

核燃料輸送物設計承認申請の申請内容について (JRC-80Y-20T型)

2022年 7月 21日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について
2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について
3. 安全解析
(構造解析、熱解析、密封解析、遮蔽解析、臨界解析)

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について

1.1 使用の目的

本輸送容器は、原子力科学研究所に設置されているJRR-3に保管されている使用済燃料要素を米国の施設へ輸送するために用いるものである。

1.2 輸送容器の材質及び構造

既に承認を受けていた設計(J/61/B(U)F-96(Rev.3))と同じ材質、構造を有している。

1.3 本核燃料輸送物の主な仕様

核燃料輸送物の種類	B U型核分裂性輸送物
輸送容器の外形寸法	外径：約1.9m 高さ：約2.1m
核燃料輸送物の重量	23.2トン以下
輸送容器の主要材料	(a)本体・蓋 ステンレス鋼 (b)燃料バスケット ステンレス鋼・中性子吸収材 (c)フィン（放熱兼緩衝用） ステンレス鋼



JRC-80Y-20T型輸送容器

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について

本輸送容器に収納する使用済燃料（BU型核分裂性輸送物）

種類		使用済シリサイド標準型 燃料要素	使用済シリサイドフォロー型 燃料要素※1	使用済MNU燃料要素
全装荷数（体）		40以下	40以下	160（本）以下
性状	物理的形態	固体		
	化学的形態	ウランシリコンアルミニウム分散 型合金(U ₃ Si ₂ -Al)	ウランシリコンアルミニウム分散型 合金(U ₃ Si ₂ -Al)	天然ウラン(U)
崩壊熱（W/基）		2.24×10 ³ 以下	1.43×10 ³ 以下	7.24×10 ¹ 以下

注) 1つの輸送容器に使用済シリサイド標準型燃料要素及び使用済シリサイドフォロー型燃料要素は混載できる。

注) 収納物表面から1m離れた位置での空気吸収線量率は1Gy/h以上

※1 使用済シリサイドフォロー型燃料要素を収納する際は、アルミニウム合金製のスペーサを入れて使用する。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.1 使用を予定する期間

- 製造後70 年を想定。

2.2 使用を予定する期間中に想定される使用状況

状態	収納物	使用状況
保管中	無	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送容器は、屋内保管とする。 ・当該輸送容器の性能の維持を確認するために、安全解析書に基づく定期自主検査を年1回以上実施する。
輸送開始前	有	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料輸送物は、収納物を収納後から輸送実施までの間、施設の管理区域内に3カ月程度屋内保管とする。 ・核燃料輸送物の発送前には、安全解析書に基づく発送前検査を実施する。
輸送中	有	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料輸送物は、輸送車両若しくは船舶により輸送される。 ・輸送中に想定される衝撃、振動に対し耐えうるように車両等に固縛し輸送を行う。 ・輸送期間は、2カ月程度を予定する。
輸送後	無	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送終了後、施設の管理区域内（屋内）にて、輸送容器の健全性確認のための外観検査を実施。 ・輸送容器は、屋内保管とする。

2.3 経年変化を考慮する材料

ステンレス鋼、中性子吸収材、アルミニウム合金（スパーサ）

なお、Oリングの経年変化については、運搬ごとに交換を行うため、考慮しない。

2.4 考慮すべき経年変化の要因

- ・ 熱
- ・ 放射線
- ・ 化学的变化
- ・ 繰り返し荷重による疲労

2.5 経年変化を考慮した評価条件

本輸送容器は、使用済燃料の貯蔵には用いない輸送容器であるが、以下のような評価条件とした。

- ・ 経年変化は、70年の使用予定期間を想定。
- ・ 輸送は、年1回実施を想定。
- ・ 1回の運搬に要する日数を保守的に365日と想定。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.6 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

経年変化を考慮する材料	経年変化の要因	経年変化の評価
ステンレス鋼	熱	<p>一般の試験条件下の太陽輻射熱ありの条件における最高温度は230℃以下であり、クリープによる変形を考慮する必要のない範囲（425℃以下）である。また、設計用強度・物性値が規定されている温度範囲（350℃から425℃）において構造健全性を確認しているため、熱による経年変化の影響は受けない。</p>
	放射線	<p>年間1回、1回の輸送に要する期間を365日として、中性子照射による強度、弾性、脆化等の機械的性質影響が考えられるが、70年間使用する条件下で、構造部品の特定の1cm²に、集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は、10¹⁴オーダーであり許容値10¹⁶n/cm²以下であるため、放射線照射による経年変化の影響は受けない。</p>
	化学的变化	<p>腐食による強度の低下が考えられるが、ステンレス鋼は腐食しにくい材料であり、輸送中に予想される海塩粒子付着による腐食に対しても、実用上影響はない。また、ステンレス鋼の大気中での腐食深さは、年間1μm（0.001mm）以下であり、70年間使用する条件下での環境下（大気中）での腐食深さは最大で0.07mmと推定される。</p> <p>（口）章 A6.2 強度試験・落下試験Ⅱ（1m落下時）において、腐食による板厚減少（0.07mm）が、製造時の最小の厚さ部分で起きた場合においても余裕率は正であることから、構造強度への影響はなく、経年変化の影響はない。さらに、万一腐食が生じた場合でも、定期点検・保守作業等により腐食の有無は確認でき、適切に対応する。</p>

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.7 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

繰り返し荷重の作用による疲労破壊が考えられるが、以下の理由により疲労による技術基準適合性への影響はない。

経年変化を考慮する材料	経年変化の要因	経年変化の評価
ステンレス鋼 ・吊上装置 ・蓋締付用ボルト	繰り返し荷重による疲労	(1) 吊上装置（本体胴吊上金具）は、使用予定期間中の取扱いにおける吊り上げ回数を10,000回としており、許容繰返し回数（740,000回）を大きく下回る。 (2) 蓋締付用ボルトは、使用予定期間中の取扱いにおける使用回数を300回としており、許容繰返し回数（3,400回）を大きく下回る。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.8 核燃料輸送物の経年変化の考慮（中性子吸収材）

経年変化を考慮する材料	経年変化要因	経年変化の評価
中性子吸収材	熱	本材料は、使用温度によるほう素の減損はないため、熱による経年変化を考慮する必要はない。
	放射線	年間1回、1度の運搬に要する期間を365日として、70年間使用する条件下で、中性子照射による中性子捕獲反応の低下が考えられるが、構成部品の特定の1cm ² に、集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は、10 ¹⁴ オーダーであり核燃料輸送物内の中性子照射量は低く、この中性子捕獲によって中性子吸収材が著しく消耗されることはないことから、放射線照射による経年変化の影響は受けない。
	化学的変化	本材料はバスケット仕切板（ステンレス鋼）内の密閉空間にあり、外気と接触することはなく腐食等が生じるおそれはないことから、経年変化の影響は受けない。
	疲労	内外圧力差や取扱いに起因する応力は生じないため、疲労による経年変化を考慮する必要はない。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.9 核燃料輸送物の経年変化の考慮（アルミニウム合金）

経年変化を考慮する材料	経年変化要因	経年変化の評価
アルミニウム合金	熱	一般の試験条件下の太陽輻射熱ありの条件における最高温度は230℃以下であり、高温環境下ではクリープによる変形が考えられるが、本材料はバスケットと燃料要素の隙間を埋めるスペーサとして使用済リサイドフォロワ型燃料要素を輸送時のみに使用するものであること、一定の荷重が負荷される環境にないことから、熱による経年変化の影響を受けない。
	放射線	年間1回、1度の運搬に要する期間を365日として、70年間使用する条件下で、中性子照射による中性子捕獲反応の低下が考えられるが、構成部品の特定の1cm ² に集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は、10 ¹⁴ オーダーであり許容値10 ²¹ n/cm ² 以下であるため、放射線照射による経年変化の影響を受けない。
	化学的变化	アルミニウム合金は腐食しにくい材料であり、アルミニウム合金の表面被膜は外気中においては約1nm、純水中においては約1μm形成されるが、実用上問題となる腐食深さではない。
	疲労	内外圧力差や取扱いに起因する応力は生じないため、疲労による経年変化を考慮する必要はない。

以上のことから、経年変化を考慮した材料について、使用予定期間中において経年変化の要因による影響を考慮しても、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。

3. 安全解析

- 核燃料輸送物に関する安全解析は、外運搬規則に基づいてB U型核分裂性輸送物及び核燃料輸送物としての技術上の基準に適合していることを示す。
- 「2.核燃料輸送物の経年変化の考慮について」に示したとおり、使用予定期間及び想定される使用状況において、経年変化による影響はないことから、技術上の基準に適合していることの確認は、経年変化の影響はないものとして行った。

（構造解析）

一般及び特別の試験条件下において、熱応力及び内圧並びに落下試験解析により、評価を行った。

- 本輸送物が規則に定められた輸送物の要件を全て満たし、一般及び特別の試験条件下においても、内外圧差及び熱的荷重を受けても必要な密封性能及び遮蔽性能を有する。
- 本輸送物は9m水平落下時において一部に微少な塑性変形を生じる角型用バスケット以外、臨界及び熱解析の基本となる形状に影響を及ぼすような変形を起こさないことが確かめられた。
- 核分裂性輸送物に係る試験条件下においても、解析の結果、本輸送物の角型用バスケット以外、未臨界評価の基本となる形状に影響を及ぼさないことが確かめられた。

3. 安全解析（熱解析、密封解析）

（熱解析）

一般及び特別の試験条件下の各部温度評価は、燃料要素、バスケット、輸送容器をモデル化し、評価を行った。

- 一般及び特別の試験条件において規則で定められた基準値を満足した。
- 構造強度、密封性能及び遮蔽性能に有意な影響を及ぼさないことが確かめられた。

（密封解析）

一般及び特別の試験条件における輸送物内部の放射能濃度を仮定し、放射性物質の漏えい率を求めた。

- 一般及び特別の試験条件において、規則及び告示に定められた放射性物質の漏えい量の基準値を満足することが確かめられた。

3. 安全解析（遮蔽解析、臨界解析）

（遮蔽解析）

ガンマ線源強度及び中性子源強度は、それぞれ最大線源強度を示す燃料要素を収納物した場合のガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の評価を行った。

- 通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、本輸送物の表面及び表面から 1 m の線量当量率が規則に定められた基準値に比べて、十分低い値であることが確かめられた。

（臨界解析）

核燃料輸送物の実効増倍率を求め、無限個配列による評価を行った。

- 一般の試験条件において、臨界評価に影響するような構造物の変形等が生じないことを示した。
- 通常輸送時における輸送物、一般及び特別の試験条件における孤立系及び配列系輸送物において未臨界であることが確かめられた。