

核燃料輸送物設計承認英文証明願

三原燃第 21 - 0644 号
令和 4 年 1 月 19 日

原子力規制委員会 殿

住所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 622 番地 1
氏名 三菱原子燃料株式会社
代表取締役社長 大和矢 秀成

下記の核燃料輸送物の設計が I A E A 放射性物質安全輸送規則（2012年版）の技術基準に適合していることについて英文により証明していただきたく、申請します。

記

1. 核燃料輸送物の名称
MX-6 型
2. 設計承認番号
J / 2026 / AF-96
3. 英文証明の申請を行う理由
本核燃料輸送物を日米間にて輸送する予定であり、輸送関係国に当該核燃料輸送物設計承認の有効確認を申請するため。
4. 承認を受けようとする設計の事項
添付参照

1. The Competent Authority Identification Mark : J/2026/AF-96
2. Name of Package : MX-6
3. Type of Package : Type A Package containing Fissile Material
4. Specification of Package
 - (1) Materials of Packaging
 - (i) Body : Stainless steel, Copper, Alloy steel, Resin
 - (ii) Lid parts : Titanium alloy, Alloy steel, Resin
 - (iii) Basket : Aluminum alloy, Borated stainless steel
 - (iv) Shock absorbing cover : Wood, Stainless steel, Alloy steel
 - (2) Total Weight of Packaging : tons or less
 - (3) Outer Dimensions of Packaging
 - (i) Outer diameter : Approximately 2.1 m
 - (ii) Length : Approximately 6.0 m
(including top and rear shock absorbing covers)
 - (4) Total Weight of Package : 19.5 tons or less
 - (5) Illustration of Package : See the attached Figure
5. Specification of Radioactive Contents : See the attached Table-1
6. Description of Containment System

The containment system of the package consists of the body and the lid. EPDM O-rings, referred to as the lid gaskets and the quick connection cover gaskets, shall be installed on the contact surface of the lid against the body and on the contact surface of the quick connection cover against the lid.
7. For Package containing Fissile Materials,
 - (1) Restrictions on Package
 - (i) Restriction Number "N" : No restriction
 - (ii) Array of Package : No restriction
 - (iii) Criticality Safety Index (CSI) : 0
 - (2) Description of Confinement System

The confinement system of the package consists of the fuel rods, the fuel assemblies, the basket and the inner shell of the body.
 - (3) Assumptions of Leakage of Water into Package

In the criticality safety analysis for the package, water is assumed to leak into the void spaces of the packages.

(4) Special Features in Criticality Assessment

Not applicable

8. For Type B(M) Packages, a statement regarding prescriptions of Type B(U) Package that do not apply to this Package

Not applicable

9. Assumed Ambient Conditions

(i) Ambient Temperature Range : $-40^{\circ}\text{C}\sim 38^{\circ}\text{C}$

(ii) Insolation Data : Table 12 of IAEA Regulation

10. Handling, Inspection and Maintenance

Packages must be handled, inspected and maintained in the manner described in the safety analysis report for the package.

11. Issue Date and Expiry Date

(i) Issue Date : March 20, 2019

(ii) Expiry Date : March 19, 2024

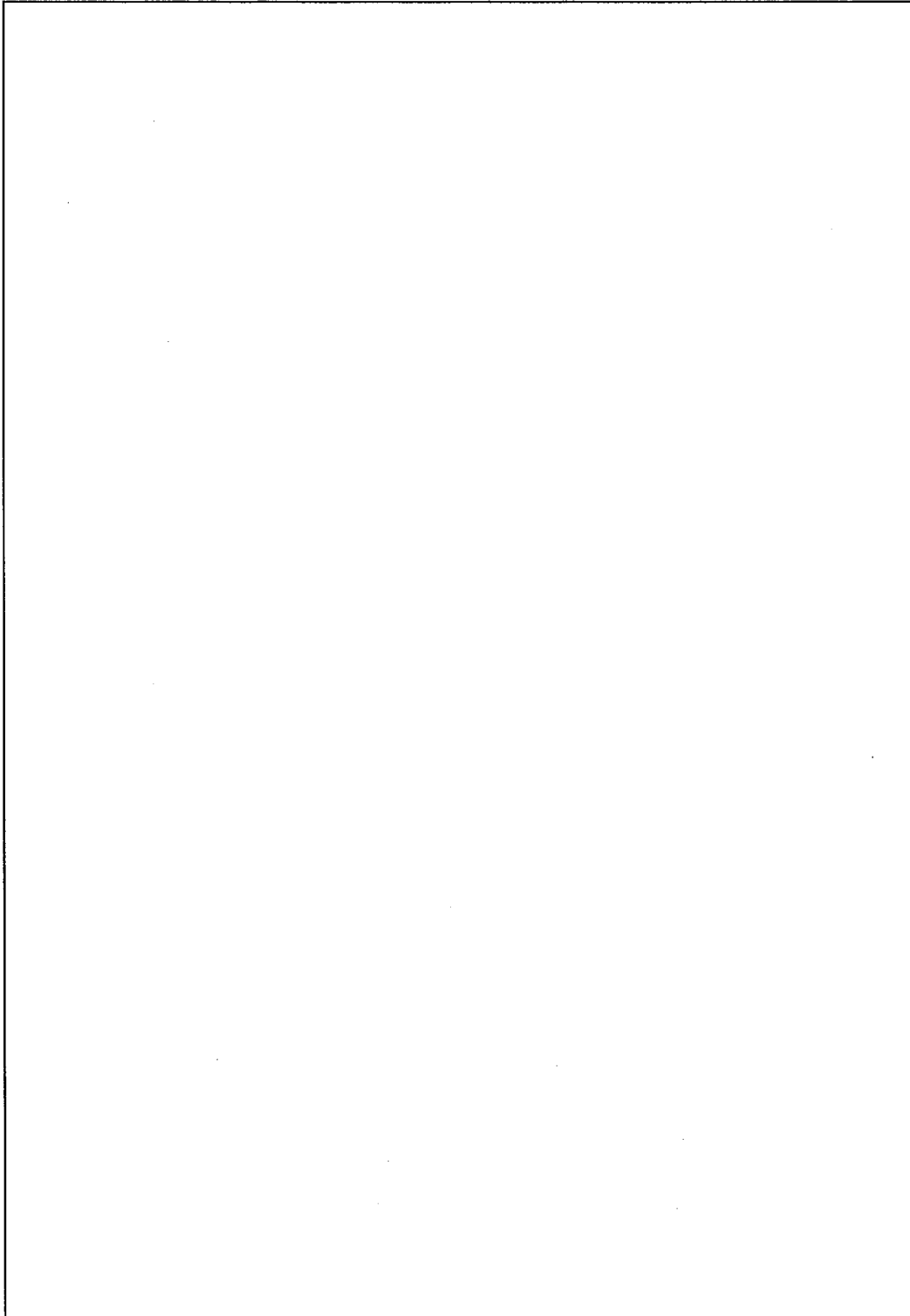


Figure MX-6 Packaging

Table-1 Specifications of Radioactive Content

Items		Type of Fuel Assembly	9 x 9	
Description		Fresh Fuel Assembly for BWR ¹⁾		
Physical State		Solid (UO ₂ Pellet or Gadolinia - UO ₂ Pellet)		
Per Packaging	Number of Assemblies		10 or less	
	Weight of Content (kg)		<input type="text"/> or less	
	Activity	Total Activity (GBq)		<input type="text"/> or less (Total Major Nuclides: <input type="text"/> or less)
		Major Nuclides ²⁾ (GBq)	²³² U	<input type="text"/>
			²³⁴ U	
			²³⁵ U	
			²³⁶ U	
²³⁸ U				
⁹⁹ Tc				
Heat Generation Rate		N/A (Fresh Fuel Assembly)		
Enrichment (wt%)		5.0 or less		
Per Fuel Assembly	Weight	Fuel Assembly (kg) (Including Channel Box)	<input type="text"/> or less	
		Uranium Oxide (kg)	<input type="text"/> or less	
		Uranium (kg)	<input type="text"/> or less	
	Burn up Rate		N/A (Fresh Fuel Assembly)	
Cooling Time		N/A (Fresh Fuel Assembly)		
Impurity Specification of Enriched Uranium		²³² U	≤ <input type="text"/> μg/gU	
		²³⁴ U	≤ <input type="text"/> μg/g ²³⁵ U	
		²³⁶ U	≤ <input type="text"/> μg/gU	
		⁹⁹ Tc	≤ <input type="text"/> μg/gU	
		In case of ²³⁶ U < <input type="text"/> μg/gU, ²³² U and ⁹⁹ Tc are not applicable.		

Note 1) Fresh fuel assemblies stored in spent fuel pool

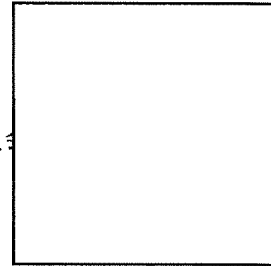
Note 2) For enrichment of 5.0 wt%

核燃料輸送物設計承認書

原規規発第 1903202 号
平成 31 年 3 月 20 日

三菱原子燃料株式会社
代表取締役社長 梅田 賢治 殿

原子力規制委員



平成 2 年科学技術庁告示第 5 号（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）第 41 条第 1 項の規定に基づき、平成 30 年 8 月 17 日付け三原燃第 18-393 号をもって申請（平成 31 年 2 月 5 日付け三原燃第 18-1013 号をもって一部補正）のあった核燃料輸送物の設計については、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（昭和 53 年総理府令第 57 号）に定める技術上の基準に適合していると認められるので、同規則第 21 条第 2 項の規定に基づき、下記のとおり承認します。

なお、本核燃料輸送物設計承認書は、当該核燃料輸送物が通過し又は搬入される国において定められた原子力事業者等及び原子力事業者等から運搬を委託された者が従うべき義務を免除するものではないことを申し添えます。

記

- 設計承認番号 : J/2026/AF-96
- 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
名称 : 三菱原子燃料株式会社
住所 : 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 622 番地 1
代表者 : 代表取締役社長 梅田 賢治
- 核燃料輸送物の名称 : MX-6 型

4. 核燃料輸送物の種類

- (1) 核燃料輸送物の種類 : A型核分裂性輸送物
- (2) 輸送制限個数 : 制限なし
- (3) 配列方法 : 任意
- (4) 臨界安全指数 : 0

5. 核燃料輸送物の外形寸法、重量その他の仕様

(1) 核燃料輸送物の外形寸法

外径 : 約 2.1 m (前部及び後部衝撃吸収カバーを含む)

長さ : 約 6.0 m (前部及び後部衝撃吸収カバーを含む)

(2) 核燃料輸送物の総重量 : 19.5 トン以下 (輸送架台は含まず)

(3) 核燃料輸送物の外観 : 添付図のとおり

詳細形状は、本核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請書別紙の (イ) - 第 C.3 図から (イ) - 第 D.3 図までに示されているものとする。

(4) 輸送容器の主要材料

本体 : ステンレス鋼、銅、合金鋼、レジン

蓋部 : チタン合金、合金鋼、レジン

バスケット : アルミニウム合金、ボロン入りステンレス鋼

衝撃吸収カバー : 木材、ステンレス鋼、合金鋼

(5) 収納する核燃料物質等の種類、性状、重量及び放射能の量

添付表のとおり

6. 臨界安全評価における浸水の領域に関する事項

本核燃料輸送物は臨界計算上、輸送物の内部に水が浸水しても問題ない。

7. 収納物の密封性に関する事項


本輸送物の密封境界は、本体及び蓋板により構成されている。本体と蓋板の接合部及び蓋板のクイックコネクションを取り付けた貫通部においては、それぞれ蓋部ガスケット (EPDM 製 O リング) 及びクイックコネクションカバーガスケット (EPDM 製 O リング) を用いて密封すること。

8. BM 型輸送物にあつては、BU 型輸送物の設計基準のうち適合しない基準

該当しない。

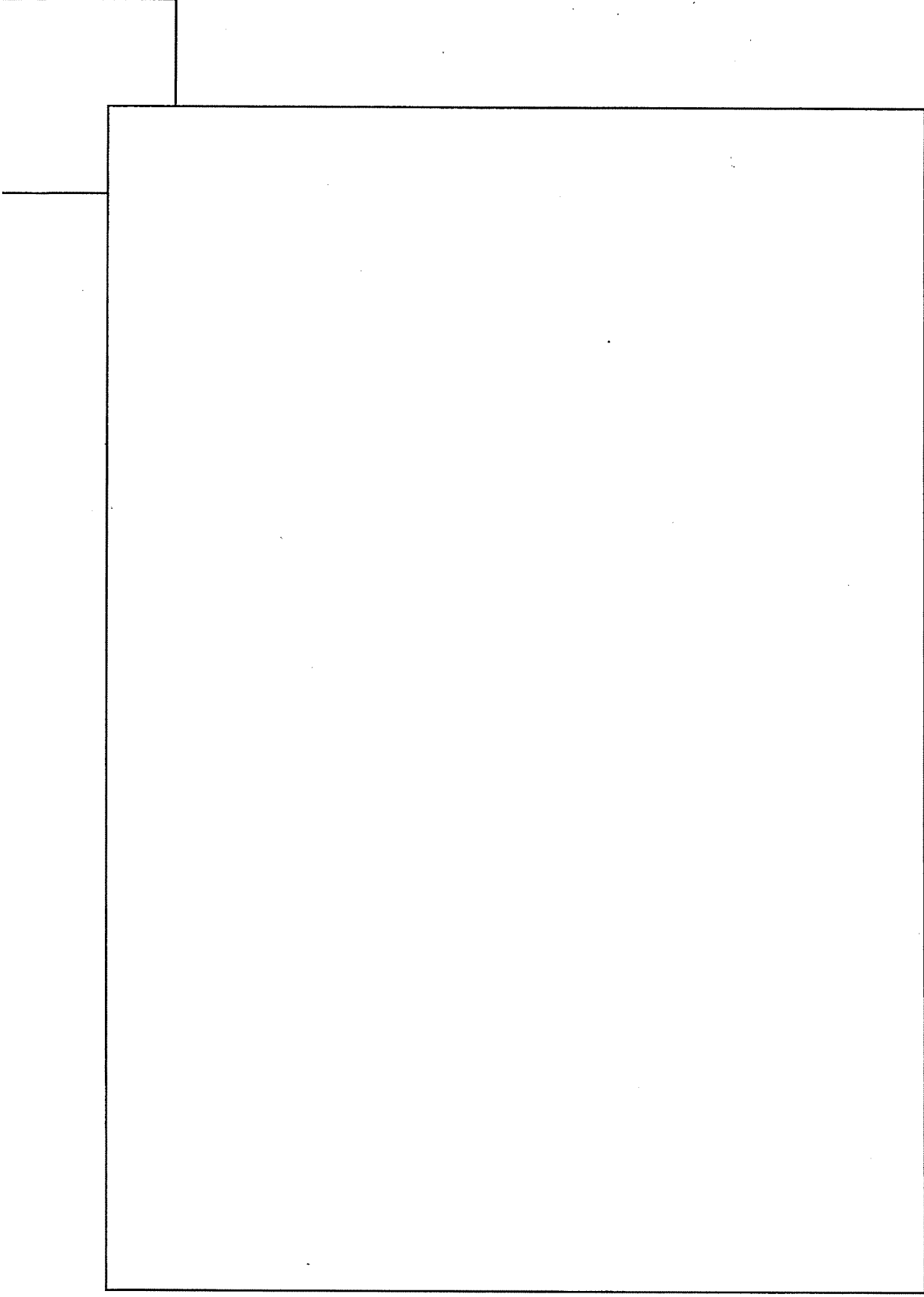
9. 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱いに関する事項

本輸送容器の保守及び定期自主検査並びに核燃料輸送物としての取扱いについては、本核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請書別紙 (二) 章に記載した方法により実施すること。



10. 核燃料輸送物設計承認書の有効期間

平成31年3月20日から平成36年3月19日まで



添付図 MX-6 型輸送物の外観及び構造図

添付表 収納する核燃料物質等の種類、性状、重量及び放射能の量

燃料集合体の形式		9 × 9燃料			
項目	種類	軽水炉(BWR)新燃料集合体 ¹⁾			
	性状	固体(二酸化ウラン粉末焼結体、又は ガドリニア入り二酸化ウラン粉末焼結体)			
輸送容器 1基当たり	収納体数(体)	10 以下			
	収納物重量(kg)	□ 以下			
	放射能の量	総量(GBq)	□ 以下 (主要な核種の合計: □ 以下)		
		主要な核種 ²⁾ (GBq)	²³² U	□	□
			²³⁴ U	□	
			²³⁵ U	□	
²³⁶ U			□		
²³⁸ U	□				
	⁹⁹ Tc	□			
	発熱量	該当せず(未使用)			
	濃縮度(wt%)	5.0 以下			
燃料集合体 1体当たり	重量	燃料集合体重量(kg) (チャンネルボックスを含む)	□ 以下		
		二酸化ウラン重量(kg)	□ 以下		
		ウラン重量(kg)	□ 以下		
	燃焼度	該当せず(未使用)			
	冷却日数	該当せず(未使用)			
濃縮ウランの不純物仕様		²³² U	≤ □	μg/gU	
		²³⁴ U	≤ □	μg/g ²³⁵ U	
		²³⁶ U	≤ □	μg/gU	
		⁹⁹ Tc	≤ □	μg/gU	
		ただし、 ²³⁶ U < □ μg/gU の場合、 ²³² U 及び ⁹⁹ Tc は適用外			

注 1)使用済燃料プールに保管されていた未使用の燃料集合体

注 2)濃縮度が 5.0wt%の場合

核燃料輸送物設計承認書記載事項変更届出書

三原燃第 21 - 0635 号

令和 4 年 1 月 6 日

原子力規制委員会 殿

住所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川 622 番地 1

氏名 三菱原子燃料株式会社

代表取締役社長 大和矢 秀成

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（平成 2 年科学技術庁告示第 5 号）第 4 1 条第 6 項の規定により、下記のとおり届け出ます。

記

- | | | |
|---|--------------|----------------------------------|
| 1 | 核燃料輸送物の名称 | MX - 6 型 |
| 2 | 核燃料輸送物設計承認番号 | J / 2 0 2 6 / A F - 9 6 |
| 3 | 変更前 | 氏名 三菱原子燃料株式会社
代表取締役社長 梅 田 賢 治 |
| 4 | 変更後 | 氏名 三菱原子燃料株式会社
代表取締役社長 大和矢 秀 成 |
| 5 | 変更の年月日 | 令和 4 年 1 月 1 日 |
| 6 | 変更の理由 | 代表取締役社長交代のため |

承認を受けようとする設計の事項のうち核燃料輸送物設計承認書に記載のない事項の根拠を表1に示し、核燃料輸送物設計承認申請書の一部を別紙として添付します。

表1 核燃料輸送物設計承認書に記載のない事項の根拠

承認を受けようとする設計の事項 (核燃料輸送物設計承認書に記載のないもの)	承認を受けようとする設計の事項の根拠 (核燃料輸送物設計承認申請書の記載)
4. Specification of Package (2) Total Weight of Packaging : <input type="text"/> tons or less	別紙の(イ)-Aに記載している輸送物の総重量「19.5トン以下」((イ)-A-1ページ)及び収納物重量「 <input type="text"/> kg以下」((イ)-A-2ページ)より、輸送容器の総重量は「 <input type="text"/> トン以下」と算出される。 なお、当該核燃料輸送物設計承認に基づく容器承認書(令和2年10月20日付け原規規発第2010206号)においても、輸送容器重量は「 <input type="text"/> トン以下」である。
7. For Package containing Fissile Materials, (2) Description of Confinement System The confinement system of the package consists of the fuel rods, the fuel assemblies, the basket and the inner shell of the body.	別紙のロ章E.3((ロ)-E-5～(ロ)-E-10ページ)に記載している解析モデルを用いた臨界評価を行い、本輸送物が臨界に達しないことが確認されている。 当該臨界評価において、収納物の臨界防止のための本核燃料輸送物の構造は、燃料棒、燃料集合体、バスケット及び本体の内筒より構成されている。
7. For Package containing Fissile Materials, (4) Special Features in Criticality Assessment Not applicable	別紙のロ章E.4.2((ロ)-E-11ページ)に記載しているように、臨界評価において輸送物内へ水が浸入することを想定しており、浸水及び漏水を防止する特別な措置は必要とされない。
9. Assumed Ambient Conditions (i) Ambient Temperature Range : -40°C~38°C	別紙の(ロ)-第B.3表((ロ)-B-9ページ)に記載のとおり、一般の試験条件下における熱的条件として、周囲温度を-40°Cから38°Cとしている。
9. Assumed Ambient Conditions (ii) Insolation Data : Table 12 of IAEA Regulation	別紙の(ロ)-第B.3表((ロ)-B-9ページ)及び(ロ)-第B.4表((ロ)-B-18ページ)に記載のとおり、本輸送物の熱解析においては外運搬告示 ^(※) 別記第四に規定された放射熱を考慮している。 同告示に規定された放射熱の条件はIAEA放射性物質安全輸送規則(2012年版)のTable 12と同一である。

※ 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

MX-6 型
核燃料輸送物設計承認申請書

別 紙

平成 31 年 2 月

三菱原子燃料株式会社

(イ) 章 核燃料輸送物の説明

(イ) - A 目的及び条件

- | | |
|--------------------|--|
| 1. 輸送物の使用目的 | 軽水炉型原子力発電所の使用済燃料プールに保管されていた未使用の燃料集合体を燃料加工工場に輸送するために使用する。 |
| 2. 輸送容器の型名 | MX - 6 型 |
| 3. 輸送物の種類 | A 型核分裂性輸送物 |
| 4. 輸送制限個数 | 任意 |
| 5. 輸送指数 | 0.1 以下 |
| 6. 臨界安全指数 | 0 |
| 7. 輸送物の総重量 | 19.5 トン以下 (輸送架台は含まず) |
| 8. 輸送容器の外形寸法 | 外径約 2.1m、長さ約 6.0m
(前部及び後部衝撃吸収カバーを含む) |
| 9. 輸送容器の材質 | |
| 本 体 : | ステンレス鋼、銅、合金鋼、レジン |
| 蓋 部 : | チタン合金、合金鋼、レジン |
| バスケット : | アルミニウム合金、ボロン入りステンレス鋼 |
| 衝撃吸収カバー : | 木材、ステンレス鋼、合金鋼 |
| 10. 輸送容器に収納する核燃料物質 | 核燃料物質の仕様を (イ) - 第 A.1 表に示す。 |
| 11. 輸送形態 | 車両による陸上輸送及び船による海上輸送 |

(イ) 第A.1表 輸送容器に収納する核燃料物質の仕様

燃料集合体の形式		9 × 9 燃料			
種 類		軽水炉 (BWR) 新燃料集合体 ¹⁾			
性 状		固体 (二酸化ウラン粉末焼結体、又はガドリニア入り二酸化ウラン粉末焼結体)			
輸送容器 1 基当たり	収納体数 (体)		10 以下		
	収納物重量 (kg)		□ 以下		
	放射能の量	総 量 (GBq)	□ 以下 (主要な核種の合計: □ 以下)		
		主要な核種 ²⁾ (GBq)	²³² U	□	
			²³⁴ U		
			²³⁵ U		
²³⁶ U					
²³⁸ U					
⁹⁹ Tc					
発 熱 量		該当せず (未使用)			
濃 縮 度 (wt%)		5.0 以下			
燃料集合体 1 体当たり	重 量	燃料集合体重量 (kg) (チャンネルボックスを含む)	□ 以下		
		二酸化ウラン重量 (kg)	□ 以下		
		ウラン重量 (kg)	□ 以下		
	燃 焼 度	該当せず (未使用)			
冷 却 日 数	該当せず (未使用)				
濃縮ウラン中の不純物仕様		²³² U	≦ □ μ g/gU		
		²³⁴ U	≦ □ μ g/g ²³⁵ U		
		²³⁶ U	≦ □ μ g/gU		
		⁹⁹ Tc	≦ □ μ g/gU		
		ただし、 ²³⁶ U < □ μ g/gU の場合、 ²³² U 及び ⁹⁹ Tc は適用外			

注 1) 使用済燃料プールに保管されていた未使用の燃料集合体

注 2) 濃縮度が 5.0 wt% の場合

(㉔)-第B.3表 一般の試験条件下の熱的条件

項目		条件	
		最高温度評価条件	最低温度評価条件
崩壊熱 (W)		0	0
環境条件	周囲温度 (°C)	静止空気 38	静止空気 -40
	太陽放射熱 (W/m ²)	400 ¹⁾	0
	周囲放射率	1.0	1.0
輸送物表面	放射率 ²⁾		
	太陽光吸収率 ²⁾		

注1) 告示別記第四の「その他の表面」に対する放射熱

注2) 胴外板(塗装面)に比べて入熱量が大きくなる衝撃吸収カバー外板(ステンレス鋼)の値を用いる

B.4.2 最高温度

定常状態における輸送物外表面の熱収支をとることにより、一般の試験条件下における輸送物の最高温度を以下に求める。

流入熱量は太陽からの放射熱のみであるため、輸送物表面温度が最高温度となり、定常状態では輸送物は輸送物表面温度で一様になる。

放出熱量は周囲への放射による放出熱 Q_1 と自然対流による放出熱 Q_2 の和となることから、流入熱量 $Q_{in} = Q_1 + Q_2$ となる輸送物表面温度 T (°C) を求める。

(1) 太陽からの放射熱 Q_{in}

$$Q_{in} = 400 \text{ (W/m}^2\text{)} \times a \times A$$

a : 輸送物表面の太陽光吸収率 []

A : 輸送物表面の面積 (m²)

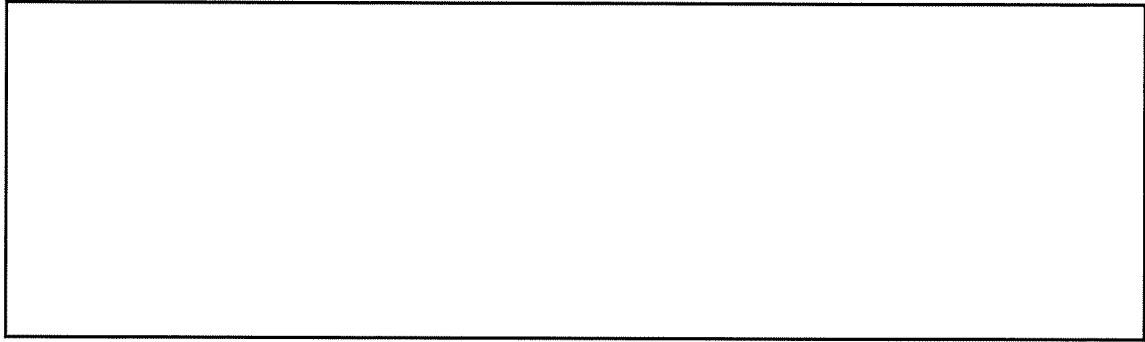
(2) 周囲への放射による放出熱 Q_1

$$Q_1 = A \times \varepsilon \times \sigma \times \{(T+273)^4 - (T_0+273)^4\}$$

ε : 輸送物表面の放射率 []

σ : ステファン・ボルツマン定数 (W/m²·K⁴)

T_0 : 周囲温度 [38 °C]



(㊦)-第B.4図 要素分割図 (軸対称モデル)

(㊦)-第B.4表 特別の試験条件下の熱的条件

項 目		条 件	
		火災 30 分間	火災後
崩 壊 熱 (W)		0	0
環 境 条 件	周 围 温 度 (°C)	800	静止空気 38
	太 陽 放 射 熱 (W/m ²)	円筒面 : 400 ¹⁾ 垂直面 : 200 ²⁾	円筒面 : 400 ¹⁾ 垂直面 : 200 ²⁾
	周 围 放 射 率	0.9	1.0
輸 送 物 表 面	塗 装 面	放 射 率	0.8
		太 陽 光 吸 收 率	0.8
	ス テ ン レ ス 鋼	放 射 率	0.8
		太 陽 光 吸 收 率	0.8

注 1) 告示別記第四の「その他の表面」に対する放射熱

注 2) 告示別記第四の「垂直に輸送される表面」に対する放射熱

E.3 モデル仕様

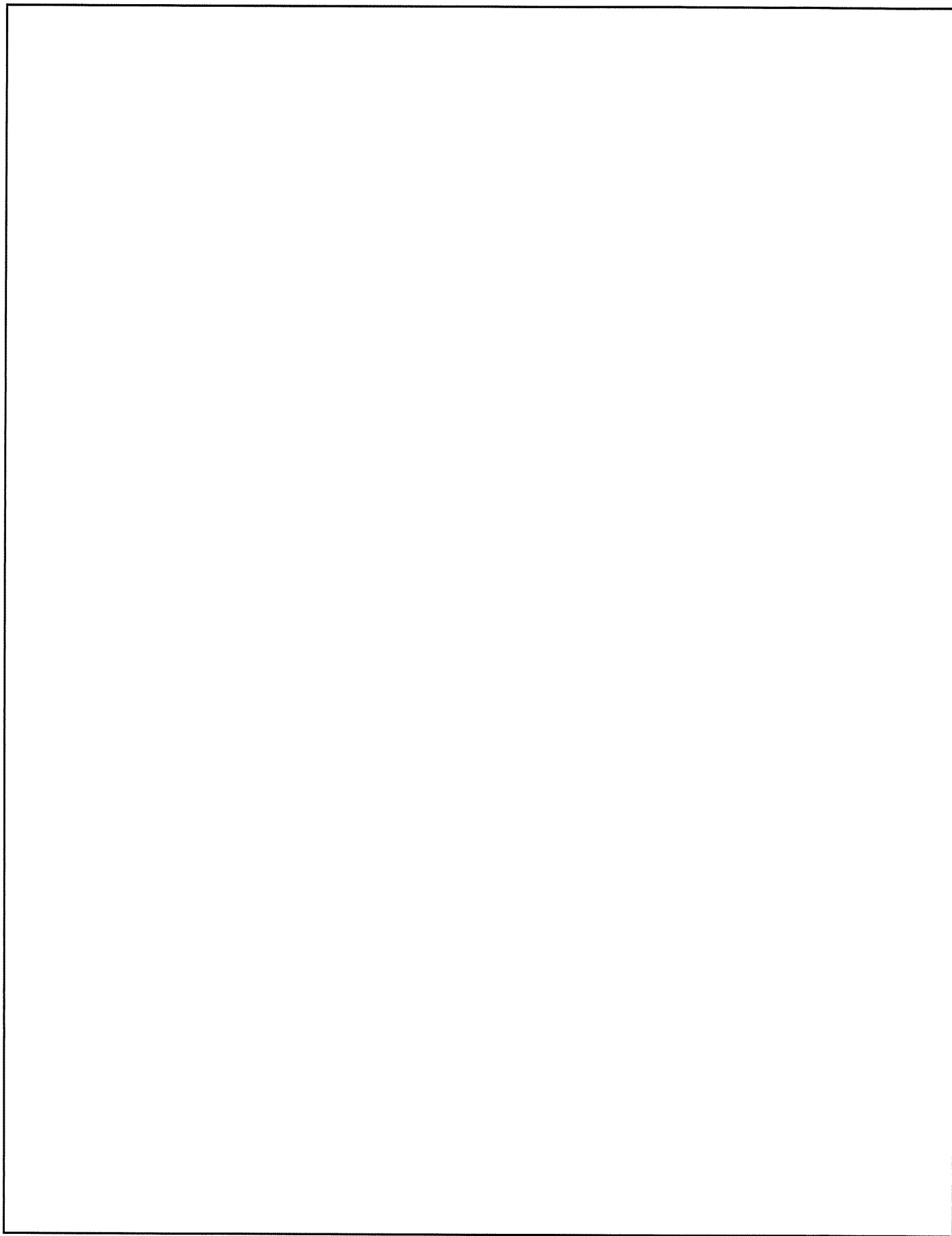
E.3.1 解析モデル

本輸送物の実効増倍率の計算は、(p)－第E.1 図～(p)－第E.3 図に示す解析モデルで行う。解析モデルは以下の領域により構成される。

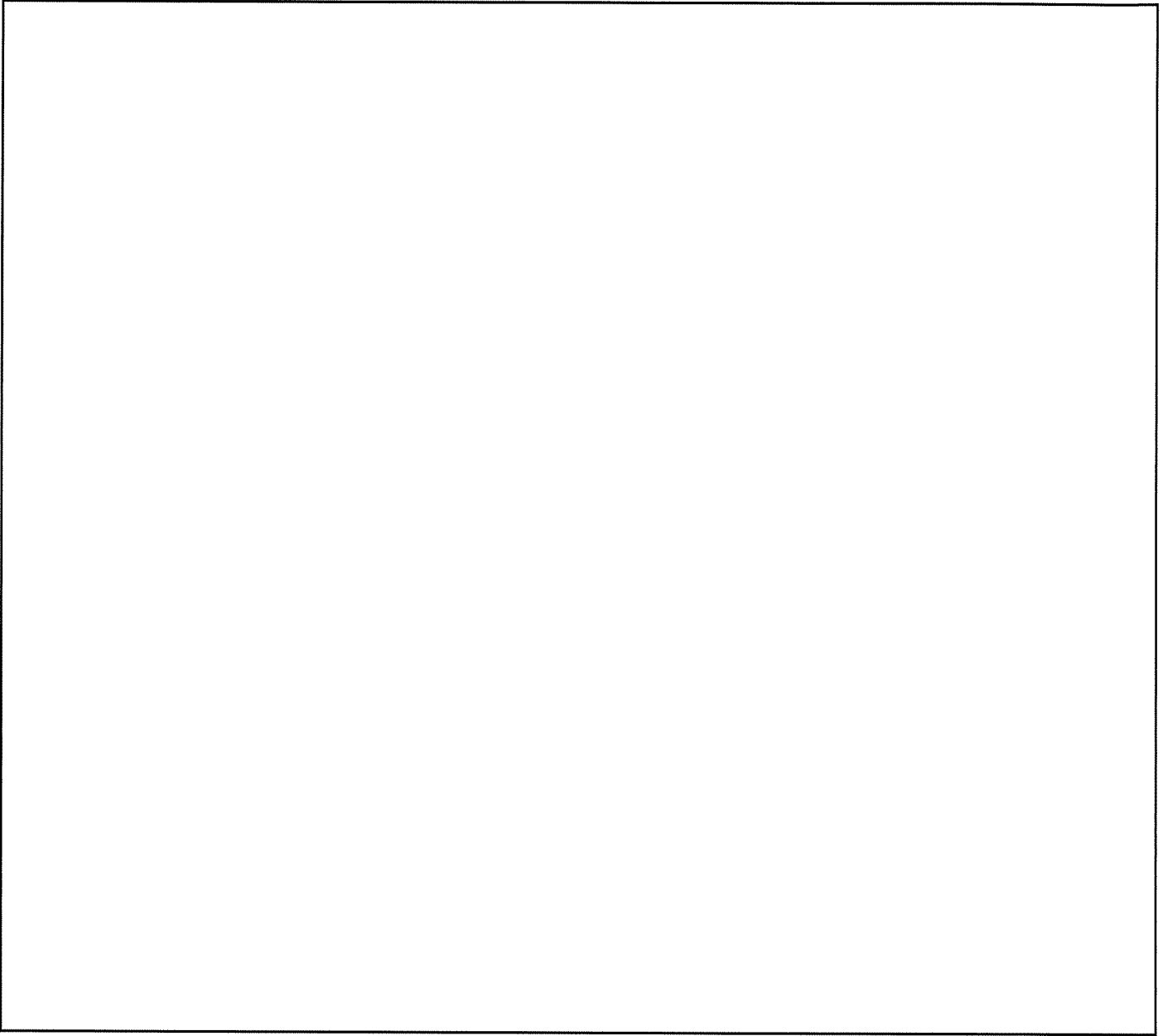
- | | | |
|-----------------------------------|---|------------------------------------|
| ① 燃料 | } | the fuel rods, the fuel assemblies |
| ② 被覆管 (ジルカロイ) | | |
| ③ ロジメント (ボロン入りステンレス鋼) | } | the basket |
| ④ <input type="text"/> (アルミニウム合金) | | |
| ⑤ <input type="text"/> (アルミニウム合金) | | |
| ⑥ <input type="text"/> (アルミニウム合金) | | |
| ⑦ 追加遮蔽板 (アルミニウム合金) | | |
| ⑧ アルミスペーサー (アルミニウム合金) | } | the inner shell of the body |
| ⑨ 内筒 (ステンレス鋼) | | |
| ⑩ 水 | | |
| ⑪ 空間 (真空) | | |

解析モデルは、安全側の評価となるように以下の条件を考慮している。

- ・ 軸方向に無限長を仮定し、胴外板、胴ガセット及び胴部レジンを並びに蓋板、底板及び衝撃吸収カバーを無視する。
- ・ 容器内の水密度は、実効増倍率が最大となるように g/cm³ とする。
- ・ 輸送物の外側は真空とし、実効増倍率が最大となるように完全反射境界とする。
- ・ ウォーターロッド及びチャンネルボックスを安全側に無視する。
- ・ 燃料集合体の変形を考慮し、全燃料集合体についてロジメント内での全スパンの燃料棒ピッチを拡大させた配列とする。

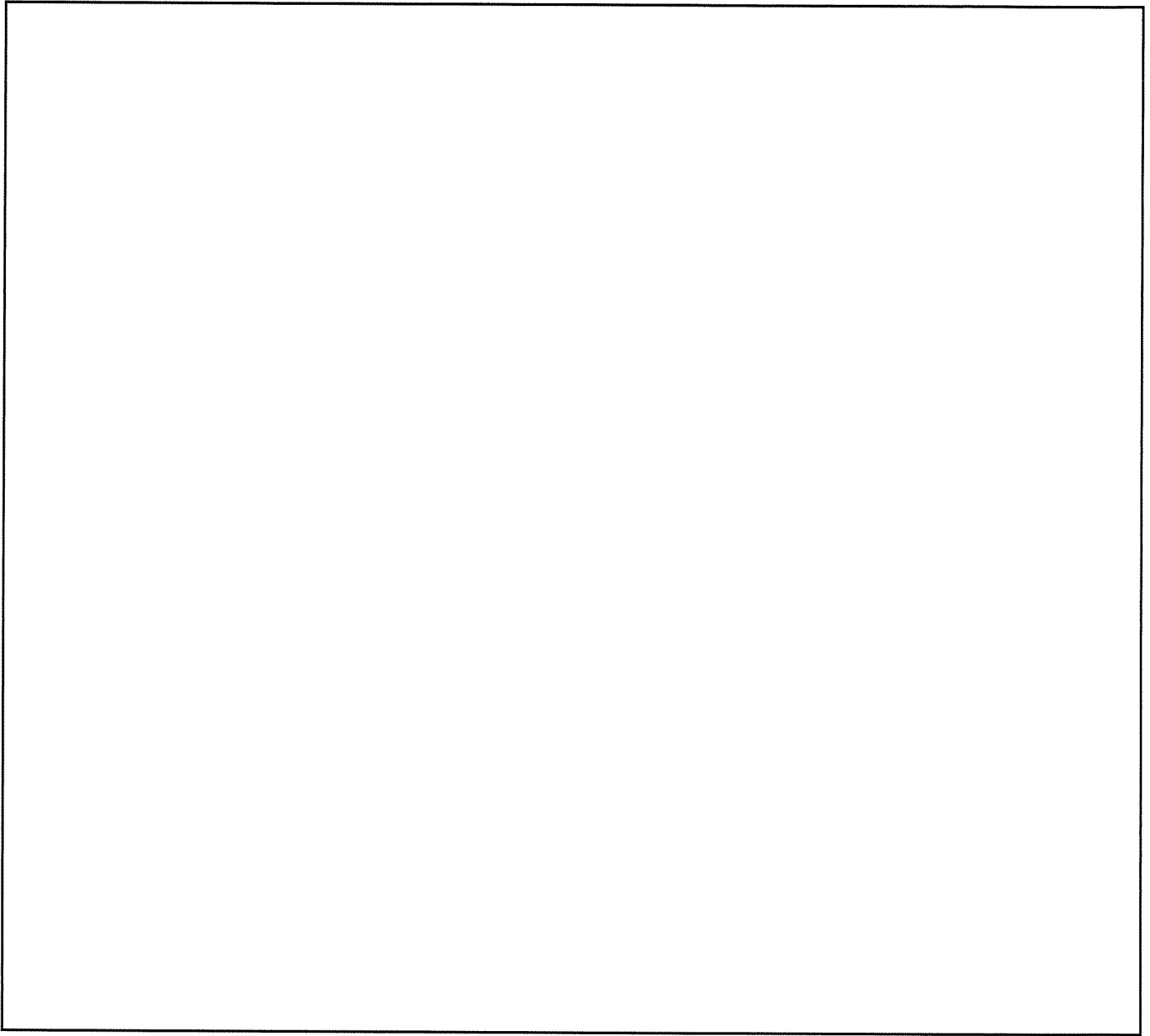


(ア)－第E.1図 臨界解析モデル（軸方向断面図）



(ア) 第 E. 2 図 臨界解析モデル (横断面図)





(㊦)－第E.3図 臨界解析モデル (横断面図)



E.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

臨界解析で用いた各領域の構成各元素の原子個数密度を(ρ)－第E.3表に示す。

なお、原子個数密度は、常温における値を用いた。


the fuel rods,
the fuel assemblies

(ρ)－第E.3表 臨界解析に用いる各領域の原子個数密度 (1/2)

領域	材料	密度 (g/cm ³)	体積比 (%)	核種	原子個数密度 (atoms/barn·cm)
①燃料	二酸化ウラン	10.63	100	0	
				²³⁵ U	
				²³⁸ U	
②被覆管	ジルカロイ	6.55	100	Zr	
				Sn	
③ロジメント	ボロン入り ステンレス鋼	7.80	100	¹⁰ B	
				¹¹ B	
				Cr	
				Fe	
				Ni	
④	アルミニウム 合金	2.78	100	Mg	
⑤				Al	
				Cu	
⑥	アルミニウム 合金	2.80	100	Mg	
				Al	
				Cu	
				Zn	
⑦追加遮蔽板	アルミニウム 合金	2.84	100	Al	
				Cu	
⑧アルミスパーサー	アルミニウム 合金	2.70	100	Mg	
				Al	

the basket

(㉓)－第E.3表 臨界解析に用いる各領域の原子個数密度 (2/2)

領域	材料	密度 (g/cm ³)	体積比 (%)	核種	原子個数密度 (atoms/barn·cm)
⑨内筒	 ステンレス鋼	7.80	100	Cr	
				Fe	
				Ni	
				Cu	
				Mo	
⑩水	水	1.00	100	H	
				O	

the inner shell of the body

E.4 未臨界評価

E.4.1 計算条件

収納物、輸送容器及び中性子吸収材のモデル化の妥当性について以下に示す。

(1) 収納物

輸送物の燃料の最大収納量は 10 体であるため、本解析では最大収納量の場合を想定している。また、(ロ) 第 E.2 表に示す燃料に対し、安全側に核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件における燃料集合体の変形を考慮し、全スパンの燃料棒をロジメント内に均一にピッチ拡大させている。(付属書類-3 参照)

(2) 輸送容器

臨界解析では、軸方向に無限長を仮定し、胴外板、胴ガセット及び胴部レジン並びに蓋板、底板及び衝撃吸収カバーを、安全側の仮定とするため無視している。

(3) 中性子吸収材

中性子吸収材であるボロン入りステンレス鋼に含まれるボロンの含有量を、最低保証値である \square wt% としており、十分安全側の解析モデルとなっている。また、本輸送容器内の中性子束は低いため、長時間経過しても、この中性子の捕獲によって吸収材が著しく消耗されることはない。

E.4.2 輸送物への水の浸入等

最大の実効増倍率を評価するために、輸送物内へ水が浸入するものとしている。(付属書類-1 参照)

輸送物の外側は、真空とし、実効増倍率が最大となるように完全反射境界とする。(付属書類-1 に示すように、容器外の空間の水の存在が実効増倍率へ与える影響は無視できるため考慮しない。)

E.4.3 計算方法

臨界計算には、米国オークリッジ国立研究所で開発された SCALE システム^[1]を用い、実効増倍率(k_{eff})の計算には多群モンテカルロ計算コード KENO-VI を用いる。

燃料領域以外の領域の群定数計算には共鳴計算処理コード CENTRN/PMC/WORKER を、燃料領域の群定数計算には共鳴処理コード BONAMI、CENTRN/PMC/WORKER 及び一次元輸送計算コード XSDRNPM を用いる。核データライブラリーは SCALE システムの内蔵ライブラリーデータの一つである ENDF/B-VII 238 群ライブラリーデータを用いる。