

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15日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
材料試験炉部

1. JMS-87Y-18.5T型核燃料輸送物の概要について
2. 安全解析
(構造解析、熱解析、密封解析、遮蔽解析、臨界解析)
3. 核燃料輸送物の経年変化の考慮について

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輸送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

核燃料輸送物の種類	B U型核分裂性輸送物
外形寸法	外径 : 2m以下* 高さ : 2m以下* *強度に係る寸法のため、おおよその値で記載
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 (d) 付属機器 ステンレス鋼、炭素鋼



JMS-87Y-18.5T型
核燃料輸送物外観

1.3 収納物

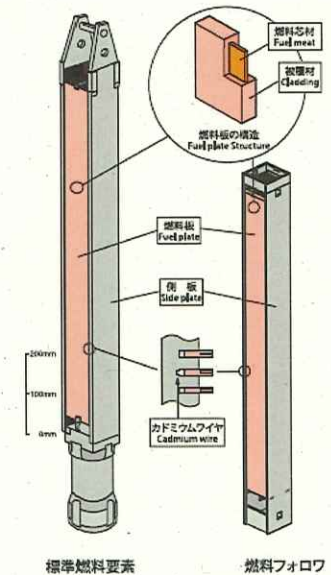
使用済燃料要素のため、設計上、発熱を考慮している。

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		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



標準燃料要素 燃料フォロー

使用済燃料要素
(切断前)

- 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。

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の評価、確認をした。</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、確認をした。</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上の健全性についても確認した。</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及び確認した。</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上の健全性についても確認した。</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下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及び確認をした。</p>

3.1 使用を予定する期間

- 本輸送物を使用する期間としては、製造後から40年として、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を365日として評価した。

3.2 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、<u>収納物の梱包から運搬実施までの間</u>、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）に基づく<u>発送前検査</u>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<u>健全性確認のための外観検査</u>を実施。 ・輸送容器は、屋内保管とする。

3.3.1 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
ステンレス鋼	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425℃以下であり、本材料では機能の低下は起きず、経年変化の影響は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	放射線	年間1回、1度の運搬に要する期間を365日として、40年間使用する条件下で、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、許容値10 ¹⁶ 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は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	化学的变化	ステンレス鋼は腐食しにくい材料であり、運搬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、40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0.04mmと推定される。（口）章 A.構造解析のうち、A.5.5の貫通における緩衝体表面被覆材について、腐食による0.04mmの板厚減少が、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。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。

3.3.1 核燃料輸送物の経年変化の考慮（ステンレス鋼）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
ステンレス鋼	疲労	<p>(1) 吊上装置は、A.4.4.3で示したとおり、吊り上げ繰り返し回数（4000回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>(2) 固縛装置は、A.10.6で示したとおり、繰り返し回数（4000回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>(3) 密封装置（容器本体、蓋、蓋締付用ボルト）の疲労については、A.10.5に示したとおり、使用（運搬）回数を安全側に1000回として場合でも、許容回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p>

3.3.2 核燃料輸送物の経年変化の考慮（中性子吸収材）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
中性子吸収材	熱	本材料は、構造強度部材でないため、熱による経年変化を考慮する必要はない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	放射線	中性子吸収材は、E.2.3で示したとおり、100年間収納物から連続的に中性子による照射を受けた場合でも、 ^{10}B の減少は無視でき、 の効力も失われなため、放射線照射による経年変化への影響はない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	化学的变化	本材料はステンレス鋼に覆われた密閉空間にあり、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。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	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、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。

3.3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（炭素鋼）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
炭素鋼	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350℃以下であり、本材料では機能の低下は起きず、経年変化の影響は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	放射線	年間1回、1度の運搬に要する期間を365日として、40年間使用する条件下で、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、許容値10 ¹⁶ 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は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	化学的变化	炭素鋼の大気中での腐食深さは、年間0.021mmであり、40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0.84mmと推定される。（□）章 A. 構造解析のうち、A.10.6の固縛装置の強度解析における運搬台固縛金具穴部について、腐食による0.84mmの板厚減少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。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。

3.3.3 核燃料輸送物の経年変化の考慮（炭素鋼）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
炭素鋼	疲労	<p>(1) 吊上装置は、A.10.6で示したとおり、吊り上げ繰り返し回数（4000回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>(2) 固縛装置は、A.10.6で示したとおり、繰り返し回数（4000回）は、許容繰り返し回数より十分に低く、疲労による経年変化の影響を受けない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p>

3.3.4 核燃料輸送物の経年変化の考慮（木材）

構成材料	経年変化要因	経年変化の評価
木材	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115℃以下であり、本材料では機能の低下は起きないため、熱による経年変化の影響は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	放射線	本輸送容器で収納する収納物について、そこから発生する中性子からの中性子照射量は、許容値3MGy以下であること、ガンマ線照射量が許容値0.1MGy以下であることから、放射線照射による経年変化の影響は受けない。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	化学的变化	本材料はステンレス鋼に覆われた密閉空間にあり、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。以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。
	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、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。