

# 試験研究用原子炉施設等におけるクリアランス制度

---

## - 背景となる考え方について -

---

平成17年3月3日

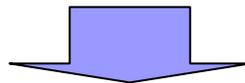
文部科学省原子力安全課

# 第一回技術ワーキンググループでいただいたコメント

## 試験研究用原子炉施設等における重要放射性核種を用いたクリアランスレベル検認を基本とした制度の考え方について

- ・保安院との整合について考慮する必要があると考えるが、試験研究用原子炉あるいは核燃料使用施設に特有の放射性核種の取り扱いについてはどうなるのか。

クリアランス制度を試験研究用原子炉等へ適用する上での考え方を明確にすべき。一つは、RS - G - 1.7の値と安全委員会の評価値のどちらを使うのかということ。二つ目は、個々の事例に応じて評価を行うのか、一般的に使える値を用意しておいて評価をするのかということ。これらを最初にある程度決めてから、議論を進める必要がある。



クリアランス制度を試験研究用原子炉施設等へ適用する上での考え方を整理。

# クリアランスレベルの検認とその流れ

## クリアランスレベルの検認

原子力安全委員会「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方」について(平成13年7月)より

### クリアランスレベルの検認

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

総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会  
「原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」(平成16年9月)より

### 第1段階

事業者が策定する「対象物の測定・判断方法」の妥当性確認(認可)

### 第2段階

認可を受けた方法に基づいて測定した記録の確認

国の関与は  
2段階

## クリアランスレベルの検認の流れ

事前の評価(原子炉設置者等による対象物の「測定・判断方法」の策定)  
[機器、建屋のサンプル採取、測定(スミヤ(表面の拭き取り)、コアボーリング等)]

### 第1段階

国による「測定・判断方法」の認可

クリアランスレベル検認対象物の測定・判断

### 第2段階

国による「測定・判断」の確認

保管・管理

記録・品質保証活動等

厳格な品質保証の下に実施

# クリアランス制度運用に係る実施体制(案)

試験研究用原子炉施設等の安全規制は、文部科学省が実施



クリアランスレベル検認に関し、文部科学省において関与すべき事項

事前評価、検討対象物の選定、測定・判断方法の認可

試験研究用原子炉施設等ごとのクリアランス対象物及び測定方法を個別に  
審査

許可を受けた方法に基づき行われた測定・判断に関する記録等の確認

- ・測定・判断に関する記録の確認
  - ・品質保証活動の記録による確認 等
- 必要に応じた抜き取り測定の実施

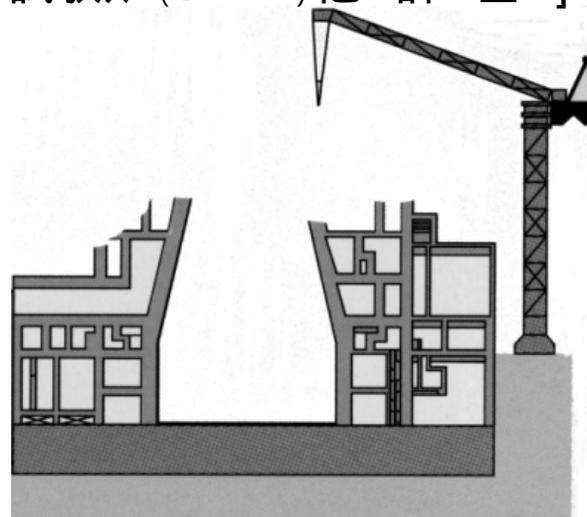
今後文部科学省において措置を要すると考えられる事項

クリアランスレベル検認に係る継続的な技術的知見の蓄積及び検査員の教育  
クリアランスレベル検認に係る物量に応じた実施体制の整備  
専門家からの意見収集体制

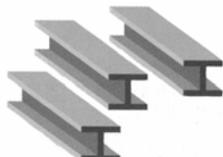
# クリアランスの対象物(金属及びコンクリート)

試験研究用原子炉施設等の解体

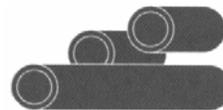
[ 動力試験炉(JPDR)他 計7基 ]



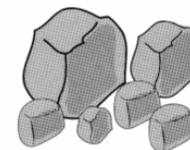
大型機器(金属)



構造物(金属)



配管(金属)



コンクリート

原子炉施設の廃止措置(又は施設の改造)に伴い汚染のおそれがある区域から発生する固体状物質(ただし、焼却処理を行うものは除く)

固体状物質とは、例えば、金属(配管、タンク、ポンプ、熱交換器、弁、モーター、ダクト等の機器やその他の金属構造物)、コンクリート(建屋構造物、解体コンクリート(一体的に含まれる鉄筋類を含む、保温材等)を指す。



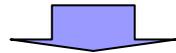
# クリアランスの判断の考え方 (原子力安全委員会報告書より)

クリアランスレベル以下であることの判断は、下記の(1)、(2)のいずれかの基準を満たすことを確認することにより行う。

- (1) 対象物に含まれる各評価対象の放射性核種  $i$  の濃度 (D) をクリアランスレベル (C) で除したもの (以下、「 $D/C$ 」という。) の総和が1以下であること。
- (2) 対象物について、放射化の汚染及び二次的な汚染がないことが明らかであること。

$D/C$ の総和が1以下であることにより判断する方法において評価の対象とする核種は、重要放射性核種とする。

原子炉施設から発生する種々の対象物が汚染経路毎の放射性核種組成が大きく異なることはないと考えられるため、線量評価の観点から影響度の大きい限られた放射性核種の濃度を制限することで、その他の放射性核種の濃度も自ずと制限されることとなるとの考え方に基づく



このため、当面对象となる試験研究用原子炉施設等は、原子炉、臨界実験装置及び一部の核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)に限られる。

# 重要放射性核種を選定する試験研究用原子炉施設等

試験研究用原子炉施設は多様である。

この場合、一律に重要放射性核種を与えるべきか、個別施設に応じて与えるべきか？



研究炉等安全規制検討会では、既存施設の燃料、燃料集合体構成材及び炉内構造物材料、しゃへい材を考慮すると、原子力安全委員会が示した重要放射性核種は、試験研究用原子炉施設のものを含む核種となる旨示している。



原子力安全委員会報告に基づき、軽水炉・ガス炉、重水炉・高速炉、核燃料使用施設（照射済燃料及び材料を取り扱う施設）ごとに重要放射性核種を与える方向で制度設計を実施。

## 【参考】

「原子炉施設の廃止措置等に伴って種々の廃棄物が発生するが、原子炉冷却材による二次的な汚染及び放射化の汚染といった汚染経路を考慮した場合、それぞれの汚染経路ごとの放射性核種組成は大きく異ならないと考えられる。したがって、線量評価の観点から影響度の大きい限られた放射性核種の濃度を制限することによって、その他の放射性核種も自ずと制限されることになると考えられるので、これらのことを考慮に入れた上で、原子炉施設における重要放射性核種について定めることが実際的である。」（原子力安全委員会報告書より）

# 【参考資料】試験研究用原子炉で用いられている燃料及び各種構造材(1)

## 原子炉

## 日本原子力研究所の施設

名称	炉型	運転履歴	出力 (MW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材	備考
JRR-1 (廃止届)	濃縮ウラン、軽水減速冷却型(ウォーターボイラー型)	昭和32年 臨界 昭和44年 終了	0.05	濃縮ウラン硫酸ウランニル水溶液	軽水	球状タンク:ステンレス、制御棒:ポロンカーバイト	重コンクリート	核燃料使用施設 (H16.8より)
JRR-2 (解体中)	濃縮ウラン、重水減速重水冷却型、非均質型	昭和35年 臨界 平成8年 終了	10	中濃縮ウラン・アルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	重水	重水タンク:アルミニウム合金、 制御棒:カドミウム、ステンレス	重コンクリート	
JRR-3 (M)	低濃縮ウラン、軽水減速・冷却プール型	平成2年 臨界	20	低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	主要材料:アルミニウム合金、制御棒:ハフニウム	重コンクリート 鉄	
JRR-4	低濃縮ウラン、軽水減速・冷却スイングプール型	昭和40年 臨界	3.5	ウランシリコンアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	炉心タンク:アルミニウム合金、 制御棒:ポロン入りステンレス	コンクリート (プール)	
NSRR	濃縮ウラン、水素化ジルコニウム及び 軽水減速軽水冷却非均質型 (スイングプール円環炉心出力バルス商用炉)	昭和50年 臨界	0.3 23000 (瞬間最大)	低濃縮ウラン - 水素化ジルコニウム 被覆材:ステンレス鋼	水素化 ジルコニウム、 軽水	アルミニウム合金	コンクリート (プール)	
JPDR (廃止届)	濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却強制循環沸騰水型 (BWR型)	昭和47年 臨界 昭和51年 終了	90 (電気出力 12.5)	二酸化ウラン焼結ペレット 燃料集合体、被覆材:ジルカロイ	軽水	低合金鋼、ステンレス鋼、制御棒:ポロン・カーバイト	鉄筋コンクリート	
JMTR	濃縮ウラン、軽水減速軽水冷却タンク型	昭和43年 臨界	50	低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型合金 被覆材:アルミニウム合金	軽水	ステンレス鋼、アルミニウム合金、ベリリウム、 制御棒:ハフニウム	コンクリート	
HTTR	低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料 黒鉛減速ヘリウム冷却型	平成10年 臨界	30	低濃縮二酸化ウラン、ウラン・トリウム混合酸化物 被覆材:熱分解炭素及び炭化珪素熱分解炭素及び 炭化ジルコニウム	黒鉛	黒鉛、制御棒:炭化ほう素と黒鉛粉末の混合焼成材	黒鉛	
むつ (解体中)	低濃縮ウラン軽水減速軽水冷却強制循環型加圧水型 (PWR型)	昭和49年 臨界 平成4年 終了	36	低濃縮二酸化ウラン焼結ペレット 被覆材:オーステナイト系ステンレス鋼	軽水	原子炉容器:低合金鋼、 制御棒:銀・インジウム・カドミウム合金	重コンクリート 蛇紋コンクリート	

## 臨界実験装置

名称	炉型	運転履歴	出力 (MW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物(材料)	遮蔽材	備考
VHTRC (解体中)	濃縮ウラン、黒鉛減速、自然冷却型	昭和60年 臨界 平成11年 終了	10	燃料コンパクト:被覆ウラン粒子、黒鉛	黒鉛	黒鉛、制御棒:カドミウム	黒鉛	
TCA	濃縮ウラン、軽水減速解放タンク型	昭和37年 臨界	200	二酸化ウランペレット、二酸化ウラン粉末 天然ウランペレット、酸化トリウムペレット ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレット 被覆材:アルミニウム、ジルカロイ	軽水	炉心タンク:ステンレス鋼 格子板:アルミニウム 制御棒:ボラル(B <sub>4</sub> C-AI)、カドミウム	軽水	
FCA	濃縮ウラン・プルトニウム燃料・水平2分割型	昭和42年 臨界	2000	金属ウラン、被覆材:無水素系樹脂 プルトニウム・アルミニウム合金、 被覆材:ステンレス鋼	-	ステンレス鋼	なし	
STACY	ウラン・プルトニウム溶液燃料タンク型	平成7年 臨界	200	ウラン硝酸水溶液、プルトニウム硝酸水溶液 ウラン硝酸水溶液とプルトニウム硝酸水溶液の 混合溶液、棒状燃料、被覆材:ジルコニウム合金	同左	炉心タンク:オーステナイト系ステンレス鋼 安全棒:B <sub>4</sub> C、カドミウム	鉄筋コンクリート	
TRACY	ウラン溶液燃料タンク型	平成7年 臨界	10000 5×10 <sup>6</sup> (過渡運転)	ウラン硝酸水溶液	同左	炉心タンク:オーステナイト系ステンレス鋼 安全棒:B <sub>4</sub> C	鉄筋コンクリート	
JMTRC (廃止届)	濃縮ウラン、軽水減速自然循環冷却型	昭和42年 臨界 平成元年 終了	100	ウランアルミニウム分散合金 被覆管:アルミニウム合金	軽水	アルミニウム合金反射体、金属ベリリウム	コンクリート	

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

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

# 【参考資料】試験研究用原子炉で用いられている燃料及び各種構造材(2)

原子炉 日本原子力研究所以外の施設

	名称	炉型	運転履歴	出力 (kW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物 (材料)	遮蔽材	備考
解体中の原子炉	東芝教育訓練用原子炉 (TTR - 1)	軽水冷却スィミングプール型	昭和37年 臨界 平成13年 解体届	100 (最大)	燃料: 2.0%濃縮ウラン - アルミニウム合金板 被覆管: アルミニウム合金	軽水	アルミニウム (反射材: 黒鉛及び軽水 (プール水)) 制御板: 安全板: ボロン鋼、粗・微調整板: ステンレス鋼 (プールタンク 回り)	普通コンクリート	
	日立教育訓練用原子炉 (HTR)	軽水減速冷却プール型	昭和36年 臨界 昭和50年 解体届	100 (最大)	燃料: 1.0%濃縮ウラン 二酸化ウランペレット、棒状燃料 被覆管: アルミニウム合金 (定常運転用)、 ステンレス鋼 (パルス運転用)	軽水	黒鉛及び軽水	普通コンクリート	
	武蔵工業大学炉	濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速 軽水冷却固体均質型 (TRIGA - 型)	昭和38年 臨界 平成16年 解体届	100 (最大)	燃料: 濃縮ウラン・水素化ジルコニウム合金 ウラン濃縮度: 約2.0% 被覆管: アルミニウム、ステンレス	燃料体中の 水素及び軽水	アルミニウム	砂鉄入り コンクリート	
	立教大学炉	濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速 軽水冷却固体均質型 (TRIGA - 型)	昭和36年 臨界 平成14年 解体届	100 (最大)	燃料: 濃縮ウラン (ウラン濃縮度: 約2.0%) 被覆管: アルミニウム	燃料体中の 水素及び軽水	アルミニウム (反射体: 黒鉛、制御棒: アルミニウム、炭化ホウ素)	重コンクリート、 普通コンクリート	
運転中の原子炉	京都大学炉 (KUR)	水泳プール系タンク型炉心固定 濃縮ウランを燃料とし軽水減速冷却剤とする不均質型	昭和39年 臨界	5000	燃料: ウラン・アルミニウム合金 (濃縮度: 9.3%以下)、 ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料材 (濃縮度2.0%未満) 被覆管: 耐食性アルミニウム合金	軽水	アルミニウム合金 (反射材: 黒鉛、ベリリウム、酸化ベリリウム及び ビスマス)	重コンクリート、 普通コンクリート 鉛遮蔽体	
	近畿大学炉	濃縮ウラン燃料軽水減速非均質型	昭和36年 臨界	0.001	燃料: ウラン・アルミニウム合金板 (ウラン濃縮度: 約9.0%) 被覆管: アルミニウム	軽水	反射材: 黒鉛	普通コンクリート	
	東京大学炉 (やよい)	濃縮ウラン空気冷却型高速炉	昭和46年 臨界	2	燃料: 金属ウラン (ウラン濃縮度: 約9.3%)、 金属炭化ウラン 被覆管: ステンレス鋼	-	ステンレス鋼、反射材として、高純度鉛及びステンレス鋼	重コンクリート、 普通コンクリート	

## 臨界実験装置

	名称	炉型	運転履歴	出力 (kW)	燃料・燃料被覆管	減速材	炉内構造物 (材料)	遮蔽材	備考
	重水臨界実験装置 (DCA) (解体中) (核燃料サイクル開発機構)	濃縮ウラン及びプルトニウム富化燃料重水減速型	昭和44年 臨界 平成14年 解体届	1	燃料 (被覆管): 酸化ウランペレット (アルミニウム合金) 混合酸化物ペレット (ジルカロイ)	炉心内: 重水、 試験体内: 軽水 と重水の混合液	炉心タンク、カランドリア管、圧力管: アルミニウム 制御棒: カドミウム	普通コンクリート	
	京都大学臨界実験集合体 (KUCA)	濃縮ウラン非均質型 (軽水減速及び固体減速)	昭和49年 臨界	0.1 (短時間 最大1)	燃料: ウランアルミニウム合金 (ウラン濃縮度: 約9.3%)、ウラン・アルミニウム分散型合金板 (ウラン濃縮度: 約4.5%) 被覆管: 耐放射線性プラスチック (固体減速架台用) アルミニウム (軽水減速架台用)	黒鉛または プラスチック (固体減速架台)、 軽水 (軽水減速架台)	炉心タンク: アルミニウム (軽水減速架台)	普通コンクリート	
	東芝臨界実験装置 (NCA)	低濃縮ウラン軽水減速非均質型	昭和38年 臨界	0.2	燃料: 二酸化ウランペレット、濃縮度1.0~4.9% 棒状燃料 被覆管: アルミニウム	軽水	炉心タンク、燃料格子板: アルミニウム 炉心支持棒: ステンレス鋼、反射材: 軽水 制御板 (安全板: 板状ステンレス鋼シース、 金属カドミウム吸収材、微調整板: 板状ステンレス鋼)	普通コンクリート	

主な記載内容は、原子炉設置許可申請を基に記載。なお、核燃料サイクル開発機構の高速実験炉「常陽」は、すでに原子力安全委員会において検討が行われているため、本検討の対象から除外した。  
: これらの施設は、国に提出した解体届けの中で、放射性物質として扱う必要のない物の評価を実施しており、その際に、原子力安全委員会で示された重要放射性核種を用いた評価が行われている。

# 評価に用いる放射性核種(軽水炉型試験研究用原子炉施設の例)

重要放射性核種のうち各炉型に適用される重要放射性核種以外の放射性核種のD / Cの総和が、対象物に含まれる放射性核種のD / Cの総和の10%未満であることを示し、当該重要放射性核種を評価対象放射性核種としてクリアランスの評価に用いる。

重要放射性核種以外の放射性核種のD / Cの総和が、対象物に含まれる放射性核種のD / Cの総和の10%を超える場合、重要放射性核種以外の放射性核種のD / Cの総和が対象物に含まれる放射性核種のD / Cの総和の10%未満となるように、当該重要放射性核種に当該放射性核種を加えたものを評価対象放射性核種としてクリアランスの評価に用いる。

軽水炉型試験研究用原子炉施設の評価対象核種(発電用原子炉施設の軽水炉・ガス炉と同じ核種)

重要放射性核種: H - 3, Mn - 54, Co - 60, Sr - 90, Cs - 134,  
Cs - 137, Eu - 152, Eu - 154, 全 核種

上記以外の核種: C - 14, Cl - 36, Ca - 41, Sc - 46, Fe - 55, Fe - 59, Co - 58,  
Ni - 59, Ni - 63, Zn - 65, Nb - 94, Nb - 95, Tc - 99,  
Ru - 106, Ag - 108m, Ag - 110m, Sb - 124, Te - 123m,  
I - 129, Tb - 160, Ta - 182, Pu - 241

重要放射性核種以外の核種については、原子力安全委員会報告書「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について」より引用

# クリアランスの判断の例 (軽水炉型試験研究用原子炉施設の例)

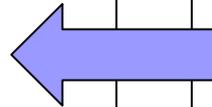
重要放射性核種	クリアランスレベル Bq/g
H - 3	100
Mn - 54	0.1
Co - 60	0.1
Sr - 90	0.1
Cs - 134	0.1
Cs - 137	0.1
Eu - 152	0.1
Eu - 154	0.1
全 核種	0.1

## 評価対象核種 (31核種)

C - 14, Cl - 36, Ca - 41, Sc - 46, Fe - 55,  
Fe - 59, Co - 58, Ni - 59, Ni - 63, Zn - 65,  
Nb - 94, Nb - 95, Tc - 99, Ru - 106,  
Ag - 108m, Ag - 110m, Sb - 124, Te - 123m,  
I - 129, Tb - 160, Ta - 182, Pu - 241

## 重要放射性核種 (9核種)

H - 3, Mn - 54, Co - 60, Sr - 90,  
Cs - 134, Cs - 137, Eu - 152,  
Eu - 154, 全 核種



対象物に含まれる各評価対象の放射性核種の濃度(D)をクリアランスレベル(C)で除したもの(以下、「D/C」という。)の総和が1以下であること。

- ・ 各核種のクリアランスレベルをクリアすればいいのではなく、全9核種のD/Cの総和が1以下
- ・ 例えば、C - 14のD/Cが重要放射性核種の寄与の10%以上あれば、C - 14を加え、全10核種のD/Cの総和が1以下となればクリアランスと判断できる
- ・ 例えば、U - 238のD/Cが重要放射性核種のD/Cの総和の10%以上である場合、U - 238は評価対象核種に該当しないため、現段階では当該施設ではクリアランスはできない。

# パラメータの設定(1) クリアランスレベル

クリアランスレベル 原子力安全委員会の考え方に基づき、IAEAのRS-G-1.7を適用

クリアランスレベルについては、原子力安全委員会における議論、クリアランスを含めた放射線防護の基準についての国際的整合性の観点、クリアランスされた物の国際的流通の潜在的可能性、原子炉等解体廃棄物以外への廃棄物への適用を考慮した場合の汎用性、規制のわかりやすさなどの点を考慮し、以下のように設定。

IAEAの安全指針RS-G-1.7で示された規制免除レベルをクリアランスレベルとする。

安全指針RS-G-1.7に値の存在しない核種については、その算出根拠となる安全レポートの値を用いる。

さらに、それでも値の存在しない核種については、今後、IAEA安全指針の考え方に基づき算出するか、既に算出され信頼性が評価されている値を使用。

注) RS-G-1.7で示された値は、大量の物量(1トンオーダー以上)の規制除外、規制免除及びクリアランスに適用される放射性核種の濃度として算出されていることに留意が必要。

## 【参考】

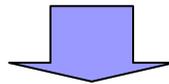
「推定年線量が $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ のオーダー以下であるという、保守性の観点からみれば、再評価値とRS-G-1.7の規制免除レベルの計算値との間には有意の差はないものと見なすことができ、その意味では、RS-G-1.7の規制免除レベルを我が国における原子炉等解体廃棄物のクリアランスレベルにも採用することに不都合はないものと考えられ、したがって、国際的整合性などの立場からは、RS-G-1.7の規制免除レベルを採用することは適切と考えられる」(「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」、平成16年12月原子力安全委員会)

# パラメータの設定(3) 評価対象核種について(1)

評価対象核種 原子力安全委員会で評価された核種

## 【試験研究用原子炉施設】

評価対象放射性核種は、原子力安全委員会では、主な原子炉施設等の廃止措置に伴い発生する廃棄物等の固体状物質を対象としていることを踏まえ、また、政令濃度上限値に規定されている放射性核種及び低レベル放射性廃棄物埋設申請書に記載された放射性核種を選定する際に参考とした放射性核種を考慮し、線量評価上代表的と考えられる放射性核種(評価対象核種)を選定している。



評価対象核種は、以下の報告書の核種とする。

- ・「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」(平成11年3月)、「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」(平成13年7月)に記載された
- ・重要放射性核種及び重要放射性核種以外の核種(計22核種)
- ・「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について」(平成13年7月)に記載された、上記報告書で示された放射性核種以外に参考として計算された放射性核種(計12核種)

# パラメータの設定(2) 評価対象核種について(2)

評価対象核種 原子力安全委員会で評価された核種

【核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)】

原子力安全委員会の考え方は以下の通り。

「照射後試験施設」の廃止措置等に伴って発生する廃棄物等の主要な污染源及び汚染形態は、照射済試料を切断、研磨する際に発生する切粉、研磨粉の付着、浸透による二次汚染などである。従って、「照射後試験施設」で取り扱う、稼働中の原子炉施設等(核融合関連を含む)で使用されている主要な燃料及び材料並びに今後原子炉施設等で使用が検討されている主要な燃料を抽出し、これらの照射済試料に係る放射性核種について評価する。

「照射後試験施設」の廃止措置に伴い発生する廃棄物等については、「照射後試験施設」における照射済試料の取扱い、標準的な試験工程、廃止措置工程等を考慮して、「照射後試験施設」の運転に伴い発生する廃棄物等については照射済試料が原子炉から取り出された後6ヶ月が、「照射後試験施設」の廃止措置については5年が経過しているものとした。従って、廃棄物等が埋設処分又は再利用されるまでに十分減衰していると考えられる半減期が短い放射性核種は評価対象外とした。

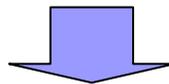
➡ 「核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)におけるクリアランスレベルについて」(平成15年4月)に記載された49核種を評価対象核種とする。

# パラメータの設定(4) 重要放射性核種の選定

重要放射性核種の選定 RS-G-1.7を用い、原子力安全委員会の手法で再評価

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

対象とする施設は原子力安全委員会報告書に示された「軽水炉型試験研究用原子炉施設」、「重水炉」、「高速炉」、「核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)」



重要放射性核種は、IAEAの安全指針RS-G-1.7をクリアランスレベルとして、原子力安全委員会報告書の評価対象核種の中から、当該報告書の評価手法に準じて核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所において再評価を実施。文部科学省研究炉等安全規制検討会技術ワーキンググループで結果の確認。

## 【参考】

重要放射性核種の評価の考え方及び対象施設は、原子力安全委員会報告書「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」(平成11年3月)、「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて」(平成13年7月)、「核燃料使用施設(照射済燃料及び材料を取り扱う施設)におけるクリアランスレベルについて」(平成15年4月)に基づく。