

核燃料輸送物設計承認申請の申請内容について (JMS-87Y-18.5T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
大洗研究所

1. JMS-87Y-18.5T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

1.1 使用の目的

本輸送物は、試験・研究炉の使用済燃料を再処理等のため、国外の再処理工場等へ運搬することを目的とするものである。

1.2 本輸送物の主な仕様

輸送物の種類	B U型核分裂性輸送物
外形寸法	外径 : 約 2 m 高さ : 約 2 m
輸送物の重量	18.44t以下
輸送物の主要材料	(a) 本体及び蓋 ステンレス鋼 (b) バスケット ステンレス鋼、中性子吸収材 (c) 緩衝体 ステンレス鋼、木材



JMS-87Y-18.5T型
核燃料輸送物外観

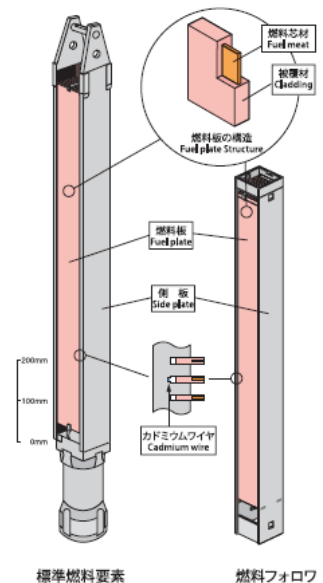
参考：同一の材質・構造を有する輸送容器について既に承認を得た設計がある [J/111/B(U)F-96(Rev.2)]。

1.3 収納物

使用済燃料要素のため、設計上、発熱を考慮している。

また、燃料要素から発生するガンマ線及び中性子の線量は高く、取扱のため遮蔽が必要となる。

核燃料物質等の特徴		使用済燃料要素		
原子炉		JMTR		
全装荷数 (体/容器)		30体以下		
燃料形式		中濃縮ウラン (MEU) 燃料	低濃縮ウラン (LEU) 燃料	
種類		標準燃料要素	標準燃料要素	燃料フォロワ ^{※1}
燃料芯材		ウランアルミニウム分散型合金	ウランシリコンアルミニウム分散型合金	
性状		固体		
寸法	縦 (mm)	約77	約77	約64
	横 (mm)	約77	約77	約64
	高さ (mm)	約800	約800	約800
発熱量 (kW/30体)		1.98以下	2.80以下	1.88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ワ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: 燃料フォロワは、バスケットの燃料挿入孔にアルミニウム合金製のスペーサを入れて使用する

標準燃料要素 燃料フォロワ
使用済燃料要素 (切断前)

2.1 使用を予定する期間

- 製造後から40 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。
運搬開始前	有	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送物は、収納物の梱包から運搬実施までの間、施設の管理区域内に3カ月程度屋内保管とする。 ・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。
運搬中	有	<ul style="list-style-type: none"> ・輸送物は、運搬車両若しくは船舶により運搬される。 ・運搬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運搬を行う。 ・運搬期間は、2カ月程度を予定する。
運搬後	無	<ul style="list-style-type: none"> ・運搬終了後、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 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「(ロ) 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40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
 - 本輸送物の構成材料のうち以下の主要部材を対象に評価した。
 - ・ ステンレス鋼（本体、蓋、バスケット、緩衝体）（P6-7 2.3.1項）
 - ・ 中性子吸収材（P8 2.3.2項）
 - ・ アルミニウム合金（スペーサ）（P9 2.3.3項）
 - ・ 木材（緩衝体）（P10-11 2.3.4項）
- なお、Oリング及びシートガスケット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。

2.3.1 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼：本体、蓋、バスケット、緩衝体） 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310℃
 - クリープ等による変形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^{15} 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 $1\mu\text{m}$ (0.001mm)、使用期間中で最大 0.04mm 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。

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

- 1年で20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800回となる。
 - 技術基準適合に係る吊り上げ回数は保守的に4,000回を想定する。
 - 繰り返し回数4,000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、疲労を評価している

(2) 密封装置（容器本体、蓋、蓋締付用ボルト）

- 1年で1回運搬するものとし、使用期間中の現実的な想定繰り返し回数は40回となる。
 - 技術基準適合に係る繰り返し回数は保守的に1,000回を想定する。
 - 繰り返し回数1,000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、疲労を評価している

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310℃
- 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年間とした場合の中性子照射量は 10^{16} n/cm²オーダー
- ¹⁰Bの減損は約0.0043%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。

2.3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（アルミニウム合金：スパーサー）

アルミニウム合金は、燃料フォロワ装荷時のスパ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320℃
- ・ 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^{15} 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。

2.3.4 核燃料輸送物の経年変化の考慮（木材：緩衝体）

木材は、落下衝撃の緩和のための緩衝体として用いられる。

① 熱的劣化

■ 想定される経年変化

高温環境下に長期間置くことによる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80℃
- 本輸送物と同一の材質・構造を有し、既に設計承認を得ている輸送物のこれまでの実輸送時の温度は約40℃（輸送容器表面）で、熱解析の結果から、緩衝体も同等と考えられる。

- 輸送容器に係る業界（電力、製造メーカー、JAEA等）の木材の熱的劣化に係る共通見解は以下のとおり。（参照：第12回輸送容器及び使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器に関する審査会合（令和4年4月25日）資料1別紙「緩衝材（木材）の熱的劣化について」）

- ① 木材は、高温環境下での熱による強度低下について、直接参照できる文献は乏しい状況である。
- ② 使用済燃料等の輸送実績がある別の輸送容器の緩衝材(木材)の平均温度データは、40℃～70℃程度と評価された。
- ③ 過去に使用済燃料の輸送に供された輸送容器から採取した木材試験片をもとに、圧潰強度及び密度測定を実施した結果、木材のエネルギー吸収性能は健全であり、緩衝材の性能劣化は確認されなかった。
- ④ 通常使用される条件においては、緩衝材の熱的劣化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。

- ✓ 本輸送物についても上記の共通見解より、これまでの実績範囲で使用するのであれば熱的劣化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。

- ✓ なお、輸送に際しては、都度、輸送容器の使用履歴を蓄積し、輸送前に、輸送容器の使用履歴、収納物の発熱量及び輸送時に想定される環境温度を踏まえ、緩衝体温度が、概ね実績のある温度の範囲内であることを確認した後に輸送を行う。

② 放射線による劣化

■ 想定される経年変化

放射線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、 10^0 Gyオーダー、ガンマ線照射量が 10^2 Gyオーダー
 - 組織変化（脆化等）を生じる恐れがある放射線照射量は、3MGy（中性子）及び0.1MGy（ガンマ線）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の影響が考えられる。

■ 技術基準適合性への影響

- 緩衝体の被覆内（ステンレス鋼）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。

- 輸送物に関する安全解析は、輸送物が「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」に基づいてB U型核分裂性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中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。

項目	内容
構造解析	<p>構造解析では、法規で定める各試験条件下において輸送物が十分な構造強度、熱的及び密封性等の性能を有することを確認するとともに熱及び遮蔽解析の評価を行うために必要な一般及び特別の試験条件下における輸送物の状態及び健全性を評価し、健全であることを確認した。</p> <p>また、輸送物はB U型核分裂性輸送物であるため、未臨界評価を行うために核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下における輸送物の健全性についても評価し、健全であることを確認した。</p> <p>なお、特別の試験条件の落下試験Ⅰ及びⅡについては、原型試験として本輸送容器の1/1スケールモデルを使用して一連の試験を実施し、減速度、ひずみ、変形量等の測定を行い解析値と比較検討することにより評価法(計算手法、コード等)の妥当性を確認するとともに、気密漏えい検査により試験体の密封性を評価し、健全であることを確認した。</p>

項目	内容
熱解析	<p>熱解析では、構造解析の結果を反映して解析にて評価している。</p> <p>通常の輸送、一般及び特別の試験条件下における輸送物各部の温度及び圧力を評価し、構造、密封、遮蔽及び臨界解析の評価を行うための条件を求めた。</p> <p>また、輸送中、人が容易に近づくことができる輸送物の表面温度基準(85℃)に適合することについても評価し、健全であることを確認した。</p> <p>なお、特別の試験条件の耐火試験については、本輸送容器の1/1 スケールモデルを使用した原型試験として落下試験Ⅰ及びⅡの一連の試験を実施後に耐火試験を実施し、各部の温度の測定を行い解析値と比較検討することにより評価法(計算手法、コード等)の妥当性を確認するとともに、気密漏えい検査により試験体の密封性を評価し、健全であることを確認した。</p>
密封解析	<p>密封解析では、前述の構造解析、熱解析の結果である諸条件と発送前検査における気密漏えい検査基準に基づいて、一般及び特別の試験条件下における放射性物質の漏えい率を評価し、基準値を満足することを確認した。</p>
遮蔽解析	<p>遮蔽解析では、前述の構造解析、熱解析の結果である諸条件に基づいて、通常の輸送、一般及び特別の試験条件における輸送物表面あるいは表面から1m 離れた位置での線量当量率を評価し、基準を満足することを確認した。</p>
臨界解析	<p>臨界解析では、核分裂性物質に係る核燃料輸送物の基準について評価を行い、ベンチマーク計算を行ったモンテカルロ法を用いた臨界解析計算手法により本輸送物が非損傷孤立系、損傷孤立系、非損傷配列系及び損傷配列系のいずれの場合においても臨界に達しないことの評価をし、健全であることを確認した。</p>