

(v) 章 B 熱 解 析

B. 熱解析

B.1 概要

1. 輸送物の熱設計

本輸送物の熱放散システムは次のとおりであり、自然冷却にて使用済燃料の崩壊熱を除熱している。

- ・ 胴内に収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は、主に胴内に充填されたヘリウムの熱伝導と放射によりバスケットに伝えられる。
- ・ バスケットに伝えられた熱は主に熱伝導によってバスケット外面に伝わり、ヘリウムの熱伝導と放射により胴内面に伝えられる。
- ・ 胴内面に伝えられた熱は、熱伝導によって胴外面に伝えられる。
- ・ 胴外面に伝えられた熱は、主に胴と外筒の間に設けられた銅製の伝熱フィンの熱伝導によって外筒に伝えられる。
- ・ 外筒に伝えられた熱は、放射と空気の自然対流により大気に放散される。

(□)章 B 熱解析では、一般の試験条件における輸送物各部の温度を求め、構成部品の温度が使用可能温度を超えないことを示すとともに、他の解析への条件を示す。また、一般の試験条件において人の近づきうる表面の最高温度が 85 °C 以下であることを示す。

さらに、特別の試験条件における輸送物各部の温度を求め、構成部品の健全性に与える影響を示すとともに、他の解析への条件を示す。

上記に加え、一般及び特別の試験条件における輸送物各部の圧力を求め、他の解析への条件を示す。

2. 熱解析の条件

熱解析は、(□)-第 B.1 表に示す条件で行う。

輸送物の最大崩壊熱量は、(イ)-第 A.1 表に示したように 15.8 kW 以下であるが、熱解析ではこれに余裕をみた設計崩壊熱量とする。

(ロ)-第 B.1 表 熱解析の主な条件及び方法

項目		一般の試験条件			特別の試験条件		
		最高温度評価条件	人の近づきうる表面の最高温度評価条件	最低温度評価条件	火災前	火災時	火災後
設計崩壊熱量		18.1 kW	18.1 kW	0 kW	18.1 kW	18.1 kW	18.1 kW
環境条件	周囲温度	静止空気 38 °C	静止空気 38 °C	静止空気-20 °C	静止空気 38 °C	火災 30 分間 800 °C	静止空気 38 °C
	太陽熱放射	あり	なし	なし	あり	あり	あり
	周囲吸収率	1.0	1.0	1.0	1.0	0.9 (注)	1.0
計算モデル	輸送物	三次元 180 ° 対称全体モデル (燃料領域は均質化領域としてモデル化)					
	燃料集合体	燃料集合体モデル					
温度分布計算プログラム		ABAQUS ¹⁾ コード					

(注)火炎の放射率を示す。

B.2 材料の熱的性質

熱解析で用いた材料の熱的性質を(□)-第 B.2 表、(□)-第 B.3 表及び(□)-第 B.4 表に示す。

(□)-第 B.2 表 材料の熱的性質 (固体) (1/3)

材料	密度 (kg/m ³)	放射率 (-)	温度		熱伝導率 (W/(m・K))	比熱 (kJ/(kg・K))
			(K)	(°C)		
ステンレス鋼 □ ²⁾	7.92×10 ³	0.15	300	26.85	16.0	0.499
			400	126.85	16.5	0.511
			600	326.85	19.0	0.556
			800	526.85	22.5	0.620
			1000	726.85	25.7	0.644
析出硬化系 ステンレス鋼 (SUS630) ³⁾	7.75×10 ³	-	293.15	20	17.3	0.465
			398.15	125	18.9	0.501
			498.15	225	20.7	0.547
			598.15	325	22.2	0.592
			698.15	425	23.3	0.649
			798.15	525	23.9	0.743
			898.15	625	24.5	0.914
			973.15	700	25.1	0.841
炭素鋼 □ ²⁾	7.85×10 ³	-	300	26.85	43.0	0.465
			500	226.85	38.6	0.528
			800	526.85	27.7	0.622
炭素鋼 □ ²⁾	7.85×10 ³	-	300	26.85	43.0	0.465
			500	226.85	38.6	0.528
			800	526.85	27.7	0.622
ニッケル クロム モリブデン鋼 □ ³⁾	7.75×10 ³	-	293.15	20	36.3	0.445
			398.15	125	37.0	0.492
			498.15	225	37.2	0.529
			598.15	325	36.5	0.569
			698.15	425	35.0	0.614
			798.15	525	33.3	0.675
			898.15	625	31.5	0.774
			973.15	700	30.1	0.923
中性子吸収材 □ ⁴⁾	□	0.20	293.15	20	□	□
			398.15	125		
			473.15	200		
アルミニウム 合金 ³⁾	2.72×10 ³	0.055 (酸化面:0.33)	293.15	20	162.1	0.888
			398.15	125	170.1	0.936
			473.15	200	173.6	0.966

(ロ)-第 B. 2 表 材料の熱的性質 (固体) (2/3)

材料	密度 (kg/m ³)	放射率 (-)	温度		熱伝導率 (W/(m・K))	比熱 (kJ/(kg・K))
			(K)	(°C)		
二酸化ウラン <small>2), 5)</small>	[] <small>(注 1)</small>	-	300	26.85	2.00 <small>(注 2)</small>	0.237
			500	226.85		0.286
			800	526.85		0.300
			1300	1026.85		0.322
			1800	1526.85		0.369
ジルカロイ <small>2), 6)</small>	6.55×10 ³	0.8	273	-0.15	12.4	0.275
			300	26.85	12.7	0.281
			400	126.85	14.0	0.302
			600	326.85	16.5	0.326
			1000	726.85	21.6	0.366
インコネル ²⁾	8.25×10 ³	-	300	26.85	12.0	0.425
銅 ²⁾	8.88×10 ³	-	150	-123.15	428	0.322
			250	-23.15	404	0.376
			300	26.85	398	0.386
			600	326.85	383	0.425
			800	526.85	371	0.447
			1000	726.85	357	0.471
			1200	926.85	342	0.492
中性子遮蔽材 (レジン) ⁷⁾	1.67×10 ³	-	常温		0.646	1.00
[] ⁸⁾	[]	-	300	26.85	[]	[]
			400	126.85		
			500	226.85		
			600	326.85		
			700	426.85		
			800	526.85		
			900	626.85		
			1000	726.85		
			1100	826.85		
[] ⁸⁾	[]	-	300	26.85	[]	[]
			400	126.85		
			500	226.85		
			600	326.85		
			700	426.85		
			800	526.85		
			900	626.85		
			1000	726.85		
			1100	826.85		

(注 1) 文献値に理論密度比を乗じた値

(注 2) 照射を考慮した値

(ロ)-第 B. 2 表 材料の熱的性質 (固体) (3/3)

材料	密度 (kg/m ³)	放射率 (-)	温度		熱伝導率 (W/(m・K))	比熱 (kJ/(kg・K))
			(K)	(°C)		
[] ⁸⁾	[]	-	300	26.85	[]	[]
			400	126.85		
			500	226.85		
			600	326.85		
			700	426.85		
			800	526.85		
			900	626.85		
			1000	726.85		
1100	826.85					

(ロ)-第 B. 3 表 材料の熱的性質 (気体)

材料	温度		密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/(m・K))	比熱 ^(注1) (kJ/(kg・K))	動粘性 係数 (mm ² /s)	粘性係数 (μPa・s)	プラントル数 (-)
	(K)	(°C)						
ヘリウム ²⁾	200	-73.15	0.16253	0.1150 ^(注2)	3.116	-	15.35	0.693
	300	26.85		0.1527 ^(注2)		-	19.93	0.678
	400	126.85		0.1882 ^(注2)		-	24.29	0.670
	500	226.85		0.2212 ^(注2)		-	28.36	0.666
	600	326.85		0.2523 ^(注2)		-	32.21	0.663
	700	426.85		0.2780 ^(注2)		-	35.89	0.670
	800	526.85		0.3040 ^(注2)		-	39.43	0.670
	1000	726.85		0.3540 ^(注2)		-	46.16	0.680
空気 ²⁾	200	-73.15	1.1763	0.01810	0.7220	7.58	-	0.747
	300	26.85		0.02614	0.7200	15.83	-	0.717
	400	126.85		0.03305	0.7280	26.39	-	0.715
	500	226.85		0.03951	0.7440	38.58	-	0.710
	600	326.85		0.04560	0.7650	52.36	-	0.710
	700	426.85		0.05130	0.7890	67.70	-	0.715
	800	526.85		0.05690	0.8120	84.50	-	0.719
	900	626.85		0.06250	0.8350	102.70	-	0.722
	1000	726.85		0.06720	0.8550	122.10	-	0.732
	1100	826.85		0.07170	0.8730	143.00	-	0.742
キセノン ^{2)、9)}	300	26.85	-	0.00562	0.09502	-	23.30	-
	400	126.85	-	0.00728		-	30.29	-
	500	226.85	-	0.00881		-	36.80	-
	600	326.85	-	0.01025		-	42.81	-

(注1) 文献記載の定圧比熱を定積比熱に換算して求めた値。

(注2) 圧力を考慮しても常圧の値と有意な差がないため、常圧の値を設定している。

(□) 第 B. 4 表 材料の熱的性質 (その他)

材料	放射率 ²⁾ (-)	吸収率 ¹⁰⁾ (-)
塗装面	0.8	0.5

B.3 構成要素の仕様

1. 二次蓋 O リング

EPDM

使用可能温度 : $-60\text{ }^{\circ}\text{C}\sim 150\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹¹⁾ /一般の試験条件

: $-60\text{ }^{\circ}\text{C}\sim 300\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹²⁾ /特別の試験条件

2. 一次蓋及び二次蓋金属ガスケット

アルミニウム、ニッケル基合金

使用可能温度 : $130\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹³⁾ /一般の試験条件

: $190\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹⁴⁾ /特別の試験条件

3. 中性子遮蔽材

レジン

使用可能温度 : $149\text{ }^{\circ}\text{C}$ ⁷⁾ /一般の試験条件

: $180\text{ }^{\circ}\text{C}$ ¹⁵⁾ /特別の試験条件

B.4 一般の試験条件

B.4.1 熱解析モデル

B.4.1.1 解析モデル

輸送物の熱解析は、ABAQUS コードを用いた有限要素法により行った。解析に用いるモデル及び解析条件を以下に示す。

1. 解析に用いる各モデル

一般の試験条件における本輸送物の各部位の温度を算出するために、解析モデルとして以下の2種類のモデルを適用した。

- ・三次元 180° 対称全体モデル（以下「全体モデル」という。）
- ・燃料集合体モデル

各解析モデルにおける温度算出部位は次のとおりである。

全体モデル …………… 上・下部緩衝体表面、胴、外筒、下部端板、一次蓋、二次蓋、三次蓋、一次蓋金属ガスケット、二次蓋金属ガスケット、三次蓋Oリング、一次蓋ボルト、二次蓋ボルト、三次蓋ボルト、蓋部中性子遮蔽材、底部中性子遮蔽材、側部中性子遮蔽材、蓋部中性子遮蔽材カバー、底部中性子遮蔽材カバー、バスケット^(注)、伝熱フィン、トラニオン

燃料集合体モデル …… 燃料集合体

(注)バスケットは、アルミニウム合金製のバスケットプレート、ほう素添加アルミニウム合金製の中性子吸収材、アルミニウム合金製のバスケットサポートで構成される。本評価におけるバスケットの最高温度は、これらの構成部材の最高温度とする。

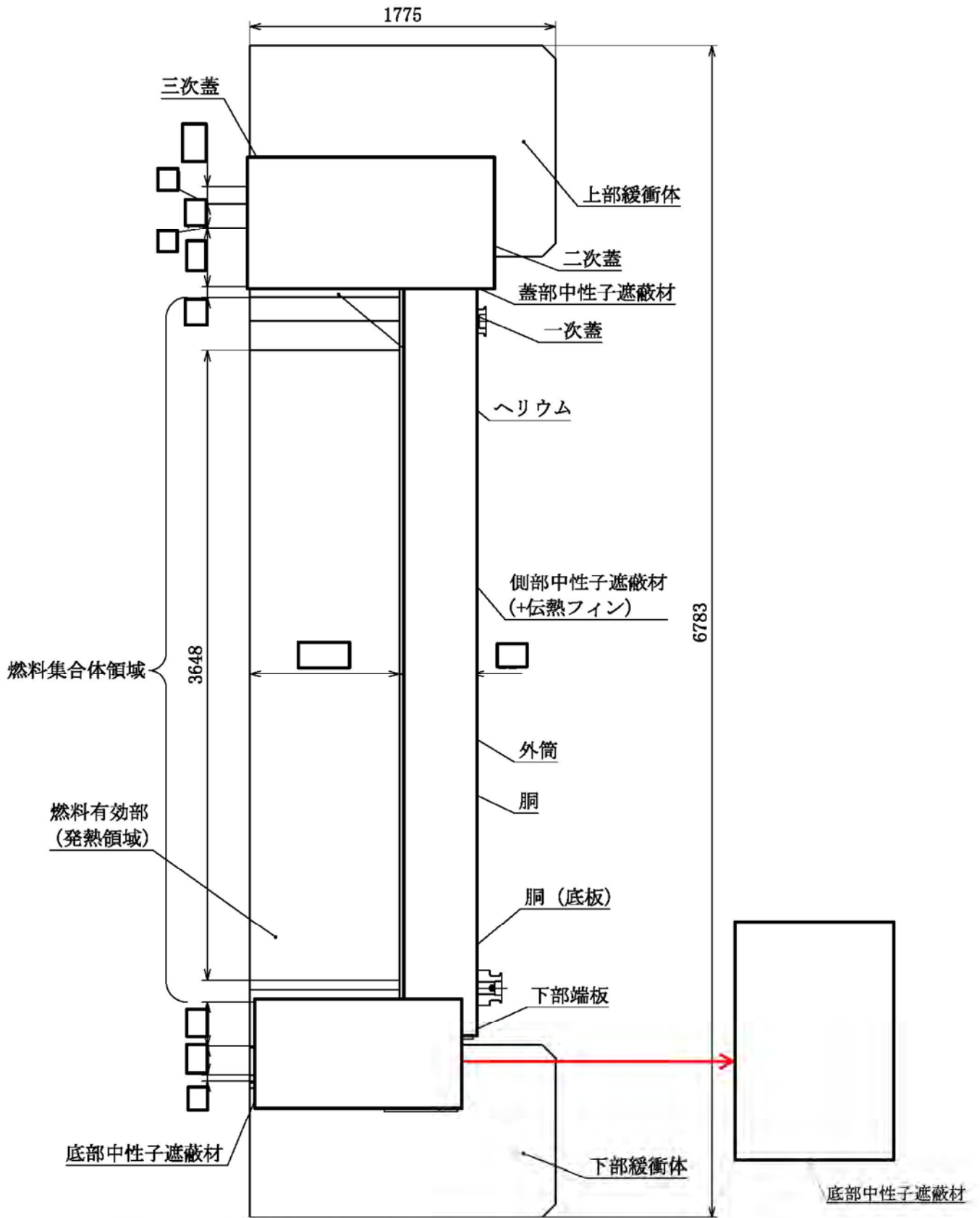
全体モデルでは、バスケット格子の内側の領域（以下「燃料集合体領域」という。）を燃料集合体構成部材（ジルカロイ、二酸化ウラン、ステンレス鋼、インコネル）及び充填気体（ヘリウム）の均質化領域としてモデル化する。燃料集合体領域の平均密度及び軸方向の平均熱伝導率は体積平均値とし、平均比熱は重量平均値とする。また、径方向の平均熱伝導率については、燃料有効部のみ燃料集合体モデルの解析結果を基に設定した等価熱伝導率とし、それ以外の領域においては体積平均値とする。

全体モデルに入力する崩壊熱量は、軸方向の燃焼度分布を考慮する。

燃料集合体の最高温度については、燃料集合体モデルで算出する。燃料集合体モデルでは、燃料棒の領域を構成部材（二酸化ウラン、ジルカロイ）及び封入されていた気体（ヘリウム）の均質化領域としてモデル化する。燃料棒の均質化領域における平均熱伝導率は体積平均値とする。また、制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルについては、燃料棒と同じように均質化領域としてモデル化する。制御棒案内シンプル及び炉内計装用案内シンプルは、燃料棒と同じ形状及び物性値を入力しているが、崩壊熱量は入力しない。

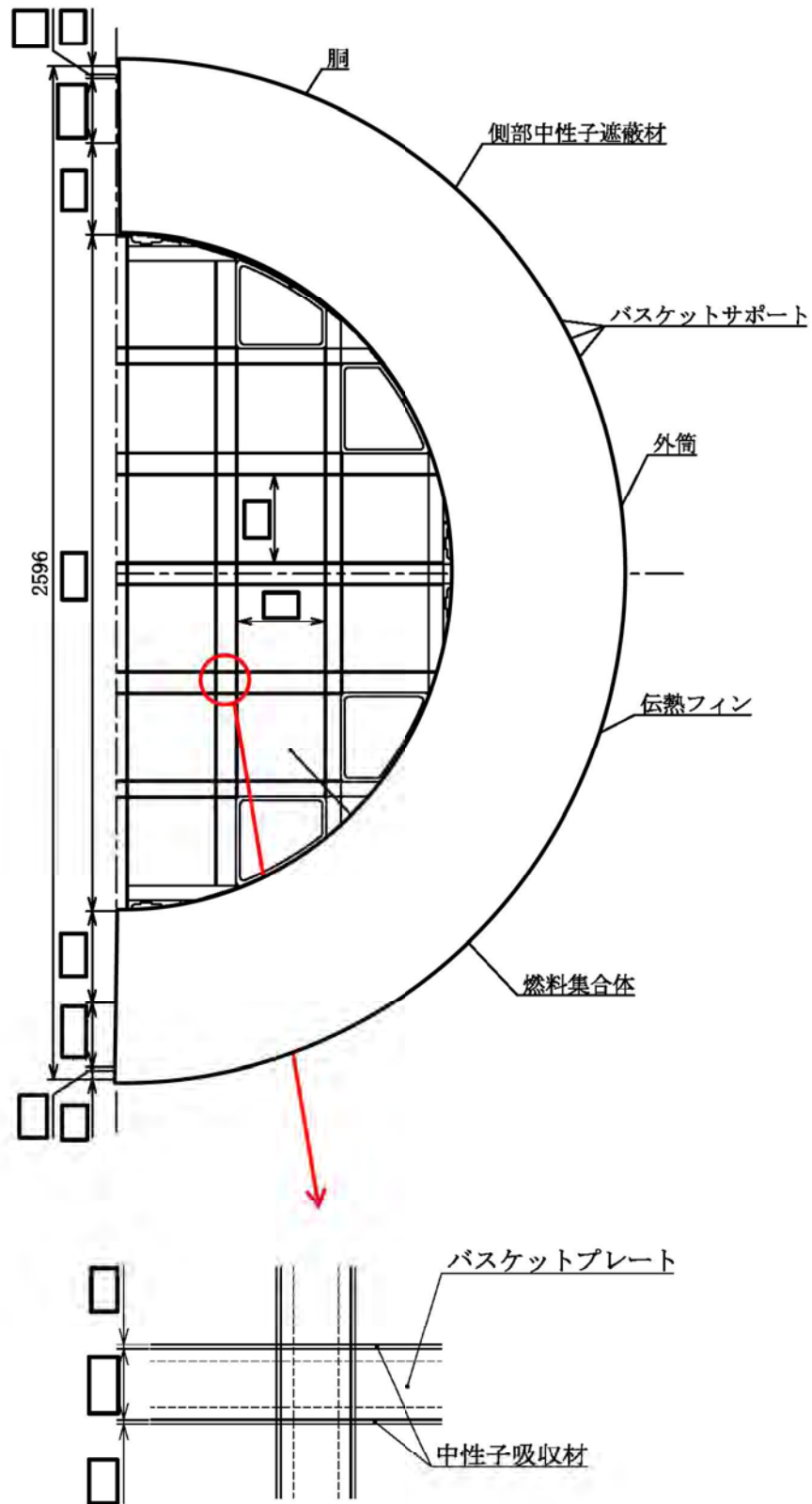
一般の試験条件のうち、水噴霧試験では輸送物に変形しないが、自由落下試験、積み重ね試験及び貫通試験では緩衝体に変形が生じる。ただし、一般の試験条件では、緩衝体に変形しないものとする方が収納物の温度及び緩衝体最高温度を高く評価できることを確認したことから、一般の試験条件の熱解析では、輸送物の変形は考慮しない。

各解析モデルの形状及び要素分割図を (ロ)-第 B.1 図～(ロ)-第 B.4 図 に示す。



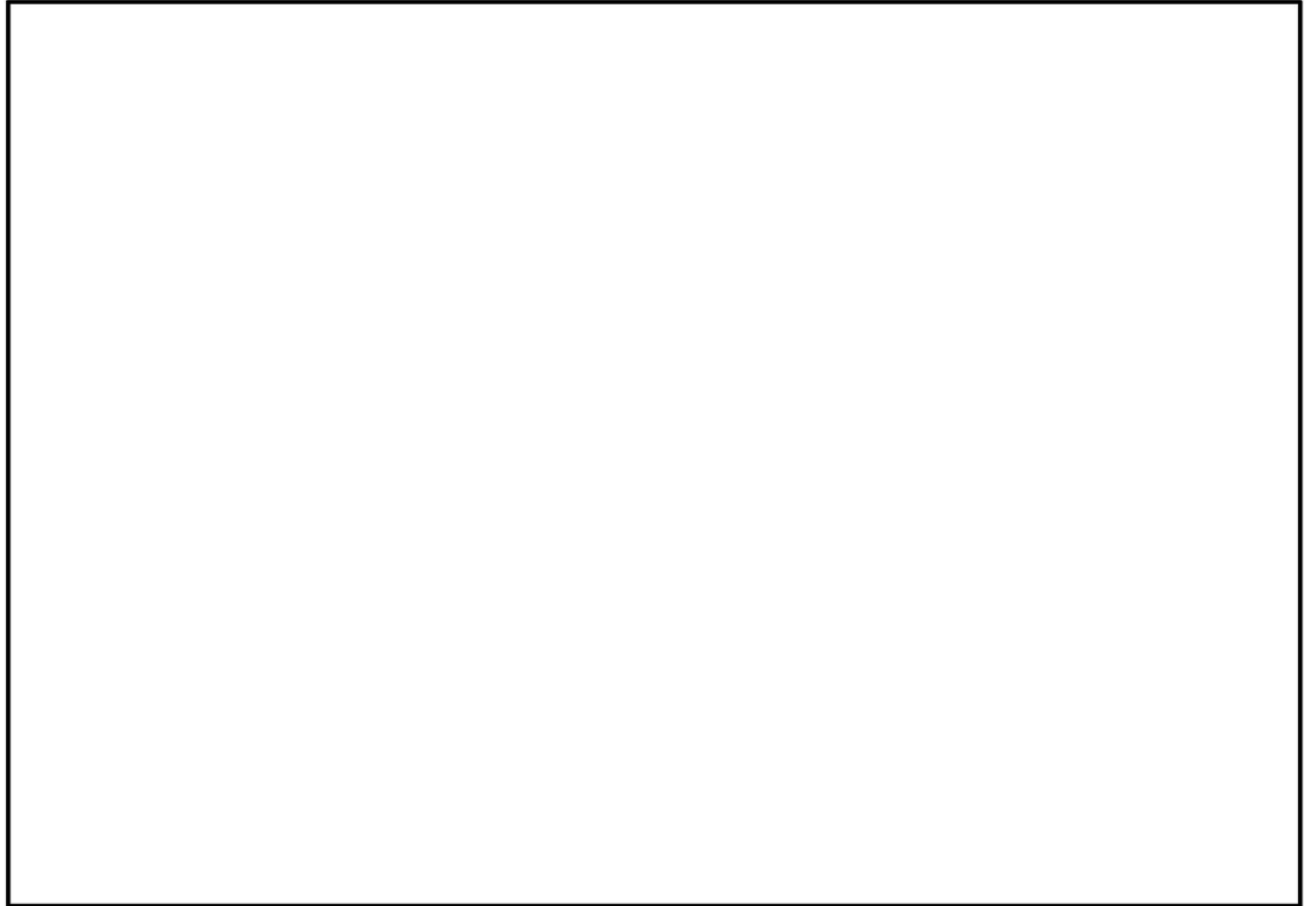
(単位：mm)

(□)-第 B.1 図 一般の試験条件の全体モデル形状図 (1/2) (縦断面図)



(単位：mm)

(□)-第 B. 1 図 一般の試験条件の全体モデル形状図 (2/2) (横断面図)

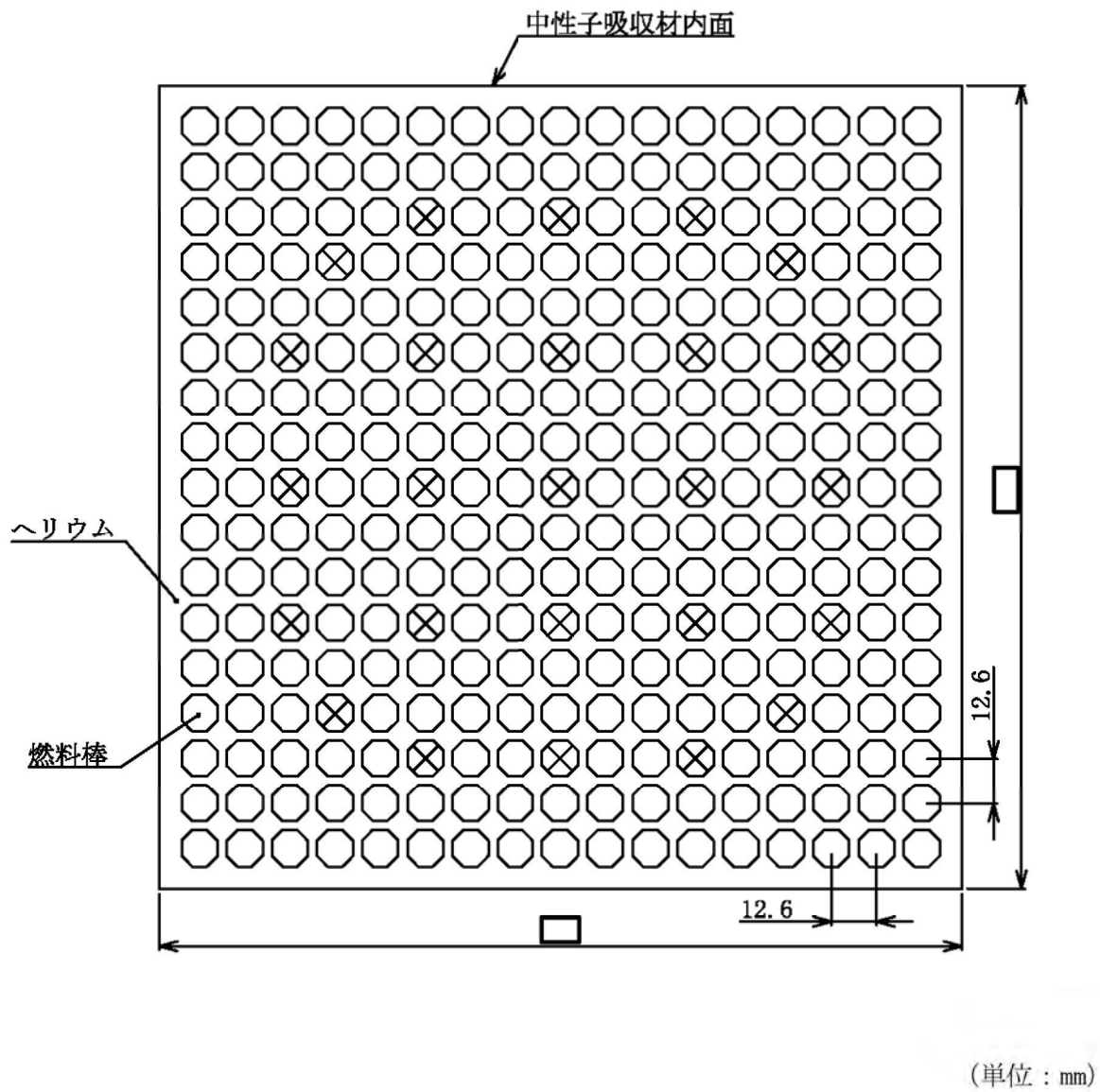


(モデル全体)

(バスケット)

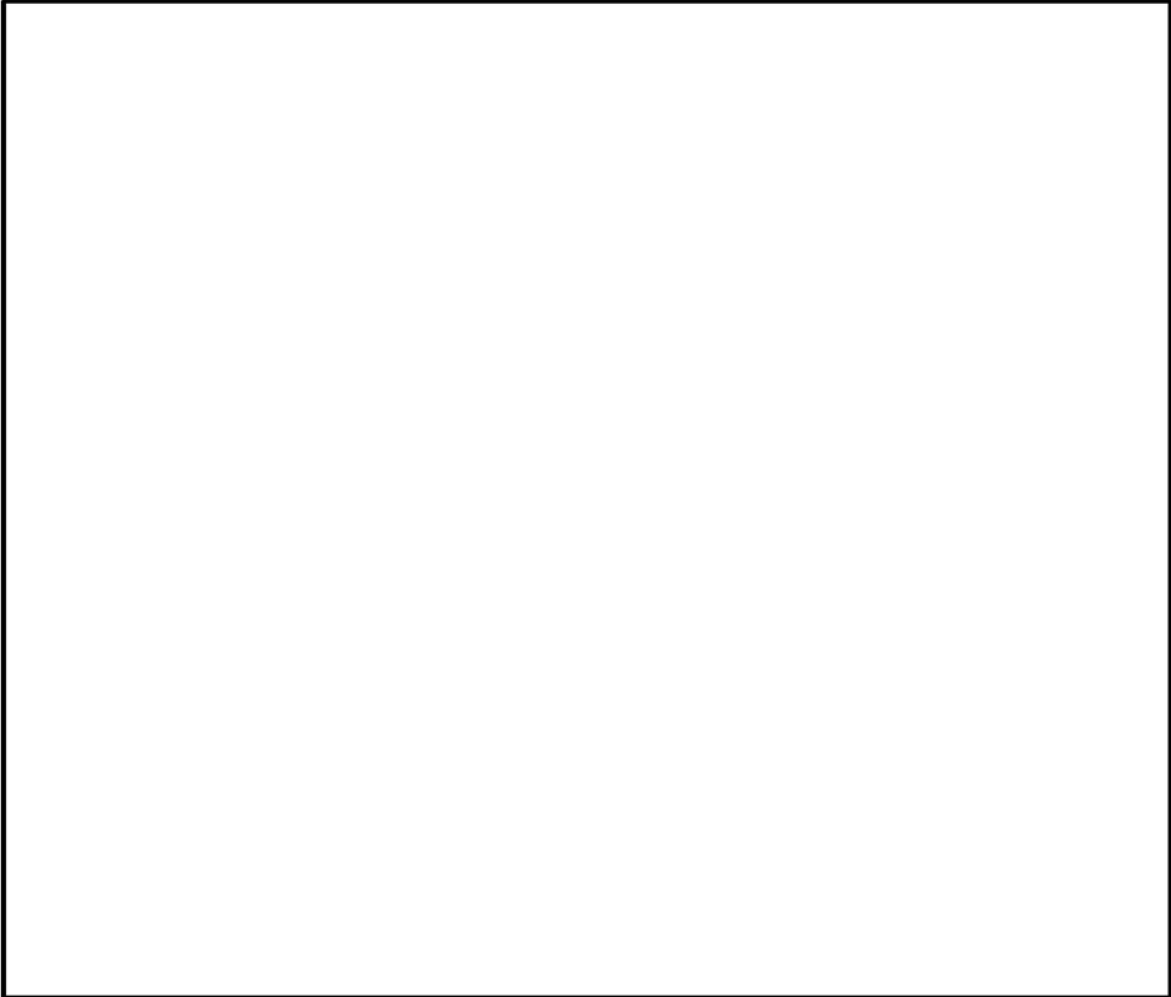
(燃料集合体領域)

(□)-第 B. 2 図 一般の試験条件の全体モデル要素分割図



(注) ⊗ は制御棒案内シンプル等であり、発熱はない。

(B)-第 B. 3 図 燃料集合体モデル形状図



(ロ)-第 B. 4 図 燃料集合体モデル要素分割図

2. 解析条件

一般の試験条件における解析条件を(□)-第 B.5 表に示す。また、太陽熱放射を(□)-第 B.6 表に示す。各モデルにおいて考慮した解析条件は次のとおりである。

- ・全体モデルにおいては、燃料集合体の軸方向の発熱分布を考慮するために、燃料有効部の範囲を 48 領域に分割した。燃料集合体 24 体あたりの燃料有効部における軸方向崩壊熱量分布を(□)-第 B.5 図に示す。
- ・全体モデルにおいては、中央領域 12 体に最高燃焼度の崩壊熱量を入力した。一方、外周部 12 体には、キャスクに収納する 24 体の崩壊熱量が平均燃焼度の崩壊熱量 24 体分となるように調整した崩壊熱量を入力した。径方向の崩壊熱量設定を(□)-第 B.6 図に示す。
- ・全体モデルにおいては、周囲温度を境界条件として、自然対流熱伝達と放射による放熱を考慮した。
- ・燃料集合体モデルにおいては、全体モデルで算出したバスケット内面温度を境界温度とした。また、崩壊熱量については、燃料棒における単位体積あたりの崩壊熱量を設定した。

(ロ)-第 B. 5 表 一般の試験条件の熱解析条件

項目		最高温度 評価条件	人の近づきうる 表面の最高温度 評価条件	最低温度 評価条件
設計崩壊熱量	全体 モデル			0 W/体
	中央部			0 W/体
	外周部			
燃料集合体モデル	0 W/mm ³ /本			
環境条件	周囲温度	38 °C		-20 °C
	太陽熱放射	あり	なし	
	周囲吸収率	1.0		
輸送容器 表面	放射率	0.8		
	吸収率	0.5	—	
緩衝体、 トランニオン 表面	放射率	0.15		
	吸収率	0.5	—	

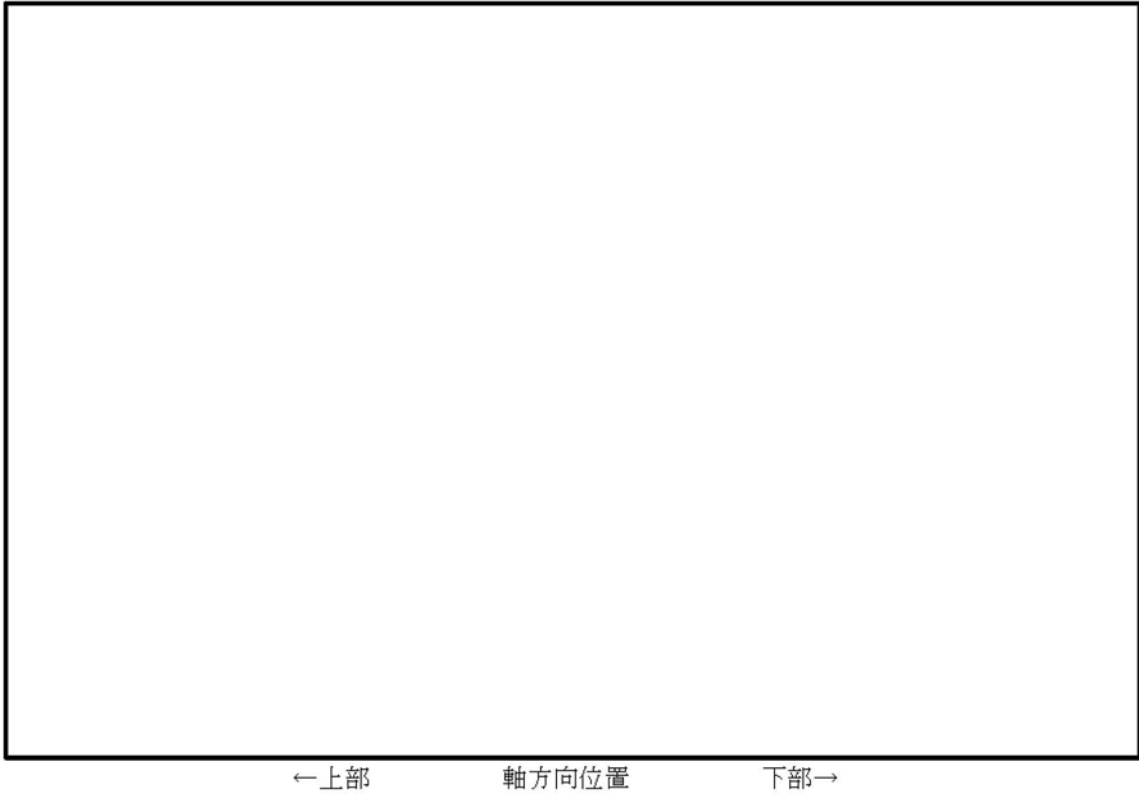
(ロ)-第 B. 6 表 太陽熱放射データ

表面の形状及び位置の区分	太陽の熱放射 ^(注1) (W/m ²)
垂直に輸送される表面	200
その他の表面 (曲面) ^(注2)	400

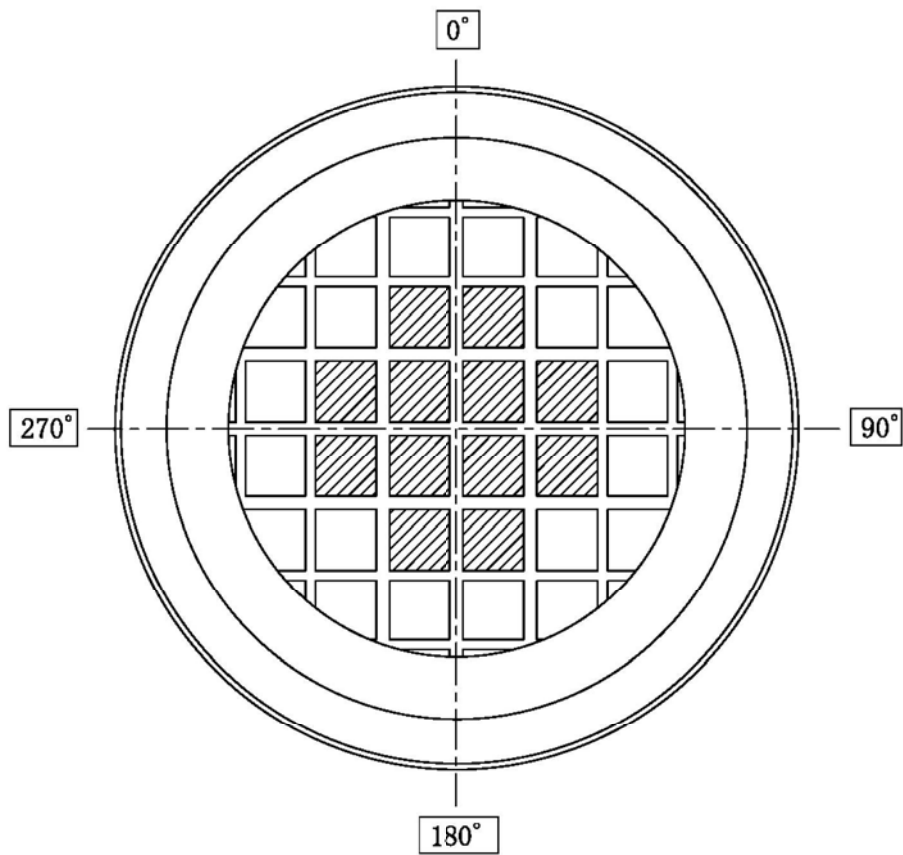
(注1)技術基準上は一日につき 12 時間の負荷であるが、解析上は連続照射とする。


(注2)技術基準上は「水平に輸送されない下向きの表面」に対しては 200 W/m²であるが、解析上は安全側にすべての曲面に対して 400 W/m²とする。


輸送物1基あたりの崩壊熱量 (W)



(□)-第 B. 5 図 燃料集合体 24 体当りの軸方向崩壊熱量分布



 : 最高燃焼度の崩壊熱量(中央部 12 体)

 : 平均燃焼度の崩壊熱量 (24 体分) から中央部の最高燃焼度の崩壊熱量 (12 体分) を差し引き、外周部の収納体数 (12 体) で平均化した崩壊熱量

(□)-第 B. 6 図 径方向の崩壊熱量設定

B.4.1.2 試験モデル

該当なし。

B.4.2 最高温度

一般の試験条件における、B.4.1 に記載した解析モデル及び条件に基づいて求めた輸送物各部の最高温度を(ρ)-第 B.7 表に示す。

また、一般の試験条件において太陽熱放射のある場合の輸送物とその収納物の各部の温度分布を(ρ)-第 B.7 図及び(ρ)-第 B.8 図に示す。さらに、太陽熱放射のない場合の輸送物各部の温度分布を(ρ)-第 B.9 図に示す。

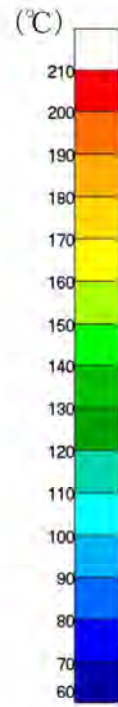
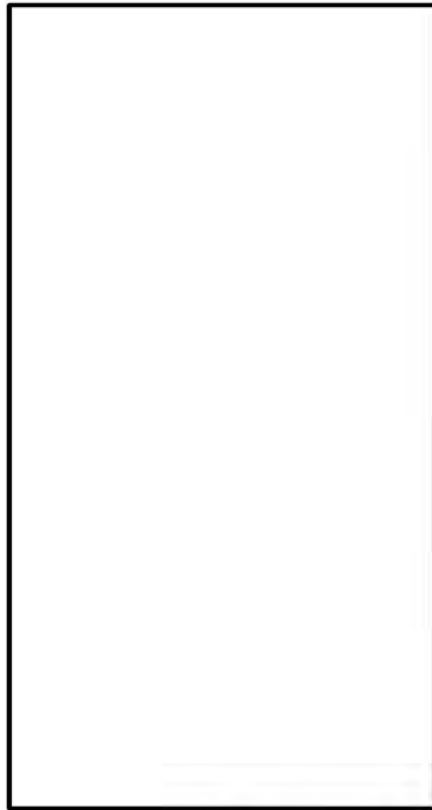
一般の試験条件において、各部の温度は B.3 に示す使用可能温度を超えることはない。一方、太陽熱放射のない場合に人が容易に近づきうる表面としては、(ρ)-第 B.7 表に示すように緩衝体表面は 82 °C であり、基準値の 85 °C 以下であるが、外筒外面及びトラニオン温度はそれぞれ 90°C 及び 103 °C であり 85 °C を超える。ただし、外筒及びトラニオン部には必要に応じ近接防止金網 (66°C 以下 (B.6.3 参照)) を取り付けて輸送するため^(注)、人が容易に近づきうる表面の温度は全て 85 °C 以下である。

(注) 輸送中の衝撃等により近接防止金網の脱落等が生じた場合、再取付けをする等の対策を施した上で、輸送に供するものとする。

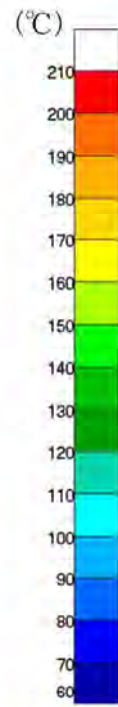
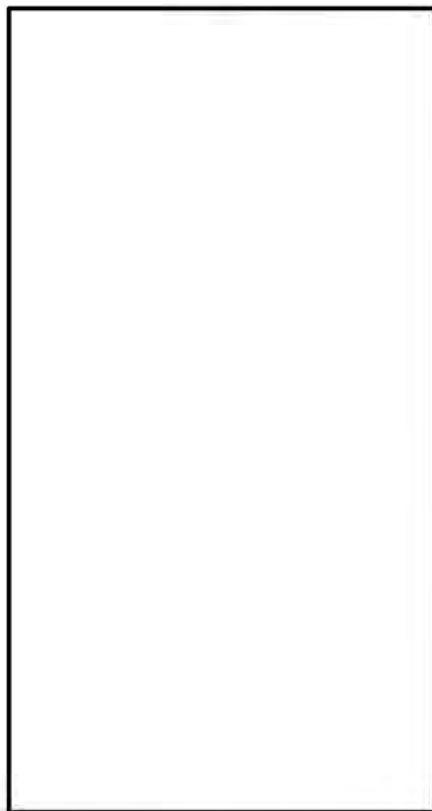
(ロ)-第 B.7 表 一般の試験条件における最高温度 (単位: °C)

部位	最高温度評価条件 (太陽熱放射あり)	人の近づきうる表面の 最高温度評価条件 (太陽熱放射なし)
緩衝体表面	99	82
外筒	114	90 (注)
下部端板	115	99
伝熱フィン	115	100
側部中性子遮蔽材	117	102
蓋部中性子遮蔽材	110	94
底部中性子遮蔽材	127	111
胴 (底板)	133	118
胴 (本体部)	121	106
胴 (フランジ部)	111	95
一次蓋	110	94
二次蓋	105	89
三次蓋	103	87
一次蓋ボルト	109	94
二次蓋ボルト	105	89
三次蓋ボルト	103	87
一次蓋金属ガスケット	109	93
二次蓋金属ガスケット	105	89
三次蓋 O リング	103	86
蓋部中性子遮蔽材カバー	108	92
底部中性子遮蔽材カバー	117	101
トラニオン	118	103
バスケット	177	163
燃料集合体	206	193

(注) 外筒外面の最高温度

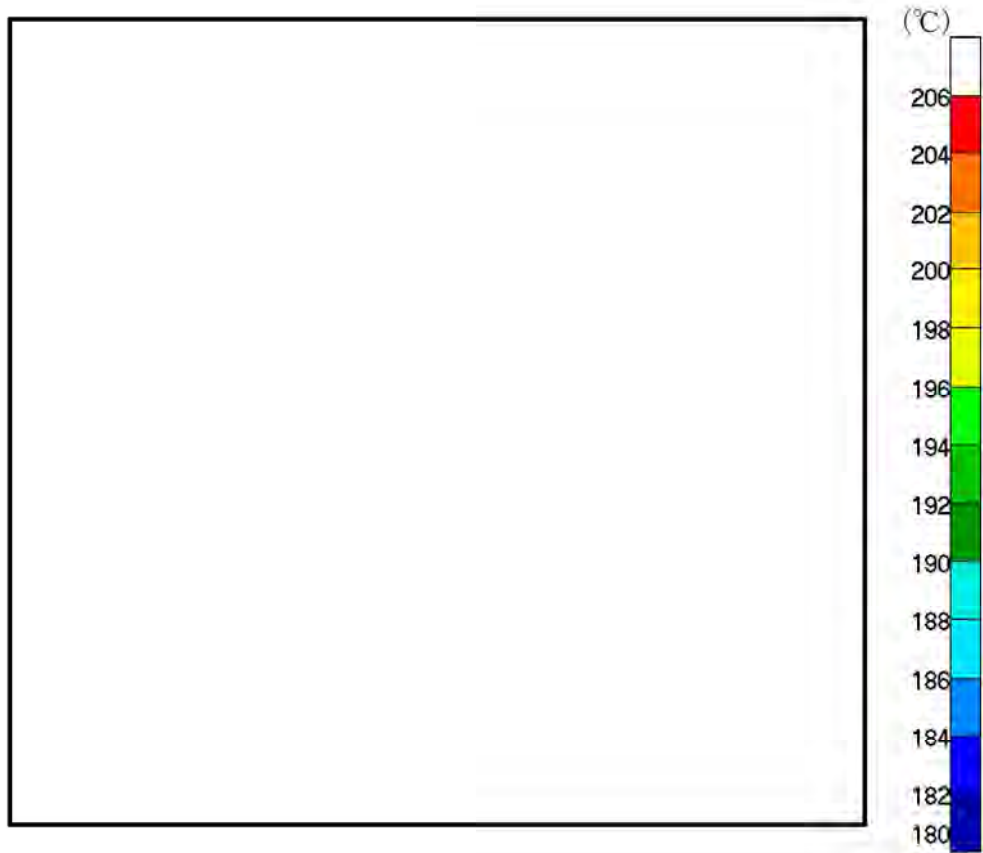


(全体)

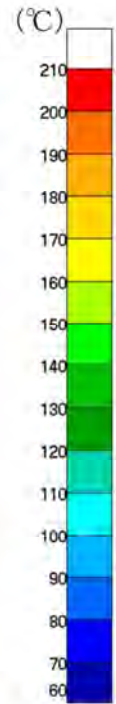
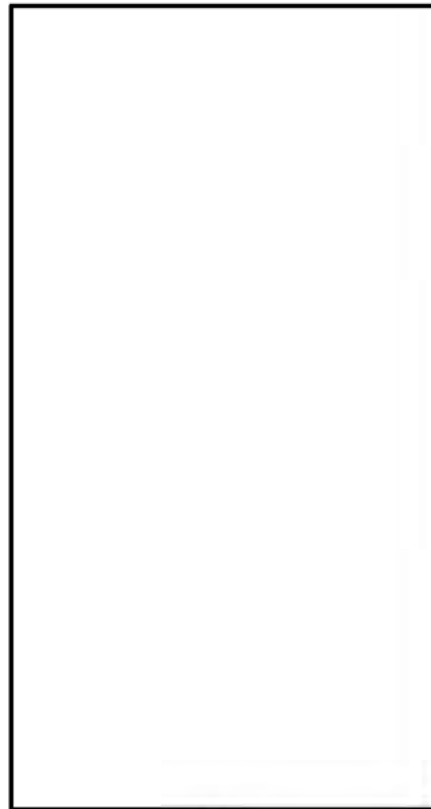


(燃料集合体最高温度位置断面)

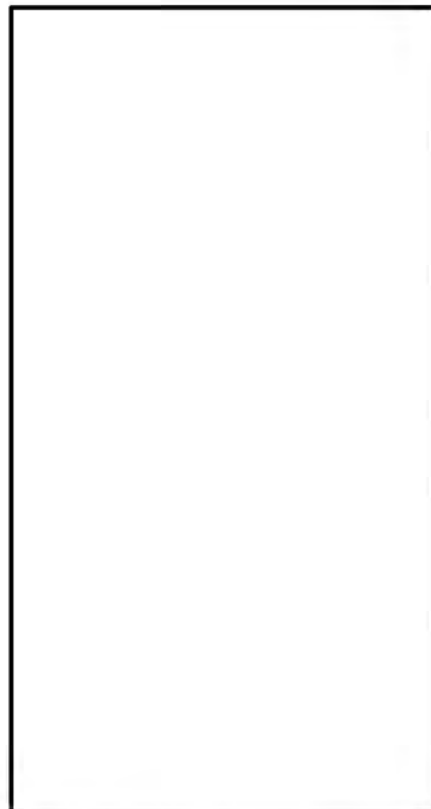
(p)-第 B. 7 図 一般の試験条件の全体モデル温度分布 (最高温度評価条件)



(□)-第 B. 8 図 一般の試験条件の燃料集合体モデル温度分布 (最高温度評価条件)



(全体)



(燃料集合体最高温度位置断面)

(a)-第 B.9 図 一般の試験条件における全体モデル温度分布
(人の近づきうる表面の最高温度評価条件)

B.4.3 最低温度

本輸送物の最低温度評価条件は、(ρ)-第 B.5 表で示したとおり、周囲温度が-20 °Cであり、また、太陽熱放射がなく崩壊熱量が 0 kW であるため、輸送物の全部位が-20 °Cに達するが、輸送物の健全性に問題はない。また、本輸送物は乾式であり、胴内はヘリウムが充填されるため凍結することはない。

B.4.4 最大内圧

一般の試験条件において輸送物に最大内圧が生じる条件は、(ρ)-第 B.5 表で示した最高温度評価条件であり、この条件における一次蓋と胴で構成される空間の圧力（以下「胴内圧」という。）、一次蓋と二次蓋で構成される空間の圧力（以下「一二次蓋間圧力」という。）、二次蓋と三次蓋で構成される空間の圧力（以下「二三次蓋間圧力」という。）、及び三次蓋と胴で構成される密封装置の圧力（以下「三次蓋-胴内圧力」という。）の計算方法及び計算結果を以下に示す。

なお、A.5 にて述べたように、燃料棒は一般の試験条件において破損しないため、燃料棒の破損による圧力上昇はない。

1. 胴内圧

輸送物の内部には、輸送に先立ち燃料集合体を収納した後、所定の圧力となるまでヘリウムが充填される。一般の試験条件におけるヘリウムの温度を保守側に燃料集合体最高温度とすると、胴内圧は以下のとおり求められる。

$$P_0 = P_{c0} \frac{T_{0nor}}{T_{c0}}$$

ここで、

P_0 : 一般の試験条件における胴内圧 (MPa)

P_{c0} : 胴内ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

T_{0nor} : 一般の試験条件における胴内ヘリウムの温度 (燃料集合体最高温度) (K)

T_{c0} : 胴内ヘリウムの初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(ρ)-第 B.8 表に示す。なお、設計評価期間における一二次蓋間ヘリウムの胴内への漏えいは十分に小さいため、漏えいを考慮しても胴内圧は負圧が維持される。

(ロ)-第 B. 8 表 一般の試験条件における胴内圧計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
胴内ヘリウムの初期充填圧力	P_{c0}	MPa	0.0477
一般の試験条件における胴内ヘリウムの温度	T_{0nor}	K	479.15 (206 °C)
胴内ヘリウムの初期温度	T_{c0}	K	293.15 (20 °C)
一般の試験条件における胴内圧	P_0	MPa	0.0780 (-0.0233 MPaG)

2. 一二次蓋間圧力

一次蓋と二次蓋の間には、二次蓋取付け後、所定の圧力となるまでヘリウムが充填される。一般の試験条件におけるヘリウムの温度を保守側に一二次蓋間ヘリウムの最高温度とすると、一二次蓋間圧力は以下のとおり求められる。

$$P_1 = P_{10} \frac{T_{1nor}}{T_{10}}$$

ここで、

P_1 : 一般の試験条件における一二次蓋間圧力 (MPa)

P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

T_{1nor} : 一般の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度
(一二次蓋間ヘリウムの最高温度) (K)

T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 B. 9 表に示す。

(ロ)-第 B. 9 表 一般の試験条件における一二次蓋間圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
一般の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{1nor}	K	381.15 (108 °C)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15 (20 °C)
一般の試験条件における一二次蓋間圧力	P_1	MPa	0.390 (0.289 MPaG)

3. 二三次蓋間圧力

二次蓋取付け時における二三次蓋間の雰囲気は常温、大気圧の空気とし、一般の試験条件における空気の温度は、保守側に二三次蓋間空気の最高温度とする。また、保守側に二次蓋の密封性が失われ一二次蓋間ヘリウムが二三次蓋間に漏えいすると仮定すると、二三次蓋間圧力は以下のとおり求められる。

$$P_2 = \frac{P_{10} V_1 \frac{T_{1nor}}{T_{10}} + P_{20} V_2 \frac{T_{1nor}}{T_{20}}}{V_1 + V_2}$$

ここで、

P_2 : 一般の試験条件における二三次蓋間圧力 (MPa)

P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

P_{20} : 二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧) (MPa)

V_1 : 一二次蓋間体積 (m³)

V_2 : 二三次蓋間体積 (m³)

T_{1nor} : 一般の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度
(一二次蓋間ヘリウムの最高温度) (K)

T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)

T_{20} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(□)-第 B. 10 表に示す。なお、この圧力は三次蓋取付け時の周囲温度が仮に-20℃であった場合には空気の密度が大きくなるため、約 4%増加する可能性があるが、構造評価は保守的にこれを包絡する圧力で評価している。

(□)-第 B. 10 表 一般の試験条件における二三次蓋間圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧)	P_{20}	MPa	0.101325
一二次蓋間体積	V_1	m ³	<input type="text"/>
二三次蓋間体積	V_2	m ³	<input type="text"/>
一般の試験条件における 一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{1nor}	K	381.15(108℃)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15(20℃)
三次蓋取付け時における 二三次蓋間空気の初期温度	T_{20}	K	293.15(20℃)
一般の試験条件における 二三次蓋間圧力	P_2	MPa	0.253 (0.152 MPaG)

4. 三次蓋－胴内圧力

保守側に一次蓋及び二次蓋の密封性が失われ、一二次蓋間に充填されたヘリウム及び二三次蓋間空気が胴内に漏えいすると仮定すると、三次蓋－胴内圧力は、以下のとおり求められる。

$$P_3 = \frac{P_{10} V_1 \frac{T_{0nor}}{T_{10}} + P_{20} V_2 \frac{T_{0nor}}{T_{20}} + P_{c0} V_c \frac{T_{0nor}}{T_{c0}}}{V_1 + V_2 + V_c}$$

ここで、

P_3 : 一般の試験条件における三次蓋－胴内圧力 (MPa)

P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

P_{20} : 二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧) (MPa)

P_{c0} : 胴内ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

V_1 : 一二次蓋間体積 (m³)

V_2 : 二三次蓋間体積 (m³)

V_c : 胴内体積 (m³)

T_{0nor} : 一般の試験条件における胴内ヘリウムの温度 (燃料集合体最高温度) (K)

T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)

T_{20} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の初期温度 (K)

T_{c0} : 胴内ヘリウムの初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 B. 11 表に示す。

(□)-第 B. 11 表 一般の試験条件における三次蓋-胴内圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧)	P_{20}	MPa	0.101325
胴内ヘリウムの初期充填圧力	P_{c0}	MPa	0.0477
一二次蓋間体積	V_1	m^3	<input type="text"/>
二三次蓋間体積	V_2	m^3	<input type="text"/>
胴内体積	V_c	m^3	<input type="text"/>
一般の試験条件における 胴内ヘリウムの温度	T_{nor}	K	479.15 (206 °C)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15 (20 °C)
三次蓋取付け時における 二三次蓋間空気の初期温度	T_{20}	K	293.15 (20 °C)
胴内ヘリウムの初期温度	T_{c0}	K	293.15 (20 °C)
一般の試験条件における 三次蓋-胴内圧力	P_3	MPa	0.0822 (-0.0191 MPaG)

B. 4.5 最大熱応力

一般の試験条件においては輸送物に熱応力が生じるが、A. 5.1 に示すようにいずれも評価基準を下回る。

B.4.6 結果の要約及びその評価

一般の試験条件における熱解析結果の要約及びその評価を(□)-第 B.12 表に示す。本輸送物は以下のとおり一般の試験条件の基準を満足している。

- ・最高温度評価条件において、三次蓋 O リングの最高温度は 103 °C であり、使用可能温度 150 °C を超えることはない。
- ・最高温度評価条件において、一次蓋金属ガスケット及び二次蓋金属ガスケットの最高温度はそれぞれ 110 °C 及び 105 °C であり、使用可能温度 130 °C を超えることはない。
- ・最高温度評価条件において、側部中性子遮蔽材、蓋部中性子遮蔽材、及び底部中性子遮蔽材の最高温度は 127 °C であり、使用可能温度である 149 °C を超えることはない。
- ・最高温度評価条件において、上記を除く構成材料についても、健全性に悪影響を及ぼすような温度には到達しない。
- ・人が近づきうる表面の最高温度評価条件において、容易に人が近づきうる部位としての緩衝体表面の最高温度は 82 °C であり、基準値の 85 °C を超えることはない。一方、外筒外面及びトラニオン温度はそれぞれ 90 °C 及び 103 °C であり 85 °C を超えているが、外筒及びトラニオン部には必要に応じ近接防止金網を取り付けて輸送するため、人が容易に近づきうる表面の温度は 85 °C 以下である。
- ・最低温度評価条件において、周囲温度が -20 °C で、太陽熱放射がなく崩壊熱量が 0 kW であるため、すべての部位が -20 °C に達するが、輸送物の健全性に問題はない。

(ロ)-第 B. 12 表 一般の試験条件の熱解析結果の要約及びその評価 (1/2)

項目	結果 [°C]	基準値 [°C]	評価結果	他の解析への条件
最高温度				
燃料集合体	206	275 ¹⁶⁾	基準値以下	構造解析では <input type="checkbox"/> °Cを使用 ^(注1)
バスケット	177	250 ¹⁷⁾	基準値以下	構造解析では <input type="checkbox"/> °Cを使用 ^(注1)
中性子遮蔽材	127 ^(注2)	149 ⁷⁾	基準値以下	—
一次蓋金属ガスケット	110 ^(注3)	130 ¹³⁾	基準値以下	—
二次蓋金属ガスケット	105 ^(注4)	130 ¹³⁾	基準値以下	—
三次蓋 O リング	103 ^(注5)	150 ¹¹⁾	基準値以下	—
外筒	114	350 ¹⁸⁾	基準値以下	構造解析では <input type="checkbox"/> °Cを使用 ^(注1)
胴	133	350 ¹⁸⁾	基準値以下	構造解析では <input type="checkbox"/> °Cを使用 ^(注1)
近接表面 ^(注6)	82 ^(注7)	85	基準値以下	—
最低温度	輸送物の全部位 が-20 °C	胴内の凍結 なし	胴内雰囲気はヘ リウムであるた め凍結しない	—

(注 1) 構造解析における熱応力算出では、容器全体の温度分布を入力するが、(ロ)-第 B. 12 表には、許容値及び内圧計算に使用する温度を代表として示している。なお、この温度は熱解析結果に裕度をみて設定した温度である。

(注 2) 蓋部中性子遮蔽材、底部中性子遮蔽材及び側部中性子遮蔽材のうち、最高となる温度。

(注 3) 保守側に評価するため、一次蓋の最高温度とする。

(注 4) 保守側に評価するため、二次蓋の最高温度とする。

(注 5) 保守側に評価するため、三次蓋の最高温度とする。

(注 6) 一般の試験条件のうち、人が近づきうる表面の最高温度評価条件における評価結果である。

なお、外筒外面及びトラニオン温度はそれぞれ 90 °C 及び 103 °C であり 85 °C を超えているが、外筒及びトラニオン部には必要に応じ近接防止金網 (66°C 以下 (B. 6. 3 参照)) を取り付けて輸送するため、人が容易に近づきうる表面の温度は 85 °C 以下である。

(注 7) 緩衝体表面の最高温度。

(□)-第 B. 12 表 一般の試験条件の熱解析結果の要約及びその評価 (2/2)

項目	結果 [MPa]	基準値 [MPa]	評価	他の解析への条件
最大内圧				
胴内圧	0.0780 (-0.0233 MPaG)	—	設計評価期間中の ヘリウム内部への 漏えいを考慮し ても 0.097 MPa ^(注) 未満	構造解析では -0.101325 MPaG を 使用
一二次蓋間圧力	0.390 (0.289 MPaG)	—	—	構造解析では 0.31 MPaG を使用
二三次蓋間圧力	0.253 (0.152 MPaG)	—	—	構造解析では 0.19 MPaG を使用
三次蓋-胴内圧力	0.0822 (-0.0191 MPaG)	—	設計評価期間中の ヘリウム内部への 漏えいを考慮し ても 0.097 MPa ^(注) 未満	—

(注) 気象変化による圧力変動(±0.004 MPa)を考慮した大気圧。

B.5 特別の試験条件

B.5.1 熱解析モデル

輸送物の熱解析は、ABAQUS コードを用いた有限要素法により行った。以下に解析に用いるモデル及び解析条件について示す。

B.5.1.1 解析モデル

1. 解析に用いる各モデル

一般の試験条件と同様に、本輸送物の各部位の温度を算出するために、解析モデルとして以下の2種類のモデルを適用した。

- ・全体モデル
- ・燃料集合体モデル

各解析モデルにおける温度算出部位は次のとおりである。

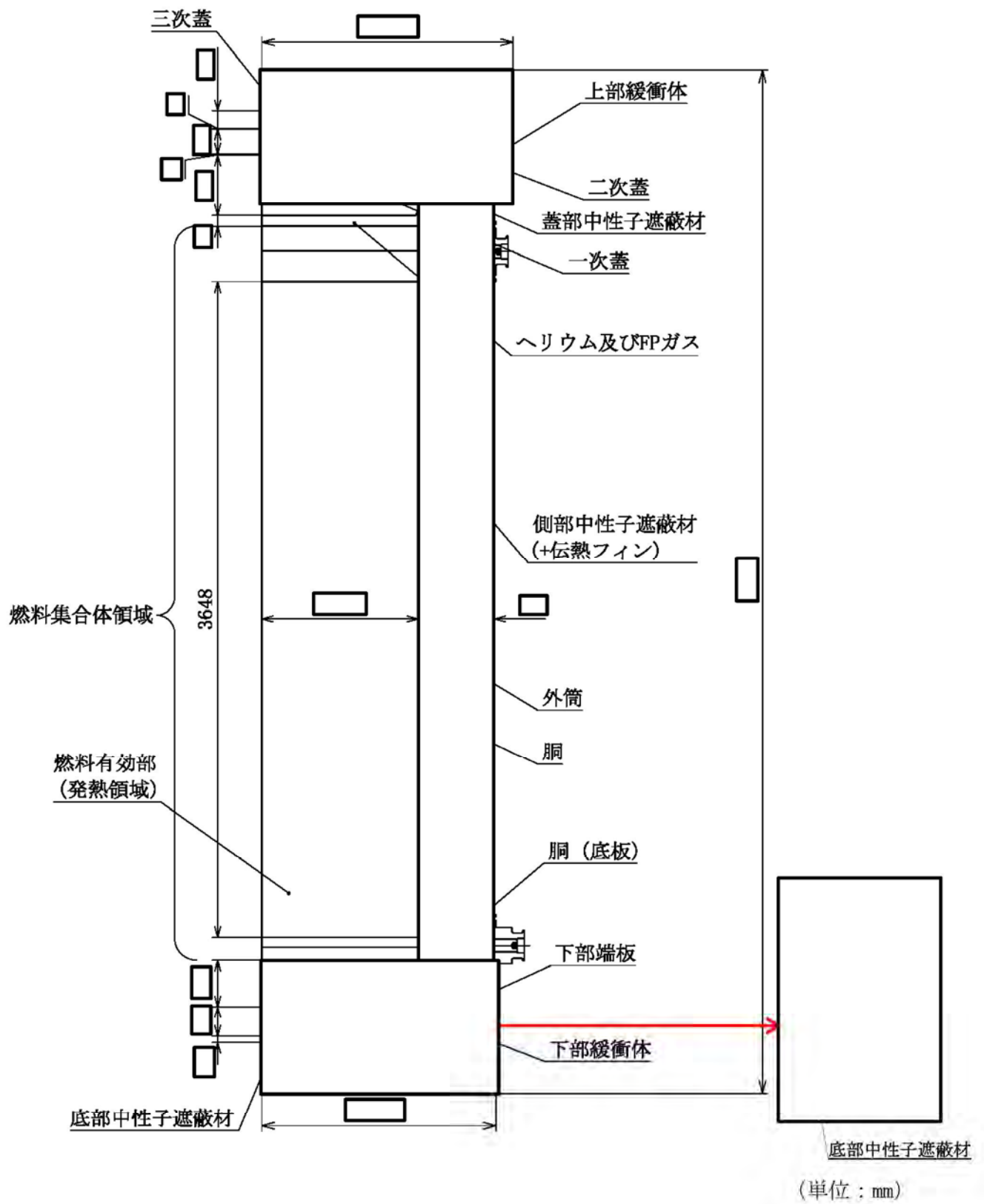
- 全体モデル …………… 上・下部緩衝体表面、胴、外筒、下部端板、一次蓋、二次蓋、三次蓋、一次蓋金属ガスケット、二次蓋金属ガスケット、三次蓋Oリング、一次蓋ボルト、二次蓋ボルト、三次蓋ボルト、蓋部中性子遮蔽材、底部中性子遮蔽材、側部中性子遮蔽材、蓋部中性子遮蔽材カバー、底部中性子遮蔽材カバー、バスケット^(注)、伝熱フィン、トラニオン
- 燃料集合体モデル ……… 燃料集合体

(注)バスケットは、アルミニウム合金製のバスケットプレート、ほう素添加アルミニウム合金製の中性子吸収材、アルミニウム合金製のバスケットサポートで構成される。本評価におけるバスケットの最高温度は、これらの構成部材の最高温度とする。

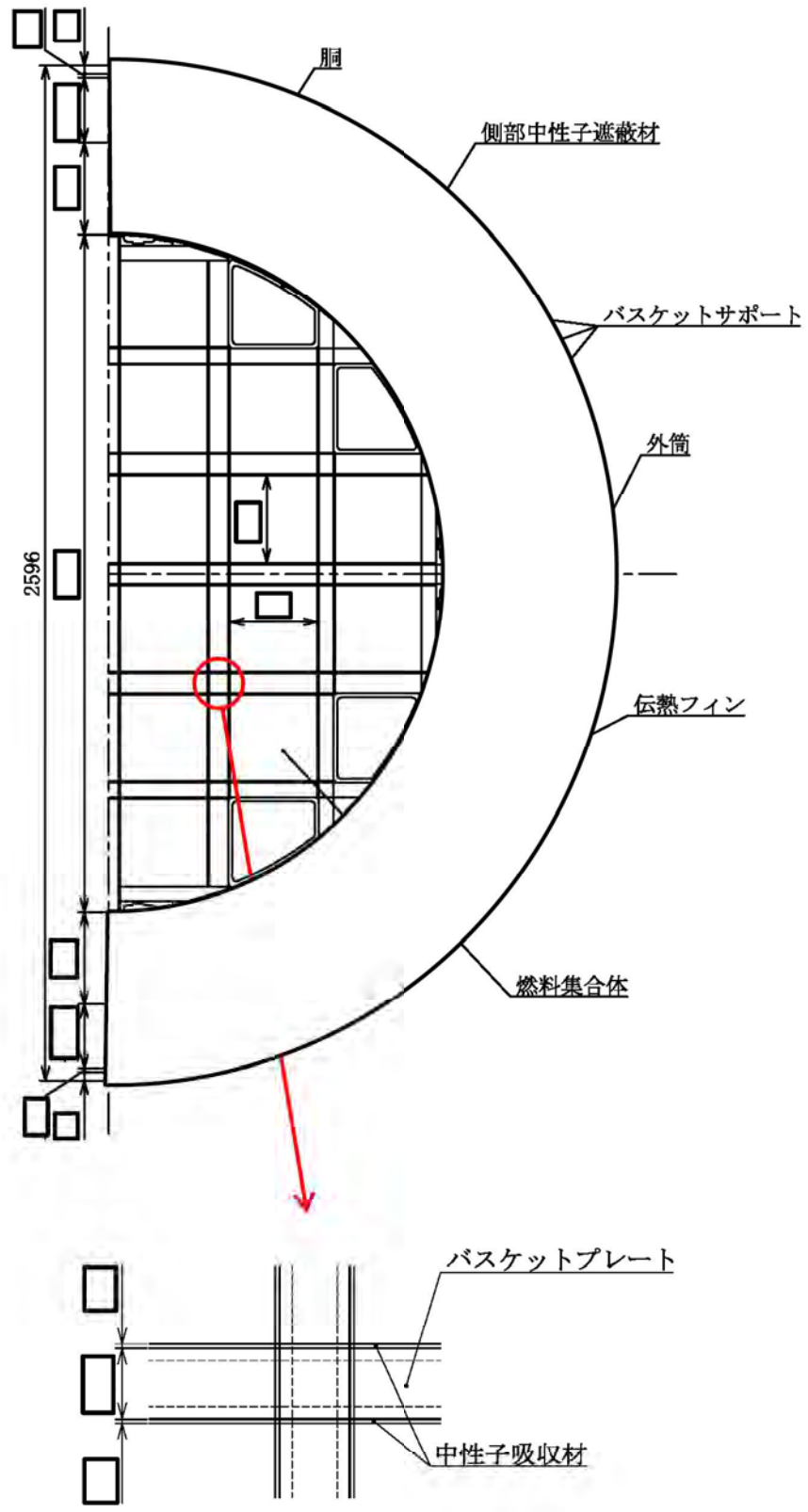
特別の試験条件の熱解析は、輸送物が強度試験（9 m 落下試験及び1 m 貫通試験）条件に引き続いて、火災事故条件下におかれるものとし、落下試験等の影響を以下のように考慮した。

- ・ 9 m 落下試験により緩衝体が変形するため、変形後の形状をモデルに考慮した。
- ・ 1 m 貫通試験における輸送物の変形は外筒、側部中性子遮蔽材及び緩衝体に生じる変形である。外筒及び側部中性子遮蔽材には直径 150 mm の範囲の変形が生じるが、熱解析結果への影響は無視しうるものであることから、解析モデルでは外筒及び側部中性子遮蔽材が変形しないものとした。また、緩衝体に穴があく可能性があるが、局所的であり断熱効果への影響は無視しうるものであることから、解析モデルでは緩衝体の変形しないものとした。
- ・ 9 m 落下試験により全燃料棒からヘリウム及びFP ガスが放出されるものと仮定し、胴内ガスの熱伝導率の低下を考慮した。

以上の条件を考慮した特別の試験条件における、全体モデルの形状及び要素分割図を (a)-第 B. 図 及び (a)-第 B. 11 図 にそれぞれ示す。また、燃料集合体モデルの形状及び要素分割図を (a)-第 B. 3 図及び (a)-第 B. 4 図にそれぞれ示す。なお、燃料集合体モデルにおけるバスケットセル内の充填気体は、全体モデルと同様にヘリウムとFP ガスの混合気体である。

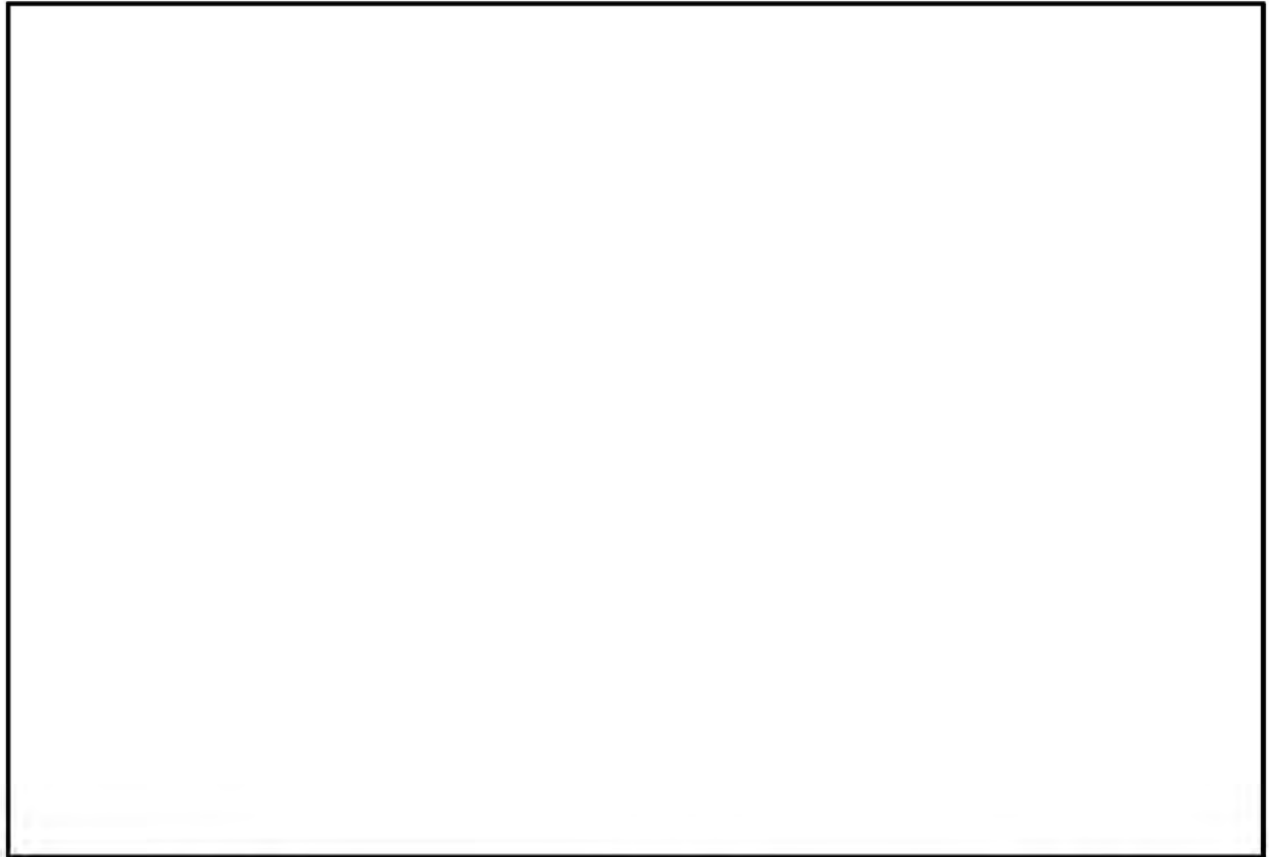


(ロ) 第 B. 10 図 特別の試験条件の全体モデル形状図 (1/2) (縦断面図)



(単位：mm)

(ロ)-第 B. 10 図 特別の試験条件の全体モデル形状図 (2/2) (横断面図)



(モデル全体)

(バスケット)

(燃料集合体領域)

(B)-第 B.1 図 特別の試験条件の全体モデル要素分割図

2. 解析条件

特別の試験条件における熱解析条件を(ロ)-第 B. 13 表に示す。火災時は火炎の放射による入熱が主となる。また、太陽熱放射の条件は(ロ)-第 B. 6 表に示したとおりである。さらに、各モデルにおいて考慮した解析条件は次のとおりである。

- ・特別の試験条件における胴内ガス（ヘリウム及びFP ガス）の熱伝導率は、FP ガス放出後の胴内のヘリウム及びFP ガスのモル分率を考慮して、混合気体の熱伝導率の計算式²⁾を用いて算出した。特別の試験条件における胴内ガスの熱伝導率を(ロ)-第 B. 14 表に示す。
- ・各モデルのその他の解析条件は一般の試験条件と同じである。

(ロ)-第 B. 13 表 特別の試験条件における熱解析条件

項目		火災前	火災時	火災後
設計崩壊熱量	全体モデル	中央部	849 W/体	
		外周部	659 W/体	
	燃料集合体モデル	1.32 × 10 ⁻⁵ W/mm ³ /本		
環境条件	周囲温度	38 °C	800 °C (30 分間)	38 °C
	太陽熱放射	あり	あり	あり
	周囲吸収率	1.0	0.9 (注)	1.0
容器表面	放射率	0.8	0.8	0.64
	吸収率	0.5	0.8 ²⁰⁾	1.0 ²¹⁾
緩衝体、 トランニオン 表面	放射率	0.15	0.8	0.15
	吸収率	0.5 ¹⁹⁾	0.8 ²⁰⁾	1.0 ²¹⁾

(注) 火炎の放射率を示す。

(ロ)-第 B. 14 表 特別の試験条件における胴内ガスの熱伝導率

温度		熱伝導率 (W/(m・K))
(K)	(°C)	
300	26.85	0.0937
400	126.85	0.115
500	226.85	0.134
600	326.85	0.153

B. 5. 1. 2 試験モデル

該当なし。

B. 5. 2 輸送物の評価条件

9 m 落下試験における輸送物の変形は緩衝体に生じる変形である。解析においては、垂直落下、水平落下及びコーナ落下の変形後の形状を包絡する以下の変形量にて緩衝体をモデル化した。

- ・ 頭部垂直落下 : mm
- ・ 底部垂直落下 : mm
- ・ 頭部水平落下 : mm
- ・ 底部水平落下 : mm
- ・ 頭部コーナ落下 : mm
- ・ 底部コーナ落下 : mm

1 m 貫通試験における輸送物の変形は緩衝体、外筒及び側部中性子遮蔽材に生じる変形である。緩衝体は落下時に穴があく可能性があるが、局所的であるため、断熱効果に大きな変化はない。

外筒及び側部中性子遮蔽材の最大変形は直径 150 mm の範囲の変形である。この変形は局所的であるため、輸送物の熱的性能に影響を及ぼすことはない。

B. 5.3 輸送物温度

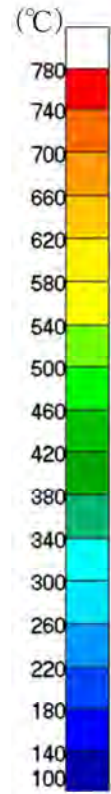
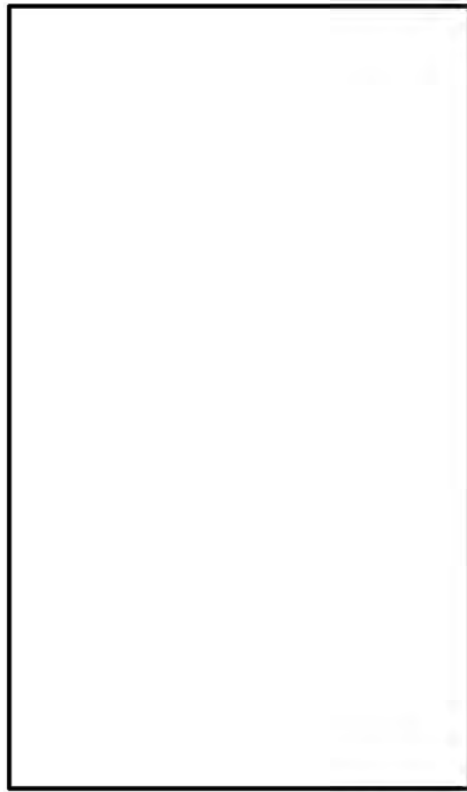
特別の試験条件における B. 5.1 に記載した解析モデル及び条件に基づいて求めた輸送物各部の最高温度、及び火災事故発生時を基準とした最高温度算出時間を(a)-第 B. 15 表に示す。

火災事故発生から 30 分後の輸送物各部の温度分布を(a)-第 B. 2 図に示す。また、燃料集合体温度が最も高くなる火災事故発生から 25.1 時間後における温度分布を(a)-第 B. 3 図及び(a)-第 B. 4 図に、さらに、時刻歴温度変化を(a)-第 B. 5 図に示す。

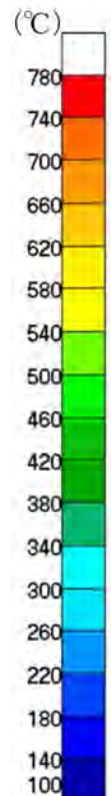
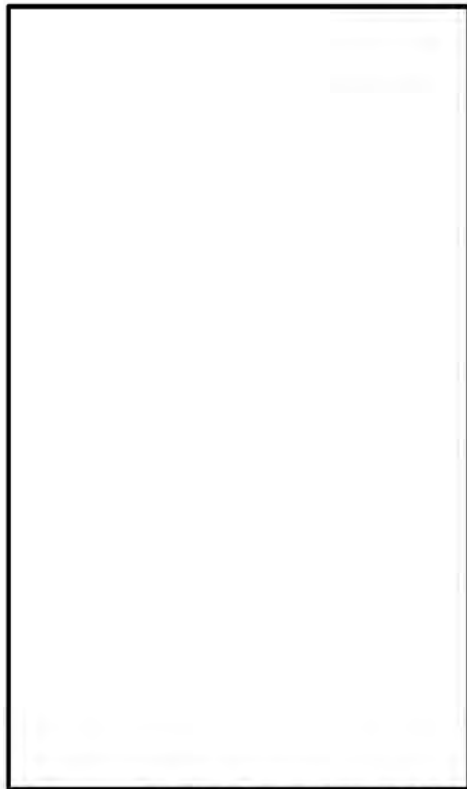
(ロ)-第 B. 15 表 特別の試験条件における最高温度

部位	温度(°C)	最高温度算出時間(h) ^(注)
緩衝体表面	783	0.500
外筒	714	0.500
下部端板	655	0.500
伝熱フィン	491	0.502
側部中性子遮蔽材	701	0.502
蓋部中性子遮蔽材	138	31.1
底部中性子遮蔽材	160	3.92
胴(底板)	175	2.22
胴(本体部)	206	0.559
胴(フランジ部)	224	0.524
一次蓋	139	31.1
二次蓋	137	5.35
三次蓋	186	1.32
一次蓋ボルト	139	13.3
二次蓋ボルト	137	5.35
三次蓋ボルト	153	3.11
一次蓋金属ガスケット	137	19.1
二次蓋金属ガスケット	135	7.73
三次蓋Oリング	149	3.56
蓋部中性子遮蔽材カバー	137	22.1
底部中性子遮蔽材カバー	161	3.83
トラニオン	742	0.500
バスケット	218	22.1
燃料集合体	254	25.1

(注) 火災事故発生時を基準とした最高温度算出時間である。



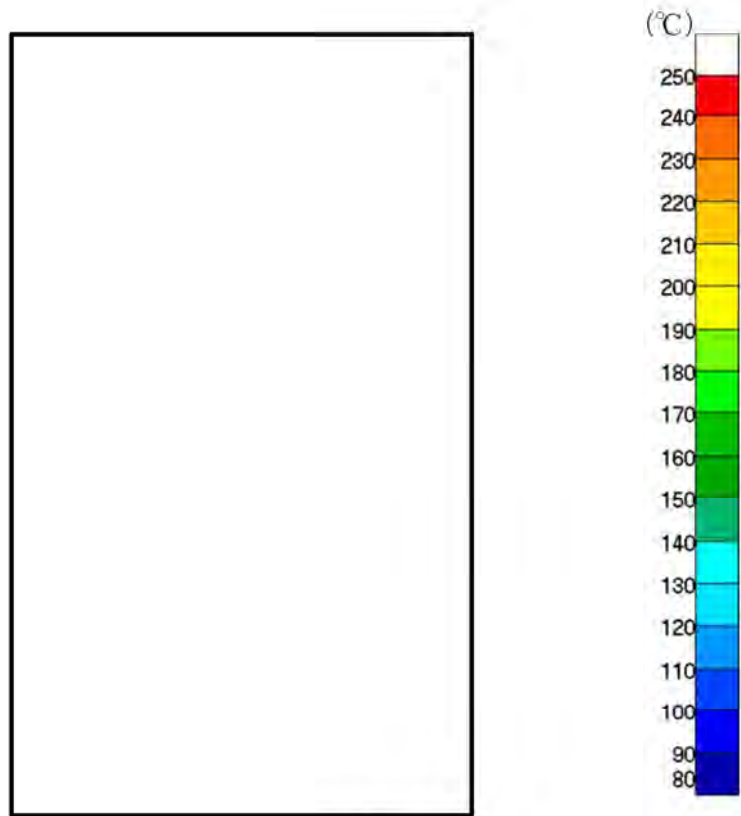
(全体)



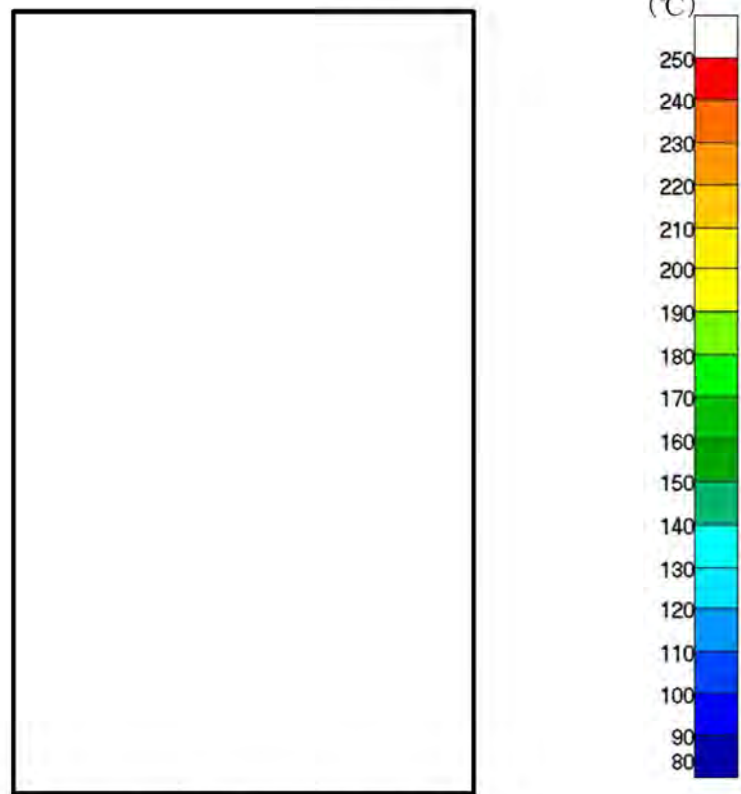
(燃料集合体最高温度位置断面)

(a)-第 B. 2 図 特別の試験条件の全体モデル温度分布 (火災事故発生から 30 分後)

(燃料最高温度位置断面)



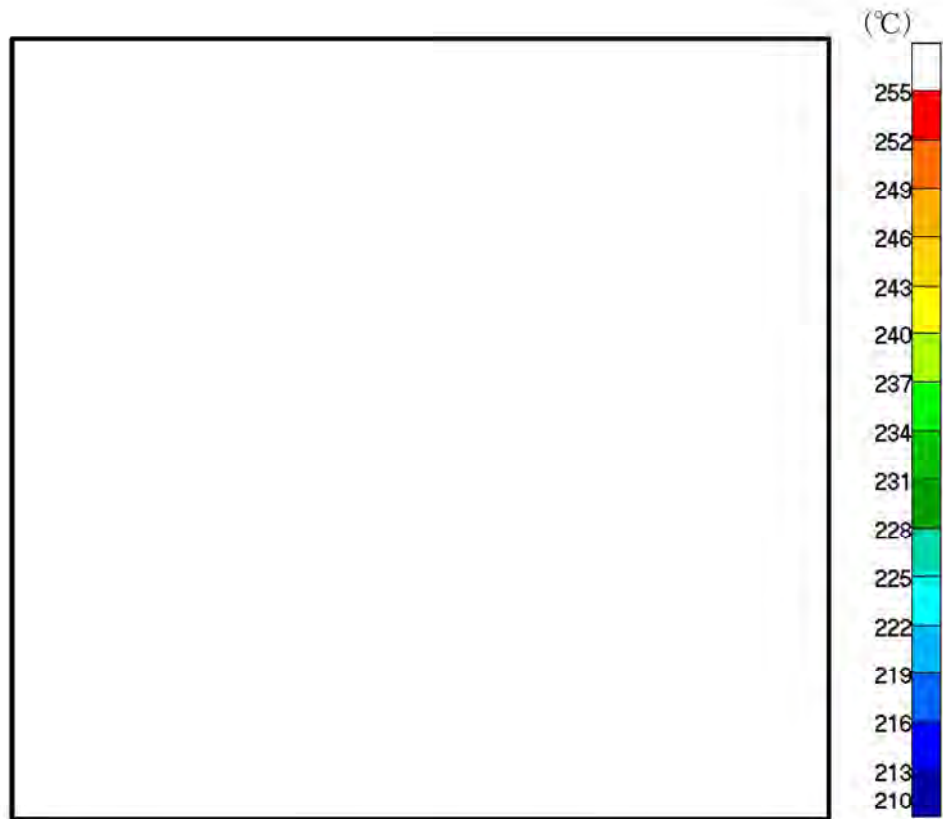
(全体)



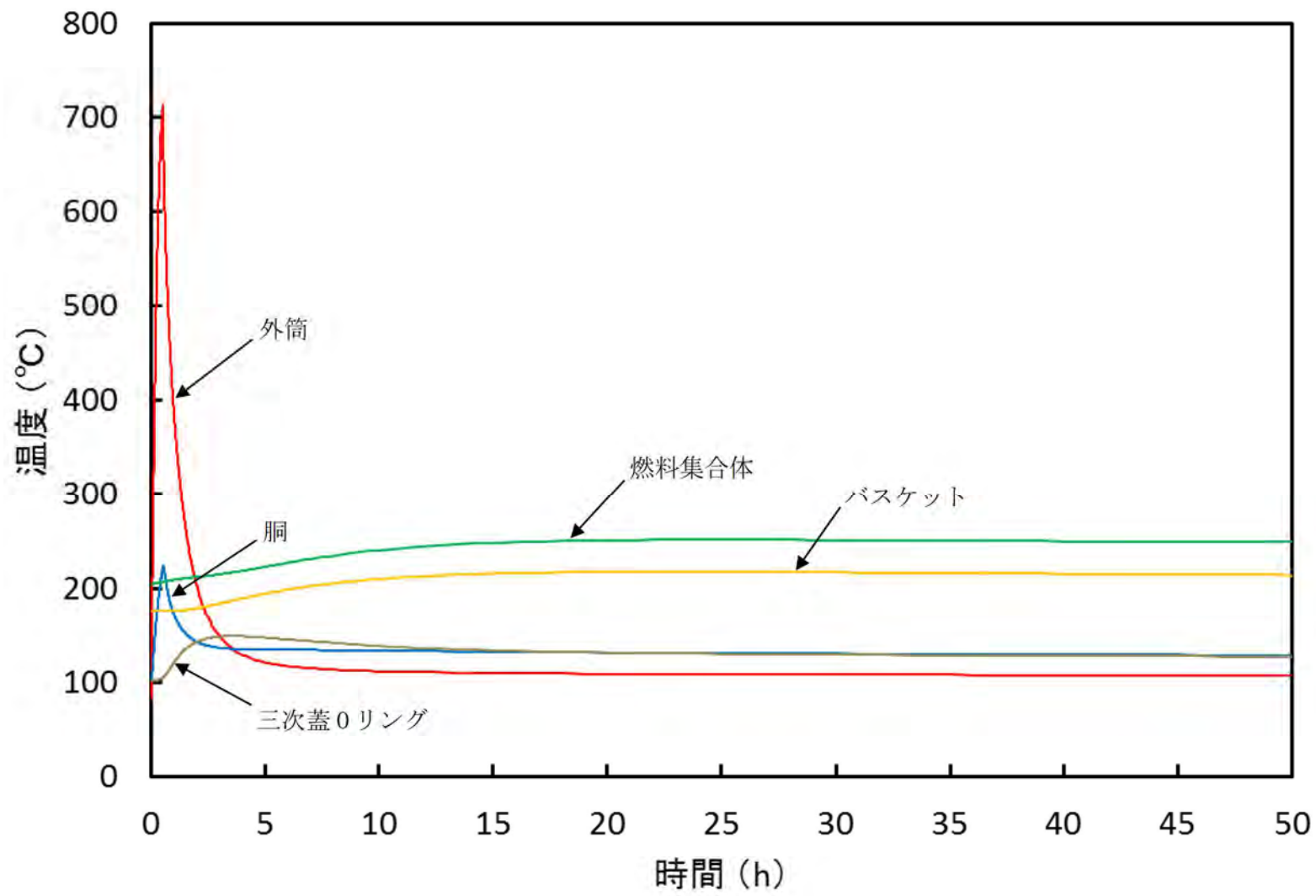
(燃料集合体最高温度位置断面)

(ア)-第 B. 3 図 特別の試験条件の全体モデル温度分布 (火災事故発生から 25.1 時間後)

(燃料最高温度位置断面)



(Ⅱ)-第 B. 4 図 特別の試験条件の燃料集合体モデルの温度分布 (火災事故発生から 25.1 時間後)



(a)-第 B. 5 図 特別の試験条件の時刻歴温度変化

B. 5. 4 最大内圧

輸送物の熱解析から、特別の試験条件における輸送物の胴内圧は、胴内のヘリウム及び FP ガスの温度が最高となる時、つまり燃料集合体の温度が最高となる火災事故発生から 25.1 時間後に最大となる。また、一二次蓋間圧力は、一二次蓋間ヘリウムの温度が最高となる火災発生時から 5.87 時間後に最大となる。さらに、二三次蓋間圧力は、二三次蓋間空気の温度が最高となる火災発生時から 3.56 時間後に最大となる。胴内圧、一二次蓋間圧力、二三次蓋間圧力及び三次蓋－胴内圧力の計算方法及び計算結果を以下に示す。

1. 胴内圧

胴内圧の算出には、全燃料棒の密封機能が失われたと仮定して、燃料棒内に封入されていたヘリウム及び FP ガス放出による圧力上昇を考慮する。特別の試験条件におけるヘリウム及び FP ガスの温度を保守側に燃料集合体最高温度とすると、胴内圧は、以下のとおり求められる。

$$P_0' = \frac{P_0 V_c \frac{T_{0acc}}{T_{0nor}}}{V_c + V_p} + P_{FP}$$

ここで、

- P_0' : 特別の試験条件における胴内圧力 (MPa)
- P_0 : 一般の試験条件における胴内圧力 (MPa)
- P_{FP} : 胴内に放出されたヘリウム及び FP ガス圧力 (MPa)
- V_c : 胴内体積 (m³)
- V_p : 全燃料棒内部の体積 (m³)
- T_{0acc} : 特別の試験条件における胴内ガス温度 (燃料集合体最高温度) (K)
- T_{0nor} : 一般の試験条件における胴内ガス温度 (燃料集合体最高温度) (K)

計算条件と計算結果を(Ⅱ)-第 B. 16 表に示す。

(ロ)-第 B. 16 表 特別の試験条件における胴内圧計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一般の試験条件における胴内圧力	P_0	MPa	0.0780
胴内に放出されたヘリウム及び FP ガス圧力	P_{FP}	MPa	0.223
胴内体積	V_c	m^3	<input type="text"/>
全燃料棒内部の体積	V_p	m^3	<input type="text"/>
特別の試験条件における胴内ガス温度	T_{0acc}	K	527.15 (254 °C)
一般の試験条件における胴内ガス温度	T_{0nor}	K	479.15 (206 °C)
特別の試験条件における胴内圧力	P_0'	MPa	0.307 (0.206 MPaG)

2. 一二次蓋間圧力

特別の試験条件におけるヘリウムの温度を保守側に一二次蓋間ヘリウムの最高温度とすると、一二次蓋間圧力は以下のとおり求められる。

$$P_1' = P_{10} \frac{T_{1acc}}{T_{10}}$$

ここで、

P_1' : 特別の試験条件における一二次蓋間圧力 (MPa)

P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

T_{1acc} : 特別の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度
(一二次蓋間ヘリウムの最高温度) (K)

T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 B. 17 表に示す。

(ロ)-第 B. 17 表 特別の試験条件における一二次蓋間圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
特別の試験条件における 一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{1acc}	K	410.15 (137 °C)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15 (20 °C)
特別の試験条件における一二次蓋間圧力	P_1'	MPa	0.420 (0.319 MPaG)

3. 二三次蓋間圧力

特別の試験条件における空気の温度を保守側に二三次蓋間空気の最高温度とする。また、一般の試験条件と同様に、保守側に二次蓋の密封性が失われ一二次蓋間ヘリウムが二三次蓋間に漏えいすると仮定すると、二三次蓋間圧力は以下のとおり求められる。

$$P_2' = \frac{P_{10}V_1 \frac{T_{1acc}}{T_{10}} + P_{20}V_2 \frac{T_{1acc}}{T_{20}}}{V_1 + V_2}$$

ここで、

P_2' : 特別の試験条件における二三次蓋間圧力 (MPa)

P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

P_{20} : 二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧) (MPa)

V_1 : 一二次蓋間体積 (m³)

V_2 : 二三次蓋間体積 (m³)

T_{1acc} : 特別の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度
(一二次蓋間ヘリウムの最高温度) (K)

T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)

T_{20} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(Ⅱ)-第 B. 18 表に示す。なお、この圧力は三次蓋取付け時の周囲温度が仮に-20℃であった場合には空気の密度が大きくなるため、約 4%増加する可能性があるが、構造評価は保守的にこれを包絡する圧力で評価している。

(Ⅱ)-第 B. 18 表 特別の試験条件における二三次蓋間圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧)	P_{20}	MPa	<input type="text"/>
一二次蓋間体積	V_1	m ³	<input type="text"/>
二三次蓋間体積	V_2	m ³	0.0574
特別の試験条件における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{1acc}	K	410.15 (137 °C)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15 (20 °C)
三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の初期温度	T_{20}	K	293.15 (20 °C)
特別の試験条件における二三次蓋間圧力	P_2'	MPa	0.272 (0.171 MPaG)

4. 二次蓋－胴内圧力

密封解析に使用する三次蓋－胴内圧力は、設計評価期間中の一次蓋の漏えいを考慮して一般の試験条件の胴内圧を 0.0970 MPa と仮定し、また、全燃料棒の密封機能が失われたと仮定して、燃料棒内に封入されていたヘリウム及び FP ガス放出による圧力上昇を考慮する。さらに、一次蓋及び二次蓋の密封性が失われたと仮定し、特別の試験条件における胴内ガスの温度上昇に伴う圧力上昇を考慮すると、三次蓋－胴内圧力は、以下のとおり求められる。

$$P_3' = \frac{P_{10}V_1 \frac{T_{0acc}}{T_{10}} + P_{20}V_2 \frac{T_{0acc}}{T_{20}} + \left(P_c \frac{T_{0acc}}{T_{0nor}} + P_{FP} \right) (V_c + V_p)}{V_1 + V_2 + V_c + V_p}$$

ここで、

- P_3' : 特別の試験条件における三次蓋－胴内圧力 (MPa)
- P_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)
- P_{20} : 二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧) (MPa)
- P_c : 設計評価期間中の一次蓋の漏えいを考慮した一般の試験条件の胴内圧 (MPa)
- P_{FP} : 胴内に放出されたヘリウム及び FP ガス圧力 (MPa)
- V_1 : 一二次蓋間体積 (m^3)
- V_2 : 二三次蓋間体積 (m^3)
- V_c : 胴内体積 (m^3)
- V_p : 全燃料棒内部の体積 (m^3)
- T_{0acc} : 特別の試験条件における胴内ヘリウム及び FP ガスの温度
(燃料集合体最高温度) (K)
- T_{0nor} : 一般の試験条件における胴内ヘリウムの温度 (燃料集合体最高温度) (K)
- T_{10} : 一二次蓋間ヘリウムの初期温度 (K)
- T_{20} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の初期温度 (K)

計算条件と計算結果を(Ⅱ)-第 B.19 表に示す。

(ロ)-第 B. 19 表 特別の試験条件における三次蓋-胴内圧力計算条件及び計算結果

項目	記号	単位	数値等
一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力	P_{10}	MPa	0.300
二三次蓋間空気の初期圧力 (大気圧)	P_{20}	MPa	0.101325
設計評価期間中の一次蓋の漏えいを考慮した 一般の試験条件胴内圧	P_c	MPa	0.0970
胴内に放出されたヘリウム及び FP ガス圧力	P_{FP}	MPa	0.223
一二次蓋間体積	V_1	m^3	<input type="text"/>
二三次蓋間体積	V_2	m^3	<input type="text"/>
胴内体積	V_c	m^3	<input type="text"/>
全燃料棒内部の体積	V_p	m^3	<input type="text"/>
特別の試験条件における胴内ヘリウム及び FP ガスの温度	T_{0acc}	K	527.15 (254 °C)
一般の試験条件における胴内ヘリウムの温度	T_{0nor}	K	479.15 (206 °C)
一二次蓋間ヘリウムの初期温度	T_{10}	K	293.15 (20 °C)
三次蓋取付け時における 二三次蓋間空気の初期温度	T_{20}	K	293.15 (20 °C)
特別の試験条件における 三次蓋-胴内圧力	P_3'	MPa	0.330 (0.229 MPaG)

B. 5.5 最大熱応力

特別の試験条件において輸送物に生じる熱応力は、A. 6.3 で説明したように容器各部位が熱膨張を拘束しあうことで生じ、最大熱応力については、温度差が最大になる火災事故発生時から 30 分後に生じる。

ただし、A. 6.3 で示したとおり、容器に生じる最大熱応力は小さく、容器の構造健全性に問題はない。

B.5.6 結果の要約及びその評価

特別の試験条件における熱解析結果の要約及びその評価を(ロ)-第 B.20 表に示す。本輸送物の状態は以下のとおりであり、損傷については他の解析に反映している。

- ・密封境界となる三次蓋 O リングの最高温度は 186 °C であり、使用限度 48 時間における使用可能温度である 300 °C を超えることはない。したがって、特別の試験条件において密封性能が失われることはない。
- ・蓋部中性子遮蔽材及び底部中性子遮蔽材の最高温度はそれぞれ 138 °C 及び 160 °C であり、使用可能温度 180 °C を超えることはない。一方、側部中性子遮蔽材の最高温度は 701 °C であり、使用可能温度を超えるが全て失われることはない。
- ・遮蔽解析においては、中性子遮蔽材の欠損を密度減少量として考慮する。なお、側部中性子遮蔽材だけでなく、蓋部中性子遮蔽材及び底部中性子遮蔽材についても密度減少を考慮している。
- ・臨界解析においては、外筒までをモデル化し、中性子遮蔽材は全て失われるとしてモデル化しないことにより、中性子吸収効果を見逃し、保守側の解析を行う。
- ・その他の構成材料については、輸送物の健全性に対し悪影響を及ぼす温度には到達しない。

(ロ)-第 B. 20 表 特別の試験条件における熱解析結果の要約及びその評価 (1/2)

項目	結果 [°C]	基準値 [°C]	評価	他の解析への条件
最高温度				
燃料集合体	254	—	—	—
バスケット	218	250 ¹⁷⁾	基準値以下	—
中性子遮蔽材	701 ^(注1)	180 ¹⁵⁾	蓋部、底部：基準値以下 ^(注2) 側部：基準値を超過 ^(注2)	遮蔽解析では密度減少量として考慮 臨界解析では保守側にモデル化しない
二次蓋金属ガスケット	137 ^(注3)	190 ¹⁴⁾	基準値以下	—
三次蓋 O リング	186 ^(注4)	300 ¹²⁾	基準値以下	—
胴	224	350 ¹⁸⁾	基準値以下	構造解析では □ °C を使用 ^(注5)

(注 1) 蓋部中性子遮蔽材、底部中性子遮蔽材及び側部中性子遮蔽材のうち、最高となる温度。

(注 2) 蓋部中性子遮蔽材及び底部中性子遮蔽材の最高温度はそれぞれ 138 °C 及び 160 °C であり、使用可能温度 180 °C を超えることはない。一方、側部中性子遮蔽材の最高温度は 701 °C であり、使用可能温度を超えるが全て失われることはない。

(注 3) 保守側に評価するため、二次蓋の最高温度とする。

(注 4) 保守側に評価するため、三次蓋の最高温度とする。

(注 5) 構造解析における熱応力算出では、容器全体の温度分布を入力するが、(ロ)-第 B. 20 表には、許容値及び内圧計算に使用する温度を代表として示している。

(ロ)-第 B. 20 表 特別の試験条件における熱解析結果の要約及びその評価 (2/2)

項目	結果 [MPa]	基準値 [MPa]	評価	他の解析への条件
最大内圧				
胴内圧	0.307 (0.206 MPaG)	—	—	構造解析では 0.250 MPaG を使用
一二次蓋間圧力	0.420 (0.319 MPaG)	—	—	構造解析では 0.340 MPaG を使用
二三次蓋間圧力	0.272 (0.171 MPaG)	—	—	構造解析では 0.270 MPaG を使用
三次蓋-胴内圧力	0.330 (0.229 MPaG)	—	—	密封解析では 0.330 MPa を使用

B.6 付属書類

B.6.1 解析に用いた対流熱伝達率について

B.6.1.1 全体モデルに用いた対流熱伝達率

1. 輸送物表面と周囲の熱伝達率

(1) 外筒表面の自然対流熱伝達率

外筒表面の自然対流熱伝達率は、水平円筒表面の自然対流熱伝達率を表わす次の Schutz の式²⁾を用いる。

$$h=0.1\lambda\left(\frac{g\beta\Delta t}{\nu^2}Pr\right)^{1/3}$$

ただし、

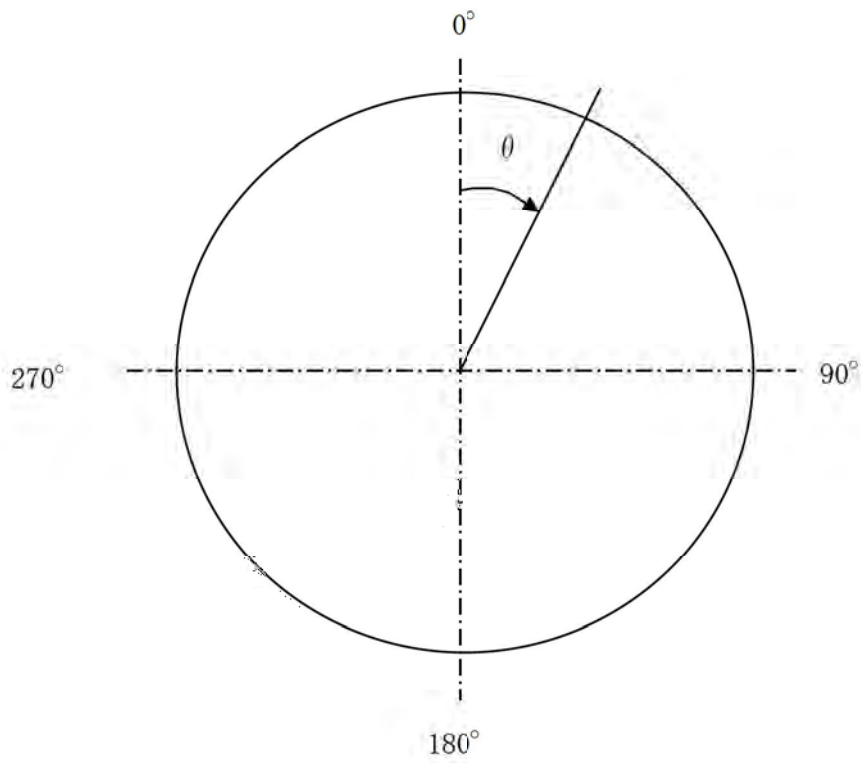
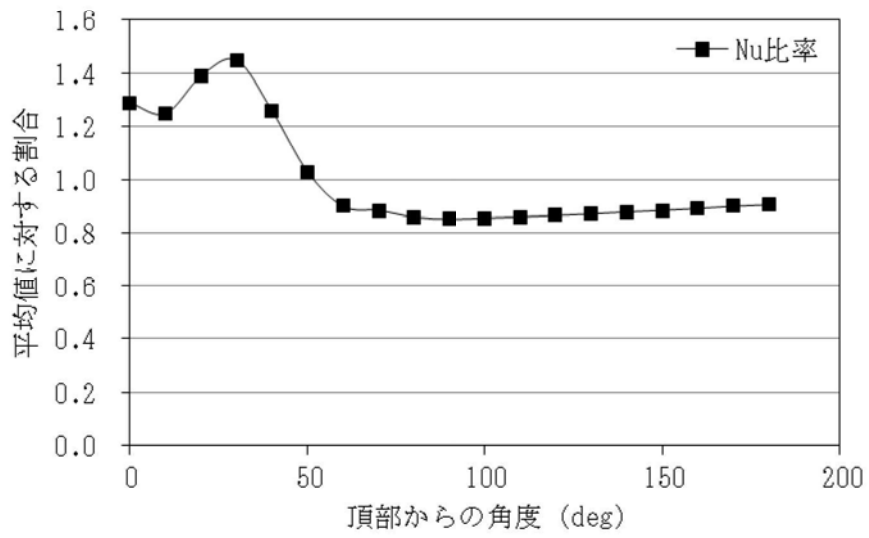
- h : 熱伝達率 (W/(m²・K))
- λ : 熱伝導率 (W/(m・K))
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s²)
- β : 体積膨張係数 (K⁻¹)
- ν : 動粘性係数 (m²/s)
- Pr : プラントル数
- Δt : 温度差 (K)

各温度に対して求めた熱伝達率を(ρ)-第B.付1表に示す。

ここで、実際に用いた熱伝達率としては、(ρ)-第B.付1図に示される水平円筒外表面の周方向分布を考慮して、0°～180°の平均値に対する割合のうち、90°～180°の割合を平均化して算出した係数(0.87)を(ρ)-第B.付1表の値に乗じた値を保守側に設定した。ただし、火災時に対しては入熱が多くなるよう(ρ)-第B.付1表の値を設定した。

(ρ)-第B.付1表 外筒表面の自然対流熱伝達率

温度(°C)	熱伝達率(W/(m ² ・K))
-20	1.33 Δt ^{1/3}
0	1.26 Δt ^{1/3}
20	1.20 Δt ^{1/3}
100	1.02 Δt ^{1/3}
200	0.863 Δt ^{1/3}
300	0.760 Δt ^{1/3}
400	0.682 Δt ^{1/3}
600	0.577 Δt ^{1/3}
800	0.500 Δt ^{1/3}



(a)-第B.付1図 外表面における自然対流熱伝達率の周方向分布²²⁾

(2) 緩衝体円筒表面の自然対流熱伝達率

緩衝体円筒面に対しては外筒表面の自然対流熱伝達率にて使用した Schutz の式を用いる。(ロ)-第 B. 付 1 表に示す値に周方向分布を考慮した係数 0.87 を乗じて保守的な値を設定した。ただし、火災時に対しては入熱が多くなるように(ロ)-第 B. 付 1 表の値を設定した。

(3) 緩衝体垂直面の自然対流熱伝達率

緩衝体垂直表面の自然対流熱伝達率は、垂直平板に対する次の Jakob の式²³⁾を用いる。

$$h = 0.129 \lambda \left(\frac{g \beta \Delta t}{\nu^2} Pr \right)^{1/3}$$

ただし、

- h : 熱伝達率 (W/(m²・K))
- λ : 熱伝導率 (W/(m・K))
- g : 重力加速度 (9.80665 m/s²)
- β : 体積膨張係数 (K⁻¹)
- ν : 動粘性係数 (m²/s)
- Pr : プラントル数
- Δt : 温度差 (K)

各温度に対して求めた熱伝達率を(ロ)-第 B. 付 2 表に示す。

(ロ)-第 B. 付 2 表 垂直面の自然対流熱伝達率

温度(°C)	熱伝達率(W/(m ² ・K))
-20	1.72 Δt ^{1/3}
0	1.63 Δt ^{1/3}
20	1.55 Δt ^{1/3}
100	1.31 Δt ^{1/3}
200	1.11 Δt ^{1/3}
300	0.980 Δt ^{1/3}
400	0.880 Δt ^{1/3}
600	0.744 Δt ^{1/3}
800	0.645 Δt ^{1/3}

(4) 緩衝体と輸送容器本体との間の熱伝達

緩衝体と輸送容器本体との間には取合いの関係上ギャップがあり、この間の熱伝達は空気の熱伝導及び放射によるものとした。

B.6.2 混合気体の熱伝導率の計算式について

特別の試験条件における胴内ガスの熱伝導率は、ヘリウム及びFPガス放出後の胴内のヘリウム及びFPガスのモル分率を考慮して、混合気体の熱伝導率の計算式²⁾を用いて算出する。なお、FPガスは生成量の多いキセノンとした。

$$\lambda_m = \frac{\lambda_1}{1 + \phi_{12} \frac{x_2}{x_1}} + \frac{\lambda_2}{1 + \phi_{21} \frac{x_1}{x_2}}$$
$$\phi_{12} = \frac{1}{4} \left\{ 1 + \left[\frac{\eta_1}{\eta_2} \left(\frac{M_2}{M_1} \right)^{3/4} \frac{1 + \frac{S_1}{T}}{1 + \frac{S_2}{T}} \right]^{1/2} \right\}^2 \left(\frac{1 + \frac{S_{12}}{T}}{1 + \frac{S_1}{T}} \right)$$

ここで、

- λ_m : 混合ガスの熱伝導率 (W/m/K)
- λ_1 : ヘリウムの熱伝導率 (W/m/K)
- λ_2 : 核分裂生成ガスの熱伝導率 (W/m/K)
- x_1 : ヘリウムの分圧 (MPa abs)
- x_2 : 核分裂生成ガスの分圧 (MPa abs)
- η_1 : ヘリウムの粘性率 (Pa·s)
- η_2 : 核分裂生成ガスの粘性率 (Pa·s)
- M_1 : ヘリウムの分子量 (-)
- M_2 : 核分裂生成ガスの分子量 (-)
- S : Sutherland 定数

計算条件及び計算結果を(ⅴ)-第B.付3表に示す。

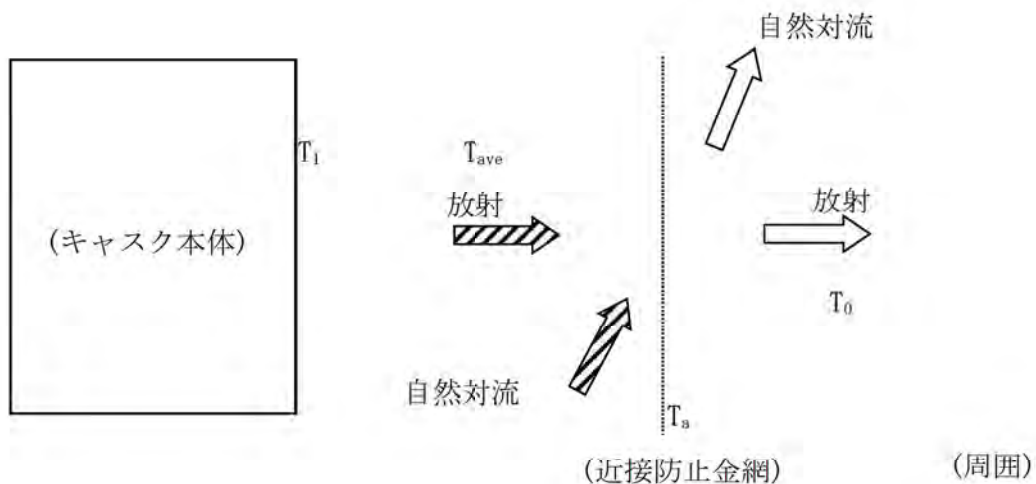
(ロ)-第B.付3表 胴内ガスの熱伝導率計算条件及び計算結果

項目		記号	単位	T : 温度 (K)			
				300	400	500	600
熱伝導率	ヘリウム	λ_1	W/(m·K)	0.1527	0.1882	0.2212	0.2523
	キセノン	λ_2	W/(m·K)	0.00562	0.00728	0.00881	0.01025
モル分率	ヘリウム	x_1	-	0.840			
	キセノン	x_2	-	0.160			
粘性係数	ヘリウム	η_1	$\mu\text{Pa}\cdot\text{s}$	19.93	24.29	28.36	32.21
	キセノン	η_2	$\mu\text{Pa}\cdot\text{s}$	23.30	30.29	36.80	42.81
分子量	ヘリウム	M_1	g/mol	4.002602			
	キセノン	M_2	g/mol	131.293			
標準沸点	ヘリウム	T_{b1}	K	4.21			
	キセノン	T_{b2}	K	164.1			
混合気体の熱伝導率		λ_m	W/(m·K)	0.0937	0.115	0.134	0.153

B. 6.3 近接防止金網の温度評価について

以下の考え方に基づき近接防止金網の温度を評価した。(□)-第B.付2図参照)

- ①近接防止金網温度に対応する規則要件は 38℃の日陰における近接可能な容器表面最高温度を 85℃以下とすることであるから、太陽熱放射を考慮しない。
- ②近接防止金網は、当該輸送容器を架台上に設置した際に近接可能な外筒領域及びトラニオン領域を覆うように取り付けられている。
- ③近接防止金網は容器周りに垂直平板状に設けられているため、厚さを持たない板として考える。
- ④近接防止金網は輸送容器と周囲の自然対流を阻害しない形状とすることにより熱伝達を干渉しないものと仮定する。したがって、近接防止金網温度を求めるために使用する輸送容器表面の温度は一般の試験条件（人の近づきうる表面の最高評価条件）で得られた結果を用いる。
- ⑤温度を求めるに当たっては、自然対流と放射を考慮する。自然対流熱伝達率は垂直平板の自然対流熱伝達率を用いて評価する。これらを考慮して、容器から近接防止金網への入熱量と近接防止金網から大気への放熱量がつりあうように近接防止金網温度を定める。
- ⑥容器と近接防止金網間にある空気は自然対流の評価において、容器と近接防止金網の間の空気の温度は近接防止金網温度と容器表面温度の平均温度とする。



(□)-第B.付2図 近接防止金網周りの伝熱モデル

以上より、キャスク本体から近接防止金網への入熱量 Q_{in} 及び近接防止金網から大気への放熱量 Q_{out} は、それぞれ以下の式で表わされ、近接防止金網温度 T_a は、 $Q_{in}=Q_{out}$ を満たす T_a を求める。

$$\begin{cases} Q_{in}=h_1(T_{ave}-T_a)+\sigma F_{\varepsilon}\{(T_1+273.15)^4-(T_a+273.15)^4\} \\ Q_{out}=h_0(T_a-T_0)+\sigma \varepsilon_2\{(T_a+273.15)^4-(T_0+273.15)^4\} \\ F_{\varepsilon}=1/\{(1/\varepsilon_1)+(1/\varepsilon_2)-1\} \end{cases}$$

ただし、

- Q_{in} : 近接防止金網への入熱量 (W/m²)
- Q_{out} : 近接防止金網から大気への放熱量 (W/m²)
- h_1 : 入熱の境界膜温度における垂直平板の自然対流熱伝達率 (W/(m²・K))
((ロ)-第 B. 付 4 表参照)
- h_0 : 放熱の境界膜温度における垂直平板の自然対流熱伝達率 (W/(m²・K))
((ロ)-第 B. 付 4 表参照)
- T_1 : キャスク本体外表面温度 (103 °C)
(キャスク本体外表面において最も温度が高いトラニオンの温度)
- T_{ave} : キャスク本体外表面と近接防止金網の平均温度 (°C)
- T_a : 近接防止金網温度 (°C)
- T_0 : 周囲温度 (38 °C)
- σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.670367×10⁻⁸ W/(m²・K⁴))
- F_{ε} : 形態係数
- ε_1 : キャスク本体外表面の放射率 (0.8)
- ε_2 : 近接防止金網の放射率 (0.33 : アルミニウムの酸化面)

(ロ)-第 B. 付 4 表 垂直平板の自然対流熱伝達率

境界膜温度 (°C)	垂直平板の自然対流熱伝達率 (W/(m ² ・K))
20	1.55 $\Delta T^{1/3}$
100	1.31 $\Delta T^{1/3}$
200	1.11 $\Delta T^{1/3}$

入熱の境界膜温度 : T_{ave}

放熱の境界膜温度 : $(T_a+T_0)/2$

容器表面各部位近傍に設けられた近接防止金網温度を(Ⅱ)-第B.付5表に示す。容器表面に設けられた近接防止金網の温度は基準値(85℃)より低い。

(Ⅱ)-第B.付5表 近接防止金網の温度評価結果

評価条件 (°C)		評価結果 (°C)
キャスク本体外表面温度 (T_1)	周囲温度 (T_0)	近接防止金網温度 (T_a)
103	38	66

B. 6. 4 参考文献

- 1) Dassault Systèmes, “ABAQUS Analysis User’s Manual(6.12)”, (2012).
- 2) (一社)日本機械学会, 「伝熱工学資料 改訂第4版」, (1986).
- 3) American Society of Mechanical Engineers, “ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II Part D Properties (Metric)”, (2010).
- 4) 中性子吸収材メーカー資料
- 5) (公財)原子力安全研究協会, 「軽水炉燃料のふるまい 改訂第5版」, (2013).
- 6) D. L. Hagrman, G. A. Reymann, R. E. Mason, “MATPRO-Version 11(Rev.2) A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior,” EG&G Idaho Inc., (1981).
- 7) BISCO PRODUCTS, Inc., “NS-4-FR Fire Resistant Neutron and/or Gamma Shielding Material”, (1986).
- 8) 木材工業ハンドブック編集委員会, 「木材工業ハンドブック 改訂3版」, (1982).
- 9) (公社)日本化学会, 「化学便覧 基礎編 改訂5版」, (2004).
- 10) 三菱重工業(株), 「化学試験報告書 エポキシ系樹脂の熱特性測定結果」, (2006).
- 11) 産業技術センター, 「複合材料技術集成」, (1976).
- 12) (一財)電力中央研究所, 「輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価」, (1998).
- 13) (一財)電力中央研究所, 「平成20年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵設備長期健全性等調査) 報告書」, (2009).
- 14) (独)原子力安全基盤機構, 「金属キャスク貯蔵技術確証試験 報告書 1/3 最終報告」, (2004).
- 15) Y. Momma, et al., “Evaluation Test on the Thermal Stability of Resin as Neutron Shielding Material for Spent Fuel Transport Cask”, The 12th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, (1998).
- 16) (独)原子力安全基盤機構, 「平成18年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終成果報告書)」, (2007).
- 17) 三菱重工業(株), 「型式設計特定容器等の型式指定申請書 本文及び添付書類の一部補正について」, (2017).
- 18) (一社)日本機械学会, 「使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(JSME S FA1-2007)」, (2007).
- 19) F. P. Incropera, D. P. Dewitt, “Fundamentals of Heat and Mass Transfer. Third Edition”, John Wiley & Sons, Inc., (1990).
- 20) 平成二年十一月二十八日科学技術庁告示第五号, 「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」.

- 21) (一社)日本機械学会, 「伝熱工学資料 改訂第3版」, (1975).
- 22) 三角利之, 鈴木幸治, 北村健二, 「大きな水平加熱円柱まわりの自然対流の流動と伝熱 (空気の場合)」, (一社)日本機械学会, (1999).
- 23) M. Jakob, “Heat Transfer. Volume 1”, John Wiley & Sons, Inc., (1949).

(p)章C 密封解析

C. 密封解析


C.1 概要

本輸送物は、B. 4.6 に示すように一般の試験条件において密封境界の内部は負圧である。したがって、一般の試験条件における放射性物質の漏えいはないが、仮に密封境界の内部の圧力が大気圧になる場合を想定し、漏えい試験によって求めた密封境界からの漏えい率に基づいて放射性物質の密封境界外への漏えい率を評価し、その漏えい率が一般の試験条件における放射性物質漏えい率の基準を満足することを示す。また、特別の試験条件においては、密封境界の内部が正圧になる可能性があるため、同様に、漏えい試験によって求めた密封境界からの漏えい率に基づいて放射性物質の密封境界外への漏えい率を評価し、その漏えい率が特別の試験条件下における放射性物質漏えい率の基準を満足することを示す。

なお、本評価における収納放射エネルギーは、ORIGEN2.2UPJ コードを用いて求めた。また、データライブラリはPWRU50 ライブラリを用いた。

C.2 密封装置

C.2.1 密封装置

輸送容器の密封境界を構成する密封装置は、(イ)-第 C.4 図に示すように収納物を収納する胴、三次蓋及びリリーフバルブカバープレートから構成される。また、密封装置の材質は(イ)-第 C.1 表に示すとおりである。なお、三次蓋及びリリーフバルブカバープレートは、共に上部緩衝体で覆われているため、不用意に取り外されることはない。また、緩衝体の取付部には  を施すことができるようになっている。

C.2.2 密封装置の貫通部

密封装置には、(イ)-第 C.13 図に示すように、三次蓋にリリーフバルブを設けるための貫通部が設けられている。リリーフバルブは二次蓋間と外部との圧力を同圧にするために用いられる。

C.2.3 密封装置のガスケット及び溶接部

1. ガスケット

三次蓋及びリリーフバルブカバープレートには、(イ)-第 C.12 図及び(イ)-第 C.13 図に示すように EPDM 製の O リングが同心円状に設けられている。ガスケットの寸法は(イ)-第 C.2 表に示すとおりである。

ガスケットは輸送容器の製作中に気密漏えい試験を行ってその健全性が確認される。

EPDM 製の O リングは、その耐熱性 (B. 4.6 及び B. 5.6) 及び耐寒性 (A. 4.2) により、一般及び特別の試験条件並びに最低使用温度でも蓋の密封性を保つことができる。

2. 溶接部（胴と底板を溶接する場合）

密封境界に係る溶接部は、胴と底板である。胴と底板は、金属キャスク構造規格等に準拠して実施した溶接施工法確認試験に合格した施工法に従って溶接施工される。

溶接部は製作中に放射線透過試験又は浸透探傷試験等を行ってその健全性が確認される。

C.2.4 蓋

三次蓋には、一般及び特別の試験条件の温度、圧力に耐える強度を備え、かつ、密封性を保つことのできるOリングを設けている。三次蓋の密封性を保つため、蓋ボルトを適切なトルクで締付ける。

C.3 一般の試験条件

一般の試験条件において密封装置の構造強度が維持され機能が損なわれないことはA.5により確認している。また、B.4.6に示すように一般の試験条件における三次蓋と胴で構成される密封容器の圧力（以下「三次蓋－胴内圧力」という。）は、0.0822 MPaであり、設計評価期間中のヘリウムの内部への漏えいを考慮しても0.097 MPa未満である。したがって、一般の試験条件において密封装置の加圧を考慮しても三次蓋－胴内圧力は負圧である。また、一般の試験条件において密封装置は健全であり漏えいはない。このように漏えいはないが、仮に密封境界の内部の圧力が大気圧の上限值0.105 MPa、外気圧が大気圧の下限值0.097 MPaであると仮定し、一般の試験条件における放射性物質漏えい率の基準を満足することを確認する。

C.3.1 放射性物質の漏えい

1. 核分裂生成ガス

一般の試験条件において燃料棒の破損がないことはA.5により確認されているが、ここでは全収納物の0.1%の燃料棒の密封性が失われたとし、燃料が有する放射性物質が(ρ)-第C.1表に示す割合及び量で三次蓋－胴内雰囲気中に放出されると仮定する。なお、密封解析の対象とする燃料は、(イ)-第D.4表に示す放射能強度とする。

(ρ)-第C.1表 放射性物質の放出率

主要核種	収納放射能量 (TBq)	破損率 (%)	放出率 (%)	A ₂ 値 (TBq)	放出放射能量 (A ₂ 値比)	放射性物質濃度 ^(注1) (A ₂ 値比/ref cm ³)
³ H	□	0.1	10 ¹⁾	40	□	8.53×10 ⁻¹¹
⁸⁵ Kr				10		5.03×10 ⁻⁹
合計		—	—	—		5.11×10 ⁻⁹

(注1) 三次蓋－胴内ガス体積は□ref cm³である。

2. 一般の試験条件におけるガス漏えい率

一般の試験条件におけるガス漏えい率は、漏えい試験における許容漏えい率 L_{Rt} に基づいて求める。

(1) 漏えい試験における許容漏えい率

密封解析の設計基準として設定した許容漏えい率 L_{Rt} は、輸送容器の三次蓋の被検査部の漏えい率として (p)-第 C.2 表 に示す値とする。なお、表中の各項目の添え字の 0 は、漏えい試験条件を示す。

(p)-第 C.2 表 許容漏えい率及び漏えい試験条件

項目		密封境界 (三次蓋及びリリーフバルブカバープレート)
L_{Rt} : 許容漏えい率 (ref cm ³ /s)		2×10^{-3}
圧力条件	$P_{u,0}$: 上流側圧力 (MPa·abs)	0.760
	$P_{d,0}$: 下流側圧力 (MPa·abs)	0.101 (大気圧)
T_0 : 温度 (K)		298.15
$L_{u,0}$: 漏えい試験時のガス漏えい率 (cm ³ /s at $P_{u,0}$, T_0)		2.66×10^{-4}

(2) 一般の試験条件におけるガス漏えい率

密封装置の漏えい孔径は、許容漏えい率に基づいて、以下の漏えい計算式により求める。なお、(1)～(6)式中の添え字の i は試験条件を表し、 $i=0$: 漏えい試験条件、 $i=1$: 一般の試験条件を表す。

$$L_{u,i} = (F_{c,i} + F_{m,i}) (P_{u,i} - P_{d,i}) \left(\frac{P_{a,i}}{P_{u,i}} \right)^2 \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

$L_{u,i}$: 圧力 $P_{u,i}$ における漏えい率 (cm³/s at $P_{u,i}$, T_i)

$F_{c,i}$: 連続流の流動伝導係数 (cm³/(MPa·s))

$$F_{c,i} = \frac{\pi}{128} \times \frac{D_i^4}{a_i \mu_i} \dots \dots \dots (2)$$

$F_{m,i}$: 自由分子流の流動伝導係数 (cm³/(MPa·s))

$$F_{m,i} = \frac{\sqrt{2\pi R_0}}{6} \times \frac{D_i^3 \sqrt{\frac{T_i}{M}}}{a_i P_{a,i}} \dots \dots \dots (3)$$

$P_{u,i}$: 上流側の圧力 (MPa)

$P_{d,i}$: 下流側の圧力 (MPa)

$$P_{a,i} = \frac{1}{2}(P_{u,i} + P_{d,i}) \quad \dots \dots \dots (4)$$

$P_{a,i}$: 流れの平均圧力 (MPa)

ただし、

D_i : 漏えい孔径 (cm)

a_i : 漏えい孔長 (cm)

μ_i : 粘性係数 (MPa・s)

R_0 : 気体定数 (8.3144598×10^7 erg/(mol・K))⁴⁾

T_i : 流体の温度 (K)

M : 流体の分子量

また、漏えい試験条件において、 $L_{u,i}$ は次式で与えられる。

$$L_{u,i} = L_{RT} \left(\frac{P_s T_i}{P_{u,i} T_s} \right) \quad \dots \dots \dots (5)$$

ここで、

L_{RT} : 許容漏えい率(2箇所) (ref cm³/s)

P_s : 基準圧力 (0.101 MPa)

T_s : 基準温度 (298.15 K)

一般の試験条件におけるガス漏えい率は、漏えい孔が漏えい試験時の漏えい孔径を維持するとして、上記の漏えい計算式により求める。

また、次式により上記のガス漏えい率 ($L_{u,i}$) を 25 °C、0.101 MPa (1 atm) の標準状態における漏えい率 $L_{x,i}$ に換算する。

$$L_{x,i} = L_{u,i} \left(\frac{P_{u,i} T_s}{P_s T_i} \right) \quad \dots \dots \dots (6)$$

一般の試験条件におけるガス漏えい率を(ロ)-第C.3表に示す。

(ロ)-第 C.3 表 一般の試験条件におけるガス漏えい率

項目 (注1)	部位	密封境界	
		三次蓋	リリースバルブ カバープレート
$P_{u,1}$: 上流側圧力 (MPa)		0.105	
$P_{d,1}$: 下流側圧力 (MPa)		0.097	
T_1 : 流体の温度 (K)		383.15 (注2)	
a_1 : 漏えい孔長 (cm)		<input type="text"/> (注3)	<input type="text"/> (注3)
D_1 : 漏えい孔径 (cm)		<input type="text"/>	
$L_{u,1}$: 一般の試験条件におけるガス漏えい率 (cm^3/s at $P_{u,1}$, T_1)		5.95×10^{-6}	6.50×10^{-6}
$L_{x,1}$: 一般の試験条件におけるガス漏えい率 (cm^3/s at 0.101 MPa, 25 °C)		4.82×10^{-6} ($1.73 \times 10^{-2} \text{ cm}^3/\text{h}$)	5.26×10^{-6} ($1.89 \times 10^{-2} \text{ cm}^3/\text{h}$)

(注1) 各項目の添え字の1は、一般の試験条件 (i=1) を示す。

(注2) 三次蓋ガスケット部温度

(注3) Oリングの断面直径を採用

3. 一般の試験条件における放射性物質の漏えい率

一般の試験条件における放射性物質の漏えい率は、(ロ)-第 C.1 表に示す密封装置内にガス状で存在する核種の放射性物質濃度と前項で求めた一般の試験条件におけるガス漏えい率 ($L_{x,1}$) を乗じて求められる。

なお、ここでは保守的に漏えい率の大きいリリースバルブカバープレートにおけるガス漏えい率を用いて評価する。

一般の試験条件における放射性物質濃度を用いて求めたガス中の放射性物質の漏えい率、基準値 A_2 値 $\times 10^{-6}/\text{h}$ 及び漏えい率と基準値との比率を(ロ)-第 C.4 表に示す。密封装置からの放射性物質の1時間当りの漏えい量と各核種の基準値 A_2 値 $\times 10^{-6}/\text{h}$ との比率の合計は1よりも小さい。

(ロ)-第 C.4 表 一般の試験条件におけるガス中の放射性物質の漏えい率

核種	放射性物質漏えい率 (Bq/h)	基準値 : A_2 値 $\times 10^{-6}/\text{h}$ (Bq/h)	比率
^3H	6.46×10^1	4×10^7	1.62×10^{-6}
^{85}Kr	9.52×10^2	1×10^7	9.52×10^{-5}
		合計	9.68×10^{-5}

C.3.2 密封装置の加圧

密封装置の加圧は、密封装置内のガスの温度上昇及び設計評価期間中の一次蓋と二次蓋間に充填されているヘリウムのキャスク本体内部への漏えいにより生じる。さらに、全収納物の 0.1 %の燃料棒の密封機能が失われ核分裂生成ガスがキャスク本体内部に放出されたと仮定しても、三次蓋と胴で構成される密封装置内の圧力は負圧に維持される。

C.3.3 冷却材汚染

輸送容器は、冷却水を用いない乾式タイプであり、冷却材は使用しない。

C.3.4 冷却材損失

輸送容器は、冷却水を用いない乾式タイプであり、冷却材は使用しない。したがって、冷却材の損失はない。また、密封装置にはベント装置はない。

C.4 特別の試験条件

特別の試験条件において密封装置の構造強度が維持され機能が損なわれないことはA.6により確認している。また、B.5.6に示すように特別の試験条件における三次蓋－胴内圧力は、0.330 MPaである。

C.4.1 核分裂生成ガス

特別の試験条件において、安全側に全燃料棒の密封性が失われたと仮定し、燃料が有する放射性物質が(□)-第C.5表に示す割合及び量で三次蓋－胴内雰囲気中に放出されると仮定する。

(□)-第C.5表 放射性物質の放出率

主要核種	収納放射能量 (TBq)	放出率(%)	A ₂ 値 ^(注1) (TBq)	放出放射能量 (A ₂ 値比)	放射性物質濃度 ^(注2) (A ₂ 値比/ref cm ³)
³ H	□	10 ¹⁾	40	□	2.96 × 10 ⁻⁸
⁸⁵ Kr			100		1.75 × 10 ⁻⁷
合計		—	—		2.04 × 10 ⁻⁷

(注1) ⁸⁵Kr については A₂ 値の 10 倍である。

(注2) 三次蓋－胴内ガス体積は □ ref cm³ である。

C.4.2 放射性物質の漏えい

1. 特別の試験条件におけるガス漏えい率

特別の試験条件におけるガス漏えい率は、(1)～(6)式に特別の試験条件下の圧力、温度条件、ガス物性値及び漏えい孔寸法を代入して求められる。

特別の試験条件におけるガス漏えい率を(□)-第C.6表に示す。

(ロ)-第 C.6 表 特別の試験条件におけるガス漏えい率

項目 ^(注1)	部位	密封境界	
		三次蓋	リリースバルブ カバープレート
$P_{u,2}$: 上流側圧力 (MPa)		0.330	
$P_{d,2}$: 下流側圧力 (MPa)		0.097	
T_2 : 流体の温度 (K)		468.15 ^(注2)	
a_2 : 漏えい孔長 (cm)		<input type="text"/> ^(注3)	<input type="text"/> ^(注3)
D_2 : 漏えい孔径 (cm)		<input type="text"/>	
$L_{u,2}$: 特別の試験条件におけるガス漏えい率 (cm^3/s at $P_{u,2}$, T_2)		8.96×10^{-5}	9.50×10^{-5}
$L_{x,2}$: 特別の試験条件におけるガス漏えい率 (cm^3/s at 0.101 MPa, 25 °C)		1.87×10^{-4} ($1.13 \times 10^2 \text{ cm}^3/\text{week}$)	1.98×10^{-4} ($1.20 \times 10^2 \text{ cm}^3/\text{week}$)

(注1)各項目の添え字の2は、特別の試験条件 (i=2) を示す。

(注2)三次蓋ガスケット部温度

(注3)Oリングの断面直径を採用

2. 特別の試験条件における放射性物質の漏えい率

特別の試験条件における放射性物質の漏えい率は、(ロ)-第 C.5 表に示す密封装置内にガス状態で存在する核種の放射性物質濃度と前項で求めた特別の試験条件におけるガス漏えい率 ($L_{x,2}$) を乗じて求められる。

なお、ここでは保守的に漏えい率の大きいリリースバルブカバープレートにおけるガス漏えい率を用いて評価する。

特別の試験条件における放射性物質濃度を用いて求めたガス中の放射性物質の漏えい率、基準値 A_2 値/week 及び漏えい率と基準値との比率を(ロ)-第 C.7 表に示す。密封装置からの放射性物質の1週間当りの漏えい量と各核種の基準値 A_2 値/week との比率の合計は1よりも小さい。

(ロ)-第 C.7 表 特別の試験条件におけるガス中の放射性物質の漏えい率

核種	放射性物質漏えい率 (Bq/week)	基準値 : A_2 値/week (Bq/week)	比率
^3H	1.42×10^8	4×10^{13}	3.55×10^{-6}
^{85}Kr	2.09×10^9	1×10^{14}	2.09×10^{-5}
		合計	2.45×10^{-5}

C.5 結果の要約及びその評価

密封解析の評価結果は以下に示すとおりであり、輸送容器の密封性能は規則及び告示に定められる BM 型輸送物に係る技術上の基準に適合する。

1. 密封装置

輸送容器の主な密封装置は、胴、三次蓋及びリリーフバルブカバープレートで構成されている。この密封装置は、一般及び特別の試験条件に対して十分な強度を有し、また、ガスケットの密封機能が損なわれることはない。

2. 一般の試験条件

(1) 放射性物質の漏えい

輸送物は一般の試験条件では負圧を維持するため、放射性物質の環境への漏えいはないが、三次蓋－胴内圧力が大気圧上限値まで上昇し、その後大気圧下限値の環境下に置かれたとしても、一般の試験条件における放射性物質の漏えい率と基準値との比率の合計は最大 9.68×10^{-5} であり、放射性物質の漏えい率は基準値 A_2 値 $\times 10^{-6}/h$ を満足する。

(2) 密封装置の加圧

密封装置の加圧は、主に密封装置の内部ガスの温度上昇による。A.5 に示したようにこの加圧により密封機能が損なわれるような変形は生じない。

3. 特別の試験条件

特別の試験条件における放射性物質の漏えい率と基準値との比率の合計は最大 2.45×10^{-5} であり、放射性物質の漏えい率は基準値 A_2 値/week を満足する。

C.6 付属書類

C.6.1 参考文献

- 1) (一社)日本原子力学会, 「使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準:2013」, (2014).
- 2) American National Standards Institute, Inc., “American National Standard for Radioactive Materials - Leakage Tests on Packages for Shipment”, ANSI N14.5-2014, (2014).
- 3) International Organization for Standardization, “Safe transport of radioactive materials - Leakage testing on packages”, ISO 12807, (1996).
- 4) 自然科学研究機構 国立天文台, 「理科年表(平成28年度版)」, (2015).

(v) 章 D 遮 蔽 解 析

D. 遮蔽解析

D.1 概要

本輸送容器の主要なガンマ線遮蔽材は、(イ)-第C.5図及び(イ)-第C.6図に示すとおり、側部方向には胴及び外筒の炭素鋼であり、軸方向には胴（底部）及び蓋の炭素鋼等である。主要な中性子遮蔽材は、側部方向の胴と外筒間のレジンであり、軸方向の底部及び蓋部のレジンである。また、側部方向の胴及び外筒の炭素鋼、軸方向の胴（底部）及び蓋の炭素鋼等もその役目をする。

線源としては核分裂生成物、アクチノイドによる線源及び構造材の放射化による線源を考えた。線源強度は、ORIGEN2.2UPJ コード¹⁾ 及び放射化計算式により連続照射を仮定して求めた。また、ORIGEN2.2UPJ コードによる線源強度計算で用いるライブラリは、ORIGEN2.2UPJ コード内蔵のPWRU50 及びPWRU のデータを使用した。

一般の試験条件下及び特別の試験条件下においては、想定される輸送容器及び収納物の状態を考慮して線量当量率を評価した。

線量当量率の計算には、DOT3.5 コード²⁾ を用いた。また、線量当量率評価で用いる断面積ライブラリは、JENDL-3.3 に基づく断面積ライブラリ MATXSLIB-J33（以下、「MATXSLIB-J33」という。）のデータ³⁾ を使用した。

これらの計算から得られた線量当量率は、規則及び告示で定められた基準を満足する。

D.2 線源仕様

線源強度の計算に用いる燃焼度、照射日数、初期濃縮度及び冷却日数を(ロ)-第D.1表に示す。

線源強度の計算は(ロ)-第D.1表に示した平均比出力で連続照射したものとして行った。

なお、バーナブルポイズン集合体は中央部12体に挿入されているものとした。

(ロ)-第D.2表に燃料集合体の種類と型式ごとの線源強度を示す。(ロ)-第D.2表より、燃料有効部ガンマ線源強度及び燃料有効部中性子源強度が高い17×17燃料48,000MWd/t型（A型）を収納した場合を対象として遮蔽解析を実施した。

(ロ)-第 D.1 表 収納物の線源計算条件

燃料集合体の 種類と型式		中央部				外周部			
		17×17 燃料							
		48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型		48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型	
		A型	B型	A型	B型	A型	B型	A型	B型
条件									
燃焼度 (MWd/t)									
照射日数 (日)	使用済燃料集合体								
	バーナブルポイズン 集合体								
平均比出力 ^(注1) (MW/t)		38.4							
初期濃縮度 ^(注2) (wt%)									
冷却日数 (日)	使用済燃料集合体								
	バーナブルポイズン 集合体								
ウラン重量 (kg/体)									

(注1) 比出力は定格出力に相当する炉平均値を用いた。

(注2) 初期濃縮度は最低濃縮度とした。

(ロ)-第D.2表 燃料集合体の種類と型式ごとの線源強度

(輸送物1基当たり)

放射線種類	燃料集合体の種類と型式		17×17燃料 48,000MWd/t型 ^(注1)		17×17燃料 39,000MWd/t型 ^(注2)	
	A型	B型	A型	B型	A型	B型
燃料有効部ガンマ線 (photons/s)	1.073×10^{17}	1.007×10^{17}	9.067×10^{16}	8.518×10^{16}		
構造材放射化ガンマ線 ^(注3) (⁶⁰ Co TBq)	5.922×10^2	6.024×10^2	5.801×10^2	5.736×10^2		
燃料有効部中性子 ^(注4) (n/s)	1.205×10^{10}	1.120×10^{10}	8.408×10^9	7.811×10^9		

(注1) 中央部12体の燃焼度を MWd/t、外周部12体の燃焼度を MWd/t とした輸送物1基当たりの線源強度である。

(注2) 中央部12体及び外周部12体の燃焼度を全て MWd/t とした輸送物1基当たりの線源強度である。

(注3) バーナブルポイズン集合体の放射化線源を考慮した値である。

(注4) 記載値は実効増倍率 k_{eff} を考慮した全中性子源強度とした。

D.2.1 ガンマ線源

1. 燃料有効部のガンマ線源

燃料有効部のガンマ線源は、核分裂生成物及びアクチノイドによるものである。ガンマ線源強度の計算は、ORIGEN2.2UPJ コードを用いて行った。計算においては、付属書類 D.6.1 に示す軸方向の燃焼度分布を考慮した。

燃料有効部のエネルギーごとのガンマ線源強度を (ロ)-第 D.3 表 に示す。

(ロ)第 D.3 表 燃料有効部のエネルギーごとのガンマ線源強度

(輸送物 1 基当たり)

エネルギー 群数	平均エネルギー (MeV)	燃料有効部 (photons/s)		
		中央部	外周部	合計
1	0.01	1.433×10^{16}	1.337×10^{16}	2.770×10^{16}
2	0.025	2.888×10^{15}	2.710×10^{15}	5.599×10^{15}
3	0.0375	3.729×10^{15}	3.445×10^{15}	7.174×10^{15}
4	0.0575	2.903×10^{15}	2.725×10^{15}	5.628×10^{15}
5	0.085	1.636×10^{15}	1.528×10^{15}	3.165×10^{15}
6	0.125	1.581×10^{15}	1.445×10^{15}	3.027×10^{15}
7	0.225	1.363×10^{15}	1.275×10^{15}	2.637×10^{15}
8	0.375	5.802×10^{14}	5.452×10^{14}	1.125×10^{15}
9	0.575	2.481×10^{16}	2.278×10^{16}	4.759×10^{16}
10	0.85	1.142×10^{15}	1.003×10^{15}	2.145×10^{15}
11	1.25	7.743×10^{14}	6.784×10^{14}	1.453×10^{15}
12	1.75	2.373×10^{13}	2.089×10^{13}	4.463×10^{13}
13	2.25	1.395×10^{10}	1.289×10^{10}	2.684×10^{10}
14	2.75	6.962×10^9	5.818×10^9	1.278×10^{10}
15	3.5	6.777×10^8	5.046×10^8	1.182×10^9
16	5.0	2.157×10^8	1.477×10^8	3.634×10^8
17	7.0	2.487×10^7	1.703×10^7	4.190×10^7
18	9.5	2.857×10^6	1.957×10^6	4.814×10^6
合計		5.576×10^{16}	5.152×10^{16}	1.073×10^{17}

2. 放射化線源

燃料集合体構造材の放射化によるガンマ線源のうち、容器外部の線量当量率に寄与するものは、構造材中に含まれる ^{59}Co の (n, γ) 反応により生じる ^{60}Co が大部分である。

^{60}Co の放射化線源強度は次式を用いて求めた。

$$A = N_0 \sigma \phi \{1 - \exp(-\lambda T_1)\} \times \exp(-\lambda T_2)$$

ここで、

A : 放射化核種 (^{60}Co) の放射能 (Bq)

N_0 : ターゲット核種 (^{59}Co) の個数 (atoms)

σ : 2200 m/s の中性子による ^{59}Co の (n, γ) 反応断面積 (cm^2)

$$(37.2 \text{ barn} = 37.2 \times 10^{-24} \text{ cm}^2) \quad 4)$$

ϕ : 炉内照射熱中性子束 ($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$) (注)

λ : ^{60}Co の崩壊定数 ($3.6001 \times 10^{-4}/\text{日}$)

T_1 : 照射日数 (日)

T_2 : 冷却日数 (日)

線源強度の計算にあたって、燃料集合体構造材のガンマ線源強度は、上部ノズル部、上部プレナム部、燃料有効部、下部プレナム部及び下部ノズル部の5領域に分けて求める。

^{60}Co の放射化線源強度計算結果を (ロ)-第D.4表 に示す。

なお、 ^{60}Co は1崩壊で1.17MeVと1.33MeVのガンマ線を1個ずつ放出するものとした。

(注) 炉設計コードによる炉心計算で求められた軸方向炉内中性子束分布の典型例により放射化評価部位での熱中性子束を求めた。

(ロ)-第 D. 4 表 燃料集合体構造材の放射化によるガンマ線源強度

(輸送物 1 基当たり)

モデル化領域	燃料集合体構造材の線源強度 (^{60}Co TBq)		
	中央部 (注)	外周部	合計
上部ノズル部	9.676×10^0 (5.339×10^0)	4.046×10^0	1.372×10^1 (5.339×10^0)
上部プレナム部	4.126×10^1 (6.583×10^0)	3.235×10^1	7.361×10^1 (6.583×10^0)
燃料有効部	3.356×10^2 (1.939×10^2)	1.322×10^2	4.678×10^2 (1.939×10^2)
下部プレナム部	6.278×10^0	5.857×10^0	1.214×10^1
下部ノズル部	1.288×10^1	1.201×10^1	2.489×10^1

(注)燃料集合体構造材及びバーナブルポイズン集合体の放射化によるガンマ線源強度の合計値 (() 内はバーナブルポイズン集合体の放射化によるガンマ線源強度)

D.2.2 中性子源

燃料中には中性子源となるアクチノイドが生成される。これらの核種から中性子が発生する反応は、自発核分裂及び (α, n) 反応である。一次中性子源強度の計算は、ORIGEN2.2UPJコードを用いて行った。計算においては、付属書類D.6.1に示す軸方向の燃焼度分布を考慮した。

体系の増倍効果を考慮した全中性子源強度 (N_s) は次式で求めた。

$$N_s = N_o / (1 - k_{eff})$$

ここで、

N_o : 輸送物1基当りの一次中性子源強度

k_{eff} : 使用済燃料を収納した場合の輸送物の実効増倍率

ここでは乾燥状態において使用済燃料を収納した場合の輸送物の k_{eff} を考慮した。

解析に用いた中性子源強度を(□)-第D.5表に示す。

上記の中性子源強度のうち大部分は、 ^{244}Cm の自発核分裂線源及び増倍による ^{235}U 及び ^{239}Pu の核分裂線源であり、 (α, n) 反応による線源はわずかである。

そこで、計算に用いる線源のエネルギースペクトルは、線源強度に支配的な核分裂線源のうち最もスペクトルが硬い ^{239}Pu の核分裂スペクトルとした。計算に使用する ^{239}Pu の核分裂スペクトルを(□)-第D.6表に示す。

(□)-第D.5表 中性子源強度

(輸送物1基当たり)

		燃料有効部		
		中央部	外周部	合計
一次中性子源強度 N_o (n/s)	(α, n) 反応	9.369×10^7	7.472×10^7	1.684×10^8
	自発核分裂	4.909×10^9	3.360×10^9	8.269×10^9
	合計	5.003×10^9	3.435×10^9	8.437×10^9
輸送物の実効増倍率 k_{eff} (注)		0.30		
全中性子源強度 N_s (n/s)		7.147×10^9	4.907×10^9	1.205×10^{10}

(注)ORIGEN2.2UPJコードにより、燃焼に伴う核分裂性物質の減少及びポイズンとなる核分裂生成物の生成量を求め、これらを考慮した核種組成を用いて臨界解析に示す手法と同一手法(KENO-VIコード)により評価して得られた値である。

(ロ)-第D.6表 中性子源スペクトル (1/5)

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^(注)
1	1.964×10^7	0.0
2	1.733×10^7	7.107×10^{-6}
3	1.691×10^7	7.117×10^{-6}
4	1.649×10^7	2.368×10^{-5}
5	1.568×10^7	3.835×10^{-5}
6	1.492×10^7	2.686×10^{-5}
7	1.455×10^7	3.351×10^{-5}
8	1.419×10^7	4.165×10^{-5}
9	1.384×10^7	5.111×10^{-5}
10	1.350×10^7	1.392×10^{-4}
11	1.284×10^7	1.018×10^{-4}
12	1.252×10^7	1.017×10^{-4}
13	1.221×10^7	2.917×10^{-4}
14	1.162×10^7	4.082×10^{-4}
15	1.105×10^7	5.613×10^{-4}
16	1.051×10^7	7.571×10^{-4}
17	1.000×10^7	1.002×10^{-3}
18	9.512×10^6	1.303×10^{-3}
19	9.048×10^6	1.668×10^{-3}
20	8.607×10^6	2.101×10^{-3}
21	8.187×10^6	2.608×10^{-3}
22	7.788×10^6	3.191×10^{-3}
23	7.408×10^6	3.853×10^{-3}
24	7.047×10^6	4.592×10^{-3}
25	6.703×10^6	1.708×10^{-3}
26	6.592×10^6	3.698×10^{-3}
27	6.376×10^6	6.293×10^{-3}
28	6.065×10^6	7.243×10^{-3}
29	5.770×10^6	8.251×10^{-3}
30	5.488×10^6	9.302×10^{-3}
31	5.221×10^6	1.039×10^{-2}
32	4.966×10^6	1.151×10^{-2}
33	4.724×10^6	1.263×10^{-2}
34	4.493×10^6	2.859×10^{-2}
35	4.066×10^6	3.286×10^{-2}

(注)²³⁹Puの核分裂スペクトルをMATXS-LIB-J33の中性子175群構造に振り分けたものである。

(ロ)-第D.6表 中性子源スペクトル (2/5)

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^(注)
36	3.679×10^6	3.674×10^{-2}
37	3.329×10^6	1.965×10^{-2}
38	3.166×10^6	2.042×10^{-2}
39	3.012×10^6	2.108×10^{-2}
40	2.865×10^6	2.165×10^{-2}
41	2.725×10^6	2.214×10^{-2}
42	2.592×10^6	2.252×10^{-2}
43	2.466×10^6	1.517×10^{-2}
44	2.385×10^6	3.833×10^{-3}
45	2.365×10^6	3.812×10^{-3}
46	2.346×10^6	7.657×10^{-3}
47	2.307×10^6	1.535×10^{-2}
48	2.231×10^6	2.310×10^{-2}
49	2.123×10^6	2.312×10^{-2}
50	2.019×10^6	2.305×10^{-2}
51	1.921×10^6	2.290×10^{-2}
52	1.827×10^6	2.267×10^{-2}
53	1.738×10^6	2.236×10^{-2}
54	1.653×10^6	2.200×10^{-2}
55	1.572×10^6	2.160×10^{-2}
56	1.496×10^6	2.115×10^{-2}
57	1.423×10^6	2.059×10^{-2}
58	1.353×10^6	2.010×10^{-2}
59	1.287×10^6	1.947×10^{-2}
60	1.225×10^6	1.892×10^{-2}
61	1.165×10^6	1.827×10^{-2}
62	1.108×10^6	3.460×10^{-2}
63	1.003×10^6	1.367×10^{-2}
64	9.616×10^5	1.834×10^{-2}
65	9.072×10^5	1.502×10^{-2}
66	8.629×10^5	1.437×10^{-2}
67	8.209×10^5	1.372×10^{-2}
68	7.808×10^5	1.309×10^{-2}
69	7.427×10^5	1.247×10^{-2}
70	7.065×10^5	1.186×10^{-2}

(注)²³⁹Puの核分裂スペクトルをMATXS-LIB-J33の中性子175群構造に振り分けたものである。

(ロ)-第D.6表 中性子源スペクトル (3/5)

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^(注)
71	6.721×10^5	1.127×10^{-2}
72	6.393×10^5	1.070×10^{-2}
73	6.081×10^5	1.014×10^{-2}
74	5.784×10^5	9.605×10^{-3}
75	5.502×10^5	9.086×10^{-3}
76	5.234×10^5	8.591×10^{-3}
77	4.979×10^5	1.576×10^{-2}
78	4.505×10^5	1.401×10^{-2}
79	4.076×10^5	6.397×10^{-3}
80	3.877×10^5	6.017×10^{-3}
81	3.688×10^5	1.097×10^{-2}
82	3.337×10^5	9.670×10^{-3}
83	3.020×10^5	1.040×10^{-3}
84	2.985×10^5	3.887×10^{-4}
85	2.972×10^5	7.998×10^{-4}
86	2.945×10^5	2.159×10^{-3}
87	2.873×10^5	4.115×10^{-3}
88	2.732×10^5	7.463×10^{-3}
89	2.472×10^5	3.378×10^{-3}
90	2.352×10^5	3.160×10^{-3}
91	2.237×10^5	2.955×10^{-3}
92	2.128×10^5	2.763×10^{-3}
93	2.024×10^5	2.581×10^{-3}
94	1.926×10^5	2.411×10^{-3}
95	1.832×10^5	2.254×10^{-3}
96	1.742×10^5	2.100×10^{-3}
97	1.657×10^5	1.964×10^{-3}
98	1.576×10^5	1.828×10^{-3}
99	1.500×10^5	1.709×10^{-3}
100	1.426×10^5	1.590×10^{-3}
101	1.357×10^5	1.485×10^{-3}
102	1.291×10^5	1.384×10^{-3}
103	1.228×10^5	1.287×10^{-3}
104	1.168×10^5	1.202×10^{-3}
105	1.111×10^5	2.653×10^{-3}

(注)²³⁹Puの核分裂スペクトルをMATXS-LIB-J33の中性子175群構造に振り分けたものである。

(ロ)-第D.6表 中性子源スペクトル (4/5)

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル (注)
106	9.804×10^4	2.219×10^{-3}
107	8.652×10^4	7.446×10^{-4}
108	8.250×10^4	5.458×10^{-4}
109	7.950×10^4	1.324×10^{-3}
110	7.200×10^4	7.861×10^{-4}
111	6.738×10^4	1.744×10^{-3}
112	5.656×10^4	6.216×10^{-4}
113	5.248×10^4	8.958×10^{-4}
114	4.631×10^4	7.457×10^{-4}
115	4.087×10^4	8.384×10^{-4}
116	3.431×10^4	2.982×10^{-4}
117	3.183×10^4	3.831×10^{-4}
118	2.850×10^4	1.659×10^{-4}
119	2.700×10^4	1.020×10^{-4}
120	2.606×10^4	1.347×10^{-4}
121	2.479×10^4	6.373×10^{-5}
122	2.418×10^4	6.142×10^{-5}
123	2.358×10^4	1.712×10^{-4}
124	2.188×10^4	2.461×10^{-4}
125	1.931×10^4	3.741×10^{-4}
126	1.503×10^4	2.577×10^{-4}
127	1.171×10^4	7.100×10^{-5}
128	1.060×10^4	1.066×10^{-4}
129	9.119×10^3	1.222×10^{-4}
130	7.102×10^3	8.411×10^{-5}
131	5.531×10^3	5.787×10^{-5}
132	4.307×10^3	2.564×10^{-5}
133	3.707×10^3	1.416×10^{-5}
134	3.355×10^3	1.219×10^{-5}
135	3.035×10^3	1.050×10^{-5}
136	2.747×10^3	4.685×10^{-6}
137	2.613×10^3	4.348×10^{-6}
138	2.485×10^3	7.778×10^{-6}
139	2.249×10^3	6.696×10^{-6}
140	2.035×10^3	1.294×10^{-5}

(注) ^{239}Pu の核分裂スペクトルを MATXS-LIB-J33 の中性子 175 群構造に振り分けたものである。

(ロ)-第D.6表 中性子源スペクトル (5/5)

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^(注)
141	1.585×10^3	8.896×10^{-6}
142	1.234×10^3	6.116×10^{-6}
143	9.611×10^2	4.204×10^{-6}
144	7.485×10^2	2.890×10^{-6}
145	5.830×10^2	1.986×10^{-6}
146	4.540×10^2	1.365×10^{-6}
147	3.536×10^2	9.385×10^{-7}
148	2.754×10^2	6.450×10^{-7}
149	2.145×10^2	4.433×10^{-7}
150	1.670×10^2	3.047×10^{-7}
151	1.301×10^2	2.094×10^{-7}
152	1.013×10^2	1.439×10^{-7}
153	7.889×10^1	9.893×10^{-8}
154	6.144×10^1	6.799×10^{-8}
155	4.785×10^1	4.673×10^{-8}
156	3.727×10^1	3.201×10^{-8}
157	2.902×10^1	2.218×10^{-8}
158	2.260×10^1	1.517×10^{-8}
159	1.760×10^1	1.043×10^{-8}
160	1.371×10^1	7.168×10^{-9}
161	1.068×10^1	4.925×10^{-9}
162	8.315×10^0	3.385×10^{-9}
163	6.476×10^0	2.327×10^{-9}
164	5.044×10^0	1.599×10^{-9}
165	3.928×10^0	1.099×10^{-9}
166	3.059×10^0	7.657×10^{-10}
167	2.382×10^0	5.087×10^{-10}
168	1.855×10^0	3.568×10^{-10}
169	1.445×10^0	2.452×10^{-10}
170	1.125×10^0	1.686×10^{-10}
171	8.764×10^{-1}	1.158×10^{-10}
172	6.826×10^{-1}	7.961×10^{-11}
173	5.316×10^{-1}	5.472×10^{-11}
174	4.140×10^{-1}	1.060×10^{-10}
175	1.000×10^{-1}	1.427×10^{-11}

(注) ^{239}Pu の核分裂スペクトルを MATXS-LIB-J33 の中性子 175 群構造に振り分けたものである。

D.3 モデル仕様

D.3.1 解析モデル

遮蔽解析モデルは二次元 (R-Z) モデルとし、トラニオンのない方向の断面をモデル化した。

各試験条件下におけるモデル化は以下に示す条件を考慮した。

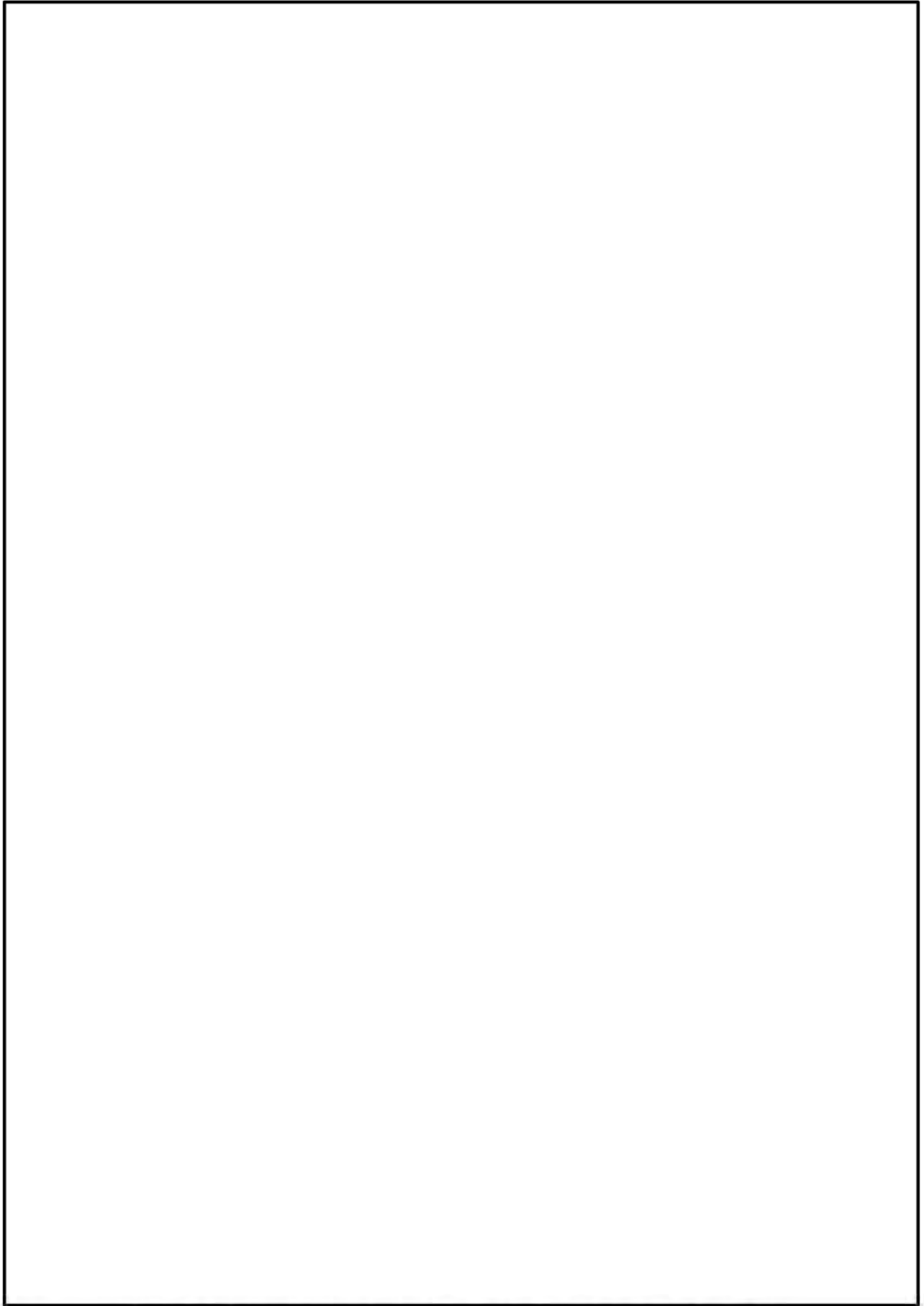
1. 通常輸送時及び一般の試験条件下

通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデルは、一般の試験条件下において 0.3 m 落下における緩衝体の変形を考慮すること以外は同一とし、以下の条件とした。

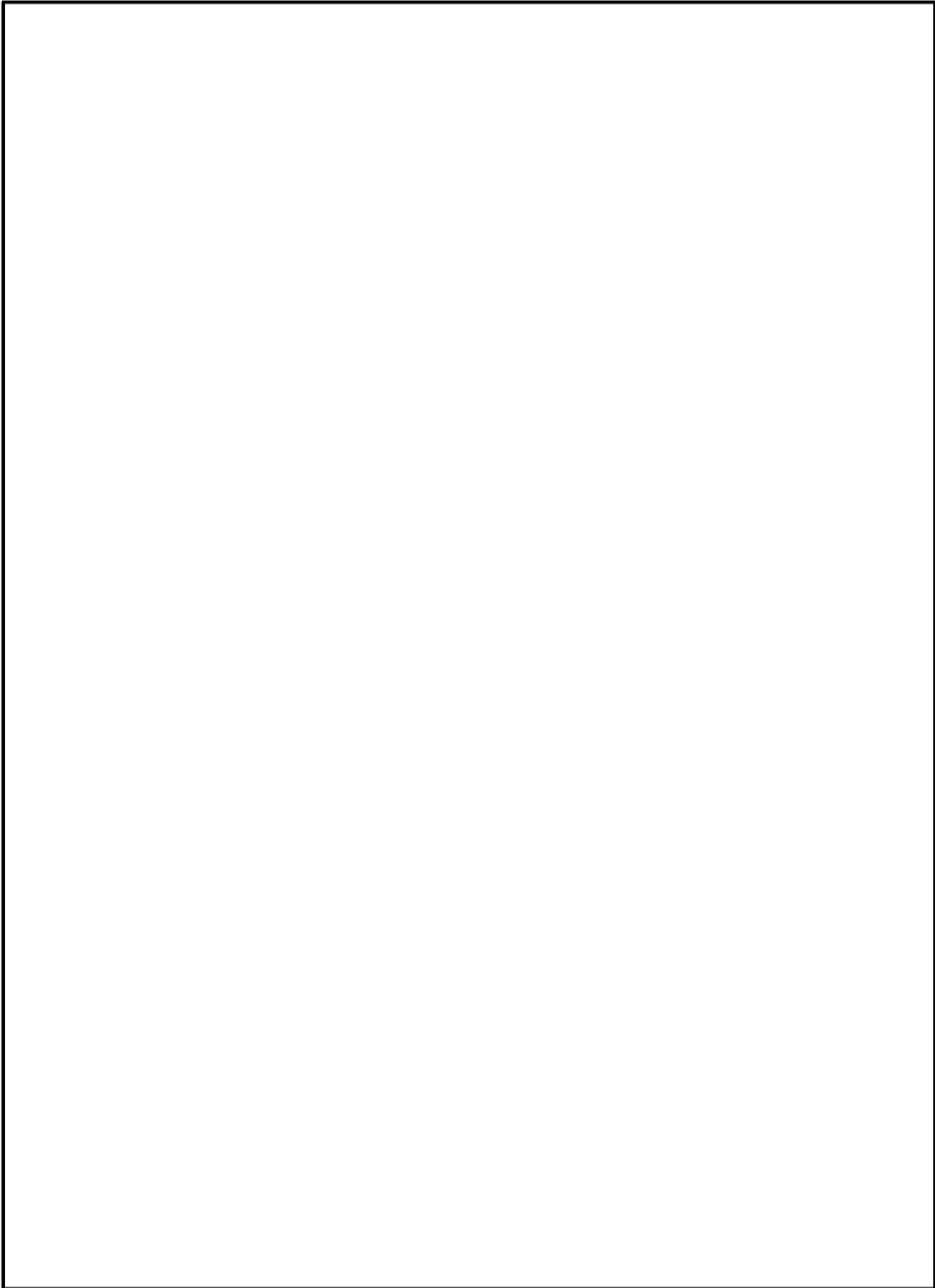
解析モデルを (a)-第 D.1 図に示す。

- ① 胴内での燃料集合体の軸方向の移動を考慮し、安全側に蓋方向、底部方向に移動したモデルとした。
- ② 緩衝体は、安全側に空気に置き換え、距離のみ考慮した。
- ③ 各部寸法はノミナル値とし、寸法公差は密度係数として考慮した。
- ④ 蓋部中性子遮蔽材、側部中性子遮蔽材及び底部中性子遮蔽材については保守側の仮定として、中性子遮蔽材の 2.5 % の質量減損を考慮した。
- ⑤ 燃料はバスケットと均質化した。ただし、上部ノズル部の上側についてはバスケット上端より露出するため、バスケットと均質化しない。
- ⑥ バスケットの外周部は均質化した。
- ⑦ バーナブルポイズン集合体の物性値は安全側に考慮しないモデルとした。

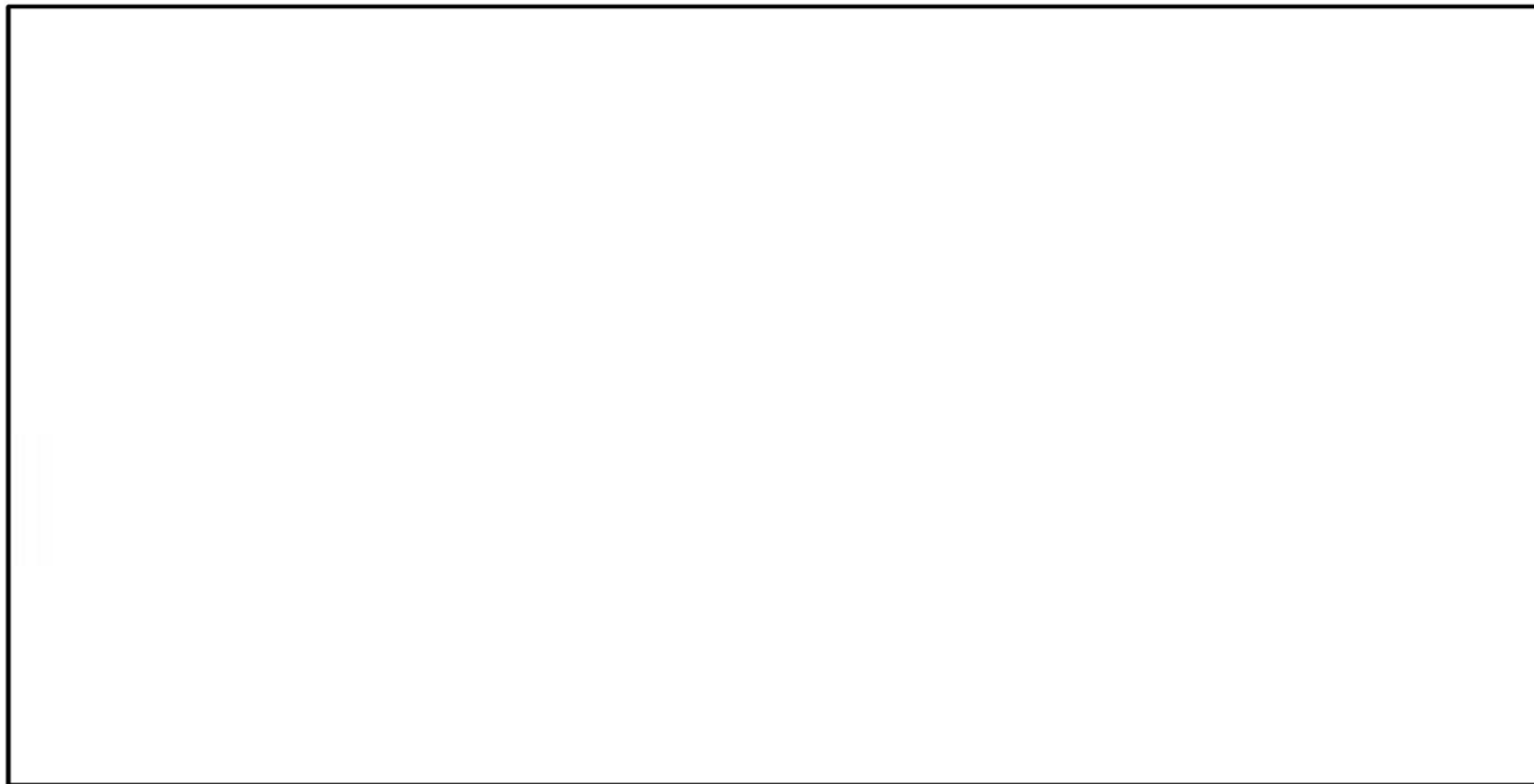
本輸送容器では、上部、下部トラニオンが燃料有効部近傍にあり、中性子ストリーミング箇所となっている。この箇所は上述のモデルに含まれないため、頭部及び底部モデルの当該部近傍の線束を用いて、トラニオン部を模擬したモデルとの線束接続計算により解析を行った。トラニオン部モデルを (a)-第 D.2 図に示す。



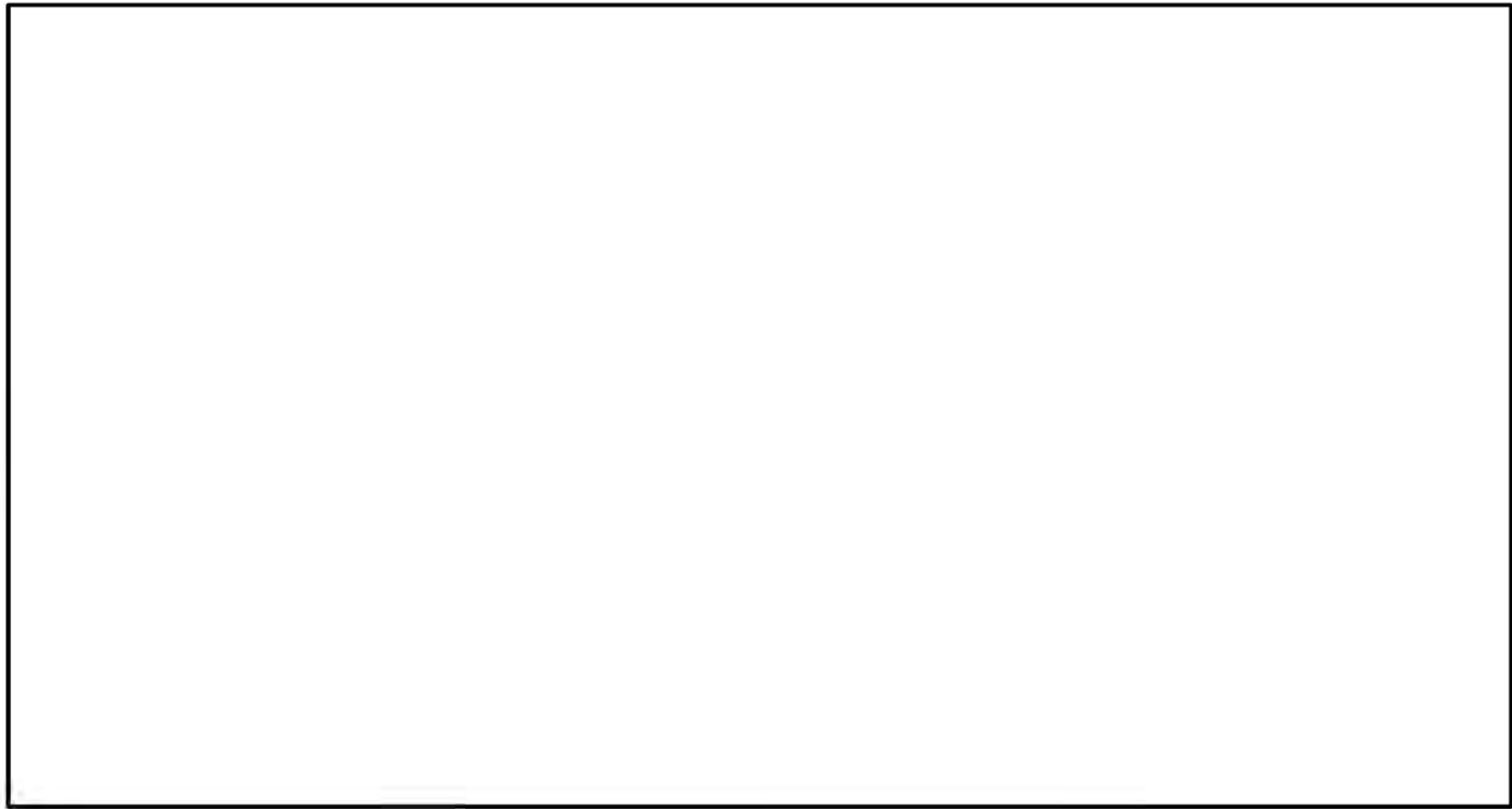
(ロ)-第D.1(a)図 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル (頭部)



(ロ)-第 D. 1(b) 図 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル (底部)



(a)-第D.2(a)図 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル (上部トラニオン部)

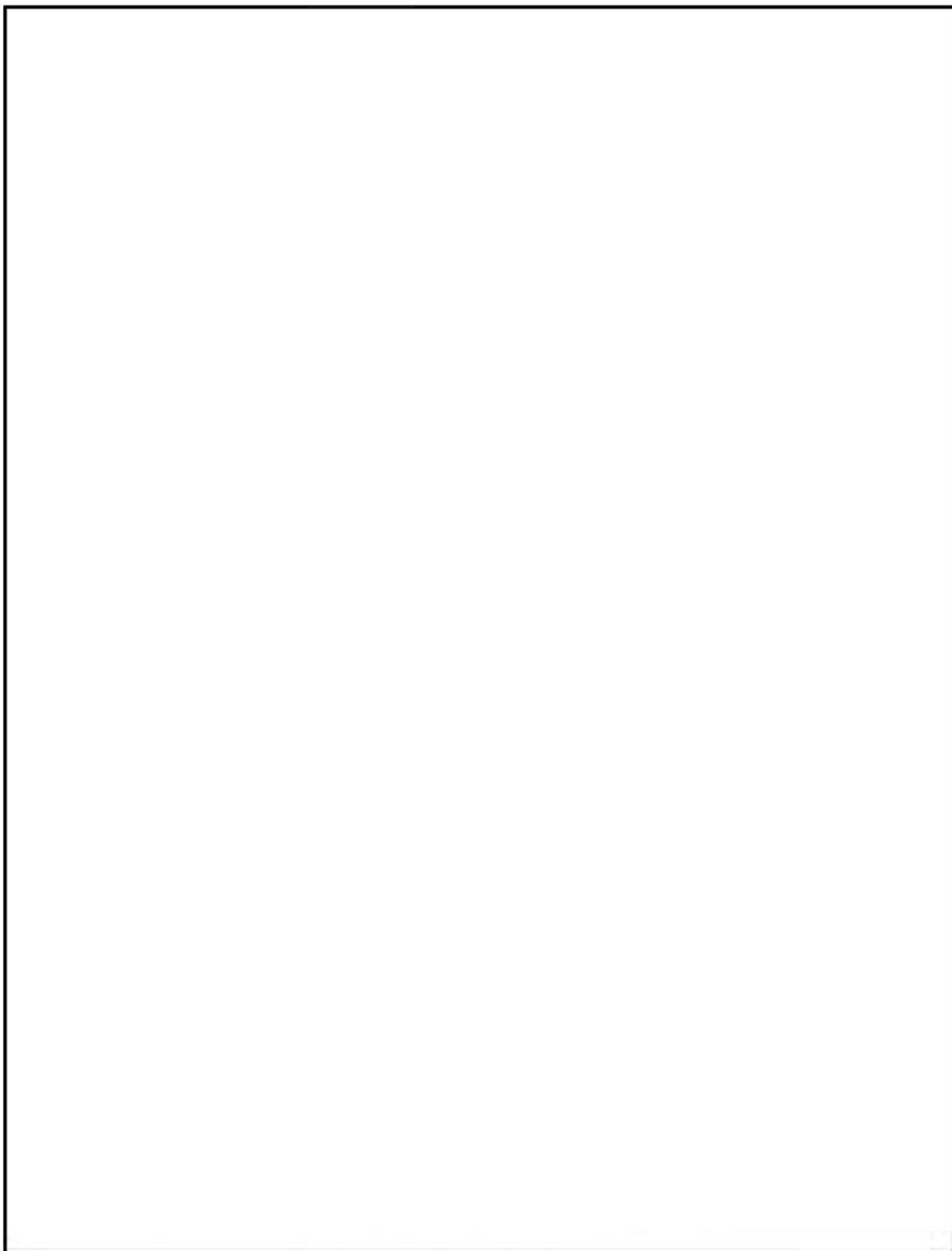


(a)-第 D. 2(b) 図 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル (下部トラニオン部)

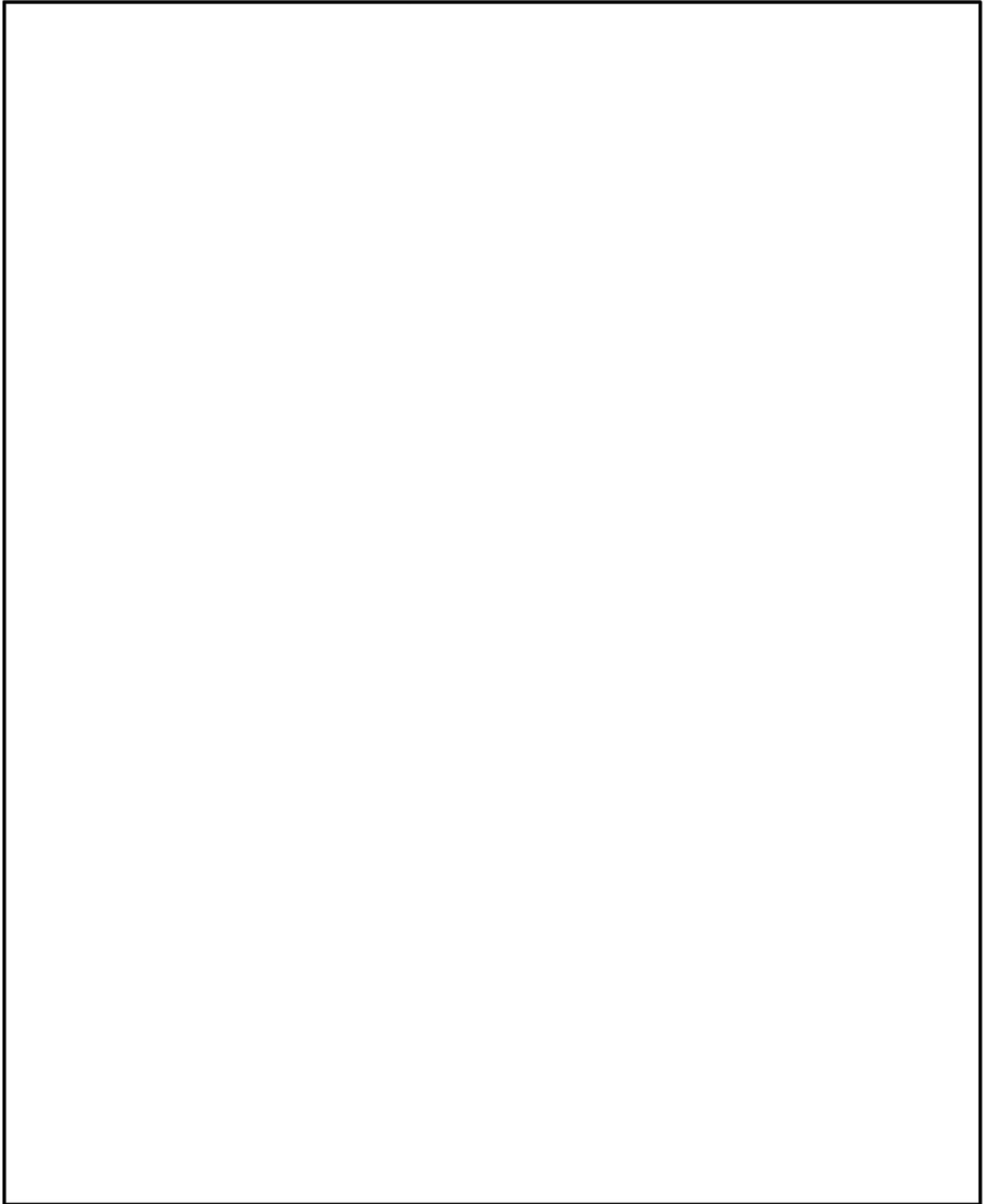
2. 特別の試験条件下

特別の試験条件下における解析モデルは一般の試験条件下の場合と次の点で異なる。
解析モデルを (ロ)-第 D. 3 図 に示す。

- ① 熱解析の結果では耐火試験により蓋部中性子遮蔽材、側部中性子遮蔽材、底部中性子遮蔽材及びトラニオン部中性子遮蔽材が著しく焼損することはないが、安全側にその密度が半分に減少するものとした。
- ② 1 m 貫通試験により外筒、側部中性子遮蔽材が部分的に変形することが考えられるので、安全側に貫通すると仮定して外筒、側部中性子遮蔽材に貫通孔を模擬した。
- ③ 落下試験により緩衝体は大幅に変形するので、無視するものとした。



(ロ)-第 D. 3(a)図 特別の試験条件下の解析モデル (頭部)



(ロ)-第 D. 3 (b) 図 特別の試験条件下の解析モデル (底部)

D.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

遮蔽解析に用いた均質化領域の構成物質体積比を(□)-第 D.7 表に示す。また、遮蔽解析に用いた各領域の原子個数密度を(□)-第 D.8 表に、各部位の材料密度と密度係数を(□)-第 D.9 表に示す。

(ロ)-第 D.7 表 解析に用いた均質化領域の構成物質体積比

領域 構成物質		均質化領域						レジン +伝熱フィン
		燃料領域						
		上部ノズル部 (上側)	上部ノズル部 (下側)	上部 プレナム部	燃料有効部	下部 プレナム部	下部 ノズル部	
燃料 集合体	UO ₂							-
	Zr							-
	ステンレス鋼							-
	インコネル							-
バスケット	アルミニウム合金							-
	ほう素添加 アルミニウム合金							-
中性子遮蔽材 (レジン)		-	-	-	-	-	-	
伝熱フィン (銅)		-	-	-	-	-	-	
ボ イ ド								-

(a)-第D.8表 解析に用いた各領域の原子個数密度 (1/2)

(単位 : 10^{24} atoms/cm³)

領域 元素	均質化領域					
	燃料領域					
	上部ノズル部 (上側)	上部ノズル部 (下側)	上部プレナム部	燃料有効部	下部プレナム部	下部ノズル部
H						
¹⁰ B						
C						
N						
O						
Al						
Cr						
Fe						
Ni						
Cu						
Zr						
²³⁵ U						
²³⁸ U						

(ロ)-第D.8表 解析に用いた各領域の原子個数密度 (2/2)

(単位 : 10^{24} atoms/cm³)

領域 元素	バスケット 外周部	ステンレス鋼	析出硬化系 ステンレス鋼	炭素鋼	中性子遮蔽材		空気
					レジン +伝熱フィン	レジン	
H							
¹⁰ B							
C							
N							
O							
Al							
Cr							
Fe							
Ni							
Cu							

(注) () 内は特別の試験条件下の値である。

(ロ)-第 D.9 表 各部位の材料密度と密度係数 (1/2)

部位	材質	材料密度 (g/cm ³)	密度係数
胴	炭素鋼		
胴 (底部)			
胴 (フランジ部)			
外筒			
一次蓋			
蓋部中性子遮蔽材カバー (蓋板)			
蓋部中性子遮蔽材カバー (側板)			
二次蓋			
下部端板	ステンレス鋼		
底部中性子遮蔽材カバー			
三次蓋			
トラニオン	析出硬化系 ステンレス鋼		
側部中性子遮蔽材	レジン		
底部中性子遮蔽材			
蓋部中性子遮蔽材			
トラニオン部中性子遮蔽材			
伝熱フィン	銅		
バスケット (バスケット外周部)	アルミニウム合金		
	ほう素添加 アルミニウム合金		

(ロ)-第 D.9 表 各部位の材料密度と密度係数 (2/2)

部位	材質	材料密度 (g/cm ³)	密度係数
燃料領域	UO ₂		—
	Zr		—
	ステンレス鋼		—
	インコネル		—
	アルミニウム合金		—
	ほう素添加 アルミニウム合金		—

D.4 遮蔽評価

輸送物の外部の指定場所でガンマ線線量当量率、中性子線量当量率を評価するために使用した基本手法とコードについて以下に説明する。

1. 基本手法

遮蔽計算はガンマ線、中性子ともに DOT3.5 コードを用いて行った。

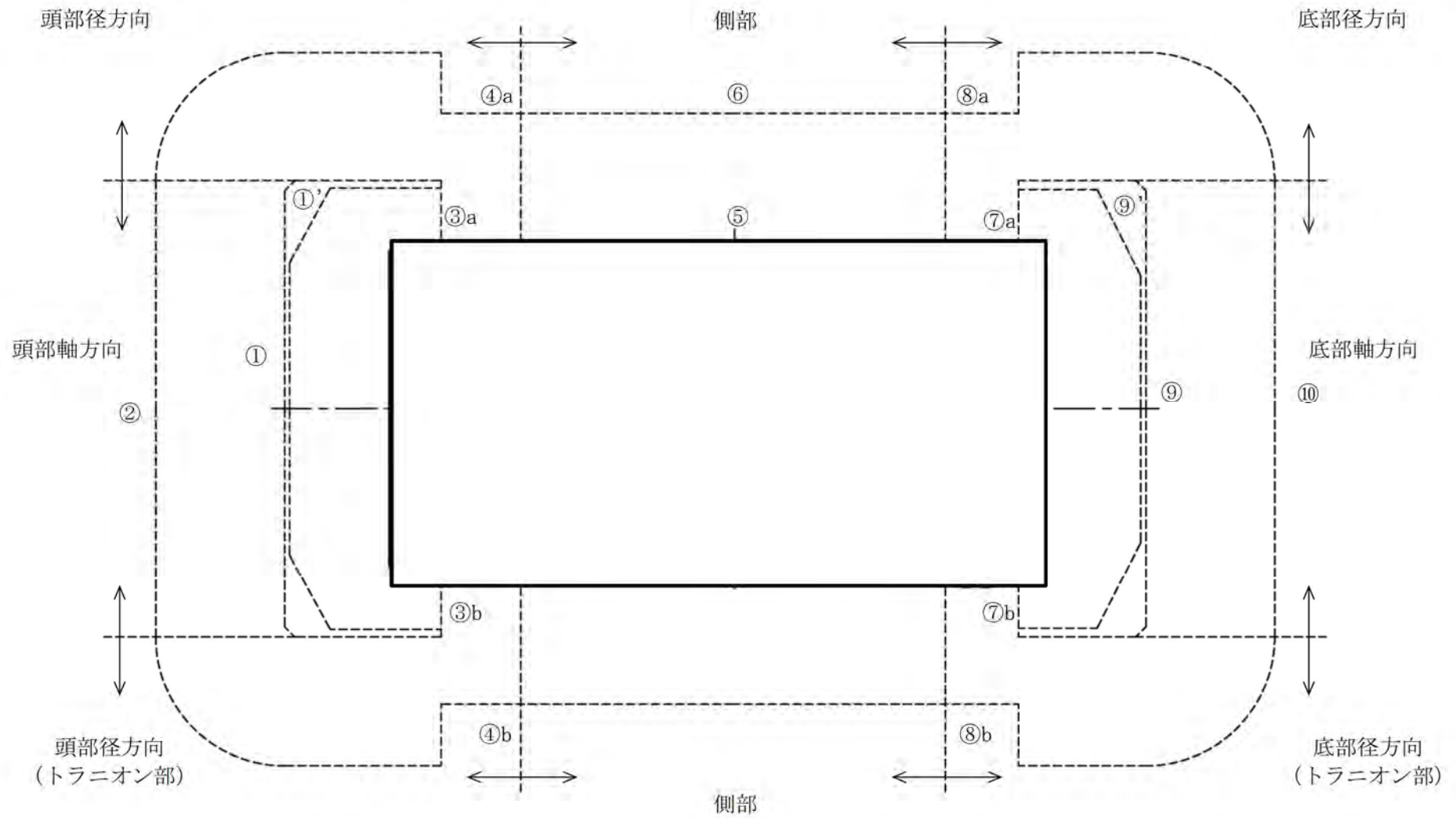
線束から線量当量率への変換係数は ICRP Pub. 74⁵⁾ の 1 cm 線量当量率変換係数に基づく MATXSLIB-J33 の中性子 175 群、ガンマ線 42 群構造に対する値を用いた。

2. 計算結果

各モデルにおける主要部位でのガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率の計算結果を (a)-第 D. 4 図、(a)-第 D. 5 図 及び (a)-第 D. 10 表～(a)-第 D. 12 表 に示す。

ここでは、頭部、側部及び底部の各エリアにおいて、輸送物表面及び表面から 1 m で線量当量率が最大となる位置での線量当量率の合計値及びその内訳を記載している。

また、(a)-第 D. 10 表及び (a)-第 D. 11 表に示すように一般の試験条件下に置かれた輸送物表面の最大線量当量率は、著しく増加することはない。



(注)①～⑩の評価点位置は各方向での最大線量当量率となる位置を示しており、その結果を(v)-第D.10表及び(v)-第D.11表に示す。

(v)-第D.4図 通常輸送時及び一般の試験条件下の線量当量率評価位置

(ロ)-第 D.10 表 通常輸送時の線量当量率

(単位：μSv/h)

評価点		頭部			側部	底部			
		軸方向	径方向	径方向 (トランニオン部)		径方向	径方向 (トランニオン部)	軸方向	
		①	③a	③b		⑤	⑦a	⑦b	⑨
表面	ガンマ線	燃料有効部	<0.1	<0.1	8.0	100.7	5.9	5.4	6.0
		構造材放射化	0.2	0.6	103.0	25.9	15.0	13.4	35.9
		二次ガンマ線	0.2	1.1	5.7	25.7	4.4	4.8	4.6
	中性子		41.7	389.3	753.8	45.1	258.6	1108.3	25.2
	合計		42.2	391.1	870.5	197.4	283.9	1131.9	71.7
評価点		②	④a	④b	⑥	⑧a	⑧b	⑩	
表面から 1 m	ガンマ線	燃料有効部	<0.1	22.5	22.6	44.8	25.8	25.1	2.6
		構造材放射化	<0.1	20.1	20.9	12.5	14.6	12.8	14.8
		二次ガンマ線	<0.1	5.4	5.4	10.4	5.8	5.7	1.7
	中性子		20.9	24.5	34.0	18.4	15.2	26.3	15.8
	合計		21.2	72.5	82.9	86.1	61.4	69.9	34.9

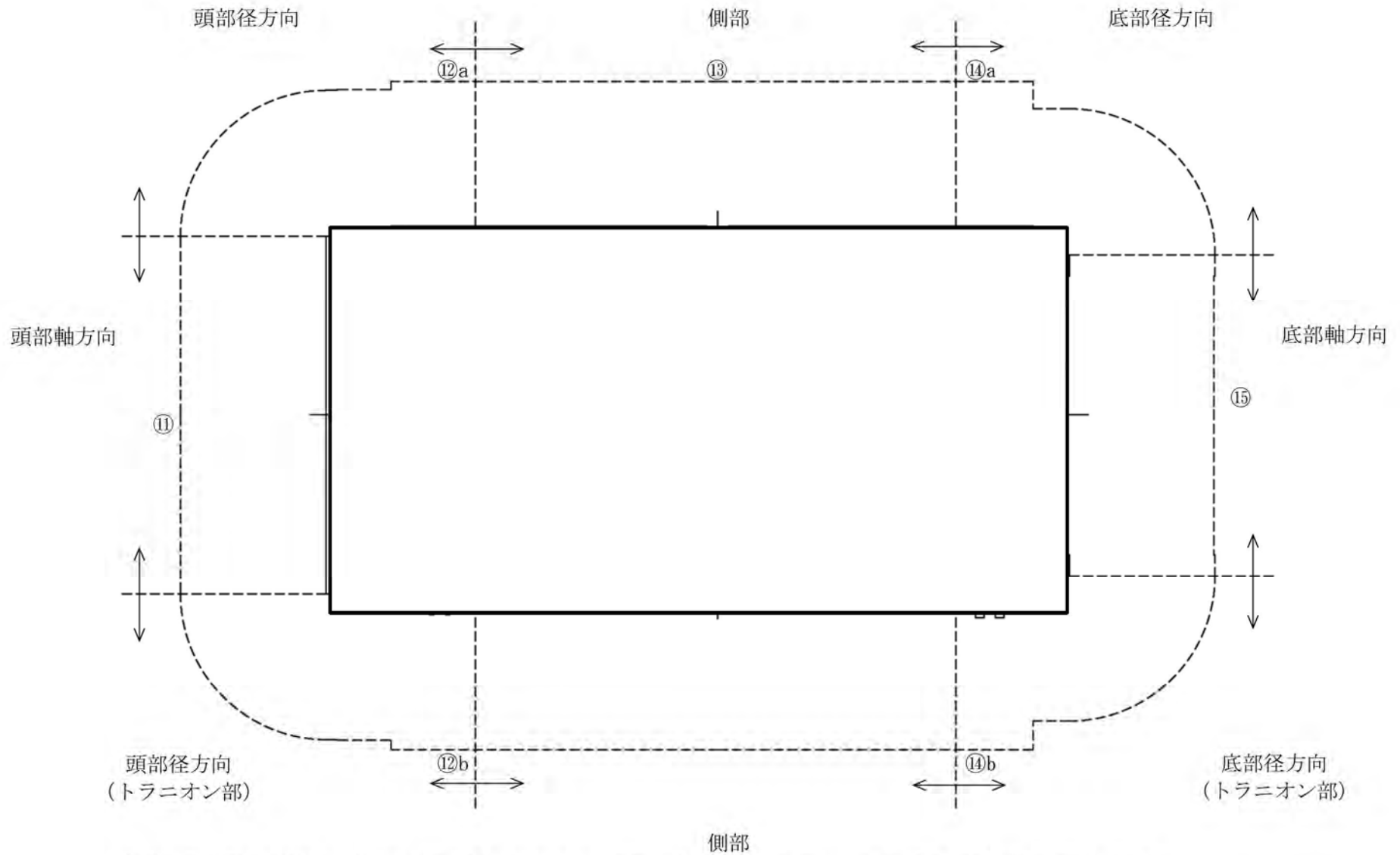
(注)0.1未満の値は0.1として合計に考慮した。

(ロ)第 D. 11 表 一般の試験条件下の線量当量率

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

評価点		頭部			側部	底部			
		軸方向	径方向	径方向 (トランニオン部)		径方向	径方向 (トランニオン部)	軸方向	
		①'	③a	③b		⑤	⑦a	⑦b	⑨'
表面	ガンマ線	燃料有効部	0.5	<0.1	8.0	100.7	5.9	5.4	1.5
		構造材放射化	0.6	0.6	103.0	25.9	15.0	13.4	2.2
		二次ガンマ線	0.4	1.1	5.7	25.7	4.4	4.8	1.2
		中性子	43.3	389.3	753.8	45.1	258.6	1108.3	93.9
		合計	44.8	391.1	870.5	197.4	283.9	1131.9	98.8

(注)0.1 未満の値は 0.1 として合計に考慮した。



(注)⑪～⑮の評価点位置は各方向での最大線量当量率となる位置を示しており、その結果を(D)-第D.12表に示す。

(D)-第D.5図 特別の試験条件下の線量当量率評価位置

(ロ)第 D. 12 表 特別の試験条件下の線量当量率

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

評価点		頭部			側部	底部			
		軸方向	径方向	径方向 (トランニオン部)		径方向	径方向 (トランニオン部)	軸方向	
		⑪	⑫a	⑫b		⑬	⑭a	⑭b	⑮
表面から 1 m	ガンマ線	燃料有効部	<0.1	44.1	44.3	137.1	50.6	48.8	8.3
		構造材放射化	0.3	37.9	38.2	36.5	28.5	24.1	50.1
		二次ガンマ線	0.5	12.0	11.9	21.7	13.1	12.9	6.9
	中性子	77.2	135.4	143.9	681.3	132.3	142.1	116.9	
	合計	78.1	229.4	238.3	876.6	224.5	227.9	182.2	

(注)0.1 未満の値は 0.1 として合計に考慮した。

D.5 結果の要約及びその評価

通常輸送時、一般及び特別の試験条件下の遮蔽解析条件の要約を(ロ)-第 D.13 表に示す。

また、計算から得られた最大線量当量率の要約は(ロ)-第 D.14 表に示すとおりであり、規則及び告示で定められた基準を満足する。

(ロ)-第 D.13 表 遮蔽解析条件の要約

項目 \ 条件		通常輸送時	一般の試験条件下	特別の試験条件下
		線源	軸方向の移動を考慮し、頭部方向評価モデルでは蓋方向に、底部方向評価モデルでは底方向に移動した状態を模擬した。	
遮蔽体	本体	胴、蓋、外筒、中性子遮蔽材		同左 ただし、外筒、側部中性子遮蔽材（レジンの）の貫通孔を考慮。 また、中性子遮蔽材密度については半分とする。
	緩衝体	空気に置換し、距離のみ考慮	変形を考慮した上で、空気に置換し、距離のみ考慮	無視

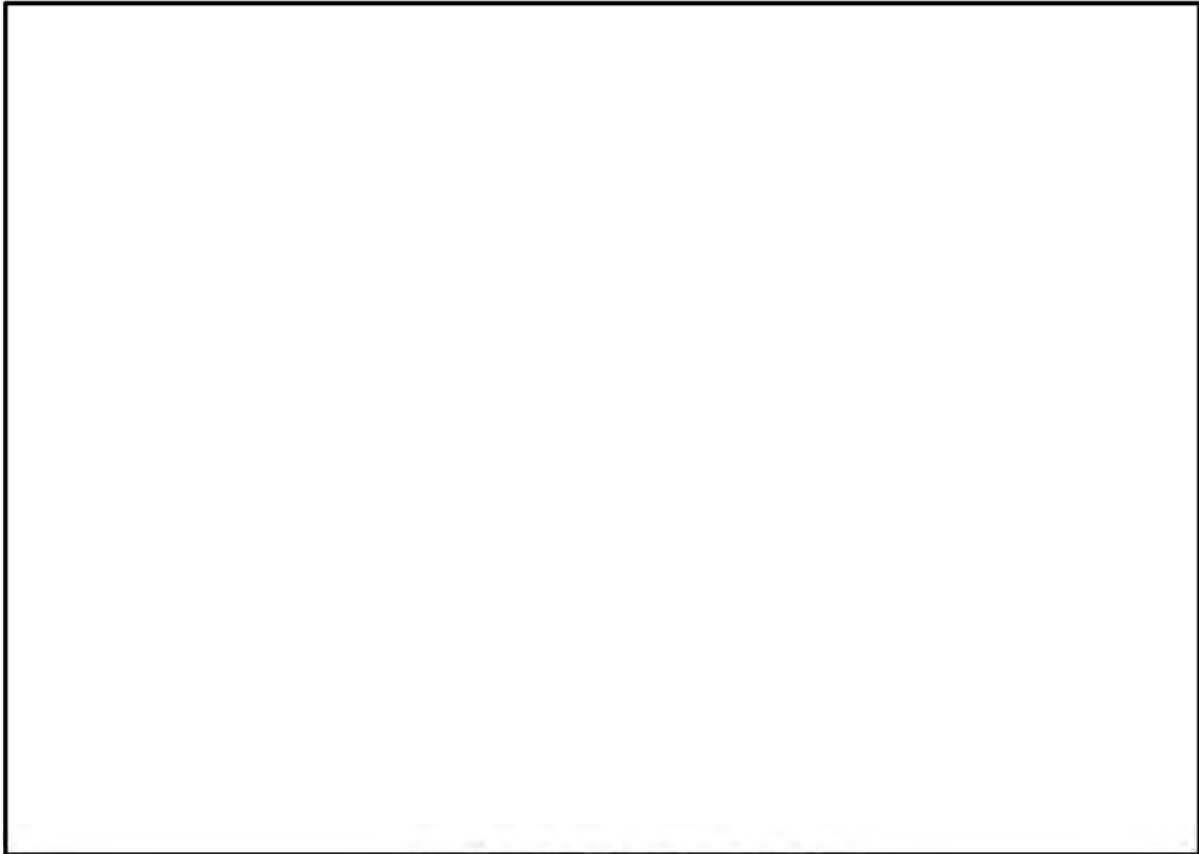
(ロ)-第 D. 14 表 最大線量当量率の要約

項目	部位	輸送物表面 ($\mu\text{Sv/h}$)					表面から 1 m ($\mu\text{Sv/h}$)				
		頭部		側部	底部		頭部		側部	底部	
		軸方向	径方向		径方向	軸方向	軸方向	径方向		径方向	軸方向
通常輸送時											
ガンマ線		0.5	116.7	152.3	23.6	46.5	0.3	48.9	67.7	43.6	19.1
中性子		41.7	753.8	45.1	1108.3	25.2	20.9	34.0	18.4	26.3	15.8
合計		42.2	870.5	197.4	1131.9	71.7	21.2	82.9	86.1	69.9	34.9
一般の試験条件下											
ガンマ線		1.5	116.7	152.3	23.6	4.9					
中性子		43.3	753.8	45.1	1108.3	93.9					
合計		44.8	870.5	197.4	1131.9	98.8					
特別の試験条件下											
ガンマ線							0.9	94.4	195.3	85.8	65.3
中性子							77.2	143.9	681.3	142.1	116.9
合計							78.1	238.3	876.6	227.9	182.2
基準値											
通常輸送時				2000					100		
一般の試験条件下				2000					—		
特別の試験条件下				—					10000		

D.6 付属書類

D.6.1 線源強度の計算に用いる軸方向燃焼度分布

線源強度の計算に用いる軸方向燃焼度分布を(□)-第D.付1図に示す。



(□)-第D.付1図 軸方向燃焼度分布

D.6.2 中性子遮蔽材の構成元素の原子個数密度と製造時の確認

(ロ)-第 D.8 表に記載の解析に用いる中性子遮蔽材の構成元素の原子個数密度は、中性子遮蔽材の元素組成と、製品仕様としての中性子遮蔽材の密度、水素及び B_4C 含有量の最低値から算出した。

製造時には、中性子遮蔽材の元素組成については、中性子遮蔽材が所定の銘柄又はその相当品であることを確認し、中性子遮蔽材の密度、水素及び B_4C 含有量については、サンプルによる中性子遮蔽材の密度測定記録及び成分分析記録を確認する。

D.6.3 参考文献

- 1) M. Ishikawa, T. Jin, J. Katakura, M. Kataoka, H. Matsumoto, Y. Ohkawachi, S. Ohki, A. Onoue, A. Sasahara, K. Suyama, H. Yanagisawa, “ZZ-ORIGEN2.2-UPJ, A Complete Package of ORIGEN2 Libraries Based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3” , OECD/NEA Databank, (2006).
- 2) Oak Ridge National Laboratory, “DOT3.5-Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code” , CCC-276, (1977).
- 3) K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, “The Libraries FSXLIB and MATXSLIB Based on JENDL-3.3” , JAERI-Data/Code 2003-011, (2003).
- 4) Brookhaven National Laboratory, “Neutron Cross Sections” , BNL-325 Third Edition, (1973).
- 5) ICRP, “Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation” , ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26(3-4), (1996).

(v) 章 E 臨 界 解 析

E. 臨界解析

E.1 概要

本輸送容器のバスケットは、断面形状が中空状であるアルミニウム合金製のバスケットプレートで構成された格子構造であり、個々の燃料集合体が輸送容器の所定の位置に収納される。また、バスケットプレートと中性子吸収材を併せて配置することで臨界を防止する構造としている。

本輸送容器は燃料集合体を収納後、内部水が排出され、さらに真空乾燥が行われる。また、密封性能を有した複数の蓋を有しており、核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下においても胴内に水が浸入することはない。したがって、胴内を告示第 25 条第 1 号のただし書きに記載されている「浸水及び漏水を防止する特別な措置が講じられた部分」とし、胴内を水で満たさない条件で臨界解析を行うこととする。

本臨界解析では、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における輸送容器及び燃料集合体の変形を考慮し、境界条件として完全反射を仮定することにより、以下の条件より厳しい評価とする。

① 通常輸送時

② 輸送物を孤立系の条件に置く場合

③ 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件の下に置いた輸送物を孤立系の条件に置く場合

④ 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件の下に置いた輸送物を孤立系の条件に置く場合

⑤ 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件の下に置いた輸送物を配列系の条件に置く場合

⑥ 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件の下に置いた輸送物を配列系の条件に置く場合

臨界解析には、SCALE コードシステム¹⁾を用い、中性子実効増倍率 (k_{eff}) の計算は多群モンテカルロ法による KENO-VIコード¹⁾を用いて行った。その結果、 k_{eff} は標準偏差 (σ) の 3 倍を加えても十分未臨界である。

したがって、本輸送物は上記①～⑥のいずれの条件においても未臨界である。

E.2 解析対象

E.2.1 収納物

本輸送容器には PWR 燃料集合体を 24 体収納する。

本輸送容器に収納する燃料集合体の型式と仕様は(イ)-第 A.1 表に示したとおりであり、 17×17 燃料を全数収納した場合の臨界解析を実施する。臨界解析の対象燃料は、中性子実効増倍率が最も大きくなる 17×17 燃料 48,000MWd/t 型 (A型) とする。燃料集合体の仕様を(ロ)-第 E.1 表に示す。

本輸送容器に収納する燃料集合体は照射済のものであるが、 ^{235}U 濃縮度は未照射のままの減損していない値をとり、安全側の仮定とする。また、燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれる場合があるが、ガドリニウムの存在を無

視する。さらに、燃料集合体はバーナブルポイズン集合体を挿入した状態で収納される場合があるが、バーナブルポイズン集合体を無視する。

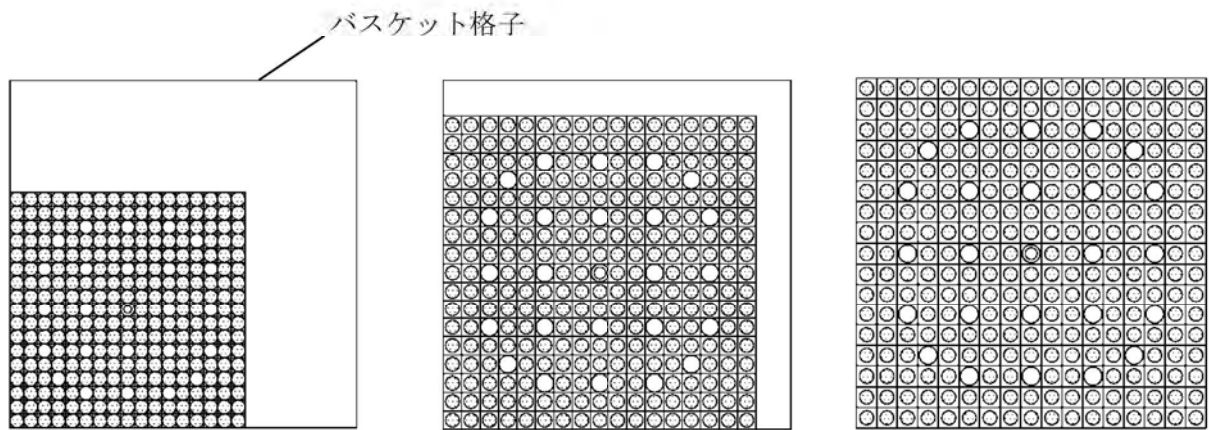
また、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における燃料集合体の変形を考慮し、輸送容器に収納される全燃料集合体について支持格子1スパン間の燃料棒ピッチの変化を仮定する。燃料棒ピッチ変化の中性子実効増倍率への影響を確認するため、燃料棒ピッチが変形前のピッチである場合に加えて、燃料棒ピッチが最小（燃料棒直径と等しい）の場合及び燃料棒がバスケット格子内で均一に広がった場合について評価する。(ロ)-第E.1図にピッチ変化部位の燃料モデルを示す。

(ロ)-第E.1表 臨界解析に用いる燃料集合体の仕様

項目	単位	17×17 燃料
		48,000MWd/t 型
		A型
燃料材質	—	二酸化ウラン
被覆管材質	—	ジルカロイ-4
燃料密度	%理論密度	95
燃料棒直径	cm	0.95
ペレット直径	cm	0.819
被覆管肉厚	cm	0.057
燃料有効長	cm	364.8
燃料棒配列	—	17×17
燃料集合体当たりの燃料棒数	本	264
燃料棒ピッチ	cm	1.26 ^(注1)
燃料集合体の幅	cm	21.42 ^(注2)
初期濃縮度	wt%	4.2

(注1) 燃料棒ピッチ変化なしの場合

(注2) (燃料棒ピッチ) × (燃料棒配列数) を臨界解析上の集合体の幅とする。



燃料棒ピッチ=最小 (燃料棒直径) 燃料棒ピッチ=変化なし 燃料棒ピッチ=均一拡大

(ロ)-第 E.1 図 燃料モデル (ピッチ変化部位)

E.2.2 輸送容器

輸送容器の形状は、(イ)-第 C.2 図等に示すとおりである。

本輸送容器は(ロ)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、臨界評価に影響する構造物の形状変化は生じない。

また、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下において、臨界評価に影響するものとして、外筒が 1 m 貫通試験により損傷し、熱的試験において側部中性子遮蔽材のレジンの一部が焼損するが、臨界解析では中性子遮蔽材を無視している。

E.2.3 中性子吸収材

(イ)-第 C.14 図にバスケットの構造を示す。

バスケットプレートは、アルミニウム合金製であり、ほう素添加アルミニウム合金製の中性子吸収材が併せて配置される。ほう素添加アルミニウム合金の原子個数密度を E.3.2 に示す。

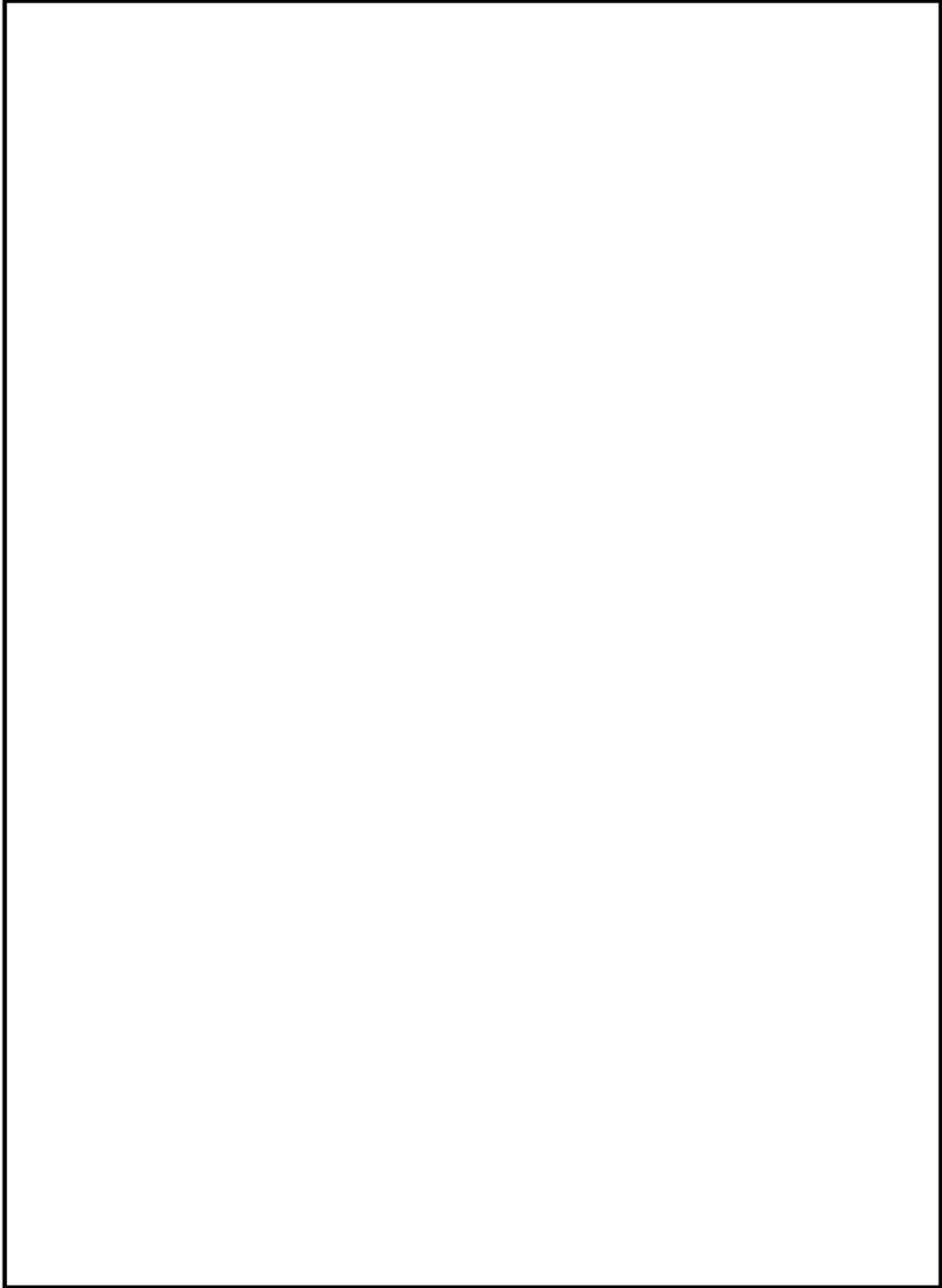
核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下において、バスケットプレートは変形しないため、中性子吸収材の配置に変化はない。

E.3 モデル仕様

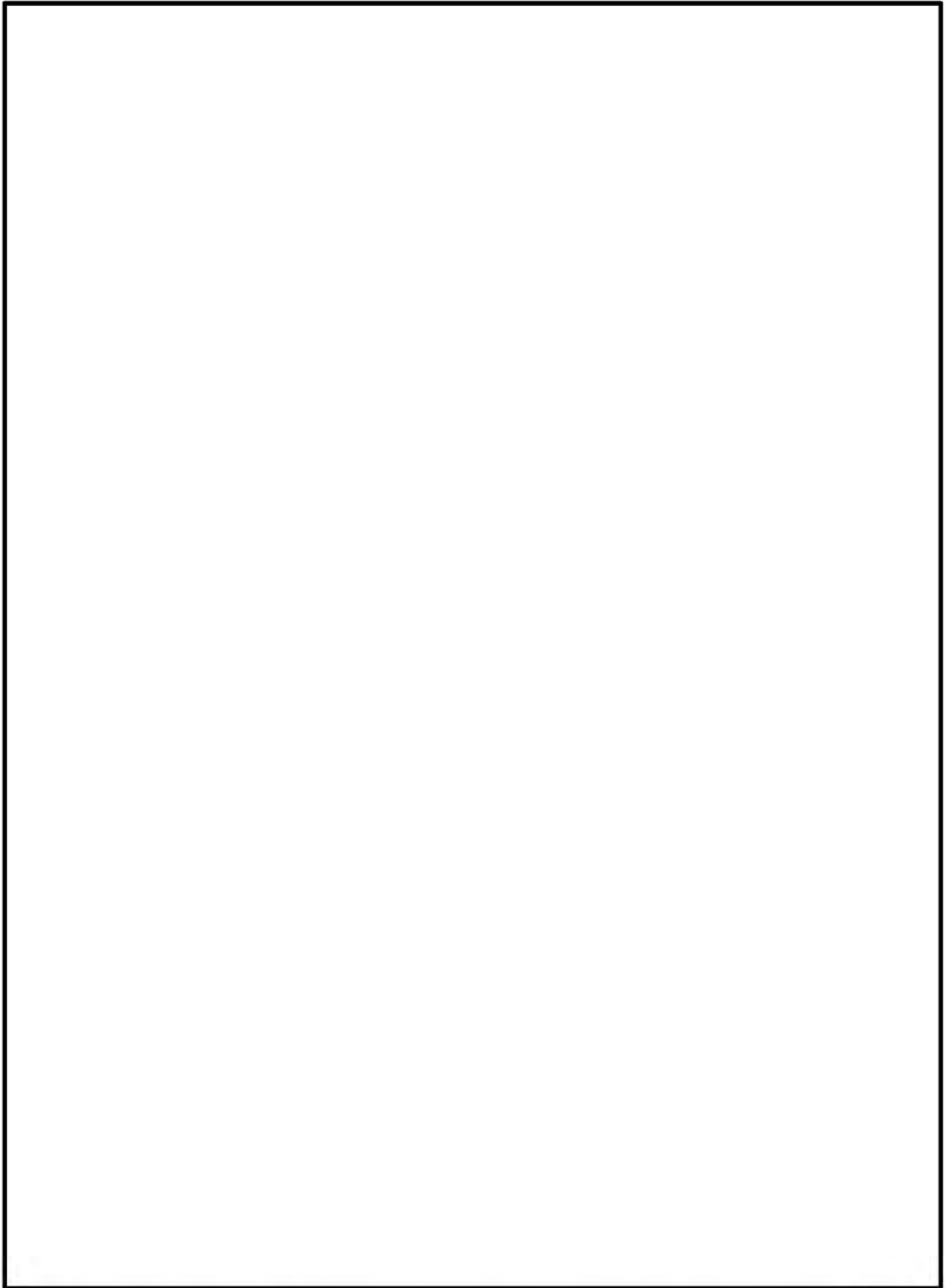
E.3.1 解析モデル

(ロ)-第E.2図に臨界解析モデルを示す。解析モデルは安全側の評価となるよう以下の条件を考慮した。

- ・輸送物が無限に配列している体系とする。
- ・中性子遮蔽材を無視する。
- ・緩衝体及び三次蓋を無視する。
- ・中性子実効増倍率が最大となるように、バスケットプレート板厚、バスケットプレート内幅、中性子吸収材板厚及びバスケット格子内のりの公差を考慮する。
- ・バスケット格子内の燃料集合体は、中性子実効増倍率が最大となるように配置する。
(燃料棒ピッチを拡大しない場合)
- ・支持格子1スパン間の燃料棒ピッチの変化を考慮する。
- ・安全側に胴内には5000 cm³の水が均一に分散していると仮定する。
- ・バスケットプレート及び中性子吸収材は、中性子の吸収が小さくなるように、実在する部分は燃料有効部に相当する部分のみと仮定し、それ以外の部分は無視する。

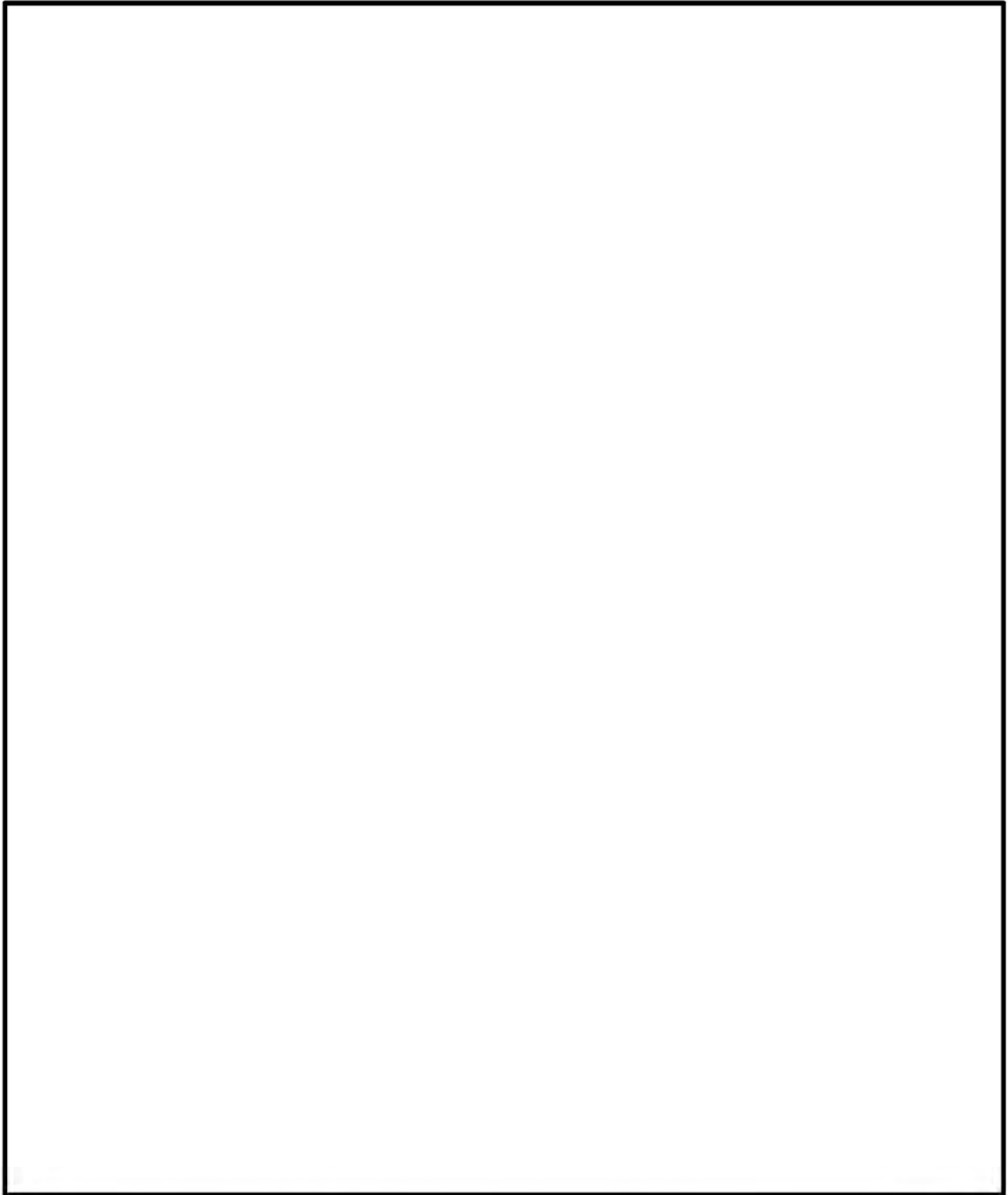


(㊦)-第 E. 2 図(a) 臨界計算モデル (縦断面図)



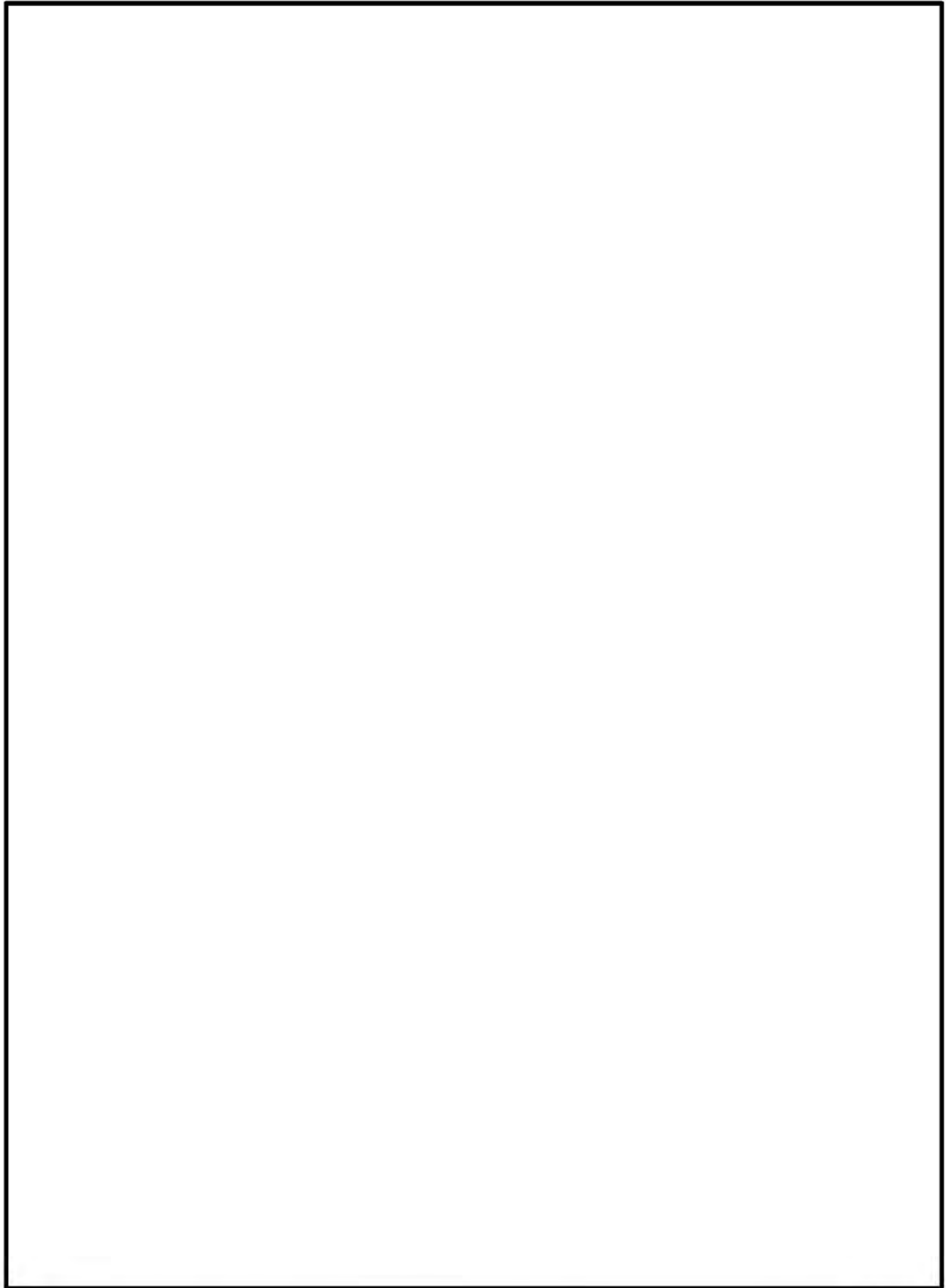
(単位：cm)

(n)-第 E. 2 図 (b-1) 臨界計算モデル (燃料領域横断面図) (燃料棒ピッチ最小)



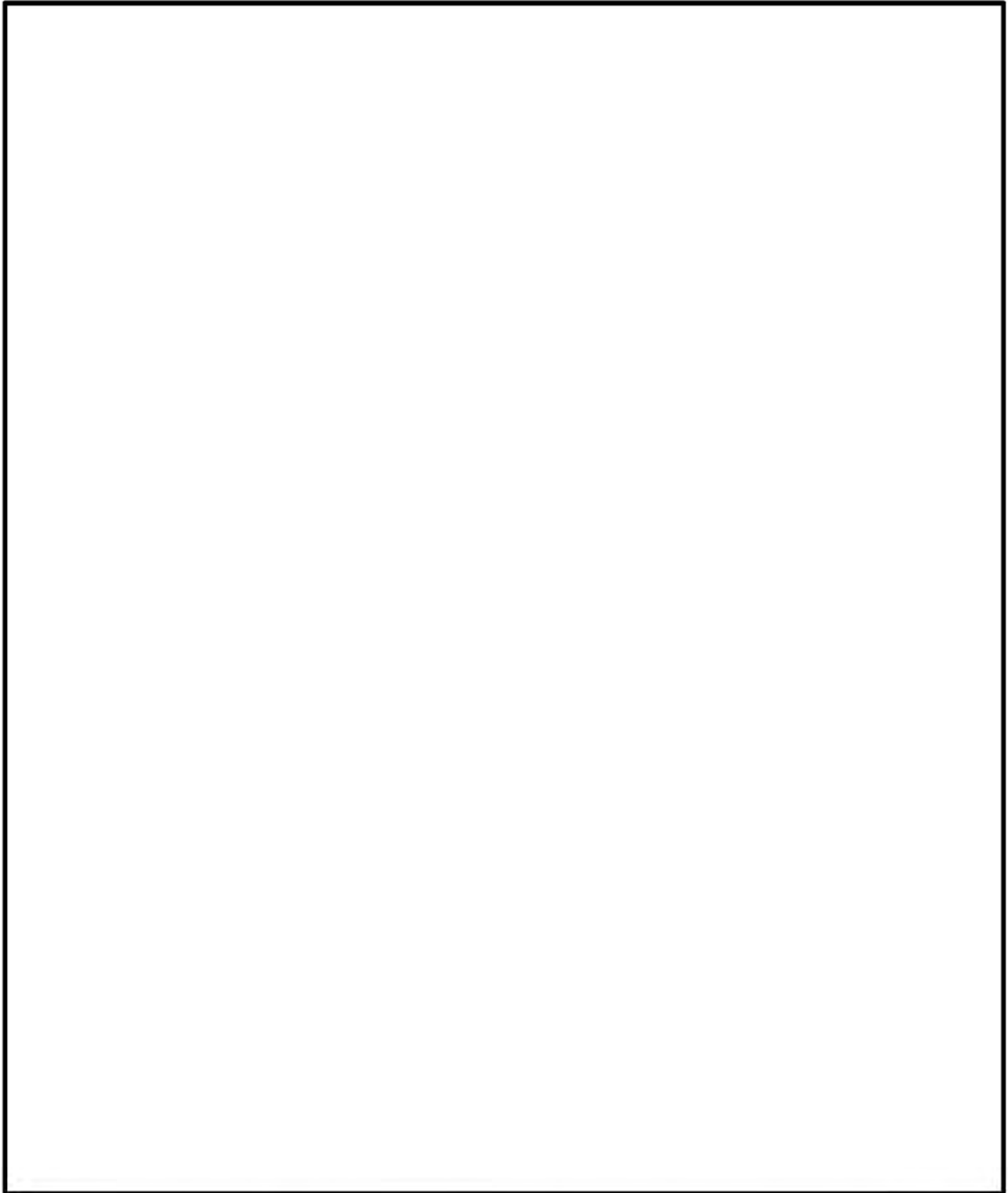
(単位：cm)

(ロ)-第 E. 2 図 (b-2) 臨界計算モデル (燃料領域拡大図) (燃料棒ピッチ最小)



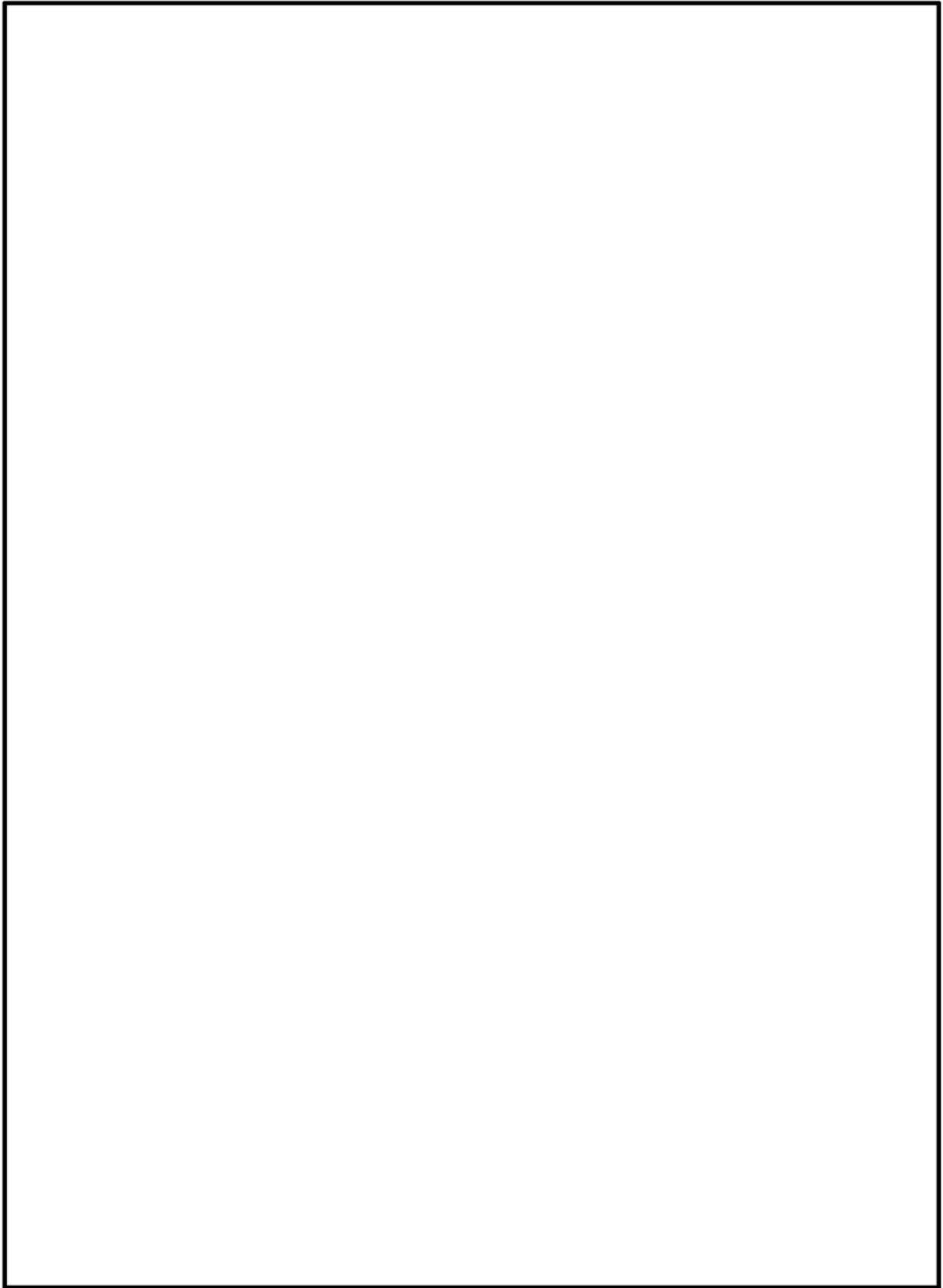
(単位 : cm)

(㊦)-第 E. 2 図(b-3) 臨界計算モデル (燃料領域横断面図) (燃料棒ピッチ変化なし)



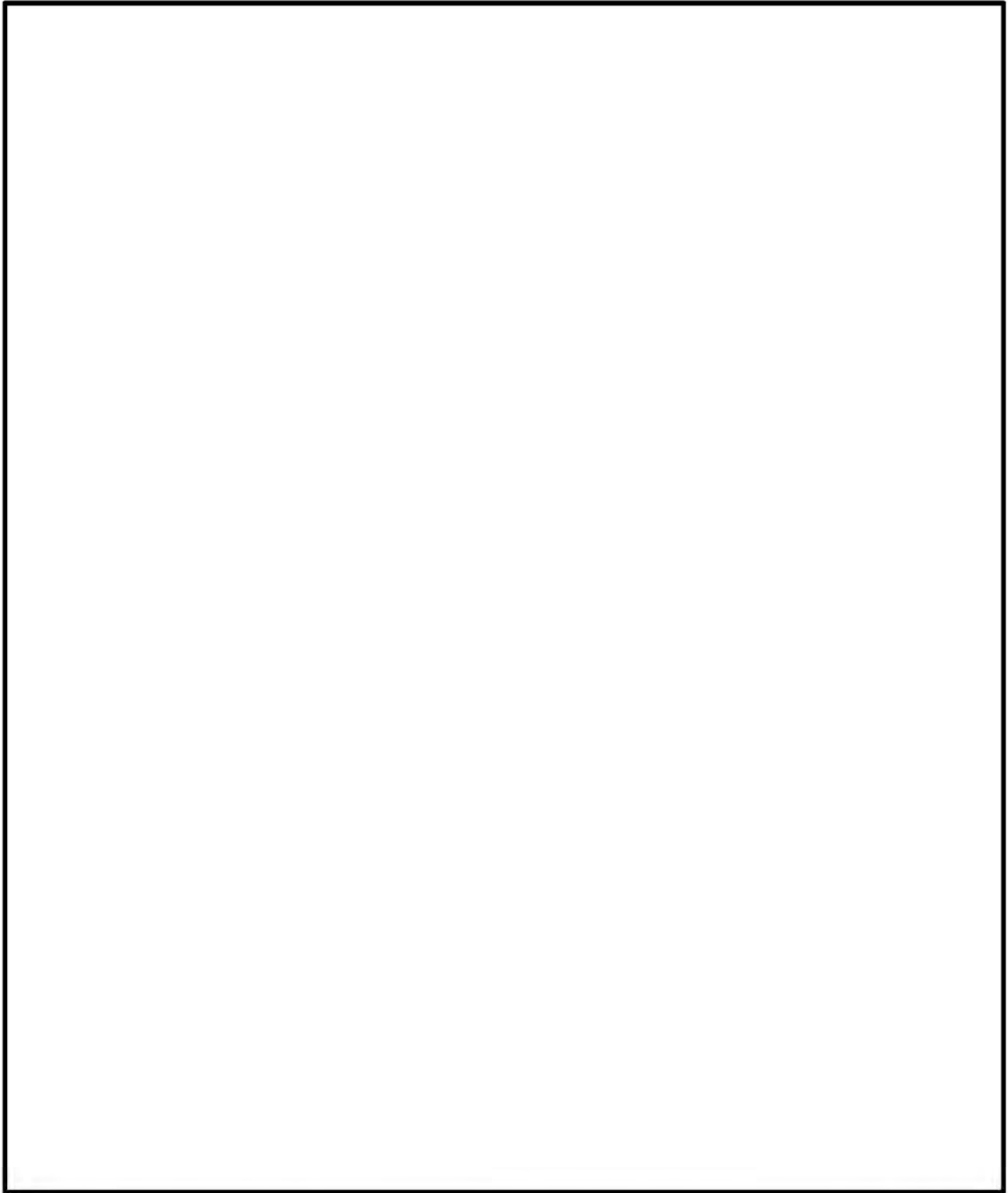
(単位 : cm)

(㊦)-第 E. 2 図(b-4) 臨界計算モデル (燃料領域拡大図) (燃料棒ピッチ変化なし)



(単位：cm)

(ロ)-第 E. 2 図(b-5) 臨界計算モデル (燃料領域横断面図) (燃料棒ピッチ均一拡大)



(単位 : cm)

(a)-第 E. 2 図 (b-6) 臨界計算モデル (燃料領域拡大図) (燃料棒ピッチ均一拡大)

E.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

本臨界解析で用いた輸送物各領域の構成物質の原子個数密度を(ロ)-第E.2表に示す。

(ロ)-第E.2表 輸送物各領域の原子個数密度

領域		密度 (g/cm ³)	元素	原子個数密度 (10 ²⁴ atoms/cm ³)	
				17×17燃料 48,000MWd/t型 A型	
燃料領域	UO ₂		²³⁵ U		
			²³⁸ U		
			O		
	燃料棒被覆管 制御棒案内管 計装用案内管		Zr ^(注1)		
	胴内ガス		H		
O					
ほう素添加 アルミニウム合金			¹⁰ B		
			¹¹ B		
			C		
			Al		
炭素鋼			Fe		
ステンレス鋼			Cr		
			Fe		
			Ni		
アルミニウム合金			Al		

(注1) 実際の仕様はジルコニウム合金（ジルカロイ-4）であるが、解析上は純度100%のジルコニウムとして扱う。なお、他の合金成分（スズ等）は中性子吸収効果がジルコニウムより大きいので、この取扱いは保守的である。

E.4 未臨界評価

E.4.1 計算条件

1. 収納物

解析の対象とした(ρ)-第E.1表に示す燃料仕様はE.2.1に示すとおり中性子実効増倍率が最も大きくなる仕様である。

核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における燃料集合体の変形を考慮し、支持格子1スパン間の燃料棒ピッチを縮小及び拡大させている。

なお、中性子実効増倍率が最大となるように、バスケット格子内の燃料集合体配置を考慮している。(燃料棒ピッチを拡大しない場合)

2. 輸送容器

本臨界解析では、安全側に緩衝体及び三次蓋が存在しないモデルとし、輸送容器の外側で完全反射境界条件とする。

また、胴内には核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下においても浸水はないため水が存在しないが、安全側に浸水量を仮定し、水は胴内に均一に存在するものとする。

3. 中性子吸収材

本臨界解析では、中性子吸収材に含まれるほう素添加量を仕様上の下限值としている。また、胴内中性子束が小さいのでほう素添加アルミニウム合金が使用期間中に中性子を吸収して効果を失うことはない。

E.4.2 核燃料輸送物への水の浸入等

輸送物への水の浸入等に関しては次のとおりである。

- ・(ρ)章 A.9 に示したように核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下においても密封装置の健全性及び二次蓋の防水性能は保たれるので、輸送物内部への水の浸入はない。ただし、臨界解析モデルでは15 m浸漬における浸水量に基づいて安全側に胴内の水量を5000 cm³とし、この水が均一に分散していると仮定した。
- ・本臨界解析では緩衝体を無視し、輸送容器の外側で完全反射境界条件としているので、輸送物の配列変化による接近により中性子実効増倍率がより大きくなることはない。
- ・燃料集合体は最も中性子実効増倍率が大きくなるようにバスケット格子内に配置しているので、収納物の再配列により中性子実効増倍率がより大きくなることはない。
- ・本臨界解析では輸送容器の外側で完全反射境界条件としているので、水中又は雪中への浸漬によって中性子実効増倍率がより大きくなることはない。
- ・本臨界解析では胴内の水量を上述のように仮定しているので、温度変化の水密度への影響はなく、中性子実効増倍率への影響はない。

- ・ 浸水及び漏水を防止する特別な措置に係る品質管理及び取扱いについては、E.7.1に示す。

E.4.3 計算方法

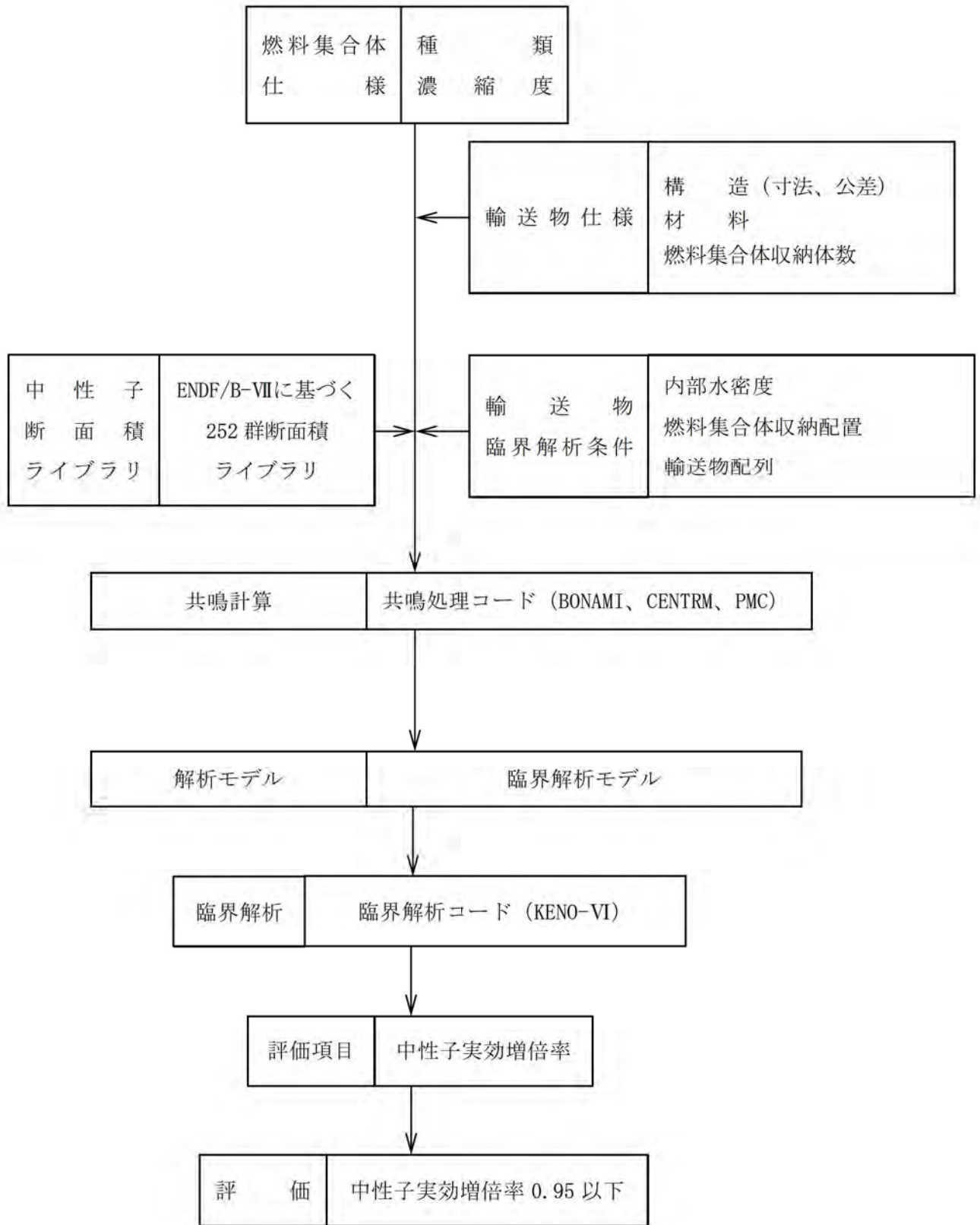
臨界計算には、米国オークリッジ国立研究所で、原子力関連許認可評価用に開発された SCALE¹⁾ (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) コードシステムを用いた。中性子実効増倍率の計算には、KENO-VIコードを用いた。各領域の群定数計算には共鳴処理コード BONAMI、CENTRM 及び PMC を用い、核データライブラリは SCALE コードシステムの内蔵ライブラリデータの一つである ENDF/B-VIIに基づく 252 群断面積ライブラリを用いた。計算の流れを(ρ)-第 E.3 図に示す。本計算コードを用い、(ρ)-第 E.2 図のモデルに対して臨界計算を行った。

E.4.4 計算結果

臨界解析の結果を(ρ)-第 E.3 表に示す。本計算は通常輸送時並びに核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下に置かれた輸送物の孤立系及び配列系の各状態と比較して安全側の計算であり、中性子実効増倍率 (k_{eff}) は標準偏差 (σ) の 3 倍を加えても十分未臨界である。

(ρ)-第 E.3 表 臨界計算結果

項目	k_{eff}	σ	$k_{eff} + 3\sigma$
燃料棒ピッチ最小	0.38706	0.00013	0.38745
燃料棒ピッチ変化なし	0.38666	0.00013	0.38704
燃料棒ピッチ均一拡大	0.38646	0.00015	0.38689



(ロ)-第 E.3 図 臨界計算の流れ

E.5 ベンチマーク試験

本輸送物の臨界解析に用いた計算方法及び核データの妥当性を確認するため、OECD/NEA にて評価・収集された臨界実験に関わる国際ベンチマークデータベース²⁾から、収納対象である燃料集合体の仕様並びに下記の輸送時の取扱いに関わる条件を考慮し、臨界解析を行う臨界実験を選定する。

- ① 燃料棒を配列した集合体が水中に単独で存在する場合
- ② 複数の集合体が近接して配列する場合
- ③ この集合体の配列の間に鋼板、中性子吸収材（ほう素）を含む板が存在する場合
- ④ 集合体に近接して反射体（鋼板、鉛）を配置した場合
- ⑤ 水中に中性子吸収材（ほう素）が溶解している場合
- ⑥ 乾式貯蔵の条件を模擬し、減速材を用いない場合

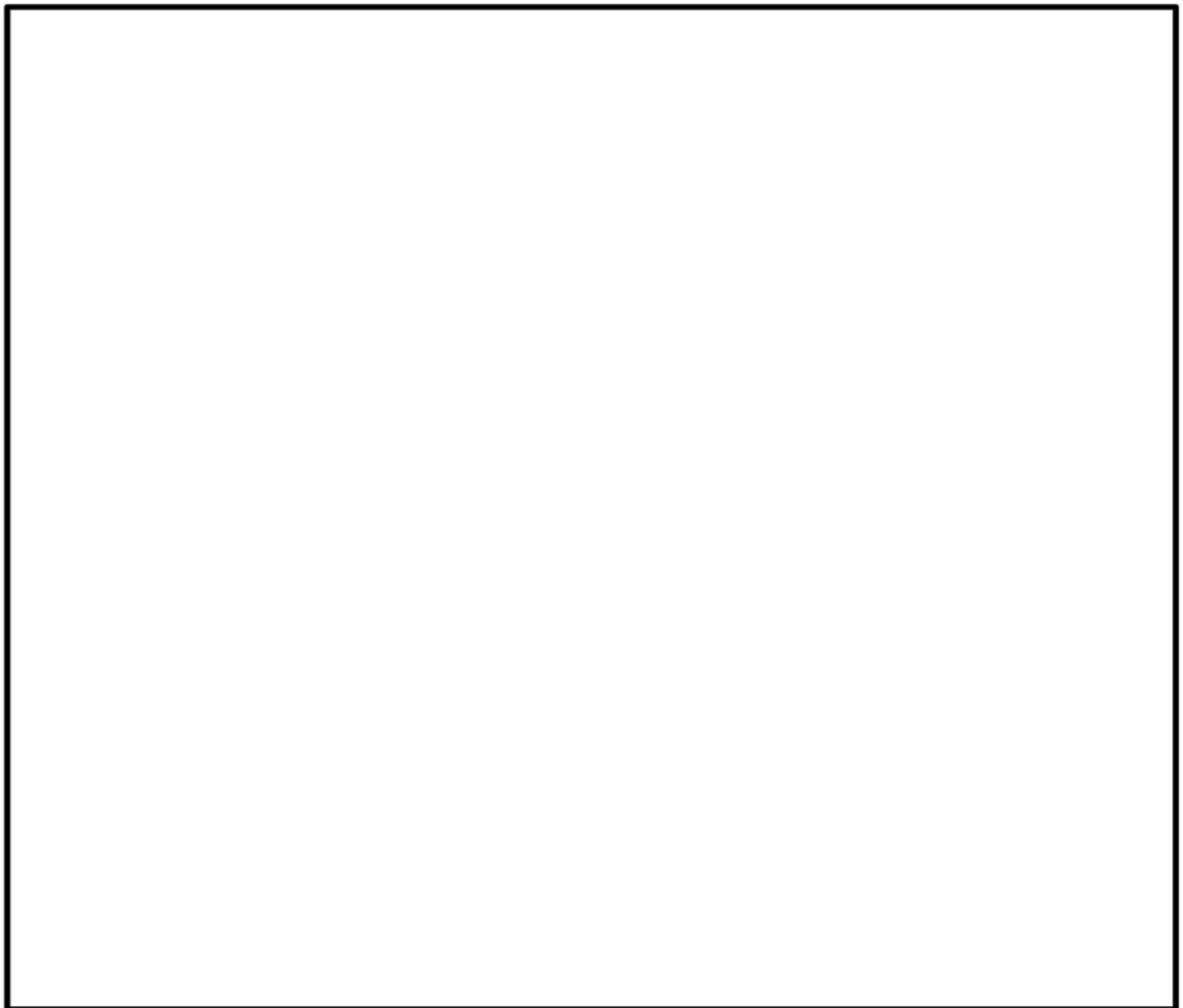
以上より、次の3つの機関により実施された臨界実験より、合計 ケースを選定した。



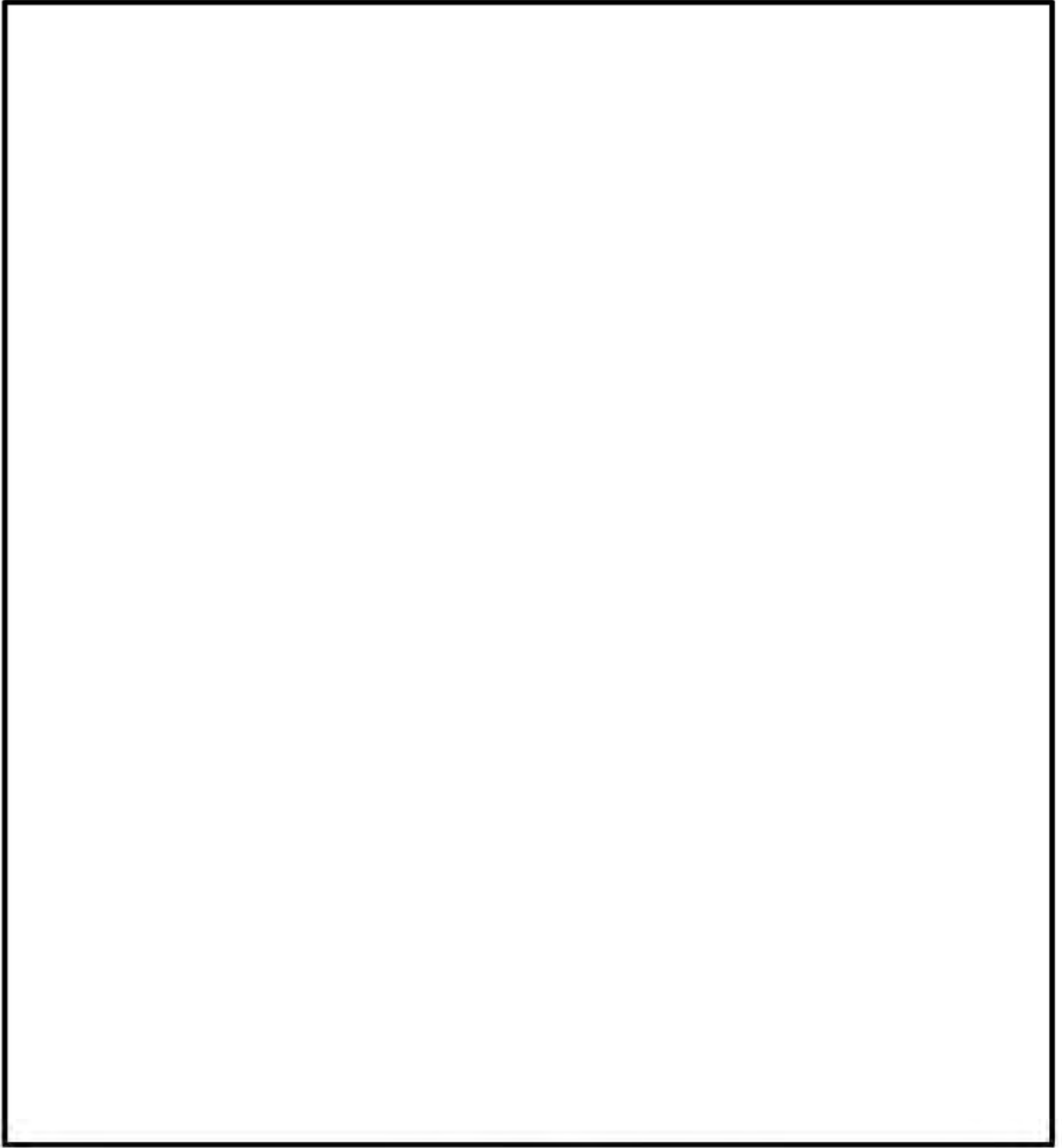
解析結果を (ロ)-第 E.4 表に示す。ベンチマーク解析の結果、本輸送物の臨界解析に用いた計算コード及び核データは妥当な結果を与えるといえる。

(ロ)-第 E. 4 表 臨界解析結果

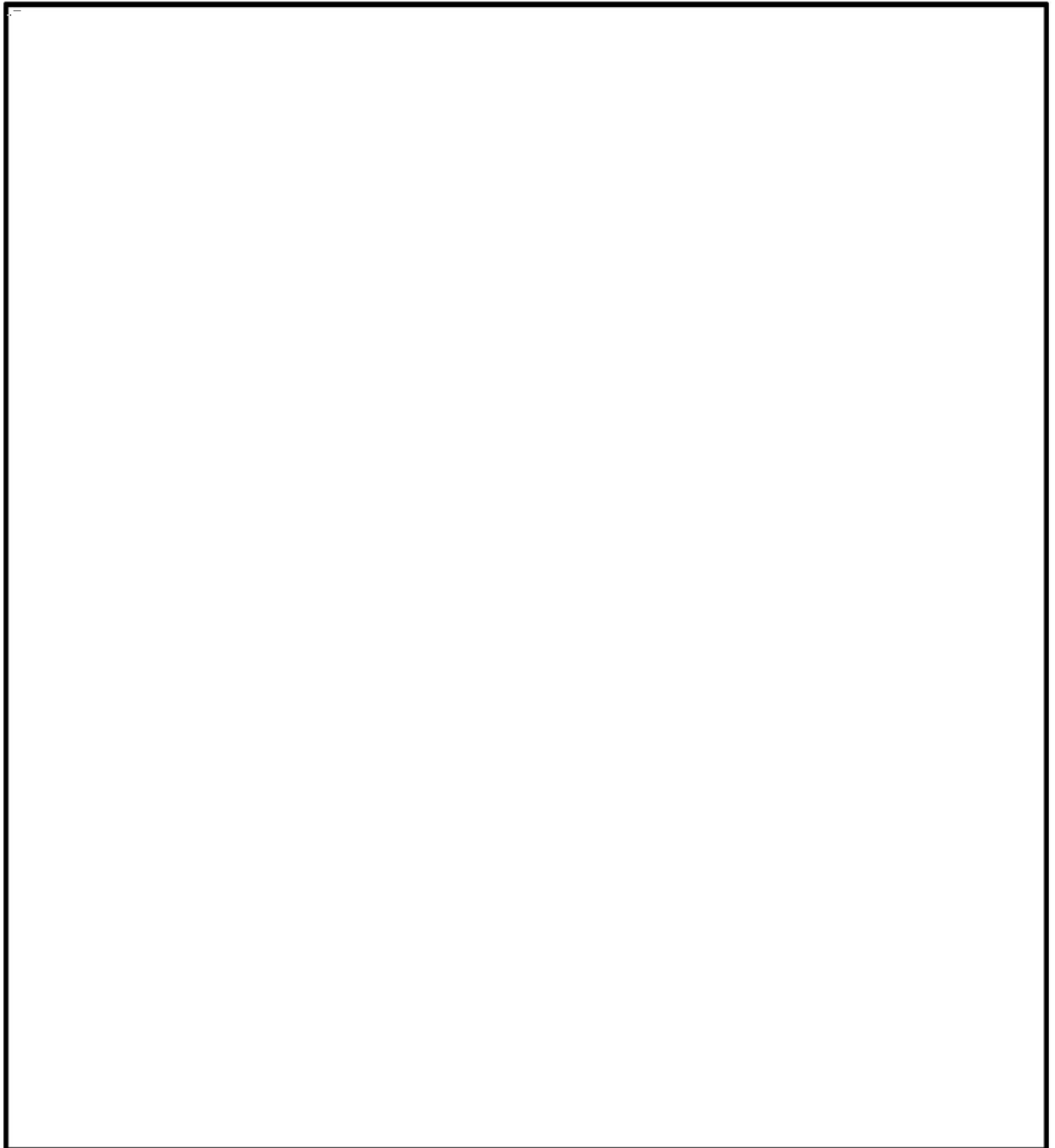
	ケース数	平均値	標準偏差	最大値	最小値
臨界実験(1)		0.99961	0.00304	1.01172	0.99651
臨界実験(2)		0.99776	0.00264	1.00055	0.99363
臨界実験(3)		1.00279	0.00259	1.00452	0.99981
合計		0.99940	0.00309	1.01172	0.99363



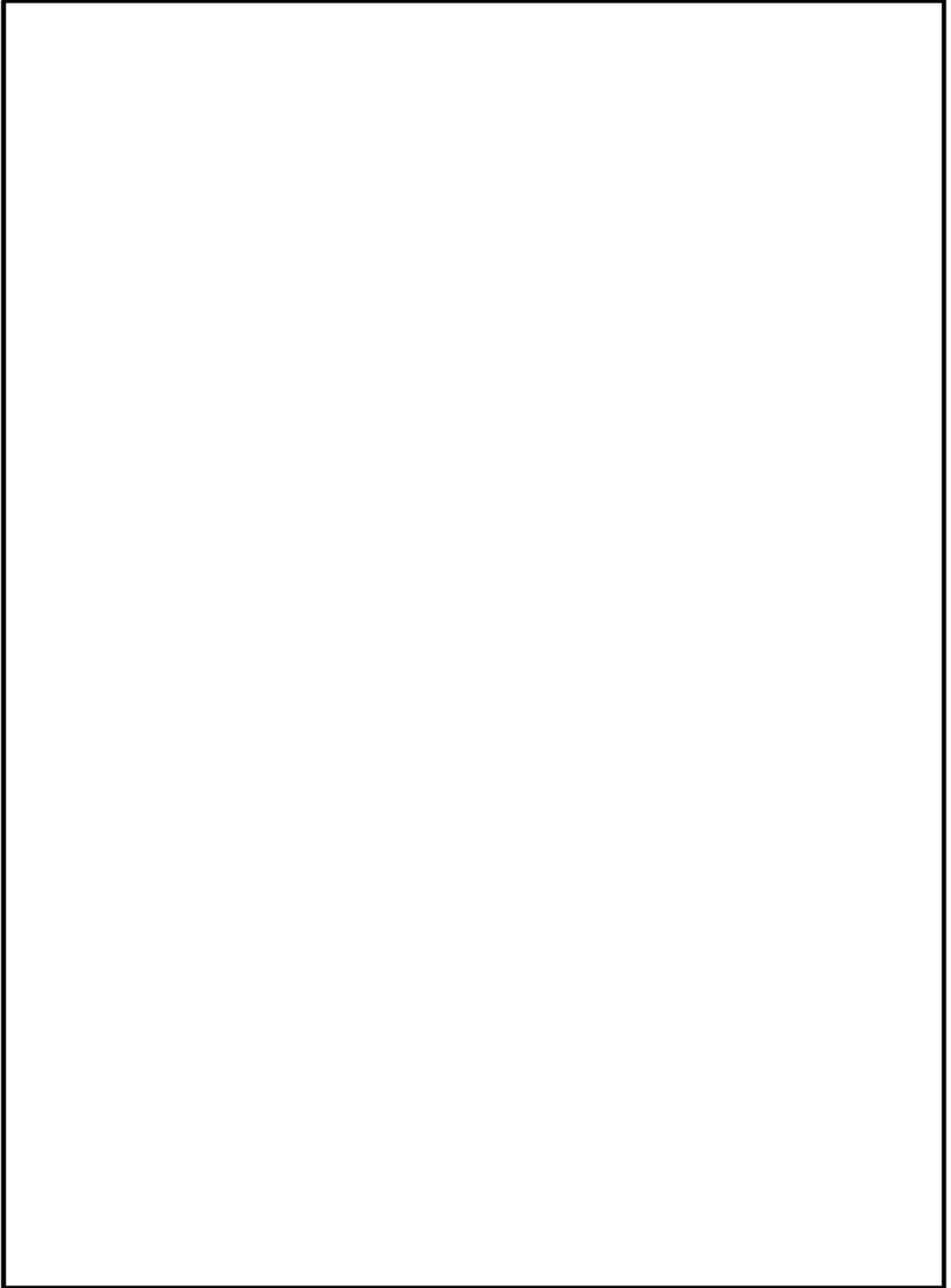
(ロ)-第 E. 4 図(a)  臨界実験に用いた燃料棒



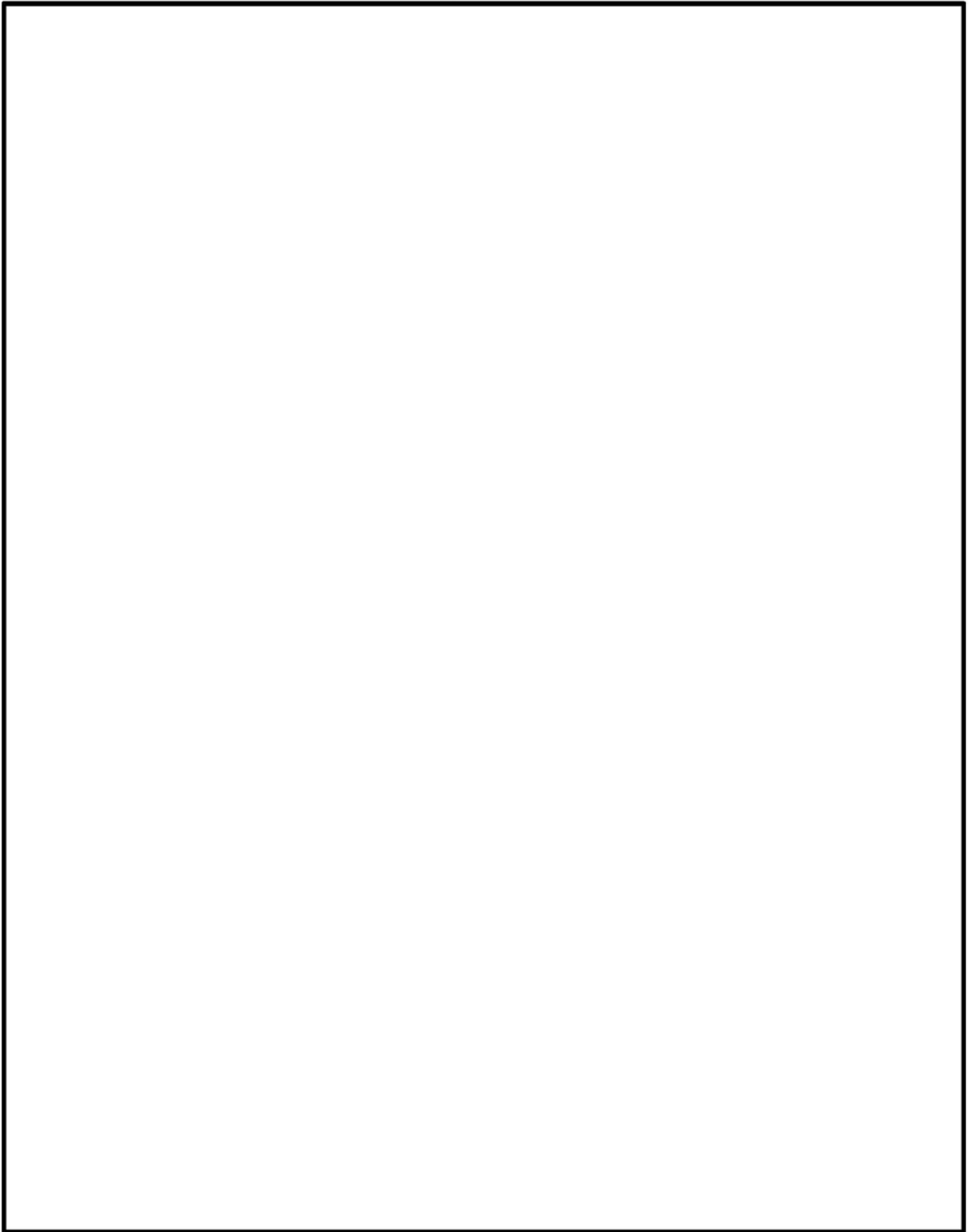
(a)-第E.4図(b) 臨界実験体系(1)



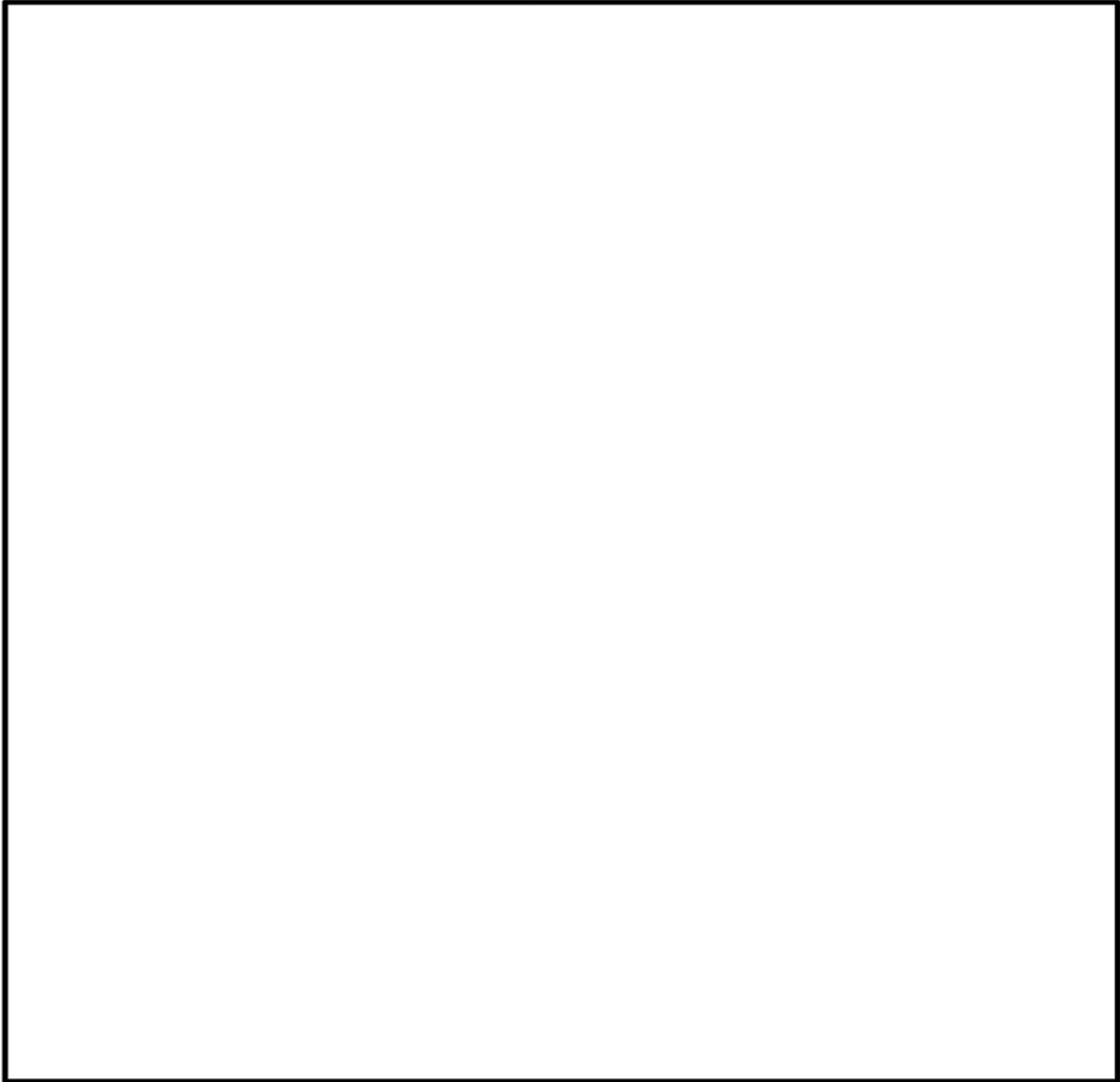
(a)-第E.5图 臨界実験体系(2)



(a)-第E.6図 臨界実験体系(1)



(ロ)-第E.7図 臨界実験体系(2)



(a)-第E.8図 [redacted] 臨界実験体系 [redacted]

E.6 結果の要約及びその評価

本輸送容器のバスケットは、断面形状が中空状であるアルミニウム合金製のバスケットプレートで構成された格子構造であり、個々の燃料集合体が輸送容器内部の所定の位置に収納される。また、バスケットプレートと中性子吸収材を併せて配置することで臨界を防止する構造としている。

本輸送物の臨界解析は、通常輸送時並びに核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下に置かれた輸送物の孤立系及び配列系のいずれの条件より厳しい条件で行い、結果は十分未臨界であった。したがって、上記のいずれの条件においても未臨界が維持される。

E.7 付属書類

E.7.1 輸送容器の品質管理及び輸送前の密封性能の確認

本輸送容器については、保安規定に基づく品質マネジメントシステムにより品質管理が行われ、参考に示すように、製作中及び製作完了時に十分な検査が行われる。また、(ハ)章に示す保守により性能が維持される。

輸送前には、(ハ)章に示すように発送前検査において三次蓋及び二次蓋の気密漏えい試験が実施され密封性能が確認される。

E.7.2 胴内の浸水量

本輸送容器は燃料集合体を収納後、内部水が排出され、さらに真空乾燥が行われる。また、A.9.2の2.に示すように、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下においても、輸送容器の三次蓋及び二次蓋は密封性能を維持し、二重の防水機能が維持されるため、胴内が水で満たされることはない。しかし、ここでは仮想的に、胴内への浸水としては、浸漬試験において胴内に浸入する水を仮定する。

本輸送容器の防水機能である三次蓋及び二次蓋の密封性能は(ロ)-第 E. 付 1 表に示すとおりである。胴内への浸水量を、三次蓋の密封性を安全側に無視して、二次蓋に対して 15 m 浸漬の水圧がかかったとして評価する。

(ロ)章 C に示した手法により二次蓋のガスケットからの浸水率を求めた結果を(ロ)-第 E. 付 2 表に示す。1 ヶ月間の浸水量は 2000 cm³ 程度である。

上記の 15 m 浸漬における浸水量に基づいて安全側に胴内の水量としては 5000 cm³ を考慮し、この水が均一に分散していると仮定した。

(ロ)-第 E. 付 1 表 防水機能の密封性能

部位	漏えい率 (ref cm ³ /s)	備考
三次蓋	1×10 ⁻³	気密漏えい試験の基準値
二次蓋	5×10 ⁻³	核分裂性輸送物に係る特別の試験条件の影響を考慮した金属ガスケットの漏えい率 ³⁾

(ロ)-第E.付2表 15 m 浸漬の水圧による浸水率

項目	部位	密 封 境 界 (蓋部)
P_u : 上 流 側 圧 力 (MPa)		0.251325
P_d : 下 流 側 圧 力 (MPa)		0.0
T : 流 体 の 温 度 (K)		383.15 (注1)
a : 漏 え い 孔 長 (cm)		
D : 漏 え い 孔 径 (cm)		
L : 15 m 浸漬の水圧による浸水率 (cm ³ /s) (注3)		7.32×10 ⁻⁴ (1.90×10 ³ cm ³ /月)

(注1) ガasket部温度

(注2) ガasketの接触幅を採用

(注3) 水の計算においては(ロ)章Cの(1)式に替えて次式で求めた。

$$L = F_c \times (P_u - P_d) \quad 4)$$

E.7.3 取扱い時の臨界解析

輸送物の取扱い時においては、胴内に水が満たされる。ここでは、胴内に水が満たされる場合の臨界解析を行う。

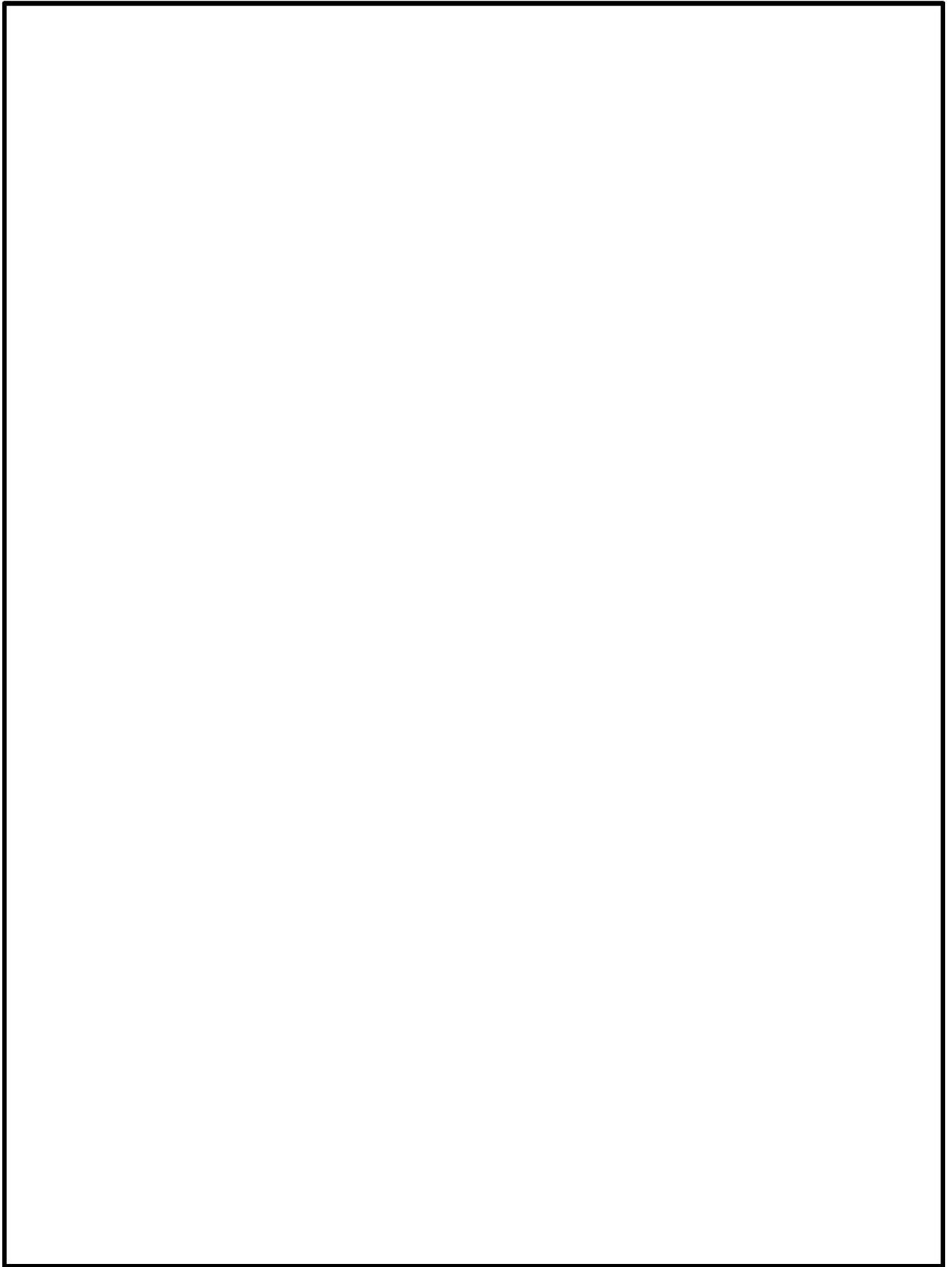
1. 解析モデル

(a)-第 E. 付 1 図に臨界解析モデルを示す。解析モデルは安全側の評価となるよう以下の条件を考慮した。

- ・輸送物が無限に配列している体系とする。
- ・中性子遮蔽材を無視する。
- ・緩衝体及び三次蓋を無視する。
- ・中性子実効増倍率が最大となるように、バスケットプレート板厚、バスケットプレート内幅、中性子吸収材板厚及びバスケット格子内のりの公差を考慮する。
- ・バスケット格子内の燃料集合体は、中性子実効増倍率が最大となるように配置する。
- ・胴内には水が存在するものとする。
- ・バスケットプレート及び中性子吸収材は、実在する部分は燃料有効部に相当する部分のみと仮定し、それ以外の部分は水に置き換える。

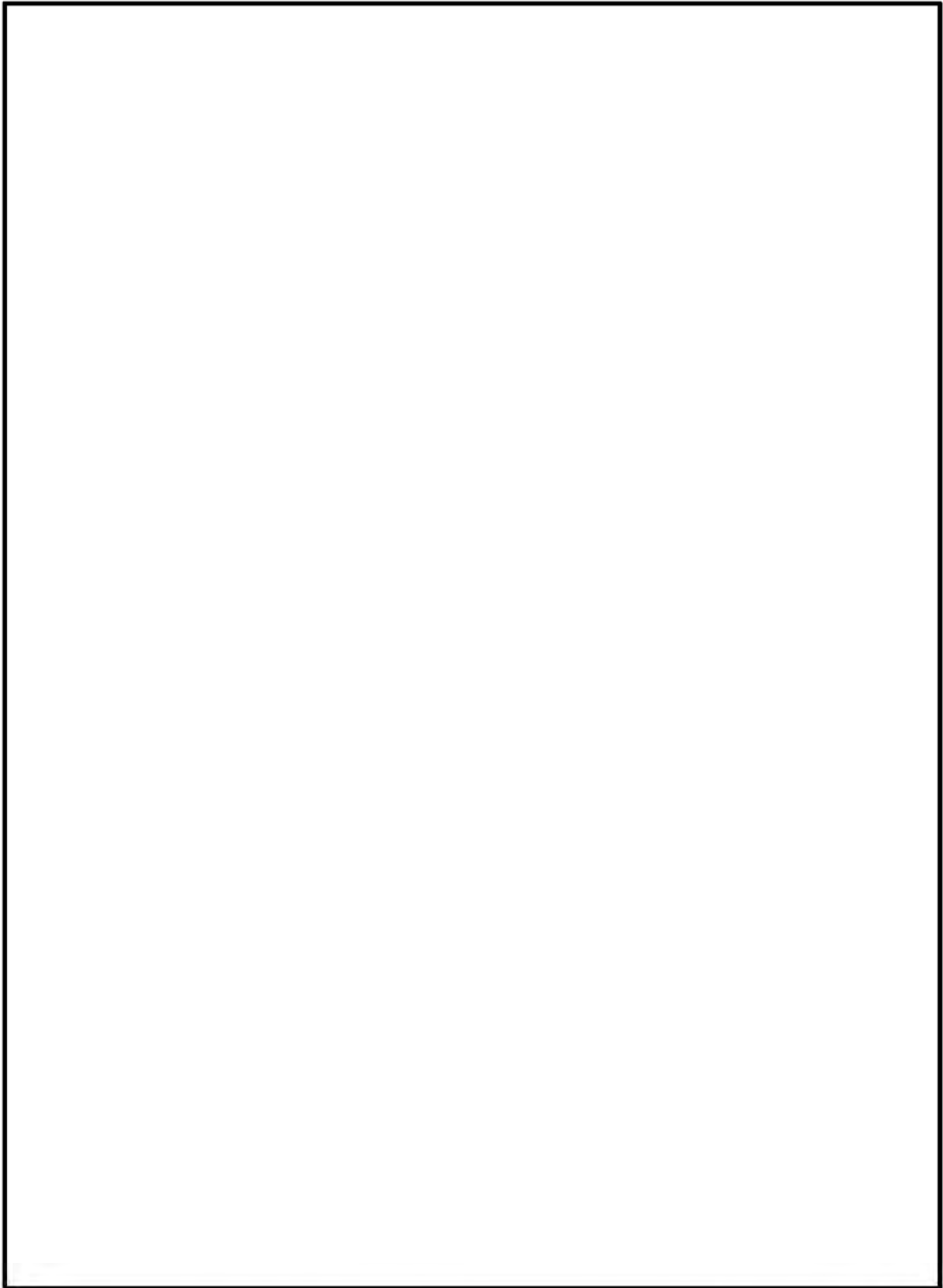
本臨界解析で用いた輸送物各領域の構成物質の原子個数密度を(a)-第 E. 付 3 表に示す。

輸送物の中性子実効増倍率を最も大きく評価するために、胴内の水の密度は 1.0 g/cm^3 とした。



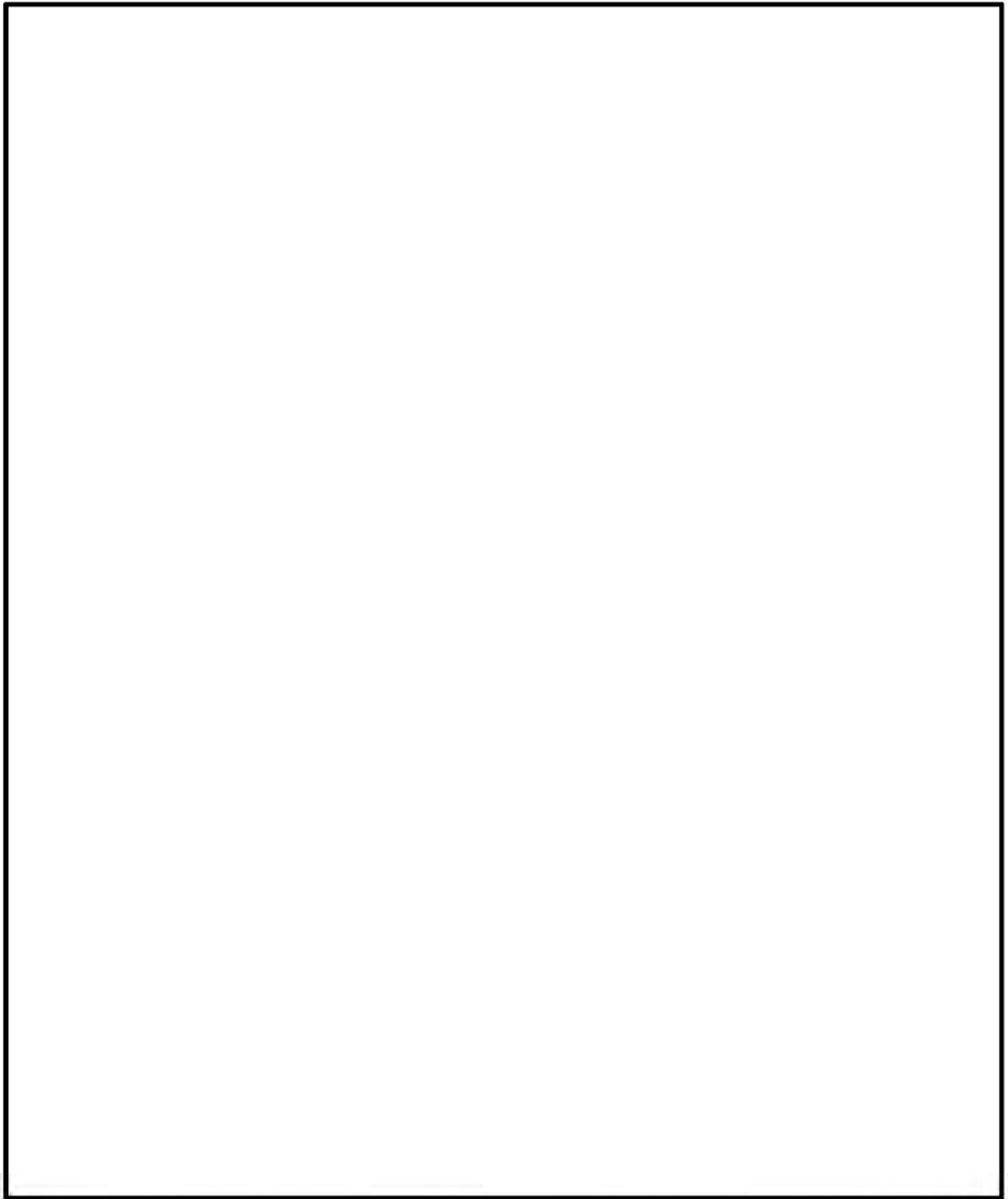
(単位：cm)

(ロ)-第 E. 付 1 図(a) 臨界計算モデル (縦断面図)



(単位 : cm)

(a)-第 E. 付 1 図 (b-1) 臨界計算モデル (燃料領域横断面図)



(単位 : cm)

(ロ)-第 E. 付 1 図 (b-2) 臨界計算モデル (燃料領域拡大図)

(ロ)-第E.付3表 輸送物各領域の原子個数密度

領域		密度 (g/cm ³)	元素	原子個数密度 (10 ²⁴ atoms/cm ³)		
				17×17燃料	48,000MWd/t型	
				A型		
燃料領域	UO ₂		²³⁵ U			
			²³⁸ U			
			O			
	燃料棒被覆管 制御棒案内管 計装用案内管		Zr ^(注1)			
				H		
				O		
ほう素添加 アルミニウム合金			¹⁰ B			
			¹¹ B			
			C			
			Al			
炭素鋼			Fe			
ステンレス鋼			Cr			
			Fe			
			Ni			
アルミニウム合金			Al			

(注1) 実際の仕様はジルコニウム合金（ジルカロイ-4）であるが、解析上は純度100%のジルコニウムとして扱う。なお、他の合金成分（スズ等）は中性子吸収効果がジルコニウムより大きい場合、この取扱いは保守的である。

2. 計算方法

臨界計算には、E. 4. 3 と同様に SCALE コードシステムを用いた。

3. 計算結果

(a)-第 E. 付 4 表に臨界計算の結果を示す。本計算は E. 4. 4 に示した臨界計算結果より中性子実効増倍率 (k_{eff}) が大きくなるが、標準偏差 (σ) の3倍を加えても十分未臨界である。

(a)-第 E. 付 4 表 臨界計算結果

	k_{eff}	σ	$k_{eff} + 3\sigma$
24体収納時	0.91053	0.00045	0.91187

E.7.4 参考文献

- 1) B. T. Rearden and M. A. Jessee, Eds., “SCALE Code System”, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.1, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2016).
- 2) “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments.”, NEA/NSC/DOC(95)03 (2006).
- 3) (独) 原子力安全基盤機構, 「平成 16 年度 中間貯蔵施設健全性評価手法等調査 最終報告」, (2005).
- 4) American National Standards Institute, Inc., “American National Standard for Radioactive Materials – Leakage Tests on Packages for Shipment”, ANSI N14.5-2014, (2014).

(四) 章 F 核燃料輸送物の経年変化の考慮

F. 核燃料輸送物の経年変化の考慮

本輸送容器は、使用済燃料乾式貯蔵施設における貯蔵後の輸送にも用いられる。ここでは、使用予定期間（60年）中の輸送容器の構成部材及び収納物の経年変化について、(ロ)章の安全解析で考慮する事項について示す。

F.1 考慮すべき経年変化要因

本核燃料輸送物において想定される使用条件（使用予定期間 60年及び使用予定回数 10回）を踏まえ、輸送容器の構成部材及び収納物に対して考慮すべき経年変化の要因を以下に示す。

(1) 熱的劣化

高温での材料組成・材料組織の変化、強度・延性・脆性・クリープ・その他物性値の変化及び質量減損

(2) 放射線照射による劣化

中性子照射による材料組成・材料組織の変化及び強度・弾性・延性・脆性・その他物性値の変化

(3) 化学的劣化

全面腐食、応力腐食割れ、異種材料接触部の化学的反応及び燃料被覆管材料における水素吸収・酸化

(4) 疲労による劣化

繰返し荷重の作用による疲労破壊

F.2 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価

(1) 経年変化の考慮の必要性の評価条件

「F.1」において抽出した経年変化要因を踏まえ、経年変化の考慮の必要性について以下の考えで評価した。

- a. 使用予定期間中（60年）継続して使用される輸送物の各構成部材については、長期間の貯蔵に供した後、1回の事業所外運搬により再処理工場に輸送されるケースと、再利用により短期間の貯蔵と輸送を最大 10回繰返すケースを考慮して、使用予定期間中に想定される最大の温度、累積照射量、負荷の繰返し回数を用いて経年変化の影響を評価した。
- b. 輸送時のみに使用される三次蓋・緩衝体の構成部材については、以下のとおり評価した。なお、EPDM製の三次蓋 Oリングは、輸送の都度交換する部材であるため、評価から除外している。

- ・ 三次蓋については、上記の使用予定期間中（60 年）継続して使用される輸送物の構成部材と同様に評価した。
- ・ 緩衝材については、使用済燃料の輸送実績から想定される輸送容器が通常使用される条件での緩衝材の温度評価、及び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の試験結果を基に評価した。放射線照射による劣化、化学的劣化については、上記の使用予定期間中（60 年）継続して使用される輸送物の構成部材と同様に評価した。

ここで、使用予定期間中（60 年）継続して使用される輸送物の各構成部材に係る熱的劣化については、(ロ)-第 F.1 表に示すとおり貯蔵時及び輸送時（一般の試験条件下の太陽熱放射ありの条件）の最高温度のうち高い温度が 60 年間継続する際の影響を評価する。

(2) 経年変化の考慮の必要性の評価結果

収納物の経年変化考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.2 表に示す。また、輸送容器の構成部材のうち使用予定期間中（60 年）継続して使用される輸送容器の構成部材であるキャスク本体、バスケット、一次蓋及び二次蓋の経年変化考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.3 表に、輸送時のみに使用される三次蓋及び緩衝体の経年変化考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.4 表に示す。なお、疲労による劣化については、別途(ロ)章 A「構造解析」の A.4.4.2 において取扱時に荷重が負荷される上部トラニオンの、A.5.1.4 において内圧変化による荷重が負荷される三次蓋及び三次蓋ボルトの疲労評価を実施し、使用計画回数は許容繰返し回数を十分下回っていることを確認している。よって、繰返し荷重に伴う疲労による劣化の影響はない。

(ロ)-第 F.2 表から(ロ)-第 F.4 表に示す評価結果に基づき、(ロ)章では、バスケット（アルミニウム合金）、中性子遮蔽材（レジン）及び金属ガスケットの経年変化を考慮する。

(ロ)-第 F.1 表 使用予定期間中 (60 年) 継続して使用される輸送物の各構成部材における

貯蔵時及び輸送時の最高温度の比較

構成部材	最高温度 (°C)	
	貯蔵時	輸送時
燃料被覆管	219	206
胴 (本体部)	137	121
胴 (フランジ部)	112	111
胴 (底板)	147	133
一次蓋	109	110
一次蓋ボルト	110	109
二次蓋	99	105
二次蓋ボルト	101	105
外筒	129	114
下部端板	129	115
蓋部中性子遮蔽材カバー	106	108
底部中性子遮蔽材カバー	126	117
トラニオン	132	118
バスケット	191	177
伝熱フィン	131	115
金属ガスケット	109	109
中性子遮蔽材 (蓋部、底部、側部)	136	127

(ロ)-第 F.2 表 収納物の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (1/2)

収納物 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
燃料被覆管 (ジルカロイ)	熱	<p>クリープひずみの進行による燃料被覆管の破損、照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下、燃料被覆管中の水素化物再配向による燃料被覆管の脆化、及び応力腐食割れについて評価する必要がある¹⁾。</p> <p>クリープひずみの進行については、予測式に基づく累積クリープひずみが 1 %以下となるよう制限することで防止できる¹⁾ことが示されており、後述する燃料被覆管中の水素化物再配向を防止する基準以内では、クリープひずみが 1 %を超えることはない。</p> <p>照射硬化の回復については、国内の軽水炉で照射された PWR 燃料の燃料被覆管を用いた照射硬化回復試験の結果では、硬化の回復のしきい値は 300 °C 近傍¹⁾であり、しきい値以下であれば照射硬化の回復の可能性は小さく、燃料被覆管の温度を制限することにより防止できる。</p> <p>燃料被覆管中の水素化物再配向については、国内の軽水炉で照射された PWR 燃料の燃料被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械的特性試験の結果、被覆管の周方向機械的特性が低下しない燃料被覆管の温度が 275 °C 以下、周方向応力が 100 MPa 以下¹⁾と求められており、燃料被覆管温度と周方向応力を上記基準以内に制限することによって、機械的特性の劣化を防止できる。</p> <p>上記に示すとおり、燃料被覆管中の水素化物再配向を防止することにより、他の発生も同時に防ぐことができる。使用予定期間中の燃料被覆管の最高温度及び最高温度における周方向応力は、219 °C 及び 94 MPa で水素化物再配向を防止する基準以内であることから、熱による経年変化を考慮する必要はない。</p>

(ロ)-第 F.2 表 収納物の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (2/2)

収納物 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
燃料被覆管 (ジルカロイ)	照射	使用予定期間中の累積中性子照射量が 1.5×10^{15} n/cm ² であり、炉内の中性子照射量 ($10^{21} \sim 10^{22}$ n/cm ²) に対して十分低いことから、放射線照射による影響は無視し得る ¹⁾ 。
	化学	<p>応力腐食割れについては、燃料ペレットの温度上昇による腐食性核分裂生成ガスの放出はなく、また、原子炉運転中に燃料ペレットから放出されたヨウ化セシウムとして安定に存在することから応力腐食割れが発生する化学的雰囲気となっていない¹⁾。なお、腐食性雰囲気の整った条件下での応力腐食割れ試験でジルコニウム合金の応力腐食割れのしきい応力は 200 MPa であり、使用済燃料貯蔵時の応力はこれに比べて十分低い¹⁾。</p> <p>また、残留水分が 10 wt% 以下の不活性ガス雰囲気にある燃料被覆管の酸化量及び水素吸収量は無視し得るほど小さい²⁾ため、燃料被覆管の健全性に影響はない。</p>

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (1/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
胴 一次蓋 二次蓋 (炭素鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度 (147 °C) は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (300 °C 以下) である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{3)、4)} されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
一次蓋ボルト 二次蓋ボルト (ニッケルクロムモリブデン鋼)	照射	中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁵⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 5.9×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	<p>輸送容器の使用済燃料を閉じ込める空間は、使用済燃料収納時にその空間を真空乾燥するとともに、不活性ガスであるヘリウムを適切に封入し、使用済燃料を貯蔵する設計としている。一方で、炭素鋼は、淡水に完全に浸漬した条件においても腐食速度は十分に小さいことが示されている⁶⁾。したがって、残留水分 (10 wt%) を考慮しても腐食の影響はない。また、使用済燃料貯蔵時の温度条件において、仮に燃料破損率 1 % 相当の燃料棒内ガスの存在を考慮しても、腐食の影響はない⁷⁾。</p> <p>一次蓋と二次蓋の間の空間部 (以下「蓋間空間」という。) には不活性ガスであるヘリウムを適切に封入し、不活性雰囲気維持されるため、腐食の影響はない。また、中性子遮蔽材 (レジン) に接する部材には中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。なお、大気に触れる部分については、塗装等の防錆措置により腐食を防止する。</p>

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (2/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
バスケットプレート バスケットサポート (アルミニウム合金)	熱	アルミニウム合金は、高温環境下では組織変化による強度低下（過時効の効果含む）が考えられる。加えて、高温環境下で応力が長期作用する場合はクリープによる変形が考えられる。このため、上記影響を考慮することとし、貯蔵開始時の温度（191℃）が60年間継続する際の材料特性を反映した設計用強度・物性値 ⁸⁾ を基に、構造解析を実施する。なお、貯蔵時にバスケットプレートに発生する応力は1MPa未満と小さく、使用予定期間中のバスケットプレートのクリープ変形量は無視し得る。
中性子吸収材 (ほう素添加アルミニウム合金)	照射	アルミニウム合金は、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁸⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1.5×10^{15} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。また、ほう素添加アルミニウム合金については、中性子吸収材中のほう素の使用予定期間中の減損割合は 10^{-5} 程度であり、無視し得るほど小さいため、臨界防止機能への影響はない。
	化学	バスケットが置かれた空間は、使用済燃料収納時にその空間を真空乾燥するとともに、不活性ガスであるヘリウムを適切に封入する設計としている。したがって、不活性雰囲気は維持されるため、残留水分（10 wt%）を考慮しても腐食の影響はない ^{2)、7)} 。

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (3/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
トラニオン (析出硬化系ス テンレス鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度 (132 °C) は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (280 °C 以下) である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{3)、4)} されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{17} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁹⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 5.9×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	トラニオンの内面は中性子遮蔽材 (レジン) に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。ここで、淡水中におけるステンレス鋼は不動態膜を形成するため、全面腐食の程度が不動態膜のない炭素鋼と比較して小さく、また、塩化物を含む環境であれば局部腐食が問題となるが ¹⁰⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素及び塩化物が連続的に供給されないため腐食の影響はない。

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (4/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
外筒及び蓋部 中性子遮蔽材 カバー (炭素鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度 (129 °C) は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (300 °C 以下) である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{3), 4)} されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁵⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は外筒では 3.3×10^{12} n/cm ² 、また、蓋部中性子遮蔽材カバーでは 5.9×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	外筒の内面及び蓋部中性子遮蔽材カバーの内面は中性子遮蔽材 (レジン) に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが ¹⁰⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。また、蓋間空間には不活性ガスであるヘリウムを封入し、蓋部中性子遮蔽材カバーの外表面は不活性雰囲気維持されるため、腐食の影響はない。 なお、外筒の外表面については、塗装等の防錆措置により腐食を防止する。

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (5/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
下部端板 底部中性子遮 蔽材カバー (ステンレス 鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度 (129 °C) は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (280 °C以下) である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{3)、4)} されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{17} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁹⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 8.2×10^{13} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	内面は中性子遮蔽材 (レジン) に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。ここで、淡水中におけるステンレス鋼は不動態膜を形成するため、全面腐食の程度が不動態膜のない炭素鋼と比較して小さく、また、塩化物を含む環境であれば局部腐食が問題となるが ¹⁰⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。
中性子遮蔽材 (レジン)	熱	高温環境下では含有する水分が放出されることによる質量減損が生じることが考えられる。このため、上記影響を考慮することとし、貯蔵開始時の温度 (136 °C) が 60 年間継続する際の質量減損量を基に遮蔽解析を実施する。
	照射	中性子照射量が 10^{15} n/cm ² オーダーまでは、顕著な質量減損は見られないことが示されており ^{11)、12)} 、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1.6×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	熱的影響に併せて記載

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (6/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
金属ガスケット (アルミニウム /ニッケル基 合金)	熱	高温環境下ではニッケル基合金製のコイルスプリング並びにニッケル基合金及びアルミニウム製の被覆材のリラクゼーションに伴う、落下時の密封性能の低下が考えられる。このため、上記影響を考慮することとし、貯蔵開始時の温度 (109 °C) が 60 年間継続する際の密封性能の低下を考慮しても保証できる漏えい率 ¹³⁾ 、 ¹⁴⁾ を用いて、15 m 浸漬における 1 か月間の浸水量を基に臨界解析を実施する。
	照射	アルミニウム/ニッケル基合金は、中性子照射量がそれぞれ 10^{19} n/cm ² オーダー又は 10^{21} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ¹⁵⁾ 、 ¹⁶⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 2.0×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	蓋間空間には不活性ガスであるヘリウムを適切に封入し、その圧力を監視する設計としている。一次蓋の金属ガスケット及び二次蓋の金属ガスケットの内側は不活性雰囲気であり、腐食を考慮する必要はない。大気と接触する二次蓋金属ガスケットの外側については、約 3 年間の塩水噴霧試験を実施し、実機の使用環境より厳しい塩水噴霧環境においても漏えい率に変化のないことが示されている ¹⁷⁾ 。また、10 年間海浜条件で大気ばく露させた際の平均浸食深さ及び最大孔食深さが示されており、使用予定期間中の浸食深さ及び孔食深さを評価した結果、それぞれ約 0.025 mm 及び約 0.33 mm であり ⁶⁾ 、外被材の製造公差 ^(注) を含めても、板厚 0.5 mm より小さいため、閉じ込め機能に影響はない。 (注) 製造公差の例 (ノミナル寸法 : 0.5 mm、製造公差 : <input type="text"/>)

(ロ)-第 F.3 表 使用予定期間中継続して使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価 (7/7)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
伝熱フィン (銅)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度 (131 °C) は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (170 °C以下) である。また、設計用強度・物性値が規定 ¹⁸⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ¹⁹⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1.6×10^{14} n/cm ² であることから照射脆化の影響はない。
	化学	<p>銅の電極電位は炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である¹⁰⁾ことから、銅は腐食することはない、炭素鋼が選択的に腐食される。また、中性子遮蔽材 (レジン) に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること、及び中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないことから、腐食の影響はない。</p> <p>伝熱フィン並びに胴及び外筒の接合部において、異種金属接触により胴及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、閉鎖環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる²⁰⁾ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。</p>

(ロ)-第 F.4 表 輸送時のみに使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/2)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
三次蓋 (ステンレス 鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度(103℃)は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(280℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ³⁾ 、 ⁴⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{17} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁹⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1×10^{14} n/cm ² を下回ることから照射脆化の影響はない。
	化学	耐食性に優れたステンレス鋼を使用するため、実用上問題となる腐食は生じない。
三次蓋ボルト 緩衝体ボルト (ニッケルクロ ムモリブデン 鋼)	熱	高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられるが、最高温度(103℃)は、上記の中で最も厳しい条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ³⁾ 、 ⁴⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。
	照射	中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない ⁵⁾ ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1×10^{14} n/cm ² を下回ることから照射脆化の影響はない。
	化学	メッキ処理等の防錆措置を実施するため、実用上問題となる腐食は生じない。

(ロ)-第 F.4 表 輸送時のみに使用される輸送容器の構成部材の安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/2)

構成部材 (材料)	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
緩衝材 (木材)	熱	<p>高温環境下では熱による強度低下が考えられ、木材温度が 200 °C に達すると木材の熱分解が進む²¹⁾との文献が確認できたものの、直接参照できる文献は乏しい状況にある。一方で、緩衝材として木材が広く使用されていることを踏まえ、本輸送容器を含め現在国内事業者が使用又は使用予定の輸送容器について、これまでの実輸送時の条件をもとに収納物による設計上の最大入熱を考慮した輸送容器の緩衝材の平均温度を評価した結果、約 40~70 °C 程度であること、使用済燃料輸送実績のある輸送容器を廃棄する際に採取した木材の圧潰強度及び密度測定の結果、木材の衝撃吸収性能は健全であり、性能劣化はなかったことから、これまでの実績と同様の使用環境であれば、木材の熱的劣化は生じないと考えられる^(注)。</p> <p>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、木材温度が、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。</p>
	照射	<p>中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダーまでは、顕著な機械的特性変化は見られない²²⁾ことが示されており、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積中性子照射量は 1×10^{13} n/cm² を下回ることから照射脆化の影響はない。</p>
	化学	<p>緩衝材の充填空間はステンレス鋼製のカバープレートに覆われた閉鎖環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐朽しない。</p>

(注) 参考資料：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」

F.3 安全解析における経年変化の考慮内容

安全解析における経年変化の考慮が必要とされたバスケット、中性子遮蔽材及び金属ガスケットについて、安全解析における経年変化の考慮方法を示す。

(1) バスケット

バスケットに使用されるアルミニウム合金については、構造解析において、(ロ)章 A「A.10.5 MSF-24P 型輸送容器のバスケットプレート用材料アルミニウム合金 (MB-A3004-H112) に関する説明書」に示す、高温での 60 年間の熱ばく露後の材料特性を反映した設計用強度・物性値を使用する。

(2) 中性子遮蔽材

a. 構造解析における中性子遮蔽材部の圧力上昇

蓋部、側部及び底部中性子遮蔽材部には、レジンが充填されており、その空間部には空気が大気圧で封入されている。側部中性子遮蔽材部及び底部中性子遮蔽材部には可溶栓が設置されており、輸送前にはそれらの交換などの容器保守で一時的に圧力が開放されるが、通常は大気と遮断された環境にある。また、蓋部中性子遮蔽材部は、圧力が解放されることはなく、常時閉鎖されている。

中性子遮蔽材に用いるエポキシ系レジンについて、貯蔵期間を考慮した経年劣化評価試験が実施されており^{12)、23)~25)}、長期貯蔵後の中性子遮蔽材部の気相部分の成分は主に水、二酸化炭素及び窒素と考えられる。

水については、水の存在による圧力上昇を飽和水蒸気圧として考慮する。二酸化炭素については、初期に空間部分に存在する酸素によるレジンの酸化反応により発生するため、二酸化炭素は初期に存在した酸素と同量の物質質量に設定する。また、窒素は、不活性ガスであることからレジンへの吸収がないものとし、初期に存在した物質質量とする。したがって、空間部分の水を除くガスの物質質量は変化しないものとし、初期に存在する空気として評価する。

構造解析では中性子遮蔽材部の気相部分の圧力上昇として、空気温度の上昇、レジンの熱膨張による空気体積の減少及び飽和水蒸気圧を考慮した。

中性子遮蔽材部の圧力 P (MPa) は、以下のとおり求められる。なお、外筒内面の膨張吸収材が取り付けられる面には以下式によって求めた中性子遮蔽材部圧力に、膨張吸収材の圧縮による圧力 を加えて圧力を設定した。

$$P = P_w + P_G$$

ここで、

P_w : 温度 t の飽和水蒸気圧 (MPa)

P_G : 温度 t の空気の分圧 (MPa)

$$P_G = P_0 \times \frac{t + 273.15}{20 + 273.15} \times \frac{V - V_{R0}}{V_V}$$

P_0 : 大気圧 (0.101325 MPa)

t : 一般または特別の試験条件における中性子遮蔽材温度 (°C)

V : 中性子遮蔽材部の全容積 (m³)

V_{R0} : 初期の中性子遮蔽材の体積 (m³)

V_V : 温度 t の空気の体積 (m³)

$$V_V = V - V_{R0} \times (1 + \alpha(t - 20))^3$$

α : 温度 t の中性子遮蔽材の熱膨張係数 (m/m°C)

一般の試験条件及び特別の試験条件における中性子遮蔽材部圧力の計算条件及び計算結果を(Ⅱ)-第 F.5 表に示す。なお、特別の試験条件において、側部中性子遮蔽材部の圧力は可溶栓によって開放される。

(ロ)-第 F.5 表 中性子遮蔽材充填部圧力の計算条件及び計算結果

部位	試験条件	中性子遮蔽材部の全容積 : V (m ³)	初期の中性子遮蔽材の体積 : V _{R0} (m ³)	中性子遮蔽材温度 : t (°C) (注 1)	温度 t の空気の体積 : V _v (m ³)	温度 t の空気の分圧 : P _G (MPa)	温度 t の飽和水蒸気圧 : P _w (MPa)	中性子遮蔽材部圧力 : P (MPa)
蓋部	一般							
	特別							
側部	一般 (注 3)							
	特別 (注 4)							
底部	一般 (注 3)							
	特別 (注 5)							

(注 1) 一般の試験条件又は特別の試験条件における平均温度

(注 2) 20 °Cにおける体積

(注 3)

(注 4) 特別の試験条件において、下部端板に設けられた可溶栓が熱により溶融し、側部中性子遮蔽材部は大気圧となるが、一般の試験条件と同じ圧力とする。

(注 5) 底部中性子遮蔽材部の特別の試験条件における計算においては、飽和水蒸気圧に加え、一般の試験条件における圧力に対し、空気温度の上昇及びレジンの熱膨脹による空气体積の減少による圧力上昇を考慮する。

(注 6) 一般の試験条件での中性子遮蔽材温度（平均温度）における体積

(注 7) 外筒内側の膨張吸収材が取り付けられている面には、表中に記載の圧力に加えて膨張吸収材の圧縮による圧力 を考慮する。

b. 遮蔽解析における質量減損

使用予定期間経過後の中性子遮蔽材の質量減損率の評価を行い、経年劣化を考慮した原子個数密度を遮蔽解析に用いている。

質量減損率は、劣化パラメータにより次式で表される。

$$\Delta w = 5.69 \times 10^{-4} \times E_p - 19.2 \quad (11)$$

ここで、

Δw : 中性子遮蔽材の質量減損率 (%)

E_p : 劣化パラメータ

$$E_p = T \times (77.6 + \ln(t))$$

T : 中性子遮蔽材温度 (K)

t : 中性子遮蔽材加熱時間 (h)

貯蔵中は、使用済燃料の崩壊熱量の低下に伴い、中性子遮蔽材の温度も低下するが、使用予定期間経過後の中性子遮蔽材の質量減損率算定においては、保守的に貯蔵開始直後の中性子遮蔽材の最高温度が使用予定期間にわたり一定として質量減損率を算定する。使用予定期間初期の中性子遮蔽材の最高温度を(□)-第F.6表に示す。

上記を基にすれば、使用予定期間経過後の劣化パラメータは、温度の高い底部中性子遮蔽材で約 38000 となり、質量減損率は約 2.0 %と算定される。遮蔽解析ではこれを切り上げて 2.5 %の質量減損があるとして評価する。

なお、中性子遮蔽材から放出される成分は水が支配的であり、水よりも水素含有率が高いガス成分はわずかである^{12)、23)~25)}。したがって、遮蔽解析においては、中性子の遮蔽性能を安全側に設定するため、中性子遮蔽材の質量減損の成分を全て水とし、この質量減損分を遮蔽体として無視している。

(□)-第F.6表 使用予定期間初期の中性子遮蔽材の最高温度^(注)

蓋部 (°C)	側部 (°C)	底部 (°C)
109	133	136

(注)最高温度の主な算出条件を以下に示す。

- ・キャスクの貯蔵方式：縦置き貯蔵
- ・環境温度：50°C
- ・キャスクのピッチ：3.5 m

(3) 金属ガスケット

a. 金属ガスケットの横ずれ／口開き量と漏洩率の関係性

高温で長期間使用する金属ガスケットについては、構造解析において、これまでの知見に基づき経年変化を考慮した金属ガスケットの横ずれ基準値を設定する。

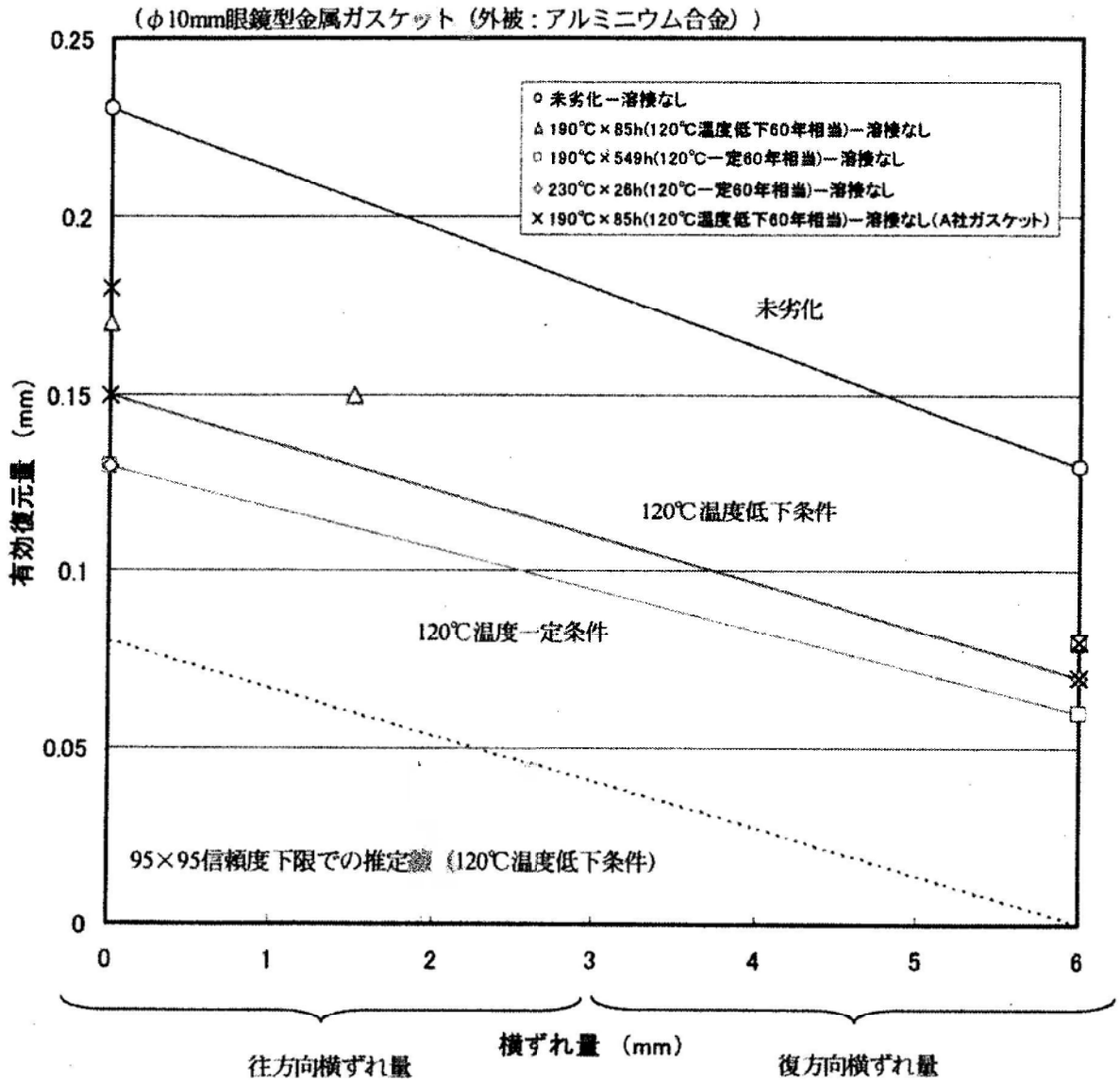
金属ガスケットについては、貯蔵後の輸送時密封性能に関する要素試験として、静的口開き試験、静的横ずれ試験、動的口開き試験、動的横ずれ試験が実施されている。当試験では静的口開きと横ずれが同時に発生した場合に、(ロ)-第 F.1 図に示す輸送時の基準漏えい率を確保するための横ずれ量と有効復元量（許容口開き量）の相関関係が得られている⁷⁾。また、落下試験を想定した動的横ずれと漏えい率の関係についてまとめられ、(ロ)-第 F.2 図に示す統計誤差を考慮した安全側の評価線が示されている²⁶⁾。

本輸送容器で使用する金属ガスケットは上述の試験に用いられたものと、外被、内被及びコイルスプリングの材料は同等であり、断面径も 10 mm と等しい。また、貯蔵終了時（使用予定期間（60 年））のラーソン・ミラー・パラメータ（LMP）は 7340 であり、上述の試験に用いられた試験体の LMP 7375 を下回っているため、上述の試験以上の密封性能が期待できる。ただし、本輸送容器で使用する金属ガスケットのフープ径は上述の試験の約 10 倍であるため、漏えい率は試験における漏えい率の 10 倍として評価する。

上述の試験に基づき、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件に対しては、十分な防水機能が得られる密封性能（ 5×10^{-3} ref cm^3/s ）となるよう、構造解析の基準値を、横ずれ量と有効復元量（許容口開き量）の関係より静的横ずれに対して 3 mm、動的横ずれと漏えい率の関係より動的横ずれに対して 3 mm と設定した。

b. 漏水量評価に使用する二次蓋金属ガスケットの密封性能

構造解析において、a. で定めた基準を満たすことを確認できたことから、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件における二次蓋金属ガスケットの密封性能を 5×10^{-3} ref cm^3/s と設定し、ロ章 E 臨界解析 E.7 にて胴内の浸水量を評価した。

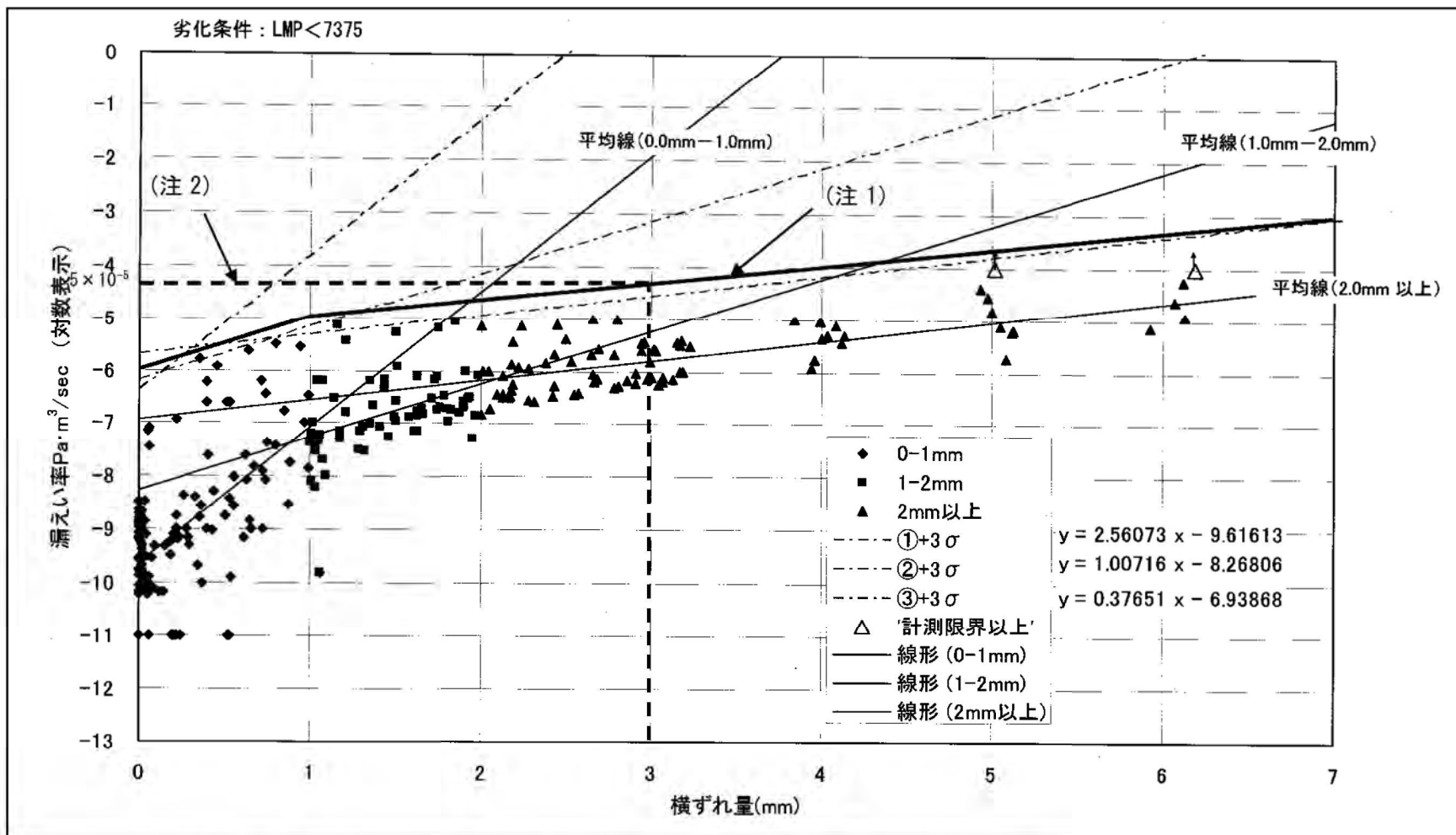


注1: 図中のラインは、横ずれ後の口開き試験を行ったデータにつき、劣化条件ごとでの下限線を示す。

注2: 破線で示す値及びラインは全データでの95×95信頼度下限値の値(0.08mm)と120°C温度低下条件下での下限ラインと平行に引いた場合の想定線である。

(ロ)-第F.1図 静的横ずれ変位と口開き変位が同時に起こった場合の許容量推定図⁷⁾

(基準漏えい率に対する有効復元量)



(注1) 試験データのばらつき (3σ) を考慮して設定した漏えい率評価のための上限

(注2) 元図に横ずれ 3 mm のときの漏えい率読み取り補助線等を追記

F.4 付属書類

F.4.1 参考文献

- 1) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 中間貯蔵ワーキンググループ 輸送ワーキンググループ, 「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」, (2009).
- 2) (一社)日本原子力学会標準委員会, 「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準:2010 (AESJ-SC-F002:2010)」, (2010).
- 3) (一社)日本機械学会, 「使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格 (JSME S FA1-2007)」, (2007).
- 4) (一社)日本機械学会, 「発電用原子力設備規格 材料規格 (2012年版) (JSME S NJ1-2012)」, (2012).
- 5) K. Farrell, S. T. Mahmood, R. E. Stoller, L. K. Mansur, “An Evaluation of Low Temperature Radiation Embrittlement Mechanisms in Ferritic Alloys”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 210, (1994).
- 6) (一社)日本アルミニウム協会, 「アルミニウムハンドブック第7版」, (2007).
- 7) (独)原子力安全基盤機構, 「平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験 報告書 最終報告」, (2004).
- 8) 三菱重工業(株), 「型式設計特定容器等の型式指定申請書 本文及び添付書類の一部補正について」, (2017).
- 9) 土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一, 「304 ステンレス鋼の SCC 特性に及ぼす中性子照射効果 (その2) - 熱鋭敏化材の SCC 感受性に及ぼす照射影響 -」, (一財)電力中央研究所, (1997).
- 10) (公社)腐食防食協会編, 「腐食・防食ハンドブック CD-ROM 版 第2版」, 丸善(株), (2005).
- 11) (財)原子力発電技術機構, 「平成14年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等 (金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書」, (2003).
- 12) T. Ichihashi, D. Ishiko, A. Ogawa, M. Morishima, “Verification Tests of Neutron Shielding Materials and Shielding Assessment”, *Proceedings of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, (2007).
- 13) 加藤治, 伊藤千浩, 三枝利有, 「使用済燃料貯蔵キャスクの長期密封性能評価手法の開発」, 日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 6, (1996).
- 14) (一財)電力中央研究所, 「平成21年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等報告書」, (2010).

- 15) H. Yoshida, et al., “Reactor Irradiation Effects on Al 1100”, Proc. Jpn. Congr. Mater. Res., Vol.24, (1981).
- 16) T. T. Claudson, “Cladding and Structural Materials Semi-Annual Progress Report”, HEDL-TME 75-77, (1975).
- 17) 小崎明朗, 「使用済燃料貯蔵中の耐久性に関する海外動向他」, (株) 日本原子力情報センター主催セミナー「使用済燃料貯蔵技術の現状と課題」, (1998).
- 18) (一財)日本規格協会, 「圧力容器の設計 (JIS B 8267 : 2015)」, (2015).
- 19) S. J. Zinkle, G. L. Kulcinski, “Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys”, ASTM STP888, (1986).
- 20) 能登谷武紀, 「密閉系淡水における鋼-銅系のガルバニック腐食」, 伸銅技術研究会誌 33 卷, (1994).
- 21) 岡野健, 祖父江信夫, 「木材科学ハンドブック」, 朝倉書店, (2006).
- 22) 三菱重工業(株), 「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明申請書(特定兼用キャスク) 本文及び添付書類の一部補正について」, (2021).
- 23) 原燃輸送(株), 「使用済燃料等の輸送容器に用いられる中性子しゃへい材(NS-4-FR)の連続加熱評価試験」, NFT-TR-97001, (1997).
- 24) (財)原子力発電技術機構, 「平成 13 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術確証試験(金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書」, (2002).
- 25) (財)原子力発電技術機構, 「平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書」, (2003).
- 26) (独)原子力安全基盤機構, 「平成 16 年度 中間貯蔵施設健全性評価手法等調査報告書(1/2) 最終報告」, (2005).

(ロ)章 G 外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目																																																																																									
(核燃料輸送物としての核燃料物質等の運搬) 第3条 第1項第1号 第2号 第3号	(L型輸送物として運搬できる核燃料物質等) 第3条 (A型輸送物として運搬できる核燃料物質等の放射能の量の限度) 第4条	<p>該当しない。</p> <p>該当しない。</p> <p>本輸送物の収納物は下記のとおりであり、原子力規制委員会の定める量を超える量の放射能を有する核燃料物質等に該当するのでBM型輸送物として輸送する。</p> <table border="1" data-bbox="651 1048 1286 1937"> <tr> <td colspan="2" rowspan="3"></td> <td colspan="2">中央部</td> <td colspan="2">外周部</td> </tr> <tr> <td colspan="4">17×17燃料</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>A型</td> <td>B型</td> <td>A型</td> <td>B型</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">燃料集合体の種類</td> <td colspan="4">軽水炉 (PWR) 使用済燃料</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">性状</td> <td colspan="4">固体 (二酸化ウラン粉末焼結体)</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">ウラン重量 (kg 以下)</td> <td colspan="4" rowspan="2"></td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">放射能の量 (PBq 以下)</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">初期濃縮度 (wt% 以下)</td> <td colspan="4">4.2</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃 焼 度</td> <td>収納物最高 (MWD/MTU 以下)</td> <td colspan="4" rowspan="2"></td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td>収納物平均 (MWD/MTU 以下)</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">発熱量 (kW 以下)</td> <td colspan="4">15.8</td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">冷却日数 (日以上)</td> <td colspan="4"></td> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2">収納体数 (体)</td> <td colspan="2">12</td> <td colspan="2">12</td> <td colspan="2"></td> </tr> </table>			中央部		外周部		17×17燃料						A型	B型	A型	B型			燃料集合体の種類		軽水炉 (PWR) 使用済燃料						性状		固体 (二酸化ウラン粉末焼結体)						ウラン重量 (kg 以下)								放射能の量 (PBq 以下)				初期濃縮度 (wt% 以下)		4.2						燃 焼 度	収納物最高 (MWD/MTU 以下)							収納物平均 (MWD/MTU 以下)			発熱量 (kW 以下)		15.8						冷却日数 (日以上)								収納体数 (体)		12		12				(イ)-A、 (イ)-D
		中央部			外周部																																																																																							
		17×17燃料																																																																																										
		A型	B型	A型	B型																																																																																							
燃料集合体の種類		軽水炉 (PWR) 使用済燃料																																																																																										
性状		固体 (二酸化ウラン粉末焼結体)																																																																																										
ウラン重量 (kg 以下)																																																																																												
放射能の量 (PBq 以下)																																																																																												
初期濃縮度 (wt% 以下)		4.2																																																																																										
燃 焼 度	収納物最高 (MWD/MTU 以下)																																																																																											
	収納物平均 (MWD/MTU 以下)																																																																																											
発熱量 (kW 以下)		15.8																																																																																										
冷却日数 (日以上)																																																																																												
収納体数 (体)		12		12																																																																																								

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第3条 第2項 第3項		<p>該当しない。</p> <p>輸送容器の構成部材及び収納物の経年変化を以下のとおり考慮した上で、第6条の技術上の基準に適合していることを確認している。</p> <p>a. 本輸送物に想定される使用状況及びそれに伴い考慮すべき経年変化の要因は以下のとおり。</p> <p>(1) 使用状況 構内輸送、貯蔵（保管）、再処理工場への輸送の用途で、使用予定年数を60年、使用予定回数を10回と想定する。</p> <p>(2) 経年変化の要因 熱的劣化、放射線照射による劣化、化学的劣化及び疲労による劣化とする。</p> <p>b. 「a.」を踏まえ、経年変化の考慮の必要性及び考慮の方法について、以下のとおり評価した。</p> <p>(i) 熱的劣化については、貯蔵又は輸送時における除熱解析結果（最高温度評価結果）を基に評価した結果、安全解析において以下の構成部材の熱的劣化を考慮することとした。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バスケット（アルミニウム合金）については、高温環境下では組織変化による強度低下（過時効の効果含む）が考えられるため、貯蔵開始時の温度が60年間継続する際の材料特性を反映した設計用強度・物性値を基に強度評価を行う。 ・中性子遮蔽材（レジン）については、高温環境下では含有する水分が放出されることによる質量減損が考えられるため、貯蔵開始時の温度が60年間継続する際の質量減損量を評価した結果、約2.0%となったことから、遮蔽解析では、保守的に2.5%の質量減損を考慮する。 	(ロ)-F

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第3条 第3項		<p>・金属ガスケット（アルミニウム／ニッケル基合金）については、高温環境下ではリラクゼーションによる落下時の密封性能低下が考えられるため、貯蔵開始時の温度が60年間継続する際の密封性能の低下を考慮しても保証できる漏えい率を用いて15m浸漬における1か月間の浸水量を評価した結果、約2リットルとなったことから、臨界解析では、保守的に5リットルの浸水を考慮する。</p> <p>また、緩衝材として用いる木材については、実輸送時における緩衝材の温度及び使用済燃料輸送実績のある輸送容器を廃棄する際に採取した木材の試験結果より、これまでの実績と同様の使用環境であれば、木材の熱的劣化は生じないと考えられる。</p> <p>その他の部材については、最高温度がクリープによる変形を考慮する必要のない温度以下である等の理由により安全解析において考慮すべき経年変化は生じない。</p> <p>(2) 放射線照射による劣化については、中性子照射による強度、弾性、脆化等の機械的性質への影響が考えられるが、使用予定期間中の累積照射量が機械的特性変化を考慮する必要のない照射量に比べて小さい等の理由により安全解析において考慮すべき経年変化は生じない。</p> <p>(3) 化学的劣化に関しては、腐食による強度の低下が考えられるが、不活性ガス雰囲気下にある、又は酸素が連続的に供給されない閉鎖環境下にある等の理由により安全解析において考慮すべき経年変化は生じない。</p> <p>(4) 疲労による劣化に関しては、繰返し荷重の作用による疲労破壊が考えられるが、荷重の作用回数が許容繰返し回数を大きく下回るため安全解析において考慮すべき経年変化は生じない。</p>	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
<p>(BM 型輸送物に係る技術上の基準) 第 6 条第 1 号</p> <p>(第 5 条第 1 号)</p> <p>(第 4 条第 1 号)</p>		<p>c. 以上より、安全解析においては、上記で抽出されたバスケット（アルミニウム合金）、中性子遮蔽材（レジン）及び金属ガスケットの熱的劣化による影響を考慮した評価を実施し、第 6 条の技術上の基準に適合していることを確認した。</p> <p>後述のとおり第 5 条第 1 号～第 8 号までに定める基準に適合している。ただし、第 6 号に定められる要件は該当しない。</p> <p>後述のとおり第 4 条第 1 号～第 5 号、第 8 号及び第 10 号に定める基準に適合している。</p> <p>本輸送物は、以下に示すように容易に、かつ、安全に取扱うことができる。</p> <p>a. 輸送物は、キャスク本体にトラニオンがあり、吊上げ、吊下しは専用吊具を用い、クレーンを使用して容易に行える。また、輸送物は専用の輸送架台を用いて車輛又は船舶に強固に積付けられる等、安全に取り扱えるものである。</p> <p>b. 輸送物の吊上装置であるトラニオンは、公式を用いた計算により、取扱時を考慮して安全係数を 3 とし、収納物の最大収納体数を考慮した輸送物の吊上げ荷重の負荷時にも設計降伏点を下回るよう設計しており、急激な吊上げに耐えられるものである。</p> <p>c. 輸送物には、トラニオンを除いて輸送物を吊上げるおそれのある吊手はない。 また、輸送物は、専用吊具によって容易に、かつ、安全に取り扱うことができる。</p> <p>d. 輸送物の表面は滑らかに仕上げられており、雨水が溜らない構造となっている。</p>	<p>(イ)-C</p> <p>(ロ)-A. 4. 4</p> <p>(イ)-C</p> <p>(イ)-C</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(第4条第2号)		<p>本輸送物は、以下に示すように運搬中に予想される温度(-20℃～38℃)及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等の生じるおそれはない。</p> <p>a. 運搬中に予想される輸送物各部の最低温度は一律-20℃とし、最高温度は一般の試験条件の熱的試験と同様に周囲温度 38℃及び太陽放射熱を保守的に連続で負荷した条件の下で、軸方向燃焼度分布を考慮した上で、収納物の崩壊熱量の最大値に裕度を見た 18.1 kW として輸送物各部の温度を ABAQUS コードを用いて解析評価している。収納物の最高温度は 206℃であり、制限温度 275℃より低いため、燃料被覆管の機械的特性に影響はない。</p> <p>本輸送物の主要な中性子遮蔽材であるレジンの温度は 127℃であり、使用可能温度 149℃より低いため、遮蔽性能が低下することはない。また、二次蓋金属ガスケット温度は 105℃であり、金属ガスケットの使用可能温度 130℃より低く、三次蓋 Oリング温度は 103℃であり、Oリングの使用可能温度 150℃より低いため、密封性能が低下することはない。</p> <p>b. 運搬中に予想される温度の変化に対して、輸送物は周囲温度-20℃～38℃の温度の範囲において、各部品の熱膨張に伴う寸法変化は十分小さく、部品同士の干渉が生じないため、き裂、破損等の生じるおそれはない。また、発生する熱応力に対しても、耐える強度をもつことから、構造健全性は維持される。</p> <p>c. 運搬中に予想される内圧の変化に対して、輸送物の運搬中に予想される最大内圧は胴内圧が 0.078MPa、一二次蓋間が 0.39MPa、二三次蓋間が 0.253MPa であり、構造解析ではその圧力条件を上回る差圧を胴内、一二次蓋空間及び二三次蓋空間に設定した条件で、熱応</p>	<p>(ロ)-B. 4. 6</p> <p>(ロ)-A. 5. 1. 2</p> <p>(ロ)-A. 5. 1</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(第4条第2号)		<p>力を含めた各部の応力を ABAQUS コードを用いて解析評価している。また、中性子遮蔽材充填空間においても温度上昇に伴う圧力上昇を考慮している。運搬中の温度変化により予想される容器本体各部の温度差による熱応力や内圧の変化による荷重が負荷されても各部が設計応力強さ等基準値を下回り、構造健全性が維持され、き裂、破損等の生じるおそれはない。また、三次蓋の口開き変形量は O リングの初期締め付け代より小さく、密封性を損なうことはない。</p> <p>d. 本輸送物の胴内は、真空置換によりヘリウムを充填するため残留水はなく、水の放射線分解によってガスが発生しないため、内圧を高めることはなく、密封性を損なうことはない。</p> <p>e. 三次蓋は輸送時の振動等により緩まないよう、三次蓋ボルトにより強固に締付けられており、運搬中の温度及び内圧の変化を考慮しても、開くことはない。また、輸送物のキャスク本体と三次蓋の接合部の密封境界には O リングを設けており、密封を保っている。</p> <p>f. 固縛装置であるトラニオンは、公式を用いた計算により、輸送物最大重量を考慮したうえで、輸送中発生する上下及び前後方向加速度 2 g 並びに左右方向加速度 1 g の負荷時にも設計降伏点を下回るように設計されているため、構造健全性は維持される。また、本輸送物は固有振動数 (215 Hz) と輸送による振動数 (10 Hz) の差が大きく、励振力による輸送物の応答増幅の影響はなく、輸送中の振動による荷重は 0.3m 落下事象に包絡される。よって、輸送物は予想される振動等によって、き裂、破損等の生じるおそれはない。</p>	<p>(ロ)-B. 4. 4</p> <p>(ロ)-A. 4. 7、 (ロ)-A. 5. 1、 (ロ)-C. 2. 4</p> <p>(ロ)-A. 4. 5、 (ロ)-A. 4. 7</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(第4条第3号)		輸送物表面には、取扱い時に使用するトラニオン以外には不要な突起物がなく、また、輸送物表面はステンレス鋼もしくは塗装を施した炭素鋼面であり、滑らかに仕上げていることから、除染は容易である。	(イ)-C
(第4条第4号)		<p>本輸送物には、炭素鋼、ステンレス鋼等化学的に安定した材料を使用しており、以下に示すように各々の材料相互の間及び収納物との間では、危険な物理的作用又は化学反応を起こすおそれはない。</p> <p>a. 構成部品同士の熱膨張による干渉はないことから、材料相互の接触による、き裂、破損等を生じるおそれはない。</p> <p>b. レジンを外筒等に密閉する、また、胴内をヘリウム雰囲気にする等、材料相互で腐食等が生じない設計としている。</p> <p>c. レジン及びOリングは金属と接触しても化学反応を起こすおそれはない。</p> <p>d. 伝熱フィンと胴及び外筒の接合部は、異種金属接触による電氣的な腐食促進の影響は小さい。</p>	(ロ)-A. 5. 1. 2 (ロ)-A. 4. 1 (ロ)-A. 4. 1 (ロ)-A. 4. 1
(第4条第5号)		三次蓋に設置されるリリースバルブにはリリースバルブカバープレートを設け、運搬中は覆われる設計としており、誤って操作されることはない。	(ロ)-A. 4. 3
(第4条第6号)		該当しない。	
(第4条第7号)		該当しない。	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目						
(第4条第8号)	(表面密度限度) 第9条	<p>本輸送物の表面の放射性物質の密度は、発送前に表面密度限度以下であることを確認したうえで、発送される。</p> <table border="1" data-bbox="699 443 1251 667"> <thead> <tr> <th data-bbox="699 443 970 517">放射性物質の区分</th> <th data-bbox="970 443 1251 517">密 度 (Bq/cm²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="699 517 970 591">アルファ線を放出する放射性物質</td> <td data-bbox="970 517 1251 591">0.4</td> </tr> <tr> <td data-bbox="699 591 970 667">アルファ線を放出しない放射性物質</td> <td data-bbox="970 591 1251 667">4</td> </tr> </tbody> </table>	放射性物質の区分	密 度 (Bq/cm ²)	アルファ線を放出する放射性物質	0.4	アルファ線を放出しない放射性物質	4	(ハ)-A
放射性物質の区分	密 度 (Bq/cm ²)								
アルファ線を放出する放射性物質	0.4								
アルファ線を放出しない放射性物質	4								
(第4条第9号)		該当しない。							
(第4条第10号)		<p>本輸送物には、収納物以外のものが収納されていないことを確認したうえで蓋をするので、本輸送物の安全性を損なうおそれのあるものを収納することはない。</p>	(ハ)-A						

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(第5条第2号)		本輸送容器の仕様は外径 3550mm、長さ 6783mm の円筒型容器であり、外接する直方体の各辺は 10 cm 以上である。	(イ)-C
(第5条第3号)		本輸送物の三次蓋は、三次蓋ボルトで強固に締め付けられており、輸送の際には上部緩衝体で覆われるため、不用意に三次蓋ボルトが外されることはない。また、上部緩衝体は取付後 <input type="checkbox"/> されるので、開放された場合はそれが明らかとなる。	(ロ)-C. 2、 (ハ)-A
(第5条第4号)		本輸送物は、周囲温度-20℃～38℃で使用する。本輸送容器の構成部品は、-20℃から運搬中に予想される最高温度の範囲で脆化、著しい強度の低下等、材料強度への影響はなく、構成部品にき裂、破損等を生じるおそれはない。	(ロ)-A. 3、 (ロ)-A. 4. 2、 (ロ)-B. 4. 6
(第5条第5号)		本輸送物の密封装置は、周囲圧力が 60 kPa の場合を考慮した差圧を胴内及び二三次蓋空間に設定した解析により、密封装置の健全性を損なうことがないことを規則第4条第2号の熱解析及び構造解析において ABAQUS コードを用いて確認しているため、放射性物質の漏えいはない。	(ロ)-A. 4. 6
(第5条第6号)		該当しない。	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(第5条第7号)		<p>本輸送物は、以下を考慮して保守的な条件を設定し、DOT3.5コードにて解析した結果、通常輸送時の輸送物表面の最大線量当量率は1131.9 μSv/hであり、基準値の2 mSv/hを超えることはない。</p> <p>a. 線源として保守的に中央部に全てバーナブルポイズン集合体を装荷した最高燃焼度の燃料12体を、外周部に全て平均燃焼度の燃料12体を収納するとしている。</p> <p>b. 燃料の燃焼条件を包絡する軸方向燃焼度分布を考慮している。</p> <p>c. 燃料集合体及びバーナブルポイズン集合体の放射化を考慮している。</p> <p>d. 解析モデルについては遮蔽材の最小寸法を使用し、中性子遮蔽材については規則第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、熱的劣化を考慮し、その質量が2.5%減損したとしている。</p>	(ロ)-D.4、 (ロ)-D.5
(第5条第8号)		<p>本輸送物は、上記と同じ条件にて解析した結果、通常輸送時の輸送物の表面から1m離れた位置における最大線量当量率は86.1 μSv/hであり、基準値の100 μSv/hを超えることはない。</p>	(ロ)-D.4、 (ロ)-D.5
(第5条第9号)		該当しない。	
(第5条第10号)		該当しない。	

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
<p>第 6 条第 2 号</p> <p>ロ</p>	<p>(BM 型輸送物に係る一般の試験条件の下における漏えい量)</p> <p>第 15 条</p>	<p>本輸送物は、一般の試験条件下に置いた場合でも規則第 6 条第 2 号の ABAQUS コードを用いた熱解析で三次蓋 O リングの健全性を、また、同号の構造解析で蓋密封部の健全性が確認されており、密封性を損なうことはない。本輸送物は、一般の試験条件下では負圧を維持するため、放射性物質の環境への漏えいはないが、全燃料棒の 0.1 %の燃料棒の密封性が失われ、核分裂生成ガスが胴内に放出されたうえで、胴内圧が大気圧上限値まで上昇し、その後大気圧下限値の環境下に置かれたと仮定して公式を用いた放射性物質 (^3H 及び ^{85}Kr) の漏えい計算をしても、1 時間当りの漏えい量と各種類の基準値 $A_2 \times 10^{-6} \text{ Bq/h}$ との比率の合計は、9.68×10^{-5} で、1 より小さく、基準値 $A_2 \times 10^{-6} \text{ Bq/h}$ を超えることはない。</p> <p>本輸送物は、専用積載として運搬する。収納物の最大崩壊熱量に余裕をみた 18.1 kW を収納したとして、一般の試験条件下に置いた場合の輸送物の温度を高く評価する条件のもとで周囲温度 38 °C の日陰に置いた場合の輸送物の表面温度を ABAQUS コードを用いて解析した結果、外筒外面及びトラニオン温度が 85 °C を超えるが、必要に応じて近接防止金網を取り付けて輸送するとともに、上記を除いた部位の最高表面温度は緩衝体表面の 82 °C となることから、輸送中に人が容易に接近し得る部分の最高温度は日陰において基準値の温度 85 °C を超えることはない。(近接防止金網の温度は 66 °C 以下)</p>	<p>(ロ)-C. 3. 1</p> <p>(ロ)-B. 4. 1、 (ロ)-B. 4. 6</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第 6 条第 3 号	第 16 条 別記第 5 第 1 号	<p>量は落下試験で密封健全性維持が確認された落下試験モデルに比べて小さいことから、傾斜落下時に容器本体の密封性を損なうことはない。</p> <p>ロ. 落下試験Ⅱ</p> <p>9 m 落下試験に引き続いて、以下のように 1 m 貫通試験が起こるとした場合、外筒及び中性子遮蔽材に貫通又は変形が生じるおそれがあるが、公式を用いた計算により、蓋部、底部及び胴にせん断が生じないことを確認しているため、容器本体に破損が生じることはなく、密封性を損なうことはない。</p> <p>i. 本輸送物は、最大損傷を受けるよう、垂直方向及び水平方向に輸送物の重心が軟鋼棒直上となる 1 m の高さから落下するとして解析している。</p> <p>ii. 軟鋼棒の長さは、輸送物に最大の破損を与えるように十分長いものとして解析している。</p> <p>また、三次蓋のリリーフバルブカバープレート及び三次蓋シール部への垂直方向又は水平方向落下に対しても、密封性能維持が確認された落下試験モデルと同じ緩衝体内部構造を適用しており、密封性を損なうことはない。</p>	(ロ)-A. 6. 2

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第 6 条第 3 号	第 16 条 別記第 5 第 2 号	<p>熱的試験(火災試験)</p> <ul style="list-style-type: none"> i. 本輸送物は、落下試験 I、II の落下順序を考慮して火災による入熱量を大きく評価するように、落下試験 I の緩衝体の各落下方向の変形を重畳させた保守的なモデルで解析している。 ii. これらの試験は、最大崩壊熱量に余裕をみた 18.1 kW の設計崩壊熱量があるという条件で ABAQUS コードを用いて輸送物各部の温度を解析している。 iii. 解析の結果、一部の側部中性子遮蔽材は使用可能温度を超えるが著しく焼損することはない。また、密封境界の三次蓋 O リングやその他の構成部材の温度は、使用可能温度を下回り、熱的健全性及び密封性を損なうことはない。 iv. また、この時の各部の応力を ABAQUS コードを用いて解析評価している。容器本体は火災による胴内圧及び熱応力が負荷されても各部が設計引張強さ等基準値を下回り、容器本体は破損しない。 	(ロ)-A. 6. 3、 (ロ)-B. 5

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
<p>第 6 条第 3 号</p> <p style="text-align: center;">イ</p>	<p>第 16 条 別記第 5 第 3 号</p>	<p>浸漬試験(15 m)</p> <p>本輸送物は、より厳しい強化浸漬試験に対して評価し、胴、底板及び三次蓋に破損はないことを確認している。また、三次蓋については、公式を用いた計算により 0.251325 MPa の差圧を負荷しても発生する応力は設計降伏点を下回ることを確認している。容器本体に破損が生じることはなく、また、外圧が蓋を押し付ける方向に作用することから O リングの密封性能は維持されることから、本輸送物の密封性を損なうことはない。</p> <p>また、外筒及び底部中性子遮蔽材カバーは内部空間にそれぞれ <input type="text"/> MPa G 及び <input type="text"/> MPa G の内圧が生じているが、水深 15m の水圧 (0.15 MPa) が外圧として負荷されることで差圧が緩和されるため、遮蔽解析に影響する破損も生じない。</p> <p>本輸送物は、特別の試験条件下に置いた場合、構造解析の結果から緩衝体に変形、中性子遮蔽材に貫通変形及び、燃料集合体に変形が生じる可能性がある。そのため、緩衝体の全部及び中性子遮蔽材の一部をモデルから除いて DOT3.5 コードにて遮蔽解析を行っている。また、熱解析で一部の中性子遮蔽材が使用可能温度を超えることから、規則第 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、熱的劣化を考慮しその質量が 2.5 % 減損したとした上で、さらにその密度が保守的に半減するものとしている。なお、燃料集合体の変形は遮蔽解析結果に有意な影響を与えないため考慮していない。その場合でも輸送物の表面から 1 m 離れた位置での最大線量当量率は 876.6 μ Sv/h であり、基準値の 10 mSv/h を超えることはない。</p>	<p>(ロ)-A. 6. 4</p> <p>(ロ)-D. 4、 (ロ)-D. 5</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第 6 条第 3 号 □	(BM 型輸送物に係 る特別の試験条 件の下における 漏えい量) 第 17 条	本輸送物は、特別の試験条件下に置いた場合、緩衝体及び中性子遮蔽材に変形が生じるが、密封装置は健全であり、火災試験を経た後も輸送容器の密封性は保持できる。ここで安全側に一次蓋、二次蓋及び全燃料棒の密封性が失われたと仮定し、燃料が有するヘリウム及び核分裂生成ガスが三次蓋一胴内雰囲気中に放出されると仮定している。この条件で、公式を用いた放射性物質 (^3H 及び ^{85}Kr) の漏えい計算をしても、1 週間当りの漏えい量と各核種の基準値 A_2 Bq/week との比率の合計は、 2.45×10^{-5} で、1 より小さく、基準値 A_2 Bq/week を超えることはない。	(□)-C. 4
第 4 号		本輸送物は、周囲温度 -20 °C 以上で使用する。本輸送容器の材料は、 -20 °C の低温下においても機械的性能が低下することはない。また、規則第 4 条第 2 号 a. の熱解析において、周囲温度 38 °C で収納物の崩壊熱量の最大値に裕度を見た 18.1 kW のときの輸送物の各部温度を評価している。続いて、上記で評価した各部の温度分布を引き継いだ構造解析において、各部が設計応力強さ等基準値を下回り、輸送物の構造健全性を損なうことがないことを確認している。なお、落下解析においては、低温時の木材の強度上昇及び高温時の木材の強度低下の影響を考慮している。したがって、本輸送物は -20 °C ~ 38 °C までの運搬中に予想される温度変化に対してもき裂、破損等の生じるおそれはない。	(□)-A. 4. 2、 (□)-A. 5. 1、 (□)-A. 10. 4、 (□)-B. 4. 6

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
<p data-bbox="244 633 336 667">第 5 号</p> <p data-bbox="156 1064 376 1097">第 7 条～第 10 条</p>	<p data-bbox="400 297 635 618">(原子力規制委員会の定める量を超える放射能を有する核燃料物質等を収納した核燃料輸送物に係る試験条件)</p> <p data-bbox="392 633 501 712">第 18 条 別記第 6</p>	<p data-bbox="647 685 927 719">強化浸漬試験 (200 m)</p> <p data-bbox="647 734 1286 1003">本輸送物の収納物は、使用済燃料であり、最大放射能量は A_2 値の 10 万倍を超える。公式を用いた計算により 2.101325 MPa の水圧下に置かれたとしても、胴、底板及び三次蓋は許容外圧や設計引張強さ等の基準を下回るので、密封装置は破損しない。</p> <p data-bbox="647 1064 807 1097">該当しない。</p>	<p data-bbox="1302 685 1406 719">(甲)-A. 7</p>

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
(核分裂性物質に係る核燃料輸送物の技術上の基準) 第 11 条	第 23 条第 1 号	<p>本輸送物に収納する核分裂性物質量は、²³⁵U が約 <input type="text" value=""/> kg であり、本輸送物は核分裂性輸送物として輸送する。</p> <p>輸送容器の構成部材及び収納物の経年変化を、規則第 3 条第 3 項の技術上の基準に対する適合性における説明のとおり考慮した上で、規則第 11 条第 2 号の技術上の基準に対する適合性において後述するように、通常輸送時に比べてより保守的な条件で臨界解析を行った結果においても臨界に達することはないことから、本輸送物は輸送中において臨界に達することはない。また、経年変化を考慮した上で、本条第 1 号から第 3 号の技術上の基準に適合していることを確認している。</p>	(イ)-A、 (イ)-B、 (ロ)-E. 4. 4、 (ロ)-F
第 1 号	(核分裂性輸送物に係る一般の試験条件) 第 24 条 別記第 11	<p>本輸送物は、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下に置いた場合、規則第 6 条第 2 号の構造解析により 0.3 m 落下及び積み重ね試験では緩衝体の変形が生じるが、一辺が 10 cm の立方体を包含するようなくぼみが生じるような変形ではない。また、他の試験条件も含めそれ以外の部位に損傷はない。以上より、構造部に一辺が 10 cm の立方体を包含するようなくぼみを生じることはなく、かつ外接する直方体の各辺は 10 cm 以上である。</p>	(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
第 11 条第 2 号 イ、ロ、ハ、ニ、ホ	(核分裂性輸送物 に係る孤立系の 条件) 第 25 条 第 1、2、3 号 (核分裂性輸送物 に係る特別の試 験条件) 第 26 条 別記第 12 (核分裂性輸送物 に係る配列系の 条件) 第 27 条	<p>規則第 6 条第 2 号の熱解析及び、負荷係数 1.2 を考慮した衝撃加速度に対し保守的な設計加速度を設定することで、0.3 m 落下後の 9 m 落下の衝撃力をも考慮できている規則第 6 条第 3 号の構造解析の結果より、本輸送容器は、経年変化を考慮した上で、落下試験等においてもバスケットの臨界解析モデルに影響を与えるような物理的・化学的变化はないが、燃料集合体は落下試験において変形する可能性がある。</p> <p>また、水密境界となる二次蓋の金属ガスケットについては規則第 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を考慮することとし、貯蔵開始時の温度が 60 年間継続する際の密封性能の低下を考慮しても保証できる漏えい率を用いて、15 m 浸漬における 1 か月間の浸水量を評価した結果、約 2 リットルとなった。</p> <p>以上を踏まえ、臨界解析では SCALE コードシステムを用い、規則第 11 条第 2 号のイ、ロ、ハ、ニ及びホに要求される評価条件のいずれよりも厳しい条件とした以下の保守的な条件で実効増倍率を求めた結果、0.38745 となり、いずれの評価条件に置かれた場合にも臨界に達しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保守的に、三次蓋の存在を無視した上で、胴内への 5 リットルの水の浸入を考慮する。 ・燃料集合体の下部側支持格子 1 スパン間の拡大／縮小変形を考慮する。 ・燃料のウラン濃縮度は保守的に減損していない未照射の値とし、一部の燃料に添加されているガドリニウムや収納する可能性のあるバーナブルポイズンの効果は考慮しない。 ・収納物の温度は常温 (20 ℃) とし、収納物は容器中央に最も近接して配置する。 	(ロ)-E. 2. 2、 (ロ)-E. 3. 1、 (ロ)-E. 4. 1、 (ロ)-E. 4. 2、 (ロ)-E. 4. 4、 (ロ)-E. 6

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
第 11 条第 3 号		<p>・中性子遮蔽材、三次蓋及び上・下部緩衝体が存在しない保守的なモデルで、周囲が完全反射の条件で評価する。</p> <p>本輸送物は、周囲温度-20℃以上で使用する。本輸送容器の材料は、-20℃の低温下においても機械的性能が低下することはない。また、規則第4条第2号 a. にて前述するように、周囲温度 38℃で収納物の崩壊熱量の最大値に裕度を見た 18.1 kW のときの輸送物の各部温度の評価結果及び、同じく前述する構造解析において、各部が設計応力強さ等基準値を下回り、輸送物の構造健全性及び密封性を損なうことはない。なお、落下解析においては、低温時の木材の強度上昇及び高温時の木材の強度低下の影響を考慮している。したがって、本輸送物は、-20℃～38℃までの運搬中に予想される温度変化に対してもき裂、破損等の生じるおそれはない。</p>	(ロ)-A. 9、 (ロ)-B. 4. 6、 (ロ)-A. 5. 1、 (ロ)-A. 10. 4

(ハ)章 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱い方法

(ハ)章 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱い方法

輸送物の安全設計に合致した標準的な取扱い方法について記述するとともに、保守条件を記述する。

A. 核燃料輸送物の取扱い方法

輸送物の標準的な取扱いは、以下の方法により行われる。輸送物の取扱いの流れの例を(ハ)-第A.1図に示す。

A.1 装荷方法

輸送容器への燃料装荷は、以下の方法により行われる。

A.1.1 発電所での空容器受取・燃料装荷準備作業

輸送容器は、建屋内作業場に移動し、蓋を取り外して、クレーンにより燃料プールに吊り下ろし、燃料装荷準備を行う。

(1) 水切作業

岸壁クレーン及び水平吊具を用いて、輸送容器を運搬船から吊り上げ輸送車両上に固縛する。

(2) 搬入作業

- a. 輸送車両を建屋内に搬入する。
- b. 上・下部緩衝体を取り外す。

(3) 除染場への移動

- a. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器をたて起こす。
- b. 輸送容器を吊り上げ、除染場へ移動してたて置き設置する。

(4) 燃料プールへの移動

- a. クレーン及び蓋吊具を用いて、一次蓋、二次蓋及び三次蓋を取り外す。
- b. 輸送容器のフランジ面に異常がないこと及びバスケットに異常がないこと（未臨界検査）かつ、異物がないことを確認する。
- c. 燃料プール入水のための養生を行う。
- d. 輸送容器に純水を入れる。
- e. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器を吊り上げ、燃料プール上に移動する。
- f. 輸送容器を燃料プールに吊り下ろす。

A. 1. 2 燃料装荷作業・構内輸送準備作業

燃料取扱装置を用いて、輸送容器に使用済燃料集合体を1体ずつバスケット内へ装荷する。装荷燃料の収納配置の確認を行う。

使用済燃料を装荷後、輸送容器に一次蓋の取付け、胴内の真空乾燥、胴内のヘリウム充填、二次蓋及び三次蓋の取付け、輸送容器表面の除染を行う。その後、建屋内作業場より移動し、上・下部緩衝体を取り付ける。

(1) 蓋取付け及び輸送容器除染場への移動

- a. クレーン及び垂直吊具を用いて、一次蓋を吊り上げ、一次蓋を燃料プール上に移動する。
- b. 一次蓋を吊り下ろし、輸送容器に取り付ける。
- c. 輸送容器を除染場に移動する。

(2) 除染場内作業

- a. 一次蓋ボルトを規定トルクにて取り付ける。
- b. 燃料プール入水のための養生を取り外し輸送容器の仮除染を行う。
- c. 胴内水の排水を行う。
- d. 排水後、真空乾燥を行い、胴内の湿度が規定値以下であることを確認する。
- e. 胴内にヘリウムを規定量充填する。
- f. 一次蓋密封部の漏えい率を測定する。
- g. 一次蓋の除染を行う。
- h. 二次蓋を輸送容器に取り付ける。
- i. 一二次蓋間にヘリウムを規定量充填する。
- j. 二次蓋密封部の漏えい率を測定する。
- k. 三次蓋を輸送容器に取り付ける。
- l. 三次蓋密封部の漏えい率を測定する。
- m. 輸送容器の除染を行う。

(3) 搬出作業

- a. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器を移動し、輸送車両上の輸送架台へ設置し、固縛する。
- b. 上・下部緩衝体を取り付ける。
- c. 輸送容器に を施す。
- d. 近接防止金網を取り付ける。
- e. 輸送車両を建屋外に搬出し、輸送物を使用済燃料乾式貯蔵施設（以下「乾式貯蔵施設」

という。)まで構内輸送する。

A.2 貯蔵方法

A.2.1 乾式貯蔵施設での取扱い

(1) 乾式貯蔵施設での輸送物の受取

乾式貯蔵施設での輸送物の受取りは、以下の方法により行われる。

- a. 輸送物から□を解き、上・下部緩衝体を取り外した後、建屋内検査場に移動し、三次蓋を取り外す。
- b. 輸送容器へ監視計器を取り付け、貯蔵エリアに移動する。
- c. 輸送容器を所定の貯蔵場所に据え付ける。

(2) 乾式貯蔵施設での輸送容器の貯蔵

乾式貯蔵施設での輸送容器の貯蔵は、以下の方法により行われる。

- a. 貯蔵場所に据え付けられた輸送容器に対し、適宜貯蔵期間中検査を実施する。

(3) 乾式貯蔵施設での輸送物の発送前準備

乾式貯蔵施設での貯蔵後、輸送物の発送前準備は、以下の方法により行われる。

- a. 取扱いエリアの建屋内検査場に移動し、輸送容器から監視計器を撤去する。
- b. 三次蓋を取り付け、気密漏えい検査を行う。
- c. 輸送容器を横倒し、上・下部緩衝体を取り付けた後、□を施す。

A.2.2 再処理工場への輸送

輸送物は、輸送車両又は専用運搬船に積み付け、再処理工場まで輸送される。

(1) 再処理工場への輸送

- a. 輸送物を輸送車両に積み込む。
- b. 輸送車両によって、岸壁まで輸送する。
- c. 近接防止金網を取り外す。
- d. 岸壁クレーン及び水平吊具を用いて、輸送物を吊り上げ、指定船倉内に積み込む。
- e. 船内にて輸送物を固縛する。
- f. 近接防止金網を取り付ける。
- g. 専用運搬船によって、再処理工場まで輸送する。

A.3 取出し方法

輸送容器からの使用済燃料の取出しは、以下の方法により行われる。

A.3.1 再処理工場での輸送物の受取・燃料取出し準備作業

(1) 水切作業

- a. 近接防止金網を取り外す。
- b. 岸壁クレーン及び水平吊具を用いて、輸送物を専用運搬船から吊り上げ、輸送車両上に固縛する。
- c. 近接防止金網を取り付ける。

(2) 輸送物受入・保管

- a. 輸送容器管理建屋内のトレーラエリアに、輸送車両により輸送物を搬入する。
- b. 近接防止金網を取り外す。
- c. クレーン及び水平吊具を用いて、輸送物を輸送車両より吊り上げ、輸送容器受入エリア内移送台車上に設置する。
- d. 移送台車にて、輸送物を輸送容器保管エリアの所定の保管場所へ移送し、保管する。

(3) 輸送容器搬送室への移送

- a. 移送台車にて、輸送物を輸送容器保管エリアより輸送容器搬送室に移送する。
- b. 近接防止金網を取り外す。
- c. 輸送容器に取り付けられている□を解除する。
- d. 上・下部緩衝体を取り外す。
- e. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器をたて起こす。
- f. 輸送容器を吊り上げ、燃料取出準備室に移送し、所定の位置に設置する。

(4) 燃料取出準備室内作業

- a. 三次蓋及び二次蓋を取り外す。
- b. 輸送容器内を再冠水する。
- c. 燃料プール入水のための養生を行う。
- d. 一次蓋ボルトを取り外す。

(5) 燃料取出し準備

- a. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器を燃料取出準備室より燃料取出ピット上へ移送する。
- b. クレーン及び吊具を用いて、輸送容器を燃料取出ピット中の燃料取出し位置に吊り下ろす。
- c. クレーン及び蓋吊具を用いて、一次蓋を取り外す。
- d. 一次蓋を蓋置場へ移動し、除染を行った後仮置きする。

A.3.2 燃料取出し作業

燃料取出装置を用いて、輸送容器から使用済燃料集合体を取り出し、所定の燃料ラックに収納する。

A.3.3 後作業

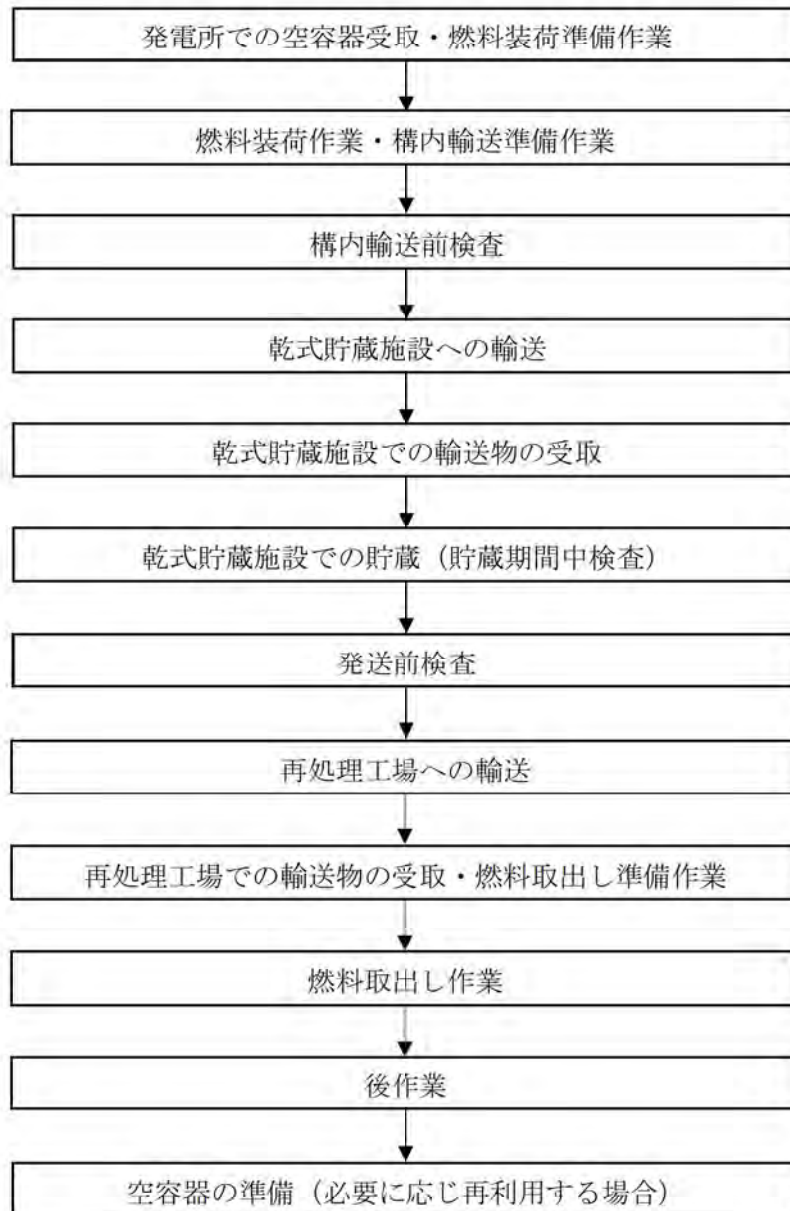
燃料取出し後、輸送容器を燃料取出ピットから吊り出し、輸送容器の除染を行う。

(1) 後作業

- a. クレーン及び吊具を用いて、輸送容器を燃料取出ピットから吊り上げる。
- b. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器を空容器返却準備室へ移送する。
- c. 燃料プール入水のための養生等を取り外す。
- d. 一次蓋を取り付ける。
- e. 輸送容器内水の排水を行う。
- f. クレーン及び蓋吊具を用いて、二次蓋及び三次蓋を取り付ける。
- g. 三次蓋密封部の漏えい率を測定する。
- h. 輸送容器の除染を行う。

A.4 空容器の準備

燃料取出し後の輸送容器を再使用する場合は、次の輸送のために適切に保管し、空容器搬出前には適切に発送準備を行い、発電所まで輸送する。



(ハ)-第 A.1 図 標準的な輸送物の取扱いの流れ

A.5 核燃料輸送物の発送前検査

A.5.1 発送前検査

乾式貯蔵施設から再処理工場へ輸送物を発送する前に(ハ)-第A.1表に示す輸送物の発送前検査を行う。

この際の収納物検査については、一次蓋及び二次蓋を開放して使用済燃料の外観を目視等にて検査することなく、記録の確認によって行う。

(ハ)-第 A.1 表 発送前検査の項目、検査方法及び合格基準 (1/2)

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	輸送物の外観を目視で検査する。	基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。 輸送物の <input type="checkbox"/> が施されていること。
2	吊上検査	輸送物を吊り上げた後の状態において、トラニオン部の外観を目視で検査する。	トラニオン部の性能に影響を与えるような傷、変形又は損傷のないこと。
3	重量検査	輸送容器及び収納物の合計重量を、製造時の重量検査記録及び構内輸送前検査の収納物検査記録により確認する。	134.4 トン以下であること。
4	表面密度検査	スミヤ法により輸送物の表面密度を測定する。	α 線を放出する放射性物質：0.4 Bq/cm ² α 線を放出しない放射性物質：4 Bq/cm ² をそれぞれ超えないこと。
5	線量当量率検査	輸送物の表面及び表面から 1 m の距離におけるガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータで測定する。	ガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率の合計が 表面：2 mSv/h 表面から 1 m の距離：100 μ Sv/h をそれぞれ超えないこと。
6	未臨界検査	構内輸送前検査及び貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の未臨界検査記録並びに発送前検査の外観検査記録を確認する。	① 貯蔵期間中に臨界防止機能が維持されていること。 ② 臨界防止機能に影響する輸送容器の変形又は破損がないこと。
7	収納物検査	構内輸送前検査及び貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の収納物検査記録並びに発送前検査の外観検査記録を確認する。	① 使用済燃料集合体の仕様、数量及び収納配置が、輸送認可条件のとおりであること。 ② 貯蔵期間中に使用済燃料集合体の健全性が維持されていること。 ③ 使用済燃料集合体の健全性に影響する輸送容器の変形又は破損がないこと。

(ハ)-第 A.1 表 発送前検査の項目、検査方法及び合格基準 (2/2)

No.	検査項目	検査方法	合格基準
8	温度測定検査	温度計により輸送物の表面温度を測定し、周囲温度 38 °C での値に補正する。	輸送中人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において 85 °C を超えないこと。
9	気密漏えい検査	① 三次蓋密封部の漏えい率を加圧法又は真空法により測定する。 ② 二次蓋密封部の漏えい率をヘリウムリーク試験、加圧法又は真空法により測定する。	① 三次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。 ② 二次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。
10	圧力測定検査	① 残留水分：構内輸送前検査の圧力測定検査記録により確認する。 ② ガス成分及び充填量：構内輸送前検査の圧力測定検査記録により確認する。 ③ 圧力：輸送容器内部圧力は構内輸送前検査の圧力測定検査記録により確認する。また、二重蓋間圧力は貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の二重蓋間圧力検査記録により確認する。	① 輸送容器内部は、残留水分が 10 % 以下となるよう検査要領書に規定する真空度又は湿度を超えないこと。二重蓋間については、水分が除去されていること。 ② 充填ガスが純度 99 % 以上のヘリウムであり、内部ガス充填量が検査要領書に規定する充填量範囲にあること。 ③ 輸送容器内部圧力及び二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあること。また、貯蔵期間中の二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあることで、残留水分、ガス成分及び充填量並びに輸送容器内部圧力が検査要領書に規定する範囲にある状態で維持されていること。

A.5.2 構内輸送前及び貯蔵期間中に実施する検査

本輸送容器は、乾式貯蔵施設における使用済燃料の貯蔵後の輸送に使用することから、発送前検査に先立ち、「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010 (AESJ-SC-F002：2010、(一社)日本原子力学会標準委員会)」を基に設定した(ハ)-第A.2表に示す検査を実施する。また、輸送に係る検査の詳細は以下のとおり。

(1) 構内輸送前検査

燃料収納後、乾式貯蔵施設まで輸送する前に(ハ)-第A.3表に示す構内輸送前検査を行う。

(2) 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）

貯蔵期間中に、貯蔵時に必要な基本的安全機能及び構造強度を維持していることを確認するために(ハ)-第A.4表に示す貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）を外観検査、二重蓋間圧力検査、未臨界検査、表面温度検査及び収納物検査については1年に1回以上、遮蔽性能検査及び熱検査については10年に1回以上実施する。

(3) 貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）

貯蔵期間中に、輸送時に必要な基本的安全機能及び構造強度を維持していることを確認するために(ハ)-第A.5表に示す貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）を外観検査、気密漏えい検査、未臨界検査及び吊上検査については1年に1回以上、遮蔽性能検査及び熱検査については10年に1回以上実施する。

(ハ)-第 A.2 表 兼用キャスクに係る検査の一覧

検査		構内輸送前 検査	貯蔵前 検査	貯蔵期間中 検査 [※]		発送前検査
確認 項目	検査で確認する機能 検査項目	構内運搬	貯蔵	貯蔵	輸送	輸送
全般	外観検査	◎	◎	◎	○	◎
密封	気密漏えい検査	◎	○		○	◎
	圧力測定検査	◎	○			○
	二重蓋間圧力検査		◎	○		
遮蔽	遮蔽性能検査			□	○	
	線量当量率検査	◎	◎			◎
臨界	未臨界検査	◎	○	○	○	○
除熱	熱検査			□	○	
	温度測定検査	◎	◎			◎
	表面温度検査		◎	○		
構造 強度	吊上検査	◎	◎		○	◎
	重量検査	○	○			○
	据付検査		◎			
その 他	収納物検査	◎	○	○		○
	表面密度検査	◎	◎			◎

◎：直接確認するもの □：代表容器にて直接確認するもの ○：記録確認によるもの

※ 貯蔵期間中検査については、貯蔵機能に係る検査（貯蔵機能維持確認検査）及び輸送機能に係る検査（輸送機能維持確認検査）を実施する。

(ハ)-第 A.3 表 構内輸送前検査の項目、検査方法及び合格基準 (1/2)

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	輸送物の外観を目視で検査する。	基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。輸送物の□が施されていること。
2	吊上検査	輸送物を吊り上げた後の状態において、トラニオン部の外観を目視で検査する。	トラニオン部の性能に影響を与えるような傷、変形又は損傷のないこと。
3	重量検査	輸送容器及び収納物の合計重量を製造時の重量検査記録及び構内輸送前検査の収納物検査記録により確認する。	134.4 トン以下であること。
4	表面密度検査	スミヤ法により輸送物の表面密度を測定する。	α 線を放出する放射性物質：0.4 Bq/cm ² α 線を放出しない放射性物質：4 Bq/cm ² をそれぞれ超えないこと。
5	線量当量率検査	輸送物の表面及び表面から 1 m の距離におけるガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータで測定する。	ガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率の合計が 表面：2 mSv/h 表面から 1 m の距離：100 μ Sv/h をそれぞれ超えないこと。
6	未臨界検査	使用済燃料集合体を装荷する前の状態において、輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視により検査する。	臨界防止機能に影響するバスケットの変形又は破損がないこと。
7	収納物検査	① 使用済燃料集合体の仕様、数量及び収納配置を原子炉での運転中のデータ及び燃料装荷作業記録により検査する。 ② 使用済燃料集合体の健全性を目視及び真空乾燥時における漏えいモニタリングにより検査する。	① 使用済燃料集合体の仕様、数量及び収納配置が輸送認可条件のとおりであること。 ② 使用済燃料集合体の外観に異常がなく、燃料被覆管からの漏えいがないこと。

(ハ)-第 A.3 表 構内輸送前検査の項目、検査方法及び合格基準 (2/2)

No.	検査項目	検査方法	合格基準
8	温度測定 検査	温度計により輸送物の表面温度を測定し、周囲温度 38 °C での値に補正する。	輸送中人が容易に近づくことができる表面の温度が日陰において 85 °C を超えないこと。
9	気密漏えい 検査	① 三次蓋密封部の漏えい率を加圧法又は真空法により測定する。 ② 二次蓋密封部の漏えい率をヘリウムリーク試験、加圧法又は真空法により測定する。	① 三次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。 ② 二次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。
10	圧力測定 検査	① 残留水分: 輸送容器内部の真空乾燥後の真空度又は内部ガス充填後の湿度を、二重蓋間については脱水されていることを輸送容器仕立て作業記録により確認する。 ② ガス成分及び充填量: 内部ガス、二重蓋間ガスの種類、純度及び充填量を輸送容器仕立て作業記録により確認する。 ③ 圧力: 圧力計による実測結果又はガス充填量と充填部体積に基づく計算結果を輸送容器仕立て作業記録により確認する。	① 輸送容器内部は、残留水分が 10 % 以下となるよう検査要領書に規定する真空度又は湿度を超えないこと。二重蓋間については、水分が除去されていること。 ② 充填ガスが純度 99 % 以上のヘリウムであり、内部ガス充填量が検査要領書に規定する充填量範囲にあること。 ③ 輸送容器内部圧力及び二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあること。

(ハ)-第 A. 4 表 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の項目、検査方法及び合格基準（1/2）

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	輸送容器の外観を目視で検査する。	基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。
2	二重蓋間圧力検査	二重蓋間圧力のモニタリング記録 ^(注1) により測定値が検査要領書に規定する圧力範囲にあることを確認する。	二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあること。
3	遮蔽性能検査	代表容器の表面におけるガンマ線線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータで測定し、代表容器の収納物仕様及び貯蔵期間に基づいた線量当量率解析値と比較する。	測定値が解析値と比較して妥当であること。
4	未臨界検査	<p>① 構内輸送前検査の未臨界検査記録を確認する。</p> <p>② 貯蔵前検査の収納物検査記録を確認する。</p> <p>③ 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の二重蓋間圧力検査記録を確認する。</p> <p>④ 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の表面温度検査記録を確認する。</p> <p>⑤ 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の外観検査記録を確認する。</p>	<p>① バスケットに臨界防止機能に影響する変形又は破損が生じていないこと。</p> <p>② 収納物の仕様及び貯蔵期間が設計評価条件内であること。</p> <p>③ 輸送容器の密封機能が健全であり、バスケットの腐食防止環境が維持されていること。</p> <p>④ バスケットの形状、寸法及び強度に影響する輸送容器の表面温度の異常がないこと。</p> <p>⑤ バスケットの形状、寸法及び強度に影響する輸送容器の変形又は破損がないこと。</p>
5	熱検査	代表容器について温度計にて各部温度を測定するか又は貯蔵期間中の表面温度検査記録を確認し、代表容器の収納物仕様、貯蔵期間及び貯蔵環境に基づいた表面温度解析値と比較する。	測定値又は記録値が解析値と比較して妥当であること。

(ハ)-第 A. 4 表 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の項目、検査方法及び合格基準（2/2）

No.	検査項目	検査方法	合格基準
6	表面温度検査	表面温度のモニタリング記録により測定値が検査要領書に規定する温度範囲にあることを確認する。	検査要領書に規定する温度範囲にあること。
7	収納物検査	<ul style="list-style-type: none"> ① 構内輸送前検査の収納物検査記録を確認する。 ② 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の二重蓋間圧力検査記録を確認する。 ③ 貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の外観検査記録及び表面温度検査記録を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 収納前の使用済燃料が健全であること。 ② 輸送容器の密封機能が健全であり使用済燃料が腐食防止環境にあること。 ③ 設計仕様書で規定する異常事象を超える外力及び外部からの熱の作用がないこと。

(ハ)-第 A.5 表 貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の項目、検査方法及び合格基準

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の外観検査記録を確認する。	輸送容器に、基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと。
2	気密漏えい検査	貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の二重蓋間圧力検査記録を確認する。	二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあること。
3	遮蔽性能検査	代表容器の貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の遮蔽性能検査記録を確認する。	代表容器が遮蔽機能を維持していること。
4	未臨界検査	貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の未臨界検査記録を確認する。	バスケットの外観、寸法に影響する輸送容器の異常がないこと。また、収納物の仕様及び貯蔵期間が設計評価条件内であること。
5	熱検査	代表容器の貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の熱検査記録を確認する。	代表容器が除熱機能を維持していること。
6	吊上検査	貯蔵期間中検査（貯蔵機能維持確認検査）の外観検査記録により、トラニオン部に異常がないことを確認する。	トラニオン部の性能に影響を与えるような傷、変形又は損傷のないこと。

A.5.3 乾式貯蔵施設において貯蔵を行わない場合に実施する発送前検査

乾式貯蔵施設において貯蔵を行わず、燃料装荷後に再処理工場へ直接搬出する場合は、輸送物を発送する前に(ハ)-第 A.3 表に示す構内輸送前検査と同様の輸送物の発送前検査を行う。

A.6 使用済燃料の長期健全性に関する状況調査

本輸送容器に収納した使用済燃料は、乾式貯蔵施設において長期の貯蔵を行った後に輸送することとなる。

乾式貯蔵施設から輸送物を発送する前に行う輸送物の発送前検査の収納物検査については、一次蓋及び二次蓋を開放して使用済燃料の外観を目視等にて検査することなく、記録の確認によって行うことから、国内外で実施されている以下のような使用済燃料の長期健全性に関する試験の実施状況を調査し、知見の蓄積を図る。なお、本輸送容器の安全性に影響する新たな技術的知見が得られた場合の対応については(=)章に示す。

(1) 米国の貯蔵試験

米国アイダホ国立研究所において、使用済 PWR 燃料の 15 年乾式貯蔵後の試験結果 (INEEL/EXT-01-001837 Revision 1, NUREG/CR-6831) 等のレポートがある。同研究所における使用済燃料の長期健全性の調査は、乾式貯蔵容器の内部ガスのサンプリングにより、漏えい燃料の有無を確認している。判定において着目する核種は ^{85}Kr としている。また、過去調査では、使用済燃料の外観確認、抜き取った燃料 1 体に対するクリープ、水素化物再配向、照射硬化回復等に関する詳細調査を実施している。

米国アイダホ国立研究所では、15×15 型 PWR 燃料を貯蔵している。貯蔵している使用済燃料について(ハ)-第 A.6 表に示す。

(2) 国内の貯蔵試験

国内研究施設においても使用済燃料の中間貯蔵期間中の状態を模擬した使用済 PWR 燃料の貯蔵試験の計画が発表されている (N Irie, et. al “Demonstration Test Program for Long-term Dry Storage of PWR Spent Fuel”, PATRAM 2016, Kobe, #5047)。同試験においては試験容器の内部ガスのサンプリングにより、漏えい燃料の有無を米国試験と同様に ^{85}Kr に着目して確認する計画とされている。同試験に使用される使用済燃料の仕様等について(ハ)-第 A.7 表に示す。

(ハ)-第 A.6 表 米国アイダホ国立研究所で乾式貯蔵されている使用済燃料^(注1) ^(注2)

	アイダホ国立研究所 (サリー2 号炉燃料)
燃料タイプ	15×15 型 PWR 燃料
貯蔵燃料の燃焼度	～約 35,700 MWd/t
冷却期間	約 2～4 年
貯蔵期間 ^(注3)	約 32 年
被覆管の材質	ジルカロイ-4

(注1)貯蔵後 10 年目 (1995 年度) の測定でクリプトンガスが検出されているが、サンプル容器の汚染又は分析準備中の汚染が原因とされている。

(注2)燃料被覆管温度 (ベンチマーク試験時/貯蔵初期/状況調査時) は、約 415 °C/約 344 °C/約 155 °Cである。

(注3)貯蔵期間は、貯蔵開始 (1985 年) から 2018 年 2 月時点での経過年数を示す。

(ハ)-第 A.7 表 国内での貯蔵試験に使用する使用済燃料

	高浜 3 号機燃料
燃料タイプ	17×17 型 PWR 燃料
冷却期間	約 24 年
貯蔵燃料の燃焼度	約 42,800 MWd/t
被覆管の材質	ジルカロイ-4

(注)既に PIE 試験に供した燃料であり、燃料棒が 15 本程度抜き取られた状態で試験に供されている。

B. 保守条件

貯蔵中の輸送容器の健全性の維持に関し、B. 1、B. 3～B. 7 及び B. 13 については、貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の記録により確認する。

B.1 外観検査

貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の外観検査記録を確認し、輸送容器に、基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないことを確認する。

B.2 耐圧検査

貯蔵中に発生する応力レベルは低く、かつ、変動がほとんどないことから、供用期間中に耐圧検査を実施する必要はなく、該当しない。

B.3 気密漏えい検査

貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の気密漏えい検査記録を確認し、二重蓋間圧力が検査要領書に規定する圧力範囲にあることを確認する。

B.4 遮蔽検査

代表容器の貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の遮蔽性能検査記録を確認し、代表容器が遮蔽機能を維持していることを確認する。

B.5 未臨界検査

貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の未臨界検査記録を確認し、バスケットの外観、寸法に影響する輸送容器の異常がないこと、また、収納物の仕様及び貯蔵期間が設計評価条件内であることを確認する。

B.6 熱検査

代表容器の貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の熱検査記録を確認し、代表容器が除熱機能を維持していることを確認する。

B.7 吊上検査

貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の吊上検査記録により、トラニオン部に異常がないことを確認し、トラニオン部の性能に影響を与えるような汚れ、傷、変形又は損傷のないことを確認する。

B.8 作動確認検査

弁はなく該当しない。

B.9 補助系の保守

補助系はなく該当しない。

B.10 密封装置の弁、ガスケット等の保守（定期保守）

三次蓋用 O リングは、(ハ)-第 B.1 表に示す交換頻度に従い使用する。

(ハ)-第 B.1 表 部品交換頻度

部品名	交換頻度	備考
三次蓋用 O リング	実使用期間（燃料装荷期間）の合計で 1 年に 1 回以上	密封境界に係る部位とする

B.11 輸送容器の保管

使用済燃料が装荷されていない保管中の輸送容器は、内部に不活性ガスを充填する等の腐食防止措置を講じ、屋内に保管するか、又は屋外に保管する場合には養生を行う。

B.12 記録の保管

製造時検査記録、構内輸送前検査記録、貯蔵前検査記録、貯蔵期間中検査記録、発送前検査記録及び定期自主検査記録（補修記録や部品交換履歴を含む）は、当該輸送容器存続中保存する。

B.13 その他

(1) 乾式貯蔵施設での貯蔵中の定期自主検査

乾式貯蔵施設で貯蔵中の輸送容器については(ハ)-第 B.2 表に示す定期自主検査を貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の記録を確認することにより 1 年に 1 回以上実施する。

(ハ)-第 B.2 表 乾式貯蔵施設で貯蔵中の輸送容器の定期自主検査の項目、

検査方法及び合格基準

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査 ^(注1)	貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の外観検査記録を確認する。	輸送容器に、基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。
2	気密漏えい検査	貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の気密漏えい検査記録を確認する。	二重蓋間圧力が検査要領書で規定する圧力範囲にあること。
3	未臨界検査	貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の未臨界検査記録を確認する。	バスケットの外観、寸法に影響する輸送容器の異常がないこと。また、収納物の仕様及び貯蔵期間が設計評価条件内であること。
4	吊上検査	貯蔵期間中検査（輸送機能維持確認検査）の吊上検査記録により、トラニオン部に異常がないことを確認する。	トラニオン部の性能に影響を与えるような傷、変形又は損傷のないこと。

(注1)緩衝体及び三次蓋については、保管期間中検査として、1年に1回以上の頻度で目視により外観検査を行い、異常のないことを確認する。また、これらの使用に当たっては、使用開始検査として目視により外観検査を行い、異常のないことを確認する。なお、緩衝材の充填空間はカバープレートに覆われた閉鎖環境であること、また、緩衝体は常温環境下に保管するため劣化環境にないことから、緩衝材に有意な経年劣化は生じない。

(2) 使用済燃料を装荷したことのある輸送容器の定期自主検査

使用済燃料を装荷したことのある輸送容器については、(ハ)-第 B.3 表に示す定期自主検査を1年に1回以上実施する。

(ハ)-第 B.3 表 使用済燃料を装荷したことのある輸送容器の定期自主検査の項目、
検査方法及び合格基準

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	輸送容器の外観を目視で検査する。	基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。
2	気密漏えい検査	①三次蓋密封部の漏えい率を加圧法又は真空法により測定する。 ②二次蓋密封部の漏えい率をヘリウムリーク試験、加圧法又は真空法により測定する。	①三次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。 ②二次蓋密封部の漏えい率が検査要領書に規定する漏えい率を超えないこと。
3	未臨界検査	輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で検査する。	臨界防止機能に影響するバスケットの変形又は破損がないこと。
4	吊上検査	輸送容器を吊り上げた後の状態において、トラニオンの外観を目視で検査する。	トラニオン部の性能に影響を与えるような傷、変形又は損傷のないこと。

(3) 保管中の輸送容器の定期自主検査

a. 使用済燃料を装荷したことの無い保管中の輸送容器の定期自主検査

使用済燃料を装荷したことの無い保管中の輸送容器については、内部に不活性ガスを充填する等の腐食防止措置を講じ、屋内に保管するか、又は屋外に保管する場合には養生を行い、(ハ)-第 B.4 表に示す定期自主検査を 1 年に 1 回以上実施する。

当該輸送容器の保管が終了し、使用済燃料を装荷する前には、(ハ)-第 B.3 表と同じ検査を実施する。

(ハ)-第 B.4 表 使用済燃料を装荷したことの無い保管中の輸送容器の定期自主検査の項目、
検査方法及び合格基準

No.	検査項目	検査方法	合格基準
1	外観検査	輸送容器の外観を目視で検査する。	基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷のないこと。

b. 使用済燃料を装荷したことのある保管中の輸送容器の定期自主検査

使用済燃料を装荷したことのある輸送容器について、当面の再利用計画がない等の理由により保管措置を講ずる場合は、保管する前に(ハ)-第 B.3 表と同じ検査を実施する。

また、保管にあたっては、内部に不活性ガスを充填する等の腐食防止措置を講じ、屋内に保管するか、又は屋外に保管する場合には養生を行い、保管中は(ハ)-第 B.4 表に示す定期自主検査を 1 年に 1 回以上実施する。

当該輸送容器の保管が終了し、使用済燃料を装荷する前には、(ハ)-第 B.3 表と同じ検査を実施する。

(二)章 安全設計及び安全輸送に関する特記事項

(二)章 安全設計及び安全輸送に関する特記事項

本輸送物の安全設計、安全輸送に関する特記事項は以下のものとする。

1. 近接防止金網の装着

本輸送物は発送前の温度測定検査で、太陽熱放射のない条件において輸送中人が容易に近づくことができる表面温度が 85 °Cを超える場合は、近接防止金網を装着して輸送するものとする。

2. 三次蓋及び緩衝体の取扱いについて

本輸送物の三次蓋及び緩衝体は同型式の輸送容器間で共用する。

また、安全性向上の観点から、緩衝材として使用する木材の経年変化に関する知見の拡充の取り組みの一環として、緩衝体の使用に際しては、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、木材温度が、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。

3. 技術基準が変更となった場合及び新たな技術的知見が得られた場合の対応について

外運搬規則等の改正に伴い本輸送物に係る技術上の基準が変更となった場合及び新たな技術的知見が得られた場合は、設計への影響を評価し、必要に応じて設計変更承認申請等の手続きを行う。

参考 輸送容器の製作の方法の概要に関する説明

参考 輸送容器の製作の方法の概要に関する説明

輸送容器は、(ロ)章「核燃料輸送物の安全解析」に述べられた構造、熱、密封、遮蔽、臨界の各解析及びそれらにより決定される寸法、構造等を満足するように、参考 A. 「輸送容器の製作方法」に従って製作し、それらが上記各設計条件を満足していることを、参考 B. 「輸送容器の試験、検査方法」に説明する各種検査により確認する。

A. 輸送容器の製作方法

A.1 概要

輸送容器の製作手順例を(参)-第 A.1 図に示す。

以下、(参)-第 A.1 図に従い、製作手順及び方法の概要について述べる。

1. キャスク本体の製作

(1) 胴部の機械加工

胴部は炭素鋼製の鍛造品であり、内外面及び溶接開先部の機械加工を行う。なお、胴部及び底部は一体鍛造で製造する場合がある。

(2) 底部の機械加工

底部は炭素鋼製の鍛造品であり、内外面及び溶接開先部の機械加工を行う。なお、胴部及び底部は一体鍛造で製造する場合がある。

(3) 胴部と底部の組立溶接

胴部と底部の組立溶接（周継手）を行う。なお、胴部を 2 つ以上の部材として鍛造する場合は、上記の作業が 1 つ以上追加となる。また、胴部及び底部を一体で製造する場合は、本作業が省略される。

(4) 胴の機械加工

胴部と底部の組立溶接（周継手）部外面の機械加工を行う。なお、胴部を 2 つ以上の部材として鍛造し溶接する場合は、上記の作業が 1 つ以上追加となる。また、胴部及び底部を一体で製造する場合は、本作業が省略される。

(5) 胴の []

胴のフランジ面に []、底部中性子遮蔽材カバー及び下部端板を溶接する部位に [] を行う。

(6) 胴の熱処理

胴の組立溶接（周継手）、[] に対し溶接後熱処理を行う。

(7) 胴の機械加工

胴のネジ穴部等の機械加工を行う。

(8) 伝熱フィン及び外筒の組立溶接

伝熱フィン及び外筒の組立溶接を行う。

(9) 中性子遮蔽材（レジン）の充填

胴側部中性子遮蔽材部及び底部中性子遮蔽材部に中性子遮蔽材（レジン）を充填する。

(10) 下部端板及び底部中性子遮蔽材カバーの組立溶接

下部端板及び底部中性子遮蔽材カバーの組立溶接を行う。

(11) キャスク本体の機械加工

キャスク本体のフランジ面等の機械加工を行う。

(12)

キャスク本体の内面に [] を行う。

(13) キャスク本体の塗装

キャスク本体外面に塗装を施す。

2. 蓋の製作

2.1 一次蓋

(1) 蓋板の機械加工

蓋板は炭素鋼製の鍛造品であり、外面の機械加工を行う。

(2) 蓋板の []

蓋板のキャスク本体と接する部位に [] を行う。

(3) 蓋部中性子遮蔽材カバーの組立溶接

蓋部中性子遮蔽材カバーの組立溶接を行う。

(4) 蓋板の熱処理

蓋板溶接部の溶接後熱処理を行う。

(5) 中性子遮蔽材（レジン）の充填

中性子遮蔽材（レジン）を充填する。

(6) 蓋部中性子遮蔽材カバーの組立溶接

蓋部中性子遮蔽材カバーの組立溶接を行う。

(7) 蓋板の機械加工

[] 等の機械加工を行う。

(8)

蓋板表面に [] を行う。

(9) バルブ、カバープレートの組立て

バルブ、カバープレート等の蓋への取付けを行う。

2.2 二次蓋

(1) 蓋板の機械加工

蓋板は炭素鋼製の鍛造品であり、外面の機械加工を行う。

(2) 蓋板の

蓋板のキャスク本体と接する部位及び圧力センサー取付け部に

を行う。

(3) 蓋板の熱処理

蓋板溶接部の溶接後熱処理を行う。

(4) 蓋板の機械加工

等の機械加工を行う。

(5)

蓋板表面に

(6) バルブ、カバープレートの組立て

バルブ、カバープレート等の蓋への取付けを行う。

2.3 三次蓋

(1) 蓋板の機械加工

蓋板はステンレス鋼製の鍛造品又は板材であり、外面の機械加工を行う。

(2) 蓋板の機械加工

カバープレート部等の機械加工を行う。

(3) バルブ、カバープレートの組立て

バルブ、カバープレート等の蓋への取付けを行う。

3. バスケットの製作

(1) 部材加工

アルミニウム合金製のバスケットプレート及びバスケットサポート、並びにほう素添加アルミニウム合金製の中性子吸収材を所定の寸法・形状に加工する。

(2) 組立

所定の寸法・形状に加工された部材等の組立を行う。

4. 上部及び下部緩衝体の製作

(1) 部材加工

ステンレス鋼板を所定の寸法・形状に加工（切断、機械加工、曲げ加工等）する。

(2) 組立溶接

所定の寸法・形状に加工された部材の組立溶接を行う。

(3) 緩衝材の組込み

缶体に緩衝材を組込む。

(4) 組立溶接

緩衝材の組込みを完了した缶体にカバープレーットの溶接を行う。

(5) 機械加工

容器との当り面等の機械加工を行う。

5. 輸送容器の組立

完成した胴にバスケット及びドレンパイプの組込み、並びにトラニオン、蓋、上・下部緩衝体の取付けを行い、輸送容器を組立てる。



(参)-第 A.1 図 輸送容器全体製作手順図 (例)

A.2 材料の説明

A.2.1 一般材料

輸送容器には、(参)-第 A.1 表に示す規格の材料又はその相当品を使用する。

A.2.2 特殊材料

前記一般材料の他に、(参)-第 A.2 表に示す特殊材料を使用する。

(参)-第A.1表 材料適用規格(板、棒、押出、鍛造及びボルト材)

使用部位	材料区分	適用規格 ^(注1)	備考
<u>1. キャスク本体</u> 胴 外筒 下部端板 伝熱フィン トラニオン 底部中性子遮蔽材カバー	鍛造材 板材 板材 板材 棒材 板材	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> JIS H 3100 C1020 又は H 3140 C1020 JIS G 4303 SUS630-H1150 ^(注2) <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	炭素鋼 炭素鋼 ステンレス鋼 銅 析出硬化系ステンレス鋼 ステンレス鋼
<u>2. 蓋</u> (1) 一次蓋 蓋板 蓋部中性子遮蔽材カバー カバープレート 蓋ボルト	鍛造材 板材 棒材 又は板材 ボルト材	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	炭素鋼 炭素鋼 ステンレス鋼 ニッケルクロムモリブデン鋼
(2) 二次蓋 蓋板 モニタリングポート カバープレート 蓋ボルト	鍛造材 棒材 又は板材 ボルト材	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	炭素鋼 ステンレス鋼 ニッケルクロムモリブデン鋼
(3) 三次蓋 蓋板 リリーフバルブカバー プレート 蓋ボルト	鍛造材 又は板材 棒材 又は板材 ボルト材	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	ステンレス鋼 ステンレス鋼 ニッケルクロムモリブデン鋼
<u>3. バスケット</u> バスケットプレート バスケットサポート	押出材 押出材	MB-A3004-H112 ^(注2) MB-A3004-H112 ^(注2)	アルミニウム合金 アルミニウム合金
<u>4. 緩衝体</u> カバープレート リブ	板材 板材	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	ステンレス鋼 ステンレス鋼

(注1)記載の規格材料又はその相当品を用いる。

(注2)破壊靱性試験を行う。

(参)-第 A.2 表 特殊材料

使用目的	材料名	適用規格 ^(注)	備考
中性子遮蔽材	レジン	メーカー標準	
中性子吸収材	ほう素添加アルミニウム合金	メーカー標準	
緩衝材		メーカー標準	
シール材 (Oリング)	EPDM (三次蓋シール部等)	JIS B 2401	硬さ(Hs):70±5
金属 ガスケット	ニッケル基合金及び アルミニウム (一次蓋及び二次蓋 シール部)	メーカー標準	ヘリコフレックス又は相当品 コイルスプリング : ニッケル基合金 内側被覆 : ニッケル基合金 外側被覆 : アルミニウム

(注) 記載の規格材料又は相当品を用いる。

A.3 溶接

容器の溶接は、日本機械学会の「使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格」及び「発電用原子力設備規格 溶接規格」に準拠した施工法により行う。

溶接方法の例を(参)-第 A.3 表に示す。

(参)-第 A.3 表 適用する溶接方法 (例)

適用継手	溶接方法 (注)
胴部と底部の突合せ溶接	サブマージアーク溶接 (SAW)
	被覆アーク溶接 (SMAW)
	ティグ溶接 (GTAW)
伝熱フィンと胴または外筒の溶接	ティグ溶接 (GTAW)
	ミグ溶接 (GMAW)
胴と下部端板及び 胴と底部中性子遮蔽材カバーの溶接	被覆アーク溶接 (SMAW)
	ティグ溶接 (GTAW)
	フラックスコアードアーク溶接 (FCAW)
外筒同士の溶接及び 外筒と下部端板の溶接	被覆アーク溶接 (SMAW)
	ティグ溶接 (GTAW)
	ミグ溶接 (GMAW)
ステンレス鋼同士の溶接	被覆アーク溶接 (SMAW)
	ティグ溶接 (GTAW)
	フラックスコアードアーク溶接 (FCAW)
	サブマージアーク溶接 (SAW)

(注) 上記は代表例であり変更となる場合がある。また、同等であれば他の溶接方法を用いることが出来る。

B. 輸送容器の試験、検査方法

(ロ)章で述べられた各解析に対応する設計条件を満たすように製造されていることを確認するために、日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準」に準じて(参)-第 B.1 表に示す検査を実施する。

(参)-第 B.1 表 検査項目一覧表

検査項目	容器(蓋を含む)		バスケット		緩衝体	
	実施区分	実施時期	実施区分	実施時期	実施区分	実施時期
材料検査	○	製作中(材料受取時)	○	製作中(材料受取時)	○	製作中(材料受取時)
寸法検査	○	製作中及び製作完了時	○	製作中及び製作完了時	○	製作完了時
溶接検査	○	製作中	—	—	○	製作中
外観検査	○	製作完了時	○	製作完了時	○	製作完了時
耐圧検査	○	製作中	—	—	—	—
気密漏えい検査	○	製作中及び製作完了時	—	—	—	—
遮蔽性能検査	○	製作中	—	—	—	—
遮蔽寸法検査	○	製作中	—	—	—	—
伝熱検査 ^(注)	○	製作完了時	○	製作完了時	○	製作完了時
吊上荷重検査	○	製作完了時	—	—	—	—
重量検査	○	製作完了時	○	製作完了時	○	製作完了時
未臨界検査	—	—	○	製作中及び製作完了時	—	—
作動確認検査	○	製作完了時	—	—	—	—
取扱い検査	○	製作完了時	○	製作完了時	○	製作完了時

(注) 日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準」に準じ、代表キャスク以外の場合には除熱機能に係る材料検査記録、寸法検査記録、外観検査記録及び溶接検査記録を確認することにより行う場合がある。

輸送容器に係る品質管理の方法等（設計に係るものに限る。）に関する説明書

（記載事項）

1. 輸送容器に係る品質管理の方法等（設計に係るものに限る。）に関する説明 ……（イ）章

(1) 章 輸送容器に係る品質管理の方法等（設計に係るものに限る。）に関する説明

(イ)章 輸送容器に係る品質管理の方法等（設計に係るものに限る。）に関する説明

(イ)-A. 品質マネジメントシステム

当社における品質保証活動は、原子力の安全を確保するために、設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」並びに「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づき、原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第3条（品質マネジメントシステム計画）を定め、この品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含んだ「原子力発電所品質マニュアル（要則）」（以下「品質マニュアル（要則）」という。）を定め、品質マネジメントシステム（健全な安全文化を育成し、及び維持する活動、関係法令の遵守に係る活動を含む。）を確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行っている。

本申請に係る設計及び製造発注並びに取扱い及び保守（以下、「設計及び保守等」という。）の各段階における品質保証活動は、この品質マネジメントシステムに基づき品質保証活動を行う体制を適切に構築し、実施する。

なお、設計及び保守等に係る品質保証活動のうち、令和2年3月31日迄の活動については、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」及び「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則」に基づく品質マネジメントシステムに従い実施している。

A.1 品質マニュアル

- (1) 保安に関する組織は、品質マニュアルを作成し、維持する。
- (2) 品質マニュアルには、次の事項を含める。
 - a. 品質マネジメントシステムの運用に係る組織に関する事項
 - b. 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
 - c. 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - d. 品質マネジメントシステムのために作成した手順書等の参照情報
 - e. プロセス間の相互の関係

A.2 文書管理

- (1) 保安に関する組織は、品質マネジメント文書を、次の事項を含め管理する。
 - a. 組織として承認されていない文書の使用又は適切でない変更の防止
 - b. 文書の保安に関する組織外への流出等の防止
 - c. 品質マネジメント文書の発行及び改訂に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置並びに当該発行及び改訂を承認した者に関する情報の維持
- (2) 保安に関する組織は、要員が判断及び決定をするに当たり、適切な品質マネジメント文書を利用できる（文書改訂時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。）よう、品質マネジメント文書に関する次の事項を定めた社内規定を作成する。
 - a. 品質マネジメント文書を発行するに当たり、その妥当性を審査し、発行を承認する。
 - b. 品質マネジメント文書の改訂の必要性について評価するとともに、改訂に当たってはa.と同様に、その妥当性を審査し、改訂を承認する。
 - c. 品質マネジメント文書の審査及び評価には、その対象となる文書に定められた活動を実施する部門の要員を参画させる。

- d. 品質マネジメント文書の改訂内容及び最新の改訂状況を識別できるようにする。
- e. 改訂のあった品質マネジメント文書を利用する場合には、当該文書の適切な制定版又は改訂版が利用しやすい体制を確保する。
- f. 品質マネジメント文書を、読みやすく容易に内容を把握することができるようにする。
- g. 組織の外部で作成された品質マネジメント文書を識別し、その配付を管理する。
- h. 廃止した品質マネジメント文書が使用されることを防止すること。この場合において、当該文書を保持するときは、その目的にかかわらず、これを識別し、管理する。

A.3 品質記録の管理

- (1) 保安に関する組織は、品管規則に規定する個別業務等要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性を実証する記録を明確にするとともに、当該記録を、読みやすく容易に内容を把握することができ、かつ、検索することができるように作成し、保安活動の重要度に応じてこれを管理する。
- (2) 保安に関する組織は、(1)の記録の識別、保存、保護、検索及び廃棄に関し所要の管理の方法を定めた社内規定を作成する。

A.4 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ

社長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うことによって実証する。

- (1) 品質方針を定める。
- (2) 品質目標が定められているようにする。
- (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。
- (4) マネジメントレビューを実施する。
- (5) 資源が使用できる体制を確保するようにする。
- (6) 関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知するようにする。
- (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させるようにする。
- (8) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

A.5 原子力安全の重視

社長は、組織の意思決定に当たり、機器等及び個別業務が個別業務等要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がそれ以外の事由により損なわれないようにする。

A.6 品質方針

社長は、品質方針（健全な安全文化を育成し、及び維持することに関するものを含む。この場合において、技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）が次に掲げる事項に適合しているようにする。

- (1) 組織の目的及び状況に対して適切なものである（組織運営に関する方針と整合的なものであることを含む）。
- (2) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性の維持に社長が責任を持って関与する。
- (3) 品質目標を定め、評価するに当たっての枠組みとなるものである。
- (4) 要員に周知され、理解される。
- (5) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に社長が責任を持って関与する。

A.7 品質目標

(1) 社長は、部門において、品質目標（個別業務等要求事項への適合のために必要な目標を含む。）が定められているようにする。この、品質目標を達成するための計画には、次に掲げる事項を含む。

- a. 実施事項
- b. 必要な資源
- c. 責任者
- d. 実施事項の完了時期
- e. 結果の評価方法

(2) 社長は、品質目標が、その達成状況を評価し得るものであって、かつ、品質方針との整合的なものとなるようにする。

A.8 検査等

(1) 保安に関する組織は、機器等に係る要求事項への適合性を検証するために、個別業務計画に従って、個別業務の実施に係るプロセスの適切な段階において、使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。

(2) 保安に関する組織は、使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、これを管理する。この記録には、必要に応じ、検査において使用した試験体や計測機器等に関する記録を含む。

(3) 保安に関する組織は、プロセスの次の段階に進むことの承認を行った要員を特定することができる記録を作成し、これを管理する。

(4) 保安に関する組織は、個別業務計画に基づく使用前事業者検査等又は自主検査等を支障なく完了するまでは、プロセスの次の段階に進むことの承認をしてはならない。ただし、当該承認の権限を持つ要員が、個別業務計画に定める手順により、特に承認をする場合は、この限りではない。

(5) 保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の独立性（使用前事業

者検査等を実施する要員をその対象となる機器等を所管する部門に属する要員と部門を異にする要員とすることその他の方法により、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないことをいう。)を確保する。

- (6)保安に関する組織は、保安活動の重要度に応じて、自主検査等における独立性については、(5)を準用する。この場合において、「部門を異にする要員」とあるのは、「必要に応じて部門を異にする要員」と読み替えるものとする。

(イ)-B. 申請者の責任

B.1 品質方針

社長がトップマネジメントとして定めている品質方針を「(イ) 第 B.1 図：品質方針」に示す。

B.2 組織

品質マネジメントシステム遂行に係る申請者、輸送容器設計者等の組織について、責任体制に係る関係を「(イ) 第 B.2 図：輸送容器の設計等に係る関係」に示す。また、当社の品質マネジメントシステムを遂行する保安に関する組織を「(イ) 第 B.3 図：品質保証体系図」に示す。

B.3 品質マネジメントシステム管理責任者

- (1) 社長は、原子力発電本部長を本店組織及び発電所組織の品質マネジメントシステム管理責任者、原子力監査室長を監査部門の品質マネジメントシステム管理責任者として任命する。
- (2) 社長は、品質マネジメントシステム管理責任者に、次に掲げる業務に係る責任及び権限を与える。
 - a. プロセスが確立され、実施されるとともに、その実効性が維持されているようにする。
 - b. 品質マネジメントシステムの運用状況及びその改善の必要性について社長に報告する。
 - c. 健全な安全文化を育成し、及び維持することにより、原子力の安全の確保についての認識が向上するようにする。
 - d. 関係法令を遵守する。

B.4 マネジメントレビュー

社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、品質マネジメントシステムの評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

(イ)-C. 教育・訓練

- C.1 保安に関する組織は、個別業務の実施に必要な技能及び経験を有し、意図した結果を達成するために必要な知識及び技能並びにそれを適用する能力（組織が必要とする技術的、人的及び組織的側面に関する知識を含む。）（以下「力量」という。）が実証された者を要員に充てる。
- C.2 保安に関する組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて次に掲げる業務を行う。
- (1) 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。
 - (2) 要員の力量を確保するために教育訓練その他の措置（必要な力量を有する要員を新たに配属し、又は雇用することを含む。）を講ずる。
 - (3) (2)に基づく措置の実効性を評価する。
 - (4) 要員が、自らの個別業務について次に掲げる事項を認識しているようにする。
 - a. 品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - b. 品質マネジメントシステムの実効性を維持するための自らの貢献
 - c. 原子力の安全に対する当該業務の重要性
 - (5) 要員の力量及び教育訓練その他の措置に係る記録を作成し、これを管理する。

(イ)-D. 設計管理

輸送容器の設計が設計要求事項に適合することを確実にするため、保安に関する組織は、保安規定に基づき設計・開発に係る社内規定を定め、次の事項を実施する。

D.1 設計開発計画

- (1) 保安に関する組織は、輸送容器の設計開発の計画を策定し、管理する。
- (2) 保安に関する組織は、設計開発計画の策定において、次に掲げる事項を明確にする。
 - a. 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b. 設計開発の各段階における適切な審査、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c. 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限
 - d. 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源
- (3) 保安に関する組織は、実効性のある情報の伝達並びに責任及び権限の明確な割当てがなされるようにするために、設計開発に関与する各者間の連絡を管理する。
- (4) 保安に関する組織は、策定した設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

D.2 設計開発に用いる情報

- (1) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項として設計開発に用いる情報であって、次に掲げるものを明確に定めるとともに、当該情報に係る記録を作成し、これを管理する。
 - a. 機能及び性能に関する要求事項
 - b. 従前の類似した設計開発から得られた情報であって、当該設計開発に用いる情報として適用可能なもの
 - c. 関係法令
 - d. その他設計開発に必要な要求事項
- (2) 保安に関する組織は、設計開発に用いる情報について、その妥当性を評価し、承認する。

D.3 設計開発の結果に係る情報

- (1) 保安に関する組織は、設計開発の結果に係る情報を、設計開発に用いた情報と対比して検証することができる形式により管理する。
- (2) 保安に関する組織は、設計開発の次の段階のプロセスに進むに当たり、あらかじめ、当該設計開発の結果に係る情報を承認する。
- (3) 保安に関する組織は、設計開発の結果に係る情報を、次に掲げる事項に適合するものとする。
 - a. 設計開発に係る個別業務等要求事項に適合するものである。
 - b. 調達、機器等の使用及び個別業務の実施のために適切な情報を提供するものである。
 - c. 合否判定基準を含むものである。
 - d. 機器等を安全かつ適正に使用するために不可欠な当該機器等の特性が明確である。

D.4 設計開発レビュー

- (1) 保安に関する組織は、設計開発の適切な段階において、設計開発計画に従って、次に掲げる事

項を目的とした体系的な審査（以下「設計開発レビュー」という。）を実施する。

- a. 設計開発の個別業務等要求事項への適合性について評価する。
 - b. 設計開発に問題がある場合においては、当該問題の内容を明確にし、必要な措置を提案する。
- (2) 保安に関する組織は、設計開発レビューに、当該設計開発レビューの対象となっている設計開発段階に関連する部門の代表者及び当該設計開発に係る専門家を参加させる。
 - (3) 保安に関する組織は、設計開発レビューの結果の記録及び当該設計開発レビューの結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

D.5 設計開発の検証

- (1) 保安に関する組織は、設計開発の結果が個別業務等要求事項に適合している状態を確保するために、設計開発計画に従って検証を実施する。この検証には、設計開発計画に従ってプロセスの次の段階に移行する前に、当該設計開発に係る個別業務等要求事項への適合性の確認を行うこと含む。
- (2) 保安に関する組織は、設計開発の検証の結果の記録及び当該検証の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。
- (3) 保安に関する組織は、当該設計開発を行った要員に当該設計開発の検証をさせない。

D.6 設計開発の妥当性確認

- (1) 保安に関する組織は、設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性を確認するために、設計開発計画に従って、当該設計開発の妥当性確認（以下「設計開発妥当性確認」という。）を実施する。この設計開発妥当性確認には、機器等の設置後でなければ妥当性確認を行うことができない場合において、当該機器等の使用を開始する前に、設計開発妥当性確認を行うことを含む。
- (2) 保安に関する組織は、機器等の使用又は個別業務の実施に当たり、あらかじめ、設計開発妥当性確認を完了させる。
- (3) 保安に関する組織は、設計開発妥当性確認の結果の記録及び当該設計開発妥当性確認の結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

D.7 設計開発の変更の管理

- (1) 保安に関する組織は、設計開発の変更を行った場合においては、当該変更の内容を識別することができるようにするとともに、当該変更に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 保安に関する組織は、設計開発の変更を行うに当たり、あらかじめ、審査、検証及び妥当性確認を行い、変更を承認する。
- (3) 保安に関する組織は、設計開発の変更の審査において、設計開発の変更が原子炉施設に及ぼす影響の評価（当該原子炉施設を構成する材料又は部品に及ぼす影響の評価を含む。）を行う。
- (4) 保安に関する組織は、(2)に基づく審査、検証及び妥当性確認の結果の記録及びその結果に基づき講じた措置に係る記録を作成し、これを管理する。

(イ)-E. 輸送容器の製造発注

輸送容器の製造が調達要求事項に適合することを確実にするため、保安に関する組織は、保安規定に基づき調達管理に係る社内規定を定め、次の事項を実施する。

E.1 輸送容器製造者の評価

- (1) 保安に関する組織は、輸送容器製造者が保安に関する組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として、輸送容器製造者を評価し、選定する。
- (2) 保安に関する組織は、輸送容器製造者の選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (3) 保安に関する組織は、評価の結果の記録、及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。

E.2 輸送容器製造者への品質マネジメントシステム要求事項

- (1) 保安に関する組織は、輸送容器の製造に関する調達要求事項で調達製品に関する要求事項を明確にし、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a. 輸送容器製造者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項
 - b. 輸送容器製造者の要員の力量に係る要求事項
 - c. 輸送容器製造者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - d. 輸送容器製造者の不適合の報告（偽造品又は模造品等の報告を含む。）及び処理に係る要求事項
 - e. 輸送容器製造者が健全な安全文化を育成し、及び維持するために必要な要求事項
 - f. 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g. その他調達物品等に必要な要求事項
- (2) 保安に関する組織は、調達物品等要求事項として、当該組織が輸送容器製造者の工場等において使用前事業者検査等その他の個別業務を行う際の原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 保安に関する組織は、輸送容器製造者に対し、輸送容器に関する情報を提供するに当たり、あらかじめ、当該調達物品等要求事項の妥当性を確認する。
- (4) 保安に関する組織は、輸送容器を受領する場合には、輸送容器製造者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

E.3 輸送容器の製作に係る検査及び品質監査による検証

保安に関する組織は、輸送容器が規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために必要な検査又はその他の活動（供給者に対する品質保証監査を含む。）を定め、実施する。

(イ)-F. 取扱い及び保守

当社は、輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱いについて、保安規定に基づき、それぞれ実施要領書等を策定し、実施する。

(イ)-G. 測定、分析及び改善

G.1 内部品質監査

保安に関する組織は、品質マネジメントシステムについて、次に掲げる要件への適合性を確認するために、保安活動の重要度に応じて、あらかじめ定められた間隔で、客観的な評価を行う監査部門により内部監査を実施する。

- (1) 品質マネジメントシステム計画に基づく品質マネジメントシステムに係る要求事項
- (2) 実効性のある実施及び実効性の維持

G.2 不適合の管理

- (1) 保安に関する組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。
- (2) 保安に関する組織は、不適合の処理に係る管理（不適合を関連する管理者に報告することを含む。）並びにそれに関連する責任及び権限を社内規定に定める。
- (3) 保安に関する組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - a. 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。
 - b. 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う（以下「特別採用」という。）。
 - c. 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。
 - d. 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。
- (4) 保安に関する組織は、不適合の内容の記録及び当該不適合に対して講じた措置（特別採用を含む。）に係る記録を作成し、これを管理する。
- (5) 保安に関する組織は、(3)a に基づく措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

G.3 是正処置及び未然防止処置

(1) 是正処置

- a. 保安に関する組織は、個々の不適合その他の事象が原子力の安全に及ぼす影響に応じて、次に掲げるところにより、速やかに適切な是正処置を講じる。
 - (a) 是正処置を講ずる必要性について次に掲げる手順により評価を行う。
 - ・ 不適合その他の事象の分析（情報の収集及び整理並びに、技術的、人的及び組織的側面等を考慮することを含む。）及び当該不適合の原因の明確化（必要に応じて、日常業務のマネジメントや安全文化の弱点がある分野及び強化すべき分野との関係を整理することを含む。）
 - ・ 類似の不適合その他の事象の有無又は当該類似の不適合その他の事象が発生する可能性の明確化

- (b) 必要な是正処置を明確にし、実施する。
 - (c) 講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。
 - (d) 必要に応じ、計画において決定した保安活動の改善のために講じた措置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む。）を変更する。
 - (e) 必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。
 - (f) 原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関して、根本的な原因を究明するために行う分析（以下「根本原因分析」という。）の手順を確立し、実施する。
 - (g) 講じた全ての是正処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- b. 保安に関する組織は、是正処置について社内規定に定める。
 - c. 保安に関する組織は、手順書等に基づき、複数の不適合その他の事象に係る情報から類似する事象に係る情報を抽出し、その分析を行い、当該類似の事象に共通する原因を明確にした上で、適切な措置を講じる。

(2) 未然防止処置

- a. 保安に関する組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、自らの組織で起こり得る不適合（原子力施設その他の施設における不適合その他の事象が自らの施設で起こる可能性について分析を行った結果、特定した問題を含む。）の重要性に応じて、次に掲げるところにより、適切な未然防止処置を講じる。
 - (a) 起こり得る不適合及びその原因について調査する。
 - (b) 未然防止処置を講ずる必要性について評価する。
 - (c) 必要な未然防止処置を明確にし、実施する。
 - (d) 講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。
 - (e) 講じた全ての未然防止処置及びその結果の記録を作成し、これを管理する。
- b. 保安に関する組織は、未然防止処置について社内規定に定める。

(イ) 第B.1図：品質方針

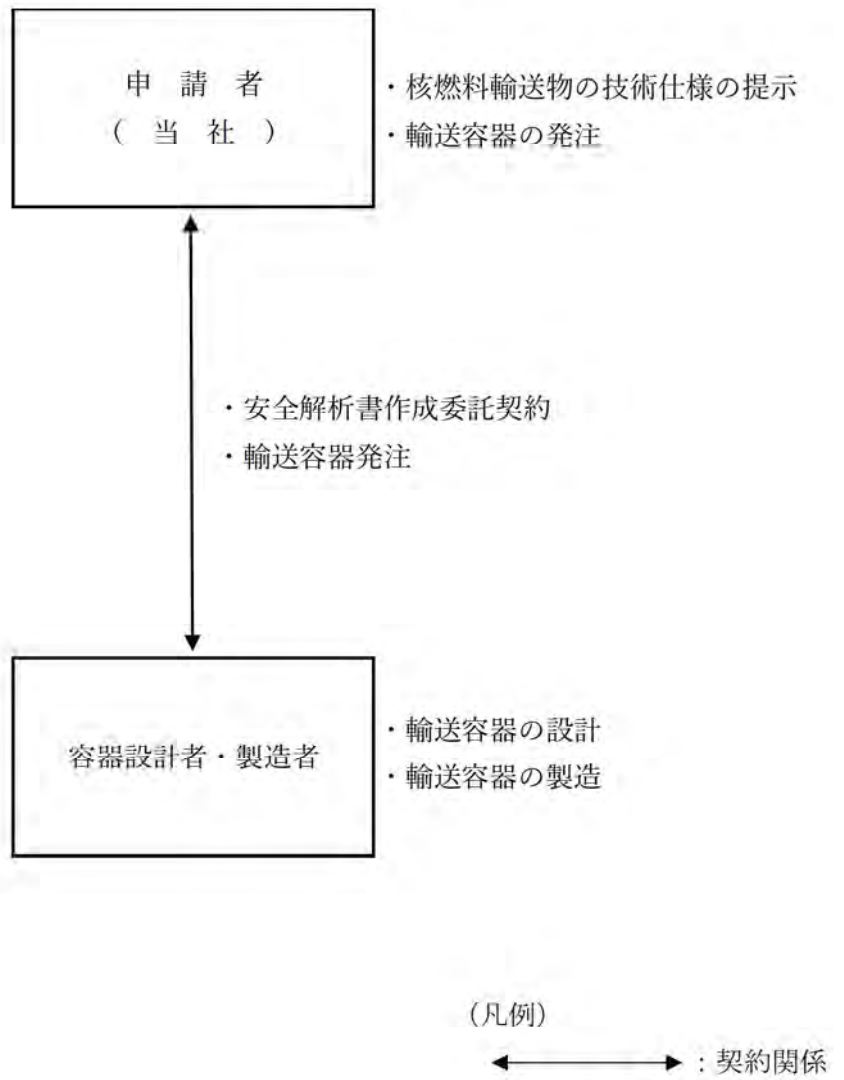
品質方針

原子力安全の取り組みに終わりはない。現状に満足することなく、常に考え問いかける姿勢をもって自ら率先して行動するとともに、誠実かつ高い倫理観をもちコンプライアンスを十分に意識した上で、以下の方針に基づく業務運営に不断に取り組み、更なるパフォーマンス向上を図っていくことにより、地域・社会の皆さまに信頼され、安心され続ける原子力発電所を目指します。

- 1 原子力安全を最優先とする文化を醸成し続けます
- 2 自主的・継続的に安全性・信頼性を向上させます
- 3 原子力発電所のリスクマネジメントを確実に実施します
- 4 積極的な情報公開と対話活動を行い安心・信頼に繋がります
- 5 社内や協力会社との風通しの良い組織風土をつくります

2020年4月1日
九州電力株式会社
代表取締役社長執行役員
池 辺 和 弘

(イ) 第 B.2 図：輸送容器の設計等に係る関係



(イ) 第B.3図：品質保証体系図

保安に関する組織

