」の検討が進められた。<sup>12)</sup>

基本報告書における低レベル放射性固体廃棄物の処分の安全規制の考え方は、「ドラム缶にセメント固化等十分安定化処理されるか又は容器に封入された低レベル放射性固体廃棄物」を対象に、「放射性廃棄物に含まれる放射能が時間の経過に伴って減衰し放射能レベルが安全上支障のないレベル以下になるまでの間」、段階的管理と呼ばれる「放射能レベルに応じた管理」を行うことで処分可能としている。また、同報告書では、そのような「時間の経過に伴って放射能の消失が有意に期待できる放射性固体廃棄物を陸地において処分し、

放射能が十分に減衰するまでの間、放射能レベルに応じた段階的管理に依存して放射能の影響を防止する方法」を「管理型処分」と定義している。

したがって、平成 12 年報告書では、「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物」は、管理型処分が適用できるとされた。

さらに原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会は、2000 年（平成 12 年）3 月に「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」<sup>13)</sup>（以下「TRU 報告書」という。）を取りまとめている。対象廃棄物は、「再処理施設及び MOX 燃料加工施設の運転・解体に伴い発生する超ウラン核種を含む放射性廃棄物」及び「RI・研究所等廃棄物のうち一応の区分目安値を超える放射性廃棄物」である。これらは、「放射性物質が付着した紙タオル等のような低いものから、使用済燃料を切断して硝酸に溶解した後の被覆管の断片等（ハル・エンドピース）といった比較的高いものまで」と、かなり幅広い放射性核種の濃度範囲を持ち、時間の経過とともに放射性核種の減衰があまり期待できない長寿命核種を有意に含む可能性がある放射性廃棄物である。これらのうち、「 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないもの」について、「地下利用に余裕を持った深度への処分を適用することが可能である」と報告した。詳細は、第 3 節で述べる。なお、「一応の区分目安値」は、約 1 ギガベクレル毎トン（GBq/ton）としている。

これに加えて同じく原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会が、2000 年（平成 12 年）12 月に「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について」<sup>14)</sup>を、同じく高レベル放射性廃棄物処分懇談会が、1998 年（平成 10 年）5 月に「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について」<sup>15)</sup>を取りまとめている。これで原子力委員会は、低レベル放射性廃棄物から高レベル放射性廃棄物まですべての放射性廃棄物に係る処分の計画について考え方を示したことになる。

これらを受けて、原子力安全委員会は、低レベル放射性廃棄物から高レベル放射性廃棄物にわたる放射性廃棄物の処分について、共通する安全規制の基本的な考え方を示すことを目的に、2001 年（平成 13 年）2 月より調査審議を開始し、2004 年（平成 16 年）6 月に「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」<sup>16)</sup>（以下「共通的重要事項」という。）を取りまとめた。

共通的重要事項では、放射性廃棄物処分の安全評価は、各処分に共通して「処分場の管理期間終了後にも及び、原子炉等の通常の原子力施設に対する評価期間に比べて非常に長い」期間が必要であること、また、その「長期性のゆえに派生する不確実さも、安全評価上、避けられないもの」であることから、特に「管理期間終了後における安全評価」に焦点をあて、国際的な動向等も踏まえて、放射性廃棄物処分の安全確保に必要な放射線防護に関し、「わが国における放射線防護基準等の検討の方向性」を示した。

また、当時は、放射能レベルの比較的高い低レベル放射性廃棄物の埋設施設について事業者による本格調査が行われており<sup>8)</sup>、さらに、設備の設計を進めるなど、余裕深度処分の埋設事業許可申請に向けた具体的な準備が進んでいたこともあり、トレンチ処分及びピット処分の安全審査にしか対応していない現行の安全審査指針の改訂が必要となった。

したがって、原子力安全委員会は、これらを踏まえて、放射性廃棄物・廃止措置専門部に低レベル放射性廃棄物埋設分科会を設置し、その改訂に係る調査審議を2005年（平成17年）8月から開始した<sup>17)</sup>。

#### 4.2 中間報告の内容

約2年にわたる調査審議の結果、原子力安全委員会は、中間報告を2007年（平成19年）7月に取りまとめた。

中間報告では、二つの新しい考え方、つまり、安全評価シナリオ分類の考え方と安全評価における留意点が示された。次節以降、これらについて概説する。

##### 4.2.1 安全評価シナリオ分類の考え方

共通的重要事項は、以下の観点から、「リスク論的考え方」を導入した放射性廃棄物処分の安全規制の検討を進める必要があると指摘していた。

- 放射性廃棄物処分の安全性を確認するために、埋設された放射性廃棄物中の放射性物質から一般公衆が受けると想定される線量を評価することを目的とし、適切なシナリオを設定し、安全評価を行うことが重要。
- 極めて長期にわたる期間の安全評価が必要であるため、評価に付随する不確実性は避けられない。

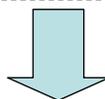
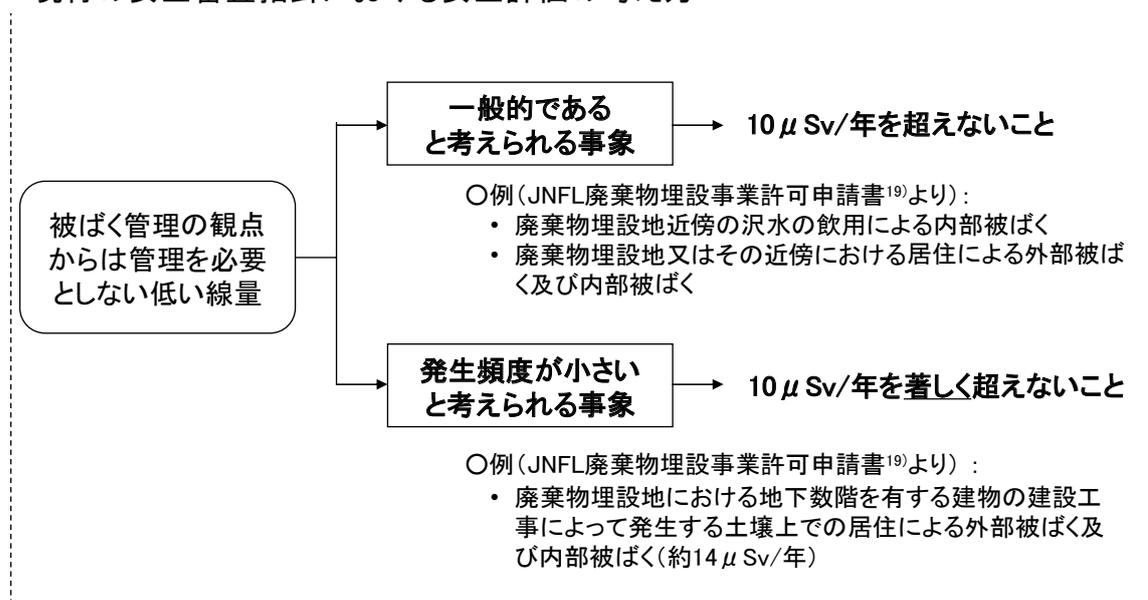
「リスク論的考え方」とは、中間報告によれば、「安全評価上の設定シナリオの発生可能性を勘案しつつ、潜在的な危険性、すなわちリスクを許容できる範囲に実体的に抑制されているか否かを判断しようとするもの」と定義されている。ここでの「リスク」を数学的な表現で言い換えるとすると、例えば、国際放射線防護委員会（以下「ICRP」という。）のPubl. 46<sup>18)</sup>を参考にすれば、「ある線量をもたらす事象の発生確率とその被ばくによる健康への重大な影響を引き起こす確率との積」と表すことができる。

ここで、この難解な「リスク論的考え方」の定義を理解するために、「リスク論的考え方」を取り入れた安全評価の基本とすべき考え方について、共通的重要事項及び中間報告を踏まえると、以下に三つの観点としてまとめることができると思われる。

- (1) 長期の安全評価シナリオに関し、過去の事象の発生頻度等からリスクを定量化することは困難であるが、事象の発生可能性には明らかに差があると考えられる。
- (2) 事象の発生可能性に明らかな差がある場合、それぞれに対応して比較されるべき放射線防護基準にも明らかな差があることが合理的。
- (3) 発生可能性が著しく低いと考えられるシナリオについても念のため評価しておくことが好ましい。

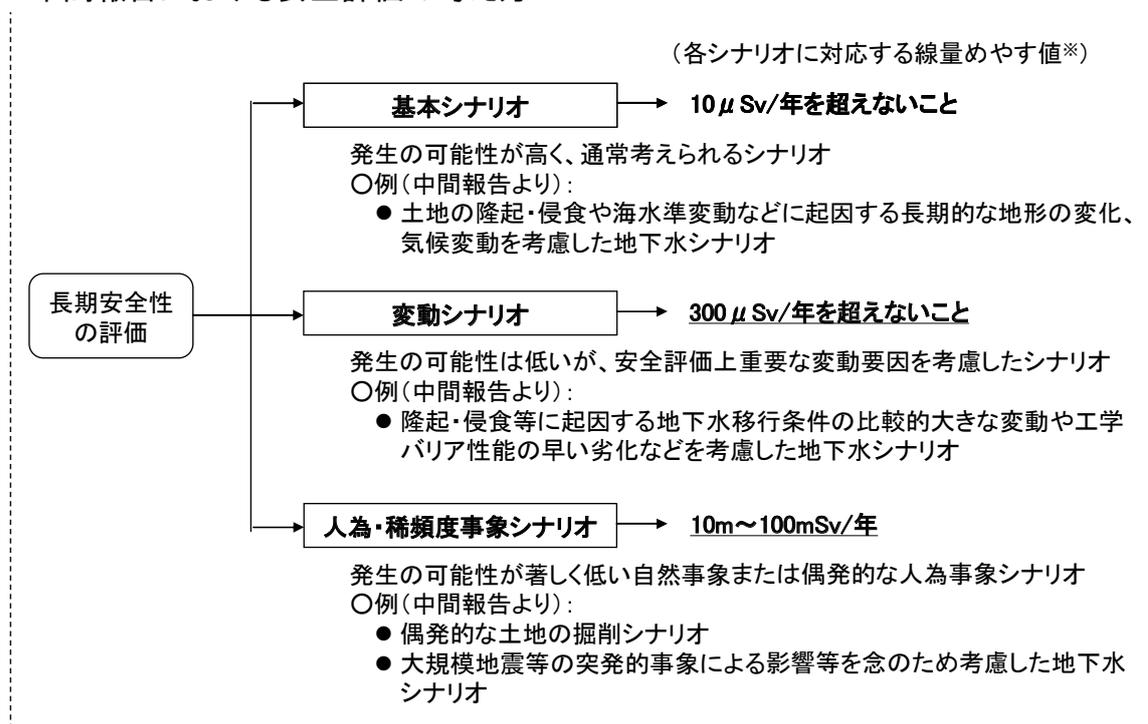
これらの観点を踏まえた安全評価の考え方と現行の安全審査指針における安全評価の考え方の比較をFig. 4.1に示す。

■ 現行の安全審査指針における安全評価の考え方



リスク論的考え方を導入する

■ 中間報告における安全評価の考え方



※ICRP Publ.81<sup>20)</sup>等を参考に設定。

Fig. 4.1 現行の安全審査指針と中間報告における安全評価の考え方の比較  
(連携重点研究 (課題5) 第5回情報交換会資料<sup>2)</sup>を編集)

現行の安全審査指針における安全評価の考え方では、「被ばく管理の観点からは管理を必要としない低い線量」として、「一般的であると考えられる事象」と「発生頻度が小さいと考えられる事象」の二つを考えて、それぞれに対応する線量として「 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ を超えないこと」と、「 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ を著しく超えないこと」が求められている。「 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ を著しく超えない」線量の例として、日本原燃による埋設事業許可申請書では、建設・居住シナリオの約 $14\mu\text{Sv}/\text{年}$ という値が示されている<sup>19)</sup>。

一方、中間報告は、現行の安全審査指針における安全評価の考え方に「リスク論的考え方」を導入する際、基本とすべき上記の三つの観点を踏まえると、ICRPのPubl. 81<sup>20)</sup>が推奨している「線量/確率分解アプローチ」を参考にすることが妥当とし、以下のように安全評価シナリオを三つの区分に分類することが可能と提案した。なお、「線量/確率分解アプローチ」とは、中間報告によれば、「個々のシナリオごとにその発生の可能性と影響の程度を比べつつ個別にリスク評価を行う」考え方である。

(1) 基本シナリオ：

発生の可能性が高く、通常考えられるシナリオ。

(2) 変動シナリオ：

発生の可能性は低いが、安全評価上重要な変動要因を考慮したシナリオ。

(3) 人為・稀頻度事象シナリオ：

発生の可能性が著しく低い自然事象または偶発的な人為事象シナリオ。

また、三区分のシナリオに対応する放射線防護基準について、まず、基本シナリオについては、基本シナリオが「処分システムの基本設計及びその方針について、その影響である線量が可能な限り低く抑えられるように配慮されているかどうかを確認するために用いられる」ことから、現行の安全評価指針における安全評価の考え方と同様、「一般的であると考えられる事象」に対応する線量である $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ を放射性廃棄物処分の長期安全性に係る判断のめやすとなる線量（以下「線量めやす値」という。）とすることが適当とした。

変動シナリオ及び人為・稀頻度事象シナリオについては、上記の基本とすべき観点及び国際的な動向を踏まえると、変動シナリオについては、ICRPのPubl. 81<sup>20)</sup>が放射性廃棄物の処分における「自然過程を表すシナリオに適用される放射線学的規準」として勧告している線量拘束値を参考に、 $300\mu\text{Sv}/\text{年}$ を線量めやす値とすることが適当とした。人為・稀頻度事象シナリオについても同様に、放射線防護上の介入の要否に係る線量レベル、つまり、ICRPのPubl. 81<sup>20)</sup>が「人間侵入に適用される放射線学的規準」として勧告している線量レベルを参考に、 $10\text{m}\sim 100\text{mSv}/\text{年}$ を線量めやす値とすることが適当とした。

#### 4.2.2 安全評価における留意点

中間報告がこれまでに示されてきた「安全規制の基本的考え方」とは異なり、特徴的であるのは、「安全評価における留意点」が示されたことにある。ここでは、放射性廃棄物処分の事業申請者に対する事業申請の心得的な内容が示され、さらにその法制度化を担当する規制行政庁への提言がなされている。「安全規制の基本的考え方」において、このような留意点について示されたことはこれまでにない。

まず、安全評価における留意点のうち、安全評価シナリオに求められていることとして、

(1) 基本シナリオの線量評価の場合：

できるだけ確からしいパラメータを使用すること。

(2) 変動シナリオの線量評価の場合：

科学的に合理的と考えられる範囲のパラメータを使用すること。

を挙げている。中間報告では、パラメータのみが言及されているが、モデルに関しても同様のことが言えると考えられる。

パラメータを使用する際における、パラメータ設定の考え方については、中間報告によれば、

○感度解析等を行い、パラメータの影響についても適切に考慮しておくこと。

○処分システムの設計に予め適切に安全裕度を見込み、それに見合った設定を行い、処分システムの頑健性に配慮しておくこと。

○多重バリア性能に関する時間的変化を考慮した設定を行うこと。

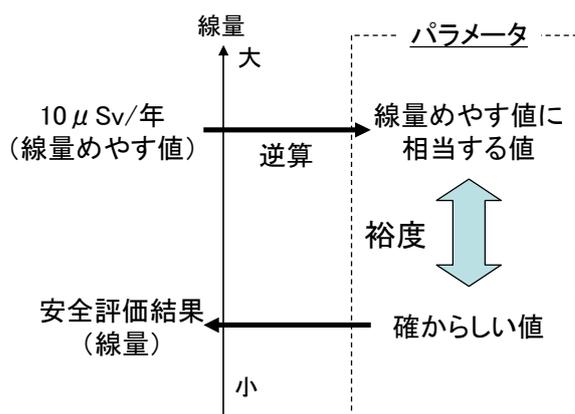
が重要であると提言されている。

ここで、「安全裕度」とは、中間報告によれば、基本シナリオでは、あるパラメータについて、確からしい値を設定して安全評価結果（線量）を求める。次に基本シナリオの線量めやす値である  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  から逆算してこれに相当するパラメータ値を求める。その確からしい値と逆算して求めたパラメータ値の間隔、つまり、距離が裕度と考えられる (Fig. 4.2)。

一方、変動シナリオは、保守的な値を考慮して求めた解析結果や感度解析結果から  $300 \mu\text{Sv}/\text{年}$  を満足するパラメータ範囲を見積もることができ、その範囲を裕度としている (Fig. 4.2)。

■安全裕度とは

●基本シナリオ



●変動シナリオ

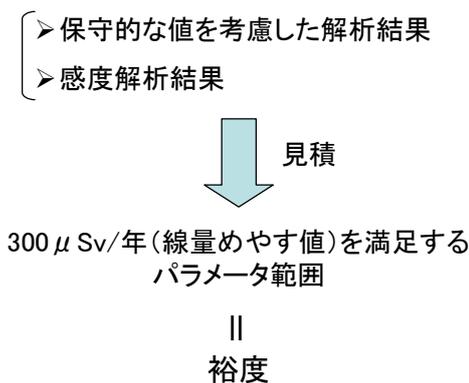


Fig. 4.2 安全裕度の考え方 (連携重点研究 (課題5) 第5回情報交換会資料<sup>2)</sup>を編集)

さらに、これらの安全裕度における評価の留意点として、

○できるだけ定量的に示すこと。

○シナリオに対して適切な条件設定が行われていること。

が重要であり、これらをできるだけ明示的に説明することが必要と示されている。

また、「処分システムの頑健性」とは、中間報告によれば、安全評価結果の数値（線量）の不変性を意味するものではなく、線量めやす値を満足するか否かの変更不要性であり、つまり、新知見等により評価結果が変わったとしても線量めやす値との相対的な関係が維持されなければならないことが求められており、これを「処分システムの頑健性要求」と定義している (Fig. 4.3)。

### ■処分システムの頑健性とは

- 安全評価結果の数値の不変性を意味するものではない。
- 線量めやす値を満足するか否かの変更不要性(判断根拠に係る不変性)を意味している。

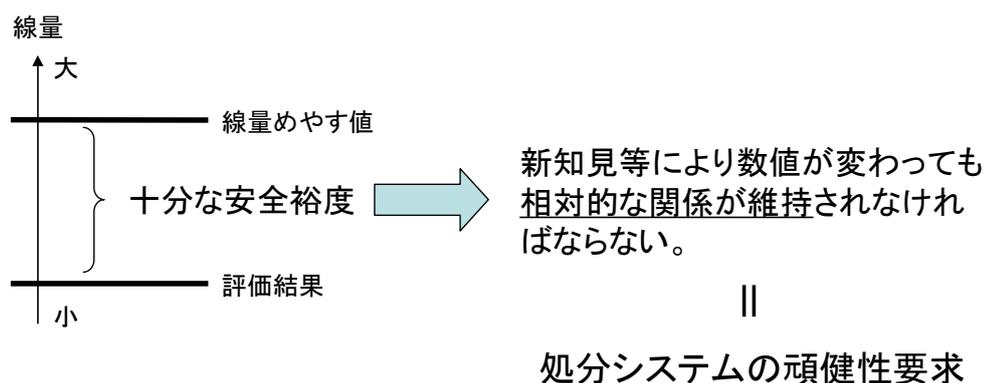


Fig. 4.3 処分システムの頑健性の考え方<sup>2)</sup>

さらに、中間報告は、「処分システムの頑健性」の評価結果に関する規制上の確認、つまり、処分システム全体における安全規準適合性の確認について、規制行政庁が事業許可後に行う安全規制である後続規制の中で具体的に検討すべきと提言している。これはつまり、放射性廃棄物処分の事業が、「事業の長期化、及びそれともなう知見や状況の変化の考慮が避けられない」ものであり、その安全規準適合性が維持されることの確認について、「定期的に行うことの必要性が、国際的にも提唱されて」いることから、「総合安全レビューを事業者を求めることが適切」であるということである。

これに関して、原子力安全・保安院の総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会は、2008年（平成20年）1月に取りまとめた「低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について（報告書）」<sup>21)</sup>（以下「余裕深度処分報告書」という。）において、「事業者は、保安措置の一環として、適切な時期に、事業の進展に伴い得られるデータや最新知見を踏まえてもなお、廃棄物埋設施設の長期的な安全性が担保され

る見通しであるかを確認すること」(以下「安全レビュー」という。)として、安全レビューを事業者に求め、その要件を整理するとともに、その実施時期についての考え方を示した。

余裕深度処分報告書によれば、安全レビューの要件について、事業者は、

- 安全レビューを行う時点までに定置した廃棄体の量や今後定置する予定の廃棄体の量。
- 建設段階で得られる新たなデータ類。
- 環境、地下水、地質モニタリング等の各種モニタリング等。
- 国内外の研究や類似した原子力施設以外のトンネルや地下構造物等も含めて得られる最新知見。

に基づいてもなお長期的な安全性が担保される見通しであることを確認し、データや知見の収集、蓄積及び更新を適切に行う必要があるとしている。

一方、安全レビューの実施時期については、余裕深度処分報告書によれば、「事業者は、事業の進展等に応じて適切なタイミングで行う必要がある」とし、その時期として、「いくつかの区域に廃棄体を埋設する場合における単位区域の埋め戻し時」や「廃棄物埋設地の埋め戻し完了後から管理を必要とする期間の終了までの期間」を例示しており、「事業者の技術継承の観点から、定期的に安全レビューを実施すること」を求めている。

これらを踏まえて、規制行政庁は、安全レビューとして「廃棄物埋設施設の定期的な評価」を「許可を受けた日から二十年を超えない期間ごとに、余裕深度処分に係る廃棄物埋設地について」、

- 最新の技術的知見を踏まえて、核燃料物質等による放射線の被ばく管理に関する評価を行うこと。
- 安全レビューの結果を踏まえて、廃棄物埋設施設の保全のために必要な措置を講ずること。

を2008年(平成20年)4月に施行された第二種埋設規則第十九条の二で事業者に求めた。

#### 4.3 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会における検討との違い

以上のように、共通的重要事項及び中間報告において、余裕深度処分における安全規制の基本的考え方が示されたが、第1節で述べたように、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会は、TRU報告書にて以下の放射性廃棄物を対象に余裕深度処分への適用可能性について検討を行っている。

そこでの検討は、「 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないもの」として、

- 全 $\alpha$ 核種濃度が約1 GBq/tonを下回る廃棄体のうち、浅地中のコンクリートピットへの処分における被ばく線量の試算結果が $10 \mu\text{Sv/年}$ を超えるもの。
- 全 $\alpha$ 核種濃度が約1 GBq/tonを超える廃棄体のうち、平均濃度が数 GBq/ton(最大濃度が数十 GBq/ton)の範囲までのもの。

を対象廃棄物とし、以下の二つのシナリオについて被ばく線量の試算を行っている。

(1) 一般的であると考えられる事象：

管理期間経過後の放射性核種の地下水移行シナリオ。

(2) 一般的であるとは考えられない（頻度が小さい）事象：

地下利用に伴う調査として行われるボーリングコア観察シナリオ。

試算の結果、(1) のシナリオでは、「天然バリアが $\alpha$ 核種を吸着しやすいことにより」 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ を十分に下回り、(2) のシナリオでは、数十 $\mu\text{Sv}$ のオーダーとなり、「安全上問題となるような被ばくが起る可能性はない」とした。

しかしながら、実は、(1) のシナリオは、次章で述べる濃度上限値の算出と同様に、処分場の管理期間を 300 年と設定し、管理期間終了直後に処分場から地下水へ放射性核種が漏れ出すというものであり、放射性廃棄物処分の安全評価で極めて重要な、長期にわたる安全性についての評価が含まれていない。この件について、TRU 報告書におけるパブリックコメントに対する回答<sup>22)</sup>によれば、

高レベル放射性廃棄物との違いを考慮して、「対象廃棄物の地層処分に特有な現象の影響を考慮した地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算に基づき検討」しました。このため今回は、安全性の検討において天然現象の影響を考慮した被ばく線量の試算は行いませんでした。

ご指摘の点は、今後、原子力安全委員会において、安全規制の考え方や安全基準を検討する中で取組まれるものと考えています。

とあり、隆起・侵食、海水準変動、気候変動といった地質環境等が有する不確実性を考慮したシナリオの設定の考え方や評価は、先送りされている。前述したように、このような極めて長期にわたる期間の安全評価には不確実性が付随するため、「リスク論的考え方」を導入した安全評価が必要になると考えられる。2009 年（平成 21 年）1 月現在、原子力安全委員会では、第二種廃棄物埋設分科会において、地質環境等が有する不確実性の考え方についての調査審議を進めている。

## 5. 余裕深度処分に係る濃度上限値

### 5.1 国のこれまでの検討経緯

濃度上限値とは、処分形態ごとに放射性廃棄物を埋設できる上限の値であり、放射性核種ごとに放射能濃度で定められる値である。濃度上限値そのものが処分の安全性に影響を及ぼすことはない。つまり、それは、実際の処分に係る安全審査において、埋設事業許可申請書にある対象廃棄物の放射能濃度に基づいて詳細な安全評価を行った上で安全性が判断されるからである。また、放射性廃棄物に含まれる放射性核種の濃度が、その濃度上限値をすべて下回っていても、直ちに埋設事業の許可がなされるわけではない。したがって、濃度上限値は、値そのものというよりもむしろ、事業の範囲を定めるという位置づけの方向が重要である。

濃度上限値については、原子力安全委員会により調査審議され、これまでに四度にわたり、示されてきた。

まず、原子炉施設から発生し、容器にセメント固化等安定化処理された低レベル放射性固体廃棄物を対象に比較的浅い地下の浅地中に設けられたコンクリートピットに充填材とともに処分する方法、つまり、均一・均質固化体について、それを対象としたピット処分の濃度上限値が、基本報告書の考え方を基に、1987年（昭和62年）2月に「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（中間報告）」<sup>23)</sup>（以下「昭和62年中間報告」という。）により初めて決定された。

引き続き、以下の低レベル放射性固体廃棄物についての濃度上限値が、1992年（平成4年）6月に了承された「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）」<sup>24)</sup>（以下「第2次中間報告」という。）により示された。

- (1) 原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を固型化材料を用いて、容器に固型化したもの（充填固化体）。
- (2) 原子炉施設の解体等に伴って発生する金属製の大型機械等で、容器に固型化することが困難なもの。
- (3) 原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む）。

ここで、(3)の放射性コンクリート廃棄物のうち、固型化していないもの（非固型化コンクリート等廃棄物）についてはトレンチ処分、それ以外の(1)から(3)に係る放射性廃棄物についてはピット処分対象として検討されている。

また、余裕深度処分に係る濃度上限値は、2000年（平成12年）9月に了承された「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3次中間報告）」<sup>25)</sup>（以下「第3次中間報告」という。）により示されている。

第3次中間報告では、平成12年報告書の考え方を基に、余裕深度処分対象廃棄物のうち、昭和62年中間報告及び第2次中間報告の対象廃棄物と同様に、「放射能レベルが低く、かつ半減期が極めて長い放射性核種をほとんど含まない」ため「減衰効果が有意に期待できる」炉内構造物や使用済み制御棒等を対象廃棄物として検討を行った。これに加え、「原子炉施設の解体等に伴って発生するコンクリート（一体的に含まれる鉄筋類を含む）以外の放射性固体廃棄物であって容器に固型化しないもの（非固型化金属等廃棄物）」のトレンチ処分についても検討を行った。

以上、昭和62年中間報告から第3次中間報告までの報告書と濃度上限値の関係を Table 5.1 に示す。

Table 5.1 濃度上限値一覧表 (放棄第 10-1 号<sup>26)</sup>を編集)

対象廃棄物	昭和 62 年中間報告		第 2 次中間報告		第 3 次中間報告	
	放射性核種	濃度上限値 (G/t)	放射性核種	濃度上限値 (Bq/ton)	放射性核種	濃度上限値 (Bq/ton)
対象廃棄物	原子炉施設において発生する濃縮廃液、使用済樹脂等をセメント、アスファルト等の固型化材料を用いて、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設において発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の運転と解体に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物、昭和 62 年中間報告及び第 2 次中間報告の内容を基に政令で定められた濃度上限値を超える廃棄物
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
	原子炉施設において発生する金属、塩化ビニル等の不燃物、難燃物を容器に固型化材料を用いた廃棄物	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化したもの	300年	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物)	原子炉施設の解体等に伴って発生する放射性コンクリート廃棄物のうち、容器に固型化していないもの (非固型化コンクリート等廃棄物) と同じ
処分の方法	管理期間	300年	300年	300年	300年	300年
処分場の大きさ (m)	処分量 (m <sup>3</sup> )	500 × 500 × 5	500 × 500 × 5	500 × 500 × 5	500 × 500 × 5	200 × 200 × 5
河川までの距離 (m)	地下水流速 (m/d)	200,000	200,000	200,000	200,000	40,000
		500	500	500	500	500
		0.01	0.01	0.3	0.3	0.001/0.01
評価シナリオ		操作中、建設、居住、地下水移行	操作中、建設、居住、地下水移行	操作中、建設、居住、地下水移行	操作中、建設、居住、地下水移行	地下水移行
放射性核種	放射能濃度 (G/t)	放射能濃度 (Bq/ton)	放射能濃度 (Bq/ton)	放射能濃度 (Bq/ton)	放射能濃度 (Bq/ton)	放射能濃度 (Bq/ton)
H-3	-	-	-	-	-	-
C-14	1	37G	37G	110M	110M	520T
Cl-36	-	-	-	-	-	100G
Ca-41	-	-	3.1G	150M	150M	-
Co-60	300	11.1T	11.1T	8.1G	8.1G	-
Ni-63	30	1.11T	1.11T	7.2G	7.2G	-
Sr-90	2	74G	74G	4.7M	4.7M	-
Tc-99	-	-	-	-	-	820G
Cs-137	30	1.11T	1.11T	100M	100M	-
Eu-152	-	-	-	360M	360M	-
Np-237	-	-	-	-	-	13G
α核種	0.03	1.11G	1.11G	17M	17M	-

次に、濃度上限値算出の基本的な考え方について、第3次中間報告までの濃度上限値導出フロー (Fig. 5.1) を用いて示す。

まず、トレンチ処分やピット処分のような浅地中処分では、昭和62年中間報告によれば、「IAEAが規制除外濃度の導出のために用いている」被ばく経路を参考に、建設シナリオ、居住シナリオ、地下水移行（河川水利用）シナリオ、操業中シナリオの四つの評価シナリオから被ばく経路を設定している。一方、余裕深度処分は、第3次中間報告によれば、地下水移行シナリオを評価シナリオとして、14の被ばく経路を設定している。これらの被ばく経路の考え方は、平成19年濃度上限値報告書でも同じ考え方であり、基本的に変わっていない。

「めやす線量」または「線量限度」を「基準線量」として、それに相当する放射性核種の濃度（以下「基準線量相当濃度」という。）は、被ばく経路ごとに適切に設定したモデルやパラメータを用いて算出される。その濃度が最小となる経路を決定経路とし、その濃度を「決定経路濃度」としている。したがって、埋設施設概念及び環境条件や評価モデル及び評価パラメータが変化すれば、基準線量相当濃度も変化する。つまり、処分形態が異なれば、基準線量相当濃度は、同じ放射性核種であっても基本的に異なる値を示す。一般的に基準線量相当濃度は、トレンチ処分に対する濃度が一番小さく、余裕深度処分が最も大きくなる。

ここで、「めやす線量」の設定の経緯について述べる。「めやす線量」とは、第4章で述べた安全審査指針の「被ばく管理の観点からは管理を必要としない低い線量」、つまり、「線量めやす値」のことであり、放射性廃棄物処分の長期安全性に係る判断のめやすとなる線量である。昭和62年中間報告の第1章において、「埋設された放射性廃棄物により一般公衆の受けるおそれのある被ばく線量が被ばく管理の観点からは処分場を管理することを必要としない低い線量」について、

放射性固体廃棄物の処分に関して、ICRP、IAEA等の国際機関や諸外国において様々な検討が続けられてきており、各種の報告書等が公表されているが、それらの中に次のような考え方が示されている。

一般の社会通念として、個人の日常の行動の決定に際して、その行動に伴うリスクが非常に小さければ、そのリスクを考慮していないという意味で無視できる程小さいリスクのレベルがあり、このリスクレベルに相当する個人に対する年実効線量当量は100マイクロシーベルト（10ミリレム）のオーダーとしている。

との記載がある。しかしながら、第2章の濃度上限値の設定では、

また、線量評価に当たって使用する被ばく線量は、前述の個人線量年間100マイクロシーベルトを更に低くした年間10マイクロシーベルト（1ミリレム）とし、濃度の低減を期待する期間は、フランスにおける浅地中処分の管理期間（300年）を参考にすることとする。

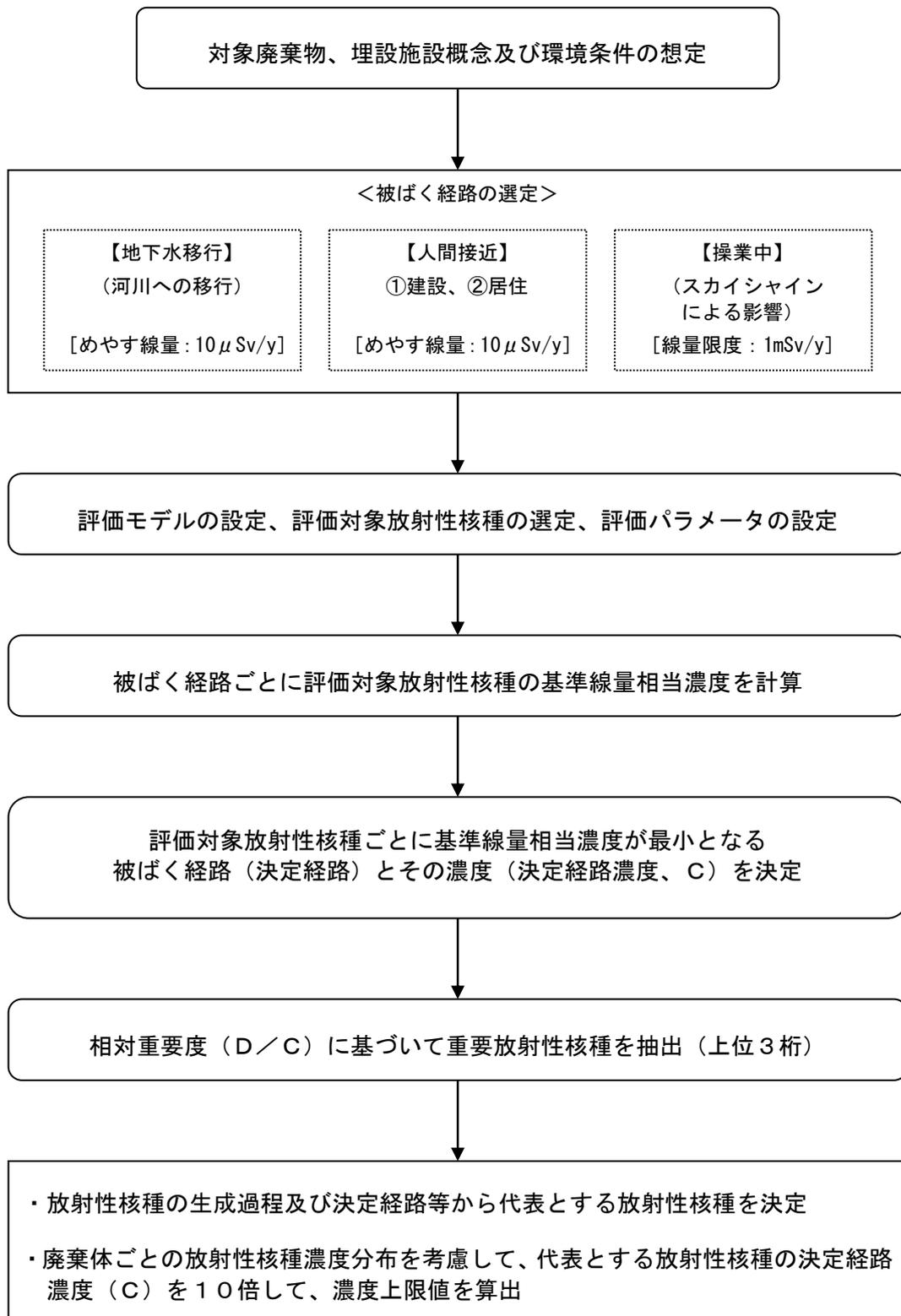


Fig. 5.1 第3次中間報告までの濃度上限値導出フロー  
(平成19年濃度上限値報告書を編集)

とあり、「無視できる程小さいリスク」レベルである  $100 \mu\text{Sv}/\text{年}$  よりもさらに低くしなければならぬ合理的な理由は書かれていないが、「めやす線量」を  $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$  とした。それ以来、この「 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 」は、濃度上限値の導出のみならず、第4章で述べた放射性廃棄物の処分に係る安全評価の線量めやす値にまで引き継がれている。

なお、「 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 」という値は、放射線審議会基本部会でも検討されている。これは、「放射線障害防止の技術的基準に関する法律」第六条により、放射線障害の防止に関する技術的基準を定めようとするときは、放射線審議会に諮問しなければならないことになっており、つまり、放射線防護の基準は、放射線審議会が検討することになっているためである。このことから、放射線審議会基本部会が1987年（昭和62年）12月に取りまとめた「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」<sup>27)</sup>（以下「放射線審議会報告書」という。）によれば、「規制除外線量」は、ICRPのPubl. 46<sup>18)</sup>及びIAEAの「放射線防護基本安全基準からの規制除外の一般原則に関する上級専門家グループによる声明」を参考に、「現在及び将来における複数の線源や活動から被ばくする可能性を考慮しても、公衆が、線量限度を超えて被ばくすることがないように」、 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ と設定され、「 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 」という値は「自然放射線からの平均的な1年間の被ばく線量の1%以下に、また、ICRPが1985年のパリ会議声明で示した公衆の線量限度  $1\text{mSv}/\text{年}$  の1%に相当する線量であり、自然放射線の地域的及び時期的な変動の範囲内に十分含まれるものである」とされている。したがって、安全審査指針は、処分場の管理期間終了以後における放射線防護の基準、つまり、「埋設した廃棄物に起因して発生すると想定される一般公衆の線量」が「被ばく管理の観点からは管理することを必要としない低い線量」であることを評価するためのめやすとして、放射線審議会報告書から「 $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ 」を引用している。

次に安全評価上重要な放射性核種を選定するために「相対重要度」という指標を用いる。これは、放射性廃棄物に含まれる放射性核種の平均濃度（D）と決定経路濃度（C）の比（ $D/C$ ）で表され、この値が大きいほど重要な核種となる。ちなみに相対重要度は、放射性廃棄物の種類によって異なってくる。これは、放射性廃棄物の種類によって、含まれる放射性核種の種類及び濃度が異なるからである。

ここで、なぜ放射性核種の平均濃度がDで、決定経路濃度がCなのか、その経緯について述べることにする。第2次中間報告の検討<sup>28)</sup>において、被ばく経路として四つのシナリオ、つまり、住居建設シナリオ、居住シナリオ、地下水移行シナリオ及び操業中シナリオ（スカイシャイン）の四つのシナリオを設定している。決定経路濃度を決める際に、そのうち、住居建設シナリオ、居住シナリオ及び地下水移行シナリオの三つの経路について、基準線量相当濃度が最小となる経路の濃度をAとし、次に操業中シナリオ（スカイシャイン）の濃度をBとし、そのAとBのうち小さな値（決定経路濃度）をCとした。残る放射性核種の平均濃度については、アルファベットのCの次、つまり、Dとした経緯による。

最終的には、相対重要度により選定された放射性核種と放射性廃棄物に含まれる放射性核種の生成過程及び決定経路等を考慮して、その放射性廃棄物及びその処分形態を代表する放射性核種が決定される。例えば、第2次中間報告の検討<sup>28)</sup>における<sup>60</sup>Coと<sup>99</sup>Tcの扱いである。放射性コンクリート廃棄物を容器に固型化したものの場合、「半減期が短いために

管理期間終了以降では問題とならないが、それ以前の段階で問題となり得る」という理由で、相対重要度により選定されなかった<sup>60</sup>Coが重要核種に加えられている。

一方、<sup>99</sup>Tcは相対重要度により重要核種に選定されたものの、同じく選定されていた<sup>90</sup>Srと「生成過程及び決定経路が同じ」という理由で、<sup>99</sup>Tcを重要核種から外し、「<sup>90</sup>Srで代表する」とこととした。ここで、「生成過程及び決定経路が同じ」という理由だけで<sup>99</sup>Tcが重要核種から外されるのは、論拠が弱く感じられる。第2次中間報告の検討が行われていた1980年代の末から1990年代初めにおいては、検出限界が低くかつ簡便な<sup>99</sup>Tcの測定技術手法がまだ普及されていなかった<sup>29)</sup>ことを考えると、測定精度が高く信頼性の得られる<sup>90</sup>Srの方を重要核種として選定したものを思われる。

代表する放射性核種の決定経路濃度は、処分される放射性廃棄物全体の平均値として求められるものであるが、実際の放射性廃棄物の処分は、廃棄体1体のみで行われるのではなく、多くの廃棄体が一つの処分場に処分される。また、廃棄体それぞれが異なる量の放射性核種を含み、廃棄体に含まれる放射性物質の濃度が大きいものから小さいものまで存在し、放射能濃度の分布を持つのが現実である。このようなことから、平均放射能濃度に対して濃度上限値を適用するのは、濃度上限値の性格上、好ましくない (Fig. 5.2)。

したがって、第3次中間報告までの検討では、放射能濃度の最大値と平均値の比を10倍と想定し、決定経路濃度を10倍した値を個々の廃棄体1体あたりの上限値、つまり、濃度上限値として設定した。

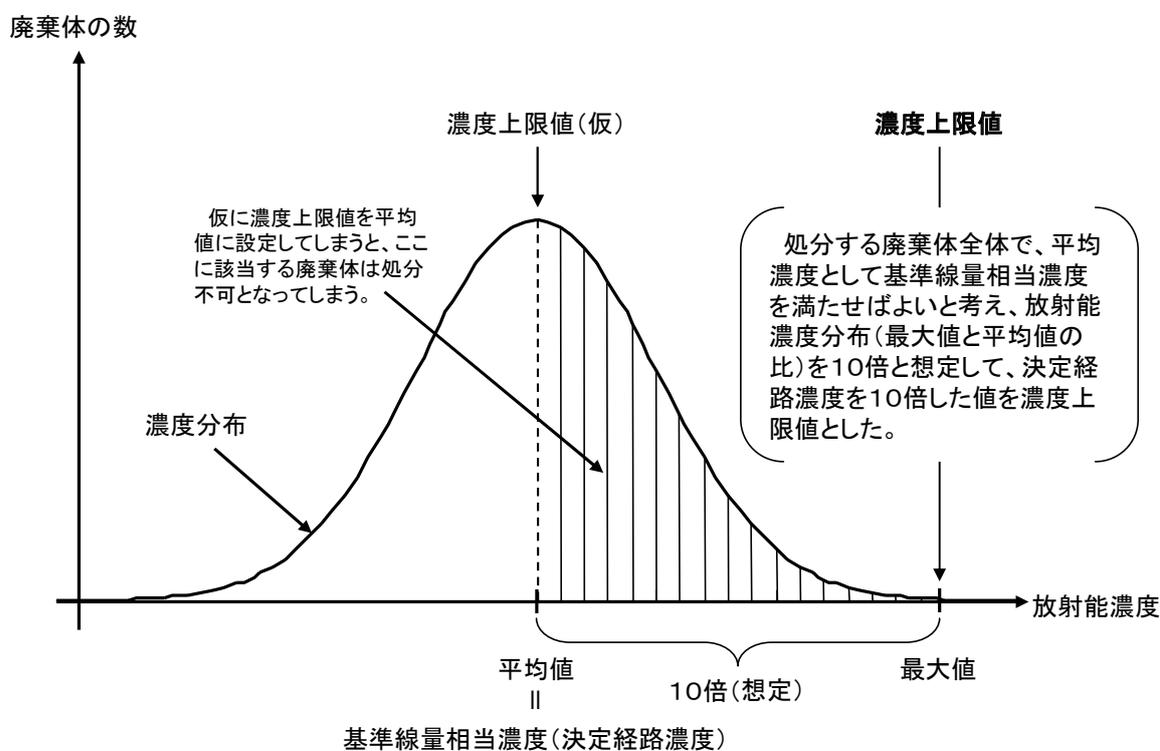


Fig. 5.2 濃度上限値設定の考え方 (イメージ)

## 5.2 平成 19 年濃度上限値報告書の内容

原子力安全委員会が取りまとめた平成 19 年濃度上限値報告書は、これまでの報告書（昭和 62 年中間報告、第 2 次中間報告及び第 3 次中間報告）を踏まえつつ、以下の観点から再検討を行い、新しい濃度上限値を示している（Fig. 5.3）。

- ①廃棄物の種類ごとではなく、処分形態ごとの濃度上限値の提示。
- ②検討対象廃棄物の拡大。
- ③最新の知見に基づくパラメータ等の見直し。
- ④規制の簡明化による核種の選定。
- ⑤測定の容易性及び代表性等による核種の選定。
- ⑥規制の継続性（濃度上限値変更不要性）。

また、余裕深度対象廃棄物と地層処分対象廃棄物との区別の考え方についても示されており、次節以降、これらについて概説する。

### 5.2.1 濃度上限値設定の考え方

平成 19 年濃度上限値報告書は、「原子炉施設から発生する放射性廃棄物（以下「原子炉廃棄物」という。）」ばかりでなく「再処理事業計画等の核燃料サイクル事業の進展に伴い、それらの事業から発生する放射性廃棄物（以下「サイクル廃棄物」という。）」も検討対象として濃度上限値を算出することを大きな目的として取りまとめられた。

また、原子力安全委員会が 2006 年（平成 18 年）4 月に取りまとめた「研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方」<sup>30)</sup>によれば、試験研究炉、研究開発段階炉及び核燃料物質使用施設から発生する放射性廃棄物（以下「研究所等廃棄物」という。）について、「原子炉廃棄物と同様の浅地中処分の安全確保及び安全規制の基本的考え方」を適用できると結論づけている。

したがって、平成 19 年濃度上限値報告書に研究所等廃棄物も検討対象として含まれているのは、こうした経緯を踏まえたものと考えられる。ただし、ウランのような天然起源の核種が主に含まれる廃棄物、いわゆる「ウラン廃棄物」については、まだ安全規制の基本的考え方の検討が進んでおらず、天然に存在する放射性物質との関係についても考慮する必要があることから、今回の検討対象廃棄物から除外されている。

平成 19 年濃度上限値報告書における濃度上限値の見直し、つまり、基準線量相当濃度の再計算においては、ICRP による線量換算係数などの最新の知見を取り入れて行っている。

具体的には、昭和 62 年中間報告、第 2 次中間報告及び第 3 次中間報告から見直した評価パラメータは、

- 半減期
- 線量換算係数（内部被ばく、外部被ばく）
- 農作物・畜産物への移行係数
- 水産物への濃縮係数
- 人の摂取量（河川水飲用、農作物、畜産物、水産物、呼吸量）
- 家畜の飼育水及び飼料の摂取量

である。

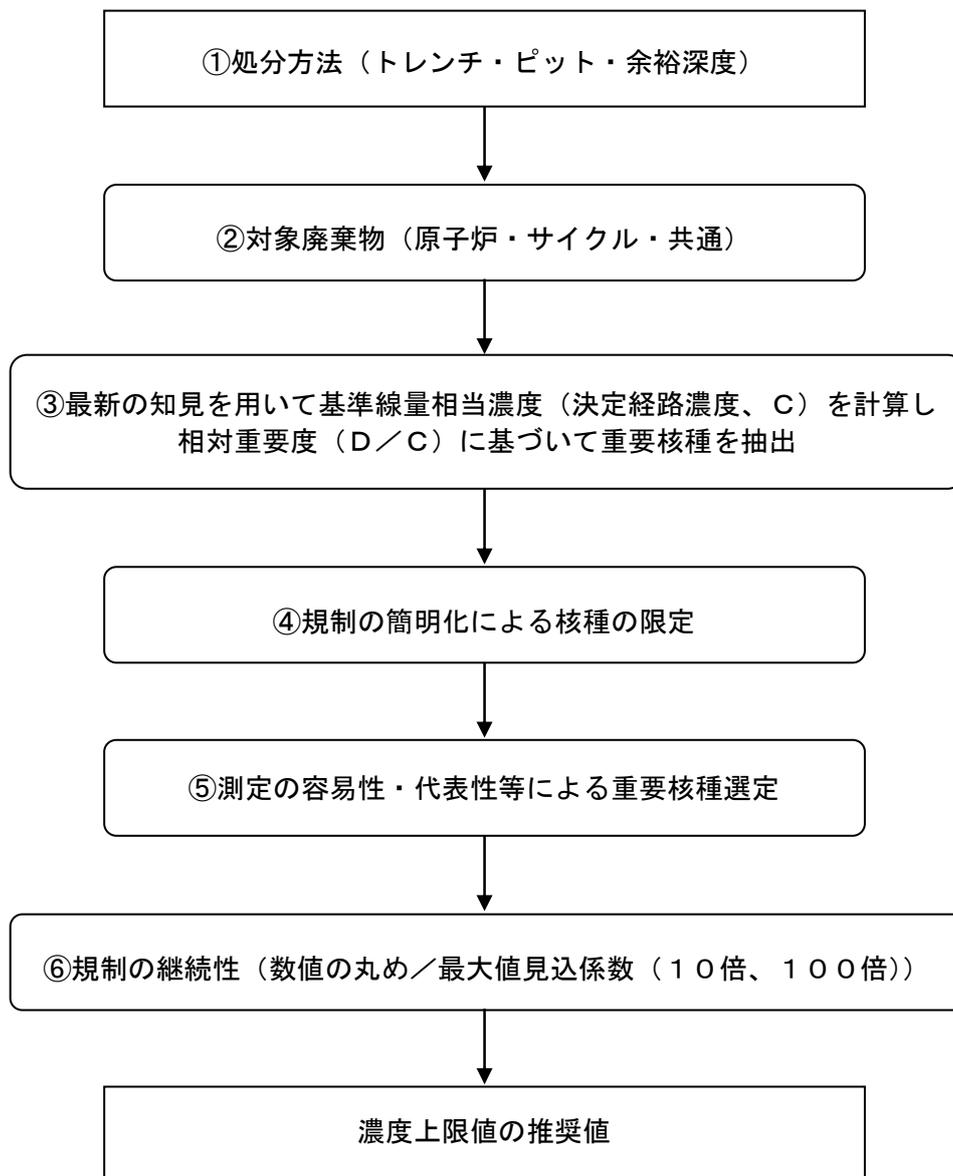


Fig. 5.3 平成 19 年濃度上限値報告書における濃度上限値導出フロー  
(平成 19 年濃度上限値報告書を編集)

これまででは、放射性廃棄物の性状ごとに濃度上限値が示されてきたが、今回は、規制の簡明化の観点から、処分形態（トレンチ処分、ピット処分及び余裕深度処分）ごとに濃度上限値が示されたことが、第 3 次中間報告までの濃度上限値と大きく異なる点である。これは、一つの処分場にサイクル廃棄物等を含む種々の放射性廃棄物が処分されることが現実的かつ合理的であり、仮に放射性廃棄物ごとに濃度上限値が定められていた場合、そのような処分に際して、規制上、複雑になりすぎるためである。これを踏まえて、処分形態ごとの重要核種の選定にあたっては、第 3 次中間報告までの検討と同様に、相対重要度 (D/C) が上位 3 桁以内であることに加えて、

## (1) 共通的な核種の選択：

原子炉廃棄物とサイクル廃棄物、共に相対重要度（D/C）が上位3桁以内である核種を選ぶことを基本とすること。

## (2) エキスパートジャジメン的な核種の追加及び選択：

原子炉廃棄物及びサイクル廃棄物に特徴的な放射性核種が共通的な核種に含まれていない場合は、その代表的核種を追加する。その際、放射性廃棄物の種類ごとに放射性核種の偏りや評価にあたっての測定の容易性を加味して、選定を行う。特に $\alpha$ 核種については、 $\alpha$ 核種として評価できる放射性核種を評価の包絡性及び測定の容易性を考慮しつつ、代表的核種として選択すること。

とした。

これらに従い、処分形態ごとの重要核種を取りまとめたものを Table 5.2 に示す。

Table 5.2 処分形態ごとの重要核種の選択

	トレンチ処分	ピット処分	余裕深度処分
(1) 共通的な核種の選択	Sr-90	C-14 Co-60	C-14 Cl-36
	Cs-137	Ni-63 Sr-90	Tc-99
		Tc-99 Cs-137	
(2) エキスパートジャジメン的な核種の追加及び選択	Co-60	Am-241	I-129
			Pu-238

## (2) のエキスパートジャジメン的に選ばれた核種について解説する。

トレンチ処分の  $^{60}\text{Co}$  については、前節で述べたように、処分場の管理期間終了以後における被ばくというよりもむしろ、管理期間中またはそれ以前における被ばくによる影響が大きいと考えられることと、測定の容易性等からスケーリングファクター法などの比較により他の核種の放射能濃度を推定する上で重要なキー（鍵）となる核種であることが考慮され、重要核種として選定されている。

ピット処分における原子炉廃棄物とサイクル廃棄物に共通的な $\alpha$ 核種は、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 及び $^{241}\text{Am}$ である（Table 5.3）。今回、決定経路濃度が一番小さい $^{239}\text{Pu}$ ではなく、 $^{241}\text{Am}$ が重要核種として選ばれたのは、測定の容易性と第2次中間報告で $\alpha$ 核種の濃度上限値として代表できるとされた経緯によるものである。ちなみに $^{241}\text{Pu}$ は、 $\beta$ 核種である。

Table 5.3 ピット処分における決定経路濃度（C）と平均濃度（D）の関係  
（平成19年濃度上限値報告書を基に作成）

濃度上限値及び濃度の単位はBq/ton

	半減期 (y)	第3次中間報告 までの濃度上限値	決定経路濃度(C)		対象廃棄物の平均濃度(D) <sup>※1</sup>		
			第2次中間報告	今回	①原子炉	②サイクル	①+② <sup>※2</sup>
C-14	5.7E+03	3.7E+10	3.5E+09	2.8E+09	3.5E+07	6.5E+06	2.4E+07
Co-60	5.3E+00	1.11E+13	4.1E+12	6.8E+12	8.5E+08	5.6E+09	2.7E+09
Ni-63	1.0E+02	1.11E+12	8.9E+10	3.0E+11	1.2E+08	7.1E+08	3.4E+08
Sr-90	2.9E+01	7.4E+10	6.7E+09	9.0E+10	1.6E+08	3.3E+09	1.4E+09
Tc-99	2.1E+05	—	1.9E+07	2.4E+07	2.9E+04	1.3E+06	5.1E+05
Cs-137	3.0E+01	1.11E+12	9.3E+10	5.2E+11	2.2E+08	4.6E+09	1.9E+09
Pu-238	8.8E+01	—	8.1E+08	7.9E+09	4.5E+06	5.6E+07	2.4E+07
Pu-239	2.4E+04	—	6.7E+07	6.3E+08	7.3E+05	5.0E+06	2.3E+06
Pu-240	6.6E+03	—	7.0E+07	6.5E+08	1.2E+06	7.9E+06	3.7E+06
Pu-241	1.4E+01	—	—	3.7E+10	2.9E+08	2.0E+09	9.5E+08
Am-241	4.3E+02	1.11E+09	5.2E+07	1.3E+09	3.2E+05	1.7E+07	6.5E+06

※1 今回、対象廃棄物に対して相対重要度(D/C)が上位3桁までに入った核種の平均濃度である。

※2 ①の原子炉廃棄物と②のサイクル廃棄物を単純に足し合わせたものではない  
（平成19年濃度上限値報告書参照）。

余裕深度処分において、エキスパートジャジメンツ的に選ばれた核種は、<sup>129</sup>I と <sup>238</sup>Pu である。平成19年濃度上限値報告書によれば、<sup>129</sup>I を重要核種に追加した理由について、「特に再処理施設廃棄物についてみると、その特徴は <sup>129</sup>I という長半減期核種を含む点にあり、その点からサイクル廃棄物に限定して重要核種に <sup>129</sup>I を追加しておくことが適切」と指摘している。しかしながら、Table 5.4 に示したように <sup>93</sup>Zr や <sup>126</sup>Sn の平均濃度や半減期、また、原子炉廃棄物、サイクル廃棄物それぞれに含まれる絶対量と比べても <sup>129</sup>I がとりわけサイクル廃棄物のみによく含まれていたり、半減期が長かったりするということはなく、<sup>129</sup>I をサイクル廃棄物における特徴的な放射性核種とするのは、いささか無理がある。むしろ、サイクル廃棄物に対してのみ相対重要度が上位3桁以内に入っていた <sup>93</sup>Zr、<sup>126</sup>Sn 及び <sup>129</sup>I それぞれが核分裂生成物であることに注目し、それらのうち、核分裂生成物を代表して、決定経路濃度の一番小さい <sup>129</sup>I を重要核種として追加した、と考える方が自然であろう。

一方、<sup>238</sup>Pu については、かなり複雑な過程により選定されている。まず、 $\alpha$  核種については、<sup>234</sup>U、<sup>235</sup>U、<sup>238</sup>U、<sup>237</sup>Np、<sup>238</sup>Pu、<sup>239</sup>Pu、<sup>240</sup>Pu と <sup>241</sup>Am がサイクル廃棄物に対してのみ相対重要度上位3桁以内に入っており、ここで <sup>129</sup>I と同様の考え方を採用すれば、決定経路濃度が一番小さい <sup>238</sup>U ( $7.0 \times 10^8$  ( $7.0E+08$ ) Bq/ton) が重要核種となる (Table 5.4)。しかしながら、以下の論拠で <sup>238</sup>Pu が選ばれている。

(1) のできるだけ共通的な核種を選択することを重視すれば、原子炉廃棄物の濃度上限値について検討した第3次中間報告において、<sup>237</sup>Np が重要核種として選ばれていることと、サイクル廃棄物でも相対重要度が上位3桁以内に入っているということから、<sup>237</sup>Np を重要核種として選定し、その決定経路濃度から  $\alpha$  核種の濃度上限値を算出するのが適当と平成19年濃度上限値報告書では指摘している。さらに、測定の容易性等を考慮すると、平均濃度が小さい <sup>237</sup>Np よりも  $\alpha$  核種の中でも平均濃度が一番大きい <sup>238</sup>Pu を測定し、その濃度

からα核種の合計濃度を推算し、<sup>237</sup>Npの決定経路濃度(8.3×10<sup>9</sup>(8.3E+09) Bq/ton)から求められた濃度上限値を超えないことを確認することが適切とした。ちなみに<sup>242m</sup>Amは、<sup>241</sup>Puと同様にβ核種である。

ここで注意しなければならないのは、α核種の場合、α核種の合計濃度が濃度上限値を超えないことであり、重要核種である<sup>238</sup>Puの濃度が濃度上限値を超えなければよいということではない。

Table 5.4 余裕深度処分における決定経路濃度(C)と平均濃度(D)の関係  
(平成19年濃度上限値報告書を基に作成)

	半減期 (y)	第3次中間報告 までの濃度上限値	濃度上限値及び濃度の単位はBq/ton				
			決定経路濃度(C)		対象廃棄物の平均濃度(D) <sup>※1</sup>		
			第3次中間報告	今回	①原子炉	②サイクル	①+② <sup>※2</sup>
C-14	5.7E+03	5.2E+14	5.2E+13	8.7E+13	<u>2.3E+11</u>	<u>1.9E+09</u>	<u>2.4E+10</u>
Cl-36	3.0E+05	1.0E+11	1.0E+10	9.6E+10	<u>3.1E+09</u>	<u>3.3E+07</u>	<u>3.3E+08</u>
Zr-93	1.5E+06	—	1.8E+12	5.2E+12	<u>1.2E+08</u>	<u>8.8E+08</u>	<u>8.0E+08</u>
Tc-99	2.1E+05	8.2E+11	8.2E+10	1.1E+12	<u>5.3E+08</u>	<u>2.4E+08</u>	<u>2.7E+08</u>
Sn-126	1.0E+05	—	—	5.9E+11	<u>9.9E+02</u>	<u>1.4E+07</u>	<u>1.3E+07</u>
I-129	1.6E+07	—	3.1E+09	6.7E+09	<u>7.8E+04</u>	<u>5.8E+06</u>	<u>5.3E+06</u>
U-234	2.5E+05	—	1.0E+12	8.9E+09	<u>2.4E+03</u>	<u>6.5E+06</u>	<u>5.8E+06</u>
U-235	7.0E+08	—	—	1.0E+09	<u>1.4E+01</u>	<u>3.0E+05</u>	<u>2.7E+05</u>
U-238	4.5E+09	—	—	7.0E+08	<u>3.7E+02</u>	<u>1.5E+06</u>	<u>1.4E+06</u>
Np-237	2.1E+06	1.3E+10	1.3E+09	8.3E+09	<u>8.2E+01</u>	<u>6.7E+06</u>	<u>6.1E+06</u>
Pu-238	8.8E+01	—	—	2.5E+13	<u>7.3E+05</u>	<u>3.1E+10</u>	<u>2.8E+10</u>
Pu-239	2.4E+04	—	—	3.0E+13	<u>1.6E+08</u>	<u>7.2E+09</u>	<u>6.5E+09</u>
Pu-240	6.6E+03	—	—	8.0E+14	<u>3.3E+05</u>	<u>8.4E+09</u>	<u>7.6E+09</u>
Pu-241	1.4E+01	—	—	1.2E+15	<u>1.8E+07</u>	<u>1.1E+12</u>	<u>1.0E+12</u>
Am-241	4.3E+02	—	—	4.1E+13	<u>5.8E+07</u>	<u>1.7E+10</u>	<u>1.5E+10</u>
Am-242m	1.4E+02	—	—	1.9E+13	<u>5.6E+03</u>	<u>2.1E+08</u>	<u>1.9E+08</u>

※1 下線部は、今回、対象廃棄物に対して相対重要度(D/C)が上位3桁までに入った核種の平均濃度である。

※2 ①の原子炉廃棄物と②のサイクル廃棄物を単純に足し合わせたものではない  
(平成19年濃度上限値報告書参照)。

また、平成19年濃度上限値報告書では、最新の知見を反映するたびに濃度上限値の変更を余儀なくされるのは、規制の継続性の観点から好ましくないと指摘している。したがって、これを回避するために、「廃棄物の濃度分布を勘案して、放射能濃度の最大値と平均値の比である、濃度分布に関する見込係数(以下「最大値見込係数」という。))を日本原燃や原子力機構がこれまでに行った埋設事業の実績を踏まえつつ見直し、国際原子力機関(以下「IAEA」という。)ですでに実施されている数値を丸めて示す方法(以下「対数的丸め」という。)<sup>31)</sup>を取り入れた。

具体的には、これまで最大値見込係数は、前節で示したように、一律に10倍と想定されていたが、ピット処分について、日本原燃の埋設事業における放射性廃棄物の濃度分布を評価したところ、β・γ核種の濃度分布が10倍をかなり超えている(α核種の濃度分布は

ほぼ 10 倍で従来の想定通り) ことが確認された。これにより、ピット処分における  $\beta \cdot \gamma$  核種の最大値見込係数は、100 と設定された。なお、トレンチ処分については、原子力機構の実績を評価したところ、濃度分布がほぼ 10 倍であったことから、従来通り最大値見込係数は、10 となった。

余裕深度処分の最大値見込係数については、これまでの実績がないことから、ピット処分の実績を踏まえて、 $\beta \cdot \gamma$  核種は 100、 $\alpha$  核種は 10 を採用した。

一方、対数的丸めについては、 $\log 3$  の値がおよそ 0.5 であることを参考に、有効数字 1 桁めが 3 以下の場合を 1 に繰り下げ、3 を超える場合は 10 に繰り上げる (0.3 から 3 までの値を 1、3 から 30 までを 10 とする) という考え方である。例えば、 $3.1 \times 10^{11}$  ( $3.1\text{E}+11$ ) をこの考え方に照らし合わせると 1 桁繰り上がり、 $1.0 \times 10^{12}$  ( $1.0\text{E}+12$ ) となる。

以上をまとめると、濃度上限値は、決定経路濃度に最大値見込係数を掛け、その値を対数的丸めしたものと言える。これにより濃度上限値は、第 3 次中間報告までの濃度上限値より 1 桁から 2 桁上がるが、前節の冒頭で述べたように、埋設事業許可申請にあたっては、実際の放射性廃棄物に含まれる放射能濃度により安全審査が行われ、濃度上限値よりも小さい濃度に抑えられるので処分の安全性に問題はない。

しかしながら、従来のような埋設事業許可申請、例えば、日本原燃がピット処分事業のために申請した埋設事業許可申請書を見てみると、放射性廃棄物に含まれる  $^{60}\text{Co}$  や  $^{63}\text{Ni}$  の最大放射能濃度が第 3 次中間報告までの濃度上限値と同じであり (Table 5.5)、今後、そのような埋設事業許可申請はできなくなるものと思われる。それは、対数的丸めのような、規制値の頑健性とも言える規制の継続性の観点より濃度上限値の変更不要性を考えたところではあるが、ICRP による線量換算係数などの評価パラメータが大幅に修正されることも将来的には考えられるからである。そのような場合には決定経路濃度が 1 桁以上厳しく (小さく) なることも考えられ、さらには濃度上限値の見直しも余儀なくされる可能性もある。このようなことから、第 4 章で述べたような考え方に基づいて、事業者は、放射性廃棄物の処分における埋設事業許可申請値についても適切な裕度を見込んで申請した方がよいものと思われる。この件に関しては、平成 19 年濃度上限値報告書の最後にも、「決められた重要核種に関する申請上の最大放射能濃度を適切に定めることが肝要」と指摘されている。

Table 5.5 埋設事業許可申請値（日本原燃）と第3次中間報告までの濃度上限値の関係  
（平成19年濃度上限値報告書を基に作成）

第3次中間報告 までの濃度上限値			C-14	Co-60	Ni-63	Sr-90	Cs-137	α核種
			3.7E+10	1.11E+13	1.11E+12	7.4E+10	1.11E+12	1.11E+09
1号埋設 (均一・均質固化体)	申請値	最大放射能濃度	8.51E+09	2.78E+12	<u>1.11E+12</u>	1.67E+10	1.04E+11	5.55E+08
		平均放射能濃度	5.62E+07	1.85E+10	7.4E+09	1.11E+08	6.48E+08	7.77E+06
	実測値	平均值 (算術平均)	2.6E+07	1.24E+08	1.07E+08	8.25E+06	1.8E+08	1.40E+06
		最大値	8.3E+08	5.9E+09	5.7E+09	4.0E+08	8.3E+09	5.5E+07
		最小値	2.1E+04	2.1E+04	7.8E+03	1.1E+02	1.7E+04	1.1E+01
2号埋設 (充填固化体)	申請値	最大放射能濃度	3.37E+10	<u>1.11E+13</u>	<u>1.11E+12</u>	6.66E+10	4.07E+11	5.55E+08
		平均放射能濃度	5.62E+07	1.85E+10	7.4E+09	1.11E+08	6.48E+08	7.77E+06
	実測値	平均值 (算術平均)	1.56E+06	2.62E+06	4.33E+06	7.81E+05	8.06E+05	9.18E+05
		最大値	7.9E+08	4.4E+08	2.1E+09	1.2E+08	9.1E+07	5.4E+07
		最小値	3.5E-01	6.9E+03	2.7E+03	1.3E+04	1.5E+04	3.6E+03

(下線部は、第3次中間報告までの濃度上限値と同じ値であることを示す。表中の数値の単位は、Bq/ton。)

## 5.2.2 区分値充足性の考え方

これまで述べてきたように、余裕深度処分の濃度上限値は、その他の処分形態、つまり、トレンチ処分やピット処分よりも大きい濃度上限値を持つ。さらに、その余裕深度処分の濃度上限値を超える放射性廃棄物は、地層処分対象となる。そこで、平成19年濃度上限値報告書では、余裕深度処分と地層処분을明確に区分する観点から、余裕深度処分の濃度上限値をその値（区分値）として採用した。

また、区分値以下の放射性廃棄物は、基本的に地層処分ではなく、余裕深度処分やピット処分、トレンチ処分のいずれかの対象となる。このとき、区分値に示されている重要核種のうち、ピット処分及びトレンチ処分の濃度上限値に示されていない放射性核種（Table 5.6）、具体的にはピット処分に対する<sup>36</sup>Clと<sup>129</sup>I、トレンチ処分に対する<sup>14</sup>C、<sup>36</sup>Cl、<sup>99</sup>Tc、<sup>129</sup>I及び $\alpha$ 核種が、区分値以下であることを規制の観点から示す必要がある。

Table 5.6 重要核種に対する区分値、トレンチ処分及びピット処分の濃度上限値

重要核種	C-14	Cl-36	Co-60	Tc-99	I-129	Cs-137	$\alpha$ 核種
区分値（余裕深度処分の濃度上限値）	1E+16	1E+13	—	1E+14	1E+12	—	1E+11
ピット処分の濃度上限値	1E+11	—	1E+15	1E+09	—	1E+14	1E+10
トレンチ処分の濃度上限値	—	—	1E+10	—	—	1E+08	—

（表中の数値は、濃度上限値（Bq/ton）を示す。「—」は、重要核種に対し濃度上限値の設定がないことを示す。）

しかしながら、そのような放射性核種は、放射性廃棄物中に含まれる濃度が小さく、相対重要度（D/C）が低いことが前提になっていることから、その濃度が区分値以下であること（以下「区分値充足性」という。）については、各処分形態に対する重要核種と同じように厳密に評価する必要がなく、「審査や確認の合理性の観点からより簡明な方法が検討されるべき」と平成19年濃度上限値報告書は指摘している。

平成19年濃度上限値報告書における放射性核種の区分値充足性の考え方は、Fig. 5.4のように示される。

それはまず、評価すべき放射性核種を放射化生成物と核分裂生成物に大別し、次にそれぞれのキー（鍵）となる核種との相関性を過去の処分実績から確認しつつ、キー核種との濃度比（相対濃度）を求める。求めた濃度比とキー核種の濃度上限値を掛けて評価すべき放射性核種の濃度を推算し、その濃度の区分値充足性を評価する。なお濃度は、減衰補正して用いられている。

以降、重要核種ごとに区分値充足性について解説する。

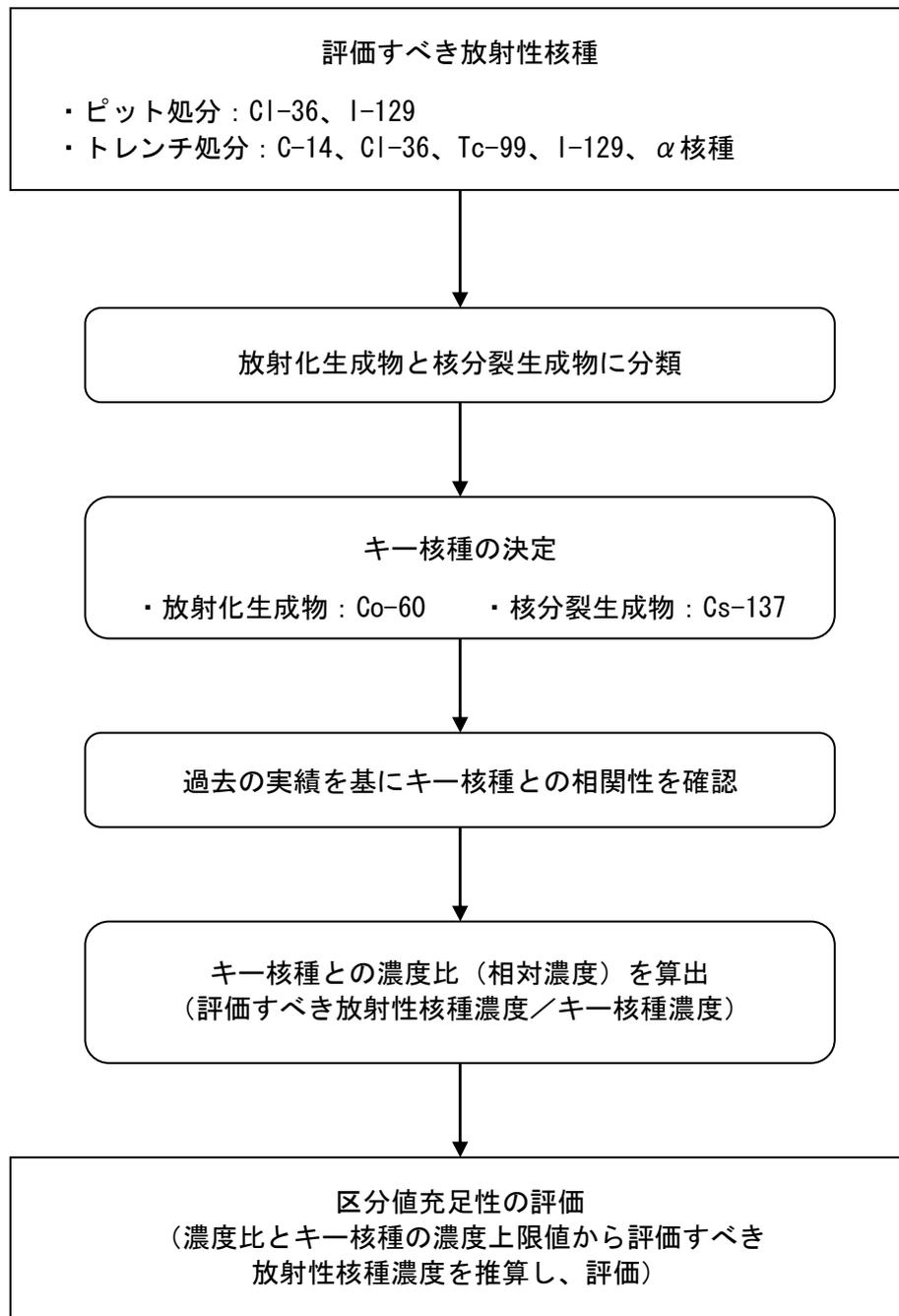


Fig. 5.4 区分値充足性の考え方

## ○評価すべき放射性核種の区分値充足性

- ・ $^{14}\text{C}$ ：放射化生成物（キー核種： $^{60}\text{Co}$ ）

トレンチ処分における $^{14}\text{C}$ の区分値充足性を確認する。

処分実績としては、日本原燃の1号及び2号埋設（ピット処分）と原子力機構のJPDRの解体に伴って発生した放射化コンクリート（トレンチ処分）があり、いずれも原子炉廃棄物を対象としたものである。平成19年濃度上限値報告書では、情報量が豊富な日本原燃のピット処分の実績から $^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度比を求め、トレンチ処分における区分値充足性を確認することにした。また、平成19年濃度上限値報告書には2号埋設における $^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の比較的良好な濃度の相関関係が示されている。

Table 5.7  $^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度と濃度比（ピット処分）

	1号埋設	2号埋設
C-14 (Bq/ton)	2.6E+07	1.56E+06
Co-60 (Bq/ton)	1.24E+08	2.62E+06
C-14/Co-60	2.1E-01	6.0E-01

（表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書から廃棄体の放射能濃度の実測値（平均値）を抜粋したものの。）

Table 5.7で示されるように、差はせいぜい1桁程度であり、ピット処分における廃棄体に含まれる $^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度は、ほぼ同等と推定される。この相関性をトレンチ処分に適用すれば、トレンチ処分における $^{60}\text{Co}$ の濃度上限値、 $1.0 \times 10^{10}$  (1E+10) Bq/tonに相当する $^{14}\text{C}$ の濃度は、 $1.0 \times 10^{10}$  (1E+10) Bq/ton程度と推定される。したがって、 $^{14}\text{C}$ の区分値 ( $1.0 \times 10^{16}$  (1E+16) Bq/ton) を十分に下回っており、区分値充足性が確認される。原子力機構のJPDR解体コンクリート評価値（放射能濃度の平均値）を見ても、 $^{14}\text{C}$ が $5.8 \times 10^3$  (5.8E+03) Bq/tonであるのに対し、 $^{60}\text{Co}$ が $3.9 \times 10^3$  (3.9E+03) Bq/tonとほぼ同じ濃度であることから、妥当な評価と考えられる。

以上は、過去の処分実績、つまり、原子炉廃棄物の処分実績により区分値充足性を確認したものであり、まだ処分実績のないサイクル廃棄物の観点からは、平成19年濃度上限値報告書では触れられていない。平成19年濃度上限値報告書にある、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値から判断すれば、 $^{14}\text{C}$ と $^{60}\text{Co}$ の濃度比は、日本原燃のものと原子力機構のものでは大きく異なる（Table 5.8）。これは、 $^{60}\text{Co}$ の濃度が大きく異なるためであり、それは、放射能濃度を算出する根拠となった「TRU廃棄物処分技術検討書—第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ—」<sup>32)</sup>（以下「第2次TRUレポート」という。）から判断すると、放射化生成物の $^{60}\text{Co}$ を大量に含むチャンネルボックスやバーナブルポイズンが原子力機構のサイクル廃棄物には含まれていないためであると考えられる。

しかしながら、サイクル廃棄物に含まれる<sup>14</sup>Cの濃度は、その区分値( $1.0 \times 10^{16}$  (1E+16) Bq/ton)を十分に下回っており、原子炉廃棄物同様、キー核種である<sup>60</sup>Coの濃度がトレンチ処分のその濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性が確認できるものと思われる。

Table 5.8 <sup>14</sup>Cと<sup>60</sup>Coの濃度と濃度比（サイクル廃棄物）

	①日本原燃	②原子力機構	計 (①+②)
C-14 (Bq/ton)	9.5E+05	2.7E+07	6.5E+06
Co-60 (Bq/ton)	7.2E+09	1.2E+06	5.6E+09
C-14/Co-60	1.3E-04	2.3E+01	1.2E-03

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書からサイクル廃棄物の放射能濃度を抜粋したもの。「計(①+②)」は、①と②の放射性廃棄物を同一の処分場に処分する場合を想定したもの。)

・<sup>36</sup>Cl：放射化生成物（キー核種：<sup>60</sup>Co）

ピット処分及びトレンチ処分における<sup>36</sup>Clの区分値充足性を確認する。

<sup>36</sup>Clは、ピット処分やトレンチ処分の実績があるものの、情報量が少なく、スケーリングファクター法で示されるような相関性についての情報が得られていない。

したがって、トレンチ処分における<sup>36</sup>Clの区分値充足性については、<sup>36</sup>Clと<sup>60</sup>Coの濃度比から判断することになる。Table 5.9で示されるように、原子力機構のJPDR解体コンクリート評価値から<sup>36</sup>Clと<sup>60</sup>Coの濃度比が $1.0 \times 10^{-3}$  (1E-03)程度であるから、<sup>60</sup>Coの濃度がトレンチ処分の濃度上限値( $1.0 \times 10^{10}$  (1E+10) Bq/ton)であるときの<sup>36</sup>Clの濃度は、 $1.0 \times 10^7$  (1E+07) Bq/ton程度と推定され、区分値( $1.0 \times 10^{13}$  (1E+13) Bq/ton)を十分に下回っており、区分値充足性が確認される。

Table 5.9 <sup>36</sup>Clと<sup>60</sup>Coの濃度と濃度比（トレンチ処分）

	原子力機構
Cl-36 (Bq/ton)	6.8E+00
Co-60 (Bq/ton)	3.9E+03
Cl-36/Co-60	1.7E-03

(表中の濃度は、JPDRの解体に伴って発生したコンクリートの放射能濃度の平均値を平成19年濃度上限値報告書から抜粋したもの。)

また、ピット処分については、日本原燃の1号及び2号埋設で<sup>36</sup>Clの測定及び評価がされていないことから、平成19年濃度上限値報告書では、余裕深度処分相当廃棄物に関する評価値、つまり、「原子炉で用いられている代表的部材について原子炉内での照射条件等を勘案しつつ放射化計算を行った結果」を用いて区分値充足性を確認して

いる (Table 5.10)。

Table 5.10 によれば、ガス炉の黒鉛ブロックを除いては、濃度比が  $1.0 \times 10^{-4}$  (1E-04) 程度である。この濃度比をピット処分に適用すれば、 $^{60}\text{Co}$  の濃度がピット処分の濃度上限値 ( $1.0 \times 10^{15}$  (1E+15) Bq/ton) であるときの  $^{36}\text{Cl}$  の濃度は、 $1.0 \times 10^{11}$  (1E+11) Bq/ton 程度と推定され、区分値 ( $1.0 \times 10^{13}$  (1E+13) Bq/ton) を下回る。

一方、黒鉛ブロックについては、そもそも黒鉛ブロックに含まれる  $^{60}\text{Co}$  の濃度が  $1.0 \times 10^{10}$  (1E+10) Bq/ton 程度であり、ピット処分における  $^{60}\text{Co}$  の濃度上限値である  $1.0 \times 10^{15}$  (1E+15) Bq/ton よりも十分に小さいことから、濃度比が、 $1.0 \times 10^{-2}$  (1E-02) 程度と 2桁ほど大きいものの、 $^{36}\text{Cl}$  の濃度が区分値 ( $1.0 \times 10^{13}$  (1E+13) Bq/ton) を超えることは考えにくい。

Table 5.10  $^{36}\text{Cl}$  と  $^{60}\text{Co}$  の濃度と濃度比 (余裕深度処分相当廃棄物の評価値)

炉型	種別	代表的部材		Cl-36 (Bq/ton)	Co-60 (Bq/ton)	Cl-36 /Co-60
BWR	運転 廃棄物	従来型制御棒	放射化金属	5.5E+07	6.0E+14	9.2E-08
		Hf 型制御棒	放射化金属	1.9E+09	2.8E+14	6.9E-06
		チャンネルボックス	放射化金属	5.9E+08	1.3E+13	4.5E-05
		計装管	放射化金属	5.5E+07	8.6E+14	6.4E-08
	解体 廃棄物	大規模プラント	放射化金属	7.3E+09	4.7E+14	1.6E-05
		中規模プラント	放射化金属	8.1E+09	7.9E+14	1.0E-05
小規模プラント		放射化金属	5.9E+09	5.4E+14	1.1E-05	
PWR	運転 廃棄物	制御棒	放射化金属	2.0E+07	1.3E+13	1.6E-06
		バーナブルポイズン	放射化金属	5.2E+09	1.1E+15	4.6E-06
		プラグイングデバイス	放射化金属	1.5E+05	4.8E+13	3.2E-09
	解体 廃棄物	大規模プラント (1000MW 級プラント)	放射化金属	1.5E+10	4.7E+14	3.3E-05
			放射化コンクリート	6.5E+07	1.4E+11	4.5E-04
		中規模プラント (800MW 級プラント)	放射化金属	1.3E+10	4.1E+14	3.1E-05
			放射化コンクリート	2.4E+08	4.1E+11	5.9E-04
		小規模プラント (500MW 級プラント)	放射化金属	2.6E+10	8.5E+14	3.0E-05
放射化コンクリート	2.6E+07	4.3E+10	6.0E-04			
GCR	解体 廃棄物	黒鉛ブロック	放射化不純物	3.3E+08	2.6E+10	1.3E-02
		炉内構造物等	放射化金属	1.7E+09	3.4E+13	5.0E-05

(表中の濃度は、平成 19 年濃度上限値報告書の余裕深度処分対象廃棄物の放射化計算結果から抜粋したものの。)

しかしながら、平成 19 年濃度上限値報告書では、 $^{36}\text{Cl}$  について、

他の核種にくらべデータが少なく現状では不確実性が多いため、今回示した知見のみでは  $1\text{E}+11$  (Bq/ton) と  $1\text{E}+13$  (Bq/ton) の間のこの 2 桁の差をもって十分な差があるとはみなしがたいことも想定される。その場合には、さらに追加的な知見を加えて根拠を充足させるか、あるいは Co-60 のピット処分濃度上限値充足性をそのまま区分値充足性の代用とするのではなく、当分の間は、もとななる Co-60 の濃度上限値充足性にさらに一定の余裕があること（例えば、2 桁の余裕）との条件を付して区分値充足性に代えることができるとする、などの措置が妥当

と指摘している。要するに、ピット処分対象廃棄物に含まれる  $^{60}\text{Co}$  の濃度がその濃度上限値 ( $1.0 \times 10^{15}$  ( $1\text{E}+15$ ) Bq/ton) よりも 2 桁下であることを条件に、それをもって  $^{36}\text{Cl}$  の区分値充足性の確認に代えることができるであろうということである。これを受けて日本原燃と電気事業連合会は、「低レベル放射性廃棄物の浅地中処分に係る安全規制について（報告書）」<sup>33)</sup>において、1 号及び 2 号埋設における  $^{36}\text{Cl}$  の区分値充足性を検討した。その検討では、ピット処分対象廃棄物が主として炉水によって汚染された放射性廃棄物であることから、炉水に含まれる  $^{36}\text{Cl}$  の濃度を保守的側のかなり極端な仮定により推定し、その区分値 ( $1.0 \times 10^{13}$  ( $1\text{E}+13$ ) Bq/ton) よりも 6 桁小さいことを示した。なお、2 号埋設における  $^{60}\text{Co}$  の埋設事業許可申請値（最大放射能濃度）が  $1.11 \times 10^{13}$  ( $1.11\text{E}+13$ ) Bq/ton であることから、ピット処分の濃度上限値 ( $1.0 \times 10^{15}$  ( $1\text{E}+15$ ) Bq/ton) よりわずかながら 2 桁下とまではいかないものの、追加的な知見により  $^{36}\text{Cl}$  の区分値充足性の確認がなされた。

ここまでの議論は原子炉廃棄物を対象としたものである。 $^{36}\text{Cl}$  は放射化生成物であることから、原子炉廃棄物に主に含まれると考えられ、平成 19 年濃度上限値報告書では、サイクル廃棄物に含まれる  $^{36}\text{Cl}$  については、ほとんど言及されていない。しかしながら、ピット処分における相対重要度 (D/C) を見てみると、サイクル廃棄物において、 $^{36}\text{Cl}$  は上位 3 桁以内に入っており、一方の原子炉廃棄物では、上位 3 桁以内に入っておらず、原子炉廃棄物に比べ相対的に重要度が高いと考えられる。そこで、平成 19 年濃度上限値報告書にある、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値からサイクル廃棄物における  $^{36}\text{Cl}$  の区分値充足性について評価してみた。

Table 5.11  $^{36}\text{Cl}$  と  $^{60}\text{Co}$  の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)

	①日本原燃	②原子力機構	計 (①+②)
Cl-36 (Bq/ton)	1.9E+04	2.5E+04	2.0E+04
Co-60 (Bq/ton)	7.2E+09	1.2E+06	5.6E+09
Cl-36/Co-60	2.6E-06	2.1E-02	3.6E-06

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書からサイクル廃棄物の放射能濃度を抜粋したもの。「計 (①+②)」は、①と②の放射性廃棄物を同一の処分場に処分する場合を想定したもの。)

Table 5.11 で示されるように、日本原燃単独もしくは日本原燃と原子力機構のサイクル廃棄物を一つの処分場に処分するような場合には、濃度比が  $1.0 \times 10^{-6}$  (1E-06) 程度と十分小さく、キー核種である  $^{60}\text{Co}$  の濃度が、トレンチ処分及びピット処分それぞれ、濃度上限値以下であることを確認することで  $^{36}\text{Cl}$  の区分値充足性を確認できる。

一方、原子力機構単独でサイクル廃棄物を一つの処分場に処分するような場合、 $^{14}\text{C}$  の場合と同じような理由で濃度比が  $1.0 \times 10^{-2}$  (1E-02) と大きくなるが、原子力機構のサイクル廃棄物に含まれる  $^{60}\text{Co}$  の濃度の評価値が  $1.0 \times 10^6$  (1E+06) Bq/ton 程度であり、ピット処分における  $^{60}\text{Co}$  の濃度上限値である  $1.0 \times 10^{15}$  (1E+15) Bq/ton よりも十分に小さい。したがって、 $^{36}\text{Cl}$  の濃度が区分値 ( $1.0 \times 10^{13}$  (1E+13) Bq/ton) を超えることは考えにくいと思われる。

- $^{99}\text{Tc}$  : 放射化生成物 (キー核種 :  $^{60}\text{Co}$ )、核分裂生成物 (キー核種 :  $^{137}\text{Cs}$ )

トレンチ処分における  $^{99}\text{Tc}$  の区分値充足性を確認する。

$^{99}\text{Tc}$  は、主な放射化生成反応として  $^{98}\text{Mo}$  の放射化により生成する場合と、核分裂生成物としてウランの核分裂により生成する場合とがある。

まず、放射化生成物としての区分値充足性を考える。

放射化生成物としての  $^{99}\text{Tc}$  は、燃料棒の大規模な破損等がなければ、原子炉廃棄物に主に含まれると考えられる。原子炉廃棄物におけるトレンチ処分の実績としては、原子力機構のトレンチ処分があるものの、 $^{99}\text{Tc}$  の濃度は評価されていない。しかしながら、平成19年濃度上限値報告書では、日本原燃のピット処分における  $^{99}\text{Tc}$  の濃度が評価されており、また、2号埋設における  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{60}\text{Co}$  の比較的良好な濃度の相関関係が示されていることも考慮し、日本原燃のピット処分の実績から  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{60}\text{Co}$  の濃度比を求め、トレンチ処分における区分値充足性を確認することにした。

Table 5.12  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{60}\text{Co}$  の濃度と濃度比 (ピット処分)

	1号埋設	2号埋設
Tc-99 (Bq/ton)	2.00E+04	7.06E+01
Co-60 (Bq/ton)	1.24E+08	2.62E+06
Tc-99/Co-60	1.6E-04	2.7E-05

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書から廃棄体の放射能濃度の実測値(平均値)を抜粋したものの。)

Table 5.12 で示されるように、ピット処分における濃度比は、 $1.0 \times 10^{-4}$  (1E-04) 程度であることから、トレンチ処分における  $^{60}\text{Co}$  の濃度上限値、 $1.0 \times 10^{10}$  (1E+10) Bq/ton に相当する  $^{99}\text{Tc}$  の濃度は、 $1.0 \times 10^6$  (1E+06) Bq/ton 程度と推定される。したがって、 $^{99}\text{Tc}$  の区分値 ( $1.0 \times 10^{14}$  (1E+14) Bq/ton) を十分に下回っており、 $^{60}\text{Co}$  の濃度がトレンチ処分のその濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性の確認に代えることができる。

次に、核分裂生成物としての区分値充足性を考える。

核分裂生成物としての  $^{99}\text{Tc}$  は、燃料の再処理により発生するサイクル廃棄物に主に含まれると考えられる。平成19年濃度上限値報告書によれば、核分裂生成物である  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度比は、核分裂収率からも理論的に求めることができるとされており、その濃度比は、 $1.0 \times 10^{-4}$  (1E-04) 程度である (Appendix 参照)。また、平成19年濃度上限値報告書にある、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値から判断すれば、 $^{99}\text{Tc}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度比は、 $1.0 \times 10^{-4}$  (1E-04) 程度である (Table 5.13) ことから、トレンチ処分における  $^{137}\text{Cs}$  の濃度上限値、 $1.0 \times 10^8$  (1E+08) Bq/ton に相当する  $^{99}\text{Tc}$  の濃度は、 $1.0 \times 10^4$  (1E+04) Bq/ton 程度と推定される。これは、 $^{99}\text{Tc}$  の区分値 ( $1.0 \times 10^{14}$  (1E+14) Bq/ton) を十分に下回っており、キー核種である  $^{137}\text{Cs}$  の濃度がトレンチ処分のその濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性を確認することができる。

Table 5.13  $^{99}\text{Tc}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度と濃度比 (サイクル廃棄物)

	①日本原燃	②原子力機構	計 (①+②)
Tc-99 (Bq/ton)	1.6E+06	7.0E+04	1.3E+06
Cs-137 (Bq/ton)	5.8E+09	5.0E+08	4.6E+09
Tc-99/Cs-137	2.8E-04	1.4E-04	2.8E-04

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書からサイクル廃棄物の放射能濃度を抜粋したものの。「計 (①+②)」は、①と②の放射性廃棄物を同一の処分場に処分する場合を想定したものの。)

・ $^{129}\text{I}$ ：核分裂生成物（キー核種： $^{137}\text{Cs}$ ）

ピット処分及びトレンチ処分における $^{129}\text{I}$ の区分値充足性を確認する。

$^{99}\text{Tc}$ と同様に、核分裂収率から $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比を求めると、 $1.0 \times 10^{-7} \sim 1.0 \times 10^{-6}$ （ $1\text{E}-07 \sim 1\text{E}-06$ ）程度である（Appendix 参照）。また、平成19年濃度上限値報告書にある、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値から判断すれば、 $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比は、日本原燃の場合、 $1.0 \times 10^{-6}$ （ $1\text{E}-06$ ）程度、原子力機構の場合、 $1.0 \times 10^{-4}$ （ $1\text{E}-04$ ）程度である（Table 5.14）。

この違いについて、第2次 TRU レポートにおける廃棄体種類ごとの放射性物質濃度から判断すると、日本原燃の再処理工程では、大半の $^{129}\text{I}$ が廃銀吸着材により回収され、また、その廃銀吸着材は、地層処分対象廃棄物として想定されており、今回の濃度上限値算出における検討対象廃棄物から除外されている。そのため、日本原燃のサイクル廃棄物に含まれる $^{129}\text{I}$ の濃度は小さくなる。一方、原子力機構の方は、 $^{129}\text{I}$ を多く含むアスファルト固化体が今回の濃度上限値算出における検討対象廃棄物に入っているため、 $^{129}\text{I}$ の濃度が大きくなる。

したがって、 $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比は、日本原燃と原子力機構では異なるものの、せいぜい $1.0 \times 10^{-4}$ （ $1\text{E}-04$ ）程度であることから、ピット処分における $^{137}\text{Cs}$ の濃度上限値、 $1.0 \times 10^{14}$ （ $1\text{E}+14$ ）Bq/tonに相当する $^{129}\text{I}$ の濃度は、 $1.0 \times 10^{10}$ （ $1\text{E}+10$ ）Bq/ton程度と推定され、トレンチ処分における $^{137}\text{Cs}$ の濃度上限値、 $1.0 \times 10^8$ （ $1\text{E}+08$ ）Bq/tonに相当する $^{129}\text{I}$ の濃度は、 $1.0 \times 10^4$ （ $1\text{E}+04$ ）Bq/ton程度と推定される。これらは、 $^{129}\text{I}$ の区分値（ $1.0 \times 10^{12}$ （ $1\text{E}+12$ ）Bq/ton）を十分に下回っており、キー核種である $^{137}\text{Cs}$ の濃度がピット処分及びトレンチ処分、それぞれの濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性を確認することができる。

Table 5.14  $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比（サイクル廃棄物）

	①日本原燃	②原子力機構	計（①+②）
I-129 (Bq/ton)	1.8E+03	1.3E+05	2.9E+04
Cs-137 (Bq/ton)	5.8E+09	5.0E+08	4.6E+09
I-129/Cs-137	3.1E-07	2.6E-04	6.3E-06

（表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書からサイクル廃棄物の放射能濃度を抜粋したもの。「計（①+②）」は、①と②の放射性廃棄物を同一の処分場に処分する場合を想定したもの。）

原子炉廃棄物に含まれる $^{129}\text{I}$ については、平成19年濃度上限値報告書では特に言及されていない。しかしながら、平成19年濃度上限値報告書では日本原燃のピット処分における $^{129}\text{I}$ の濃度が示されており、また、2号埋設における $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の比較的良好な濃度の相関関係が示されている。 $^{129}\text{I}$ の濃度は、 $1.0 \times 10^2$ （ $1\text{E}+02$ ）Bq/ton程度と十分に小さく、また、 $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比も $1.0 \times 10^{-6} \sim 1.0 \times 10^{-5}$ （ $1\text{E}-06 \sim 1\text{E}-05$ ）程

度であることから、キー核種である  $^{137}\text{Cs}$  の濃度がピット処分及びトレンチ処分、それぞれの濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性の確認に代えることができると考えられる (Table 5.15)。

Table 5.15  $^{129}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の濃度と濃度比 (ピット処分)

	1号埋設	2号埋設
I-129 (Bq/ton)	1.27E+02	1.09E+01
Cs-137 (Bq/ton)	1.80E+08	8.06E+05
I-129/Cs-137	7.1E-07	1.4E-05

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書から廃棄体の放射能濃度の実測値(平均値)を抜粋したものの。)

- $\alpha$ 核種 (キー核種： $^{137}\text{Cs}$ )

トレンチ処分における $\alpha$ 核種の区分値充足性を確認する。

$\alpha$ 核種の多くは、超ウラン核種であり、中性子の捕獲によって燃料中に生成する。平成19年濃度上限値報告書によれば、キー核種である $^{137}\text{Cs}$ は核分裂生成物であるが、その生成過程から考えると $^{137}\text{Cs}$ の濃度から $\alpha$ 核種の濃度を推定することが可能としている。

$\alpha$ 核種については、平成19年濃度上限値報告書では、原子炉廃棄物のみ区分値充足性の評価を行っている。それによれば、日本原燃のピット処分と原子力機構が行ったトレンチ処分の実績を基に $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比を求め、キー核種である $^{137}\text{Cs}$ の濃度上限値からトレンチ処分における $\alpha$ 核種の区分値充足性を評価している。また、平成19年濃度上限値報告書には2号埋設における $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の比較的良好な濃度の相関関係が示されている。

Table 5.16に示されるように、 $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比は、大きくても $1.0 \times 10^1$  (1E+01)程度であることから、トレンチ処分における $^{137}\text{Cs}$ の濃度上限値、 $1.0 \times 10^8$  (1E+08) Bq/tonに相当する $\alpha$ 核種の濃度は、大きくても $1.0 \times 10^9$  (1E+09) Bq/ton程度と推定される。したがって、 $\alpha$ 核種の区分値 ( $1.0 \times 10^{11}$  (1E+11) Bq/ton) を下回っており、 $^{137}\text{Cs}$ の濃度がトレンチ処分のその濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性の確認に代えることができる。

Table 5.16  $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比（ピット処分及びトレンチ処分）

	1号埋設	2号埋設	原子力機構
$\alpha$ 核種 (Bq/ton)	1.40E+06	9.18E+05	1.8E+02
Cs-137 (Bq/ton)	1.80E+08	8.06E+05	7.3E+02
$\alpha$ 核種/Cs-137	7.8E-03	1.1E+00	2.5E-01

（表中の1号及び2号埋設の濃度は、廃棄体の放射能濃度の実測値（平均値）を、原子力機構の濃度は、JPDRの解体に伴って発生したコンクリートの放射能濃度の平均値を平成19年濃度上限値報告書から抜粋したもの。）

一方、サイクル廃棄物に含まれる $\alpha$ 核種の区分値充足性については、平成19年濃度上限値報告書で触れられていない。そこで、平成19年濃度上限値報告書にある、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値を基にサイクル廃棄物における $\alpha$ 核種の区分値充足性について評価してみた。

評価にあたり、ピット処分及びトレンチ処分対象のサイクル廃棄物の放射性核種組成に関する評価値から $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度について抜き出し、Table 5.17に取りまとめた。

Table 5.17に示されるように、 $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度比は、 $1.0 \times 10^{-2} \sim 1.0 \times 10^{-1}$  (1E-02 ~ 1E-01) 程度であることから、トレンチ処分における $^{137}\text{Cs}$ の濃度上限値、 $1.0 \times 10^8$  (1E+08) Bq/tonに相当する $\alpha$ 核種の濃度は、大きくても $1.0 \times 10^7$  (1E+07) Bq/ton程度と推定される。したがって、 $\alpha$ 核種の区分値 ( $1.0 \times 10^{11}$  (1E+11) Bq/ton) を十分に下回っており、 $^{137}\text{Cs}$ の濃度がトレンチ処分のその濃度上限値以下であることを確認することで、区分値充足性の確認に代えることができると思われる。

Table 5.17  $\alpha$ 核種と $^{137}\text{Cs}$ の濃度と濃度比（サイクル廃棄物）

	①日本原燃	②原子力機構	計 (①+②)
Po-210		2.0E-02	4.2E-03
Ra-226		1.0E-03	2.1E-04
Th-228		5.4E+01	1.1E+01
Th-229	1.6E-03	3.3E-04	1.3E-03
Th-230		6.4E-01	1.4E-01
Th-232		5.0E-07	1.1E-07
Pa-231		9.9E-02	2.1E-02
U-232	4.1E+03	7.5E+01	3.3E+03
U-233	2.2E-01	1.2E-01	2.0E-01
U-234	2.6E+03	1.0E+04	4.1E+03
U-235	3.5E+02	1.9E+02	3.1E+02
U-236	6.1E+03	1.6E+03	5.2E+03
U-238	5.1E+03	1.8E+03	4.4E+03
Np-237	3.1E+04	1.7E+03	2.5E+04
Pu-238	6.9E+07	8.2E+06	5.6E+07
Pu-239	5.8E+06	1.9E+06	5.0E+06
Pu-240	9.4E+06	2.2E+06	7.9E+06
Pu-242	4.0E+04	5.2E+03	3.3E+04
Am-241	2.0E+07	4.4E+06	1.7E+07
Am-243	4.8E+05	3.2E+04	3.9E+05
Cm-242	2.0E+06	8.0E+04	1.6E+06
Cm-243	4.4E+05	2.5E+04	3.5E+05
Cm-244	5.2E+07	2.0E+06	4.1E+07
Cm-245	6.2E+03	1.4E+02	4.9E+03
Cm-246		1.8E+01	3.8E+00
$\alpha$ 核種 (合計)	1.6E+08	1.9E+07	1.3E+08
Cs-137	5.8E+09	5.0E+08	4.6E+09
$\alpha$ 核種/Cs-137	2.8E-02	3.8E-02	2.8E-02

(表中の濃度は、平成19年濃度上限値報告書からサイクル廃棄物の放射能濃度を抜粋したものであり、濃度比 ( $\alpha$ 核種/Cs-137) を除き単位はBq/tonである。「計 (①+②)」は、①と②の放射性廃棄物を同一の処分場に処分する場合を想定したものの。)

以上のように、ピット処分及びトレンチ処分における対象核種について、区分値充足性が確認された。

ここで、例えば、研究所等廃棄物のような、キー核種との相関がない可能性のある放射性廃棄物を浅地中処分する際の区分値充足性の確認について考えてみる。その方法として、 $\alpha$ 核種以外について、測定の容易性から考えると、現実的には、その全 $\beta$ 核種濃度が $^{129}\text{I}$ の区分値 ( $1.0 \times 10^{12}$  (1E+12) Bq/ton) 以下であることを確認することにより可能であると思われる。つまり、 $\alpha$ 核種以外の重要核種は $\beta$ 核種であることから、全 $\beta$ 核種濃度が、区分値の中で一番小さい $^{129}\text{I}$ の値 ( $1.0 \times 10^{12}$  (1E+12) Bq/ton) 以下であることを確認できれば、区分値を超えることはない。

また、サイクル廃棄物の処分は、まだ実績がなく、区分値充足性の確認に用いた値は、評価値である。今後、そのような放射性廃棄物処分の埋設事業許可申請にあたり、サイクル廃棄物の区分値充足性については、実際の放射性廃棄物に含まれる放射性核種がどのような濃度組成を示し、平成19年濃度上限値報告書で、

*試算によれば、Co-60はサイクル廃棄物における相対的重要度が低く、その観点からは、Co-60の重要核種選定を原子炉廃棄物に限ることも可能と考えられるものの、トレンチ処分対象の廃棄物のようにもともと放射能濃度が非常に低いと考えられる廃棄物の場合、Co-60は、測定の容易性等から、スケーリングファクター法などにより他の核種の含有放射能濃度を推定する上で基本となる核種であり、その測定はいずれにしても欠かせないと考えられ、サイクル廃棄物にとっても重要核種とすることが実際的であると考えられる。*

と示唆されているようなスケーリングファクター法もしくはそれ以外の方法による放射能濃度の推定が、科学的に合理的に可能であるかどうかを確認する必要がある。

## 6. まとめ

以上をまとめると、中間報告では、安全評価シナリオ分類の考え方と安全評価における留意点が示され、平成19年濃度上限値報告書では、余裕深度処分を含めた濃度上限値の推奨値と区分値充足性の考え方が示された。

これらの報告書に共通するのは、事業申請にあたって、規制値に対して十分余裕を持って申請すべきことを留意点として指摘している点である。

中間報告は、安全評価シナリオ分類の考え方について、これまでは二つのシナリオ（事象）を基に安全評価が行われていたが、安全評価の対象となる放射性廃棄物処分の拡大により、基本シナリオ、変動シナリオ、人為・稀頻度事象シナリオの三つに分類し、それぞれに対応する線量めやす値と比較し、安全評価を行うことが重要であると指摘した。

一方、安全評価における留意点については、安全評価におけるパラメータ設定の考え方が示され、その中でも、安全裕度と処分システムの頑健性の考え方を基に、安全評価結果

と線量めやす値との相対的關係が新知見等を反映してもなお、保たれなければならないことを処分システムの頑健性要求として指摘した。さらに、規制行政庁がこれを確認する方法として安全レビューを提言し、先般の法令改正により、事業を規制することになった。

平成 19 年濃度上限値報告書は、余裕深度処分に係る濃度上限値の持つ二つの重要な意味を示した。一つは、文字通りに余裕深度処分としてはそれ以上の濃度の放射性廃棄物を処分できないことを示す値であり、もう一つは、地層処分との区分を示す値（区分値）である。

今回の濃度上限値の見直しは、ICRP による線量換算係数などの最新の知見を取り入れて行われ、放射性廃棄物の性状ごとではなく、処分形態ごとに濃度上限値が示された。示された濃度上限値は、最大値見込係数の見直しや対数的丸めにより、第 3 次中間報告までの濃度上限値より 1～2 桁ほど大きくなった。

また、ピット処分及びトレンチ処分対象廃棄物については、規制上、区分値充足性を確認する必要があり、審査や確認の合理性の観点から、より簡明に確認する方法が求められた。その方法として、平成 19 年濃度上限値報告書は、対象となる放射性核種に対して、過去の実績や評価値からキー核種との相関性を確認し、濃度比を求め、キー核種の濃度上限値を基に対象となる放射性核種の濃度を推定する方法を示した。したがって、その方法により、キー核種が濃度上限値以下であることを確認することで、対象となる放射性核種の区分値充足性を確認できることが示された。

参考文献

- 1) 原子力委員会，“原子力政策大綱”，平成 17 年 10 月 11 日（2005）.
- 2) 連携重点研究課題 5 「放射性廃棄物処分研究のためのネットワーク」第 5 回情報交換会&ワークショップ実行委員会，“「放射性廃棄物処分研究のためのネットワーク」第 5 回情報交換会&ワークショップ報告」（JAEA-Conf として準備中）.
- 3) 例えば、(財)原子力環境整備促進・資金管理センター，“余裕深度処分対象低レベル放射性廃棄物の処分”，available from <http://www.rwmc.or.jp/disposal/low-level/> (accessed 2009-02-02).
- 4) 文部科学省，“原子炉等規制法による安全規制”，available from [http://www.anzenkakuho.mext.go.jp/genshiro\\_anzenkisei/index.html](http://www.anzenkakuho.mext.go.jp/genshiro_anzenkisei/index.html) (accessed 2009-02-02).
- 5) 原子力安全委員会，“放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方”，昭和 63 年 3 月 17 日，平成 5 年 1 月 7 日及び平成 13 年 3 月 29 日一部改訂（2001）.
- 6) 原子力安全委員会，“低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方（中間報告）”，平成 19 年 7 月 12 日（2007）.
- 7) 原子力安全委員会，“低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について”，平成 19 年 5 月 21 日（2007）.
- 8) 日本原燃，“低レベル放射性廃棄物の次期埋設に関する本格調査結果について”，平成 18 年 9 月 1 日（2006）.
- 9) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会，“現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について”，平成 10 年 10 月 16 日（1998）.
- 10) 原子力安全委員会，“現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について”，平成 12 年 9 月 14 日（2000）.
- 11) 原子力安全委員会，“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”，昭和 60 年 10 月 24 日（1985）.
- 12) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会，“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 17 日（1999）.
- 13) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会，“超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について”，平成 12 年 3 月 23 日（2000）.
- 14) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会，“ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について”，平成 12 年 12 月 14 日（2000）.
- 15) 原子力委員会高レベル放射性廃棄物処分懇談会，“高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について”，平成 10 年 5 月 29 日（1998）.
- 16) 原子力安全委員会，“放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について”，平成 16 年 6 月 10 日（2004）.

- 17) 原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会, “放射性廃棄物・廃止措置専門部会の今後の進め方について(案)”, 放廃第7-1-1号, 平成17年8月12日(2005).
- 18) ICRP Publication 46, “Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste” (1985).
- 19) 日本原燃産業(株), “六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業変更許可申請書”, 平成9年1月, 平成9年9月一部補正(1997).
- 20) ICRP Publication 81, “Radiation Protection Recommendation as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste” (1999).
- 21) 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, “低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分に係る安全規制について(報告書)”, 平成20年1月18日(2008).
- 22) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会, “「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について(案)」に対するご意見と回答(案)”, 資料(専)29-3, 平成12年3月23日(2000).
- 23) 原子力安全委員会, “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(中間報告)”, 昭和62年2月26日(1987).
- 24) 原子力安全委員会, “低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について(第2次中間報告)”, 平成4年6月18日(1992).
- 25) 原子力安全委員会, “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3次中間報告)”, 平成12年9月14日(2000).
- 26) 原子力安全委員会放射性廃棄物・廃止措置専門部会, “低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値の見直しについて(案)”, 放廃第10-1号, 平成18年8月4日(2006).
- 27) 放射線審議会基本部会, “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”, 昭和62年12月(1987).
- 28) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会, “政令で定める上限値を設定すべき核種の選定について”, 第8-7号, 平成4年2月14日(1992).
- 29) 例えば, S. Morita, K. Tobita and M. Kurabayashi, “Determination of Technetium-99 in Environmental Samples by Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometry”, *Radiochimica Acta* 63, 63-67 (1993).
- 30) 原子力安全委員会, “研究所等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方”, 平成18年4月20日(2006).
- 31) 例えば, IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7, “Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance” (2004).
- 32) 電気事業連合会, 核燃料サイクル開発機構, “TRU 廃棄物処分技術検討書—第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ—”, JNC-TY1400 2005-002, (2005).

- 33) 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，“低レベル放射性廃棄物の浅地中処分に係る安全規制について（報告書）”，平成20年3月13日（2008）.

付録 核分裂収率から放射能濃度比を求める方法

核分裂収率から放射能濃度比を算出する方法について述べる<sup>1)</sup>。ここでは、核分裂直後に生成する核分裂生成物である、一次分裂生成物のみ取り上げる。

核分裂生成物の生成と消滅の関係は、次式にて表される。

$$\frac{dN_i}{dt} = (y_i N_f \sigma_f - N_i \sigma_i) \phi - \lambda_i N_i = y_i N_f \sigma_f \phi - (\sigma_i \phi + \lambda_i) N_i \text{-----} \textcircled{1}$$

$N_i$  : 核分裂生成物 i の原子数

$N_f$  : 核分裂性物質の原子数

$y_i$  : 核分裂生成物 i の核分裂収率

$\sigma_i$  : 核分裂生成物 i の中性子断面積

$\sigma_f$  : 核分裂性物質の中性子断面積

$\lambda_i$  : 核分裂生成物 i の崩壊定数

$\phi$  : 中性子束

$N_f$  と  $\phi$  が一定に保たれると仮定する。また、炉内における照射時間を  $t_i$  とすると、①式より、

$$N_i = \frac{y_i N_f \sigma_f \phi}{\sigma_i \phi + \lambda_i} [1 - \exp(-(\sigma_i \phi + \lambda_i) t_i)] \text{-----} \textcircled{2}$$

となる。ここで、中性子吸収の確率 ( $\sigma_i \phi$ ) よりも崩壊の確率 ( $\lambda_i$ ) の方がはるかに大きいと考え、また、単位時間内の核分裂数 ( $N_f \sigma_f \phi$ ) を  $n$  (核分裂率) とすると②式は、

$$N_i \cong \frac{ny_i}{\lambda_i} [1 - \exp(-\lambda_i t_i)]$$

と表すことができる。

次に、核分裂生成物 i の原子数  $N_i$  を  $t_c$  時間冷却したときの原子数を  $N$  とすれば、

$$-\frac{dN}{dt_c} = \lambda_i N$$

を積分して、

$$N = N_i \exp(-\lambda_i t_c) = \frac{ny_i}{\lambda_i} [1 - \exp(-\lambda_i t_i)] \exp(-\lambda_i t_c)$$

となる。したがって、炉内で $t_i$ 時間照射され、 $t_c$ 時間冷却されたときの核分裂生成物の放射能 $A$ は、

$$A = -\frac{dN}{dt_c} = \lambda_i N = ny_i [1 - \exp(-\lambda_i t_i)] \exp(-\lambda_i t_c) \text{-----} \textcircled{3}$$

と表すことができる。

核分裂生成物 $i$ の半減期を $T_{1/2i}$ とすれば、 $\lambda_i = \frac{\ln 2}{T_{1/2i}}$ であり、また、 $t_i \ll T_{1/2i}$ であるとき、

すなわち半減期 $T_{1/2i}$ が照射時間 $t_i$ より十分長いとき、以下の展開式において、第3項以降を無視することができ、

$$\exp(-\lambda_i t_i) = 1 + \frac{(-\lambda_i t_i)}{1!} + \frac{(-\lambda_i t_i)^2}{2!} + \dots + \frac{(-\lambda_i t_i)^n}{n!} + \dots \cong 1 - \lambda_i t_i$$

と近似できる。したがって、③式から照射直後( $t_c = 0$ )の放射能 $A$ は、

$$A \cong ny_i [1 - (1 - \lambda_i t_i)] = ny_i \lambda_i t_i \text{-----} \textcircled{4}$$

と表すことができる。

体積が等しいとして④式から $^{99}\text{Tc}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度比( $A_{Tc}/A_{Cs}$ )を求める。

$$\frac{A_{Tc}}{A_{Cs}} = \frac{ny_{Tc}\lambda_{Tc}t_i}{ny_{Cs}\lambda_{Cs}t_i} = \frac{y_{Tc}\lambda_{Tc}}{y_{Cs}\lambda_{Cs}}$$

同様に、 $^{129}\text{I}$ と $^{137}\text{Cs}$ の放射能濃度比( $A_I/A_{Cs}$ )を求め、取りまとめたものを Table 1 及び Table 2 に示す。

Table 1  $^{99}\text{Tc}$  及び  $^{129}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度比 (核分裂性物質が  $^{235}\text{U}$  の場合)

核種及び半減期	$y_i$ (核分裂収率)	$\lambda_i$ (崩壊定数)	$y_i \times \lambda_i$	Cs-137 との 放射能濃度比
Tc-99 (2.135E+07y)	0.061	3.25E-06	1.98E-07	1.46E-04
I-129 (1.574E+07y)	0.010	4.40E-08	4.40E-10	3.24E-07
Cs-137 (30.02y)	0.059	2.31E-02	1.36E-03	—

(表中の半減期の値は、Table of Radioactive Isotopes<sup>2)</sup>から引用。)

Table 2  $^{99}\text{Tc}$  及び  $^{129}\text{I}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の放射能濃度比 (核分裂性物質が  $^{239}\text{Pu}$  の場合)

核種及び半減期	$y_i$ (核分裂収率)	$\lambda_i$ (崩壊定数)	$y_i \times \lambda_i$	Cs-137 との 放射能濃度比
Tc-99 (2.135E+07y)	0.061	3.25E-06	1.98E-07	1.32E-04
I-129 (1.574E+07y)	0.014	4.40E-08	6.16E-10	4.10E-07
Cs-137 (30.02y)	0.065	2.31E-02	1.50E-03	—

(表中の半減期の値は、Table of Radioactive Isotopes<sup>2)</sup>から引用。)

## 付録の参考文献

- 1) 内藤奎爾, “原子炉化学 (上)”, 東京大学出版会, p. 43-44, p. 60-66 (1978).
- 2) E. Browne and R. B. Firestone, “Table of Radioactive Isotopes (ed. V. S. Shirley)”, J. Wiley & Sons, New York (1986).

# 国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とよばれる。  
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>-2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線量	レントゲン	R	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup> cd s <sup>-1</sup>
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。  
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。  
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。  
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。  
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。  
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。  
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70.205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘り度	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m kg s <sup>-2</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
電表面積	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キロ	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1L=1l=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-12</sup> cm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm <sup>2</sup> =10 <sup>-4</sup> cd m <sup>2</sup>
フット	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>-4</sup> T
エルステッド (c)	Oe	1 Oe≐ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>

(c) 3元素のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m

