

輸送容器①の設計承認申請に関する説明資料

京都大学複合原子力科学研究所

輸送容器①の設計承認申請について、これまでのヒアリングのコメント等に、京都大学が輸送するものだけを記載する内容に変更する。以下、各章について、資料のとおり説明する。

イ章

収納物の記載を京都大学が輸送するものだけに変更する。これに合わせて図表を大幅に削除。

ロ章 A～G

基本的な方針として、京都大学が輸送するものだけに変更する。

構造解析 ■■■■■ の記載を削除した。

熱解析：収納物の数のみを変更した。

密封解析：燃料板表面の放射能について、一般、特別の条件下共に、京都大学の数値を記載する。また、低照射された燃料についても ■■■■■ の値を使用した。

遮蔽解析：京都大学が輸送するものだけに変更する。評価値については、これまでの値を代表燃料要素として、保守的な値を採用した。

臨界解析：■■■■■ の記載を削除し、京都大学が輸送するものだけの評価値に変更する。これに合わせて図面等を大幅に削除。

経年変化：上記の記載に合わせて、記載を変更する。

なお、使用年数は30年、使用頻度は年3回、一輸送の期間を100日と設定する。

ステンレス鋼については、金属キャスク構造規格等の記載から、熱、腐食についても影響がない。中性子照射量は ■■■■■ で、材料に影響がでるレベルの 10^{15} を大きく下回る ■■■■■ については、ステンレスに覆われているため、腐食はない。放射線についても影響はない。熱的に変化について、現在企業に問い合わせ中。

規則及び告示に対する適合性の評価：上記の記載に合わせて、京都大学の評価ベースで記載を変更。

ハ章、二章 大きな変更はなし。

以上

イ章 核燃料輸送物の説明

(イ)章 核燃料輸送物の説明

(イ)－A. 目的及び条件

本輸送容器は、国立大学法人京都大学の複合原子力科学研究所に設置されている京都大学研究用原子炉（KUR）の新燃料要素 [REDACTED] を内外の加工事業者の工場からそれぞれKUR [REDACTED] に輸送することを目的とするものである。また、複合原子力科学研究所核燃料物質使用施設から [REDACTED] 輸送するために使用する。

本輸送容器の概念図を (イ)－第A.1図に示す。

(1) 輸送容器の型名 [REDACTED]

(2) 輸送物の種類

(a) BU型核分裂性輸送物

(3) 輸送制限個数

(4) 輸送制限配列

(5) 輸送指数

(6) 臨界安全指数

(7) 輸送物の重量

(8) 輸送容器の外形寸法

(a) 外 径

(b) 高 さ

(9) 輸送容器の重量

[REDACTED] バスケット収納時

(10) 輸送容器の主要材質

(a) 本 体

ステンレス鋼、 [REDACTED]

(b) 外容器蓋

ステンレス鋼、 [REDACTED]

(c) 内容器蓋

ステンレス鋼 [REDACTED]

(d) 燃料バスケット

ステンレス鋼 [REDACTED]

(11) 輸送容器に収納する核燃料物質

輸送容器に収納する燃料には、研究用原子炉の燃料要素として低濃縮ウラン燃料（以下「LEU燃料」という）がある。これらの燃料については、使用目的から標準燃料要素、特殊燃料要素及び半装燃料要素に区別される。また、

輸送容器に収納する核燃料物質の種別及び数量は、次の何れかとする。

(a) 研究用原子炉未照射新燃料 ……………

新燃料は、公称濃縮度が等しいもののみが収納される。

(b) _____

(c) _____

(12) 輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様

核燃料物質の仕様を (イ) 第 A. 1 表 に示す。

(13) 輸送形態

(a) 輸送方式

海上輸送は貨物船により、陸上輸送は貨物自動車によりいずれも専用積載で行われる。

(b) 積載方式

輸送容器は専用の固縛用具により緊縛固定される。

(イ) - 第 A.1 表 輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様 (1/3) (研究用原子炉未照射新燃料)

原子炉		
燃料要素		
全装荷数 (体/容器)		
種類		
燃料芯材		
性状		
重量	²³⁵ U 重量 (g 以下 / 容器)	
	U 重量 (g 以下 / 容器)	
	²³⁵ U 重量 (g 以下 / 体)	
	U 重量 (g 以下 / 体)	
濃縮度 (wt% 以下)		
放射能の量	総量 (GBq 以下 / 容器)	
	主要な核種 (GBq 以下 / 容器)	
燃焼度 (% 以下)		
発熱量 (W 以下 / 容器)		
冷却日数 (日)		

- 一つの輸送容器に収納することができる核燃料物質は、原子炉毎に、種類及び濃縮度が同じ場合にのみ異なる燃料要素等を混載することができる。
- 重量及び発熱量は、収納する燃料要素等毎の重量及び発熱量の最大値を混載本数で案分した値とする。

(イ) - 第 A.1 表 輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様 (2/

原子炉	
燃料要素	
全装荷数 (体/容器)	
種類	
燃料芯材	
性状	
重量	²³⁵ U 重量 (g 以下/容器)
	U 重量 (g 以下/容器)
	²³⁵ U 重量 (g 以下/体)
	U 重量 (g 以下/体)
濃縮度 (wt%以下)	
放射能の量	総量 (GBq 以下/容器)
	主要な核種 (GBq 以下/容器)
燃焼度 (%以下)	
発熱量 (W 以下/容器)	
冷却日数 (日)	

- 一つの輸送容器に収納することができる核燃料物質は、原子炉毎に、種類及び濃縮度が同じ場合にのみ異なる燃料要素等を混載することができる。
- 重量及び発熱量は、収納する燃料要素等毎の重量及び発熱量の最大値を混載本数で案分した値とする。

(イ) - 第 A.1 表 輸送容器に収納する核燃料物質等の仕様 (3/3)

項目	仕様
[Redacted content]	

※1 : 2021年4月時点

(イ)－C．輸送容器

1. 輸送容器の概要

本輸送容器は、円筒形状であり、輸送時及び取扱い時ともに縦置き状態で保持される。

本輸送物の概念図を(イ)－第C.1図に、輸送物固縛状態図を(イ)－第C.2図に、輸送物輸送状態図を(イ)－第C.3図に示す。

本輸送容器の概要を以下に示す。

- (1) 本輸送容器の燃料バスケットは、燃料要素の断面形状に合わせ角型としている
(これを燃料バスケット1とする)。燃料バスケット2は、燃料バスケット1の上部に[REDACTED]取り付けられている。特に断りがない場合は、これらを合わせて燃料バスケットと呼ぶ。
- (2) 内容器は、設計圧力 [REDACTED] の耐圧容器として設計されている。
- (3) 本輸送容器の取扱いは、本体に取付けられたアイプレートを介しクレーンにて行われる。
- (4) 落下等による衝撃を緩和するため、輸送容器の上部及び下部に衝撃吸収用の緩衝材を充填している。
- (5) 火災事故等による入熱を防ぐため、輸送容器の胴、上部及び下部に断熱材を充填している。
- (6) 本輸送容器の密封境界を(イ)－第C.4図に示す。

(イ)－D． 輸送容器の収納物

D.1 研究用原子炉未照射新燃料

輸送容器の収納物のうち研究用原子炉未照射新燃料は、KURに装荷される[REDACTED]、
[REDACTED]である。

燃料芯材は[REDACTED]である。

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

[REDACTED]

標準燃料要素、特殊燃料要素及び半装燃料要素（以下「燃料要素等」という）は、[REDACTED]

[REDACTED]で取付けて組立てる。

燃料要素等は、[REDACTED]等の周辺緩衝材で包装し、ポリエチレン（保護シート）等の有機高分子化合物等の袋に入れ、輸送容器の燃料バスケットに収納される。

なお、燃料要素等を収納する場合には、燃料要素等の上部及び下部側に[REDACTED]のスペーサを組み込み、輸送時の衝撃を吸収するとともに、長さを調整し、燃料要素等を固定する。また、燃料要素等を収納する場合には、バスケット孔内にあらかじめ(イ)－第D.1 図に示す金属スペーサ[REDACTED]を入れ、その金属スペーサの中に燃料要素を収納する。

輸送容器の安全性評価に用いた収納物である燃料要素等の仕様を(イ)－第D.1 表に示す。

(イ) - 第 D.1 表 収納物の燃料要素仕様 (研究用原子炉未照射新燃料)

分類	燃料バスケット
	原子炉
項目	
形式	
全装荷数(体/容器)	
種類	
核的仕様	U-235 濃縮度 (wt%)
	U-235 含有量 (g/体)
	U-含有量 (g/体)
燃焼度	
発熱量	
冷却日数	
放射能の量(GBq/容器)	
材質	燃料芯材
	被覆材
	側板、取付板等
	可燃性吸収体
形状	燃料断面形状
	参照図
燃料重量(kg/体)	

D.2

輸送容器の収納物のうち

[REDACTED]

[REDACTED] 保護用のアルミシート等の緩衝材 [REDACTED] の間に挟んだ後にアルミニウム製の鞘管に挿入し、 [REDACTED] の周辺緩衝材で包装し、輸送容器の燃料バスケットに収納される。また、 [REDACTED] は、保護用のアルミシート等の緩衝材を [REDACTED] の間に挟んだ後に [REDACTED] の周辺緩衝材で包装し、輸送容器の燃料バスケットに収納される。

なお [REDACTED] を収納する場合には、梱包された [REDACTED] の上部及び下部側に [REDACTED] 製のスペーサを組み込み、輸送時の衝撃を吸収するとともに、長さを調整し [REDACTED] を固定する。

輸送容器の安全性評価に用いた収納物であ [REDACTED] の仕様を (イ) ー 第 D. 2 表 に示す。

(イ) - 第 D. 2 表 収納物の燃料要素仕様

分類	燃料パレット
	原子炉
項目	
形式	
全装荷数(枚/容器)	
種類	
核的仕様	U-235濃縮度 (wt%)
	U-235含有量 (g/枚)
	U-含有量 (g/枚)
燃焼度(%)	
発熱量(w/容器)	
冷却日数(日)	
放射能の量(GBq/容器)	
材質	燃料芯材
	被覆材
	側板, 取付板等
	可燃性吸収体
形状	燃料断面形状
	参照図
燃料重量(g/枚)	

D.3

輸送容器の収納物のうち

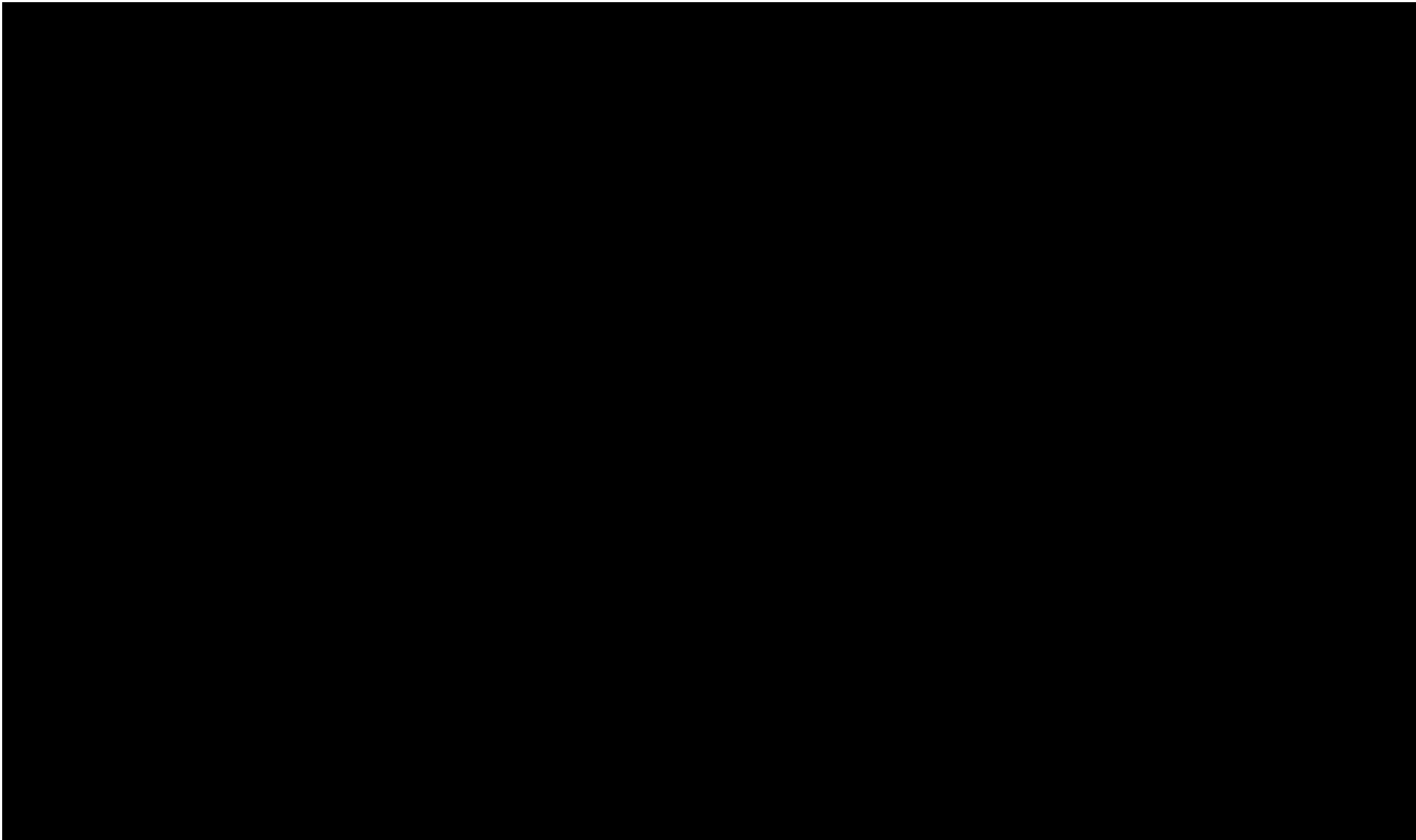
[Redacted text block]

なお、[Redacted]を収納する場合には、梱包された[Redacted]の上部及び下部側に[Redacted]のスペーサ等を組み込み、輸送時の衝撃を吸収するとともに、高さを調整し[Redacted]を固定する場合がある。

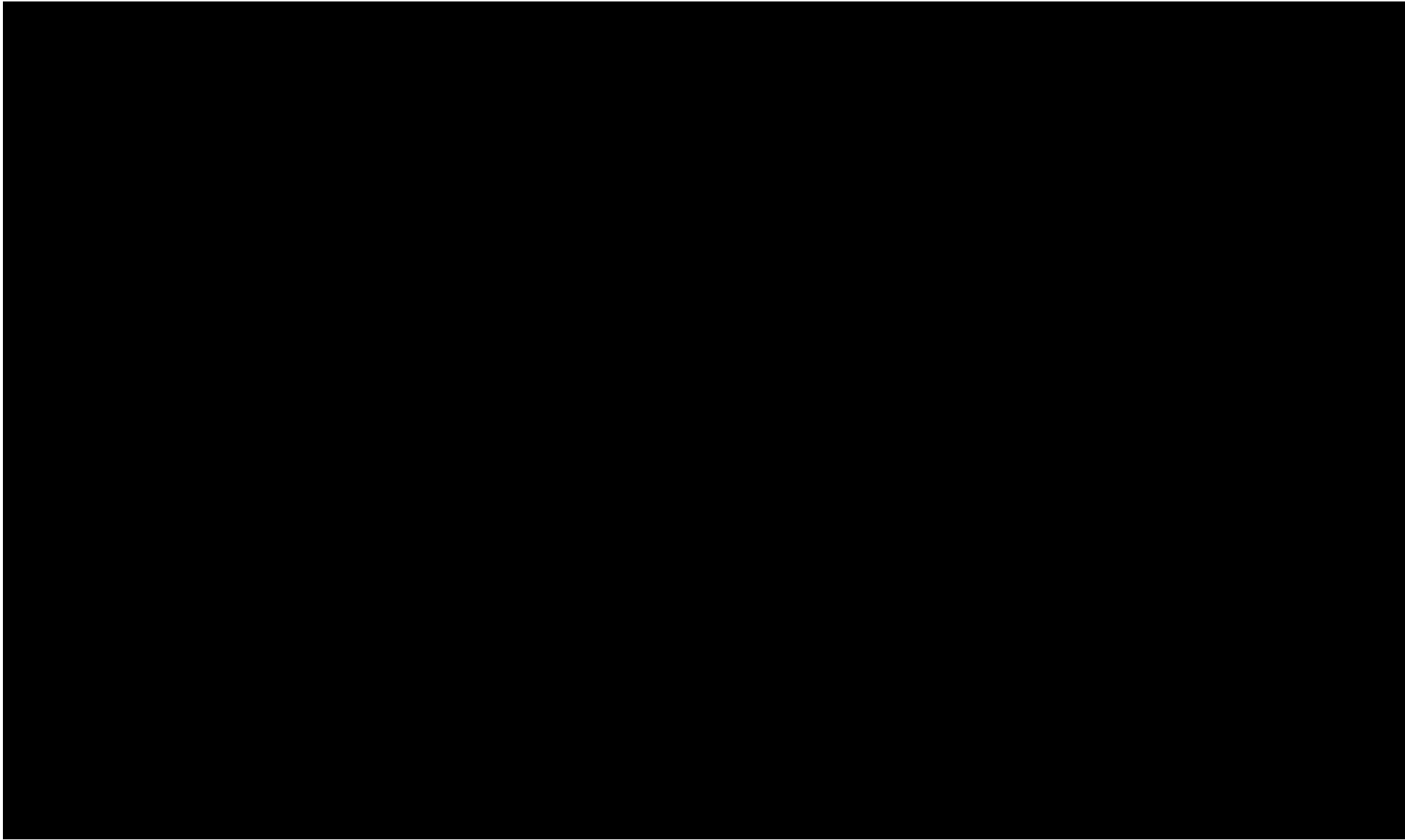
輸送容器の安全性評価に用いた収納物である[Redacted]の仕様を(イ)－第D.3表に示す。

(イ) - 第 D. 3 表 収納物の燃料要素仕様

分類	燃料バスケット
	種類
形式	
全装荷数(枚/容器)	
種類	
核的仕様	U-235濃縮度 (wt%)
	U-235含有量 (g/枚)
	U-含有量 (g/枚)
燃焼度(%)	
発熱量(w/容器)	
冷却日数(日)	
放射能の量(GBq/容器)	
材質	燃料芯材
	被覆材
	側板, 取付板等
	可燃性吸収体
形状	燃料断面形状
	参照図
燃料重量(g/枚)	

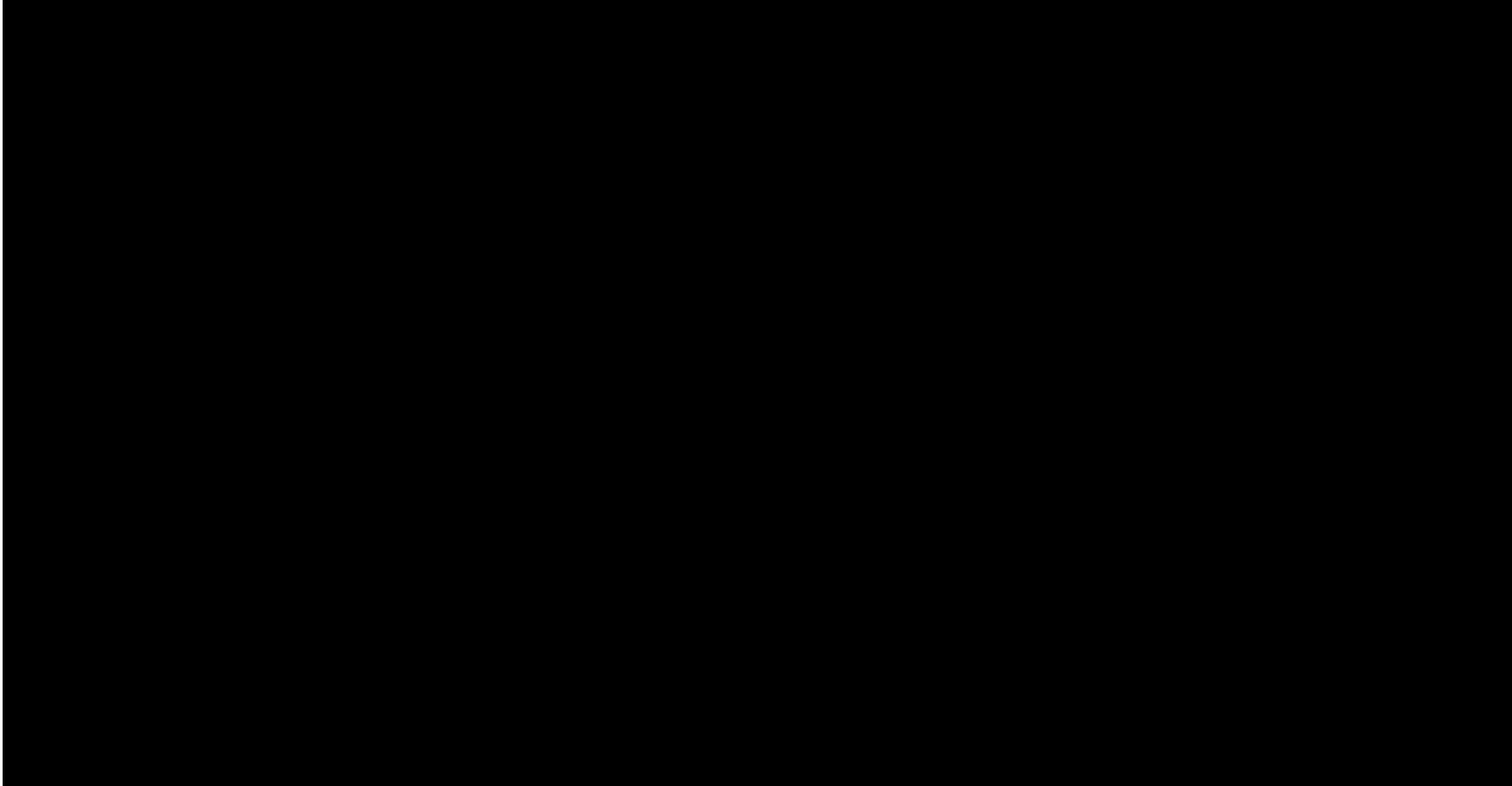


(イ)-D-9



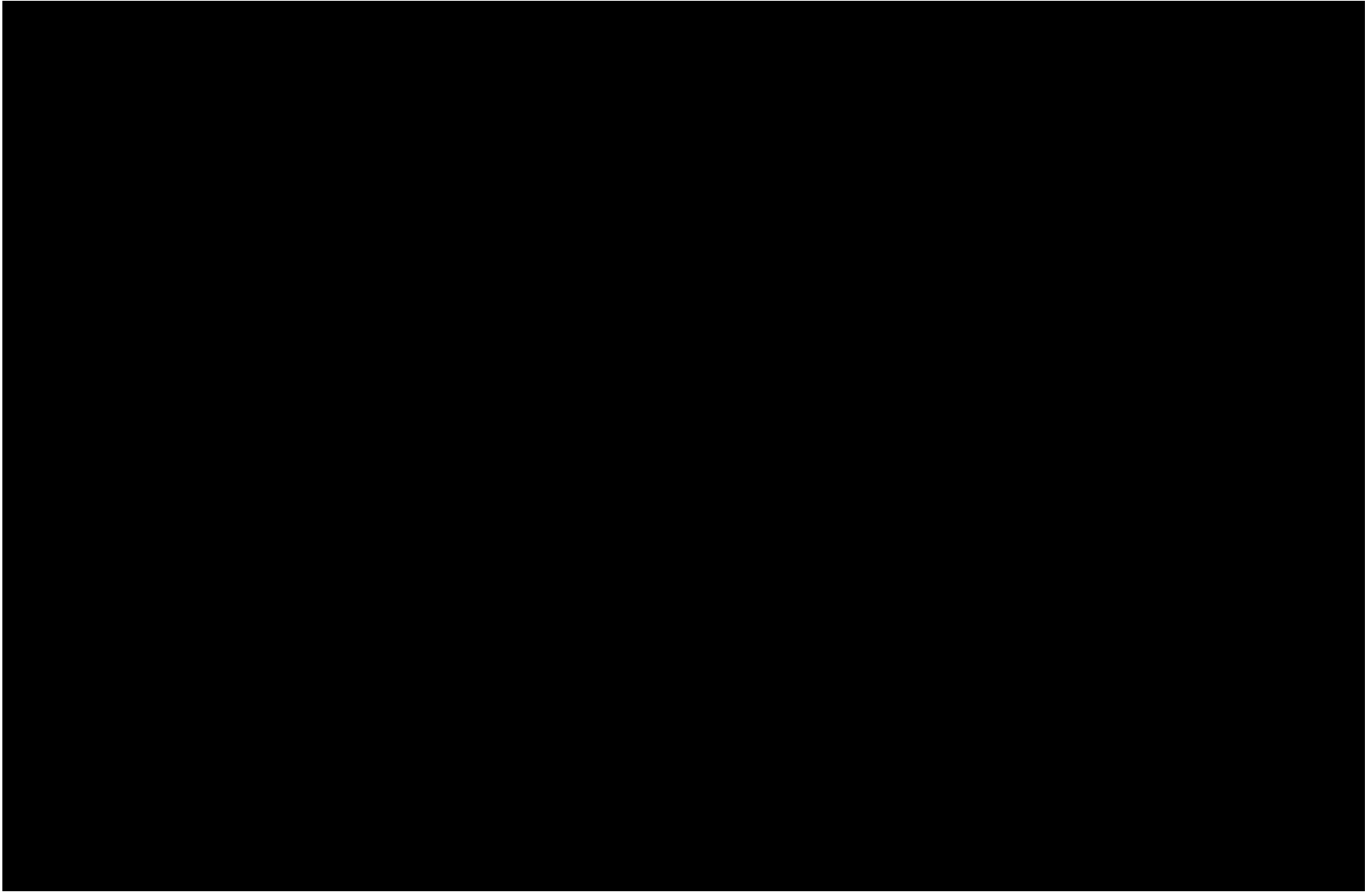
(イ)-第D.3図 KUR特殊燃料要素

(イ) - D - 10



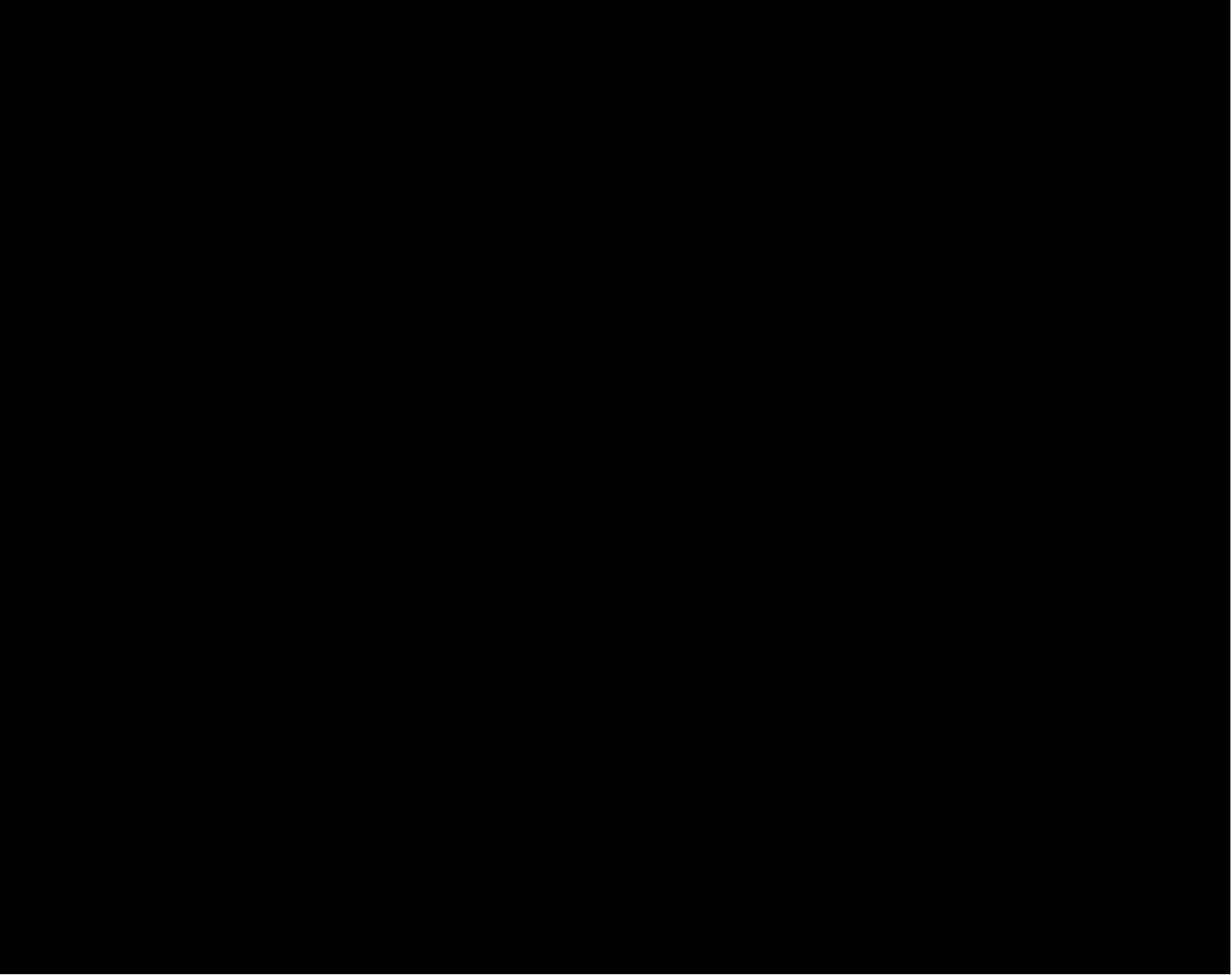
(イ) - 第D. 4 図 

(イ) - D - 11



(イ) - 第 D. 5 図 

(4) - D - 12



(4) - 第 D. 6 图



B 熱 解 析

(ロ)－B. 熱解析

B.1 概要

本解析では、本輸送物が規則に定められた一般の試験条件下及び特別の試験条件下において熱的性能を満足し、輸送物が健全であることを示す。

本輸送容器は、「乾式」タイプの輸送容器であり、輸送物としては[REDACTED]で固縛装置に固定されて輸送される。したがって、本解析は[REDACTED]で解析する。

B.1.1 熱設計

本輸送容器の構成を(ロ)－第 B.1 図に示す。本輸送容器は、同図に示すように本体、内容器蓋、燃料バスケット及び外容器蓋等により構成されている。なお、燃料バスケット2については、燃料バスケット1と同様の形状で大きな差異はないため、燃料バスケット1と同様の取り扱いとする。

本輸送物の熱設計上の特徴を以下に示す。

- (1) 収納物である燃料要素等は、(イ)章Dに示す通り6種類あるが、これら収納物から発生する崩壊熱は微小であるため、解析上は収納物からの発熱を無視する。
- (2) 輸送物の伝熱 ((ロ)－第 B.2 図参照)
 - (a) 輸送物への入熱は、太陽放射熱及び特別の試験条件下における火災時の熱である。
 - (b) 輸送物外表面の熱は、伝導により内容器本体及び内容器蓋の内面まで伝えられる。

B. 4. 6 結果の要約及びその評価

一般の試験条件下における熱解析の結果に基づく評価は、以下に示す通りであり、構造強度及び密封性能に悪影響を与えないことを確認した。なお、すでに上述のとおり、輸送物の構成部品の最低温度は■■■■、最高温度は■■■■として、評価を実施した。

(1) 輸送物表面温度

本輸送物の表面温度は■■■■であり、許容基準温度 85°Cを超えない。

(2) 構造強度

構造強度上問題となる最大内圧、熱応力及び最高温度について以下に述べる。最大内圧については、容器内の内圧上昇が■■■■となり、設計圧力■■■■以下である。したがって構造強度に影響を与えない。熱応力については、(ロ)章の A. 5. 1 項で述べたように構造強度に悪影響を与えることはない。

最高温度については、本輸送物の構造材において、先に述べた■■■■の最高温度で溶融するものはなく、各部とも十分な強度を有する。

(3) 密封性能

密封性能上問題となる密封境界の内容器蓋Oリングの温度、変形及び最大内圧について以下に述べる。

密封境界である内容器蓋Oリングの温度は、■■■■となる。この値は、■■■■Oリングの通常使用温度範囲(■■■■)内であり劣化することはない。

変形については、密封境界に影響を与えるようなものは発生しない。

B. 5. 4 最大内圧

特別の試験条件下における最大内圧の評価に当たっては、容器内空気の熱膨張による圧力を考慮し、付属書類 B. 6. 4 に示す計算にて求めた。

その結果、容器内圧力は、██████████となる。したがって、この圧力は設計圧力██████████より小さいので、各部の健全性は維持される。

B. 5. 5 最大熱応力

特別の試験条件下における熱応力は、(□)章の A. 6. 3 項で述べたように、構造強度に悪影響を与えることはない。

B. 5. 6 結果の要約及びその評価

特別の試験条件下における熱解析の結果に基づく評価は、以下に示す通りであり、構造強度及び密封性能に悪影響を与えないことを確認した。

(1) 温 度

本輸送物の特別の試験条件下における各部の最高温度を(□)一第 B. 12 表に、また、特別の試験条件下における各部の温度履歴を(□)一第 B. 4 図に示した。

特別の試験条件下における燃料バスケットの最高温度は火災発生後約 ████████間で ████████に達する。本解析では、燃料バスケット内部を断熱条件としているので、実際の収納物である ████████の温度は、燃料バスケットの最高温度 ████████を超えることはない。

この燃料温度は京都大学複合原子力科学研究所の研究炉で使用する ████████のブリスタ発生温度としている温度（以下「燃料の許容温度」という。██████████）に比べて低い値である。したがって、収納物は健全である。


また、内容器蓋Oリング部の最高温度は火災発生後約 ████████間で ████████に達する。この温度は ████████Oリングの事故時使用温度 ████████を超えない。したがって、特別の試験条件下においても内容器蓋Oリングは健全であり、本輸送容器の密封性は維持される。

C 密 封 解 析

(3) 溶接部


内容器本体のフランジ、胴及び底板の溶接は(参)－Aで述べる方法にしたがって施行される。溶接部は製作中に適切な非破壊検査を行い、その健全性を確認し、さらに、耐圧検査を行い漏えいのないことを確認する。

C.2.4 蓋

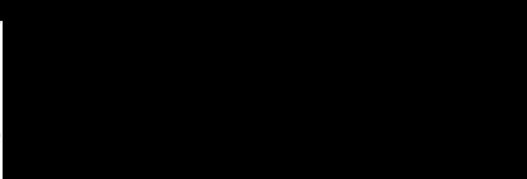
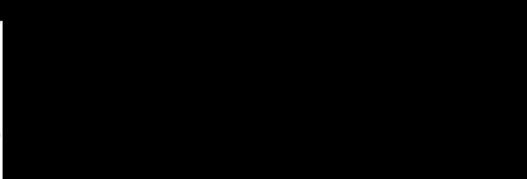
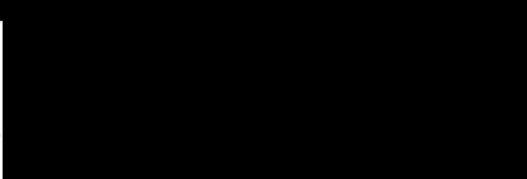
内容器蓋には(□)－第 C.1 図に示す通り  Oリングが取付けられている。

また、内容器蓋は一般及び特別の試験条件下においても十分耐え得る強度を備え、かつ、密封性を保持できる構造となっている。

内容器蓋は、輸送容器の密封性を保つため、(□)－第 C.3 表に示す内容器蓋締付ボルトにより適正なトルクで締付ける。

なお、外圧が  で低下した場合であっても、A.5.1で示したとおり、内容器蓋の口開き量はOリングの初期締め付け代を下回る。

(□)－第 C.3 表 内容器蓋締付けボルト

名 称	サイズ	本 数	締付けトルク (N・m)
内容器蓋締付けボルト			

燃料要素 1 体当たりの表面放射能を (ロ) - 第 C. 8 表 に示す。

(ロ) - 第 C. 7 表 計算に用いた ^{234}U 及び ^{236}U の重量比

濃 縮 度 (wt%)	同 位 体	ミルシートの 最大重量比 (wt%)	計算に用いた重量比 (wt%)
[Redacted]			

(ロ) - 第 C. 8 表 燃料要素 1 体当たりの表面放射能

燃料要素	放 射 能 (Bq)
[Redacted]	

(b) 一般の試験条件下における放射性物質漏えい量評価

燃料要素表面に付着している表面汚染ウランは、粉状であると考えられる。この表面汚染ウランが全量剥離し、内容器内の空気中に均一に分散していると仮定し、漏えい率の評価を行う。

一般の試験条件下における放射性物質の漏えい率は、内容器内の空気中に存在する各核種の濃度と C. 3. 1. 1 (3) (b) 項で求めた一般の試験条件下のガス漏えい率 ($L_{s, x}$) を乗じて求められる。

表面汚染ウラン濃度が最も高い [REDACTED] [REDACTED] について、放射性物質の漏えい率を求めると (ロ) ー第 C. 9 表に示す通りとなる。

(ロ) ー第 C. 9 表に示すように一般の試験条件下における放射性物質の漏えい率は基準値より小さい。

(ロ) ー第 C. 9 表 一般の試験条件下における放射性物質の漏えい率

核種	放射能濃度* (TBq/cm ³)	漏えい率 (TBq/h)	基準値 ($A_2 \times 10^{-6}$) (TBq/h)	比率
----	----------------------------------	-----------------	---	----

[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]	[REDACTED]
------------	------------	------------	------------	------------

(2) 低照射高濃縮ウランスペクトルコンバータ輸送時

(a) 漏えいに係る内容器内放射性物質の評価

(a) - Aに示したように一般の試験条件下において[]は破損しないため、[]に含有されている濃縮ウランは漏えいしないものとする。

漏えいに係る放射性物質としては、燃料要素表面には、前 C. 3. 1. 2(1), (a) 項と同様に、燃料要素製造時に燃料要素表面に付着した表面汚染ウランを仮定する。[]についても同様の仮定とする。

また[]

低照射燃料の燃料要素 1 体当りの表面放射能を (a) - 第 C. 10 表に示す。

(a) - 第 C. 10 表 低照射された燃料要素 1 体当り表面放射能

	放射能 (Bq)
[]	

C.4 特別の試験条件

本輸送物の密封装置は、(ロ)－Aの構造解析の結果からBU型輸送物の要件としての特別の試験条件下での衝撃により健全性は損なわれない。また、(ロ)－Bの熱解析の結果から特別の試験条件下での温度及び圧力に対しても健全性は損なわれない。

したがって、密封装置の密封性は、特別の試験条件により損なわれることはないので本解析においては、輸送物の発送前に行う内容器蓋Oリング部の気密漏えい試験における判定基準に基づいて密封性能の評価を行うことにより、特別の試験条件下における放射性物質の漏えい率が法令に定める基準値以下であることを示す。

C.4.1 核分裂生成ガス

(1) 新燃料要素輸送時

収納物は未照射の燃料要素なので、核分裂生成ガスは発生しない。

(2)

特別の試験条件において、ロ章 A.6 に説明したように燃料要素の破損がな[]に封入されている核分裂生成ガスが漏出しないので、密封装置内の核分裂生成ガスの濃度は、一般の試験条件と同様に(ロ)－第 C.10 表に示す値である。

C.4.2 放射性物質の漏えい

C.4.2.1 内容器からの漏えい量

(1) 特別の試験条件における最大ガス漏えい率

特別の試験条件下のガス漏えい率は(C.3-2)～(C.3-5)及び(C.3-7)式に特別の試験条件下の圧力条件、ガス物性値及び最大漏えい孔径を代入して求められる。

特別の試験条件下のガス漏えい率を(ロ)－第 C.12 表に示す。計算は内容器蓋部について行い、最大ガス漏えい率とする。

(n) - 第 C. 12 表 特別の試験条件下の最大ガス漏えい率

項 目	部 位	密 封 境 界 (内容器蓋リング部)
D : 漏えい孔径 (cm)		
a : 漏えい孔長 (cm)		
μ : ガスの粘性係数 (MPa·s)		
$P_{u,x}$: 特別の試験条件下の密封装置内圧力 (MPa abs)		
$P_{d,x}$: 特別の試験条件下の外圧 (MPa abs)		
$T_{u,x}$: 特別の試験条件下のガス温度 (K)		
M : ガスの分子量 (g/mol)		
L_x : 特別の試験条件下のガス漏えい率 (cm^3/s at $P_{a,x} \cdot T_{a,x}$)		
$L_{s,x}$: 特別の試験条件下のガス漏えい率 (cm^3/s at [redacted])		

*1: 気体の粘性係数は温度が上昇すれば大きくなるので低い温度を設定することは安全側である。

C.4.2.2 放射性物質漏えい量評価

(1) 新燃料要素 [REDACTED]

(ロ)－Aに示したように特別の試験条件下において [REDACTED] は破損しないため、一般の試験条件下と同様に漏えいに係る放射性物質としては、燃料要素製造時に燃料要素表面に付着したウラン、すなわち、表面汚染ウランを仮定する。

燃料要素1体当たりの表面放射能は、(ロ)－第C.8表に示す通りである。

特別の試験条件における放射性物質の漏えい率は、内容器内の空気中に存在する各核種の濃度とC.4.2.1項で求めた漏えい率を乗じて求められる。表面汚染ウラン濃度が最も大きい [REDACTED])について、放射性物質の漏えい率を求めると(ロ)－第C.13表に示す通りとなる。

(ロ)－第C.13表に示すように特別の試験条件下における放射性物質の漏えい率は基準値より小さい。

(2) [REDACTED]

(ロ)－Aに示したように特別の試験条件下において [REDACTED] は破損しないため、一般の試験条件下と同様に [REDACTED] に含有されている濃縮ウランは漏えいしないものとする。

燃料要素1体当たりの表面放射能は、(ロ)－第C.10表に示す通りである。

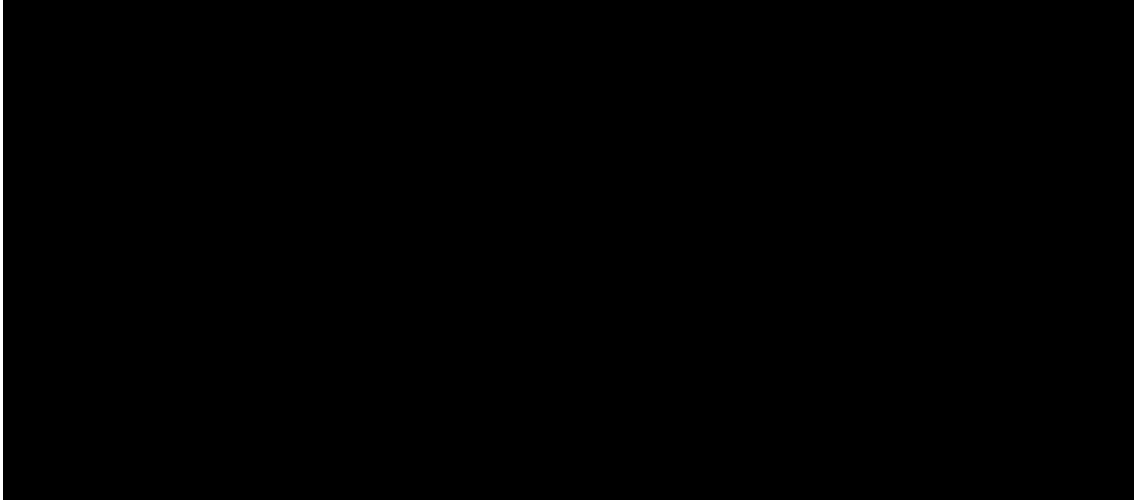
特別の試験条件における放射性物質の漏えい率は内容器内に存在する核種の濃度とC.4.2.1項で求めた漏えい率を乗じて求められる。

C.3.1.2(2)項と同様に [REDACTED] について、燃料表面に付着する放射能濃度は(ロ)－第C.14表に示す通りとなる。

(ロ)－第C.14表に示すように特別の試験条件下における放射性物質の漏えい率は基準値より小さい。

(ロ) 第 C. 13 表 特別の試験条件における放射性物質の漏えい率

核種	放射能濃度 (TBq/cm ³)	漏えい率 (TBq/week)	基準値(A ₂) (TBq/week)	比率
----	---------------------------------	--------------------	------------------------------------	----



(ロ) 第 C. 14 表 特別の試験条件における放射性物質の漏えい率

核種	放射能濃度 (TBq/cm ³)	漏えい率 (TBq/week)	基準値 (A ₂) (TBq/week)	比 率

C.5 結果の要約及びその評価

(1) 新燃料要素 [REDACTED]

漏えいに係る放射性物質としては、燃料要素製造時に燃料要素表面に付着している表面汚染ウランが全量剥離し、内容器内の空気中に均一に分散していると仮定し、各放射能濃度に漏えい率を乗じて、一般の試験条件及び特別の試験条件の漏えい率評価を行うと、(ロ)－第 C.9 表、(ロ)－第 C.13 表に示すように放射性物質の漏えい率はいずれも基準値より小さい。

(2) [REDACTED]

漏えいに係る放射性物質としては、燃料要素製造時に燃料要素表面に付着している表面汚染ウランが全量剥離し、内容器内の空気中に均一に分散していると仮定し、各放射能濃度に漏えい率を乗じて、一般の試験条件及び特別の試験条件の漏えい率評価を行うと、(ロ)－第 C.11 表、(ロ)－第 C.14 表に示すように放射性物質の漏えい率はいずれも基準値より小さい。

D 遮 蔽 解 析

(ロ)－D. 遮蔽解析

D.1 概 要

本輸送物の収納物である燃料要素のうち、新燃料[REDACTED]の場合、ガンマ線源としては ^{235}U 、 ^{238}U 等を考慮し、中性子源としてはウラン等の自発核分裂を考慮して評価する。低照射された燃料である[REDACTED]、ガンマ線源としては ^{235}U 、 ^{238}U 等及び核分裂生成物を考慮し、中性子源としてはウラン等の自発核分裂を考慮して評価する。

ガンマ線の遮蔽計算においては、一般の試験条件及び特別の試験条件で、外容器が変形することを考慮し、通常の輸送条件、一般の試験条件及び特別の試験条件とも内容器表面を輸送物表面として線量当量率を評価する。

中性子による線量当量率は、収納物である燃料を点線源とみなし計算する。ここで、実際には収納物はキャビティ内に分散しているが、点線源を内容器表面との距離が最も小さくなる位置に配置して評価を行い、ガンマ線の遮蔽計算と同様内容器表面を輸送物表面とし、安全側に内容器による遮蔽効果を見逃し距離による減衰のみを考慮するものとして評価する。

D.2 線源仕様

本輸送物の収納物には、未照射の新燃料要素と低照射の[]とがあり、未照射のウランの場合、ガンマ線源としては ^{235}U 、 ^{238}U 等の放射性核種を考慮し、中性子源としてはウランの自発核分裂により放出される中性子を考慮して評価する。低照射の燃料要素の場合、ガンマ線源として ^{235}U 、 ^{238}U 等の放射性元素と核分裂生成物の放射性核種、中性子源としてはウラン等の自発核分裂により放出される中性子を考慮する。

D.2.1 ガンマ線源

(1) 新燃料要素装荷時

収納物に含まれるウラン同位体は、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{236}U 及び ^{238}U であり、それらのガンマ線放出割合を(Ⅱ)－第D.1表⁽¹⁾に示す。

評価には、より保守的となるよう、収納する燃料要素よりも放射能が高い燃料要素[]を想定し、1体当りのガンマ線源強度を(Ⅱ)－第D.2表に示すとおりとする。そのガンマ線源強度は次式で求めた。

$$S_E = C \cdot W \cdot R_E$$

ここで S_E : エネルギーEのガンマ線源強度 (Photons/s)

C : 比放射能 (Bq/g) : (Ⅱ)－第D.3表⁽²⁾に示す。

W : ウラン同位体の重量 (g)

R_E : エネルギーEのガンマ線放出割合 (photons/decay)

ウラン同位体の重量は以下に示す方法で保守的に算定した。

(a) ^{235}U 量 : 燃料要素の最大 ^{235}U 含有量

(b) ^{238}U 量 : ^{234}U 量及び ^{236}U 量をゼロとし、(a)で求めた ^{235}U 量と濃縮度の公差の下限を用いて ^{238}U 量を求めた。

(c) ^{234}U 、 ^{236}U 量 : ^{234}U 及び ^{236}U 量は、燃料製作時に決定されるので、重量の制限値は定められていない。このため過去のミルシート等から最大重量比を選出し、それらを保守的に切り上げた重量比を用いて ^{234}U 及び ^{236}U の重量を算出した。また、この際に必要なウラン全量は、(a)で求めた ^{235}U 量と(b)で求めた ^{238}U 量の合計である。なお、計算に用いた ^{234}U 及び ^{236}U の重量比を(Ⅱ)－第D.4表に示す。

(2)

収納物はよりも保守的となるような燃料を想定し、それら収納時におけるガンマ線源強度を代表ケースとして評価する。

(a) ウランからの同位体によるガンマ線源

収納物に含まれるウラン同位体は、主に²³⁴U、²³⁵U、²³⁶U、²³⁸U等であり、それらのガンマ線放出率を(ρ)－第D.6表⁽¹⁾に示す。

よりも保守的となるよう収納するよりも放射能が高い燃料要素を想定し、輸送する収納物の1体相当(以下「代表燃料要素」という)のガンマ線源強度を(ρ)－第D.7表に示す。そのガンマ線源強度は、次式で求めた。

$$S_E = C \cdot W \cdot R_E$$

ここで S_E : エネルギーEのガンマ線源強度 (Photons/s)

C : 比放射能 (Bq/g) : (ρ)－第D.8表⁽²⁾に示す。

W : ウラン同位体の重量 (g)

R_E : エネルギーEのガンマ線放出割合 (photons/decay)

ウラン同位体の重量は以下に示す方法で保守的に算定した。

(i) ²³⁵U量 : 燃料の最大²³⁵U含有量

(ii) ²³⁸U量 : ²³⁴U量及び²³⁶U量をゼロとし、(i)で求めた²³⁵U量と濃縮度の公差の下限を用いて²³⁸U量を求めた。

(iii) ²³⁴U、²³⁶U量 : ²³⁴U及び²³⁶U量は、燃料製作時に決定されるので、重量の制限値は定められていない。このため過去のミルシート等から最大重量比を選出し、それらを保守的に切り上げた重量比を用いて、²³⁴U及び²³⁶Uの重量を算出した。また、この際に必要なウラン全量は(i)で求めた²³⁵U量と(ii)で求めた²³⁸U量の合計である。なお、計算に用いた²³⁴U及び²³⁶Uの重量比を(ρ)－第D.9表に示す。

計算に用いた燃料要素1体あたりのウラン同位体の重量を(ρ)－第D.10表に示す。

(ロ) - 第D.6表 ウラン同位体のガンマ線放出割合

ウラン同位体	ガンマ線エネルギー (MeV)	ガンマ線放出割合 (Photons/decay)
[Redacted]		

(ロ) - 第D.7表 代表燃料要素1体当たりのウラン同位体によるガンマ線源強度

エネルギー (MeV)	γ 線源強度 (Photons/s)
[Redacted]	

(ロ) ー第D.8表 計算に用いた比放射能

ウラン同位体	比放射能 (Bq/g)
[Redacted]	

(ロ) ー第D.9表 計算に用いた ^{234}U 及び ^{236}U の重量比

ウラン同位体	重量比 (wt%)
[Redacted]	

(ロ) ー第D.10表 計算に用いた代表燃料要素1体当たりのウラン同位体の重量

ウラン同位体	重量 (g)
[Redacted]	

(b) 核分裂生成物からのガンマ線

代表燃料要素は照射時間及び冷却時間は以下の通りである。

- (i) [REDACTED] 302 時間照射 (100W 換算) (0.0013MWd) 冷却時間 15 年
- (ii) [REDACTED] 100 時間照射 (100W 換算) (0.0005MWd) 冷却時間 4 年

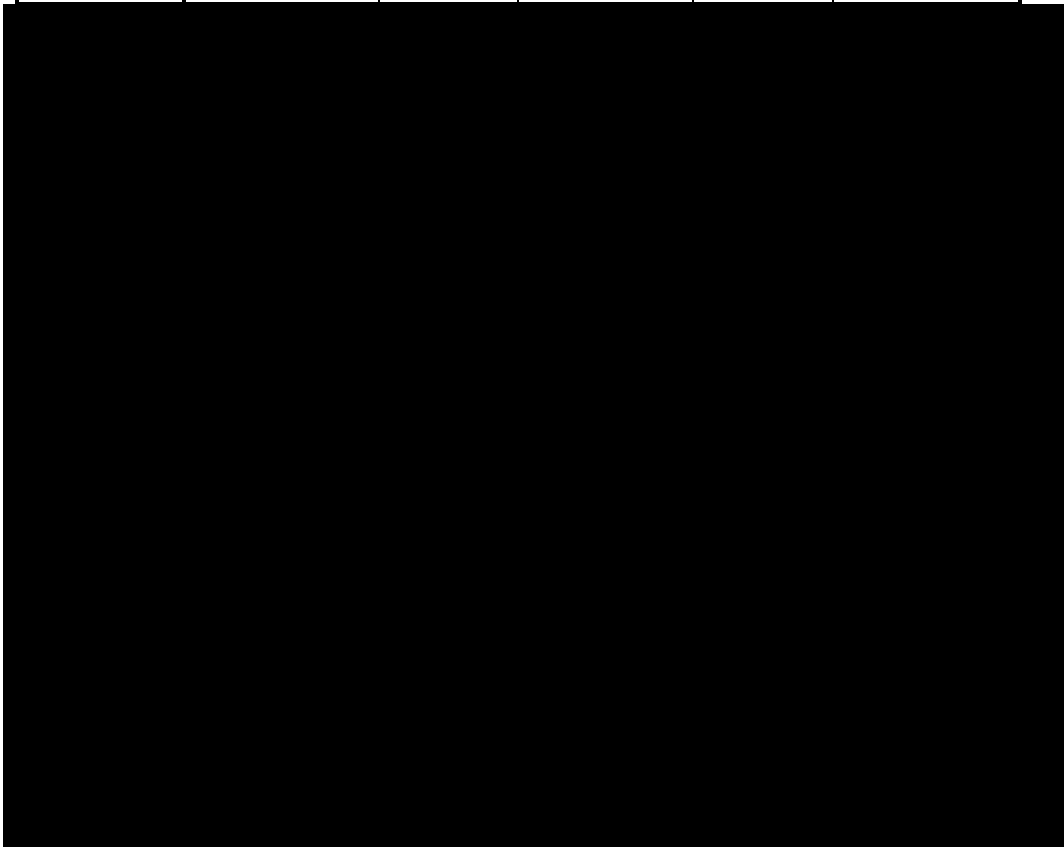
これら 2 つ燃料要素について ORIGEN で核分裂生成物の放射能を計算した。
ただし、

- ① 燃料要素の運転中のピーキング係数を 2.00 とする。
- ② 主要核種の放射能をスケールリングして 100% として主要核種以外の核種の放射能の影響を考慮する。

このうち放射能の高い方を代表燃料要素の核分裂生成物の放射能とした。主要な核種の放射能とガンマ線強度を表 (D) - 第 D.11 表に示す。

(D) - 第 D.11 表 ORIGEN による核分裂生成物の放射能等

主要核種	ガンマ線エネルギー (MeV)	放出率 (%)	ORIGEN の放射能 (Bq)	スケールリング係数*	Photons/s
------	-----------------	---------	------------------	------------	-----------



D. 2. 2 中性子源

(1) 新燃料要素装荷時

収納物は、未照射ウランであるため、中性子源として考慮する必要があるのはウランの自発核分裂による中性子の放出である。

ウラン同位体の自発核分裂放出率を(□)－第D. 12 表⁽³⁾ に示す。

(□)－第D. 12 表 ウラン同位体の自発核分裂放出率

ウラン同位体	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U
--------	------------------	------------------	------------------	------------------

ウラン同位体の中では、²³⁸Uの自発核分裂速度が最も大きいので、実際の収納物よりも²³⁸U含有量大きい燃料要素

体当りの中性子線強度を想定し、その値を)とする。その自発核分裂による中性子源強度は次式で求めた。

$$S_n = \sum W_i \cdot f_i \cdot n$$

ここで

S_n ; 燃料要素 1 体当りの中性子源強度 (n/s)

w_i ; 燃料要素 1 体当りのウラン同位元素の重量 (g)

((□)－第D. 5 表による)

f_i ; ウラン同位体の自発核分裂放出率 (個 /g / s)

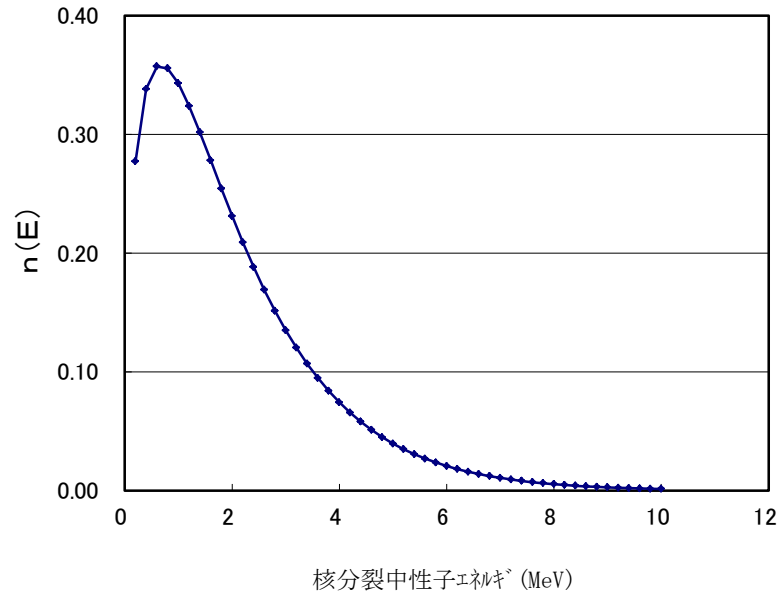
((□)－第D. 12 表による)

n ; 1 核分裂当りの中性子発生数⁴⁾ (2. 5)

また、核分裂により放出される中性子のエネルギースペクトルを(□)－第D. 1 図⁴⁾に示す。中性子のエネルギーが高い程、換算係数が大きくなるので、線量当量率を安全側に評価するため、放出される中性子のエネルギーが全て10MeV であると仮定する。

臨界解析の結果、²³⁵U装荷量が保守的である濃縮度装荷した水の存在しない状態の輸送容器 1 基の実行増倍率 k_{eff} は 3σ を考慮して)である。

本計算では安全側に実効増倍率を [redacted] として、中性子源強度に中性子の増倍効果 [redacted] 慮する。



(ロ) ー第D.1 図 核分裂中性子のエネルギースペクトル

(2) 低照射された燃料要素装荷時

ガンマ線源強度と同様に、代表燃料要素を用いて評価を実施した。

中性子源として考慮する必要があるのはウラン等の自発核分裂による中性子の放出である。それらの同位体の自発核分裂放出率を(ロ)ー第D.13表⁽³⁾に示す。

(ロ) ー第D.13表 ウラン等同位元素の自発核分裂放出率

ウラン同位体	²³⁴ U	²³⁵ U	²³⁶ U	²³⁸ U
[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

放射能のより保守的な代表燃料要素1体当りの中性子源強度を想定する。その値は [redacted] とする。その自発核分裂による中性子源強度はD.2.3(1)と同様の手法で算出した。

D.3 モデル仕様

D.3.1 解析モデル

(1) ガンマ線による線量当量率

ガンマ線の遮蔽計算には ANISN コード⁽⁶⁾を用いる。一般の試験条件及び特別の試験条件で、外容器が変形することを考慮し、通常の輸送条件、一般の試験条件及び特別の試験条件とも、内容器表面を輸送物表面として、線量当量率の評価を行う。ガンマ線遮蔽計算モデルを(□)－第D.2図に示す。

ガンマ線源強度は濃縮度 [] を想定したが、線源領域は燃料の自己遮蔽が小さくなるようにより保守的に [] の小さい燃料要素のデータを用いて、燃料一体の線源領域を [] 直方体とした。側面モデルにおける線源領域のモデル化にあたっては [] の燃料要素を断面積の等しい円筒形状に均一に混合した。その際、バスケットの遮蔽効果は無視したが、(□)－第B.6図に示されている燃料バスケットと内容器胴とのギャップは、側面モデルの空間厚さ [] とした。この空間厚さも考慮して、線源領域表面が、最も検出点に近くなるようモデル化した。

輸送容器表面から1m離れた検出点での線量当量率は、ANISN コードによる計算では過大な安全側の評価となるため、空間領域の減衰計算は以下に示す方法で行った。

ANISN コードによる遮蔽計算で求められた輸送容器表面の角度束を $4\pi\phi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega})$ とすれば、(□)－第D.3図に示す空間の計算点 r_p での線束 $\phi(\vec{r}_p, E)$ 及び線量当量率Dは、次式で計算される。

$$\phi(\vec{r}_p, E) = \int_{\Omega'} \int_S \phi(\vec{r}_s, E, \vec{\Omega}) \delta(\vec{\Omega}, \vec{\Omega}') \cos \varphi \frac{ds}{r^2} d\vec{\Omega}' \quad (D.3-1)$$

$$D = \int_E K(E) \phi(\vec{r}_p, E) dE \quad (D.3-2)$$

E 臨界解析

(ロ)－E．臨界解析

E.1 概 要

核分裂性輸送物に係る一般の試験条件及び特別の試験条件下における緩衝体及び断熱材の変形等を考慮し、解析モデルとして、緩衝材及び断熱材を無視した最も厳しい状態となる損傷配列系について、未臨界性を3次元モンテカルロ法を用いて行った。

本輸送容器には、6種類の燃料要素が収納される。本輸送容器1基に収納する要素数は、
[REDACTED]である。また [REDACTED]

本解析では、特殊燃料要素及び半装燃料要素を除く 4種類の燃料要素を収納した場合について臨界解析を行う。特殊燃料要素及び半装燃料要素は標準燃料要素に比べて、燃料要素1体当たりの²³⁵Uの含有量が同じかあるいは少ないため、輸送容器収納時の実効増倍率は小さくなるので評価対象外とする。

また [REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED]
[REDACTED]

E.2 解析対象

E.2.1 収納物

輸送容器 1 基には、(ロ)－第 E.1 表に示す角型燃料要素が 10 体収納される。

本輸送容器 1 基当たりの ^{235}U 装荷量は、濃縮度 [redacted] [redacted] したとき最大となり、その装荷重量は [redacted] である。

燃料要素は、[redacted] [redacted] で構成されている。 [redacted]

各収納燃料要素の燃料板の主要仕様を (ロ)－第 E.2 表に示す。

E.2.2 輸送容器

本輸送容器は口章 A.9 に示すとおり核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下においては、外容器緩衝体及び断熱材の一部が変形するが、臨界評価に影響する内容物の形状変化は生じない。

核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下においては、燃料要素、内容物は破損せず、緩衝体及び断熱材の一部が変形する。

したがって、本臨界解析のモデルにおいては、E.3.1 に示すように緩衝材及び断熱材は、安全側にないものとし、非損傷輸送物（輸送時）及び損傷輸送物（核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下及び特別の試験条件下）に対して共通して適用できるモデルとしている。

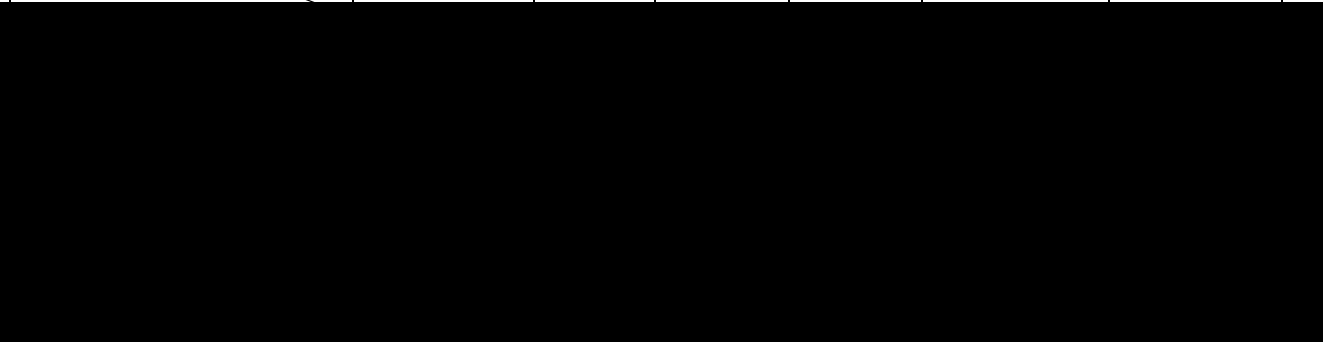
通常の輸送条件、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件及び特別の試験条件における緩衝材の残量を (ロ)－第 E.3 表に示す。この表より明らかなように、内容器表面を輸送物表面とした損傷系で評価を行うことは十分安全側である。

(ロ) - 第 E.1 表 燃料要素の主要仕様

項目 燃料要素の名称	全長 (mm)	断面寸法 (mm)	^{235}U 濃縮度 (wt%)	燃料要素 1体当りの ^{235}U (g)	輸送物当 たりの最大収 納数 (体)	備考

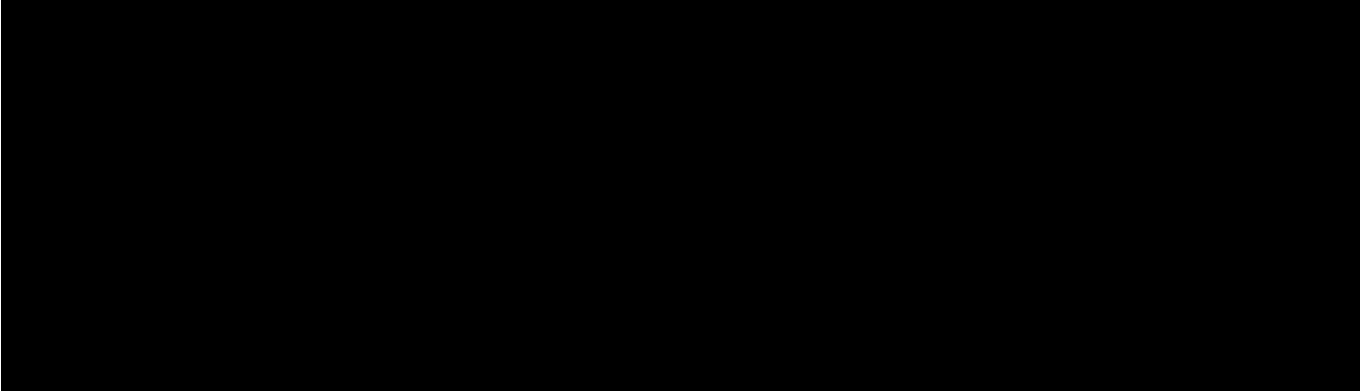
(口) - 第E.2表 燃料板の主要仕様 (1/2)

項目	燃料板の全長 (mm)	燃料板の 幅(mm)	燃料板の 厚さ(mm)	被覆材の 厚さ(mm)	燃料板1枚当 たりの重量	備考
----	----------------	---------------	----------------	----------------	-----------------	----



(口) - 第E.2表 燃料板の主要仕様(2/2)

項目 燃料要素の名称	燃料板 1枚当 たりの ²³⁵ U(g) 重量	燃料板 の芯材 長さ (mm)	燃料板 の芯材 幅 (mm)	燃料 板の 芯材 厚さ (mm)	燃料芯材	備考
---------------	--	--------------------------	-------------------------	------------------------------	------	----



E.3 モデル仕様

E.3.1 解析モデル

本輸送容器には、5種類の燃料要素と[]が収納される。特殊燃料要素、半装燃料要素は標準型要素に比べて燃料要素1体当たりの²³⁵U含有量が少ないため、輸送容器の実効増倍率は小さくなる。従って、ここでは、特殊燃料要素、半装燃料要素を除く1種類の燃料要素を解析対象とする。これらに加えて[]

臨界解析では、輸送容器の内部及び外部の空隙は全て水で満たされものとして、孤立系及び配列系において損傷系と非損傷系のいずれかが厳しいかを検討し、最も厳しい状態で解析を行う。

(1) 孤立系（損傷系－非損傷系）

孤立系においては、非損傷系の内容器周囲の領域は断熱材であり、損傷系では断熱材が喪失しているものとして、断熱材が水に置換されたものとする。中性子反射効果及び中性子減速効果は、水の方が断熱材よりも大きい。したがって、中性子反射効果及び中性子減速効果の大きい損傷系が厳しくなる。

(2) 配列系（損傷系－非損傷系）

配列系においては、断熱材がないものとしている損傷系が、非損傷系に比べ、となりあう内容器の配列間の距離が小さく、中性子相互干渉効果が大きいため損傷系が厳しくなる。

(3) 損傷孤立系と損傷配列系

内容器に水が満たされている損傷孤立系及び配列系においては、中性子は十分減速されるモデルとなり、中性子減速は同程度である。また、中性子の漏れを全く無いとした完全反射の配列系は、水の反射効果を考えて中性子の漏れを小さくした孤立系よりもさらに厳しい結果となる。

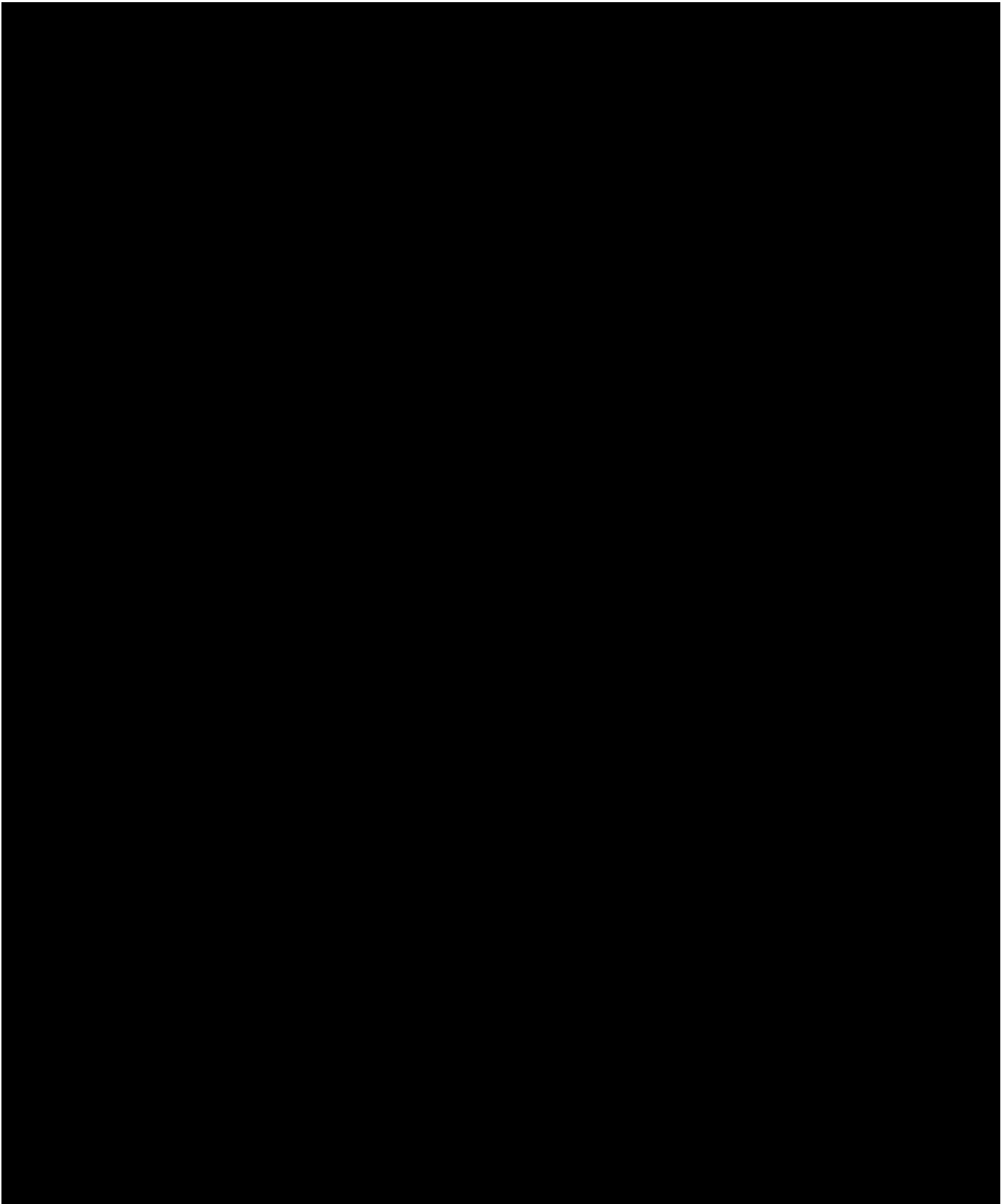
したがって、本解析では、径方向の輸送物配列を(ロ)－第E.1図及び(ロ)－第E.2図に示すように、外容器緩衝材及び断熱材が完全に取り除かれた状態の内容器が無限に最稠密配列となる三角格子型とし、軸方向については、燃料部分が無限の長さを持つ最も厳しい状態となる損傷配列系の解析モデルで評価する。規則で定められる要件とそれぞれの解析条件の対応を(ロ)－第E.4表に示す。

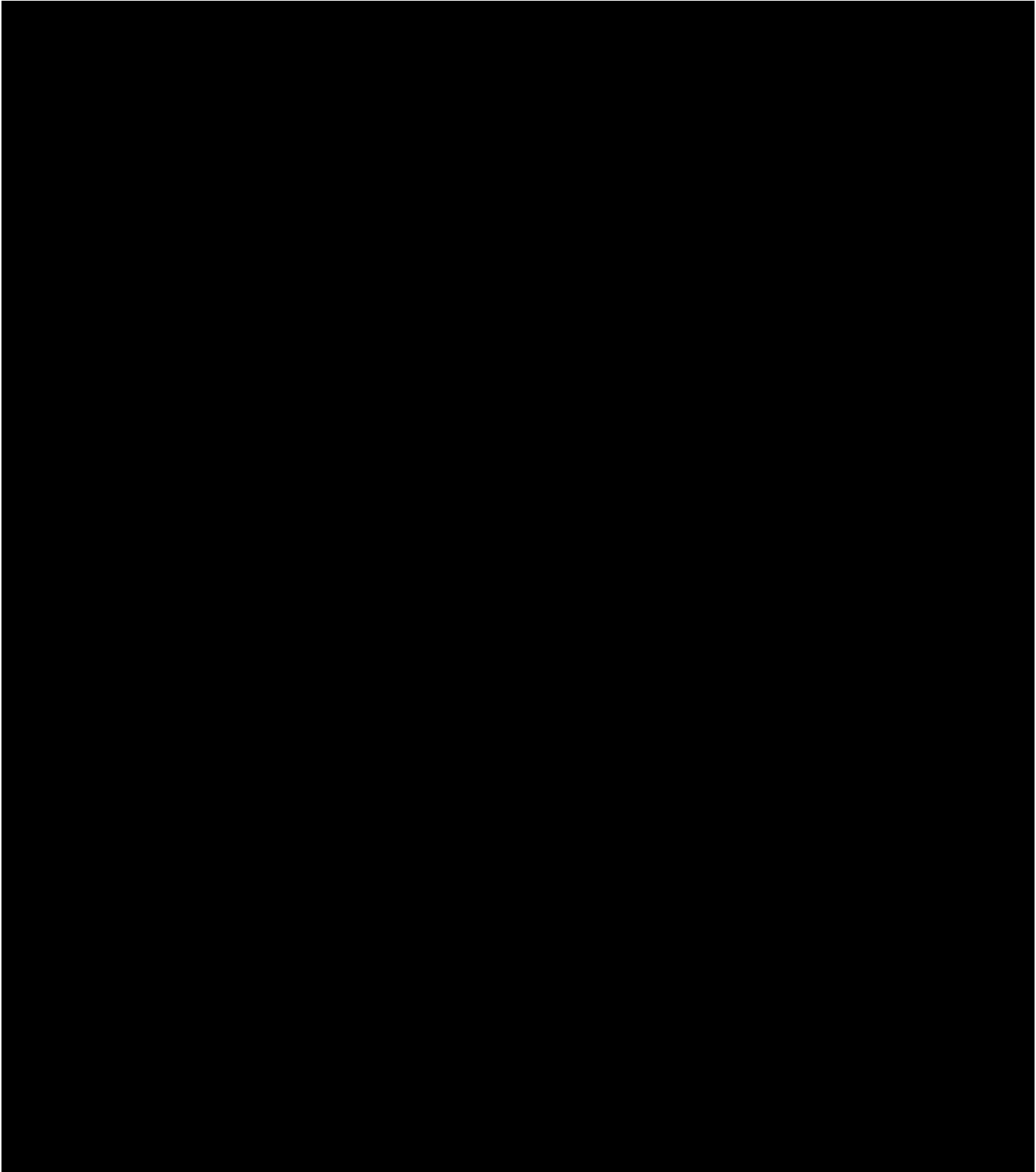
本解析に用いた内容器内の燃料要素配列モデルを(ロ)－第 E. 2 図に示す。内容器は浸水するものとして、内容器の内部及び外部の空隙は全て密度 1.00g/cm^3 の水で満たされているものとした。内容器内での中性子吸収を小さく見積るために、内容器胴及び燃料バスケットの角形パイプ以外の構造物は無視して水で置き換えた。

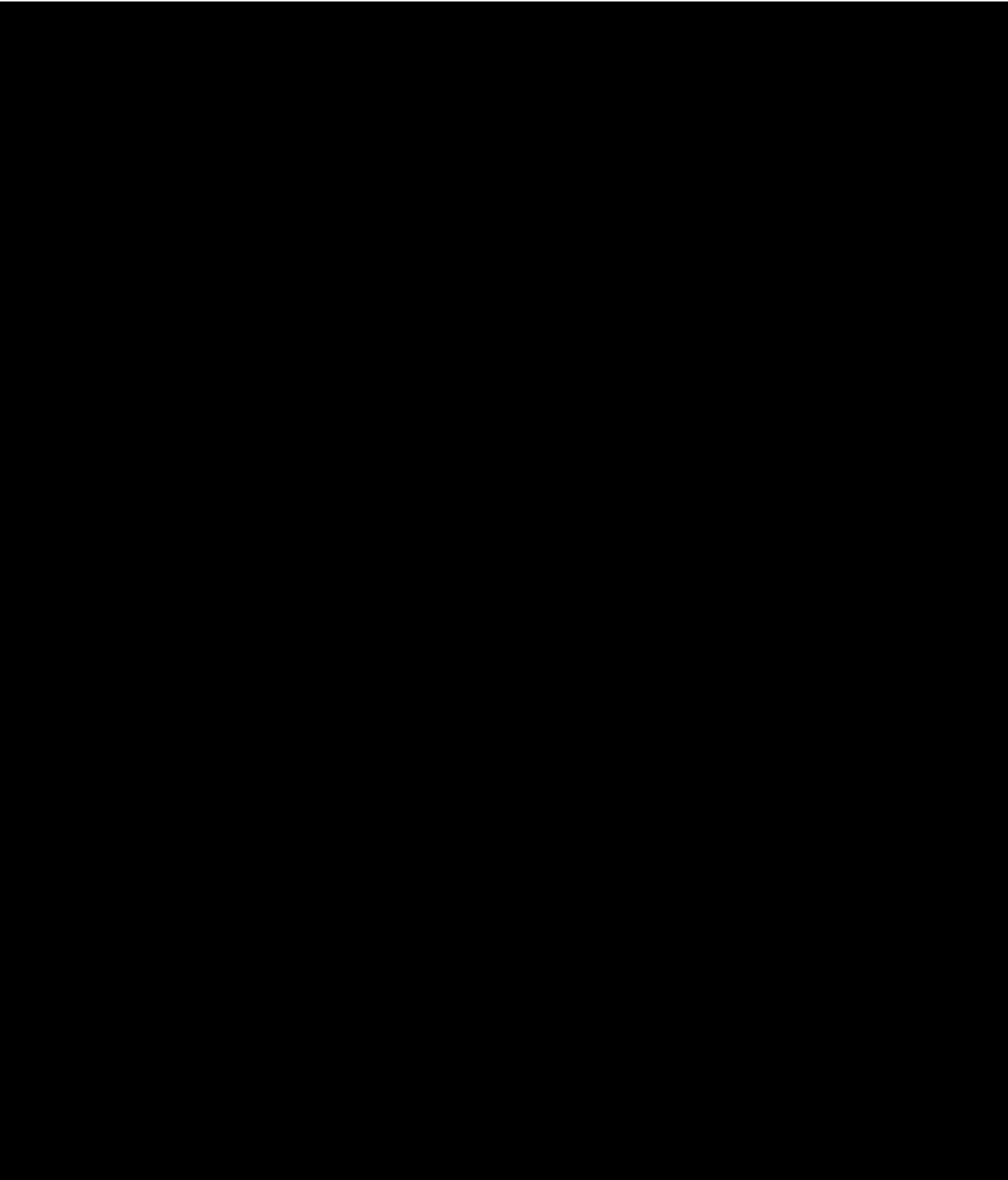
解析対象である 4 種類の燃料要素の解析モデルを(ロ)－第 E. 3 図から(ロ)－第 E. 5 図に示す。燃料要素の上部及び下部構造物は無視して、燃料部分が無限の長さを持つものとした。

E. 3.2 臨界解析モデル各領域の原子個数密度

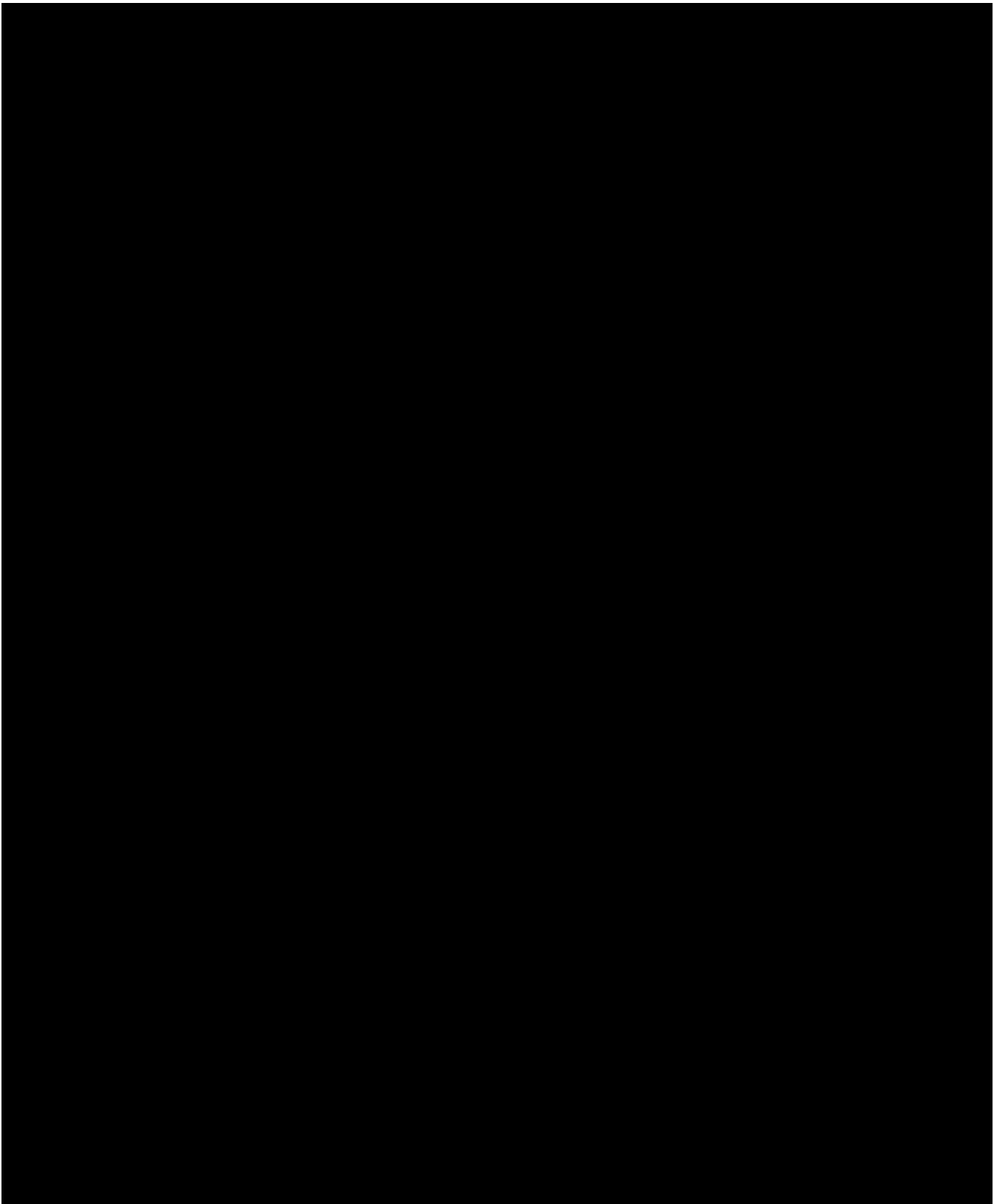
計算に使用した輸送容器各領域の原子個数を(ロ)－第 E. 5 表に示す。また、燃料要素各部の原子個数密度を(ロ)－第 E. 6 表に示す。 ^{235}U 濃縮度は公差の最大値として、安全側に実効増倍率を計算するようにした。

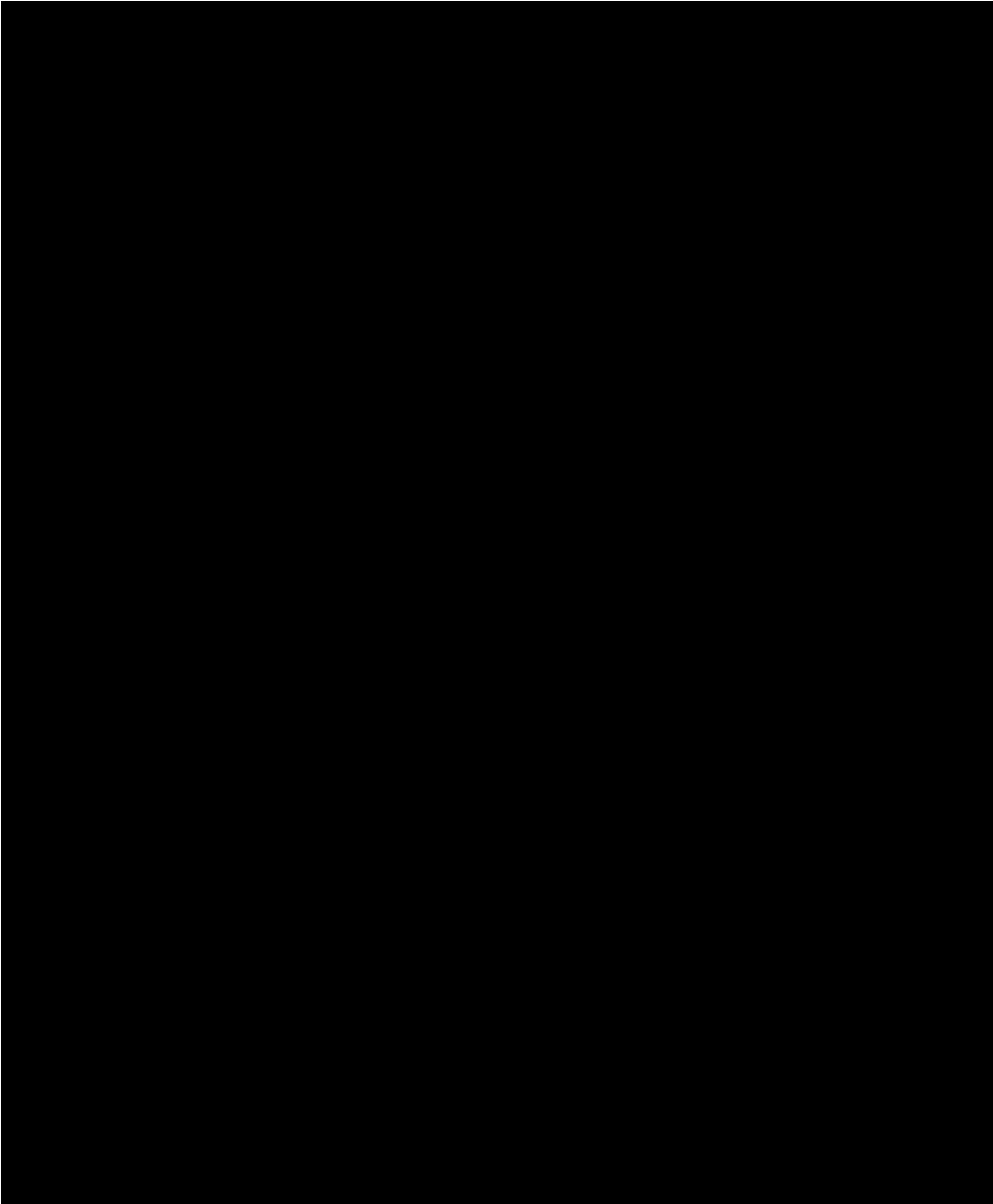


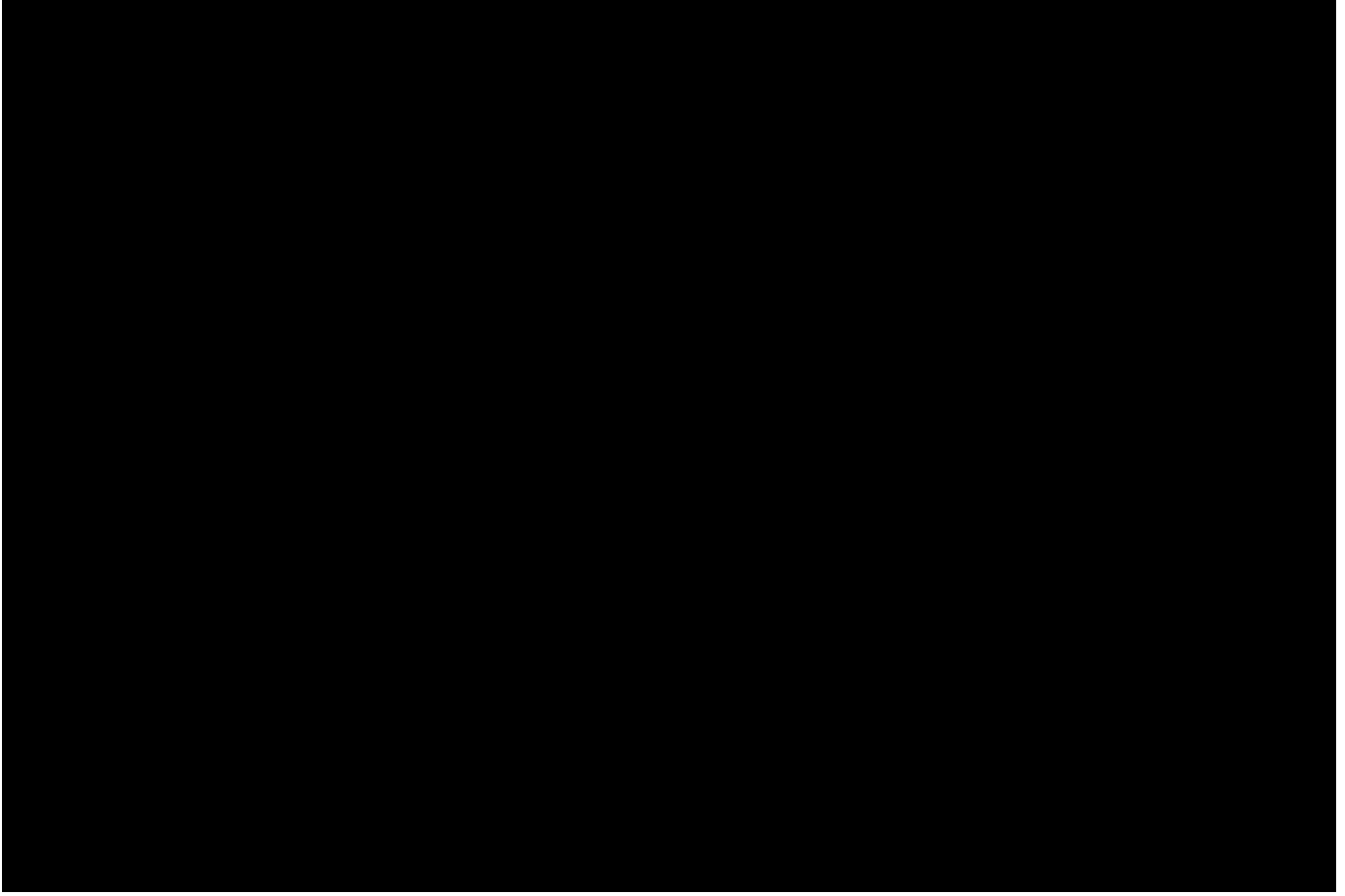




(ロ) 第 E. 3 図 KUR 標準燃料要素臨界計算モデル







E. 4 未臨界性評価

E. 4.1 計算条件

(1) 収納物

解析対象である収納物の 4 種類の燃料要素を (ロ) - 第 E. 7 表 に示す。

(ロ) - 第 E. 7 表 解析対象燃料要素

燃料要素の名称	項 目	^{235}U 濃縮度 (wt%)*	輸送物当たり の最大収納数 (本)

(2) 輸送容器

解析対象である輸送容器の内容器を (ロ) - 第 E. 3 図 に示すとおり輸送物の表面として評価する。

E. 4.2 輸送物への水の浸入等

内容器へ水は浸入するものとして臨界性を評価するために、水密度をパラメータとして臨界解析を行った。最大の実効増倍率を示す場合は、水密度 $0.02\text{g}/\text{cm}^3$ の時であり、このときでも、未臨界であることを確認した。このとき、水の浸入によって輸送物の配列変化や接近及び温度変化はないものとした。

水密度の影響を評価した結果を付属書類の E. 7. 1 に示す。

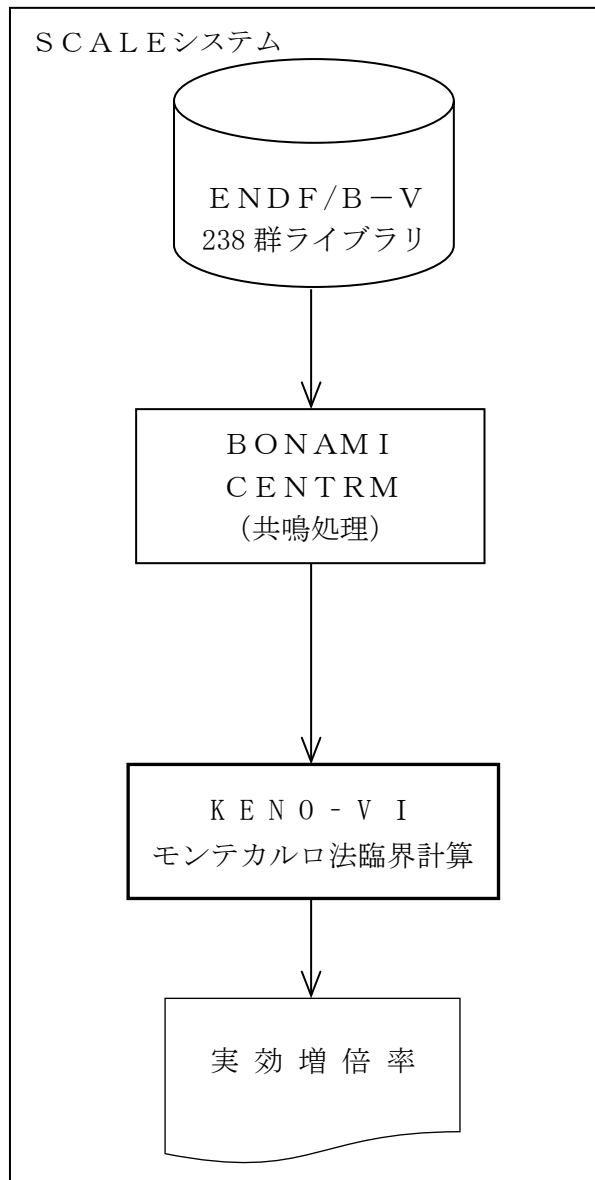
E.4.3 計算方法

臨界計算は、

SCALEシステム⁽¹⁻³⁾を用いて臨界計算を行った。keffの計算には、SCALEシステム内蔵の3次元モンテカルロ法臨界解析コードKENO-VIを用いた。また、核データライブラリは、SCALEシステム内蔵のENDF/B-V 238群ライブラリを用いた。

■■■■の共鳴自己遮蔽効果については、SCALEシステム内蔵の共鳴処理コードBONAMI、及びCENTRMを用いた。KENO-VIの説明をE.7.2に示す。

以上の臨界計算の流れを(□)－第E.6図に示す。



(口) - 第 E. 6 図 臨界計算の流れ

E. 4.4 計算結果

未臨界性評価は、E. 3.1 項に示すように最も厳しい損傷配列系を解析対象とする。

冠水時の損傷配列における実効増倍率の計算結果は(ロ) - 第 E. 8 表に示すとおりである。

が最も実効増倍率が高く、 $keff \pm \sigma =$ であり、このときの 99%信頼区間での実効増倍率は、 $keff + 3\sigma =$ であり、基準値 0.95 を十分下回っており、未臨界である。

場合が最も実効増倍率が高く、 $keff \pm \sigma$ であり、このときの 99%信頼区間での実効増倍率は、 $keff + 3\sigma =$ であり、これが最大値となるが、基準値 0.95 を十分下回っており、未臨界である。

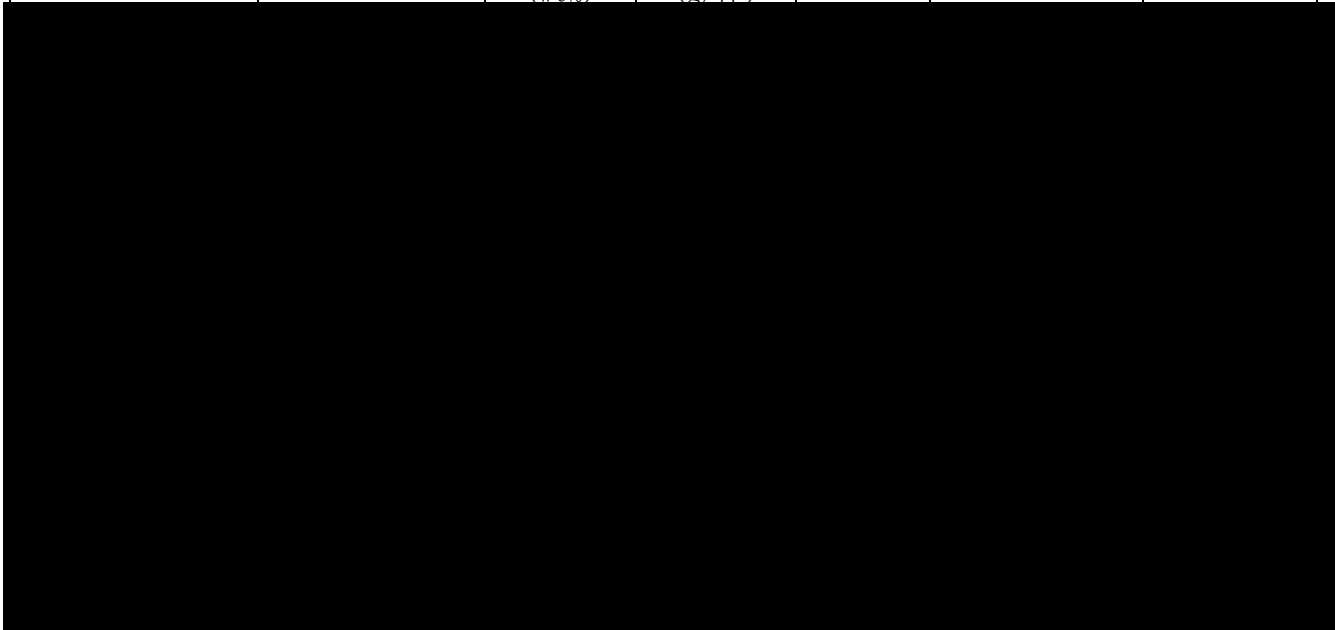
その実効増倍率は、 $keff \pm \sigma =$ であり、このときの 99%信頼区間での実効増倍率は、 $keff + 3\sigma =$ であり、基準値 0.95 を十分下回っており、未臨界である。

さらに、間を満たす水の密度が 1.00g/cm^3 から 0.00g/cm^3 まで変化した場合における実効増倍率への影響を、最大水密度 1.00g/cm^3 での実効増倍率が最も大きいについて評価した結果、最も実効増倍率が大きくなるのは水密度、そのときでも $keff + 3\sigma$ であり、本輸送物は未臨界である。なお水の密度がで計算した方が実効増倍率が高いため、この結果を示している。

また、間を満たす水の密度が 1.00g/cm^3 から 0.00g/cm^3 まで変化した場合における実効増倍率への影響を評価した結果、最も実効増倍率が大きくなるのはであるが、そのときでも $keff + 3\sigma$ であり、本輸送物は未臨界である。

(ロ) - 第 E. 8 表 冠水時臨界計算結果

燃料要素の名称	燃料芯材	$^{235}\text{U}^{*1}$ 濃縮度 (wt%)	$^{235}\text{U}^{*1}$ 重量 (g/体)	収納*2 体数	$k_{\text{eff}} \pm 1 \sigma$	$k_{\text{eff}} + 3 \sigma$
---------	------	---------------------------------------	--------------------------------------	------------	-------------------------------	-----------------------------



E.5 ベンチマーク試験

(1) ベンチマーク試験

本解析で用いた SCALE システムにある MGCL ライブラリと KENO-V. a コードの組合せの計算精度を検証するために、

(a) 日本原子力研究所で行われた ██████████ 被覆の低濃縮 UO_2 燃料棒を軽水中に配列した臨界実験 (TCA 臨界実験)⁽³⁾

(b) ORNL で SPERT-D 燃料 (██████████ ██████████) で行われた臨界実験 (国際ベンチマーク試験)⁽⁴⁾

(c) JRR-4 (濃縮度 ██████████、板状燃料) で行われた臨界実験⁽⁵⁾ について解析し、その評価を行った。

(2) ベンチマーク試験の詳細

(a) TCA 臨界実験

対象としたベンチマーク臨界実験は、日本原子力研究所の軽水臨界実験装置 TCA (Tank-type Critical Assembly) で臨界水位測定実験である。その実験は、燃料の種類、格子パターン、格子ピッチ、配列、中性子吸収材の有無等を変化させて行われた。燃料には UO_2 及び PuO_2 が用いられた。この実験の内の ^{235}U 濃縮度 2.6% の UO_2 燃料棒を軽水中に配列した実験から格子及び配列のピッチの異なる 5 ケースを選び、MGCL ライブラリと KENO-V. a コードの組合せにより解析した。

TCA の臨界実験タンクと UO_2 燃料棒を (ロ) - 第 E. 7 図に示す。

タンク内に UO_2 燃料棒は格子状に配列され、4 種類の格子ピッチ (水と UO_2 の体積比で 1.50、1.83、2.48、3.00) で燃料棒の数を変えて実験が行われた。ここでは、燃料体水体積比が 1.50 から 2 ケース、その他から各ケースずつを選んで、解析した。

(b) 国際ベンチマーク実験

OECD/NEA は、臨界安全解析コードの検証のために 1994 年に ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project) を計画し、臨界データハンドブック (International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments)¹⁾ が作成された。その中に、米国 ORNL で SPERT-D 燃料 (ウランアルミニウム合金、²³⁵U 濃縮度 93.17%、形状：(ロ) - 第 E. 8 図、(ロ) - 第 E. 9 図参照) を用いて燃料貯蔵、輸送、再処理の仕様を決めるために行われた臨界実験 (ケース数 23) が記述されている。これらの中から JRR-4 の体系に近い臨界データを 3 ケースを選び、国際ベンチマーク試験データとし、MGCL ライブラリと KENO-V. a コードの組合せにより解析した。その 3 ケースを下記に示す。

(i) CASE3 (SPART3)

格子の形状：4×3.09、臨界燃料本数：12.36±0.17、臨界量(²³⁵U)：3.79±0.05kg、格子配列：(ロ) - 第 E. 10 図参照 (図に示す燃料体の数字は [] を示す)

(ii) CASE15 (SPART15)

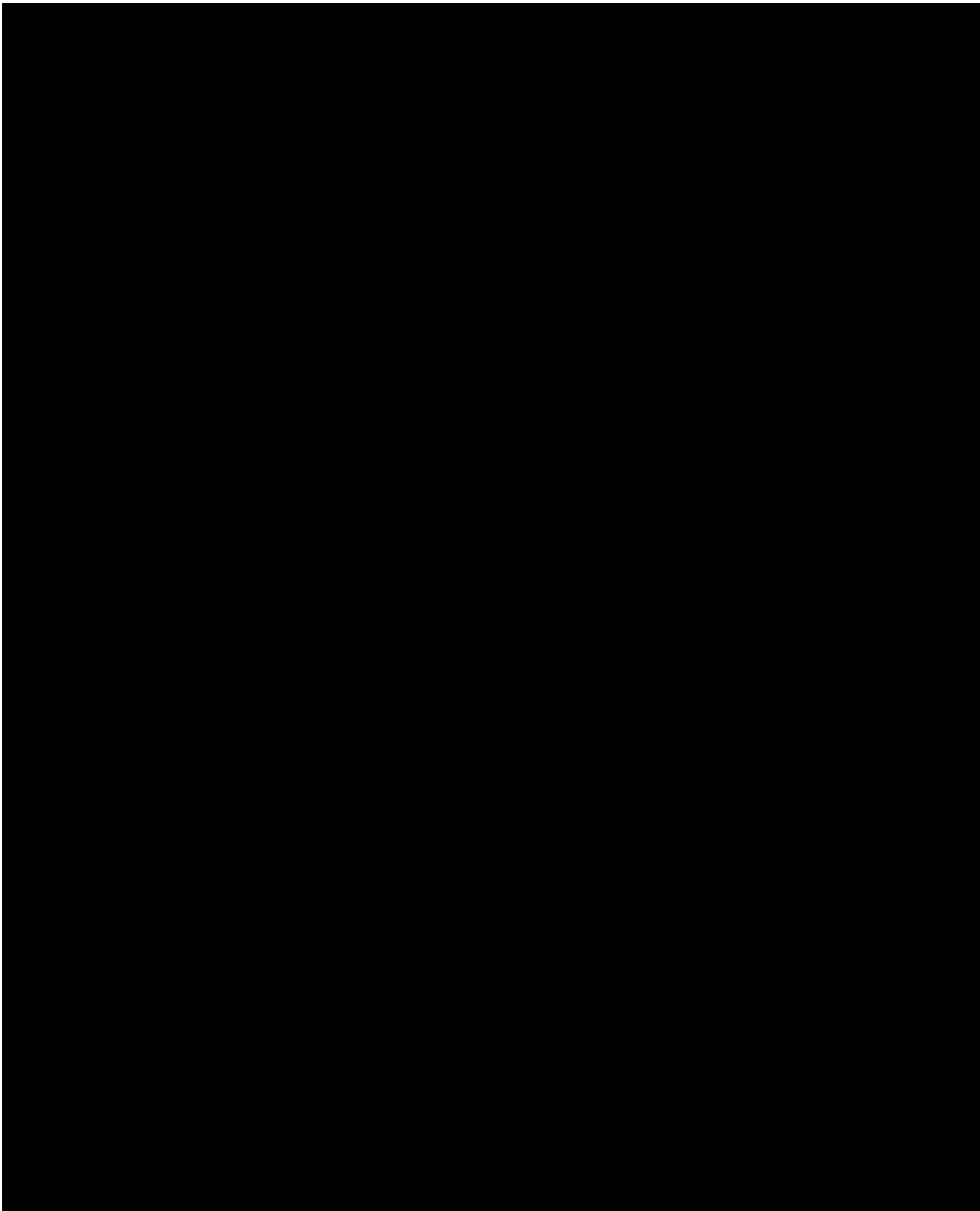
格子の形状：16×3、臨界燃料本数：48、臨界量(²³⁵U)：19.62kg、格子配列：(ロ) - 第 E. 10 図参照 (図に示す燃料体の数字は [] を示す)

(iii) CASE23 (SPART23)

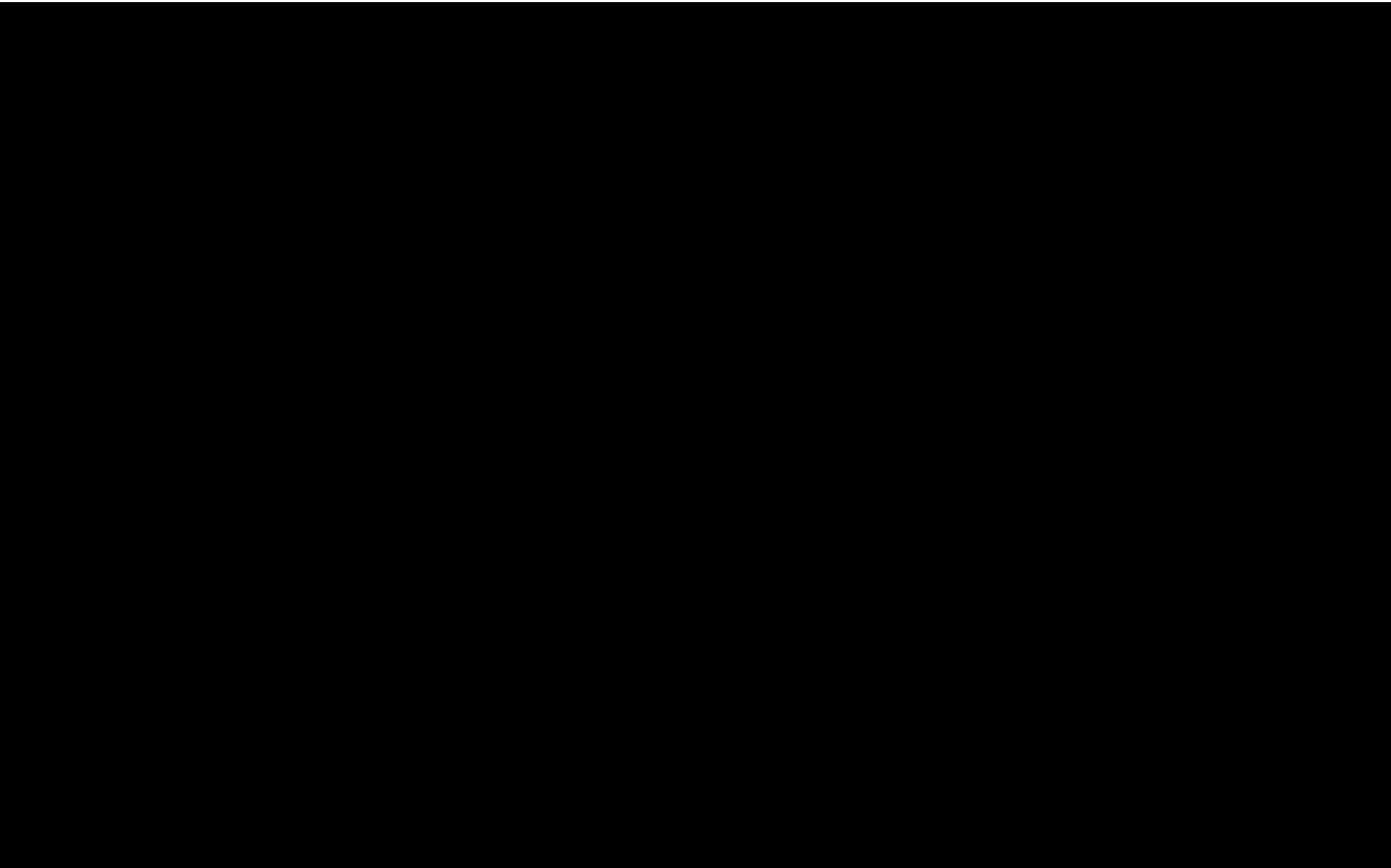
格子の形状：6×5.55、臨界燃料本数：33.12±0.10、臨界量(²³⁵U)：10.15±0.03kg)、²³⁵U 濃度：3.99 g/l、ボロン濃度：0.871 g/l、格子配列：(ロ) - 第 E. 10 図参照 (図に示す燃料体の数字は燃料板数を示す)

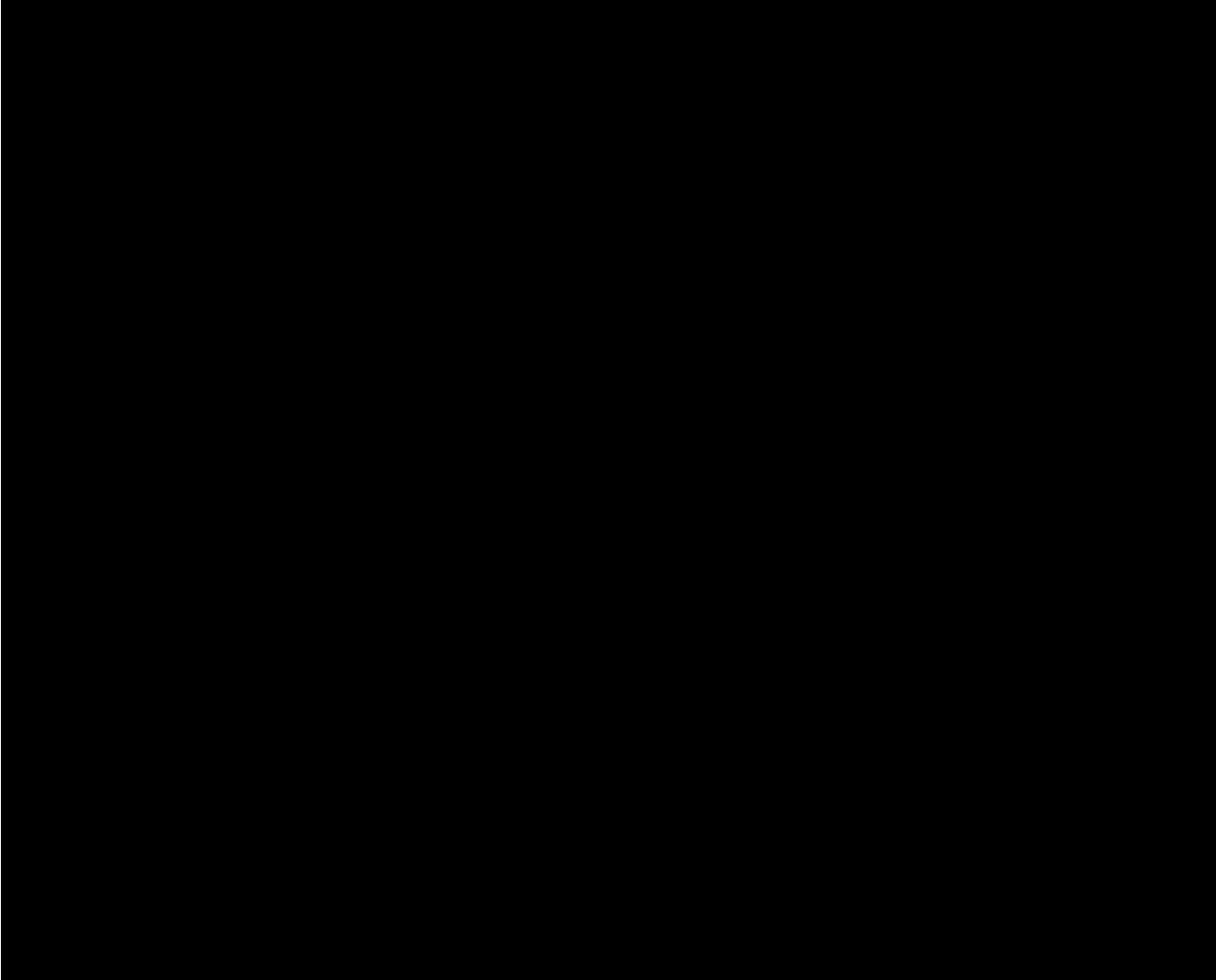
(c) JRR-4 臨界試験

JRR-4 は最大出力 3.5MW のスイミングプール型研究用原子炉である。燃料は低 [] である。燃料要素は 4×5 の格子に配列され、その周囲に黒鉛反射体 (リドタンク側、大型反射体はアルミニウム反射体)、照射筒、中性子源が配置されている。板状の 5 本の制御棒と後備安全棒は燃料要素間及び燃料要素と反射体間にある。減速材、冷却材は軽水である。(ロ) - 第 E. 11 図及び (ロ) - 第 E. 12 図にそれぞれ燃料要素及び炉心配置図を示す。平成 10 年 7 月に最小炉心及び全炉心臨界試験が実施された。



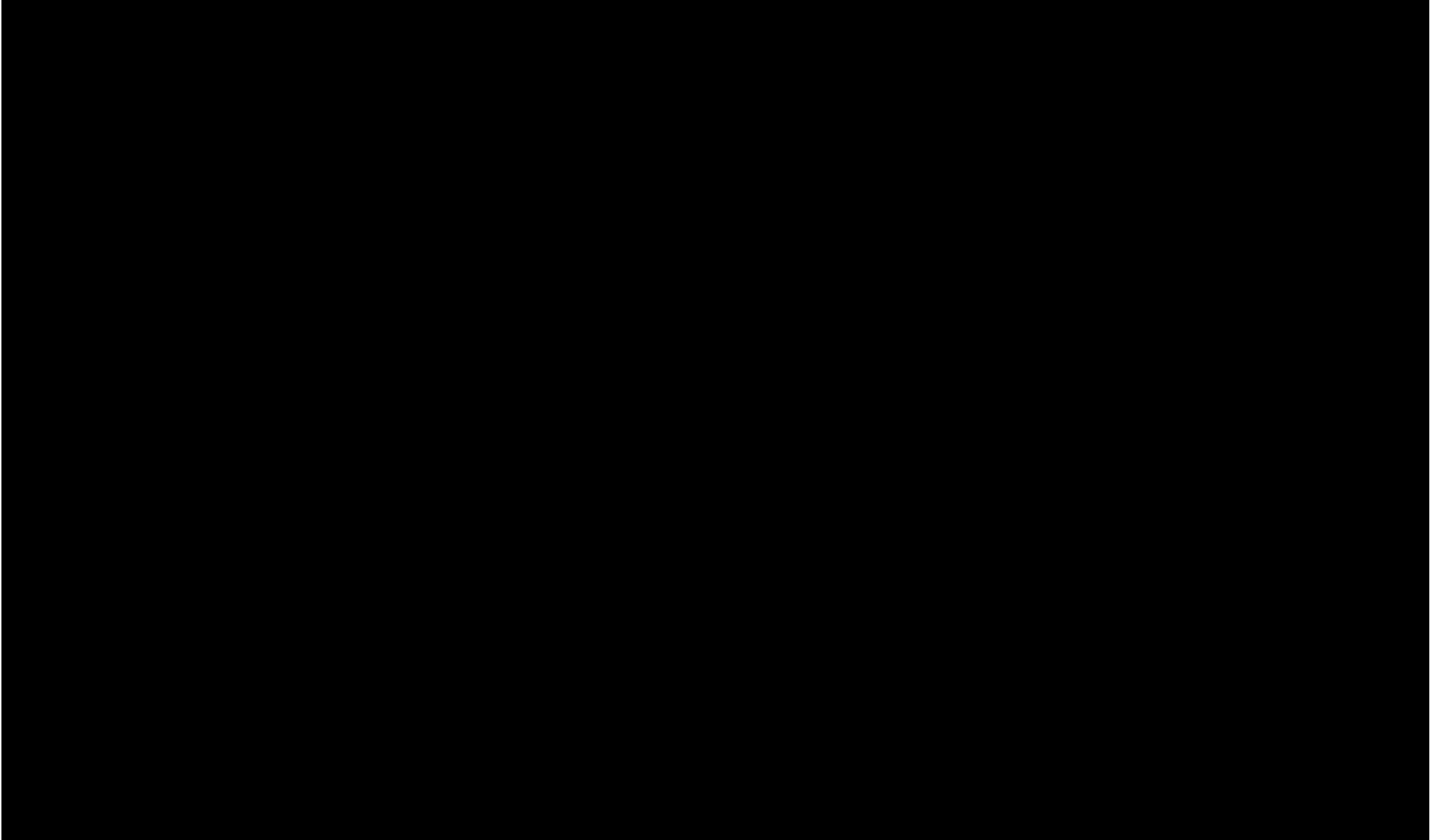
(口) - 第E.7 図 T C A 臨 界 実 験 体 系



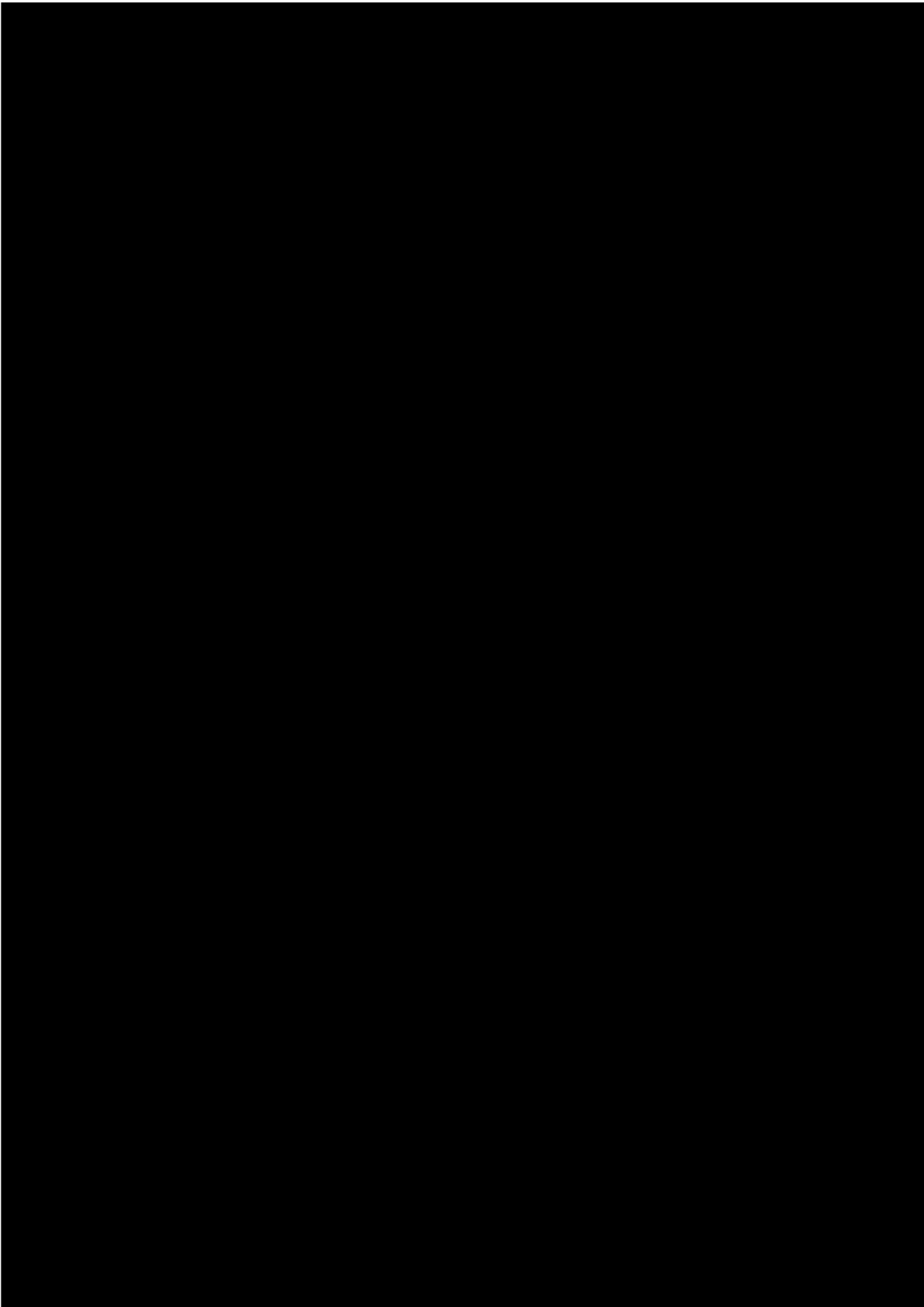


(口) - 第 E. 9 図 SPERT-D 燃料 (続き)

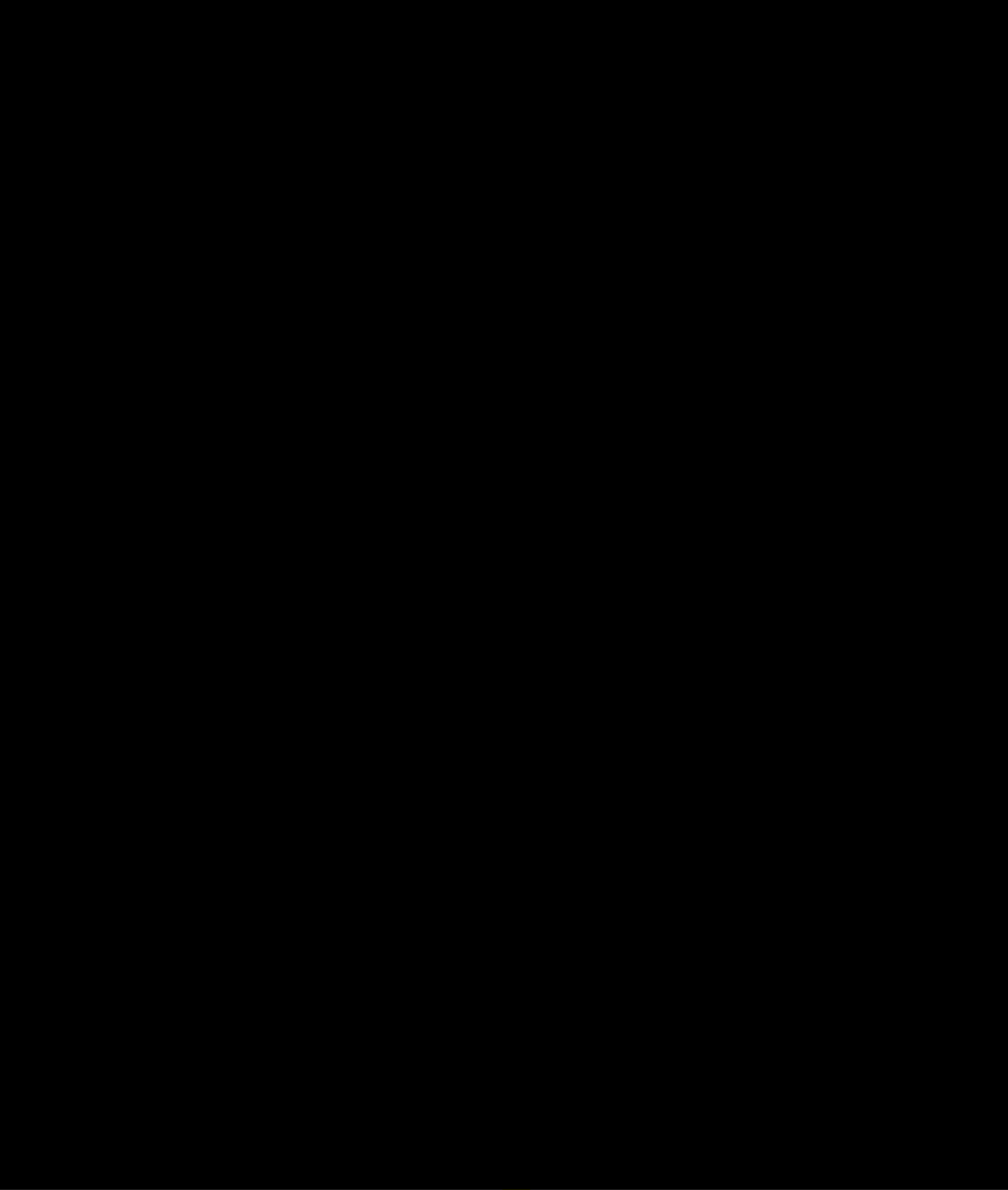
(口) - E-27



(口) - 第 E. 10 图 炉心配置图



(口) - 第 E. 11 図 燃料要素



(口) - 第 E. 12 图 炉心配置图

E.6 結果の要約及びその評価

核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下に置くこととした場合、(ロ) -A.9.1 に示すように、輸送容器の変形は、臨界評価体系（損傷状態を考慮した輸送物の表面）の外側である外容器の変形であり、臨界評価体系である内容容器に一辺 10cm の立方体を包含するくぼみは生じず、また外接する直方体の各辺が 10cm 未満となることはない。

本解析で最大の実効増倍率を示すのは、(ロ) -第 E.8 表に示すとおり輸送容器 1 基に

■ 収納した場合であり、 $k_{eff}+3\sigma$ ■

■ あり未臨界である。

E.7.1 水密度の影響評価

ここでは、輸送容器に水が浸入した場合において、内容器内外の水密度の変化が臨界性に及ぼす影響を評価する。

最適減速状態を与える水密度及びその時の体系の実効増倍率は、主に燃料要素間の距離と燃料要素間の構造物による中性子吸収により決まる。本輸送物では、燃料要素間の距離とこの間にある燃料要素を収納するパイプの肉厚は収納燃料要素による違いはない。したがって、各燃料要素の最適減速状態における未臨界性の確認は、水密度 $1.00\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率が最も大きくなる燃料要素を収納した場合の実効増倍率が 0.95 を超えないことを確認することにより、その他の燃料要素においても、確認できる。

ここでは、水密度 $1.00\text{g}/\text{cm}^3$ での実効増倍率が最も大きい [] について、内容器内外の水密度が $1.00\text{g}/\text{cm}^3$ から $0.00\text{g}/\text{cm}^3$ まで変化した場合の実効増倍率を計算して、本輸送物が最適減速状態においても未臨界であることを確認する。

水密度の影響評価に用いる解析モデルは、水密度 $1.00\text{g}/\text{cm}^3$ の時と同一である。

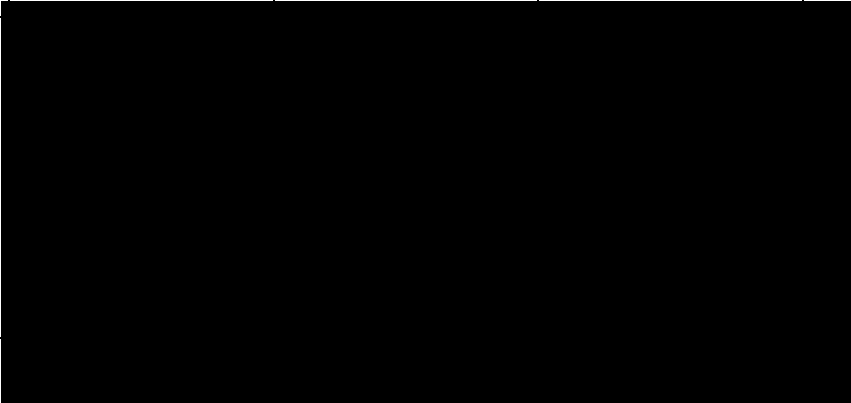
また、水を除く各領域の原子個数密度組成も同一である、

計算結果を (a) ー 第 E.10 表及び (a) ー 第 E.22 図に示す。

[] の場合は、水密度 [] において最適減速状態が起っているが、このときの実効増倍率は、 $k_{\text{eff}} + 3\sigma$ [] であり、基準値 0.95 を下回っている。

水密度 [] 水に浸された状態での実効増倍率が最も大きい輸送容器 1 基当り [] 収納時でも、最適減速状態における未臨界性は確保されており、本輸送物は如何なる条件下でも未臨界であるといえる。

(ア) - 第 E. 10 表 水密度の変化に伴う実効増倍率の変化

水 密 度 (g/cc)	k_{eff}	1σ	$k_{eff} + 3\sigma$
1.00			
0.5			
0.1			
0.001			
0.00			

G 規則及び告示に対する適合性の評価

(ロ) -G. 規則及び告示に対する適合性の評価

本輸送物は (ロ) -第 G.1 表 に示すように、規則及び告示に定める技術基準の該当項目に合致している。

(ロ) -第 G.1 表 規則及び告示に定める技術基準への適合性の評価

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第3条第1項 第1号	第3条	本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第3条第1項 第2号	第4条	本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第3条第1項 第3号	第4条 及び 別表第一	本輸送物に収納される核燃料物質は、特別形核燃料物質等以外のものに該当し、燃料物質の濃縮度は ██████████ ██████████ 収納される放射エネルギーは A_2 値を超えるため、本輸送物は BU 型輸送物に該当する。	(イ)-B	
第3条第2項	第5条	本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第3条第3項		本輸送物は BU 型輸送物であるので、規則第 7 条に定める技術基準の適用を受ける。 また、以下の通り、第 7 条の技術上の基準の適合性評価にあたり経年変化の考慮が求められることから以下の通り評価した。 1. ██████████ ██████████ ██████████ 2. 収納物については当該輸送日数では経年変化がないことから、輸送容器構成部品について考慮する。 3. 経年変化の要因として、放射線照射、熱、化学変化及び繰り返し荷重とする。 4. 放射線照射の影響については、使用予定年数の期間で収納物から連続して照射をうけるとしても、材料強度に影響	(イ)-D	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>が現れる単位面積当たり 10^{17} 個を十分に下回る</p> <p>5. 熱の影響については、輸送容器構成部品の最高温度は ■■■ 程度で有り、規格等で構造強度基準が定められる範囲であること■■■</p> <p>6. 化学変化の影響について、ステンレス鋼は不動態膜を表面に形成し腐食は進行しないこと、また外観検査等で状態を確認し、必要に応じ補修すること■■■</p> <p>■■■ ステンレス鋼に覆われ、密閉空間にあることから吸湿等による分解、腐食は生じない</p> <p>7. 繰り返し荷重の影響について、圧力や取扱いによる繰り返し荷重により発生する応力に基づく許容繰り返し回数は想定される繰り返し回数を上回る。</p> <p>以上より、輸送物は経年変化による影響はない。</p>		
第4条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第5条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第6条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第7条第1号		<p>輸送物は、以下に示すとおり容易且つ安全に取り扱うことが出来る。</p> <p>輸送物は、取扱い中の吊上げ吊下ろしが容易に出来るよう容器本体にアイプレートを有し、アイプレートを吊り具と接続し容易に取り扱うことが出来る。ま</p>	(ロ)-A. 4. 4	第4条第1号

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>た、アイプレートは取扱いを考慮した安全係数3とし、輸送物の最大重量を考慮した荷重に対して必要な強度を有する設計としており安全に取り扱うことが出来る。</p>		
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>輸送物は以下に示すとおり、運搬中に予想される温度、内圧及び振動等に対して亀裂・破損等を生じる恐れはない。</p> <p>1. 運搬中に予想される輸送物各部の最低温度は■■■■、また最高温度は規則第7条第2号に規定される周囲の温度が38℃で太陽熱の放射をうける条件に輸送物を置いた場合であり、収納物の崩壊熱は無視しうることから輸送物各部の温度は一律■■■■である。本温度において、輸送容器構成部品は健全性を損なうことはない。</p> <p>2. 運搬中に予想される温度の変化に対して、輸送物を周囲の温度が■■■■から38℃まで変化することを想定しても輸送容器構成部品間で有意な熱膨張差及び熱応力は発生しない。</p> <p>3. 運搬中に予想される内圧の変化について、輸送物の最大内圧は■■■■(絶対圧) 最小圧力はMPaである。これらを上回る圧力を内容器に負荷した条件のもとで密封装置の強度及び密封性を評価しており、構造健全性及び密封性が確保されることを確認している。</p> <p>4. 振動等について、輸送物の固有振動数を算定した結果、運搬中に輸送物への入力が見込まれる振動数■■■■から</p>	<p>(ロ)-A. 4. 7 (ロ)-A. 5</p>	<p>第4条第2号</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>対して大きな開きがあり運搬中にうける荷重が増幅されることはない。 また、運搬中に予想される輸送物への入力荷重は一般の試験条件における自由落下や積み重ね試験時の荷重に包含されることから、輸送物に亀裂・破損を生じるおそれはない。</p>		
第7条第1号 (つづき)		<p>本輸送物の表面には取扱い等に使用するアイプレート以外の突起物はない。 また、本輸送物の表面は滑らかに仕上げられたステンレス鋼であり汚染の除去が容易な構造となっている。</p>	(イ)-C	第4条第3号
第7条第1号 (つづき)		<p>本輸送物の構成部品はステンレス鋼 学的に安定した材料を使用しており容器を構成する材料相互及び収納物と危険な物理的作用や化学的作用の生じるおそれはない。 1. 第4条第2号で示した通り、運搬中に予想される温度の範囲において有意な熱膨張差等生じることはなく、熱膨張による相互の干渉もないことから、材料相互及び材料と収納物の間で危険な物理的作用を生じるおそれはない。 2. 本輸送物は冷却水を用いないタイプであり、凍結に起因する破損を生じる恐れはない。 3. 断熱材 リングは金属材料と接触しても化学反応を生じるおそれはない。 4</p>		

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>■はステンレス鋼に覆われ密閉されていることから腐食等を生じるおそれはない。</p>		
第7条第1号 (つづき)		<p>本輸送物は弁をもたない設計であることから、技術上の基準は適用されない。</p>	(ロ)-C. 2. 1 (ロ)-A. 4. 3	第4条第5号
第7条第1号 (つづき)	第9条	<p>本輸送物の表面の放射性物質の密度は、発送前検査において以下に記述する値以下であることを確認する。</p> <p>1. α線を放出する放射性物質 0.4 Bq/cm²</p> <p>2. α線を放出しない放射性物質 4 Bq/cm²</p>	(ニ)-A. 2	第4条第8号
第7条第1号 (つづき)		<p>輸送容器に燃料装荷する場合には、所定の要領に基づいて行い、しかも、輸送物の発送前検査として収納物検査が行われるので輸送物安全性を損なう恐れのあるものを装荷することはない。</p> <p>本輸送物は、外接する直方体の各辺が下記の通り 10cm 以上である。</p> <p>■</p> <p>■</p> <p>■</p> <p>■</p> <p>■</p>	(ニ)-A. 2 (イ)-C (イ)-第 C. 1 図 (ロ)-A. 4. 3	第4条第10号 第5条第2号 第5条第3号
第7条第1号 (つづき)		<p>第4条第2号に示すとおり、運搬中に予想される輸送容器構成部品の温度の範囲■範囲である。一</p>	(ロ)-A. 3 (ロ)-B. 4. 2	第5条第4号

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>方、当該を包含す[]の温度範囲において、輸送物構成部品の材料は著しい強度の低下及び脆化等は生じず、必要な材料強度に影響を及ぼすことはない。従って、[]の温度の範囲において構成部品に亀裂、破損を生じるおそれはない。</p>		
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>外圧が[]まで低下した場合における内外圧力差は[]である。一方当該輸送容器の強度評価はこれを上回る[]を設計圧力として評価し、密封装置の構造健全性及び密封性が確保されることを確認していることから[]で外圧が低下した場合においても放射性物質の漏えいはない。</p>	(ロ)-A. 4.6	第5条第5号
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>本輸送物は、液体の核燃料物質を収納しないことから、本要件の適用は受けない。</p>		第5条第6号
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>本輸送物は以下に示す保守的な条件を設定して、ANISN コード等を用いて輸送物表面における最大線量当量率を求めている。また、対象を新燃料及び低照射された燃料それぞれ最大放射エネルギーを有する燃料が収納されている条件の下で評価しており、輸送物の表面における最大線量当量率は低照射された燃料を収納した場合であり 0.169mSv/h となり 2mSv/h を下回る。</p> <p>1. 線量当量率への寄与の高い ²³⁴U 及び ²³⁶U についてこれまでの実績の最大値を超える量を含有する。</p> <p>2. 低照射された燃料に対しては、最大</p>	(ロ)-D. 5	第5条第7号

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>燃焼度で最小冷却日数の燃料が収納されているとする。</p> <p>3. 外容器等の構造材を無視して、内容器外表面を輸送容器表面とみなしている。</p>		
第7条第1号 (つづき)		<p>本輸送物は、表面における最大線量当量率と同様の保守的な条件に基づき表面から 1m 離れた位置における線量当量率を評価している。表面から 1m 離れた位置における最大線量当量率は、$19\mu\text{Sv/h}$ であり $100\mu\text{Sv/h}$ をしたまわる。</p>	(ロ)-D. 5	第5条第8号
第7条第1号 (つづき)		<p>本輸送物に収納される収納物の放射能の量は [] である。仮にこの放射能が全て A2 値が最小となる ^{234}U (A2 値: 6GBq) であると仮定しても、10 万倍を下回ることから本要件の適用は受けない。</p>	(ロ)-A. 6. 4	第6条第5号
第7条第2号	第19条 別記第7 別記第4 第1号	<p>BU 型輸送物に係る一般の試験条件</p> <p>a. 熱的試験</p> <p>一般の試験条件において、輸送物を 38°C の雰囲気中で太陽熱の放射がある条件の下に置いた場合について、輸送物の温度を評価した結果、各部の温度は [] で一様になる。</p> <p>当該の温度は [] 0°C リングの最高使用可能温度である [] を下回ることから 0°C リングの健全性は維持される。また、内容器の内圧は [] となるが、内容器の強度評価においては当該を上回る [] が負荷された輸送</p>	(ロ)-B. 4. 1	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
	別記第4 第2号	物が一様に [] である条件の下で評価し、内容物が弾性範囲内であることを確認している、また密封境界を形成する内容器蓋とフランジ部の口開き量は 0 リングの初期締め付け代を下回ることから密封性は維持される		
	別記第3 第1号イ	b. 水噴霧 輸送物の表面はなめらかなステンレス鋼であり、吸水性はなく、吸水による	(ロ)-A. 5. 2	
	別記第3 第1号ロ	腐食等が生じるおそれはないことから、密封性及び遮蔽性能に影響する損傷はない。		
	別記第3 第1号ロ(1)	c. 自由落下 当該輸送物の最大重量は [] であることから、落下高さは 1. 2m となる。1. 2m 高さから落下したときの輸送物の状態について、CASH-II コード等を用いて、輸送物に生じる加速度及び変形量を評価している。また、得られた加速度に基づいて、輸送容器及び収納物の強度を評価している。落下姿勢は、垂直、水平、コーナー及び傾斜落下を対象としている。解析の結果、輸送物に最大 [] 変形が生じるが変形は外容器に限られ内容器、内容器蓋、バスケット及び収納物に変形は生じないこと及び内容器蓋の口開きは 0 リングの初期締め付け代に比べ十分に小さく、構造健全性及び密封性は確保される。	(ロ)-A. 5. 3	
	別記第3 第1号ロ(3)	d. 積み重ね 輸送容器の投影面積に [] を負荷する場合と輸送物に自重の 5 倍荷	(ロ)-A. 5. 4	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
	別記第3 第1号ロ(4)	<p>重を負荷する場合を比較すると後者の負荷のほうが厳しい条件となることから後者の条件の下で、輸送物の状態について評価している。その結果、輸送容器に塑性変形を生じることなく、輸送物の健全性は確保され、密封性及び遮蔽性能に影響を与える損傷はない。</p> <p>e. 貫通</p> <p>外容器の外板[]の鋼棒を1m高さから落下させた場合について、鋼棒の持つ落下エネルギーと外容器の鋼板を貫通させるエネルギーを比較し、後者の値のほうが大きいことを確認しており、外鋼板が貫通することはないことから、密封性及び遮蔽性能に影響を与える損傷はない。</p>	(ロ)-A. 5. 5	第5条第9号 ロ
第7条第2号 (つづき)		<p>一般の試験条件に置いた輸送物は、外容器に変形が生じることを踏まえ、通常輸送時における最大線量当量率評価と同じく、内容器の外表面を輸送物表面とみなす保守側の条件の下で評価した結果、表面における最大線量当量率は[]となり、2mSv/hを下回る。</p>	(ロ)-D. 4	第6条第2号 イ
第7条第2号 (つづき)		<p>一般の試験条件に置いた輸送物は密封装置の構造健全性及び密封性が確保され、収納物の構造健全性も維持される。放射性物質の漏えい量評価においては、発送前検査における気密漏えい検査の合格基準に相当する漏洩があると仮定した上で、燃料製造時に燃料の表面に付着するウラン同位体を対象として、これらが内容器内部に分散している条件</p>	(ロ)-C. 3. 1	第6条第2号 ロ

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>の下で内容器の内圧を最大内圧を超える () と仮定し放射性物質の 1 時間当たりの漏えい量を評価した結果、放射性物質の漏えい量の基準 ($A2 \times 10^{-6}$) に対する比率は であり基準を満足する。</p>		
第 7 条第 2 号 (つづき)	第 15 条	<p>輸送物は専用積載で輸送される。一般の試験条件に置いた輸送物を の環境での日陰に置いた場合においても、収納物の崩壊熱量は無視しうることから人が近づきうる輸送物表面の温度は となる。従って輸送物表面の温度は 85℃ を超えることはない。</p>	(㍀)-B. 4. 2	第 6 条第 2 号 ハ
第 7 条第 2 号 (つづき)	第 9 条	<p>一般の試験条件に置いた輸送物は、密封装置の構造健全性及び密封性が確保されることから、放射性物質が放出されることはない。また、発送前検査において表面密度が表面密度限度を下回ることを確認することから、表面密度限度を超えることはない。</p>	(㍁)-A. 2	第 6 条第 2 号 ニ
第 7 条第 3 号	第 20 条 別記第 8 別記第 5 第 1 号イ	<p>BU 型輸送物に係る特別の試験条件 落下試験 I 9m 高さから落下させた場合の輸送物の状態について、CASH-II コード等を用いて、輸送物に生じる加速度及び変形量を評価している。また、得られた加速度に基づいて、輸送容器及び収納物の強度を評価している。落下姿勢は、垂直、水平、コーナー及び傾斜落下を対象としている。解析の結果、輸送物</p>	(㍀)-A. 6 (㍀)-A. 6. 1	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>の変形が生じるが変形は外容器に限られ内容物、内容物蓋、バスケット及び収納物に破損は生じないこと及び内容物蓋の口開きは 0 リングの初期締め付け代に比べ十分に小さく、構造健全性及び密封性は確保される。</p>		
<p>第 7 条第 3 号 (つづき)</p>	<p>別記第 5 第 1 号ロ</p>	<p>落下試験Ⅱ (1m 貫通試験) 1m 高さから [] に落下させた場合の輸送物の状態について、鋼棒が輸送物に衝突することで生じる外容器のくぼみ変形量を評価している。評価は鋼棒が外容器蓋、外容器胴部及び外容器底部に衝突するケースとしている。評価の結果、いずれのケースも外容器外板を貫通することはないこと並びに鋼棒が外容器の変形により内容物及び内容物蓋に到達することはないことを確認しており、密封装置の構造健全性及び密封性は確保される。</p>	<p>(ロ)-A. 6. 2</p>	
<p>第 7 条第 3 号 (つづき)</p>	<p>別記第 5 第 2 号イ 第 2 号ロ</p>	<p>熱的試験 落下試験 I, II を行った後に熱的試験に置いた後、熱的試験に置いた輸送物の状態について、落下試験による外容器の変形を重畳した保守的なモデルを用いて、TRUMP コードにより輸送物各部の温度を評価した結果、緩衝材及び断熱材に一部焼損が生じる。また、0 リングの温度は [] となるが、短期的な最高使用可能温度を下回ることから熱的健全性は確保される。また、内容物内圧は内部の空気温度をバスケットの最高温度とした場合でも [] で</p>	<p>(ロ)-A. 6. 3</p>	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		あり強度評価に用いた [REDACTED] [REDACTED]を下回ることから、密封装置の構造健全性及び密封性は確保される。		
第7条第3号 (つづき)	別記第5 第3号	浸漬試験（水深15m） 15mの水深に置いた輸送物の状態について、密封装置である内容容器及び内容容器蓋に [REDACTED] の外圧が負荷した場合の構造強度及び内容容器蓋の口開き量を評価した結果、内容容器及び内容容器蓋が破損、座屈を生じることはないこと及び内容容器蓋の口開き量は0リングの初期締め付け代を下回ることを確認したことから構造健全性及び密封性は確保される。	(ロ)-A. 6. 4	
第7条第3号 (つづき)		特別の試験条件に置いた輸送物は、外容器に変形、緩衝材及び断熱材が一部焼損することを踏まえ、通常輸送時における最大線量当量率評価と同じく、内容容器の外表面を輸送物表面とみなす保守側の条件の下でANSINコード等を用いて評価した結果、表面から1m離れた位置における最大線量当量率は [REDACTED] となり、2mSv/hを下回る。	(ロ)-D. 5	第6条第3号 イ
第7条第3号 (つづき)	第17条	特別の試験条件に置いた輸送物は、密封装置の構造健全性及び密封性が確保され、収納物の構造健全性も維持される。放射性物質の漏えい量評価においては、発送前検査における気密漏えい検査の合格基準に相当する漏えいがあると仮定して上で、燃料の表面に付着するウラン同位体を対象として、これらが内容容器の内部に分散している条件の下で内容容器の内圧を最大内圧を超える [REDACTED] と仮定し放射性物質	(ロ)-C. 4. 2	第6条第3号 ロ

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		の 1 週間当たりの漏えい量を評価した結果、放射性物質の漏えい量の基準(A2)に対する比率は ████████ であり基準を満足する。		
第 7 条第 4 号		第 7 条第 1 号 (第 4 条第 2 号、第 5 条第 4 号) の技術上の基準に対する適合性において説明のとおり、周囲の温度が ████████ の範囲とした場合の輸送物各部の温度において、材料は必要とされる構造強度に対して影響はない。また内容物の内圧は当該の温度範囲における最大圧力を超える条件の下で構造健全性及び密封性が確保される。	(ロ)-A. 3 (ロ)-B. 4. 2	
第 7 条第 5 号		本輸送物は、冷却装置等を持たない自然冷却方式である。	(ロ)-B. 1	
第 7 条第 6 号		本輸送物は、運搬中に予想される温度の変化及び内外圧の変化を考慮しても、内外圧差 (ゲージ圧) は ████████ を下回ることから最大使用圧力 ████████ を超えない。	(ロ)-B. 4 (ロ)-B. 5	
第 8 条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第 9 条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第 10 条		本輸送物は BU 型輸送物であるので該当しない。		
第 11 条		経年変化の考慮について、第 3 条第 3 項の技術上の基準に対する適合性において説明のとおり、経年変化の要因として放射線照射、熱、化学変化及び繰り返し荷重を考慮して、使用予定年数、使用回数に対する影響評価を行った結果、輸送物に経年変化の影響はない。 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件	(ロ)-F	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>においた輸送物の状態について、外容器の一部に変形が生じるが、内容容器、内容容器蓋、バスケットの構造健全性は確保される。</p> <p>核分裂性輸送物に係る特別の試験条件に置くこととした場合、一般の試験条件の履歴を受けたのちに、落下試験、熱的試験、浸漬試験に置いた輸送物の状態について、外容器の変形、緩衝材及び断熱材の一部に損傷が生じるが、内容容器、内容容器蓋、バスケット及び収納物が破損することはない。</p>		
第 11 条	第 23 条	<p>本輸送物は、ウラン 235 を 15g 以上収納し、ウラン 235 の濃縮度が [REDACTED] で核分裂性輸送物の要件に該当する。</p>	(イ)-B (イ)-D	
第 11 条第 1 号	第 24 条 別記第 11 第 1 号 第 2 号	<p>(一般の試験条件)</p> <p>50mm/h の雨量に相当する水を 1 時間水吹き付けた場合の影響を評価している。</p> <p>本輸送物の最大総重量は [REDACTED] であり、落下高さ 1.2m である。落下時に受ける最大損傷を評価できるように解析している。</p>	(ロ)-A. 9. 1 (ロ)-A. 9. 1	
第 11 条第 1 号 (つづき)	第 3 号	<p>自重の輸送物の 5 倍に相当する荷重を付加したほうが厳しい条件となるため、この条件における内容容器の強度を評価している。</p> <p>[REDACTED] の高さから本輸送物の最も弱い部分に落下させたとしている。</p>	(ロ)-A. 9. 1 (ロ)-A. 9. 1	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第11条第1号 イ、ロ		<p>輸送物を一般の試験条件の下に置くこととした場合、輸送物に生じる変形は自由落下に伴う外容器[]の変形に限られる、また変形の形状はくぼみを生じるような変形ではないことから、1辺が10 cmの立方体を包含するようなくぼみは容器の構造部に生じない。一方[]あるはから外接する直方体の一辺は10 cm以上である。</p>	(㍀)-A. 9. 1	
第11条第2号 イ、ロ、ハ、 二、ホ	第25条	<p>第11条第2号イからホの5つの条件をすべて包含する保守的な実効増倍率解析モデルとして、隣接する輸送物間の相互干渉を強めるため輸送容器の外容器等を見做して内容器の外表面を輸送容器表面とすること、評価体系中で中性子の漏れがないように内容器外表面に外接する正六角形を完全反射面として、輸送容器が無限配列しているとして、照射の履歴がある収納物については未照射としていること及び配列系においても内容器内部を満水とした上で、収納物が収納されるバスケットチューブ内部と外部の水密度を区別して反応度が最大となる条件を定める等を考慮して、KENO-VIコードを用いてすべての収納物に対して実効増倍率を求めた結果、実効増倍率の最大値は[]となり、収納物とした核燃料物質のいずれを収納した場合においても未臨界性が確保される。</p>	(㍀)-E. 3. 1 (㍀)-E. 4. 4 (㍀)-E. 5	
第11条第3号		第7条第1号(第4条第2号、第5条	(㍀)-A. 3	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>第 4 号) の技術上の基準に対する適合性において説明のとおり、周囲の温度がー [redacted] の範囲とした場合の輸送物各部の温度において、材料は必要とされる構造強度に対して影響はない。また内容器的内圧は当該の温度範囲における最大圧力を超える条件の下で構造健全性及び密封性が確保される。</p>	(ロ)-A. 4. 2	