



第30回バックエンド夏期セミナー
2014年8月7日(木)
福島県郡山市ビッグパレット福島

使用済燃料の直接処分に関する 研究開発の現状と課題

独立行政法人 日本原子力研究開発機構
柴田 雅博

- **経緯**
- **国際動向 / 国外の検討例**
- **日本における使用済燃料の現状**
- **使用済燃料の特徴**
- **直接処分に関する研究開発課題**

わが国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本の方針としている。

⇒ ガラス固化体(高レベル放射性廃棄物)および一部のTRU廃棄物が地層処分の対象となる廃棄物とされている。

使用済燃料の直接処分関する検討・研究開発は限定的なものであった。

原子力政策大綱(原子力委員会, 平成17年)の策定にあたっての検討と記載

核燃料サイクル政策の検討に資することを目的として、直接処分のコスト評価が行われた。

『基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書』平成16年11月 原子力委員会 新計画策定会議 技術検討小委員会

使用済燃料を対象とした地層処分施設の設計と費用の試算が行われるとともに、安全性に関する予備的評価が行われた。また、この中で、「安全評価及び設計・施工における課題」が抽出された。

『原子力政策大綱』原子力委員会, 平成17年10月11日(抜粋)

「国, 研究開発機関, 事業者等は, 長期的には, 技術の動向, 国際情勢等に不確定要素が多々あることから, それぞれに, あるいは協力して, 状況の変化に応じた政策選択に関する柔軟な検討を可能にするために使用済燃料の直接処分技術等に関する調査研究を, 適宜に進めることが期待される。」

東北地方太平洋沖地震(東日本大震災)及びこれに起因する福島第一原子力発電所の事故 (平成23年3月11日)以降の動き

『核燃料サイクル政策の選択肢について』平成24年6月21日, 原子力委員会決定 (抜粋)

「最終処分場に関しては, すでに発生している研究炉の使用済燃料や福島第一原子力発電所の使用済燃料対策などを考えると, 使用済燃料を直接処分することを可能にしておくことの必要性は明らかである。したがって, 直接処分を可能とするための技術開発や所要の制度措置の検討に早急に着手すべきである。」

『今後の原子力研究開発の在り方について(見解)』平成24年12月25日 原子力委員会 (抜粋)

「既に発生している研究炉の使用済燃料や東京電力(株)福島第一原子力発電所の使用済燃料などの対策を考えると, ガラス固化体の処分だけでなく, 使用済燃料を直接処分することを可能にしておくことの必要性は明らかであり, 事業者及び研究開発機関は, 海外において間もなく安全審査が開始されようとしている直接処分の技術動向を十分に踏まえて, わが国においてこれを可能にするため, ガラス固化体の処分技術では不足する点を明らかにし, 研究開発課題を定め, その解決に向けての取組を着実に進めるべきである。」

『エネルギー基本計画』平成26年4月 (平成26年4月11日 閣議決定) (抜粋)

「地層処分の技術的信頼性について最新の科学的知見を定期的かつ継続的に評価・反映するとともに、幅広い選択肢を確保する観点から、直接処分など代替処分オプションに関する調査・研究を推進する。」

『地層処分基盤研究開発に関する全体計画(平成25年度～平成29年度)』2013年3月 地層処分基盤研究開発調整会議*における使用済燃料の直接処分研究開発計画の策定

『全体計画』における直接処分研究開発の5カ年のマイルストーン

1)当面の1カ年(平成25年度迄を目処):

使用済燃料の直接処分の**実現可能性と課題を第1次取りまとめ**として提示

2)当面の3カ年(平成27年度迄を目処):

使用済燃料の直接処分の**技術的信頼性について第2次取りまとめ(レビュー版)**として提示

3)当面の5カ年(平成29年度迄を目処):

上記の第2次取りまとめ(レビュー版)をベースとして、**国内外の有識者によるレビュー等**を経て、**直接処分研究開発の第2次取りまとめ(最終版)**を提示

- ・これらの節目に沿って必要な研究開発成果が提示できるように、研究開発計画を展開する。
- ・計画期間等について、必要に応じて見直しを行う。

*平成17年、国の基盤研究開発の効果的かつ効率的な推進のための調整を継続的に行うために、資源エネルギー庁の主導のもと設置された。現在の構成機関は以下のとおり、

経済産業省資源エネルギー庁、(独)日本原子力研究開発機構、(公財)原子力環境整備促進・資金管理センター、(一財)電力中央研究所、(独)産業技術総合研究所、(独)放射線医学総合研究所、原子力発電環境整備機構

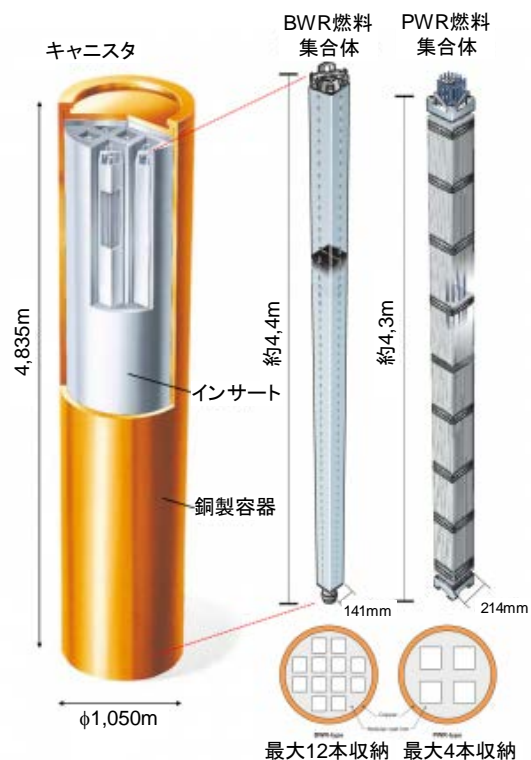
諸外国の高レベル放射性廃棄物処分の対象廃棄物と事業の進捗状況等

国名	処分対象廃棄物	処分候補地選定状況 岩種／深度	事業計画等
スウェーデン	使用済燃料：12,000t（ウラン換算）	エストハンマル自治体 フォルスマルク 岩種：結晶質岩 深度：約500m	2011年3月：立地・建設許可申請 処分開始予定：2029年頃
フィンランド	使用済燃料：9,000t（ウラン換算）	ユーラヨキ自治体 オルキルオト 岩種：結晶質岩 深度：約400～450m	2012年12月：建設許可申請 処分開始予定：2022年頃
フランス*	高レベル・ガラス固化体：6,690m ³ TRU 廃棄物等：59,300m ³ ※ 全量再処理を前提とした2005年の処分費用見積の条件として採用された量（処分容器を含まない量）	候補サイトを特定 （ビュール地下研究所の近傍） 岩種：粘土層 深度：約500m	2010年：地下施設展開区域（ZIRA、約30km ² ）の決定 処分開始予定：2025年頃
ドイツ	高レベル・ガラス固化体と使用済燃料 固形物収納体（GSD-C）等 処分量合計：29,030m ³ （2022年までに全ての原子炉を閉鎖する場合） ※体積値は、廃棄物容器を含む量	ニーダーザクセン州 ゴアレベン （サイト選定方法を再検討中） 岩種：岩塩ドーム 深度：840～1,200m	処分開始予定：2035年頃
スイス	高レベル・ガラス固化体と使用済燃料：7,325m ³ TRU 廃棄物等：2,280m ³ ※体積の値は、処分容器を含む量	3カ所の地質学的候補エリアを 連邦政府が承認 岩種：オパリナス粘土 深度：約400～900m	2008年～：特別計画に基づくサイト選定の開始 処分開始予定：2050年頃
英国	高レベル・ガラス固化体：7,454m ³ 低中レベル放射性廃棄物：約380,000m ³ ※ 上記以外に、一部の使用済燃料を再処理せずに直接処分することも検討している。	サイトは未定 岩種：未定 深度：200～1,000m 程度	2008年6月：英国政府がサイト選定プロセスを開始 処分開始予定：2050年代まで

* フランスでは、核燃料のリサイクルを基本政策としていることから、使用済燃料について、現状では廃棄物との認識は有していないものの、地層処分実現可能性研究成果報告書(Dossier 2005) (Andra,2005)においては、将来の電力および原子力産業界が選択する可能性のあるシナリオを考慮するためとして、使用済燃料の直接処分についても、そのフェージビリティスタディを行っている。

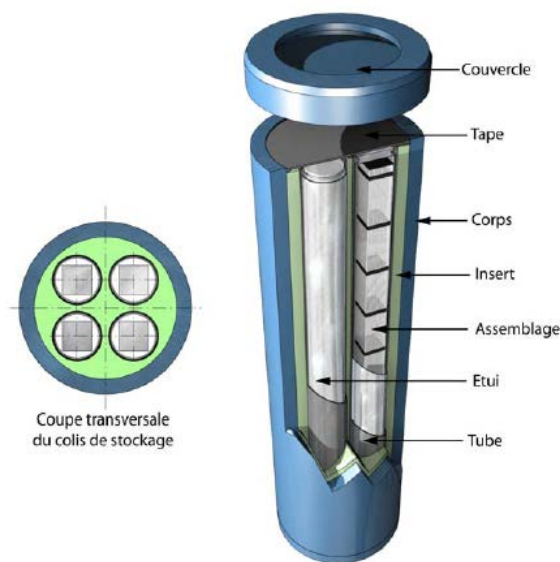
国外の使用済燃料の直接処分の検討例

処分容器(キャニスター)



重量 BWR 約24.7トン
PWR 約26.8トン

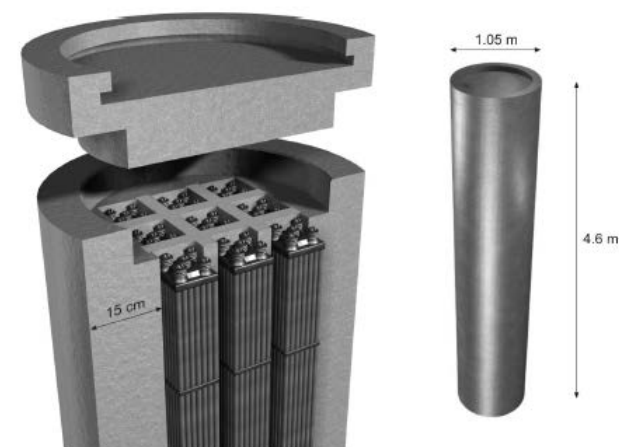
スウェーデン(SKB, 2011)



C.IM.ASTE.05.0114.A

炭素鋼製 厚さ:約110mm
PWR 4体収納
(ただし、MOX使用済燃料1体のみ収容)

フランス(Andra, 2005)



鋳鋼製 厚さ:約150mm
BWR 9体/PWR 4体収納
重量 約26トン

代替デザインとして、銅の外殻も検討

スイス(Nagra, 2002)

国外の使用済燃料の直接処分の検討例

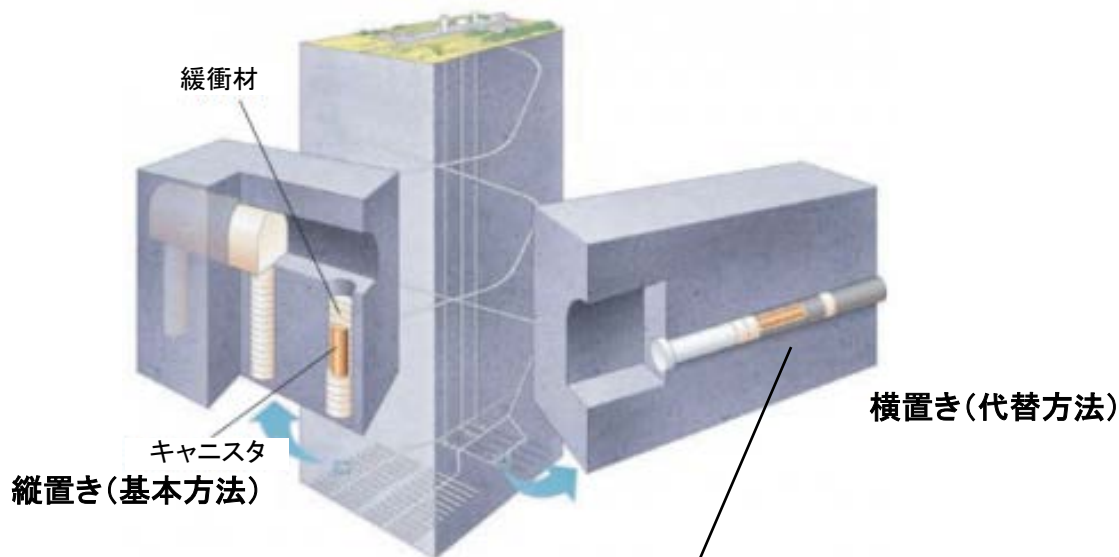
処分概念

スウェーデン, フィンランド



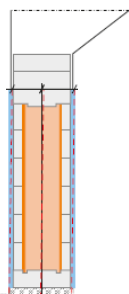
フィンランドの搬送定置装置の検討例

Saanio et al. (2007)



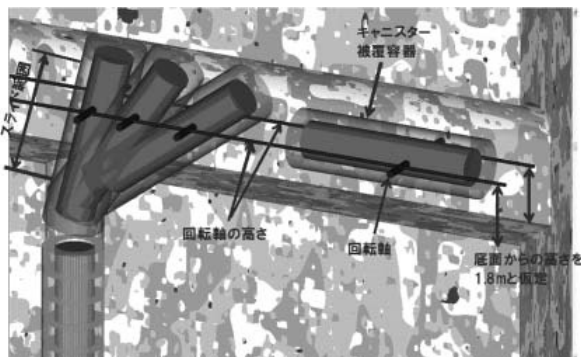
縦置き(基本方法)

横置き(代替方法)



処分孔の仕様例

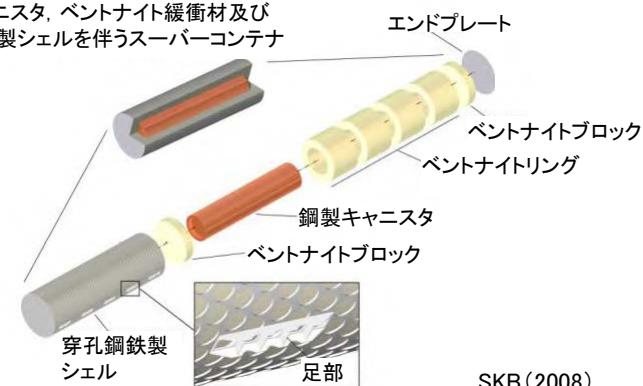
SKB (2010)



スウェーデン・フィンランドの概念に基づく定置技術の検討例

油井(2009)

鋼製キャニスタ、ベントナイト緩衝材及び穿孔鋼鉄製シェルを伴うスーパーコンテナ



SKB (2008)

Saanio et al. (2007): Preliminary Design of the Repository Stage 2, Posiva Working Report 2006-94.

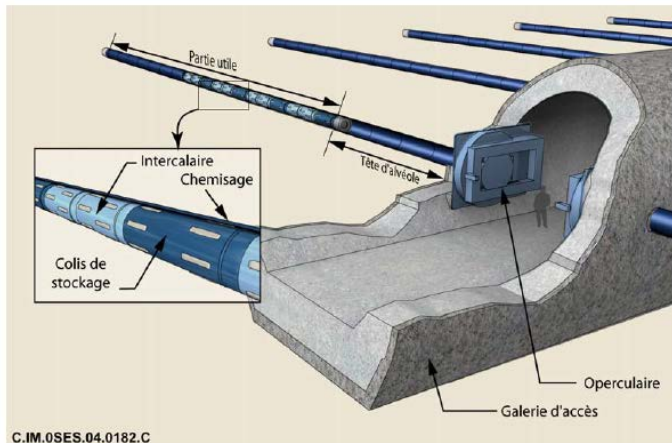
SKB (2008): SKB 3H, SKB R-08-43,

SKB (2010): Design, production and initial state of the buffer, SKB TR-10-15.

油井(2009): JAEA-Review 2009-020

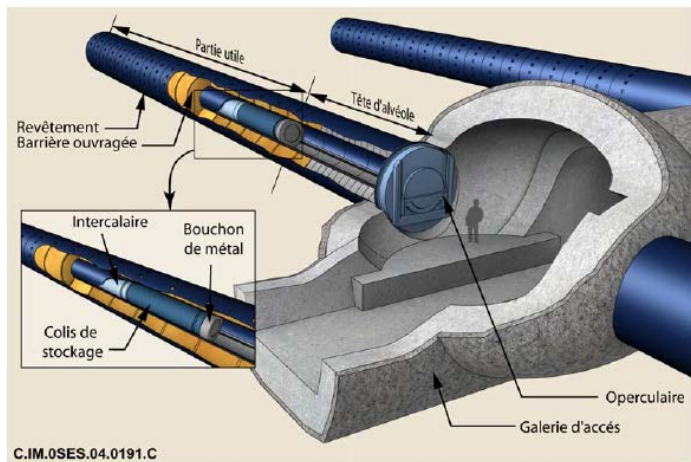
国外の使用済燃料の直接処分の検討例

処分概念



C.IM.0SES.04.0182.C

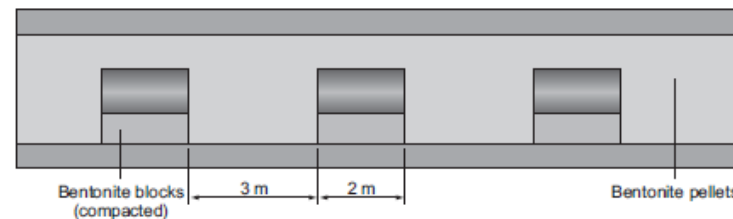
ガラス固化体 坑道径 約0.7m



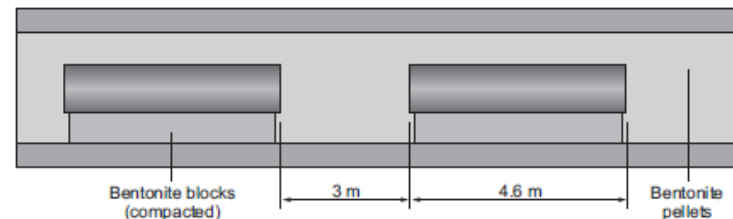
C.IM.0SES.04.0191.C

使用済燃料 坑道径 約 3m (MOXは2.5m)

フランス(Andra, 2005)

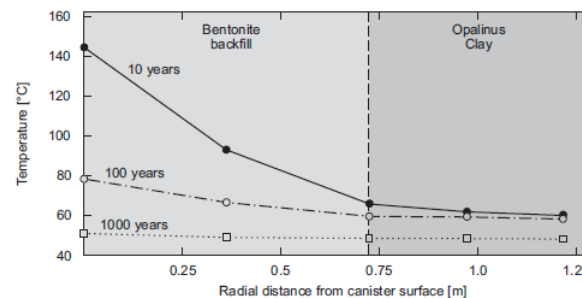


ガラス
固化体

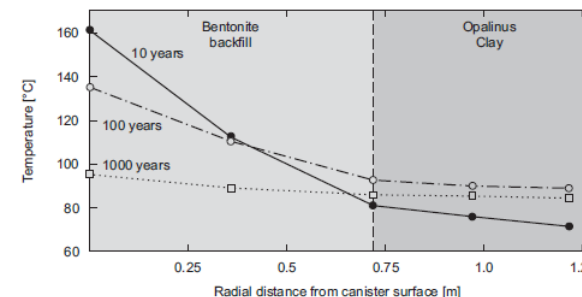


使用済燃料

坑道径 2.5m



ガラス固化体
(BNFL仕様, 40年冷却)
埋設時 688W



使用済燃料
(PWR: UO₂ 3体(40年貯蔵) +
MOX 1体(55年貯蔵))
埋設時 1,490W

Johnson et al.(2001)

ニアフィールドの熱解析事例

スイス(Nagra, 2002)

日本における使用済燃料の現状

事業所等		貯蔵量 (t)	使用済燃料の種類	備考
北海道電力	泊発電所	400	ウラン酸化物燃料集合体	注1)
東北電力	女川原子力発電所	420		
	東通原子力発電所	100		
東京電力	福島第一原子力発電所	1,960		
	福島第二原子力発電所	1,120		
	柏崎刈羽原子力発電所	2,380		
中部電力	浜岡原子力発電所	1,140		
北陸電力	志賀原子力発電所	160		
関西電力	美浜発電所	390		
	高浜発電所	1,160		
	大飯発電所	1,430		
中国電力	島根原子力発電所	390		
四国電力	伊方発電所	610		
九州電力	玄海原子力発電所	870		
	川内原子力発電所	890		
日本原子力 発電	敦賀発電所	580		
	東海第二発電所	370		
日本原子力 研究開発機構	原子炉廃止措置研究開発 センター (ふげん) (研究開発段階炉)	70	ウラン酸化物燃料集合体 混合酸化物燃料集合体	注2)
	大洗研究開発センター (研究炉施設)	16		
	東海研究開発センター 原子力科学研究所 (研究炉施設)	18	ウラン酸化物燃料集合体	
	東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所 再処理施設	41	ウラン酸化物燃料集合体 混合酸化物燃料集合体	
日本原燃	再処理事業所再処理施設	2,834	ウラン酸化物燃料集合体	
合計		17,349		

注1) 貯蔵量については、原子力・エネルギー図面集2013
による(2012年9月末時点)

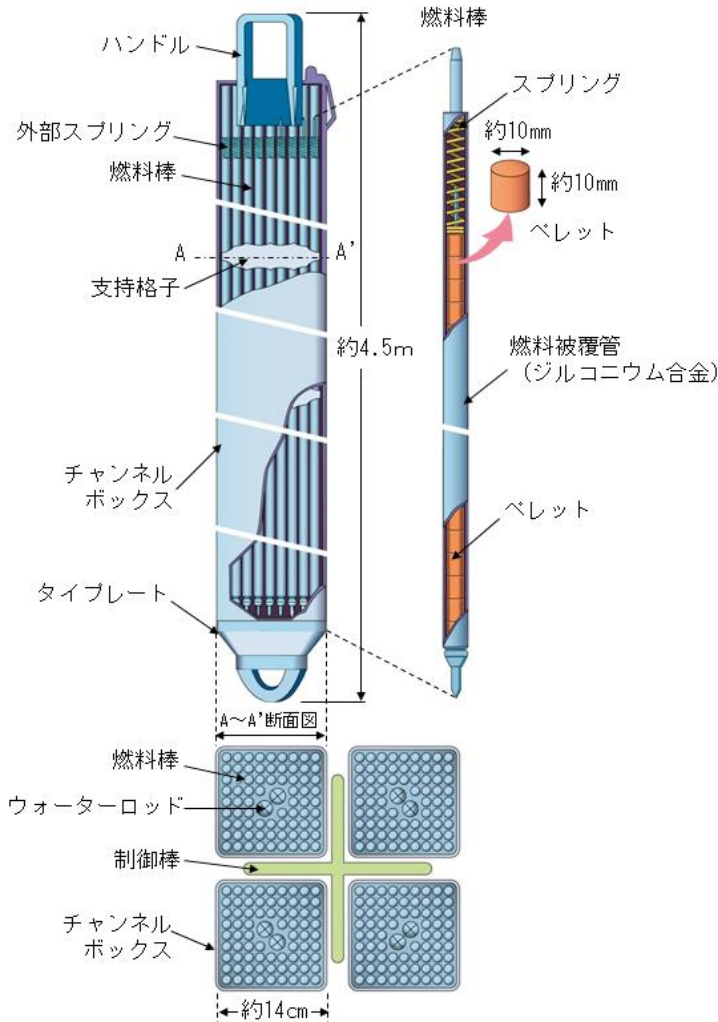
注2) 使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関
する条約 日本国第4回国別報告書 平成23年10月
表D2-1および付属書Lによる(2011年3月末時点)

使用済燃料の特徴 (ガラス固化体との比較)



使用済燃料とガラス固化体の形状・重量の比較

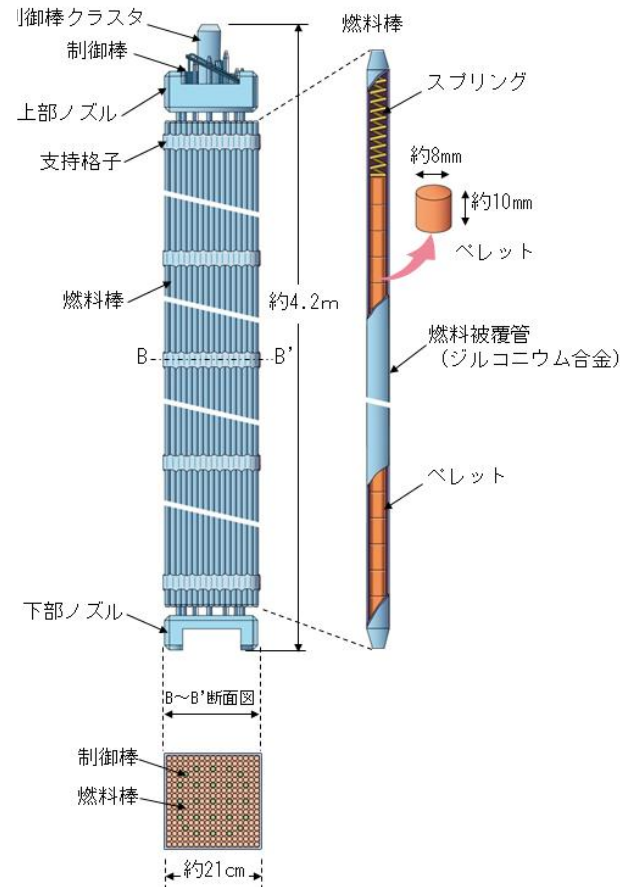
沸騰水型炉(BWR)の燃料集合体



重さ：約 250 kg 程度

ウラン重量：0.17~0.18 MTU

加圧水型炉(PWR)の燃料集合体

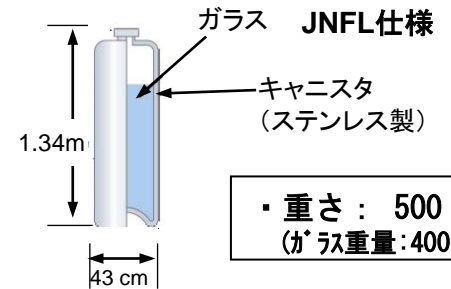


重さ：約 670 kg 程度

ウラン重量：0.46~0.47 MTU

ガラス固化体

注：高さの縮尺は統一しているが、縦横比は異なっている。



・重さ：500 kg
(ガラス重量：400kg)

0.8 MTUの燃料に対して、
ガラス固化体 1体 生成

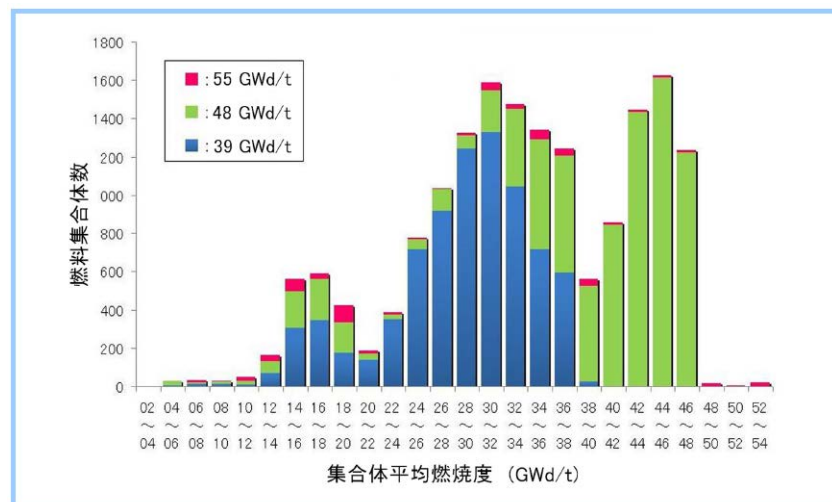
出典：原子力・エネルギー図面集 2013
原燃輸送(株)ホームページ
原子力教科書 原子炉設計(オーム社)

使用済燃料の特徴

使用済燃料の多様性

- ・沸騰水型 (BWR) と加圧水型 (PWR) の炉型の違い
- ・それぞれの炉型での、燃料／燃料集合体の仕様の変遷
⇒ 燃料集合体の形状、燃料被覆管等の構造材材料の違い
- ・燃料の高燃焼度化等による、様々な燃焼度の燃料の存在
- ・プルサーマルによるMOX燃料の発生
- ・試験研究炉燃料の存在

発生量は商用炉からの使用済燃料に比べて少ないが、その形状、燃料組成、構造材材料などの性状は多岐にわたる。



PWR燃料集合体の燃焼度の実績の例

出典：佐治ほか(2009)：三菱重工技報 Vol.46, No. 4, pp28-32.
「PWR燃料・炉心の更なる信頼性向上・高度化に向けた取組み」

含有する放射性物質とその存在状態の違い

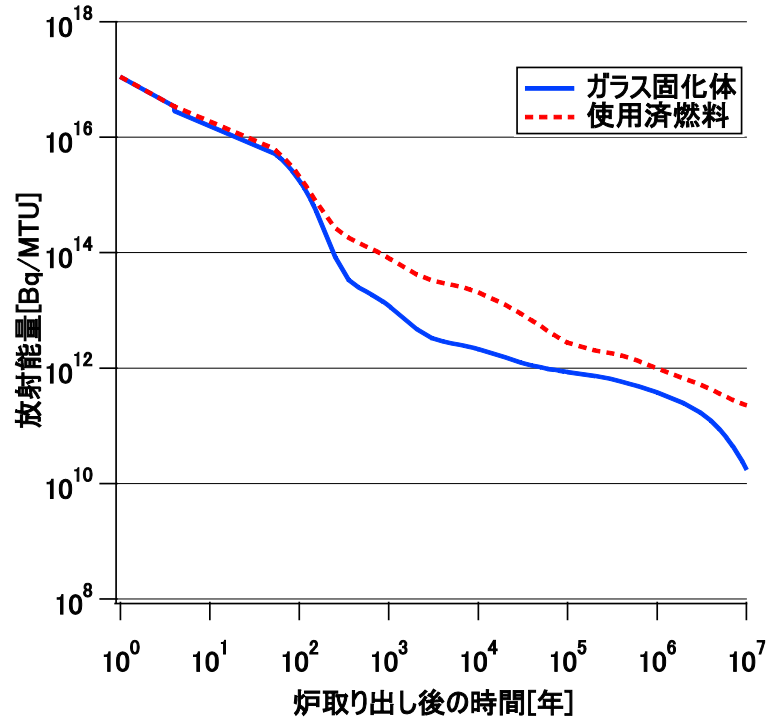
ガラス固化体：

- ・再処理工程を経ることで、燃料中に存在していた U と Pu のほぼ全量が回収され、揮発成分（H, C, I, Cl, 希ガス）が取り除かれている。
- ・使用済燃料の被覆管等の構造材は、せん断時に混入するごく一部の微粉末を除き、除去され、TRU廃棄物となる。

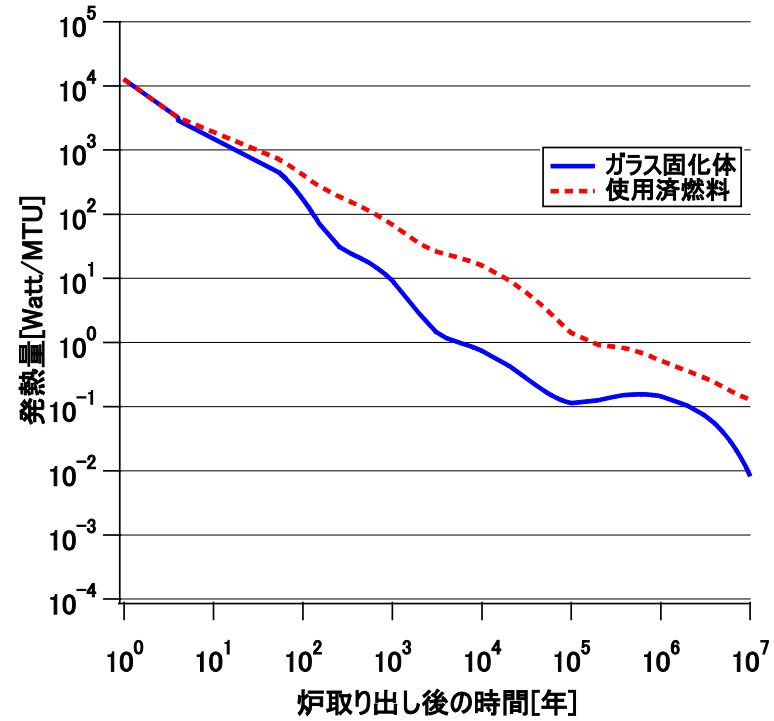
使用済燃料：

- ・ガラス固化体に含まれる核種に加え、U, Pu およびそれらの娘核種、揮発成分を含有する。
- ・核分裂生成物の一部である希ガス（Xe, Kr）は、燃料棒中に気体状で存在する。
- ・燃料（ UO_2 ）中に存在する放射性核種に加え、燃料被覆管などの構造材中に放射化生成物を含有する。

使用済燃料の特徴（ガラス固化体との比較）



放射エネルギーの時間変化(1 MTUあたり)



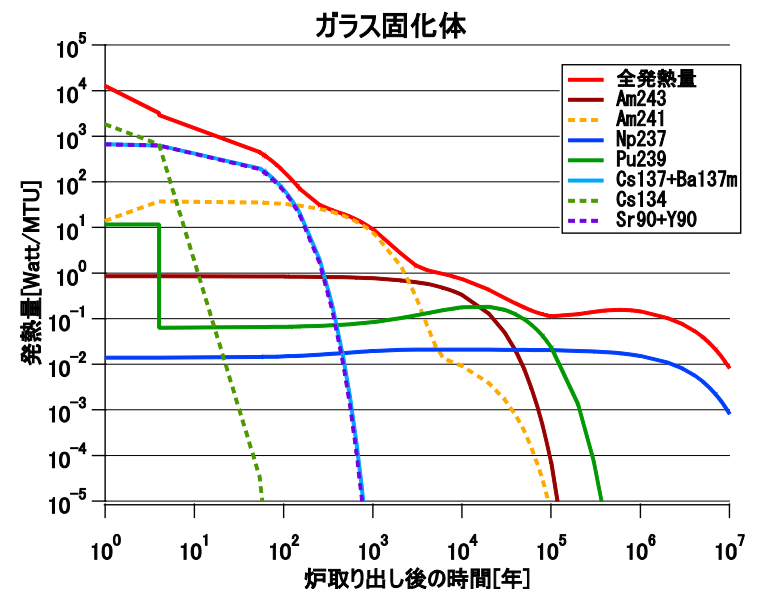
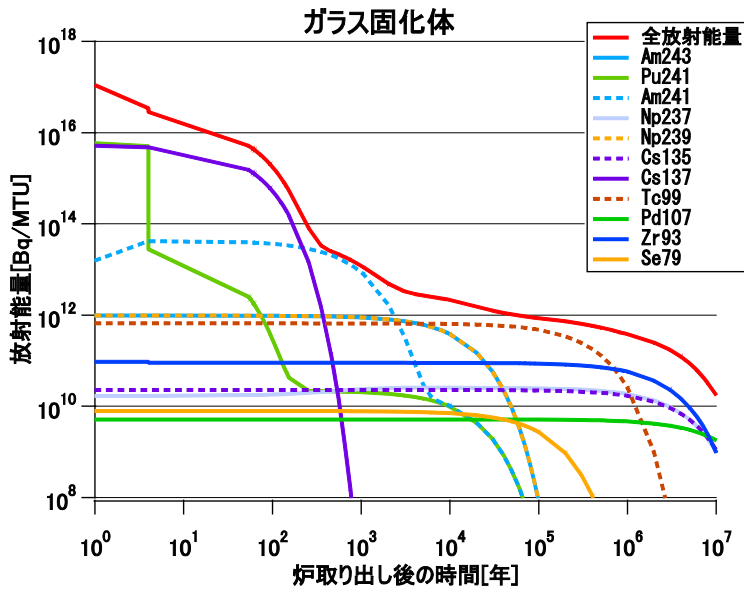
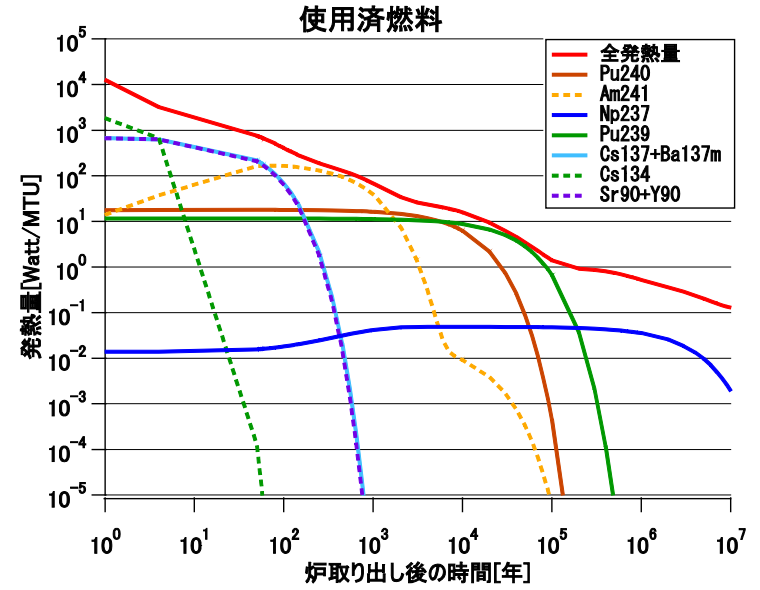
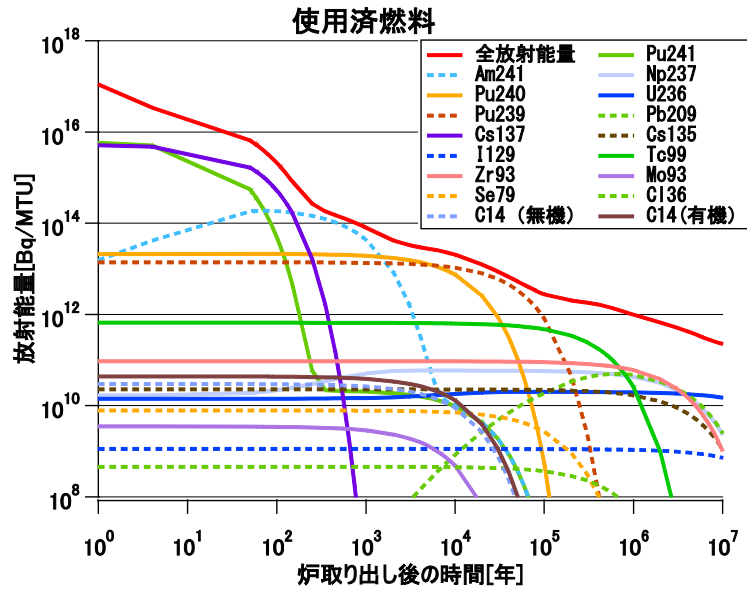
発熱量の時間変化(1 MTUあたり)

解析条件

項目	設定値
燃料タイプ	PWR燃料
濃縮度	4.5%
燃焼度	45,000 MWD MTU ⁻¹

集合体1体に含まれる, ウラン量, 構造材金属量, 構造材組成については, H12レポートのインベントリの計算条件 (Ludwig and Renier, 1989) に従った。

使用済燃料の特徴 (ガラス固化体との比較)



放射エネルギーの時間変化(1 MTUあたり)

発熱量の時間変化(1 MTUあたり)

含有する放射性物質の違いによる設計・安全評価上の留意点

使用済燃料は、ガラス固化体に比べ、以下の特徴がある。

- ・Pu や Puの崩壊により生成する娘核種の寄与により、100年以降、時間の経過に伴う全放射能の減衰が遅い。
- ・炉取り出し後、10年～1000年の期間には、Pu-241の娘核種である Am-241の寄与、1000年以降はPuやUの崩壊の寄与により、ガラス固化体に比べて、発熱量が高い
- ・核分裂性物質が多く含まれることにより、臨界可能性を考慮した設計・評価が必要となる。
- ・核分裂性物質が多く含まれることにより、保障措置、核物質防護に係る諸制度の適用等についての検討が必要となる。
- ・ガラス固化体に比べ α 放射能が高いため、放射線分解の影響が大きい可能性があり、この検討・評価が必要となる。

放射性物質の存在状態の違いによる安全評価上の取り扱いの違い

ガラス固化体：

- ・安全評価におけるガラス固化体からの核種浸出モデルにおいては、ガラス固化体は均一な物質とみなすことができ、ガラスの溶解に伴って核種が調和的に溶出するとした取り扱いが可能である。

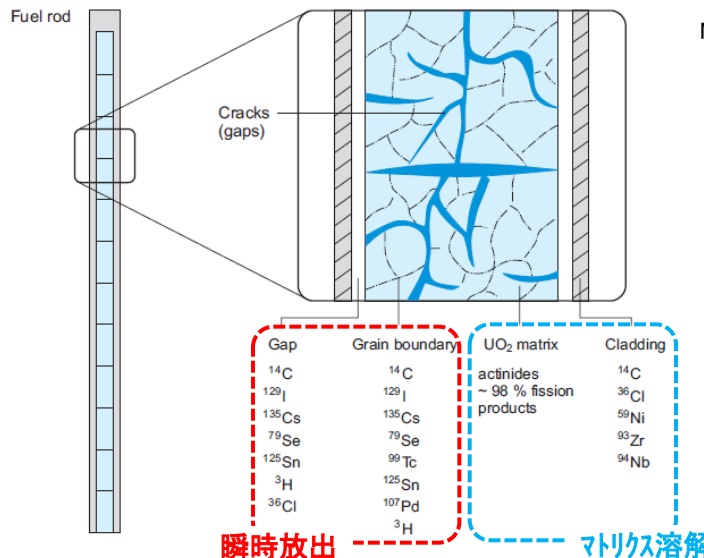
使用済燃料：

- ・燃料(UO_2)、構造材の両方に放射性核種が存在する。
- ・燃料では、一部の核種については、燃料と被覆管の隙間や、燃料の割れや粒界に存在し、地下水と接触した際に速やかに溶出される成分(IRF: Instant Release Fraction)がある。他は、 UO_2 マトリックスの溶解(放射線分解による酸化溶解等が主要なメカニズムと考えられている)に伴い、溶出するとされている。
- ・構造材については、表面の酸化被膜に存在する核種は、比較的速やかに溶出し(IRF)、金属中に存在する放射化生成物は、金属の腐食に伴い溶出するとされている。

使用済燃料の特徴

使用済燃料中の主要核種分布

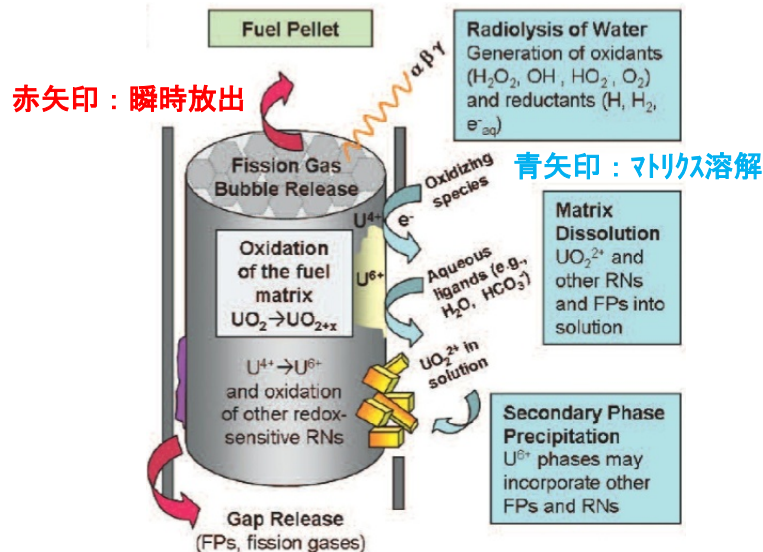
Nagra (2002)



使用済燃料の溶解／核種の溶出挙動

- 核分裂生成物のうち、I, Csなどの揮発性成分は、高温環境での揮発・拡散によって、燃焼により生じる燃料内部の粒界 (Grain Boundary) や隙間 (Gap) などに蓄積し、TcやPdなど白金族元素は合金を形成して粒界近傍に析出し、希土類元素やZrはUO₂と固溶体を形成する。これら核種性状による存在部位の局在化は、燃焼度の増加とともに促進される傾向にある。
- 隙間や粒界に存在する放射性核種は、容器破損時の地下水との接触によって瞬時に放出 (IRF: Instant Release Fraction), 一方で燃料マトリクスの溶解は長期にわたりゆっくりと進行するため、使用済燃料からの核種放出は「瞬間放出」と「マトリクス溶解」のふたつに分けて評価される。

使用済燃料からの核種放出概念 (Bruno and Ewing, 2006)



『基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書』（平成16年11月 原子力委員会 新計画策定会議 技術検討小委員会）において示された課題

設計・施工上の課題(9項目)

- ①ガラス固化体に比べ、寸法、重量ともに大きくなることに対する処分坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討
- ②ガラス固化体に比べ発熱量が大きくなることに対する処分場設計への影響評価
- ③ガラス固化体に比べ放射線量が大きくなることに対する遮へい対策
- ④放射線分解による酸化還元フロントに対する対策
- ⑤臨界を避けるための検討
- ⑥非収着性核種(C-14)に対する被ばく低減化対策
- ⑦地上施設の詳細検討
- ⑧操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策
- ⑨回収可能性の検討

安全評価上の課題(7項目)

- ①評価上考慮するシナリオ
- ②臨界回避・評価
- ③核種の瞬時溶出挙動と評価
- ④ UO_2 マトリクス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動及びそれらの影響
- ⑤放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響
- ⑥廃棄体が大きくなることによる掘削影響領域の拡大等の挙動と影響
- ⑦核種挙動や移行特性

使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題



『地層処分基盤研究開発に関する全体計画(平成25年度～平成29年度)』(2013年3月 地層処分基盤研究開発調整会議)における研究開発の分類・細目・課題の設定

分類	細目	課題
廃棄物データベース開発	インベントリデータ整備	使用済燃料に関する発生量評価とインベントリ評価
処分場の工学技術	処分場設計技術開発	直接処分に関する方策の検討
		設計技術開発
		設計支援システム開発
	人工バリア概念の開発	使用済燃料の特徴を考慮した人工バリア概念の設定
		人工バリア概念設定に資するデータの整備及び評価手法開発
性能評価技術	性能評価モデル/データ整備	現象理解・モデル開発
		データ整備・データベース開発
	総合性能評価手法の開発	地質環境条件の設定
		シナリオの開発
		処分場周辺における臨界可能性評価
		直接処分総合性能評価手法開発
	直接処分に係る技術・知識・情報・データ等の知識ベース化	

使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題



『地層処分基盤研究開発に関する全体計画(平成25年度～平成29年度)』の各課題の概要(1/2)

課題	概要
使用済燃料に関する発生量評価とインベントリ評価	使用済燃料発生量評価:国内の発電用原子炉や試験研究炉等の使用済燃料の現在/将来の発生量に関する調査・分析とデータの整備 使用済燃料インベントリ評価:国内の発電用原子炉や試験研究炉等の使用済燃料についての特性調査とインベントリデータの分析・評価
直接処分に関する方策の検討	諸外国における直接処分方策の分析に基づく、わが国における現実的な直接処分方策の検討 使用済燃料を直接処分する際の保障措置に関する方策及び対処技術の検討
設計技術開発	人工バリアの搬送・定置設備及び処分場の地下施設の設計 使用済燃料の封入から保管までを想定した地上施設の概念設計 搬送・定置設備の主要な機構を対象とした実現性の確認のための試作
設計支援システム開発	地上施設の設計, 廃棄体パッケージや緩衝材等の搬送・定置設備の設計, 地下施設の設計や解析等で用いるデータを共有することで処分施設の設計研究を効率的に行うことが可能となる設計支援システム(初期モデル)の開発
使用済燃料の特徴を考慮した人工バリア概念の設定	使用済燃料の特徴(形状, 寸法, 重量, 発熱特性, 放射線影響, 核分裂性物質等の量と割合, 臨界可能性等)を考慮した人工バリア概念(廃棄体パッケージの仕様, 緩衝材の仕様)の設定 廃棄体パッケージの仕様に適用する蓋構造の閉蓋方法の提示
人工バリア概念設定に資するデータの整備及び評価手法開発	使用済燃料に特徴的な環境条件下における廃棄体パッケージ材料の腐食実験による基盤データの整備 整備されたデータに基づく廃棄体パッケージの長期的な腐食挙動評価及び寿命評価手法の開発 緩衝材仕様設計に資する緩衝材の基盤データの整備 廃棄体パッケージに適用する新材料の調査, 基礎データの整備

使用済燃料の直接処分に関する研究開発課題



『地層処分基盤研究開発に関する全体計画(平成25年度～平成29年度)』の各課題の概要(2/2)

課題	概要
現象理解・モデル開発	<p>使用済燃料の溶解と核種の浸出挙動: 瞬時放出と燃料マトリクス溶解に関するメカニズムやモデル化の知見収集・整理と、挙動評価が可能なモデルの開発</p> <p>使用済燃料からの放射線分解影響: 燃料表面での長期的溶解挙動と酸化還元フロントによる核種移行への影響に関する既往知見の整理及び試験・解析に基づく、放射線分解による影響を評価可能なモデルの開発</p>
データ整備・データベース開発	<p>使用済燃料の核種浸出データ取得: 上記の燃料溶解や放射線分解のモデル構築のための基礎試験等の実施</p> <p>核種移行データの取得: 拡充が必要なU, I-129, C-14 等に関する収着等の移行パラメータの基礎データの取得</p> <p>核種移行データベースの開発: 国内外の既往のデータの収集・整理と核種移行データベースとモデルの開発</p>
地質環境条件の設定	<p>性能評価における地質環境条件設定技術に関する諸外国の事例調査と技術的課題に関する検討・整理、わが国の地下深部の地質環境特性(結晶質岩及び堆積岩)についての情報を収集と分類・整理。</p> <p>隆起・侵食などの長期的な自然現象が地質環境に与える影響評価に関する技術情報の整理とパラメータ設定手法の検討。これらの検討・整理結果に基づく、直接処分システム性能評価に当たってのわが国に幅広く分布する地質環境に関する解析条件の設定</p>
シナリオの開発	<p>使用済燃料の直接処分に特徴的なFEP(特徴, 事象, プロセス)やシナリオの体系的な抽出・整理。</p> <p>総合性能評価の前提となるリスク論的考え方に基づくシナリオの開発。</p>
処分場周辺における臨界可能性評価	<p>廃棄体から浸出した核分裂性物質(U, Pu)が一か所に濃集することによる臨界可能性についての、評価の考え方の整理と評価ツールの整備。地質環境条件や物質移行特性及びそれらの不確実性を考慮した臨界可能性の評価の実施。</p>
直接処分総合性能評価手法開発	<p>直接処分システムの性能評価解析を行う総合性能評価手法の整備と評価の実施。得られた結果に基づく、人工バリア概念の開発及び性能評価モデル/データ整備への課題のフィードバック。</p> <p>直接処分を対象とした安全確保の考え方の検討、不確実性要因の分析、不確実性が処分システム性能へ与える影響についての評価、評価指標の考え方の整理等を含めた、セーフティケース構築の方法論に関する検討・整理。</p>
直接処分に係る技術・知識・情報・データ等の知識ベース化	<p>使用済燃料の直接処分に関する研究開発で得られる多様な技術・知識・情報・データ等の段階的な整備と知識ベース化。</p>