

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 29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. 安全解析について

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運搬するために用いるものである。

1.2 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・フィン（放熱兼緩衝用） 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



JRC-80Y-20T型輸送容器

参考：同一の材質・構造を有する輸送容器について承認を得ていた設計がある。[J/61/B(U)F-96(Rev.3)]

1. JRC-80Y-20T型核燃料輸送物の概要について

1.3 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

- ▶ 製造後から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、核燃料輸送物設計承認申請書（別記-1）に記載の「輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」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、核燃料輸送物設計承認申請書（別記-1）に記載の「輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」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. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮

- 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示の改正内容（令和3年1月1日施行分まで）の反映を行うため、使用期間中に想定される使用の状況及びそれに伴う経年変化の評価を行い、その結果を別記-1における「(□) 章F. 核燃料輸送物の経年変化の考慮」に記載した。
- 経年変化は、70 年の使用期間を想定。
- 使用回数としては、年1回、1 回の輸送当たり運搬に要する日数は、保守的に365 日と仮定し、評価。
- 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
- 経年変化を考慮する材料
 - ステンレス鋼（本体、蓋、バスケット）
 - 中性子吸収材
 - アルミニウム合金（スペーサ）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. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.3.1 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

ステンレス鋼は、構造強度部材として用いられている。

① 熱的劣化

■ 想定される経年変化

高温環境下に置くことによるクリープ等（変形）、高温脆化に伴う機械的特性の劣化が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 熱解析の結果から、運搬中における最高温度は約230℃。
 - ・ クリープ等による強度変化を生じる恐れがある温度（425℃以上）を下回る。
- ✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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。

② 放射線による劣化

■ 想定される経年変化

中性子照射による組織変化（脆化等）に伴う機械的特性への影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 使用期間中の中性子照射量は最大で 10^{14} n/cm²オーダー。
 - ・ 組織変化（脆化等）を生じる恐れがある照射量 10^{16} n/cm²を下回る。
- ✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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 化学的劣化

■ 想定される経年変化

腐食に伴う材料の強度や脆化等への影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ ステンレス鋼は、表面に不動態膜を形成し、腐食しにくい材料である。
 - ・ 大気中での腐食深さは、年間1μm（0.001mm）、使用期間中で最大0.07mmと推定。
 - ・ 部材の厚さ（輸送容器本体胴で約300mm）に比べ無視し得る腐食量である。
- ✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.3.1 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

④ 疲労による劣化

■ 想定される経年変化

繰り返し荷重が作用することによる疲労破壊が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

(1) 吊上装置（本体胴吊上金具）

- 1年で100回取り扱うものとし、使用期間中の現実的な想定吊り上げ回数は7,000回となる。
 - 技術基準適合に係る吊り上げ回数は保守的に10,000回を想定する。
 - 繰り返し回数10,000回は、想定される使用回数を包含している。
- ✓ 以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労評価をしている。

(2) 密封装置（容器本体、蓋、蓋締付けボルト）について

- 1年で4回取り扱うものとし、70年で繰り返し回数が280回となる。
 - 技術基準適合に係る保守的に300回とする。
 - 繰り返し回数300回は、想定される使用回数を包含している。
- ✓ 以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労評価をしている。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.3.2 核燃料輸送物の経年変化の考慮（中性子吸収材）

中性子吸収材は、輸送物の未臨界を維持するために用いられている。

① 熱的劣化

■ 想定される経年変化

高温環境下に置くことによる材料の組織変化に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 熱解析の結果から、運搬中における最高温度は約230℃
- ・ 本材料が融解する温度（2450℃）を下回る。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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。

② 放射線による劣化

■ 想定される経年変化

中性子照射による¹⁰Bの減損に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 保守的に使用期間中を100年とした場合の中性子照射量は最大で 10^{14} n/cm²オーダー。
- ・ ¹⁰Bの減損は、約0.00013%と推定。
- ・ 中性子照射による¹⁰Bの減損は無視し得る量である。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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 化学的劣化

■ 想定される経年変化

腐食に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ バスケット仕切板（ステンレス鋼）内の密閉空間にあり、外気と接触しないため、腐食が生じない。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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。

2. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

2.3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（アルミニウム合金）

アルミニウム合金は、フォロワ型燃料装荷時のスペーサー及び伝熱部材として用いられている。

① 熱的劣化

■ 想定される経年変化

高温環境下に置くことによる組織変化に伴う伝熱性能への影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 熱解析の結果から、運搬中における最高温度は約230℃。
- ・ 本材料が融解する温度（660℃）を下回る。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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。

② 放射線による劣化

■ 想定される経年変化

中性子照射による組織変化（脆化等）に伴う伝熱性能への影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ 使用期間中の中性子照射量は最大で 10^{14} n/cm²オーダー。
- ・ 組織変化（脆化等）を生じる恐れがある 10^{21} n/cm²を下回る。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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 化学的劣化

■ 想定される経年変化

腐食に伴う伝熱性能への影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- ・ アルミニウム合金は、表面に酸化被膜を形成し、腐食しにくい材料である。
- ・ 発送前に外観に異常がないことを確認した上で使用する。

✓ 以上を踏まえ、経年変化の影響について、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、使用を予定する期間に想定される使用状況において、熱、放射線、化学的変化の要因については、経年変化の影響を評価した結果、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響は考慮する必要はないものとして行った。また、吊上装置及び密封装置の疲労については、繰り返し回数を保守的に設定しており、取扱い中及び運搬中において、疲労破壊は起きないことを確認した。

（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。