

核燃料輸送物設計変更承認申請書

本原原発第 30 号
令和 5 年 12 月 5 日

原子力規制委員会 殿

名古屋市東区東新町 1 番地
中部電力株式会社
代表取締役社長 林 欣吾
社長執行役員

核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示（平成2年科学技術庁告示第5号）第41条第1項の規定により、下記のとおり申請します。

記

1 核燃料輸送物の名称
TK-69CHS型

2 核燃料輸送物設計承認番号
J/2029/B(M)F-96

3 変更内容

- (1) 原規規発第1903254号（平成31年3月25日付）により承認を受けた核燃料輸送物設計承認申請書（平成27年7月3日付け本原原発第9号（平成31年3月1日付け本原原発第49号をもって一部補正））（以下「既承認申請書」という。）記載事項について別記のとおり変更する。
- (2) 既承認申請書別紙について以下の変更を行う。
 - ・(イ)章「核燃料輸送物の説明」において使用予定年数、輸送容器の使用予定回数及び貯蔵予定期間について追記する。
 - ・核燃料輸送物の経年変化に関しては、(ホ)章「安全上の特記事項」に自主的に記載していたが、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下「外運搬規則」という。）及び核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準

に係る細目等を定める告示（以下「外運搬告示」という。）の改正を踏まえ、改めて使用予定期間中の経年変化の評価を行った。その結果を(ロ)章F「核燃料輸送物の経年変化の考慮」（追加）及び(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」（従前の(ロ)章F）に記載する。なお、(ホ)章に記載していた経年変化に係る説明は削除する。

- ・(ハ)章「品質マネジメントの基本方針に係る説明」を削除し、(ニ)章「輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱いに関する事項」を(ハ)章「輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」、(ホ)章「安全上の特記事項」を(ニ)章「安全設計及び安全輸送に関する特記事項」に変更する。
- ・(ハ)章「輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」において取扱方法及び保守条件の記載を変更する。

(3) 「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」を追加する。

(4) その他記載の見直しを行う。

4 変更理由

- ・外運搬規則及び外運搬告示が改正されたため。
- ・核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に係る核燃料輸送物設計承認及び容器承認等に関する申請手続ガイド（以下「申請手続ガイド」という。）に基づき見直すため。
- ・輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法を見直すため。
- ・記載を適正化するため。

[別紙]

1. 輸送容器の設計及び核燃料物質等を当該輸送容器に収納した場合の核燃料輸送物の安全性に関する説明書
2. 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

[参考資料]

変更内容一覧

以上

- 1 核燃料輸送物の名称
TK-69CHS 型
- 2 輸送容器の外形寸法、重量及び主要材料
 - (1) 輸送容器の外形寸法
外 径 : 約 3.5m (上・下部緩衝体を含む)
長 さ : 約 6.8m (上・下部緩衝体を含む)
 - (2) 輸送容器の総重量
111.2 トン以下 (輸送架台は含まず)
 - (3) 核燃料輸送物の総重量
132.6 トン以下 (輸送架台は含まず)
 - (4) 輸送容器の主要材料
第 1 表のとおり。
 - (5) 輸送容器の概略を示す図
第 1 図及び第 2 図のとおり。
詳細形状は、本核燃料輸送物の設計変更承認申請書 (以下「申請書」という。) に係る別紙 1 の(イ)-第 C. 1 図から(イ)-第 C. 15 図まで及び(イ)-第 D. 1 図から(イ)-第 D. 2 図に示すとおり。
- 3 核燃料輸送物の種類
BM 型輸送物及び核分裂性輸送物
- 4 収納する核燃料物質等の種類、性状、重量及び放射能の量
第 2 表のとおり。
なお、表面から 1m の距離における空気吸収線量率は 1 グレイ毎時を超える。
- 5 輸送制限個数
 - (1) 輸送制限個数 : 制限なし
 - (2) 配列方法 : 任意
 - (3) 臨界安全指数 : 0
- 6 運搬中に予想される周囲の温度の範囲
-20~38℃

7 収納物の臨界防止のための核燃料輸送物の構造に関する事項

本輸送容器には、燃料集合体を収納するバスケットが用いられ、輸送中燃料集合体が分散・集合しないようになっている。また、バスケットには未臨界維持のために中性子吸収材であるほう素を含むほう素添加アルミニウム合金を用いている。

8 臨界安全評価における浸水の領域に関する事項

輸送容器は二次蓋及び三次蓋の多重の防水機能を有することから、輸送容器内部への浸水がないが、臨界安全評価においては保守的な条件として微量の浸水を考慮している。なお、防水機構を有する部位の水密性に留意した品質管理を実施する。

9 収納物の密封性に関する事項

輸送容器の密封境界は容器本体の胴及び底板と三次蓋で構成される。三次蓋と本体上部フランジとの接合面には蓋側にふっ素ゴム製の O リングが設けられており、輸送中の密封機能を確保している。

10 BM 型輸送物にあつては、BU 型輸送物の設計基準のうち適合しない基準についての説明

-40℃から-20℃までの周囲温度において、亀裂、破損等の生じるおそれがないことが確認されていない。

11 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱いに関する事項

本輸送容器は兼用キャスクであり、貯蔵予定期間における経年変化を考慮した本輸送容器の保守及び本核燃料輸送物の取扱いについては、申請書に係る別紙 1 のとおり。

また、本核燃料輸送物の運搬は、周囲の温度-20℃以上で専用積載にて実施する。

12 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。）に関する事項

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。）については、申請書に係る別紙 2 のとおり。

13 その他特記事項

本輸送容器は兼用キャスクであり、輸送容器の使用予定年数を 60 年、貯蔵予定期間を 60 年としている。

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。

詳細については、申請書に係る別紙1のとおり。

(別紙記載事項)

別紙1 輸送容器の設計及び核燃料物質等を当該輸送容器に収納した場合の核燃料輸送物の安全性に関する説明書

(イ)章 核燃料輸送物の説明

(ロ)章 核燃料輸送物の安全解析

(ハ)章 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法

(ニ)章 安全設計及び安全輸送に関する特記事項

参 考 輸送容器の製作の方法の概要に関する説明

別紙2 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

第1表 輸送容器の主要材料

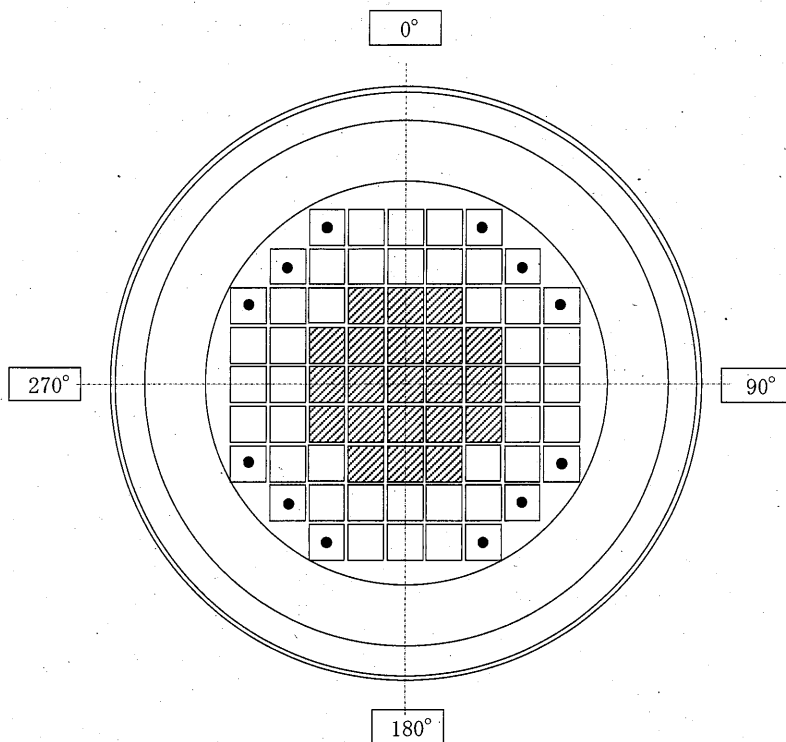
輸送容器部位	主 要 材 料
胴、底板	炭素鋼
外筒	炭素鋼
一次蓋	炭素鋼
二次蓋	炭素鋼
三次蓋	ステンレス鋼
トラニオン	ステンレス鋼
中性子遮蔽材	レジン
伝熱フィン	銅
バスケット	ステンレス鋼、 ほう素添加アルミニウム合金 及び アルミニウム合金
緩衝体	ステンレス鋼及び木材


第2表 収納する核燃料物質等の種類、性状、重量及び放射能の量



燃料集合体名称		8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
		8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料	高燃焼度 8×8 燃料
(輸送容器 1 基当たり)					
種類		軽水炉 (BWR) 使用済燃料			
性状		固体 (二酸化ウラン粉末焼結体)			
重量 (kg 以下)	ウラン量	12, 972			
放射能量 (PBq 以下)		<div style="border: 1px solid black; width: 100px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div> (主要な核種ごとの量は、別紙 1 の (イ)-第 D. 3 表に示すとおり)			
発熱量 (kW 以下)		14. 1			
収納条件	収納体数 (体以下)	69			
	収納位置	収納する燃料集合体の燃焼度及び型式により 収納位置 (別図のとおり) を決定する			
	収納物重量	21. 4 トン以下 (バスケット 1 格子当たり 310kg 以下 ^{注 1)})			
(燃料集合体当たり)					
重量 (kg 以下)	燃料集合体	280	270	270	270
	ウラン量	188	177	177	175
初期濃縮度 (wt%以下)		2. 79	2. 27	3. 27	3. 66
外 周 部 燃 料	平均燃焼度 ^{注 2)} (MWD/MTU 以下)				
	最高燃焼度 (MWD/MTU 以下)				
	冷却日数 (日以上)				
中 央 部 燃 料	平均燃焼度 ^{注 2)} (MWD/MTU 以下)				
	最高燃焼度 (MWD/MTU 以下)				
	冷却日数 (日以上)				

注 1) バスケット 1 格子当たりの収納物重量とは、チャンネルボックスを含む燃料集合体の重量を示す。

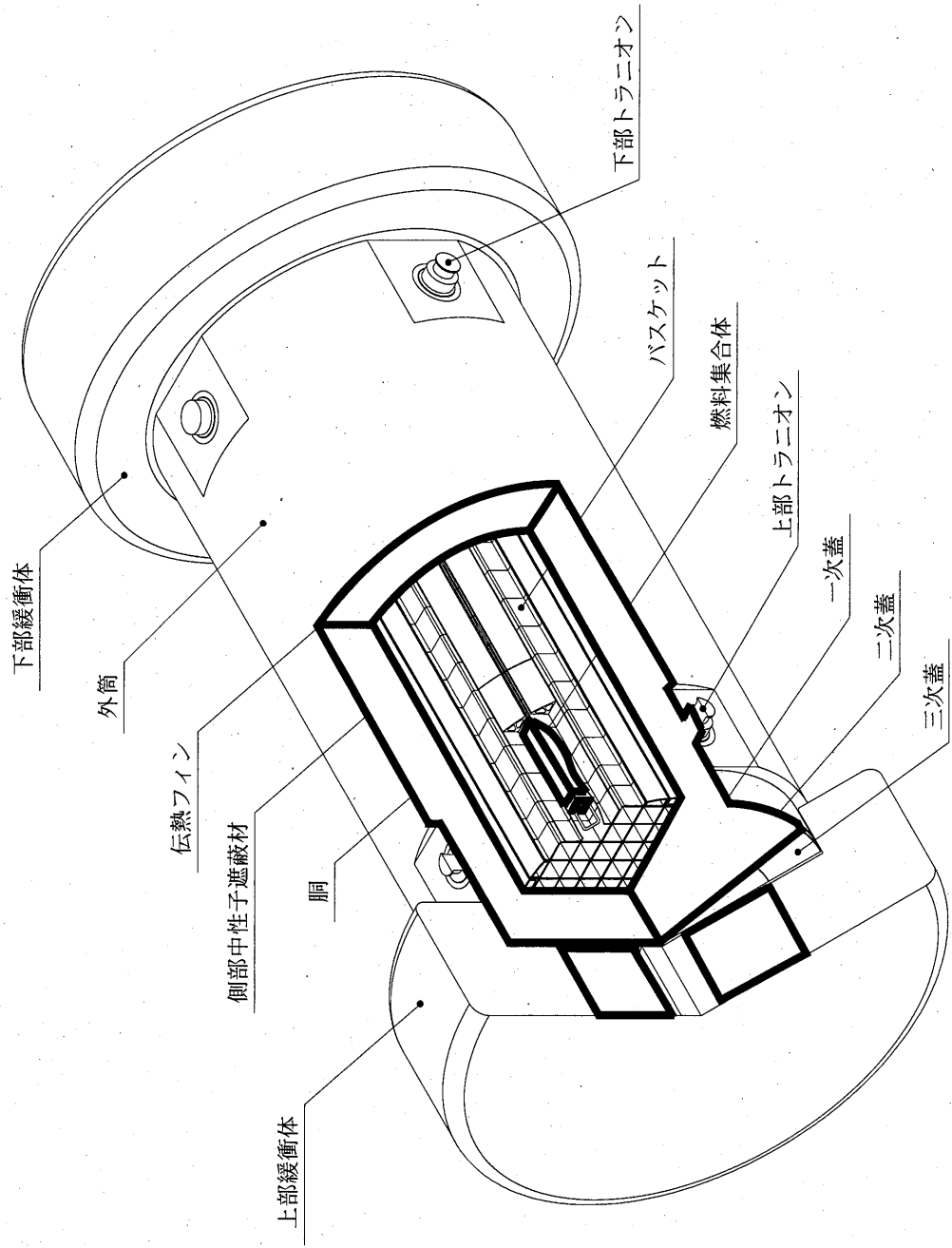
注 2) 平均燃焼度とは、各燃料型式ごとの燃焼度の平均値を示す。



 : 中央部燃料の収納範囲

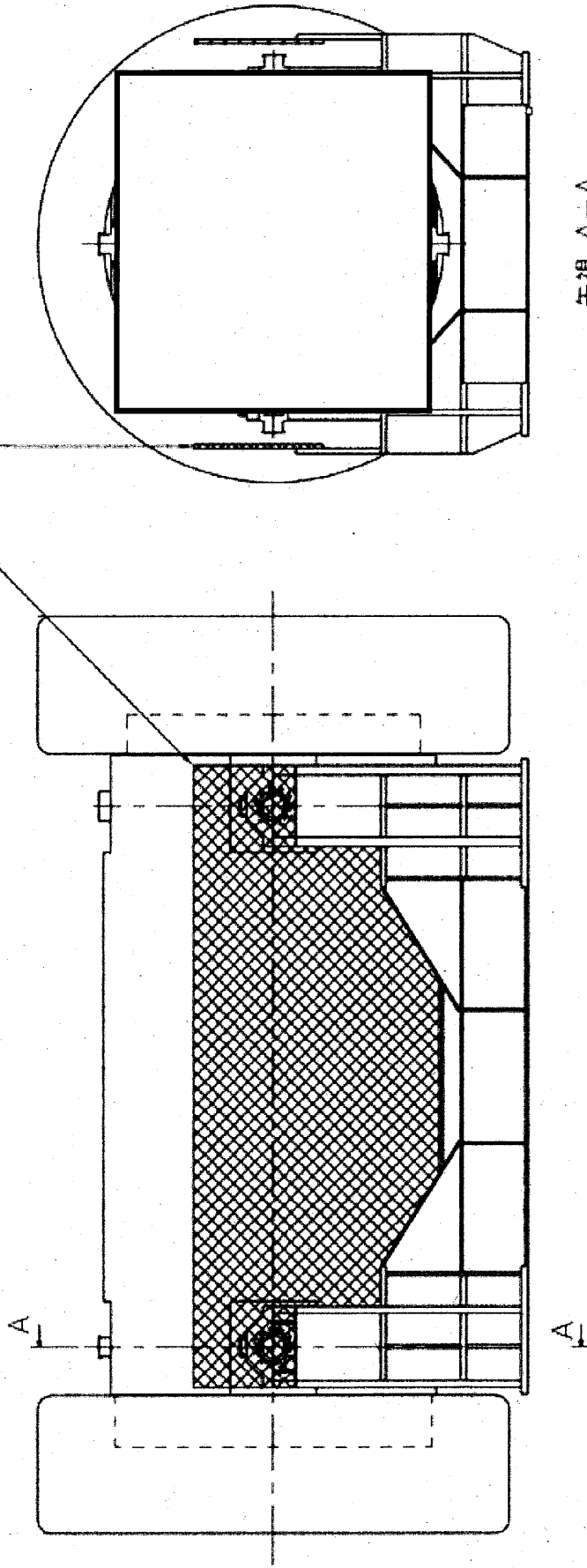
 : 外周部燃料の収納範囲
 ただし、 8×8 燃料及び新型 8×8 燃料集合体は、
 の範囲に限定する

別図 燃料集合体の収納位置



第1図 輸送容器の概略を示す図 (核燃料輸送物全体図)

近接防止金網^{注)}



矢視 A-A

注) 取り付けない場合がある。

第2図 輸送容器の概略を示す図(輸送荷姿)

輸送容器の設計及び核燃料物質等を当該輸送容器に収納した場合の
核燃料輸送物の安全性に関する説明書

1	核燃料輸送物の説明	・・・・・・・・・・	(イ)章
2	核燃料輸送物の安全解析	・・・・・・・・・・	(ロ)章
3	輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法	・・・・・・・・・・	(ハ)章
4	安全設計及び安全輸送に関する特記事項	・・・・・・・・・・	(ニ)章
参考	輸送容器の製作の方法の概要に関する説明		

目次

(イ)章 核燃料輸送物の説明	(イ)-1
A. 目的及び条件	(イ)-1
B. 核燃料輸送物の種類	(イ)-2
C. 輸送容器	(イ)-6
D. 輸送容器の収納物	(イ)-15
(ロ)章 核燃料輸送物の安全解析	(ロ)-1
A. 構造解析	(ロ)-A-1
A.1 構造設計	(ロ)-A-1
A.1.1 概要	(ロ)-A-1
A.1.2 設計基準	(ロ)-A-2
A.2 重量及び重心	(ロ)-A-24
A.3 材料の機械的性質	(ロ)-A-25
A.4 核燃料輸送物の要件	(ロ)-A-37
A.4.1 化学的及び電気的反応	(ロ)-A-37
A.4.2 低温強度	(ロ)-A-39
A.4.3 密封装置	(ロ)-A-41
A.4.4 吊上装置	(ロ)-A-41
A.4.4.1 応力評価	(ロ)-A-41
A.4.4.2 トラニオンの疲労評価	(ロ)-A-46
A.4.5 固縛装置	(ロ)-A-50
A.4.6 圧力	(ロ)-A-54
A.4.7 振動	(ロ)-A-54
A.4.8 核燃料輸送物の要件に対する評価結果の要約	(ロ)-A-56
A.5 一般の試験条件	(ロ)-A-58
A.5.1 熱的試験	(ロ)-A-58
A.5.1.1 温度及び圧力の要約	(ロ)-A-58
A.5.1.2 熱膨張	(ロ)-A-60

A. 5. 1. 3	応力計算	（口）-A-60
A. 5. 1. 4	許容応力との比較	（口）-A-68
A. 5. 2	水噴霧	（口）-A-68
A. 5. 3	自由落下	（口）-A-69
A. 5. 3. 1	落下時の緩衝体の変形量と衝撃加速度	（口）-A-69
A. 5. 3. 2	落下時の応力計算	（口）-A-75
A. 5. 4	積み重ね試験	（口）-A-106
A. 5. 5	貫通	（口）-A-110
A. 5. 6	角又は縁落下	（口）-A-111
A. 5. 7	結果の要約及びその評価	（口）-A-111
A. 6	特別の試験条件	（口）-A-116
A. 6. 1	強度試験・落下試験Ⅰ（9m落下時）	（口）-A-116
A. 6. 1. 1	垂直落下	（口）-A-118
A. 6. 1. 2	水平落下	（口）-A-128
A. 6. 1. 3	コーナー落下	（口）-A-137
A. 6. 1. 4	傾斜落下	（口）-A-141
A. 6. 1. 5	結果の要約	（口）-A-141
A. 6. 2	強度試験・落下試験Ⅱ（1m落下時）	（口）-A-142
A. 6. 2. 1	結果の要約	（口）-A-144
A. 6. 3	熱的試験	（口）-A-145
A. 6. 3. 1	温度及び圧力の要約	（口）-A-145
A. 6. 3. 2	熱膨張	（口）-A-147
A. 6. 3. 3	許容応力との比較	（口）-A-149
A. 6. 4	浸漬	（口）-A-152
A. 6. 5	結果の要約及びその評価	（口）-A-153
A. 7	強化浸漬試験	（口）-A-158
A. 8	放射性収納物	（口）-A-161
A. 9	核分裂性輸送物	（口）-A-162
A. 9. 1	核分裂性輸送物に係る一般の試験条件	（口）-A-162
A. 9. 2	核分裂性輸送物に係る特別の試験条件	（口）-A-164

A. 10	付属書類	(口)-A-170
A. 10.1	1/3 スケールモデル落下試験	(口)-A-170
A. 10.2	落下解析結果に基づく内部収納物衝突の影響評価	(口)-A-175
A. 10.3	傾斜落下時の核燃料輸送物健全性	(口)-A-181
A. 10.4	燃料被覆管の機械的性質について	(口)-A-183
A. 10.5	参考文献	(口)-A-184
B.	熱解析	(口)-B-1
B. 1	概要	(口)-B-1
B. 2	材料の熱的性質	(口)-B-3
B. 3	構成要素の仕様	(口)-B-6
B. 4	一般の試験条件	(口)-B-6
B. 4.1	熱解析モデル	(口)-B-6
B. 4.1.1	解析モデル	(口)-B-6
B. 4.1.2	試験モデル	(口)-B-21
B. 4.2	最高温度	(口)-B-21
B. 4.3	最低温度	(口)-B-28
B. 4.4	最大内圧	(口)-B-28
B. 4.5	最大熱応力	(口)-B-33
B. 4.6	結果の要約及びその評価	(口)-B-33
B. 5	特別の試験条件	(口)-B-36
B. 5.1	熱解析モデル	(口)-B-36
B. 5.1.1	解析モデル	(口)-B-36
B. 5.1.2	試験モデル	(口)-B-42
B. 5.2	核燃料輸送物の評価条件	(口)-B-42
B. 5.3	核燃料輸送物温度	(口)-B-42
B. 5.4	最大内圧	(口)-B-50
B. 5.5	最大熱応力	(口)-B-56
B. 5.6	結果の要約及びその評価	(口)-B-56
B. 6	付属書類	(口)-B-59
B. 6.1	解析に用いた対流熱伝達率	(口)-B-59

B. 6. 1. 1	全体モデルに用いた対流熱伝達率	(口)-B-59
B. 6. 1. 2	輪切りモデルに用いた対流熱伝達率	(口)-B-63
B. 6. 2	混合気体の熱伝導率の計算式について	(口)-B-63
B. 6. 3	近接防止金網の温度評価について	(口)-B-65
B. 6. 4	参考文献	(口)-B-67
C.	密封解析	(口)-C-1
C. 1	概要	(口)-C-1
C. 2	密封装置	(口)-C-1
C. 2. 1	密封装置	(口)-C-1
C. 2. 2	密封装置の貫通部	(口)-C-1
C. 2. 3	密封装置のガスケット及び溶接部	(口)-C-1
C. 2. 4	蓋	(口)-C-2
C. 3	一般の試験条件	(口)-C-2
C. 3. 1	放射性物質の漏えい	(口)-C-2
C. 3. 2	密封装置の加圧	(口)-C-6
C. 3. 3	冷却材汚染	(口)-C-6
C. 3. 4	冷却材損失	(口)-C-6
C. 4	特別の試験条件	(口)-C-6
C. 4. 1	核分裂生成ガス	(口)-C-6
C. 4. 2	放射性物質の漏えい	(口)-C-6
C. 5	結果の要約及びその評価	(口)-C-8
C. 6	付属書類	(口)-C-9
C. 6. 1	参考文献	(口)-C-9
D.	遮蔽解析	(口)-D-1
D. 1	概要	(口)-D-1
D. 2	線源仕様	(口)-D-1
D. 2. 1	ガンマ線源	(口)-D-3
D. 2. 2	中性子源	(口)-D-6
D. 3	モデル仕様	(口)-D-8
D. 3. 1	解析モデル	(口)-D-8

D. 3. 2	解析モデル各領域における原子個数密度	(口)-D-25
D. 4	遮蔽評価	(口)-D-32
D. 5	結果の要約及びその評価	(口)-D-38
D. 6	付属書類	(口)-D-40
D. 6. 1	線源計算に用いる軸方向燃焼度分布	(口)-D-40
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	(口)-D-42
D. 6. 3	参考文献	(口)-D-43
E.	臨界解析	(口)-E-1
E. 1	概要	(口)-E-1
E. 2	解析対象	(口)-E-1
E. 2. 1	収納物	(口)-E-1
E. 2. 2	輸送容器	(口)-E-4
E. 2. 3	中性子吸収材	(口)-E-4
E. 3	モデル仕様	(口)-E-4
E. 3. 1	解析モデル	(口)-E-4
E. 3. 2	解析モデル各領域における原子個数密度	(口)-E-9
E. 4	未臨界評価	(口)-E-11
E. 4. 1	計算条件	(口)-E-11
E. 4. 2	核燃料輸送物への水の浸入等	(口)-E-11
E. 4. 3	計算方法	(口)-E-12
E. 4. 4	計算結果	(口)-E-12
E. 5	ベンチマーク試験	(口)-E-14
E. 6	結果の要約及びその評価	(口)-E-16
E. 7	付属書類	(口)-E-17
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	(口)-E-17
E. 7. 2	胴内の浸水量	(口)-E-17
E. 7. 3	取扱い時の臨界解析	(口)-E-18
E. 7. 4	参考文献	(口)-E-26
F.	核燃料輸送物の経年変化の考慮	(口)-F-1
F. 1	考慮すべき経年変化要因	(口)-F-1

F. 2	安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価	(ロ)-F-1
F. 3	安全解析における経年変化の考慮内容	(ロ)-F-18
F. 4	付属書類	(ロ)-F-24
F. 4. 1	参考文献	(ロ)-F-24
G.	外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価	(ロ)-G-1
(ハ) 章	輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法	(ハ)-A-1
A.	核燃料輸送物の取扱方法	(ハ)-A-1
A. 1	装荷方法	(ハ)-A-1
A. 1. 1	発電所での空容器受取・燃料装荷準備作業	(ハ)-A-1
A. 1. 2	燃料装荷作業	(ハ)-A-2
A. 1. 3	後作業	(ハ)-A-2
A. 2	貯蔵方法	(ハ)-A-3
A. 2. 1	乾式貯蔵施設での取扱い	(ハ)-A-3
A. 2. 2	再処理工場への輸送	(ハ)-A-3
A. 3	取出し方法	(ハ)-A-4
A. 3. 1	再処理工場での核燃料輸送物の受取・燃料取出し準備作業	(ハ)-A-4
A. 3. 2	燃料取出作業	(ハ)-A-5
A. 3. 3	後作業	(ハ)-A-5
A. 4	空容器の準備	(ハ)-A-5
A. 5	核燃料輸送物の発送前検査	(ハ)-A-7
A. 5. 1	発送前検査	(ハ)-A-7
A. 5. 2	構内輸送前及び貯蔵期間中に実施する検査	(ハ)-A-10
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	(ハ)-A-16
A. 6	使用済燃料の長期健全性に関する状況調査	(ハ)-A-17
B.	保守条件	(ハ)-B-1
B. 1	外観検査	(ハ)-B-1
B. 2	耐圧検査	(ハ)-B-1
B. 3	気密漏えい検査	(ハ)-B-1
B. 4	遮蔽検査	(ハ)-B-1

B. 5	未臨界検査	(ハ)-B-1
B. 6	熱検査	(ハ)-B-1
B. 7	吊上検査	(ハ)-B-1
B. 8	作動確認検査	(ハ)-B-2
B. 9	補助系の保守	(ハ)-B-2
B. 10	密封装置の弁、ガスケット等の保守	(ハ)-B-2
B. 11	輸送容器の保管	(ハ)-B-2
B. 12	記録の保管	(ハ)-B-2
B. 13	その他	(ハ)-B-2
(二)	章 安全設計及び安全輸送に関する特記事項	(二)-1
参考	輸送容器の製作の方法の概要に関する説明	(参)-A-1
A.	輸送容器の製作方法	(参)-A-1
A. 1	概要	(参)-A-1
A. 2	材料の説明	(参)-A-6
A. 2. 1	一般材料	(参)-A-6
A. 2. 2	特殊材料	(参)-A-6
A. 2. 3	相当材	(参)-A-6
A. 3	溶接	(参)-A-12
B.	輸送容器の試験、検査方法	(参)-B-1

(イ)章 核燃料輸送物の説明

(イ)章 核燃料輸送物の説明

A. 目的及び条件

1. 使用目的 軽水炉型原子力発電所の使用済燃料(BWR 型)を、原子力発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設(以下「乾式貯蔵施設」という。)から再処理工場に輸送するため。
2. 輸送容器の型名 TK-69CHS 型
3. 核燃料輸送物の種類 BM 型輸送物及び核分裂性輸送物
4. 輸送制限個数 制限なし
5. 輸送指数 10 以下
6. 臨界安全指数 0
7. 核燃料輸送物の総重量 132.6 トン以下(輸送架台は含まず)
8. 輸送容器の外形寸法 外径約 3.5m、長さ約 6.8m(上・下部緩衝体を含む)
9. 輸送容器の重量 111.2 トン以下(輸送架台は含まず)
10. 輸送容器の材質 胴、底板-炭素鋼
外筒-炭素鋼
一次蓋-炭素鋼
二次蓋-炭素鋼
三次蓋-ステンレス鋼
中性子遮蔽材-レジン
トラニオン-ステンレス鋼
伝熱フィン-銅
バスケット-ステンレス鋼、ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金
緩衝体-ステンレス鋼及び木材()
11. 輸送容器に収納する核燃料物質の仕様 核燃料物質の仕様を(イ)-第 A.1 表に示す。
12. 輸送形態 車両による陸上輸送あるいは船による海上輸送
いずれの場合も専用積載として輸送
13. 冷却方法 自然空気冷却
14. 使用予定年数 60 年
15. 輸送容器の使用予定回数 10 回
16. 貯蔵予定期間 60 年(設計貯蔵期間)

B. 核燃料輸送物の種類

本核燃料輸送物の収納物は、特別形核燃料物質等以外のものに該当し、原子力規制委員会の定める量(A_2 値の 10 万倍)を超える量の放射能を有する核燃料物質等に該当する。また、収納物は核分裂性物質を含んでいる。

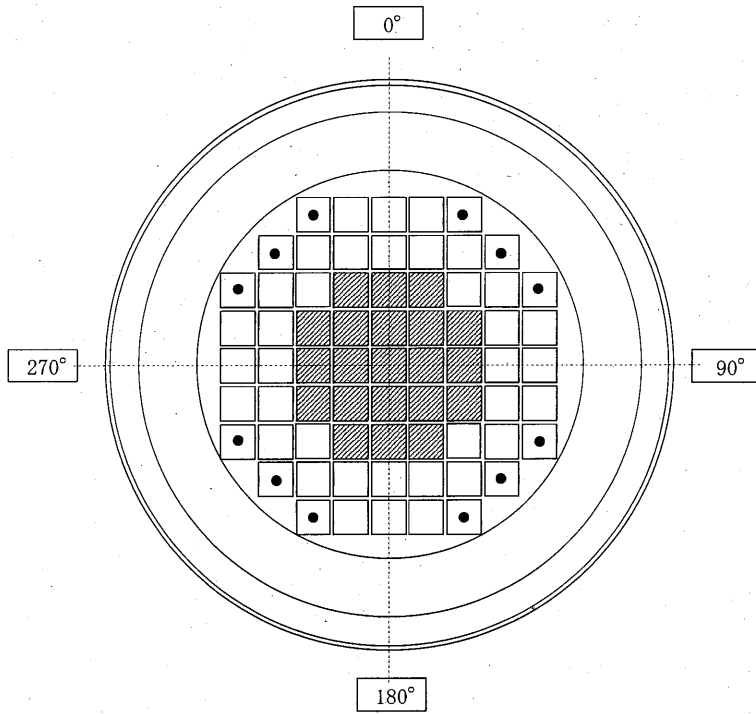
したがって、本核燃料輸送物は BM 型輸送物及び核分裂性輸送物として輸送する。

(イ) 第 A.1 表 輸送容器 1 基に収納する核燃料物質の仕様

燃料集合体の種類と型式		8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型									
		8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料	高燃焼度 8×8 燃料									
項 目														
種 類		使用済燃料(軽水炉(BWR))												
性 状		固体(二酸化ウラン粉末焼結体)												
燃料集合体 1 体の仕様	ウラン重量(kg 以下)	188	177	177	175									
	初期濃縮度(%以下)	2.79	2.27	3.27	3.66									
	外周部燃料	燃 焼 度 (収納物平均) (MWD/MTU 以下)												
		(収納物最高) (MWD/MTU 以下)												
		冷 却 日 数 (日以上)												
	放射能の量 (PBq 以下)	1.2×10^0	1.5×10^0	1.8×10^0	2.0×10^0									
	発 熱 量 (kW 以下)	0.13	0.14	0.16	0.19									
	中央部燃料	燃 焼 度 (収納物平均) (MWD/MTU 以下)												
		(収納物最高) (MWD/MTU 以下)												
		冷 却 日 数 (日以上)												
		放射能の量 (PBq 以下)												
	発 熱 量 (kW 以下)	-	-	0.22	0.24									
	当 た り の 仕 様 輸 送 容 器 1 基	収納体数 ^{注1)} (体以下)	69											
		放射能の量(PBq 以下)												
収納物重量(トン以下)		21.4												
発 熱 量(kW 以下)		14.1												

注 1) 燃料集合体の種類と燃焼度ごとの収納配置は(イ)-第 A.1 図に示す。

注 2) 主要な核種の放射能強度を(イ)-第 A.2 表に示す。



: 中央部燃料の収納範囲



: 外周部燃料の収納範囲

ただし、8×8 燃料及び新型 8×8 燃料集合体は、



の範囲に限定する

(イ)-第 A.1 図 使用済燃料集合体の収納位置

(イ)-第 A. 2 表 輸送容器 1 基に収納する主要な核種の放射能強度

主要な核種	放射能強度 (PBq)
^{137}Cs	
$^{137\text{m}}\text{Ba}$	
^{90}Y	
^{90}Sr	
^{154}Eu	

C. 輸送容器

1. 設計の概要

核燃料輸送物の全体図を(イ)-第C.1図に、縦断面図を(イ)-第C.2図に示す。

輸送容器外形は円筒形状であり、トラニオンがあるが不要な突起物はない。また、輸送容器の表面は滑らかに仕上げられており、表面の汚染の除去は容易である。輸送容器は輸送中には、(イ)-第C.3図に示すように輸送架台に横置き状態に保持され、固縛装置で固定される。落下等の衝撃を緩和するため、容器の上部及び下部に緩衝体を取り付けられている。

輸送容器は原子炉建屋内での取扱い時には縦置き状態に保持され、燃料集合体の出し入れは、縦置き状態に保持された容器の上部から行われる。また、原子力発電所内において乾式貯蔵施設へ運搬する際には、輸送中と同様、輸送架台に横置き状態に保持され、固縛装置で固定される。輸送容器の取扱いは容器に取り付けられたトラニオンを使用して行われる。

本輸送容器は、一次蓋、二次蓋及び三次蓋を有し、三重の密封構造となっている。本輸送容器における密封装置は胴、底板及び三次蓋で構成され、密封境界は(イ)-第C.4図に示すとおりである。

輸送容器の主な遮蔽材は、炭素鋼及びレジンである。炭素鋼は主にガンマ線遮蔽材、レジンは中性子遮蔽材として用いられている。レジンには胴と外筒の間に充填されている。このレジン領域の除熱性能を向上させることを目的として銅製の伝熱フィンを設けている。また、レジンには本体下部及び二次蓋部にも充填されている。

一次蓋、胴、底板に囲まれる空間(以下「胴内」という。)には、燃料集合体より発生する崩壊熱の除去を容易にするため、ヘリウムが圧力約0.08MPaとなるように充填される。また、燃料集合体を輸送中に保持するために胴内にバスケットが収納されている。バスケットは、構造部材としてステンレス鋼を、崩壊熱の除去及び未臨界性を維持するために、高い伝熱性能を有し中性子吸収能力が高いほう素添加アルミニウム合金を用いている。

2. 構造

輸送容器は、(イ)-第 C.1 図及び(イ)-第 C.2 図に示すように本体、一次蓋、二次蓋、三次蓋、バスケット及び緩衝体により構成される。

付属機器として、輸送架台がある。また、輸送架台には近接防止金網を取り付ける場合がある。

(1) 本体

本体縦断面図を(イ)-第 C.5 図に、横断面図を(イ)-第 C.6 図に示す。

本体の主要構成物は胴、底板、伝熱フィン、中性子遮蔽材、外筒、上部及び下部トラニオンである。

輸送容器の密封境界を形成する胴及び底板は炭素鋼の単層構造であり、胴及び底板は溶接により組み立てられるか、あるいは [] である。シール部については [] が施され、外面の外気接触部は塗装が施されている。

外筒及び上・下部端板は炭素鋼製であり、外筒は、上・下部端板を介し胴及び底板に溶接されており、中性子遮蔽材であるレジンを覆い保持している。また、外表面は塗装が施されている。

胴と外筒の間には、除熱性能を向上させるための銅製の伝熱フィンが設けられており、中性子遮蔽材が充填されている。

底板、底部サポート及び底部中性子遮蔽材カバーで形成されている空間には中性子遮蔽材であるレジンが充填されている。

また、胴内には、 [] を用いて水抜きが可能ないように、ドレンパイプを設けている。ドレンパイプの上端部は、ゴムOリングを介して [] [] としている。

本体上部には、上部トラニオンが取り付けられている。上部トラニオンは、垂直吊りに使用する吊上専用のトラニオン並びに垂直吊り、水平吊り及び輸送架台への積載に使用する吊上、固縛兼用のトラニオンがあり、これらのトラニオンが各一對ずつ設けられている。これらトラニオンの構造は(イ)-第 C.7 図に示すとおりである。

本体下部には、下部トラニオンが取り付けられている。下部トラニオンは、水平吊り及び輸送架台への積載に使用する吊上、固縛兼用のトラニオン並びに縦置き時の固縛に使用する固縛専用のトラニオンがあり、これらのトラニオンが各一對ずつ設けられている。これらのトラニオンの構造は(イ)-第 C.7 図に示すとおりである。

輸送容器及び核燃料輸送物は原子炉建屋において、垂直吊り又は水平吊りで取り扱われる。輸送船及びトレーラへの積み降ろしでは輸送架台の付いた状態で水平吊りされる。輸送時には輸送架台に固縛され、輸送架台は船倉やトレーラ荷台に

固定される。乾式貯蔵施設内における貯蔵時には貯蔵架台に固縛され、貯蔵架台は床に固定される。

輸送容器及び核燃料輸送物を単体で垂直吊りする場合には、上部トラニオン 4 個の外径 ϕ 140mm 部分を使用する。

輸送容器及び核燃料輸送物を単体で水平吊りする場合には、上・下部トラニオンの 90° 、 270° 方向の二対の外径 ϕ 140mm 部分を使用する。

輸送架台に固縛した輸送容器及び核燃料輸送物を水平吊りする場合には、単体の水平吊りと同様に上・下部トラニオンの 90° 、 270° 方向の二対の外径 ϕ 140 mm 部分を使用する。

輸送架台への固縛は、上・下部トラニオンの 90° 、 270° 方向の二対の外径 ϕ 220mm 部分を使用する。

貯蔵架台への固縛は、下部トラニオンの 4 個の外径 ϕ 220mm 部分を使用する。

(2) 一次蓋

一次蓋の構造を(イ)-第 C. 8 図に示す。一次蓋は炭素鋼製であり、シール部については [] が施されている。外表面は [] 或いは塗装が施されている。一次蓋は [] 本の一次蓋ボルトで本体上部のフランジに取り付けられる。

一次蓋と本体上部フランジとの接合面には蓋側に金属ガスケットが設けられている。

一次蓋には内水の排水、真空乾燥及びヘリウム充填に用いる [] [] 貫通孔が設けられており、貫通孔にはオリフィスプラグと固定リングが設置されている。貫通孔の構造を(イ)-第 C. 9 図に示す。この貫通孔上にはステンレス鋼製のカバープレートが取り付けられる。カバープレートと蓋上の貫通孔部フランジとの接合面にはカバープレート側に金属ガスケットが設けられている。

なお、一次蓋は外側を二次蓋に覆われており、不用意に一次蓋ボルトが外されないようになっている。

(3) 二次蓋

二次蓋の構造を(イ)-第 C. 10 図に示す。二次蓋は炭素鋼製であり、シール部については [] が施され、外表面は塗装が施されている。二次蓋は [] 本の二次蓋ボルトで本体上部フランジに取り付けられる。

二次蓋と本体上部フランジとの接合面には蓋側に金属ガスケットが設けられている。また、二次蓋には、頭部側の中性子遮蔽のために、中性子遮蔽材であるレジンを充填され、炭素鋼製の蓋部中性子遮蔽材カバーで覆われている。

二次蓋には、一次蓋と二次蓋で形成される空間にヘリウムを充填するためこの空間の圧力を検出するための二つの貫通孔が設けられており、それぞれの貫通

孔にはモニタリングポートバルブが設置されている。輸送中はその外側にモニタリングポートカバープレートが取り付けられる。モニタリングポートカバープレートと二次蓋との間には O リングが設けられている。二次蓋の貫通孔の詳細を(イ)-第 C.11 図に示す。

なお、二次蓋は外側を三次蓋に覆われており、不用意に二次蓋ボルトが外されないようになっている。

(4) 三次蓋

三次蓋の構造を(イ)-第 C.12 図に示す。三次蓋はステンレス鋼製である。三次蓋は□本の三次蓋ボルトで本体上部のフランジに取り付けられる。三次蓋と本体上部フランジとの接合面には蓋側に二重 O リングが設けられており、この二重の O リングの内側 O リングにより輸送中の密封境界を形成する。

なお、三次蓋は外側を緩衝体に覆われており、不用意に三次蓋ボルトが外されないようになっている。

(5) バスケット

バスケットは個々の燃料集合体を輸送容器に収納するためのもので、輸送中に燃料集合体を分散・集合させず、かつ未臨界の状態を保持するように設けられる。

バスケットは、構造部材としてステンレス鋼を、未臨界性を維持するために、中性子吸収能力を有するほう素添加アルミニウム合金を、また、燃料集合体から発生する崩壊熱の除去のために高い伝熱性能を有するほう素添加アルミニウム合金或いはアルミニウム合金を用いている。

バスケットは(イ)-第 C.13 図に示すように、ステンレス鋼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及び伝熱プレート、アルミニウム合金製の伝熱プレートから組立てられ、で固定されている。また、バスケットプレートはに挿入されることにより支持されている。

(6) 緩衝体

上部緩衝体は本体上部に、下部緩衝体は本体下部に各々□本のボルトで取り付けられ、落下等により輸送容器に加わる衝撃を吸収して輸送容器を保護する。

上部緩衝体を(イ)-第 C.14 図に、下部緩衝体を(イ)-第 C.15 図に示す。

上・下部緩衝体は、ステンレス鋼製のカバープレートとリブから構成される溶接構造物の内部に緩衝材である木材()を充填したものである。

3. 材質

下記(イ)-第C.1表のとおりである。

(イ)-第C.1表 材質(1/2)

部 位	部 品	材 料	規 格 等 ^{注)}
本 体	胴	炭素鋼	
	底 板	炭素鋼	
	底部ポート	炭素鋼	
	外 筒	炭素鋼	
	上・下部端板	炭素鋼	
	側部中性子遮蔽材	レジン	
	底部中性子遮蔽材	レジン	
	伝熱フィン	銅	
	トランゾン	析出硬化系ステンレス鋼	
一次蓋	底部中性子遮蔽材カバー	ステンレス鋼	
	蓋 板	炭素鋼	
	カバープレート	ステンレス鋼	
	蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	
	金属ガasket	アルミニウム合金 ニッケル基合金	
			ばね入りメタルリング

注) 記載の規格材料又は相当材を使用する。

(イ)-第C.1表 材質(2/2)

部 位	部 品	材 料	規 格 等 ^{注)}
二次蓋	蓋 板	炭素鋼	
	蓋部中性子遮蔽材	レジン	
	蓋部中性子遮蔽材カバー	炭素鋼	JIS B 2401
	モニタリングポートカバープレート	ステンレス鋼	
	Oリング	ふっ素ゴム	
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼		
	金属カスケツト	アルミニウム合金 ニッケル基合金	ばね入りメタルCリング
三次蓋	蓋 板	ステンレス鋼	
	蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	
	Oリング	ふっ素ゴム	JIS B 2401
バスケット	バスケットプレート	ステンレス鋼	
	中性子吸収及び伝熱プレート	ほう素添加アルミニウム合金	
	伝熱プレート	アルミニウム合金	
緩衝体	緩衝材	木材	
	カバープレート	ステンレス鋼	
	リブ	ステンレス鋼	
	上部緩衝体ボルト	ステンレス鋼	
	下部緩衝体ボルト	ステンレス鋼	
付属機器	輸送架台	炭素鋼	-

注) 記載の規格材料又は相当材を使用する。

4. 寸法(公称)

下記(イ)-第C.2表に各部品の代表寸法を示す。

(イ)-第C.2表 輸送容器各部の寸法(1/2)

部 品 名	寸 法(mm)	参 照 図
<u>本 体</u>		(イ)-第C.5図
洞 内 径		(イ)-第C.6図
板 厚		(イ)-第C.7図
外 筒 外 径		
板 厚		
上部端板厚さ		
下部端板厚さ		
側部中性子遮蔽材厚さ		
伝熱フィン厚さ		
枚数		
上部トランニオン外径(90°, 270°)		140/220
上部トランニオン外径(0°, 180°)	140	
下部トランニオン外径(90°, 270°)	140/220	
下部トランニオン外径(0°, 180°)	220	
底部中性子遮蔽材厚さ		
底部中性子遮蔽材カバー厚さ		
底 板 厚 さ		
全 長	5,331	
全 幅	2,792	
<u>一次蓋</u>		(イ)-第C.8図
蓋 外 径	1,924	
厚 さ		
蓋 ボ ル ト 径		
長 さ		
金属ガスケット断面径	10	

(イ)-第 C. 2 表 輸送容器各部の寸法(2/2)

部 品 名	寸 法(mm)	参 照 図
<u>二次蓋</u>		(イ)-第 C. 10 図
蓋 外 径	2,152	
厚 さ		
蓋 ボルト 径		
長 さ		
金属ガasket断面径	10	
蓋部中性子遮蔽材厚さ		
<u>三次蓋</u>		(イ)-第 C. 12 図
蓋 外 径	2,368	
厚 さ		
蓋 ボルト 径		
長 さ		
Oリング断面径		
<u>バスケット</u>		(イ)-第 C. 13 図
長 さ		
格 子 数	69	
格 子 穴 内 幅		
<u>緩衝体</u>		(イ)-第 C. 14 図 (イ)-第 C. 15 図
外 径	3,525	
上部緩衝体長さ	1,020	
下部緩衝体長さ	1,020	
上部緩衝体ボルト径		
長 さ		
下部緩衝体ボルト径		
長 さ		

5. 重量

本核燃料輸送物の総重量は132.6トン以下であり、その詳細を(イ)-第C.3表に示す。

(イ)-第C.3表 核燃料輸送物重量

輸送容器各部及び収納物	重量(トン)
A. 本体	
B. 一次蓋	
C. 二次蓋	
D. 三次蓋	
E. バスケット	
F. 緩衝体 ①上部緩衝体 ②下部緩衝体	
G. 燃料集合体	21.4
H. 輸送架台(近接防止金網を含む)	10.0
I. 輸送容器総重量 A+B+C+D+E+F	111.2 以下
J. 核燃料輸送物総重量 A+B+C+D+E+F+G	132.6 以下

D. 輸送容器の収納物

本輸送容器の収納物は、BWR 使用済燃料集合体である。

BWR 燃料集合体には数種の型式があり、本輸送容器に収納可能な燃料集合体の仕様例を(イ)-第 D.1 表に示す。

(イ)-第 D.1 図は本輸送容器に収納する燃料集合体の代表的な全体図であり、(イ)-第 D.2 図はその断面図である。これらの図及び表に示されているように、燃料集合体は正方配列された燃料棒で構成され、両端はタイプレートで保持され、周囲はチャンネルボックスで覆われている。また、燃料棒の中間部数箇所がスペーサにより保持されている。燃料は低濃縮の UO_2 ペレットでジルカロイ製の燃料被覆管の中に充填され、両端に端栓を溶接して密封されている。また、燃料は可燃性毒物である Gd_2O_3 を含む。

収納物の燃焼条件及び冷却日数は(イ)-第 D.2 表に示すとおりである。燃料集合体は上述のようにジルカロイ製の燃料被覆管とセラミック状の UO_2 ペレットが主であり、照射に伴って発生する核分裂生成ガスが燃料被覆管内の空隙に蓄積されている。

収納物の主要な放射性核種と放射能の量(放射能強度)は(イ)-第 D.3 表に示すとおりである。

また、輸送容器 1 基当たりの最大の発熱量(崩壊熱量)は(イ)-第 A.1 表に示すとおり 14.1kW に制限される。

燃料集合体は(イ)-第 C.13 図に示したバスケットに格納して胴内に収納され、胴内は水抜き、乾燥された上、不活性のヘリウムが充填される。

(イ)第 D.1 表 燃料集合体の型式及び仕様例

燃料集合体の 種類と型式 主要な燃料諸元	8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
		8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料
材 質				
燃 料	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
燃料被覆管	ジルカロイ-2	ジルカロイ-2	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)
燃料密度(理論密度比%)	約 95	約 95	約 95	約 97
初期濃縮度(U-235%) ^{注1)}	2.79 以下	2.27 以下	3.27 以下	3.66 以下
形 状				
燃料集合体長さ (mm)				
燃料有効長 (mm)				
燃料棒直径 (mm)	12.5	12.3	12.3	12.3
燃料棒ピッチ (mm)				
燃料集合体幅 (mm)				
チャンネルボックス厚さ (mm)				
重 量				
ウラン重量 (kg)	188 以下	177 以下	177 以下	175 以下
燃料集合体重量 ^{注2)} (kg)	308 以下	310 以下	309 以下	307 以下

注 1) 初期濃縮度は燃料集合体平均を示す。

注 2) 燃料集合体重量はチャンネルボックスを含む重量を示す。

(イ)-第D.2表 収納物の燃焼条件

燃焼条件		燃料集合体の型式		8×8型	RJ型	BJ型	STEP II型	
		外周部燃料	収納物平均燃焼度 ^{注)}					
収納物最高燃焼度 ^{注)} (MWD/MTU)								
冷却日数								
中央部燃料	収納物平均燃焼度 ^{注)}							
	収納物最高燃焼度 ^{注)} (MWD/MTU)							
	冷却日数							
平均比出力 (MW/MTU)		23.4	24.8	25.3	25.4			

注) []値は、チャンネルボックス。

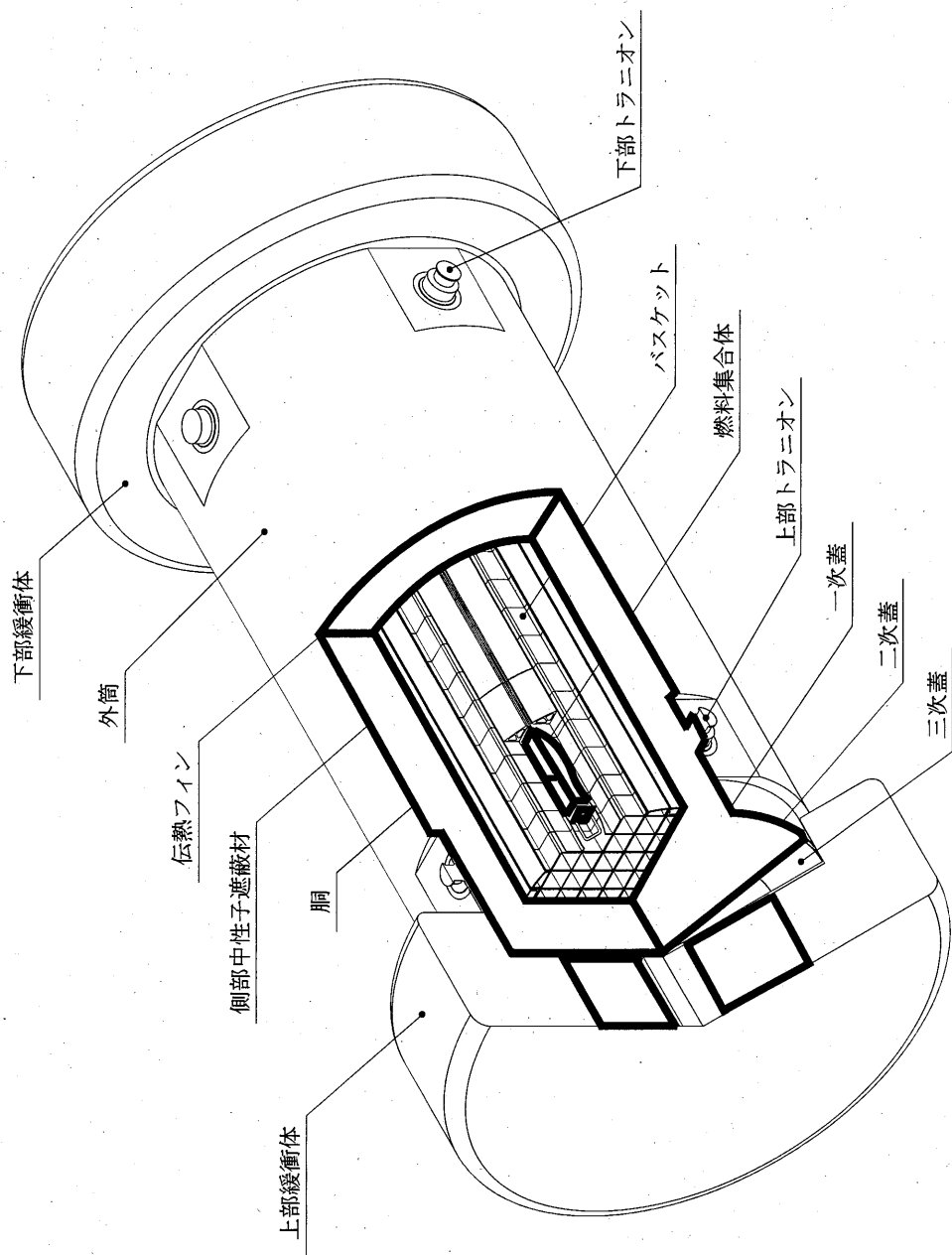
(イ)-第 D. 3 表 主要核種の種類と量^{注1)}

燃料集合体の型式 項 目	8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
①燃料集合体収納体数(体)	69 ^{注2)}	69 ^{注2)}	69 ^{注3)}	69 ^{注3)}
②最大放射能強度(PBq) (輸送容器 1 基当たり)				
③主要核種の放射能強度(PBq) (②を主要核種ごとに分類)				
[核種]				
⁹⁰ Sr				
⁹⁰ Y				
⁹⁹ Tc				
^{113m} Cd				
¹²⁵ Sb				
¹³⁴ Cs				
¹³⁷ Cs				
^{137m} Ba				
¹⁴⁷ Pm				
¹⁵¹ Sm				
¹⁵⁴ Eu				
¹⁵⁵ Eu				
³ H				
⁸⁵ Kr				
その他 合 計				

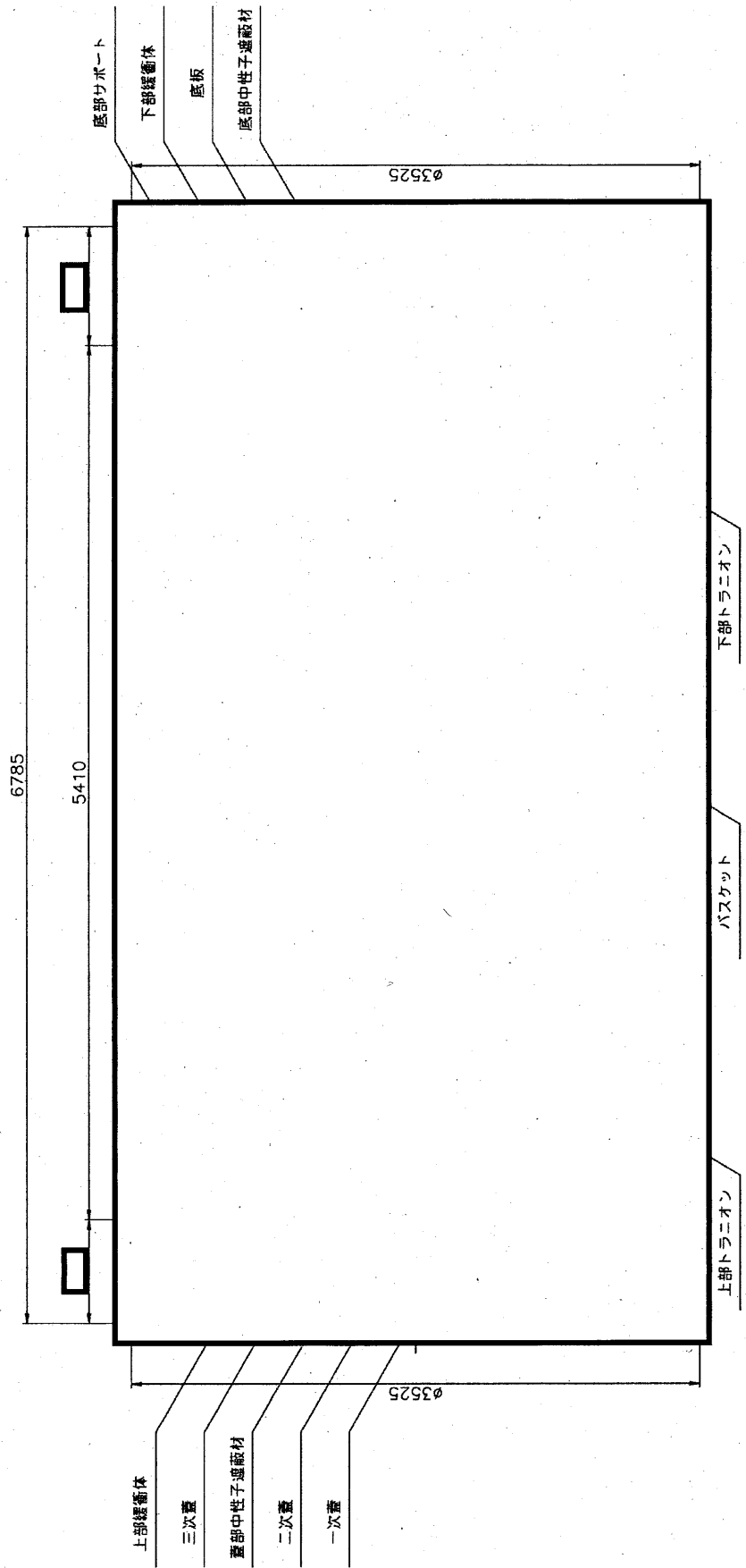
注 1) 放射能強度は ORIGEN2. 2 コードによる計算値である。

注 2) 8×8 型及び RJ 型については、これらの燃料がそれぞれ 69 体収納される場合の値である。

注 3) BJ 型及び STEP II 型については、これらの外周部燃料及び中央部燃料がそれぞれ 48 体及び 21 体ずつ収納される場合の値である。



(イ)-第 C.1 図 核燃料輸送物全体図 (鳥かん図)

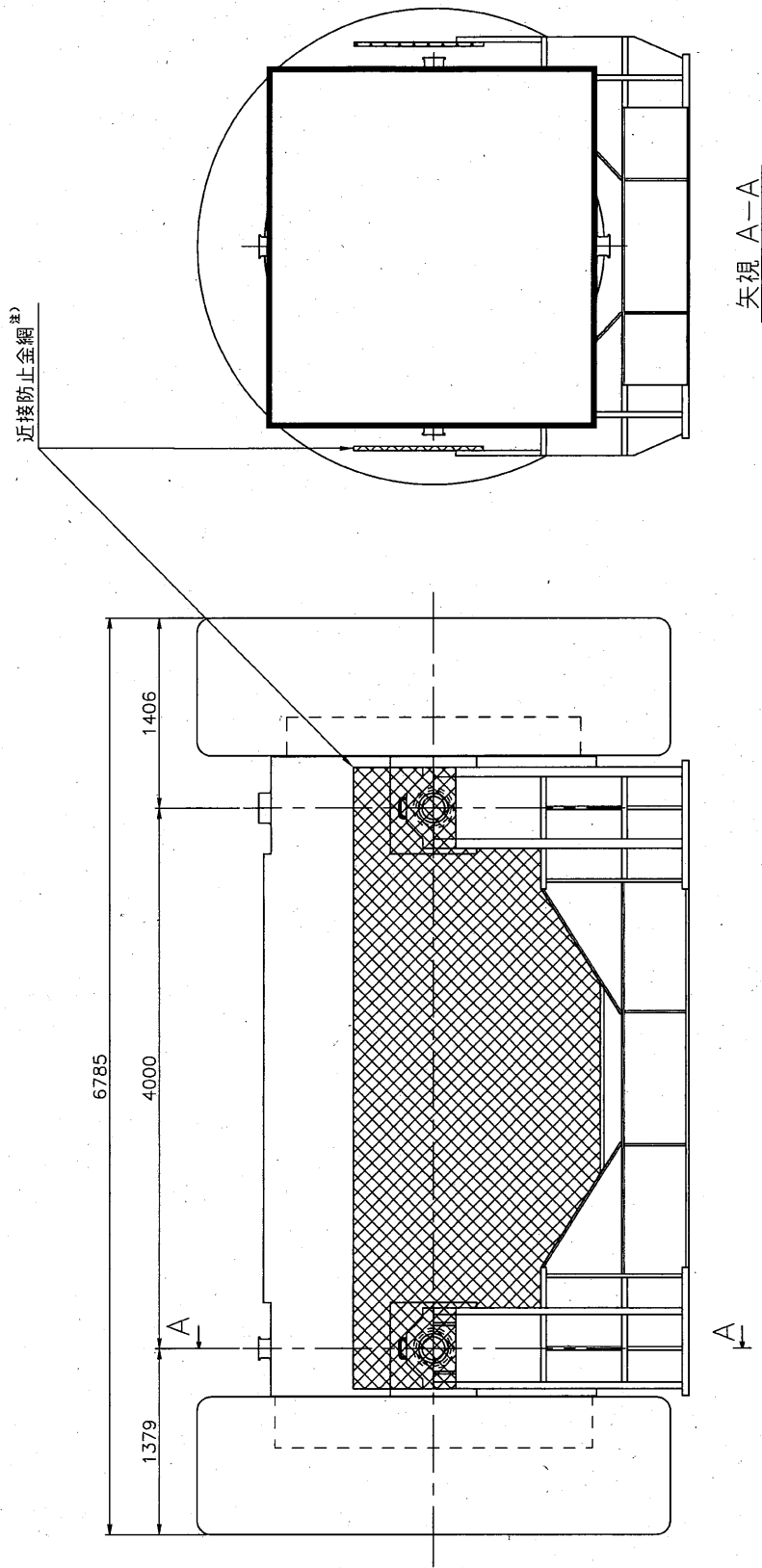


(単位：mm)

注1) 各部品を一断面に集約したものであり、実際の断面形状とは異なる。

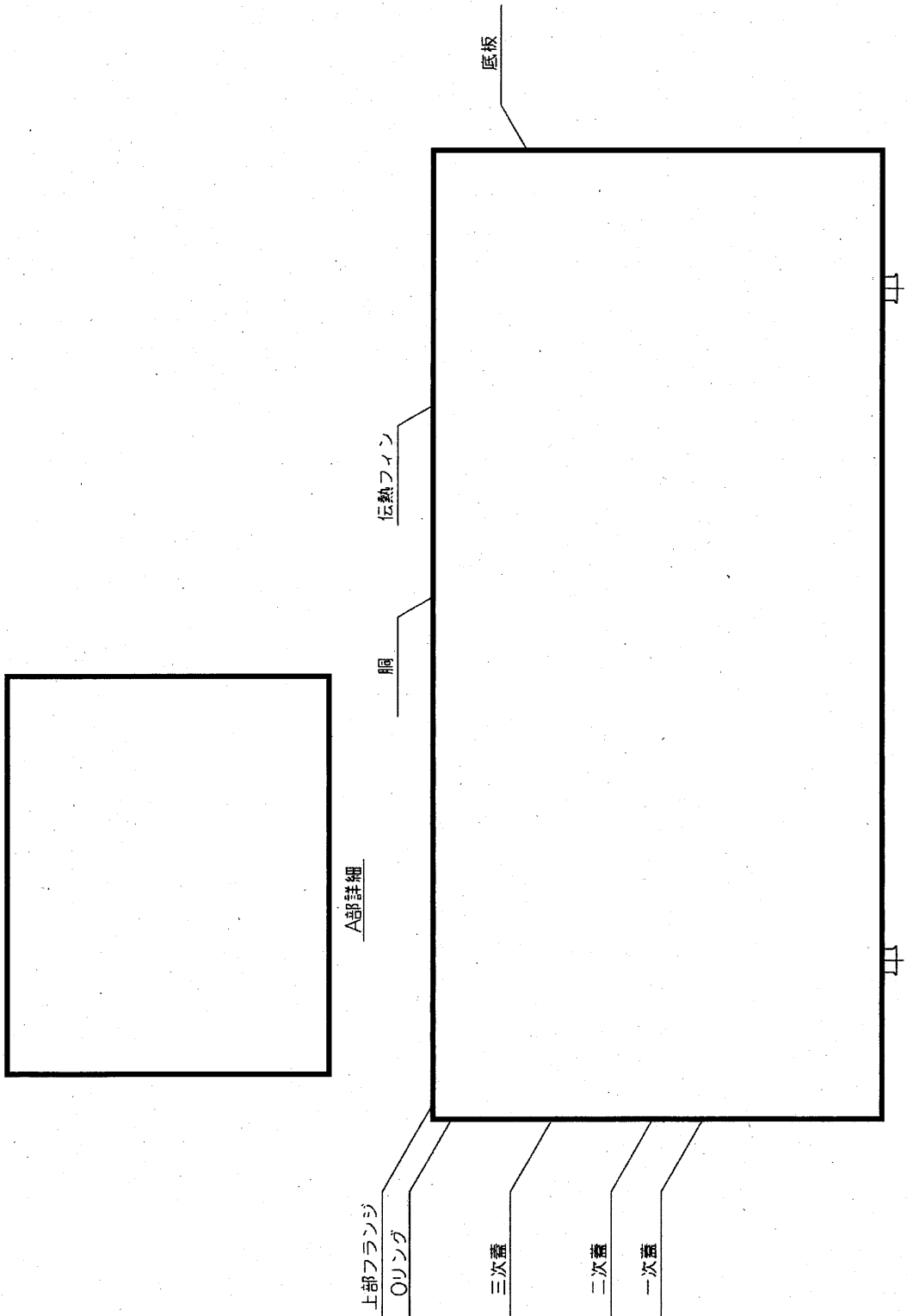
注2) 胴と底板とを とする場合がある。

(イ)-第C.2図 輸送容器縦断面図



注) 取り付けない場合がある。
(単位: mm)

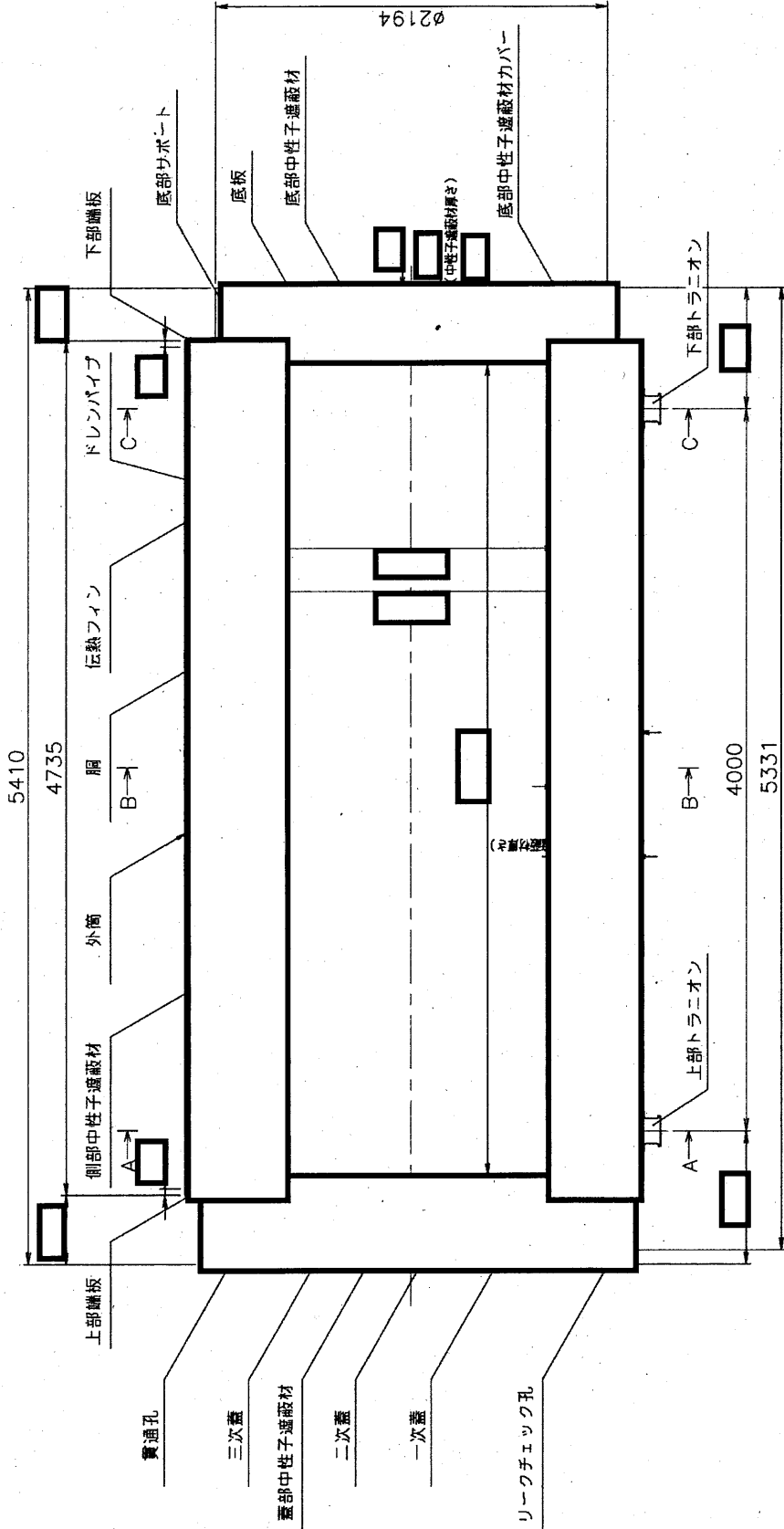
(イ)-第C.3図 輸送荷姿



注1) 各部品を一断面に集約したものであり、実際の断面形状とは異なる。

注2) 胴と底板とを とする場合がある。

(イ)-第C.4図 密封境界

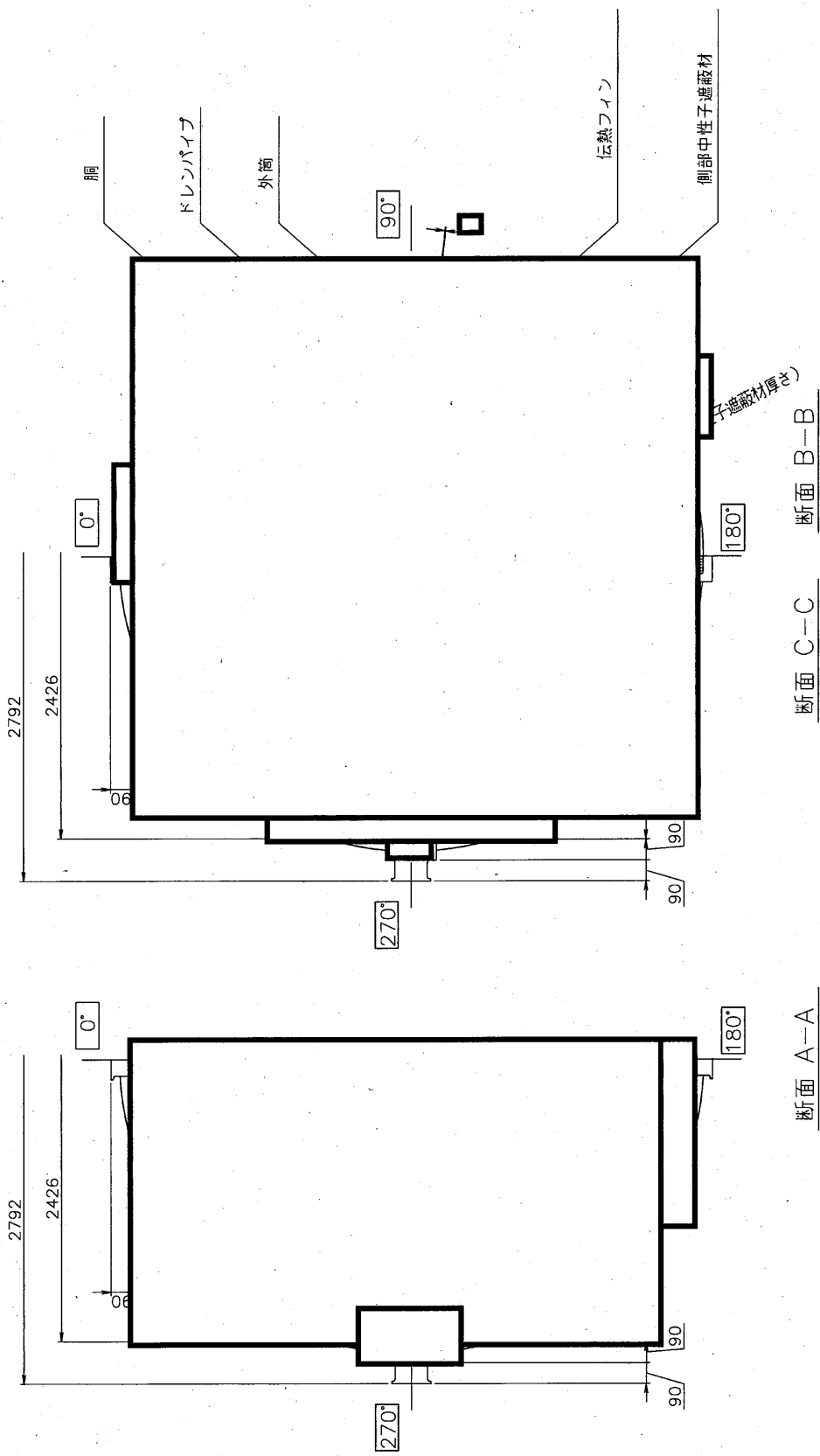


(単位：mm)

注1) 各部品を一断面に集約したものであり、実際の断面形状とは異なる。

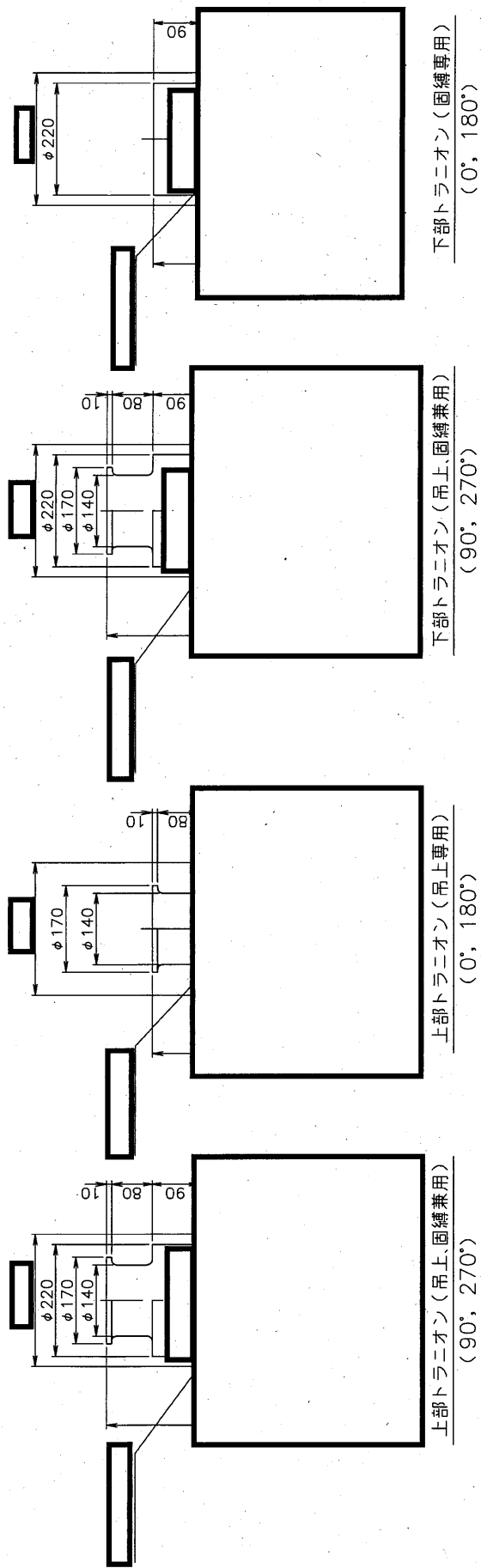
注2) 胴と底板とを とする場合がある。

(イ)-第C.5図 本体縦断面図



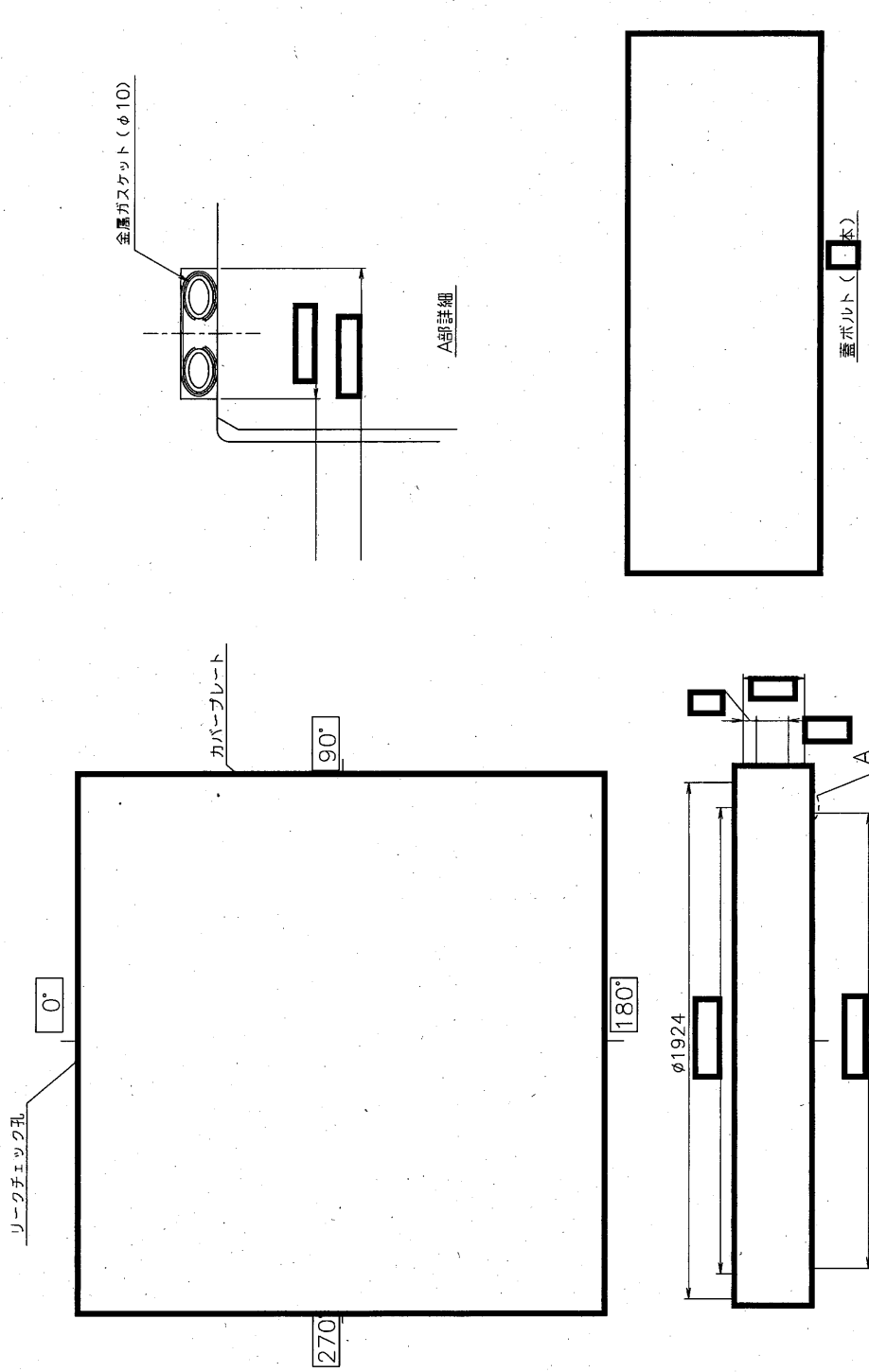
(単位：mm)

(イ)-第C.6図 本体横断面図



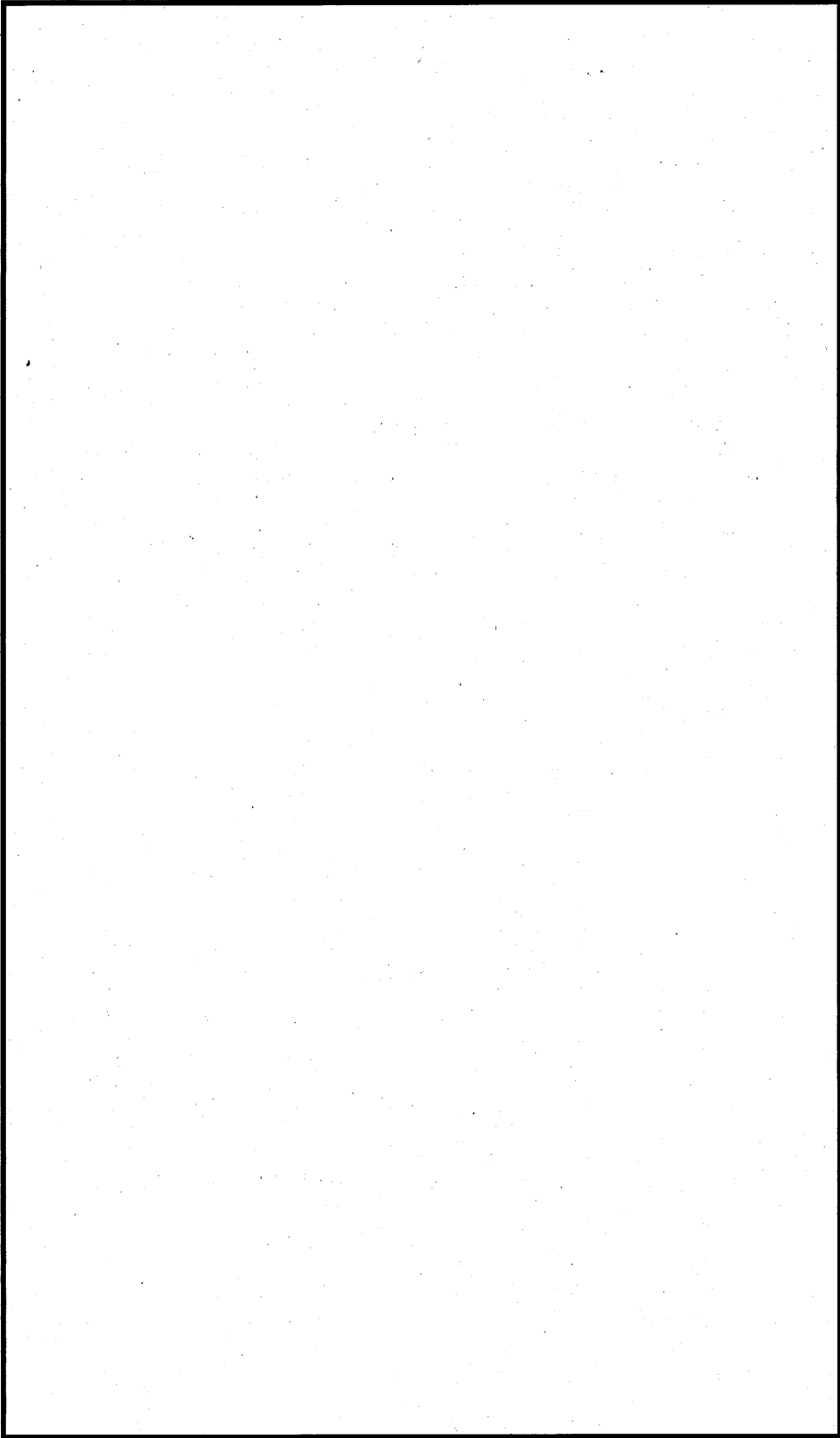
(単位：mm)

(イ) 第C.7 図 トラニオン

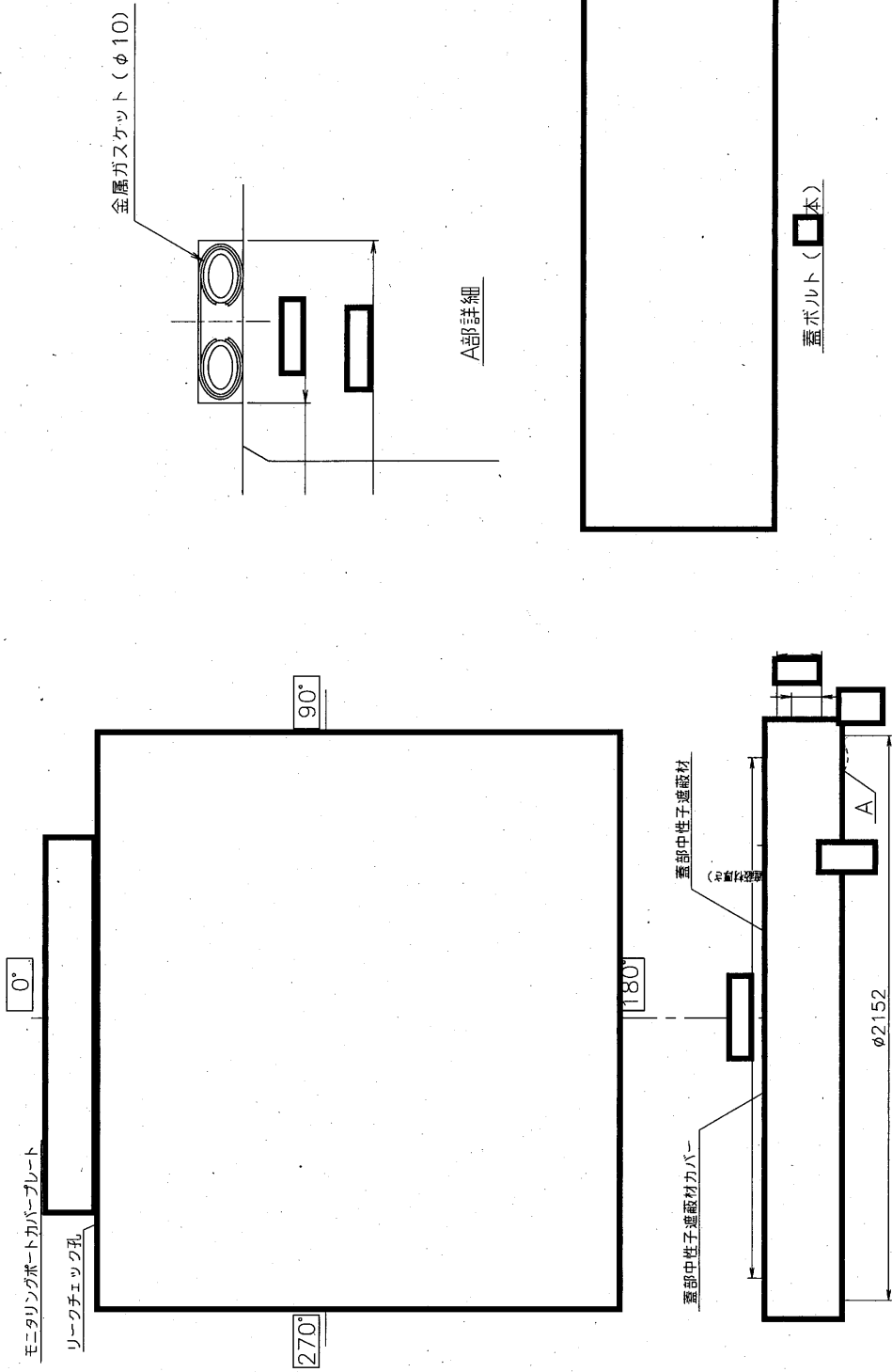


(単位：mm)

(イ)-第C.8図 一次蓋

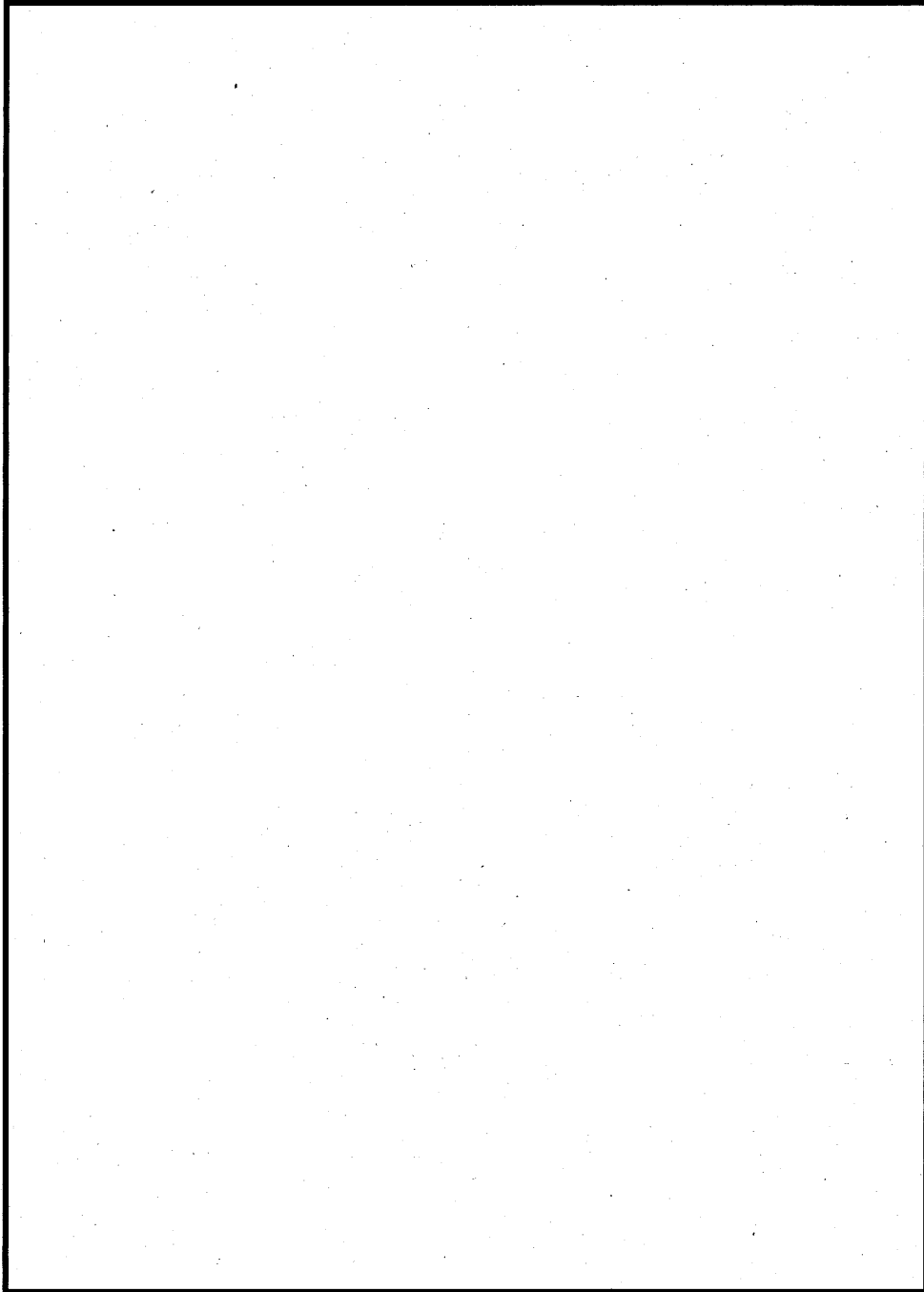


(イ)-第C.9 図 一次蓋貫通孔



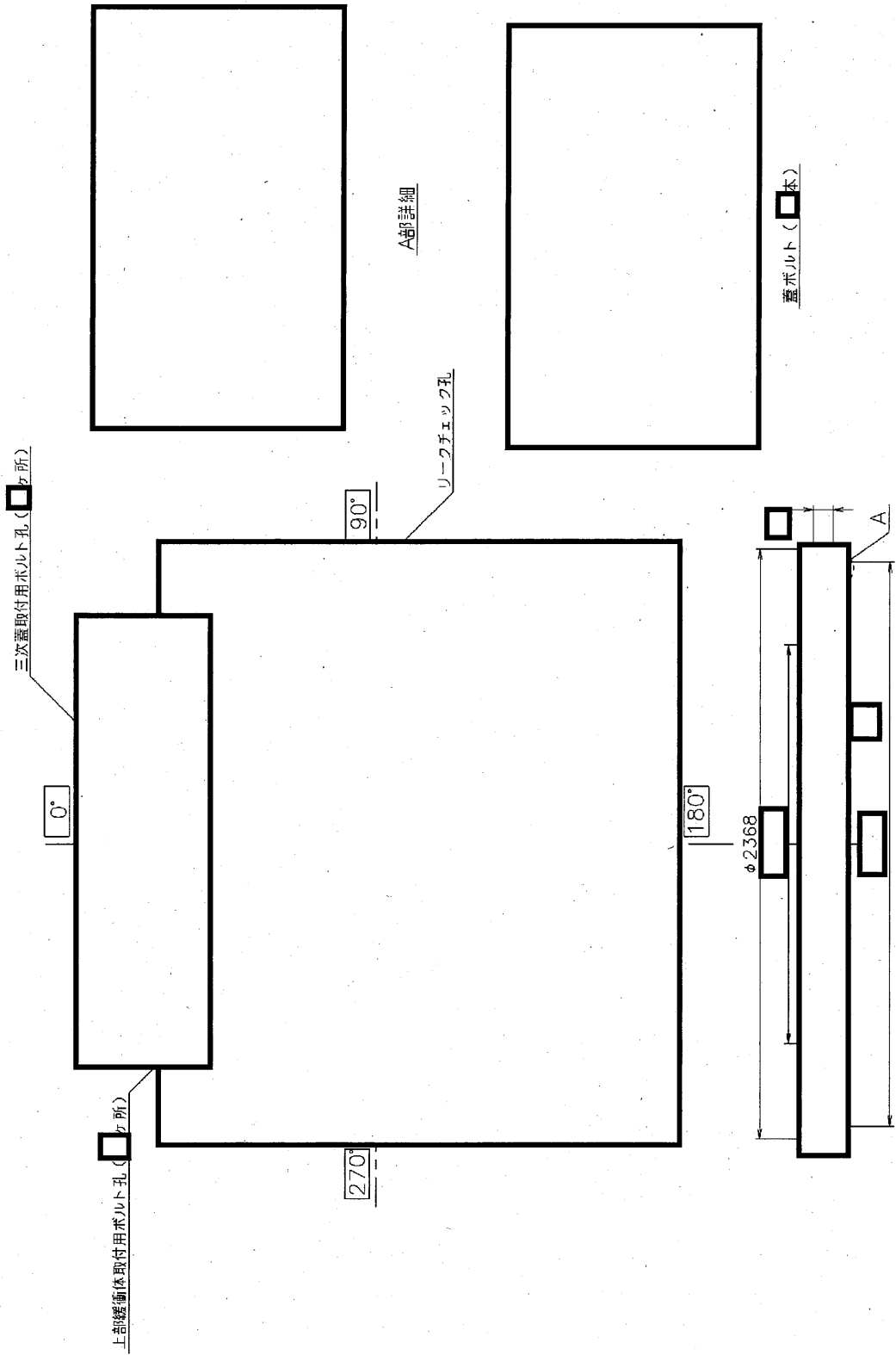
(単位：mm)

(イ)-第C.10図 二次蓋



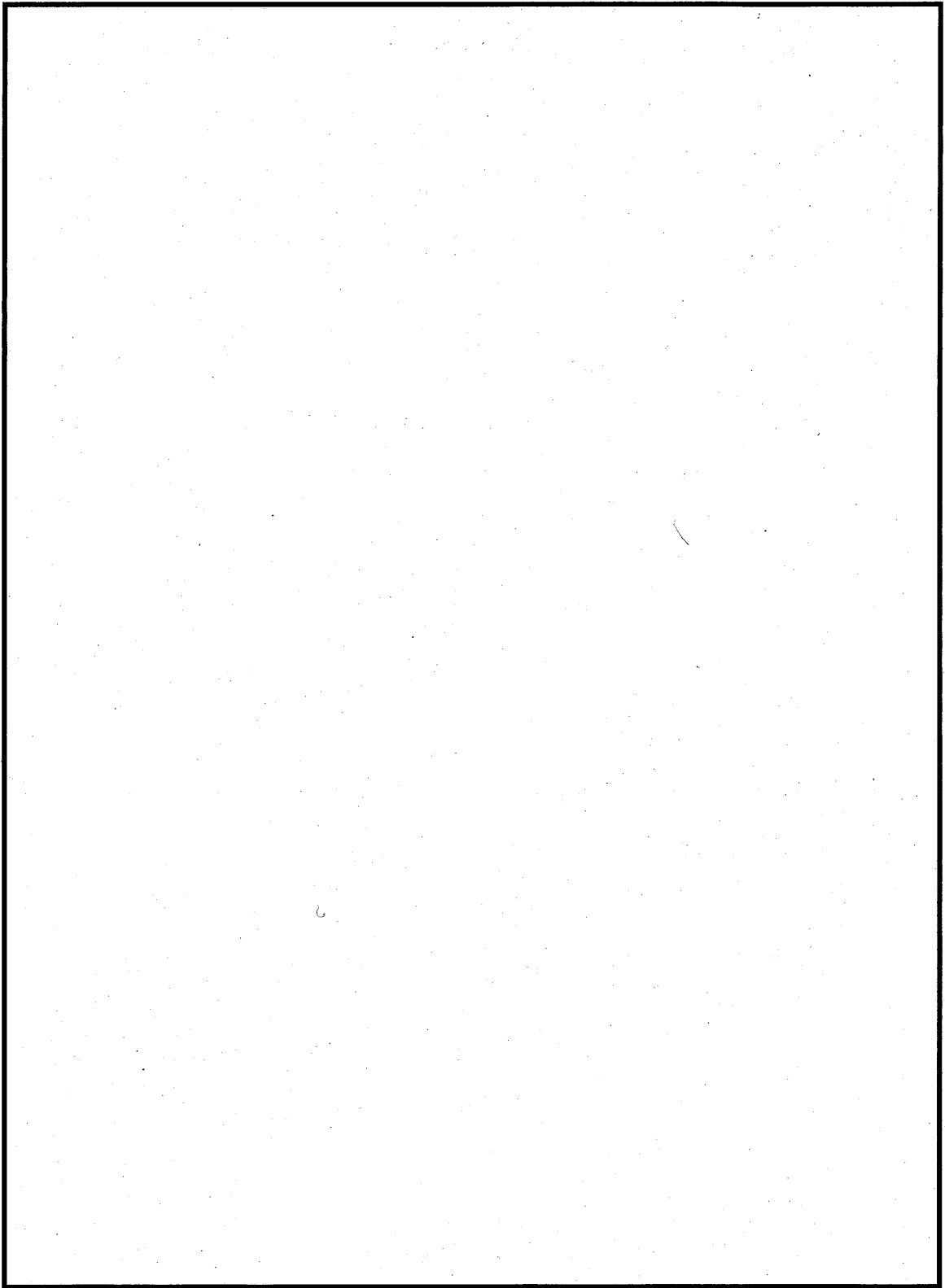
(单位：mm)

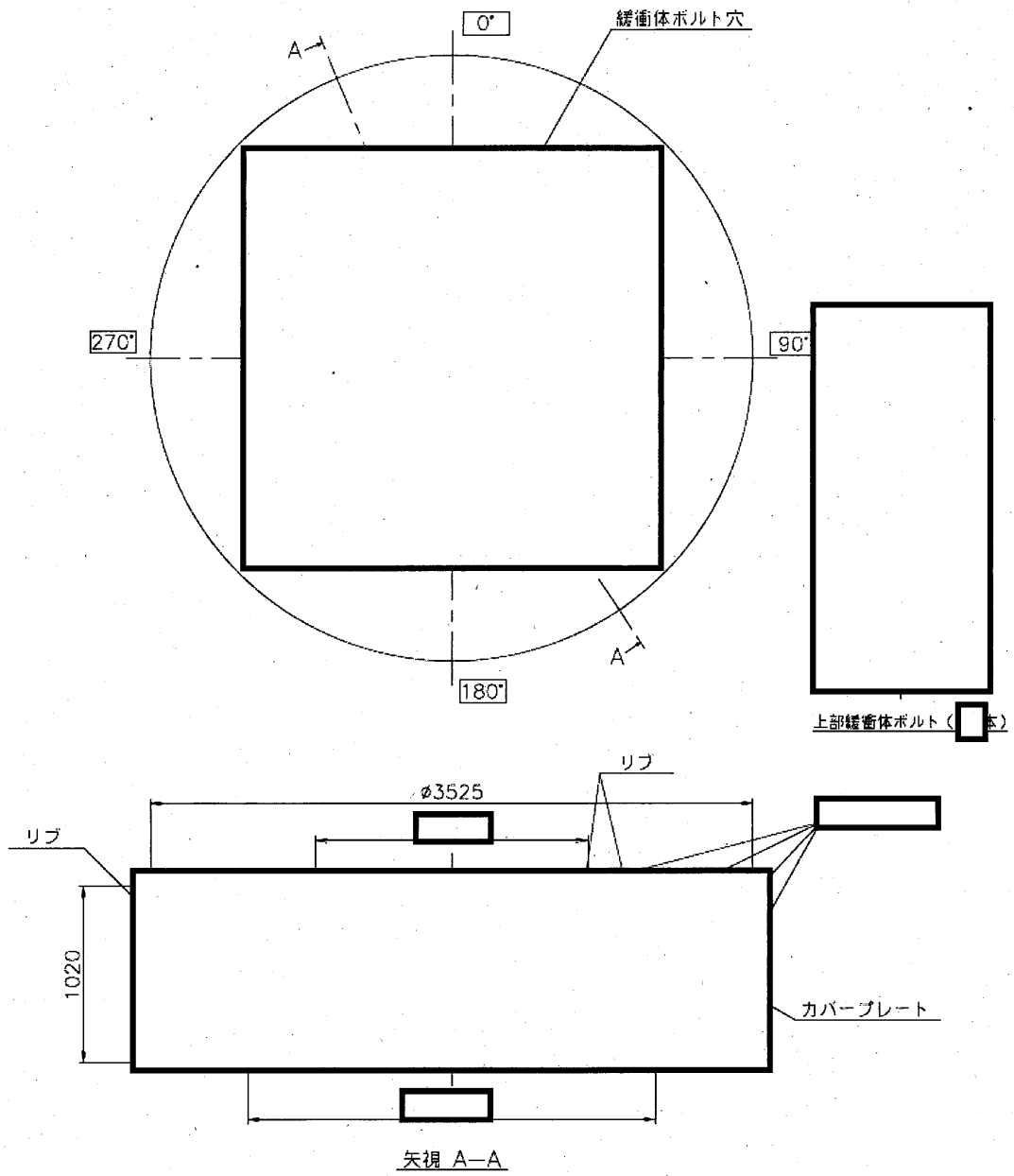
(イ)-第C.11図 二次蓋貫通孔



(単位：mm)

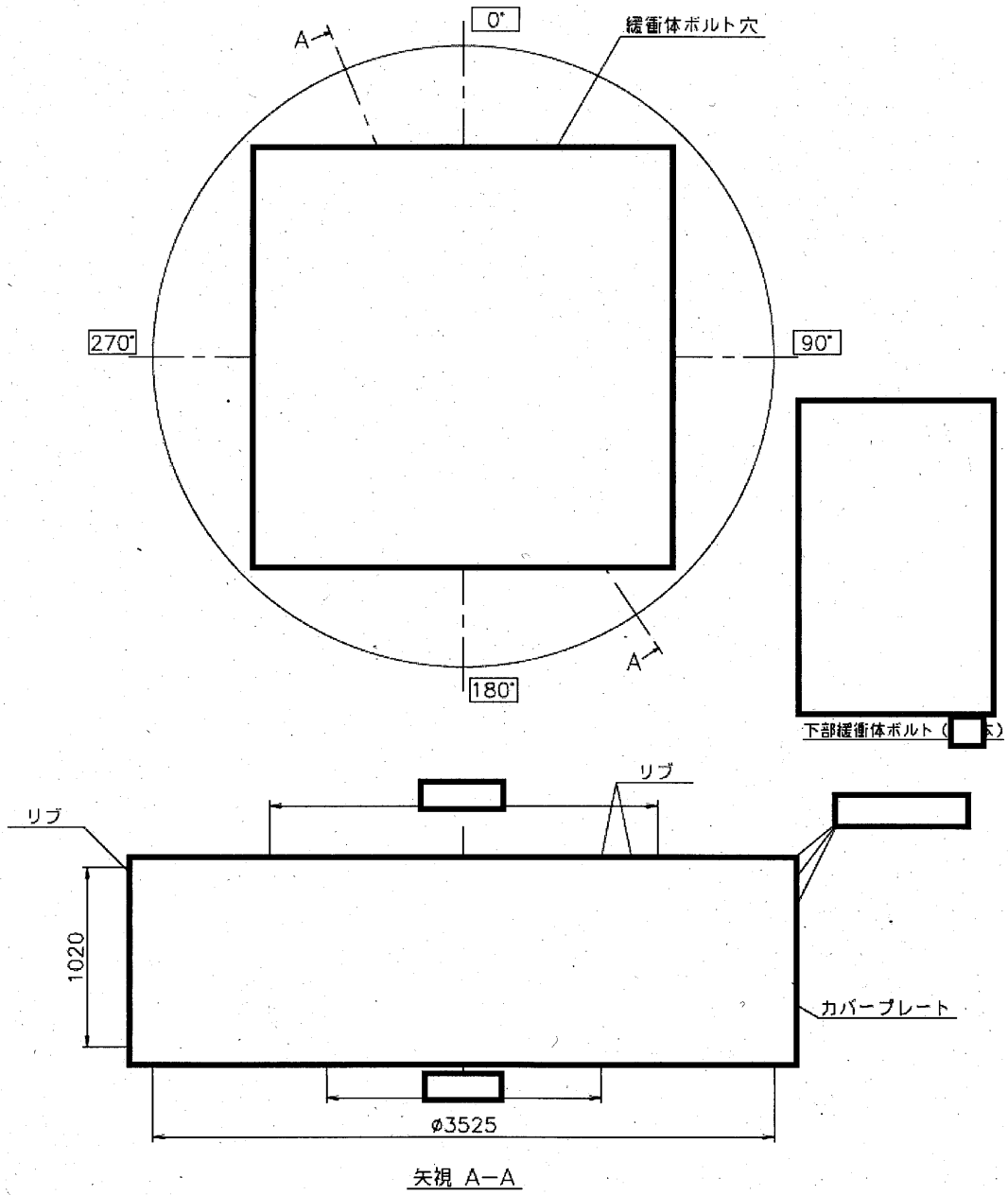
(イ)-第C.12図 三次蓋





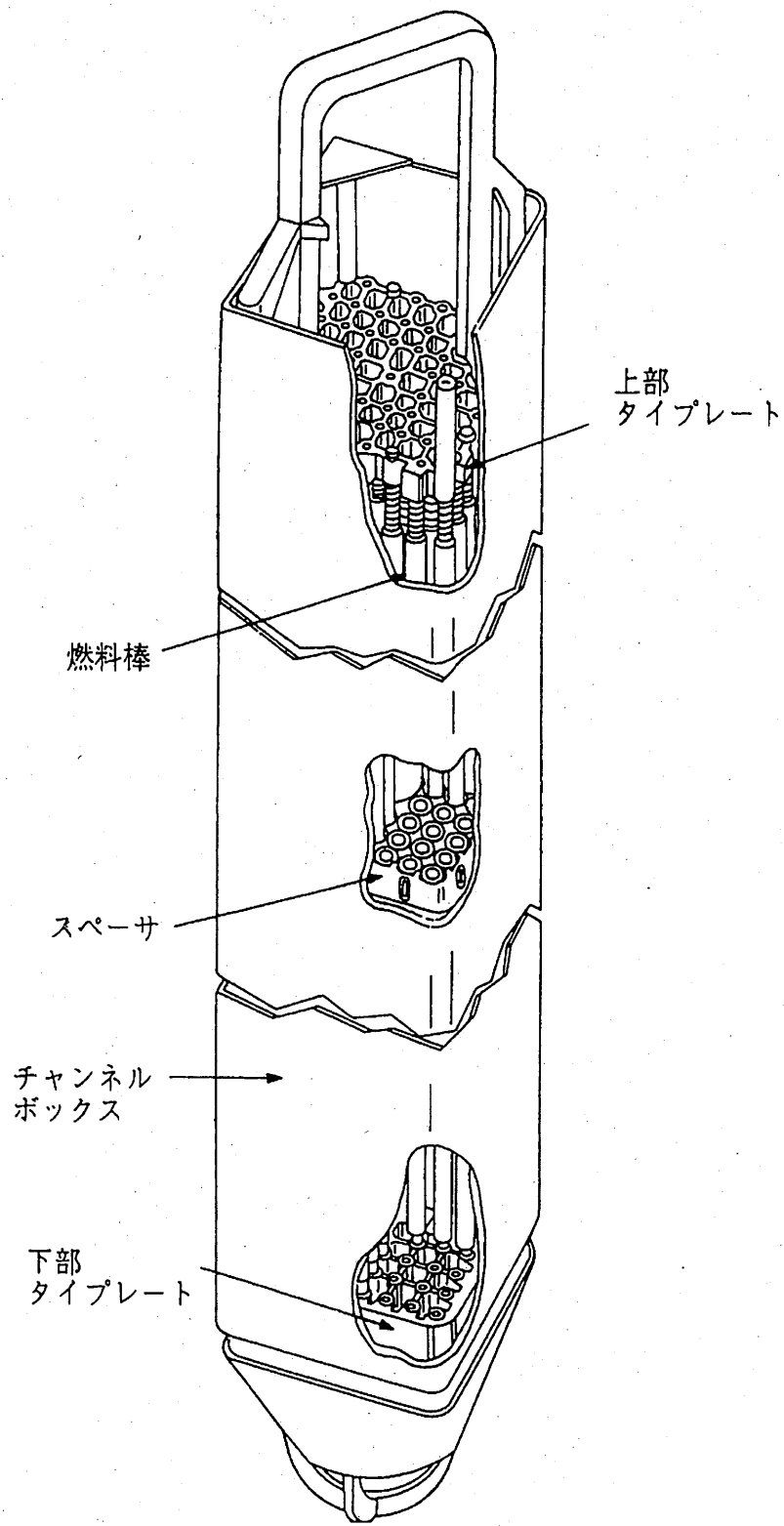
(単位：mm)

(イ)-第C.14図 上部緩衝体

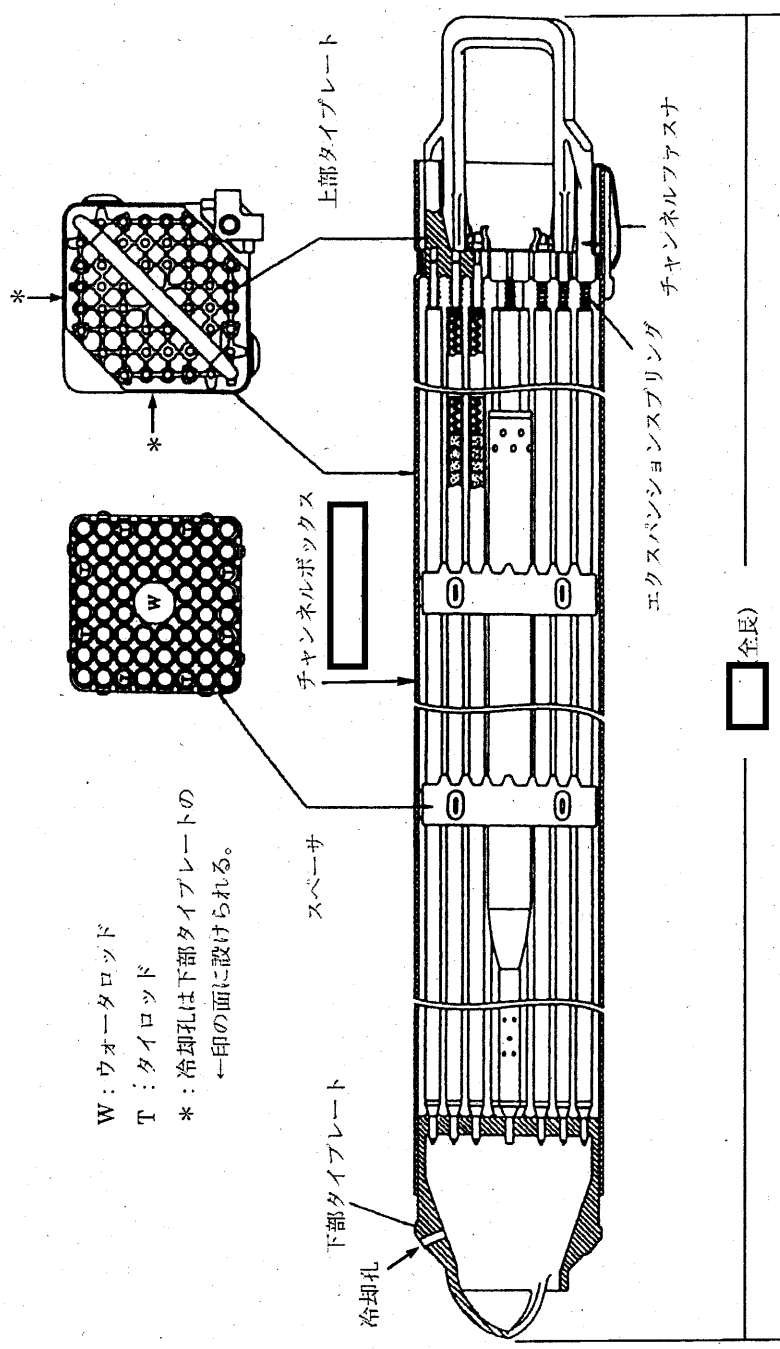


(単位：mm)

(イ)-第C.15図 下部緩衝体

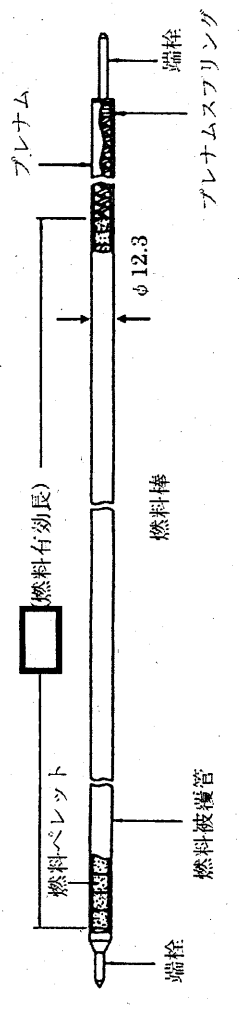


(イ)-第D.1図 BWR燃料集合体全体図



W: ウォータロッド
 T: タイロッド
 *: 冷却孔は下部タイプレートの
 ←印の面に設けられる。

(単位: mm)



(イ)-D.2 図 BWR 燃料集合体

(ロ)章 核燃料輸送物の安全解析

(ロ)章 核燃料輸送物の安全解析

本核燃料輸送物に関する安全解析は、本核燃料輸送物が「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則(昭和53年12月28日付、総理府令第57号)」(以下「外運搬規則」という。)及び「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示(平成2年11月28日付、科学技術庁告示第5号)」(以下「外運搬告示」という。)に基づいて、経年変化を考慮した上でBM型輸送物及び核分裂性輸送物(以下「BM型核分裂性輸送物」という。)としての技術上の基準に適合することを示している。

本解析の概要は以下のとおりである。

A. 構造解析

構造解析では、通常輸送時において核燃料輸送物に亀裂、破損等が生じないことを確認する他、一般及び特別の試験条件において密封解析の前提となる密封装置が健全であることを確認した。

また、熱及び遮蔽解析の評価条件を得るために一般及び特別の試験条件における核燃料輸送物の状態を評価した。

さらに、本核燃料輸送物は核分裂性輸送物であるため、核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件における核燃料輸送物の状態についても評価した。

B. 熱解析

熱解析では、構造解析の評価結果に基づいて、一般及び特別の試験条件における輸送物各部の温度及び圧力を評価し、構成部品の温度及び圧力が使用可能温度及び圧力を超えないことを評価し、健全であることを確認するとともに、構造、密封、遮蔽及び臨界解析の評価条件を与えた。

また、一般の試験条件の日陰において人が容易に近づくことができる表面における温度を評価し、基準値(85℃)を超えないことを確認した。

C. 密封解析

密封解析では、構造及び熱解析の評価結果並びに発送前検査における気密漏えい検査合格基準に基づいて、一般及び特別の試験条件における放射性物質の漏えい率を評価し、基準値を満足することを確認した。

D. 遮蔽解析

遮蔽解析では、構造及び熱解析の評価結果に基づいて、通常輸送時並びに一般及び特別の試験条件における核燃料輸送物表面及び表面から1m離れた位置の線量当量率を評価し、基準値を満足することを確認した。

E. 臨界解析

臨界解析では、構造解析の評価結果に基づいて、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件において、臨界評価に影響するような構造物の変形等が生じないことを示し、通常輸送時における核燃料輸送物、孤立系における核燃料輸送物並びに核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下及び特別の試験条件下における孤立系及び配列系の各状態のいずれの場合にも未臨界であることを確認した。

F. 核燃料輸送物の経年変化の考慮

使用予定期間中に想定される使用状況において、経年変化の要因として熱、放射線、化学的变化による影響を評価した結果、レジン及び金属ガスケットについては熱による経年変化の影響を考慮する必要があるが、その他の部材については技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響は考慮する必要はないことを確認した。

また、吊上げによる荷重、運搬中の内外圧差による荷重、蓋ボルトの締付けによる荷重、熱膨張差による荷重を繰返し受けることから、経年変化の要因として疲労を考慮する必要がある。使用予定回数を踏まえた上で疲労を評価したところ、疲労破壊が生じるおそれはないため、技術上の基準に適合していることへの影響はないことを確認した。

G. 外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価

以上の結果及び(イ)章の核燃料輸送物の説明を総合して、本核燃料輸送物の設計が外運搬規則及び外運搬告示に定める技術基準に適合していることを確認した。

以下、(ロ)章 A～G に各解析、評価の詳細を示す。

(口)章 A 構造解析

A. 構造解析

A.1 構造設計

A.1.1 概要

輸送容器は、(イ)-第 C.1 図及び(イ)-第 C.2 図に示すように本体、バスケット、一次蓋、二次蓋、三次蓋、上部緩衝体及び下部緩衝体により構成される。胴及び底板は、(イ)-第 C.4 図に示すように三次蓋とともに密封境界を構成しており、胴内の圧力に耐えられる構造になっている。外筒は、中性子遮蔽材を保持する構造になっている。輸送容器は、熱応力及び振動に対しても耐えられる構造になっている。

一次蓋は、(イ)-第 C.8 図に示すように一次蓋ボルトによって本体に固定される。本体との密封は金属ガスケットを用いて行い、通常の輸送時における圧力等の負荷に耐え密封性能を維持できる構造になっている。

二次蓋は、(イ)-第 C.10 図に示すように二次蓋ボルトによって本体に固定される。本体との密封は金属ガスケットを用いて行い、圧力等の負荷に耐え密封性能を維持できる構造になっている。

三次蓋は、(イ)-第 C.12 図に示すように三次蓋ボルトによって本体に固定される。本体との密封は O リングを用いて行い、密封境界として圧力等の負荷に耐えられる構造になっている。三次蓋は、(イ)-第 C.2 図に示すように上部緩衝体によって覆われている。

(イ)-第 C.13 図に示すバスケットは、胴内において燃料集合体を分散・集合させないように支持する構造になっている。

(イ)-第 C.14 図及び(イ)-第 C.15 図に示す上部及び下部緩衝体は、本体の上部及び下部にそれぞれボルトによって取り付けられる構造になっており、落下等による機械的衝撃を吸収する。

(イ)-第 C.7 図に示す上部トラニオンは、輸送容器の吊上げ荷重に耐えられる構造になっている。下部トラニオンは、輸送容器の縦起こし及び横倒し時にかかる荷重に耐えられる構造になっている。また輸送容器は、(イ)-第 C.3 図に示すように、上部及び下部トラニオンにより輸送架台に固定され、両トラニオンは輸送中の加速度に耐えられる構造になっている。

A.1.2 設計基準

1. 設計で考慮する条件

本輸送容器の構造設計では、「外運搬規則」及び「外運搬告示」に基づいて以下の条件等を考慮した。

(1) 通常の輸送条件

- a. 輸送容器の材質間又は輸送容器の材質と収納物間において危険な物理的作用又は科学的反応の生じるおそれがないこと。
- b. 密封装置は不用意に開かれないこと。
- c. 輸送容器の吊上装置としてのトラニオンは吊上荷重の3倍に耐えること。
- d. 固縛装置は輸送中発生する上下及び前後方向2g並びに左右方向1gの加速度に耐えること。
- e. 輸送容器の構成部品は、運搬中に予想される最低温度 $-20\sim 38^{\circ}\text{C}$ の温度範囲において、亀裂、破損等の生じるおそれがないこと。
- f. 輸送容器の振動について考慮すること。

(2) 一般の試験条件

次の各試験に耐えること。

- a. 38°C の環境に1週間置くこと(以下「熱的試験」という。)
- b. 50mm/h の雨量に相当する水を1時間吹き付けること(以下「水噴霧試験」という。)
- c. 0.3m の高さから、最大の破損を及ぼすように落下させること(以下「 0.3m 自由落下試験」という。)
- d. 自重の5倍に相当する荷重又は鉛直投影面積に 13kPa を乗じて得た値に相当する荷重のうち、いずれか大きいものを24時間加えること(以下「積み重ね試験」という。)
- e. 重量が 6kg であり、直径が 3.2cm の容易に破損しない棒であって、その先端が半球形のを 1m の高さから当該核燃料輸送物の最も弱い部分に落下させること(以下「 6kg 棒貫通試験」という。)

(3) 特別の試験条件

次の各試験に耐えること。

- a. 9mの高さから落下させること(以下「9m落下試験」という。)
- b. 垂直に固定した直径が15cmであり、長さが20cmの軟鋼丸棒であって、その上面が滑らかな水平面であり、かつその端部の曲率半径が6mm以下のものに1mの高さから落下させること(以下「1m貫通試験」という。)
- c. 上記の試験条件下に置いた後、800℃で、かつ、平均値が最小で0.9の放射率を有する火炎の放射熱の条件下に30分間置くこと(以下「熱的試験(火災試験)」という。)
- d. 深さ15mの水中に8時間浸漬させること(以下「15m浸漬試験」という。)
ただし、a.及びb.については、最大の破損を受けるような順序で連続して行われること。

(4) 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追加条件

- a. 深さ200mの水中に1時間浸漬させること(以下「強化浸漬試験」という。)

(5) 核分裂性輸送物に係る試験条件

- a. 次の核分裂性輸送物に係る一般の試験条件の下に置き、核燃料輸送物の損傷状態を評価すること。
 - (a) 以下の連続試験
 - i. 水噴霧試験
 - ii. 0.3m 自由落下試験
 - (b) 積み重ね試験
 - (c) 6kg 棒貫通試験
- b. 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件として、以下の(a)及び(b)のうち、最大の破損を受ける条件の下に置き、核燃料輸送物の損傷状態を評価すること。
 - (a) 次の条件の下に順次置くこと。
 - i. 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件(上記 a)
 - ii. iiiの条件の下で核燃料輸送物が最大の破損を受けるような順序で次に掲げる条件の下に順次置くこと。
 - ①9m 落下試験
 - ②1m 貫通試験
 - iii. 熱的試験(火災試験)
 - iv. 深さ 0.9m の水中に 8 時間浸漬させること(以下「0.9m 浸漬試験」という。)
 - (b) 次の条件の下に順次置くこと。
 - i. 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件(上記 a)
 - ii. 15m 浸漬試験

なお、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件及び特別の試験条件の中で機械的(強度)試験においては、本核燃料輸送物が使用される最低周囲温度である-20～38℃までの周囲温度範囲を考慮する。

2. 評価基準

各解析項目に対して材質、温度、負荷係数等の設計条件を考慮して適用数式、要素及び解析基準を決定した。この中で応力及び変形量に関する評価基準値は、各試験条件に対して次のように定めた。設計条件及び解析方法の要約を(ロ)-第A.1表に示す。

(1) 通常の輸送条件(吊上装置及び固縛装置)

- a. 応力強さが設計降伏点以下であること。ここで、応力強さとは、主応力の差の絶対値をいう。
- b. 吊上装置については疲労評価を行うこと。

(2) 一般の試験条件(熱的試験及び0.3m自由落下試験)

- a. 各蓋ボルト以外の輸送容器の胴、底板、一次蓋、二次蓋及び三次蓋については発生応力を分類し、各応力強さが以下の基準値以下であること。

$$P_m \leq S_m$$

$$P_L \leq 1.5S_m$$

$$P_L + P_b \leq 1.5S_m$$

$$P_L + P_b + Q \leq 3S_m$$

ここで、

P_m : 一次一般膜応力強さ

P_L : 一次局部膜応力強さ

P_b : 一次曲げ応力強さ

Q : 二次応力強さ

S_m : 金属キャスク構造規格¹⁾別表5-1に示される設計応力強さ

- b. 各蓋ボルトに対しては以下の基準を適用する。

$$(\text{平均引張応力}) \leq 2S_m$$

$$(\text{平均引張応力} + \text{曲げ応力}) \leq 3S_m$$

ここで、

S_m : 金属キャスク構造規格別表5-2に示される設計応力強さ

- c. 一次蓋密封シール部及び二次蓋密封シール部は発生応力を分類し、各応力強さが以下に示す基準値以下であること。

$$P_m \leq S_y$$

$$P_L \leq S_y$$

$$P_L + P_b \leq S_y$$

$$P_L + P_b + Q \leq S_y$$

ここで、

S_y : 金属キャスク構造規格別表5-8に示される設計降伏点

ただし、一次蓋密封シール部に対して、上記基準は熱的試験のみ適用する。

- d. 三次蓋と本体のOリング取付け位置での相対口開き変形量が、Oリング初期締付け代より小さいこと。
- e. 蓋部中性子遮蔽材カバー及び外筒においては、以下の基準を適用する。
 - (a) 各部位の一次引張応力は以下に示す f_t を超えないこと。一次＋二次応力については、(b)項の圧縮応力との差の最大が3倍の f_t を超えないこと。

$$f_t = \frac{F}{1.5}$$

ここで、

$$F = \text{MIN}[S_y, 0.7S_u]$$

S_y : 材料規格 ²⁾Part3 第1章表6に示される設計降伏点

S_u : 材料規格 Part3 第1章表7に示される設計引張強さ

- (b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す f_c を超えないこと。

$$f_c = \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F}{\nu}$$

ここで、

λ : 有効細長比

Λ : 限界細長比

$$\nu : \nu = 1.5 + \frac{2}{3} \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2$$

- (c) 各部位の一次せん断応力は以下に示す f_s を超えないこと。一次＋二次応力については、3倍の f_s を超えないこと。

$$f_s = \frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}}$$

- (d) 各部位の一次曲げ応力は以下に示す f_b を超えないこと。一次＋二次応力については、3倍の f_b を超えないこと。

$$f_b = \frac{F}{1.3}$$

- f. 底部中性子遮蔽材カバーにおいては、以下の基準を適用する。

- (a) 各部位の一次引張応力は以下に示す f_t を超えないこと。一次＋二次応力については、(b)項の圧縮応力との差の最大が3倍の f_t を超えないこと。

$$f_t = \frac{F}{1.5}$$

ここで、

$$F = \text{MIN}[1.35S_y, 0.7S_u, S_y(\text{RT})]$$

$S_y(\text{RT})$: 材料規格 Part3 第1章表6に示される40°Cにおける設計降伏点

- (b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す f_c を超えないこと。

$$f_c = \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F}{v}$$

- (c) 各部位の一次せん断応力は以下に示す f_s を超えないこと。一次＋二次応力については、3 倍の f_s を超えないこと。

$$f_s = \frac{F}{1.5 \cdot \sqrt{3}}$$

- (d) 各部位の一次曲げ応力は以下に示す f_b を超えないこと。一次＋二次応力については、3 倍の f_b を超えないこと。

$$f_b = \frac{F}{1.3}$$

- g. バスケットにおいては、以下の基準を適用する。

- (a) 各部位の応力強さが以下に示す基準値以下であること。

$$P_m \leq S_m$$

$$P_m + P_b \leq 1.5 S_m$$

ここで、

S_m : 金属キャスク構造規格別表 5-1 に示される設計応力強さ

- (b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す f_c を超えないこと。

$$f_c = \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F}{v}$$

ここで、

$$F = \text{MIN}[1.35S_y, 0.7S_u, S_y(\text{RT})]$$

S_y : 金属キャスク構造規格別表 5-8 に示される設計降伏点

S_u : 金属キャスク構造規格別表 5-9 に示される設計引張強さ

$S_y(\text{RT})$: 金属キャスク構造規格別表 5-8 に示される 40℃における設計降伏点

- h. 燃料被覆管については、応力強さが降伏応力以下であること。

- (3) 一般の試験条件(積み重ね試験及び 6kg 棒貫通試験)

- a. 積み重ね試験に対しては胴に発生する応力が設計降伏点を超えないこと。
b. 6kg 棒貫通試験に対しては、せん断で破壊しないこと。

- (4) 特別の試験条件(9m 落下試験、1m 貫通試験及び熱的試験(火災試験))

- a. 各蓋ボルト以外の輸送容器の胴、底板、一次蓋、二次蓋及び三次蓋については発生応力を分類し、各応力強さが以下の基準値以下であること。

- 1) オーステナイト系ステンレス鋼以外

$$P_m \leq 2/3 S_u$$

$$P_L \leq S_u$$

$$P_L + P_b \leq S_u$$

2) オーステナイト系ステンレス鋼

$$P_m \leq \text{MIN}[2.4S_m, 2/3S_u]$$

$$P_L \leq \text{MIN}[3.6S_m, S_u]$$

$$P_L + P_b \leq \text{MIN}[3.6S_m, S_u]$$

b. 一次蓋ボルトに対しては以下の基準を適用する。

$$(\text{平均引張応力}) \leq 2/3S_u$$

$$(\text{平均引張応力} + \text{曲げ応力}) \leq S_u$$

c. 二次蓋ボルト及び三次蓋ボルトに対しては以下の基準を適用する。

$$(\text{平均引張応力}) \leq S_y$$

$$(\text{平均引張応力} + \text{曲げ応力}) \leq S_y$$

d. 二次蓋密封シール部は発生応力を分類し、各応力強さが以下に示す基準値以下であること。

$$P_m \leq S_y$$

$$P_L \leq S_y$$

$$P_L + P_b \leq S_y$$

$$P_L + P_b + Q \leq S_y$$

e. 三次蓋と本体のOリング取付け位置での相対口開き変形量が、Oリング初期締付け代より小さいこと。

f. 蓋部中性子遮蔽材カバーにおいては、以下の基準を適用する。

(a) 各部位の一次引張応力は以下に示す1.5倍の f_t^* を超えないこと。

$$1.5f_t^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.5}$$

ここで、

$$F^* = \text{MIN}[1.2S_y, 0.7S_u]$$

S_y : 材料規格 Part3 第1章表6に示される設計降伏点

S_u : 材料規格 Part3 第1章表7に示される設計引張強さ

(b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す1.5倍の f_c^* を超えないこと。

$$1.5f_c^* = 1.5 \cdot \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F^*}{\nu}$$

(c) 各部位の一次せん断応力は以下に示す1.5倍の f_s^* を超えないこと。

$$1.5f_s^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.5\sqrt{3}}$$

(d) 各部位の一次曲げ応力は以下に示す 1.5 倍の f_b^* を超えないこと。

$$1.5f_b^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.3}$$

g. 底部中性子遮蔽材カバーにおいては、以下の基準を適用する。

(a) 各部位の一次引張応力は以下に示す 1.5 倍の f_t^* を超えないこと。

$$1.5f_t^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.5}$$

ここで、

$$F^* = \text{MIN}[1.35S_y, 0.7S_u, 1.2S_y(\text{RT})]$$

$S_y(\text{RT})$: 材料規格 Part3 第 1 章表 6 に示される 40°C における設計降伏点

(b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す 1.5 倍の f_c^* を超えないこと。

$$1.5f_c^* = 1.5 \cdot \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F^*}{\nu}$$

(c) 各部位の一次せん断応力は以下に示す 1.5 倍の f_s^* を超えないこと。

$$1.5f_s^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.5\sqrt{3}}$$

(d) 各部位の一次曲げ応力は以下に示す 1.5 倍の f_b^* を超えないこと。

$$1.5f_b^* = 1.5 \cdot \frac{F^*}{1.3}$$

h. バスケットにおいては、以下の基準を適用する。ただし、バスケットに塑性変形が生じる場合には、熱荷重も考慮して変形量を算定してその変形量を考慮した上で臨界解析を行うこと。

(a) 各部位の応力強さが、以下に示す基準値以下であること。

$$P_m \leq \text{MIN}[2.4S_m, 2/3S_u]$$

$$P_m + P_b \leq \text{MIN}[3.6S_m, S_u]$$

ここで、

S_m : 金属キャスク構造規格別表 5-1 に示される設計応力強さ

S_u : 金属キャスク構造規格別表 5-9 に示される設計引張強さ

(b) 各部位の一次圧縮応力は以下に示す 1.5 倍の f_c^* を超えないこと。

$$1.5f_c^* = 1.5 \cdot \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F^*}{\nu}$$

ここで、

$$F^* = \text{MIN}[1.35S_y, 0.7S_u, 1.2S_y(\text{RT})]$$

S_y : 金属キャスク構造規格別表 5-8 に示される設計降伏点

$S_y(\text{RT})$: 金属キャスク構造規格別表 5-8 に示される 40°C における設計降伏点

i. 1m 貫通試験に対しては、せん断で破壊しないこと。

(5) 強化浸漬試験

a. 輸送容器の底板及び蓋部は以下の基準を適用する。

$$P_L + P_b \leq S_u$$

b. 外圧を受ける胴にあっては、外面に受ける圧力が金属キャスク構造規格に示される胴の厚さ等によって定まる許容外圧 P_a の 1.5 倍以下であること。

3. 余裕率

適用数式及び要素による結果のうち、定量的な基準のあるものについては次に示す余裕率 MS を用いて評価する。

$$MS = \frac{\text{解析基準値}}{\text{解析結果}} - 1$$

したがって、余裕率は 0 以上あればよいとする。

余裕率を用いられないものは、該当箇所にその基準等を記載した。なお、解析基準値は、(ロ)章 A.3 に示す材料の機械的性質及び(ロ)章 B に示す温度等に基づいて決定する。^{注)}

注) 設計降伏点又は降伏応力、設計引張強さ又は引張強さ、縦弾性係数等の値は、(ロ)章 A.3 に示す引用文献中で与えられている温度依存データを内挿することによって求める。

(ロ)-第A.1表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(1/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考		
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準
化学的及び電気的反応 1) 化学的反応 2) 電気的反応	(ロ)-第A.3表	表による	-	腐食	-	活性	活性の有無	無		
	(ロ)-第A.3表	表による	-	腐食	-	電位差	反応の有無	無		
低温強度 1) 構成部品 2) 低温時の強度	(ロ)-第A.4表	表による	-	材質	-	亀裂・破損	-20℃での亀裂・破損の有無	無		
	(ロ)-第A.4表	表による	-	材質	-	脆性破壊	-20℃での脆化の有無	無		
密封装置 三次蓋	(イ)-第C.2図	-	-	誤操作による開放	-	誤操作の可否	緩衝体等に覆われたの誤操作の可否	否		
吊上装置 1) フレーム本体 2) フレーム接続部	(ロ)-第A.3図			吊上荷重	3 1.3	曲げとせん断 疲労評価	$S = \sqrt{\sigma_b^2 + 4\tau^2}$ N _c	S _y N _a		
	(ロ)-第A.4図			吊上荷重	3 1.3	せん断 疲労評価	S=2・τ N _c	S _y N _a		

注1) S: 応力強さ、S_y: 設計降伏点、N_c: 設計降伏点、N_a: 使用計画回数、N_a: 許容繰返し回数、σ_b: 曲げ応力、τ: せん断応力

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(2/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考		
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準
固縛装置 1) トレーノ本体 2) トレーノ接続部	(ロ)-第 A.5 図～ (ロ)-第 A.6 図 (ロ)-第 A.5 図～ (ロ)-第 A.6 図	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	上下、前後 2g (下方向は自重を考慮し 3g) 上下、前後 2g (下方向は自重を考慮し 3g)	1 1	曲げとせん断 せん断	$S = \sqrt{\sigma_b^2 + 4\tau^2}$ $S = 2\tau$	Sy Sy	
圧力	-	-	-	周囲圧力の降下		-	内圧	密封性	良	
振動	(ロ)-第 A.7 図	[Redacted]	[Redacted]	振動による力		-	振動	固有振動数	加振源の振動数	
							慣性力	蓋ボルトの緩みの有無	無	

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(3/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件			解析方法		備考		
		参照図表	材質	温度	設計負荷 種類	設計負荷 係数		適用数式 又は要素	解析 基準
熱的試験 1) 応力計算 容器本体(胴、底板、蓋) 外筒 蓋部中性子遮蔽材が 底部中性子遮蔽材が 一次蓋、二次蓋密封部 各蓋部外 Oリングの密封性	(ロ)-第 A.9 図		-	内圧、熱膨張 及び 初期縮付トルク	1	応力強さ	P_m P_L $P_L + P_b$ $P_L + P_b + Q$	S_m $1.5S_m$ $1.5S_m$	注2)
	-			同上	1	応力	引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	$3S_m$ f_t f_c f_b f_s	注3)
	-			同上	1	応力強さ	P_m P_L $P_L + P_b$ $P_L + P_b + Q$	S_y S_y S_y S_y	
	-			同上	1	引張 引張と曲げ 変形量	σ_m $\sigma_m + \sigma_b$	$2S_m$ $3S_m$	注4)
	-	ふっ素ゴム		同上	1	変形量	口開き変形量	初期縮 付け代	

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ、 Q : 二次応力強さ、 S_m : 設計応力強さ

注3) f_t : 許容引張応力、 f_c : 許容圧縮応力、 f_b : 許容曲げ応力、 f_s : 許容せん断応力

注4) σ_m : 平均引張応力

(ロ)-第A.1表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(4/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考																				
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷	適用数式又は要素		解析基準																			
一般の試験条件	水噴霧試験 0.3m自由落下試験 1) 緩衝体の変形量と 衝撃加速度 垂直落下 水平落下 コーナ-落下	-	-	-	-	-	吸水による 脆化、水溜	吸水性 水切	無 良																			
											(ロ)-第A.13図～ (ロ)-第A.14図 (ロ)-第A.15図 (ロ)-第A.16図～ (ロ)-第A.17図	木材	-	-	落下エネルギー	1	エネルギー-吸収	$E_a = \sum \sigma_c \cdot V$	$E = m \cdot g \cdot H$	(注5)								
																					木材	-	-	落下エネルギー	1	エネルギー-吸収	$E_a = \sum \sigma_c \cdot V$	$E = m \cdot g \cdot H$

注5) E_a : 吸収エネルギー、 σ_c : 圧縮応力、 V : 変形量、 E : 輸送物の落下エネルギー、 m : 輸送物最大総重量、 g : 重力加速度、 H : 落下高さ

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(5/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考		
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準
2) 垂直落下 容器本体(胴、底板、蓋) 外筒 蓋部中性子遮蔽材ハバ 底部中性子遮蔽材ハバ 二次蓋密封シール部 各蓋ホルド Oリングの密封性 ハスケット 燃料被覆管	(ロ)-第 A.18 図～ (ロ)-第 A.19 図		-	内圧、慣性力、 熱膨張及び 初期締付トルク	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q 引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	S_m $1.5S_m$ $1.5S_m$ $3S_m$ f_t f_c f_b f_s S_y		
	-			同上	1	応力		S_y S_y S_y S_y $2S_m$ $3S_m$ 初期締 付け代		
	-			同上	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q	S_y S_y S_y S_y $2S_m$ $3S_m$		
	-	ふっ素ゴム		同上	1	引張 引張と曲げ 変形量	σ_m $\sigma_m + \sigma_b$ 口開き変形量	初期締 付け代		
	-			慣性力	1	応力強さ	P_m	S_m		
	-			内圧及び慣性力	1	応力強さ	S	σ_y 注6)		
	-		260°C	内圧及び慣性力	1	応力強さ	S	σ_y		

注6) σ_y : 降伏応力

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法 (6/13)

条 件	解析項目及びその評価	設 計 条 件				解 析 方 法		備 考		
		参照図表	材質	温度	種 類	設 計 負 荷 係 数	要 素		適用数式 又は要素	解析 基準
3) 水平落下 容器本体(胴、底板、蓋) 外筒 蓋部中性子遮蔽材が 底部中性子遮蔽材が 二次蓋密封シール部 各蓋ボルト Oリングの密封性 バスケット 燃料被覆管	(ロ)-第 A.21 図		-	内圧、慣性力、 熱膨張及び 初期締付トルク	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q 引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	S_m $1.5S_m$ $1.5S_m$ $3S_m$ f_t f_c f_b f_s S_y S_y S_y S_y $2S_m$ $3S_m$ 初期締 付け代		
	-			同上	1	応力				
	-			同上	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q	S_y S_y S_y S_y		
	-	ふっ素ゴム		同上	1	引張 引張と曲げ 変形量	σ_m $\sigma_m+\sigma_b$ 口開き変形量	$2S_m$ $3S_m$ 初期締 付け代		
	(ロ)-第 A.22 図～ (ロ)-第 A.23 図			慣性力	1	応力強さ	P_m P_m+P_b	S_m $1.5S_m$		
	-	シリカロイ	260°C	内圧及び慣性力	1	応力強さ	S	σ_y		

(ロ) 第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(7/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法			備考	
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素	適用数式又は要素		解析基準
一般の試験条件	4) コーナ-落下									
	積み重ね試験 1) 軸に直角方向 2) 軸方向	(ロ)-第 A.24 図			核燃料輸送物重量の 5 倍	1	曲げ	$\sigma_b = \frac{M_{max} \cdot d_o}{2 \cdot I}$	S_y	注 7)
		(ロ)-第 A.25 図			核燃料輸送物重量の 5 倍	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W}{A}$	S_y	注 8)
		(ロ)-第 A.26 図			落下エネルギー	1	せん断	$E_s = \frac{1}{2} \cdot \pi \cdot d \cdot t^2 \cdot S$	せん断エネルギー	注 9)
特別の試験条件	9m 落下試験 1) 緩衝体の変形量と衝撃加速度 垂直落下 水平落下 コーナ-落下									
		-	木材	-	落下エネルギー	1	エネルギー-吸収	$E_a = \Sigma \sigma_c \cdot V$	$E = m \cdot g \cdot H$	
		-	木材	-	落下エネルギー	1	エネルギー-吸収	$E_a = \Sigma \sigma_c \cdot V$	$E = m \cdot g \cdot H$	
		-	木材	-	落下エネルギー	1	エネルギー-吸収	$E_a = \Sigma \sigma_c \cdot V$	$E = m \cdot g \cdot H$	

注 7) M_{max} : 最大曲げモーメント、 d_o : 円筒外径、 I : 円筒の中心軸に垂直な断面における断面二次モーメント

注 8) W : 荷重、 A : 断面積

注 9) E_s : せん断に要するエネルギー、 d : 軟鋼棒の直径、 t : 緩衝体カバープレーートの板厚、 S : カバープレーートのせん断強さ

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法 (8/13)

条 件	解析項目及びその評価	設 計 条 件				解 析 方 法		備 考		
		参照図表	材質	温度	種 類	設 計 負 荷 係 数	要 素		適用数式 又は要素	解析 基準
2) 垂直落下 容器本体(胴、底板、蓋) 蓋部中性子遮蔽材カバー 底部中性子遮蔽材カバー 二次蓋密封シール部 一次蓋ボルト 二次蓋ボルト 三次蓋ボルト Oリングの密封性 バスケツト	(ロ)-第 A.27 図～ (ロ)-第 A.28 図			-	内圧、慣性力、 熱膨張及びび 初期縮付トルク	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b	$2/3S_u$ S_u S_u	注 10) 注 11)
	-				同上	1	応力	引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	$1.5f_t^*$ $1.5f_c^*$ $1.5f_b^*$ $1.5f_s^*$	
	-				同上	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q	S_y S_y S_y S_y	
	-				同上	1	引張 引張と曲げ	σ_m $\sigma_m + \sigma_b$	$2/3S_u$ S_u	
	-				同上	1	引張 引張と曲げ	σ_m $\sigma_m + \sigma_b$	S_y S_y	
	-	ふっ素ゴム			同上	1	変形量	口開き変形量	初期縮 付け代	
	-				慣性力	1	応力強さ	P_m	$2/3S_u$	

注 10) S_u : 設計引張強さ

注 11) オーステナイト系ステンレス鋼に対しては、 $P_m \leq \text{MIN}[2.4S_m, 2/3S_u]$ 、 $P_L \leq \text{MIN}[3.6S_m, S_u]$ 、 $P_L+P_b \leq \text{MIN}[3.6S_m, S_u]$

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法 (9/13)

条件	解析項目及びその評価	参照図表	設計条件			解析方法		備考		
			材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準
3) 水平落下 容器本体(胴、底板、蓋) 蓋部中性子遮蔽材カバー 底部中性子遮蔽材カバー 二次蓋密封シール部 一次蓋ボルト 二次蓋ボルト 三次蓋ボルト Oリングの密封性 バスケット 4) コーナー落下 各蓋ボルト 特別の試験条件		(ロ)-第 A.30 図			内圧、慣性力、熱膨張及び初期締付トルク	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b 引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	$2/3S_u$ S_u S_u $1.5f_t^*$ $1.5f_c^*$ $1.5f_b^*$ $1.5f_s^*$	
		-		同上	応力	1	応力	引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力	$1.5f_t^*$ $1.5f_c^*$ $1.5f_b^*$ $1.5f_s^*$	
		-		同上	応力強さ	1	応力強さ	P_m P_L P_L+P_b P_L+P_b+Q	S_y S_y S_y S_y	
		-		同上	引張 引張と曲げ	1	引張	σ_m $\sigma_m+\sigma_b$	$2/3S_u$ S_u	
		-		同上	引張 引張と曲げ 変形量	1	引張 引張と曲げ 変形量	σ_m $\sigma_m+\sigma_b$ 口開き変形量	S_y S_y S_y	初期締付け代
		(ロ)-第 A.31 図		慣性力	応力強さ	1	応力強さ	P_m P_m+P_b σ_c	$2/3S_u$ S_u $1.5f_c^*$	
		-		垂直及び水平落下の結果を引用して評価 内圧、慣性力及び初期締付トルク	座屈 引張	1	座屈 引張	σ_{t1} $\sigma_{t1}+\phi\cdot\sigma_{t2}$	S_y	注12)

注12) σ_{t1} : ボルトに生じる引張応力、 σ_{t1} : 初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により生じる引張応力、 ϕ : ボルト内力係数、 σ_{t2} : 慣性力により生じる引張応力

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(10/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考		
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準
特別の試験条件	5) 傾斜落下						落下試験及び水平落下の結果に基づき評価			
	1m 貫通試験									
	1) 垂直落下									
	蓋部									
	三次蓋	-				1	せん断	$F_{bar} = \sigma_u \cdot A$ $F = \pi \cdot d \cdot t \cdot S$	F 注 13) 注 14)	
	底部	-				1	せん断	$F_{bar} = \sigma_u \cdot A$ $F = \pi \cdot d \cdot t \cdot S$	F	
2) 水平落下										
胴	-				1	せん断	$F_{bar} = \sigma_u \cdot A$ $F = \pi \cdot d \cdot t \cdot S$	F		

注 13) F_{bar} : 貫通荷重、 σ_u : SS400 の引張強さ

注 14) F : せん断に要する力、d : 軟鋼棒直径、t : 板厚、S : せん断強さ

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(11/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考									
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷係数	要素		適用数式又は要素	解析基準							
											種	類					
特別の試験条件	熱的試験(火災試験) 1) 応力計算 容器本体(胴、底板、蓋) 蓋部中性子遮蔽材カバー 底部中性子遮蔽材カバー 二次蓋密封部 一次蓋ボルト 二次蓋ボルト 三次蓋ボルト Oリングの密封性	(ロ)-第 A.32 図		-	内圧、慣性力、 熱膨張及び 初期縮付トルク 同上 同上 同上 同上 同上	1	応力強さ 応力 応力強さ	P_m P_L $P_L + P_b$ 引張応力 圧縮応力 曲げ応力 せん断応力 P_m P_L $P_L + P_b$ $P_L + P_b + Q$ σ_m $\sigma_m + \sigma_b$ σ_m $\sigma_m + \sigma_b$ 口開き変形量	$2/3S_u$ S_u S_u $1.5f_t^*$ $1.5f_c^*$ $1.5f_b^*$ $1.5f_s^*$ S_y S_y S_y S_y $2/3S_u$ S_u S_y S_y 初期縮 付け代								
										(ロ)-第 A.33 図	ふっ素ゴム	-	外圧	1	応力強さ (曲げ)	$S = \sigma_b$ $= 0.75 \cdot \frac{P \cdot a^2}{t^2}$	S_u 注 15)

注 15) P: 差圧、a: 半径

(ロ)-第A.1表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法(12/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件			解析方法		備考			
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷				
						種類		負荷係数	要素	適用数式又は要素
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輸送物の追加試験条件 強化浸漬試験	1) 胴 2) 底板 3) 蓋	-	[Redacted]	[Redacted]	外圧	1	圧力	P_o	$1.5P_a$	注16)
					外圧	1	応力強さ (曲げ)	$S = \sigma_b = 0.75 \cdot \frac{P \cdot a^2}{t^2}$	S_u	
					外圧	1	応力強さ (曲げ)	$S = \sigma_b = \frac{3 \cdot (3 + \nu) \cdot P \cdot a^2}{8 \cdot t^2}$	S_u	注17)

注16) P_o : 外圧、 P_a : 許容外圧

注17) ν : ポアソン比

(ロ)-第 A.1 表 輸送容器の構造設計の条件及び解析方法 (13/13)

条件	解析項目及びその評価	設計条件				解析方法		備考	
		参照図表	材質	温度	種類	設計負荷	適用数式又は要素		解析基準
核分裂性輸送物に係る試験条件	<u>一般の試験条件</u> 核燃料輸送物の損傷状態 1) 水噴霧試験 0.3m 自由落下試験 2) 積み重ね試験 3) 6kg 棒貫通試験								
	<u>特別の試験条件</u> 核燃料輸送物の損傷状態 1) i ①9m 落下試験 ②1m 貫通試験 ii 熱的試験(火災試験) iii 0.9m 浸漬試験 2) 15m 浸漬試験 <u>二次蓋がスケットの防水性</u> 1) 9m 落下試験 2) 熱的試験(火災試験)	(ロ)-第 A.35 図					前述の一般の試験条件に対する解析結果を引用して評価 前述の特別の試験条件に対する解析結果を引用して評価 1) が最大破損条件となるため評価しない	注 18) 注 19)	
			アルミニウム合金 ニッケル合金	-	慣性力	1	変形量 横ずれ量	3mm 6mm	

注 18) 1) と 2) のうち最大の破損を受ける条件の下に置いた後の評価を行う。

注 19) ii の条件の下で核燃料輸送物が最大の破損を受ける順序で①②の条件の下に置く。

A.2 重量及び重心

核燃料輸送物の重量は、(イ)章Cの5に記載したとおり132.6トン以下である。また、核燃料輸送物の幾何学的重心の位置Zは、各部位の重量 W_i と重心位置 Z_i から、下式により求めた。

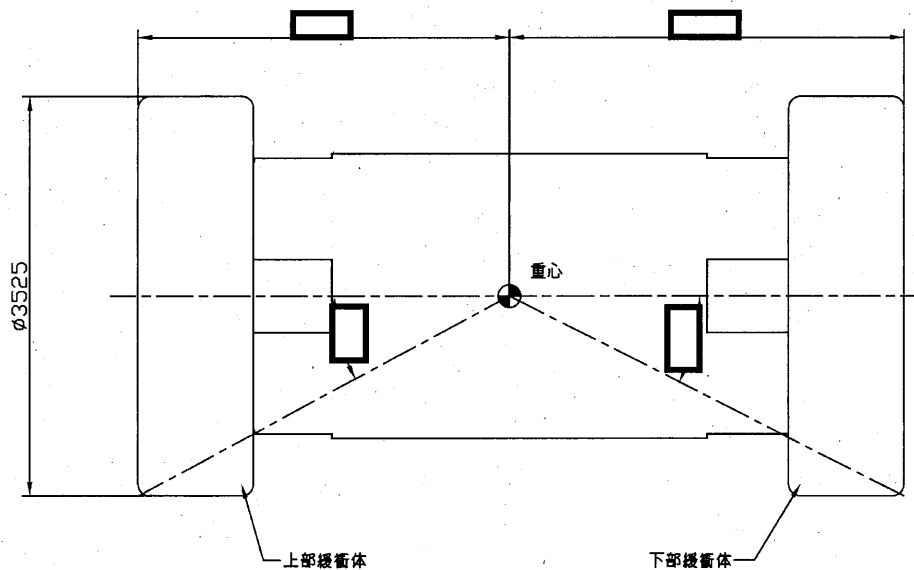
$$Z = \frac{\sum W_i \cdot Z_i}{\sum W_i}$$

ここで、

W_i : 核燃料輸送物各部位のノミナル重量 (kg)

Z_i : 下部緩衝体の端面を基準とした核燃料輸送物各部位の重心位置 (mm)

核燃料輸送物の幾何学的重心の位置は、(ロ)-第A.1図に示すとおりである。



(単位 : mm)

部位	核燃料輸送物各部位の ノミナル重量 : W_i (kg)	下部緩衝体の端面を基準 とした重心位置 : Z_i (mm)
本体		
一次蓋		
二次蓋		
三次蓋		
バスケット		
上部緩衝体		
下部緩衝体		
燃料集合体		
合計		
核燃料輸送物の重心位置 : Z (mm)		

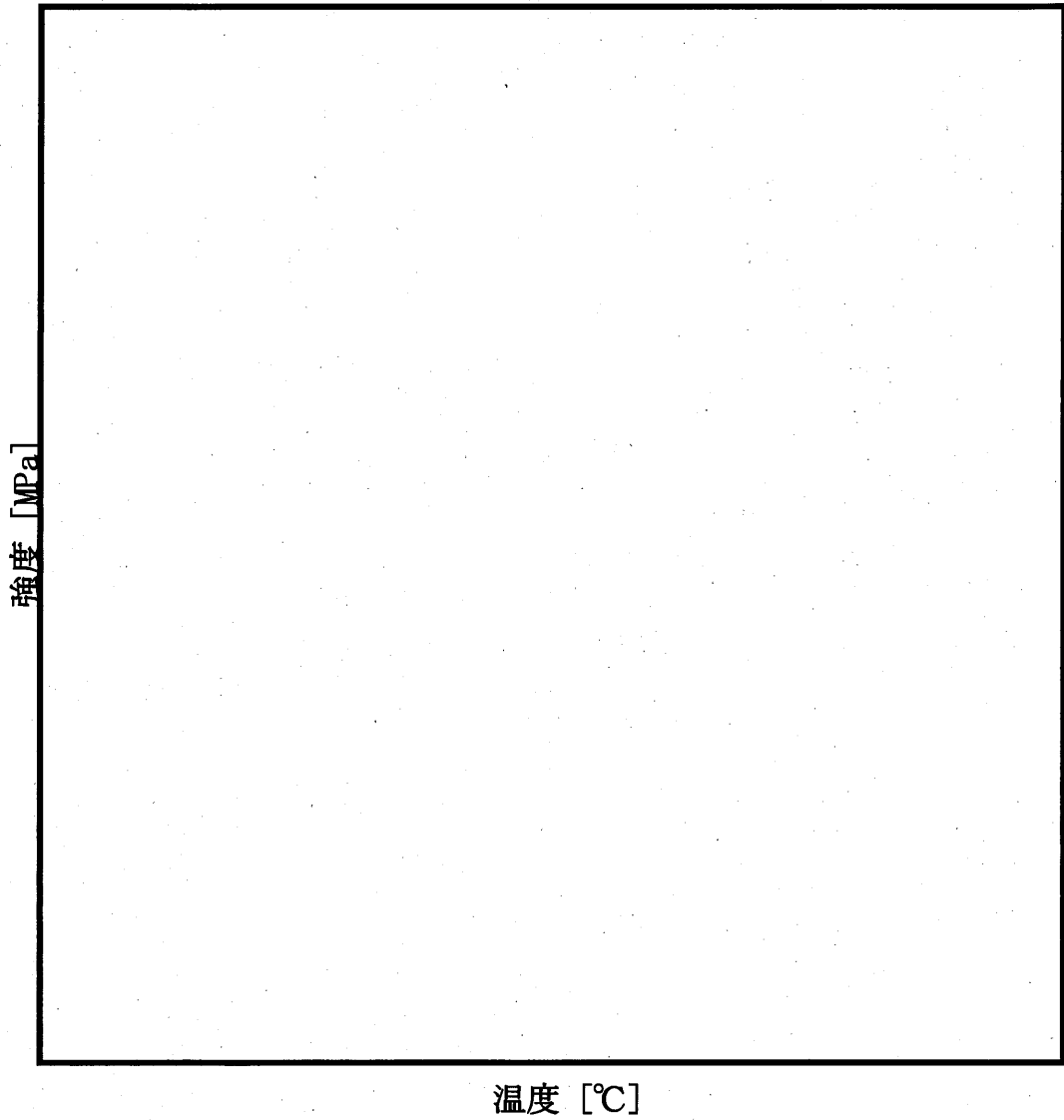
(ロ)-第A.1図 重心の位置

A.3 材料の機械的性質

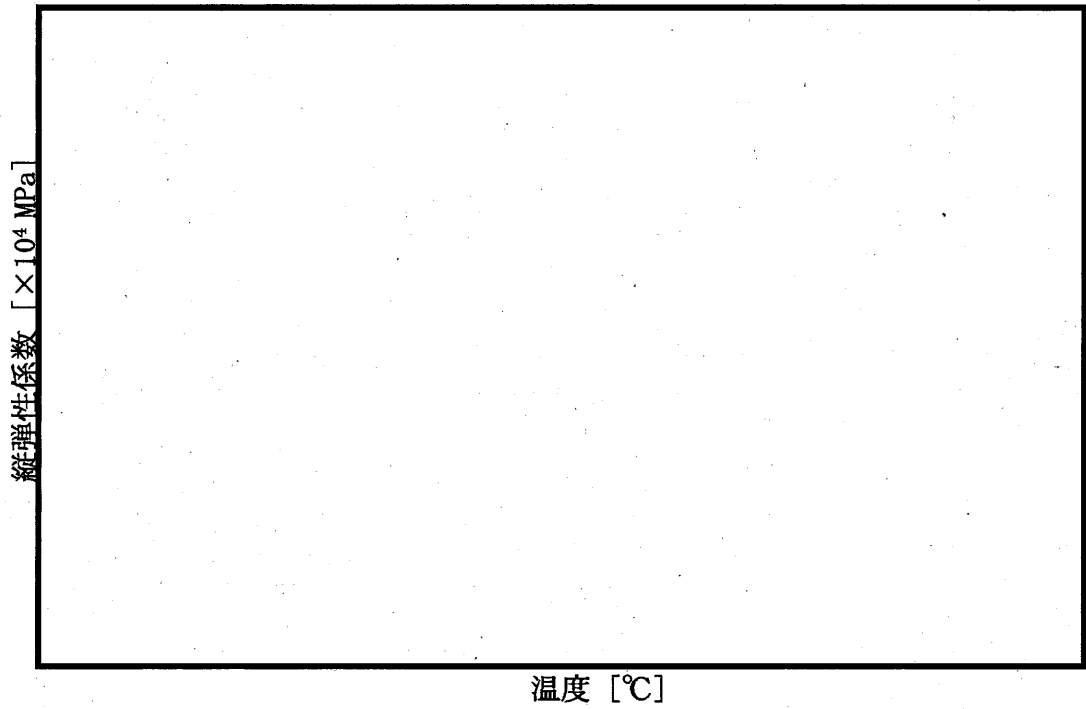
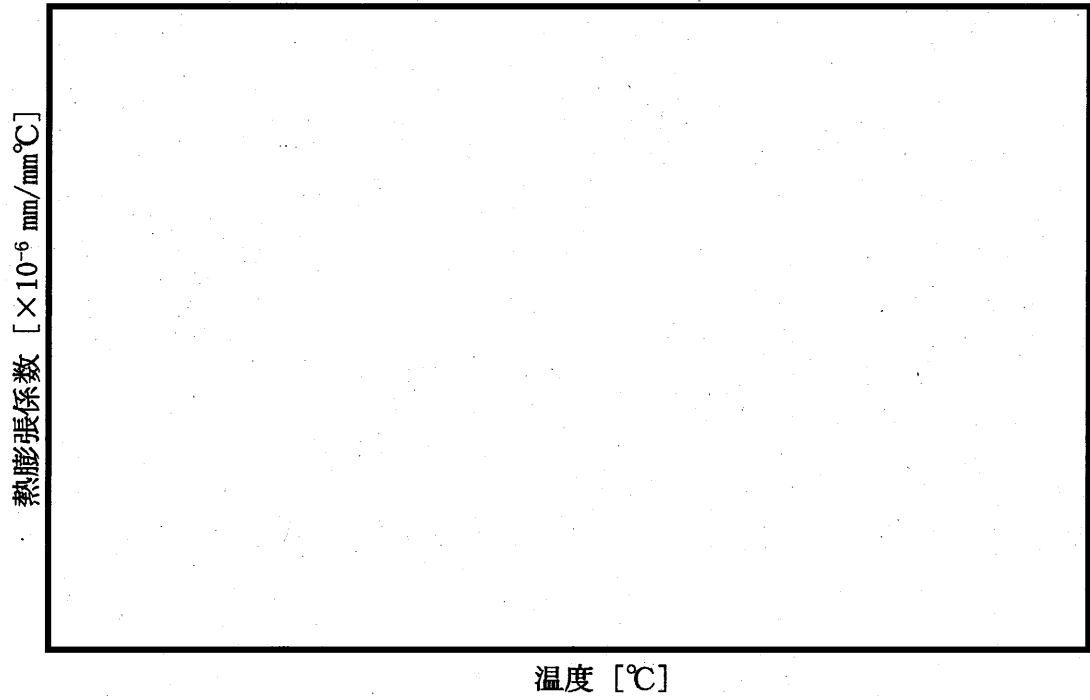
解析に用いる材料の機械的性質を(ロ)-第A.2表に示す。炭素鋼、ステンレス鋼、析出硬化系ステンレス鋼、ニッケルクロムモリブデン鋼、及びジルカロイの温度に対する機械的性質の変化を、(ロ)-第A.2図に示す。これらは、主に金属キャスク構造規格¹⁾より引用した。また、燃料被覆管(ジルカロイ-2)の機械的性質の設定については、(ロ)章A.10.4に示す。なお、緩衝材の材料の機械的性質については、(ロ)章A.5.3に示す。

(ロ)-第A.2表 材料の機械的性質(常温)

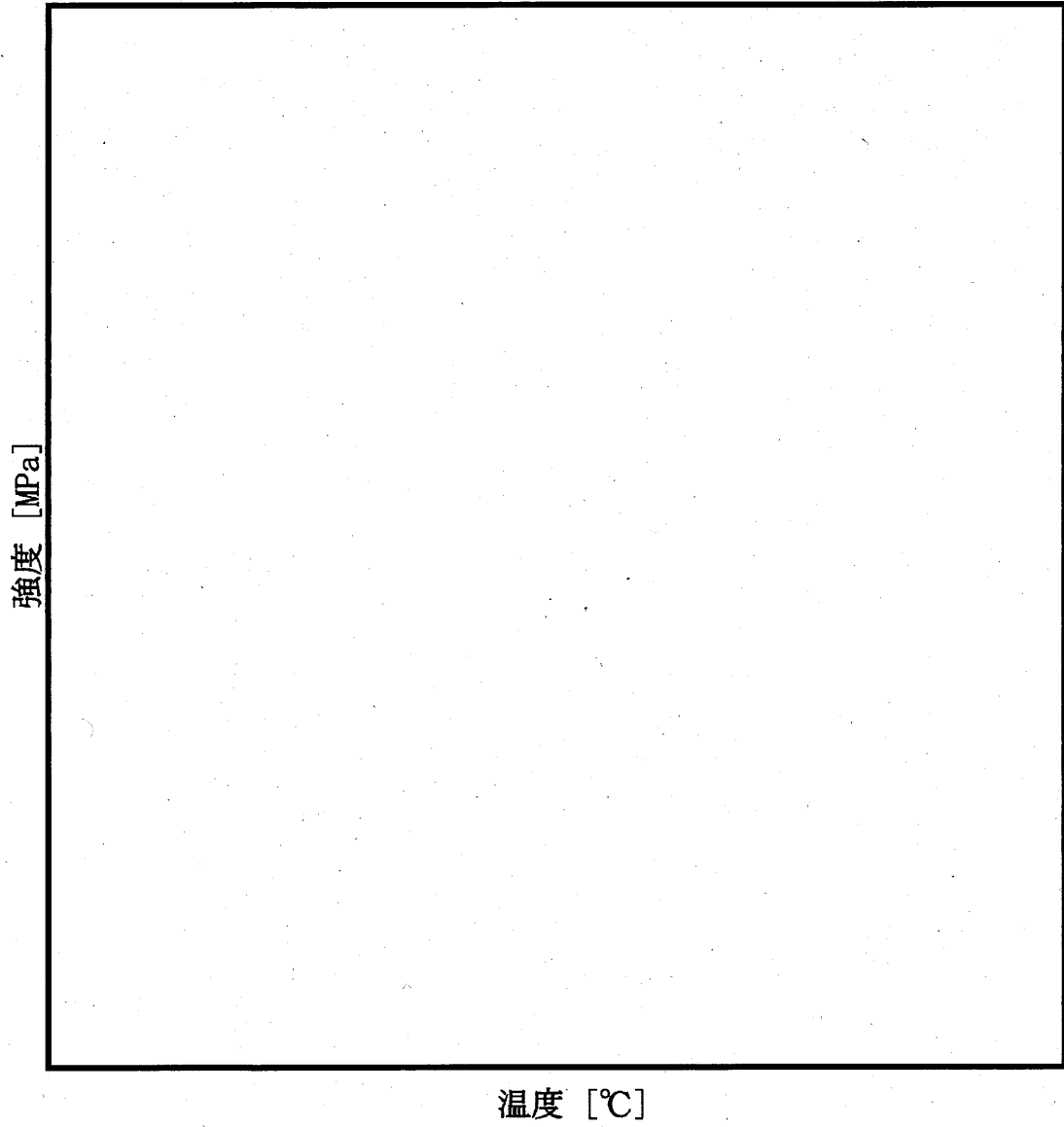
材料	設計引張強さ (MPa)	設計降伏点 (MPa)	熱膨張係数 (mm/mm°C)	ポアソン比 (-)	縦弾性係数 (MPa)
炭素鋼 () ¹⁾					
ステンレス鋼 () ^{1), 2)}					
析出硬化系ステンレス鋼 () ¹⁾					
炭素鋼 () ²⁾					
ニッケルクロムモリブデン鋼 () ¹⁾					
燃料被覆管(ジルカロイ-2) ³⁾	-	680	-	-	-



(□)-第 A. 2 図(a-1) 炭素鋼()の温度に対する機械的性質の変化

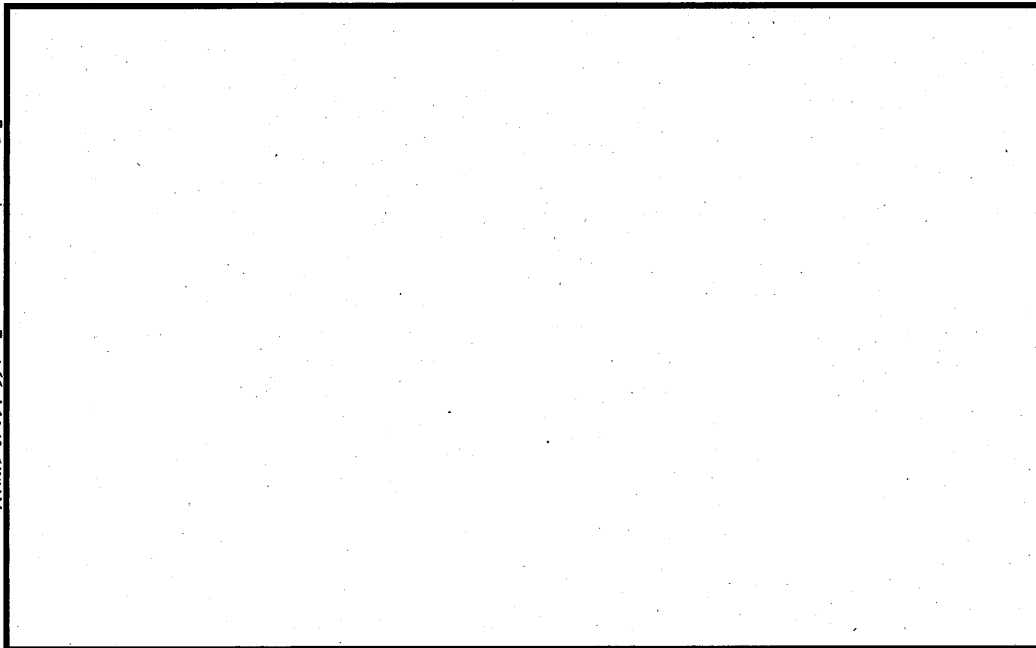


(口)-第 A. 2 図(a-2) 炭素鋼()の温度に対する機械的性質の変化



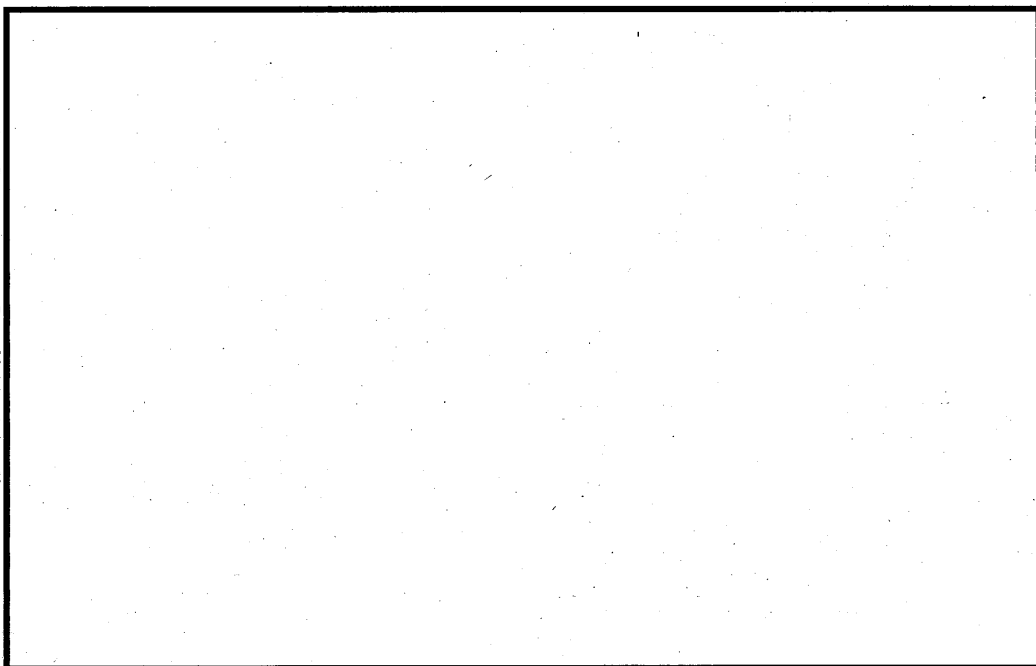
(ロ)-第 A.2 図(b-1) ステンレス鋼()の
温度に対する機械的性質の変化

熱膨張係数 [$\times 10^{-6}$ mm/mm $^{\circ}$ C]



温度 [$^{\circ}$ C]

縦弾性係数 [$\times 10^4$ MPa]

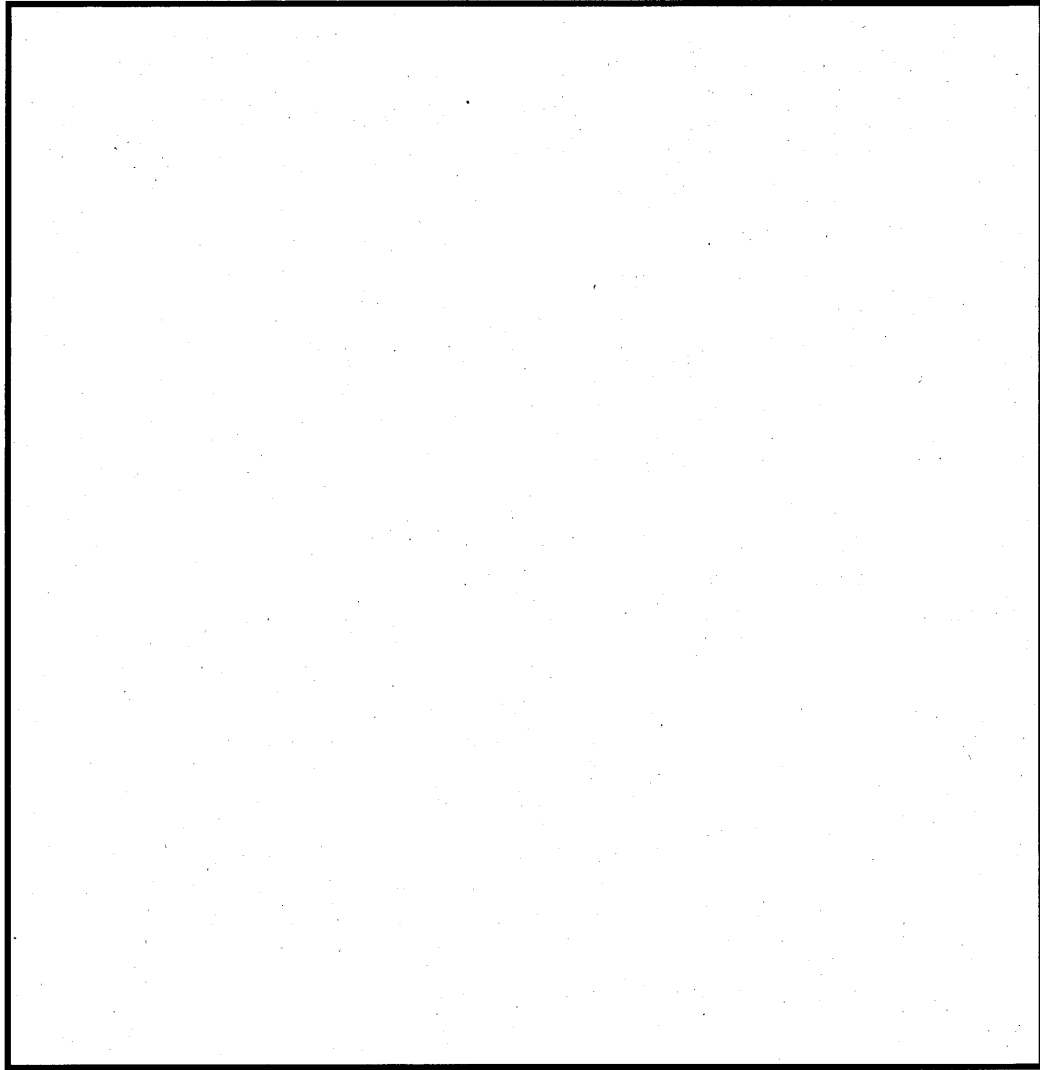


温度 [$^{\circ}$ C]

(口)-第 A.2 図 (b-2) ステンレス鋼()の

温度に対する機械的性質の変化

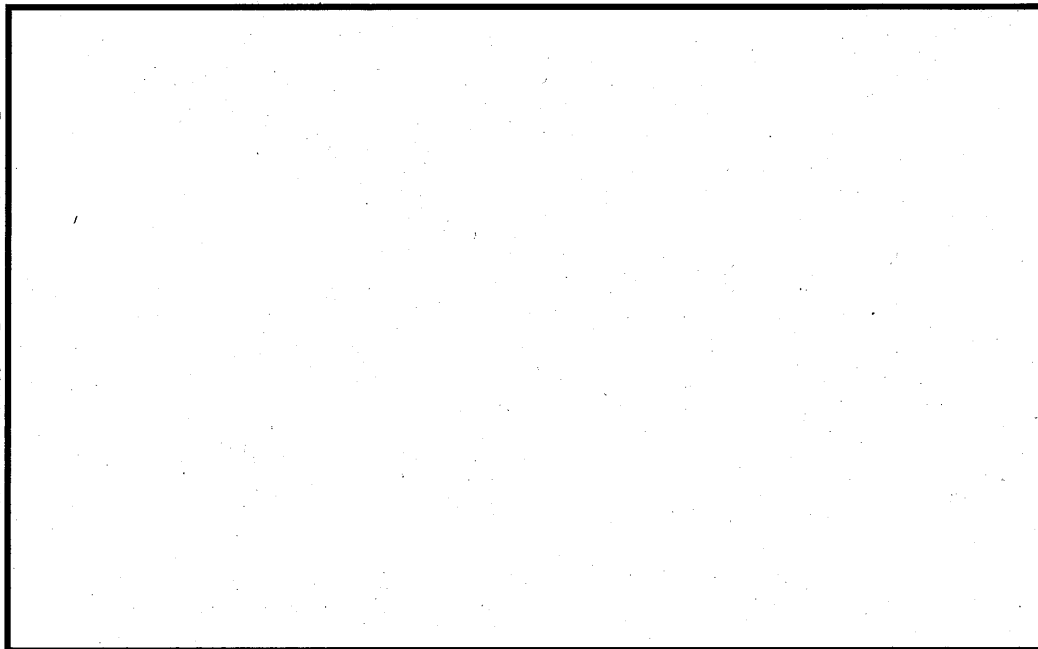
強度 [MPa]



温度 [°C]

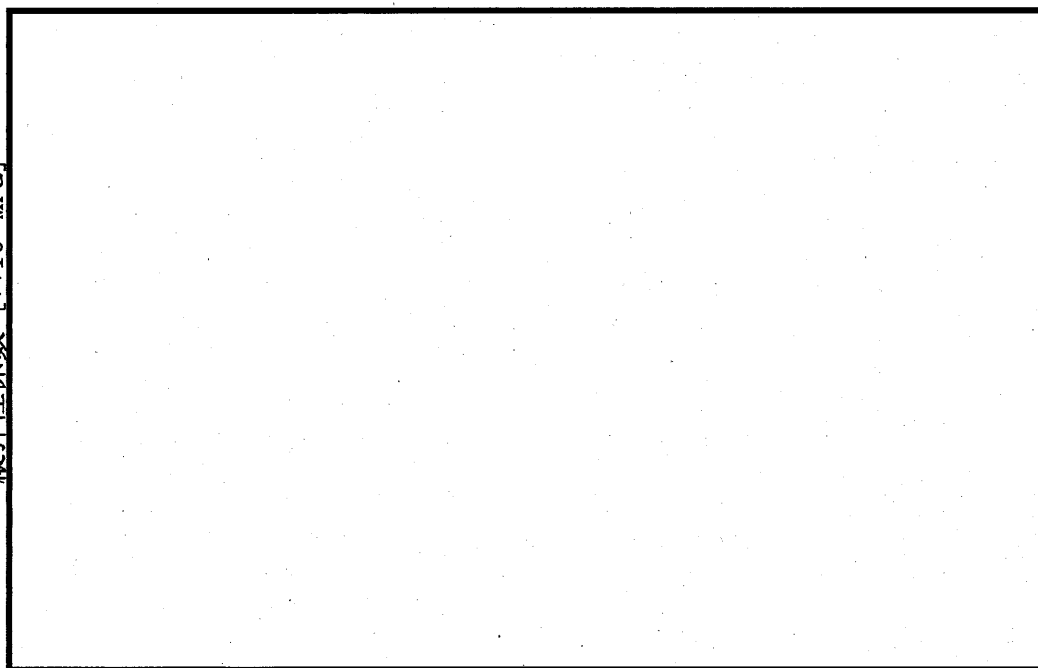
(口)-第 A. 2 図(c-1) 析出硬化系ステンレス鋼()の
温度に対する機械的性質の変化

熱膨張係数 [$\times 10^{-6}$ mm/mm $^{\circ}$ C]



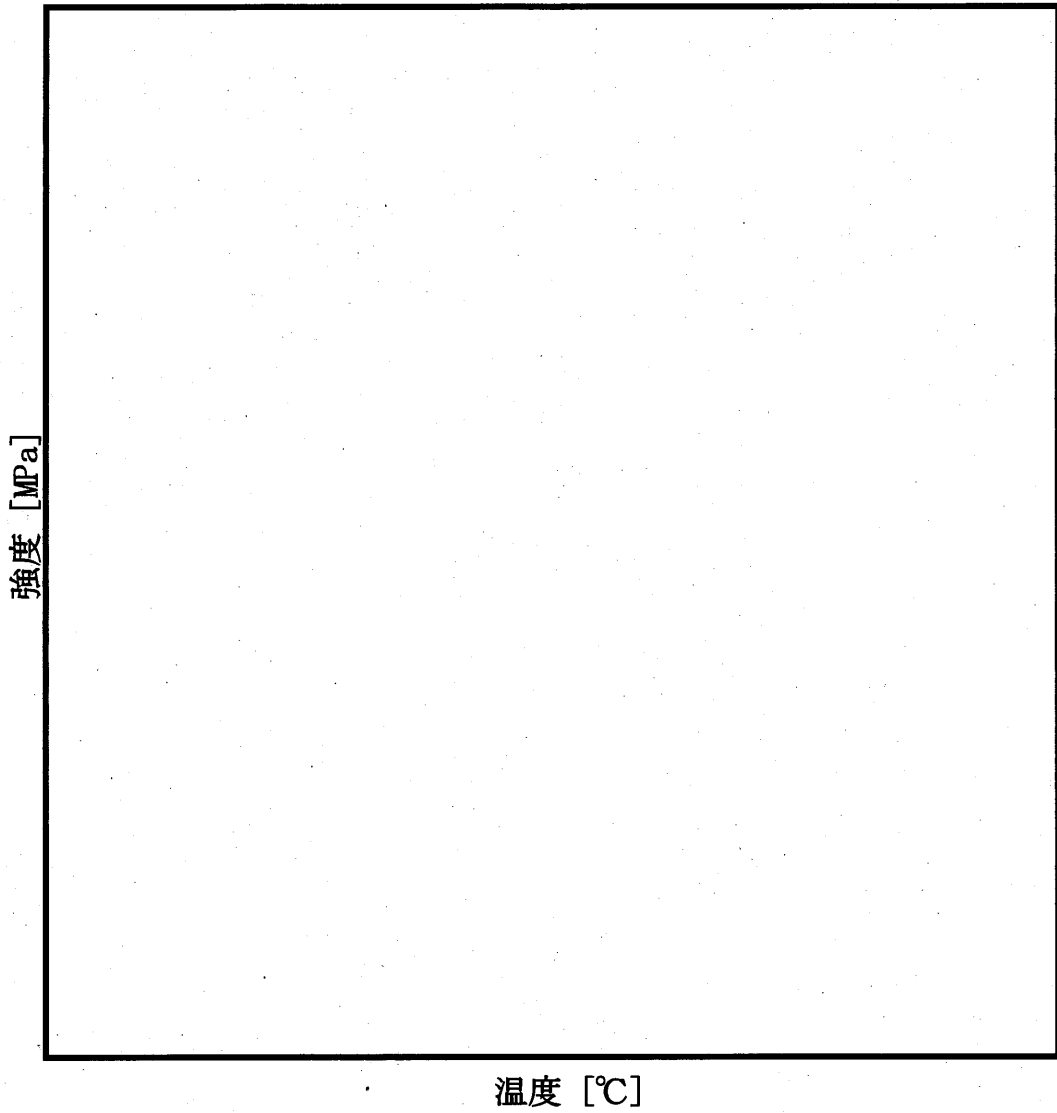
温度 [$^{\circ}$ C]

縦弾性係数 [$\times 10^4$ MPa]

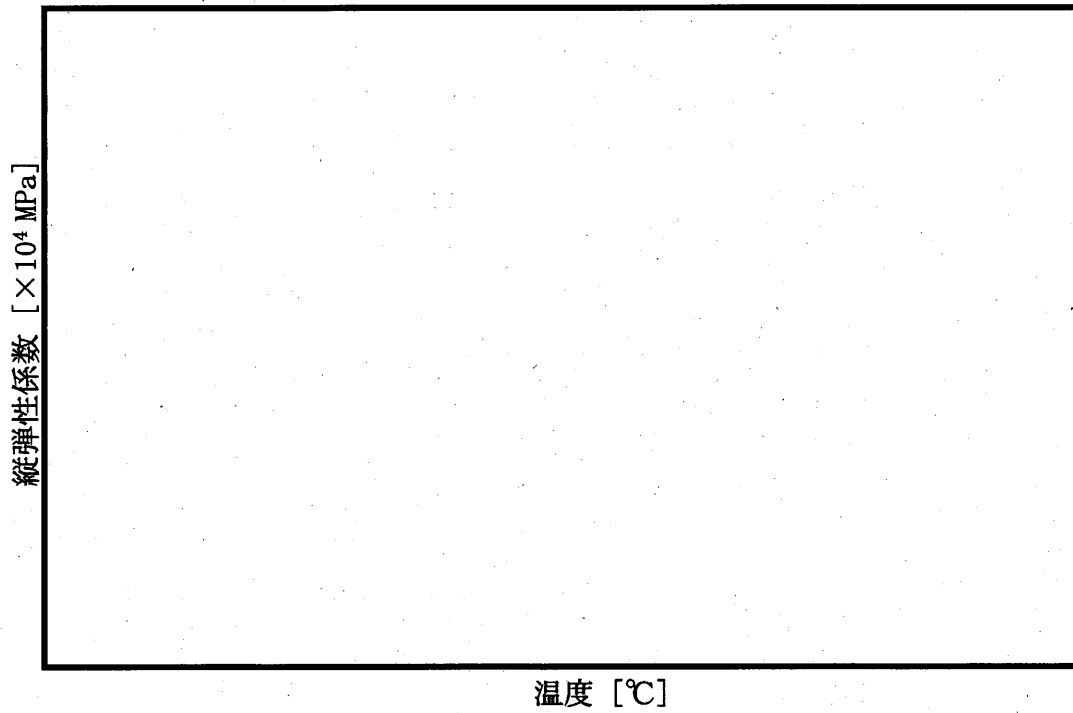
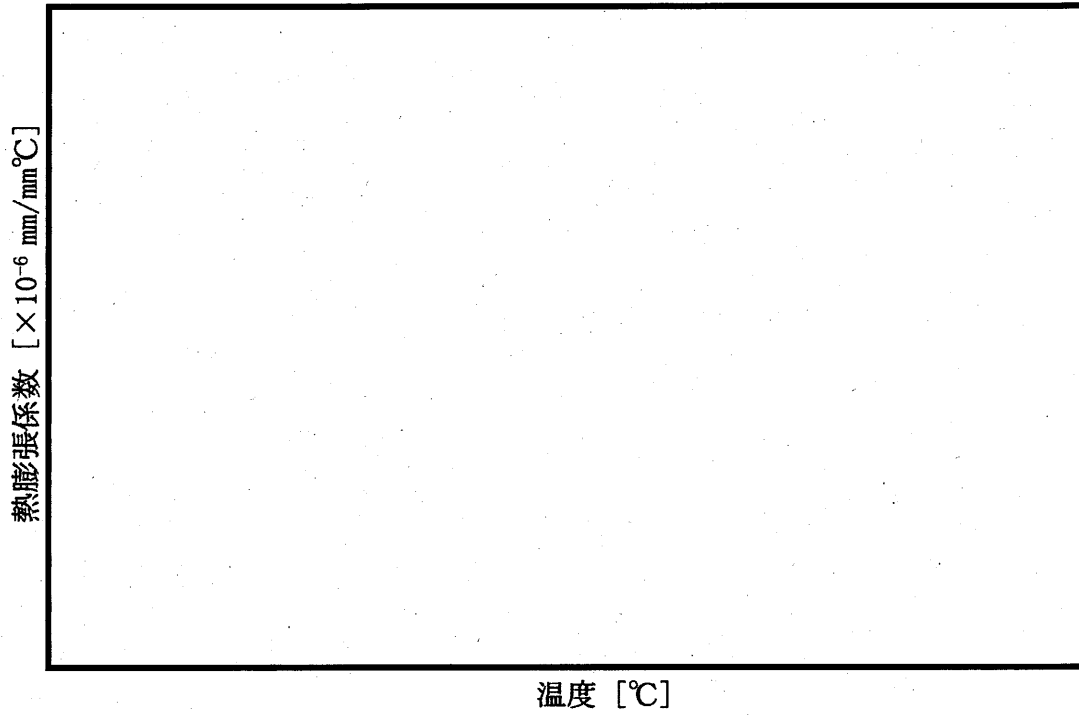


温度 [$^{\circ}$ C]

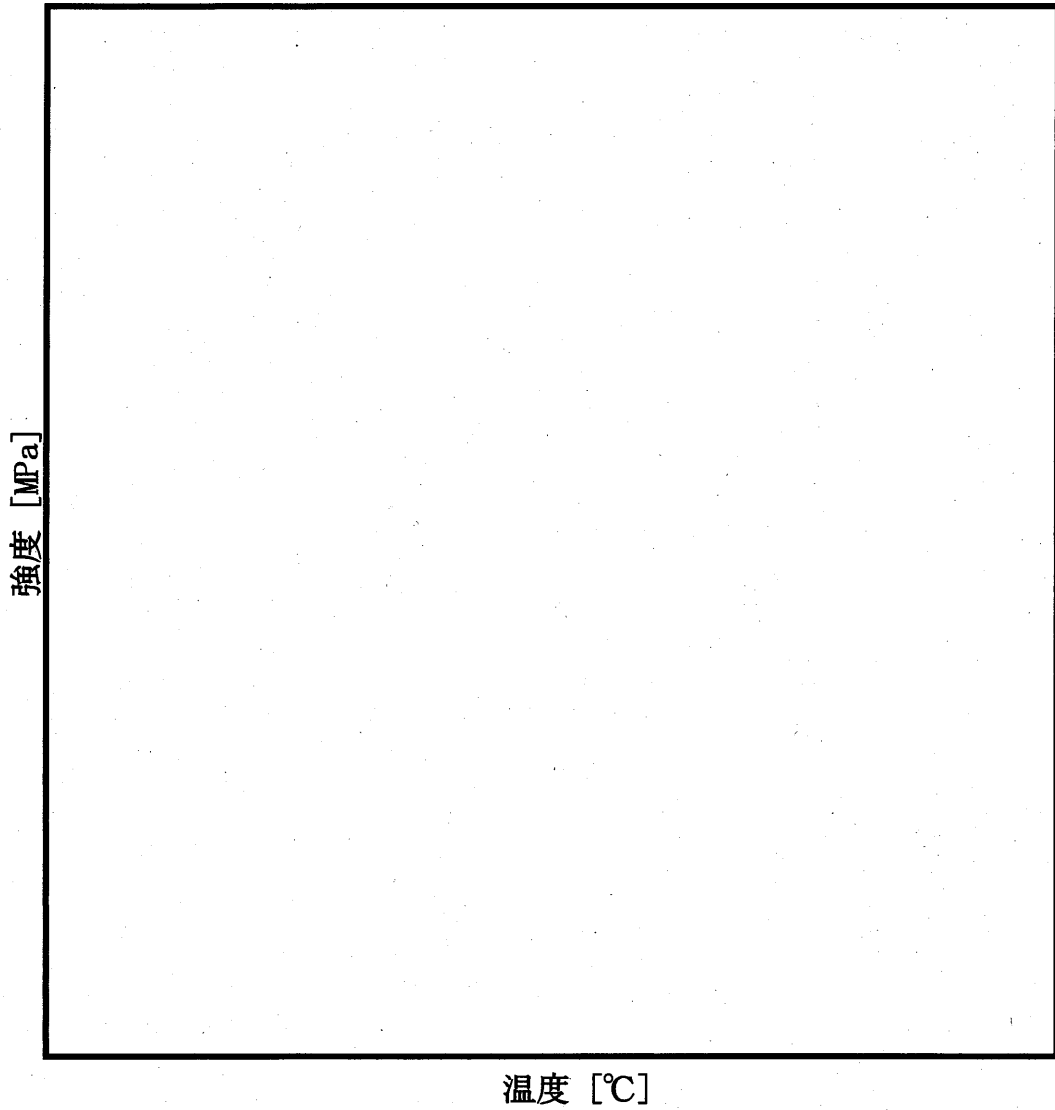
(口)-第 A.2 図(c-2) 析出硬化系ステンレス鋼()の
温度に対する機械的性質の変化



(口)-第 A. 2 図(d-1) 炭素鋼()の温度に対する機械的性質の変化

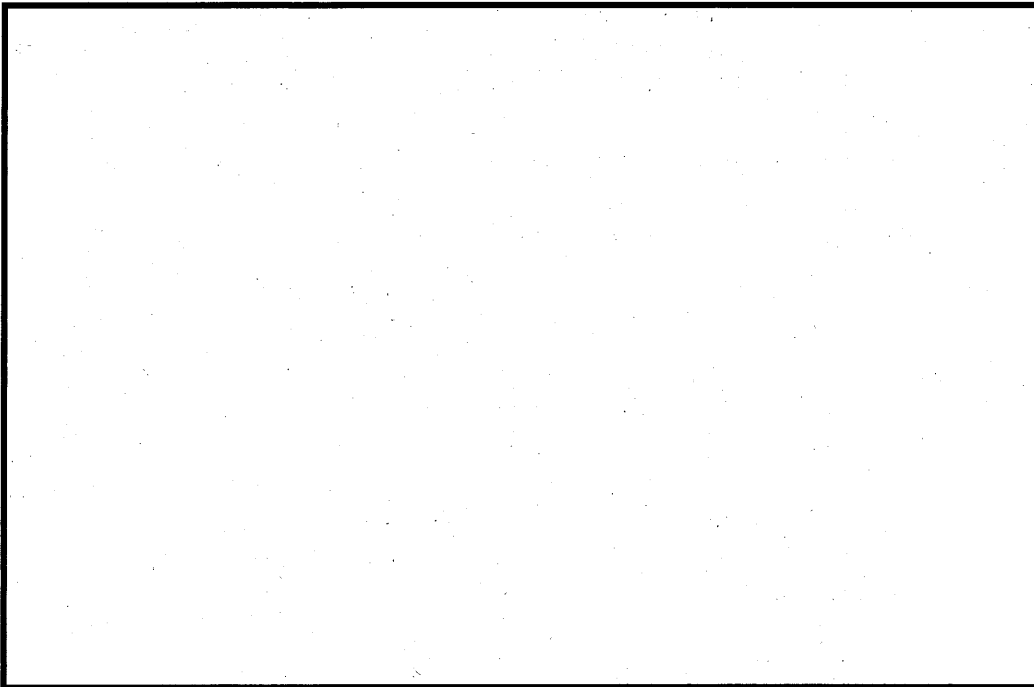


(口)-第 A. 2 図(d-2) 炭素鋼()の温度に対する機械的性質の変化



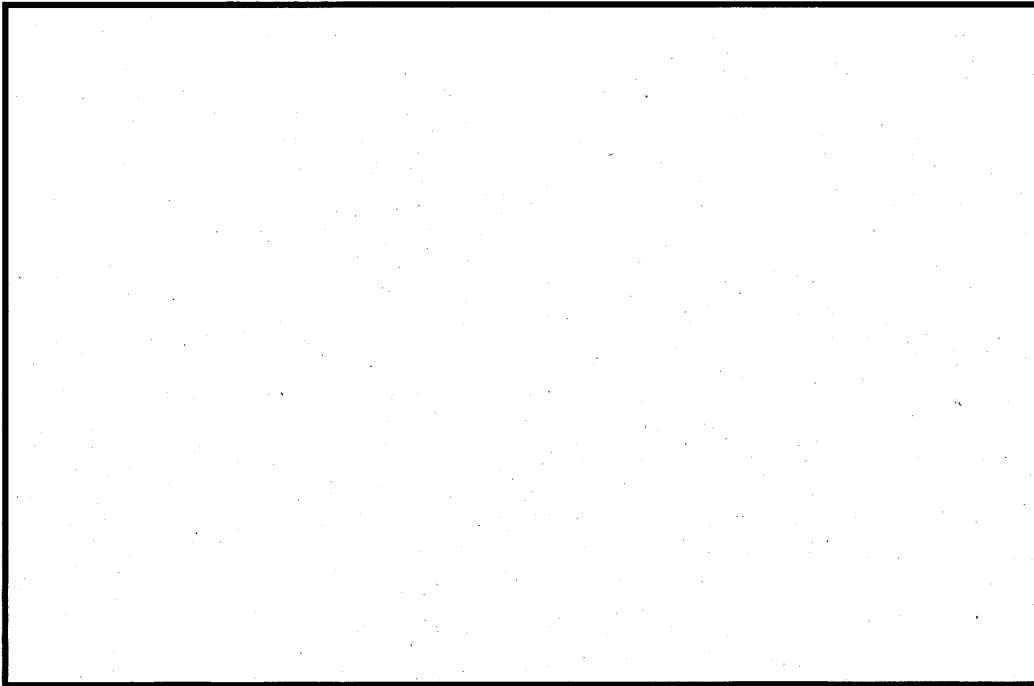
(ロ)-第 A.2 図(e-1) ニッケルクロムモリブデン鋼()の
温度に対する機械的性質の変化

熱膨張係数 [$\times 10^{-6}$ mm/mm/°C]



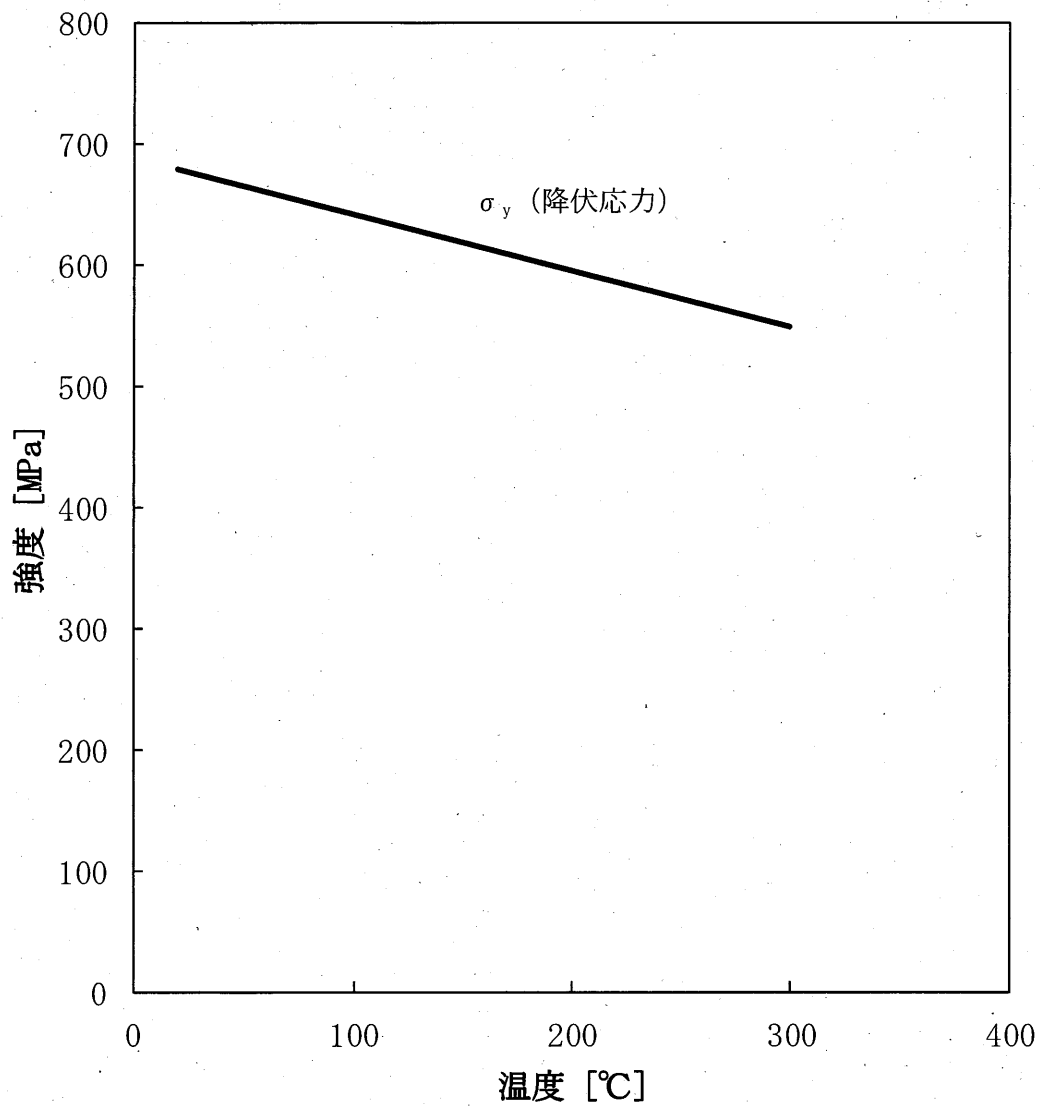
温度 [°C]

縦弾性係数 [$\times 10^4$ MPa]



温度 [°C]

(ロ)-第A.2図(e-2) ニッケルクロムモリブデン鋼()の
温度に対する機械的性質の変化



(口)-第 A. 2 図 (f-1) 燃料被覆管(ジルカロイ-2)の温度に対する機械的性質の変化

A.4 核燃料輸送物の要件

A.4.1 化学的及び電氣的反応

本核燃料輸送物は、(イ)-第 C.1 表に示すとおり化学的に安定した材料を使用している。また核燃料輸送物構成部品が相互に接触する異種材料の一覧を(ロ)-第 A.3 表に示す。

レジン、二次蓋、蓋部中性子遮蔽材カバー、底板、底部サポート、底部中性子遮蔽材カバー、胴、外筒及び上・下端板に密閉されて収納されており、これらの金属と化学的及び電氣的に反応することはない。

一次蓋、二次蓋、三次蓋と各蓋ボルト、金属ガスケット及び O リングの間では、化学的及び電氣的に作用して問題になるような腐食を起こすことはない。

伝熱フィンと胴及び外筒の接合部は、密閉静止した淡水環境における銅が接続した鋼の腐食試験において鋼単独の場合の腐食速度と同程度になることが確認されていること、及びレジンより生じる水分量は限定的であり、レジン充填空間は閉鎖環境にあって酸素が連続的に供給されないことから、異種金属接触による腐食促進の影響は小さく、化学的及び電氣的な反応による腐食の影響はない。

なお、バスケット及び収納物は胴内でヘリウム雰囲気にあるため、バスケット及び収納物に対する化学的影響はない。

(ロ)-第 A.3 表 接触する異種材料の一覧表

材 質	部 位	材 質	部 位
炭素鋼	胴、底板、二次蓋 外筒、上・下部端 板、蓋部中性子遮蔽 材カバー、底部サポ ート	レジン	中性子遮蔽材
ステンレス鋼	トラニオン、底部中 性子遮蔽材カバー		
銅	伝熱フィン		
銅	伝熱フィン	炭素鋼	胴、外筒
ステンレス鋼	トラニオン	炭素鋼	胴、外筒
	底部中性子遮蔽材カ バー		底部サポート
ステンレス鋼 ^{注1)}	フランジ、一次蓋、 二次蓋、三次蓋	ニッケルクロム モリブデン鋼	一次蓋ボルト 二次蓋ボルト 三次蓋ボルト
ステンレス鋼 ^{注1)}	フランジ、一次蓋、 二次蓋	アルミニウム合金	金属ガスケット
ステンレス鋼 ^{注1)}	三次蓋、フランジ	ふっ素ゴム	Oリング
ジルカロイ	チャンネルボックス	ステンレス鋼	バスケット
		ほう素添加 アルミニウム合金	
		アルミニウム合金	
	胴、底板、一次蓋	ステンレス鋼	バスケット
		ほう素添加 アルミニウム合金	
		アルミニウム合金	
ステンレス鋼	緩衝体カバープレ ート、リブ		緩衝材

注1) [] を含む

注2) []

A. 4. 2 低温強度

本核燃料輸送物は、周囲温度 -20°C 以上で使用する。

1. 構成部品の低温特性

(イ)章Cの3に示す本輸送容器の使用材料の低温特性を(ロ)-第A.4表に示す。

同表より明らかなように、最低温度 -20°C において、構成部品は亀裂、破損等の生じるおそれはない。

2. 低温時の強度

構造評価に用いる主要材料及び主要な溶接部は、金属キャスク構造規格の破壊靱性要求を満足するように製造するので、 -20°C において低温脆性破壊を起こすことはない。

蓋ボルト材料は、金属キャスク構造規格 MCM-1300 の破壊靱性要求を満足するように製造するので、 -20°C において低温脆性破壊を起こすことはない。

トランニオン材料は、金属キャスク構造規格 MCM-3300 の破壊靱性要求を満足するように製造するので、 -20°C において低温脆性破壊を起こすことはない。

(ロ)-第 A.4 表 輸送容器使用材料の-20℃における低温特性評価

輸送容器の部品	材 質	評 価	引用、文献、資料
胴、底板、底部サポート 一次蓋蓋板、 二次蓋蓋板	炭素鋼 ()	-20℃において 使用可能	金属キャスク構造規 格
三次蓋蓋板、 底部中性子遮蔽材カバー、 カバープレート、 モニタリングポートカバー プレート、 緩衝体カバープレート、 リブ、 バスケットプレート	ステンレス鋼 ()	-20℃において 使用可能	原子力学会標準 AESJ-SC-F006 : 2013 4)
トラニオン	析出硬化系ステンレス 鋼 ()	-20℃において 使用可能	金属キャスク構造規 格
外筒、上・下部端板 蓋部中性子遮蔽材カバー	炭素鋼 ()	-20℃において 使用可能	原子力学会標準 AESJ-SC-F006 : 2013
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブ デン鋼 ()	-20℃において 使用可能	同上
中性子吸収及び伝熱プレー ト	ほう素添加アルミニウ ム合金 ()	-20℃において 使用可能	メーカー資料 ⁵⁾
伝熱プレート	アルミニウム合金 ()	-20℃において 使用可能	ASME SECTION II, PART D (METRIC), 2013
伝熱フィン	銅 ()	-20℃において 使用可能	原子力学会標準 AESJ-SC-F006 : 2013
金属ガスケット	アルミニウム合金 ニッケル基合金	-20℃において 使用可能	メーカー資料 ⁶⁾
Oリング	ふっ素ゴム	-20℃において 使用可能	原子力学会標準 AESJ-SC-F006 : 2013
中性子遮蔽材	レジン ()	-20℃で亀裂、 破損なし	ゴム技術の基礎 ⁷⁾
緩衝体緩衝材	()	-20℃で強度低 下なし ^{注)}	木材工業ハンドブッ ク ⁸⁾

注) 緩衝体緩衝材の木材 () は、-20℃では常温に対して強度が24~30%上昇する。木材温度が低くなると木材の強度は上昇するため、一般の試験条件における0.3m自由落下試験及び特別の試験条件における9m落下試験での衝撃加速度は常温に比べて大きくなるが、本核燃料輸送物のABAQUS解析における設計加速度に包絡される。したがって核燃料輸送物の構造上の健全性が損なわれることはない。

A. 4. 3 密封装置

輸送容器の三次蓋、三次蓋ボルトは、通常の輸送時には(イ)-第 C. 2 図に示すように上部緩衝体で覆われており、かつ がされているので不用意に開けられることはない。

A. 4. 4 吊上装置

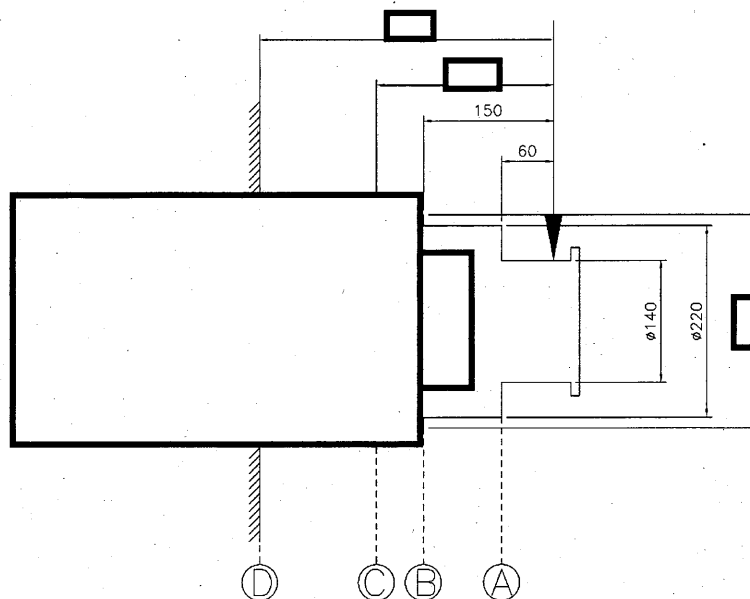
輸送容器の吊上装置は、(イ)-第 C. 5 図及び(イ)-第 C. 6 図に示す位置に取り付けられているトラニオンであり、その構造は、(イ)-第 C. 7 図に示すとおりである。トラニオンは、トラニオン自体のねじにより容器に取り付けられている。垂直吊りは上部トラニオンにより行われ、上部トラニオンと同一形状の下部トラニオンは輸送架台上で輸送容器を縦起こし、又は横倒しする際の支点となり、上部トラニオン以上の荷重が下部トラニオンには作用しない。一方、水平吊りは上部及び下部トラニオンにより行われる。したがって、垂直吊りにおいて荷重は最大となるので、垂直吊りの上部トラニオンの評価を行う。

構造解析では、各トラニオンの温度を °C として評価する。

A. 4. 4. 1 応力評価

1. トラニオン本体

トラニオンの解析モデル図を(ロ)-第 A. 3 図に示す。



(単位 : mm)

(ロ)-第 A. 3 図 吊上げ用トラニオン解析モデル図

核燃料輸送物吊上重量は(イ)章 C の 5 に示すように垂直吊り時(緩衝体なし)は、120.2 トン以下である。垂直吊り時には2個のトラニオンを使用するので、1 個のトラニオンに作用する荷重 F(N)は、次式により求められる。

$$F = \frac{W \cdot a \cdot g}{n}$$

ここで、

F : 垂直吊り時のトラニオン1 個に作用する荷重(N)

W : 容器の重量(垂直吊り時)= 1.202×10^5 (kg)

a : 安全係数=3(-)⁹⁾

g : 重力加速度=9.80665(m/s²)

n : トラニオンの数=2(-)

したがって、

$$F = \frac{1.202 \times 10^5 \times 3 \times 9.80665}{2}$$
$$= 1.77 \times 10^6 \text{ (N)}$$

となる。

(1) 曲げ応力

(ロ)-第 A.3 図に示すトラニオンの断面に発生する曲げ応力 σ_b (MPa)は、次式で与えられる。

$$\sigma_b = \frac{M \cdot C}{I}$$

$$M = F \cdot X$$

ここで、

M : 曲げモーメント(N・mm)

F : 最大荷重(N)

X : モーメントアーム(mm)

C : 中立軸からの距離(mm)

I : 断面二次モーメント(mm⁴)

ここで、

$$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4)$$

d_o : トラニオン外径(mm)

d_i : トラニオン内径(mm)

(2) せん断応力

(ロ)-第 A.3 図に示すトラニオンの断面に発生するせん断応力 τ (MPa) は、次式で与えられる。

$$\tau = \frac{F}{A}$$

$$A = \frac{\pi}{4} \cdot (d_o^2 - d_i^2)$$

(3) 応力強さ

上記の曲げ応力 σ_b とせん断応力 τ による応力強さ S (MPa) は、次式で与えられる。

$$S = \sqrt{\sigma_b^2 + 4\tau^2}$$

各評価断面の計算条件と計算結果を、(ロ)-第 A.5 表に示す。

(ロ)-第 A.5 表 トラニオン本体の応力計算条件及び計算結果

評価位置	最大荷重 : F (N)	モーメント アーム : X (mm)	中立軸からの 距離 : C (mm)	トラニオン 外径 : d _o (mm)	トラニオン 内径 : d _i (mm)
断面④	1.77×10 ⁶	60			
断面③	1.77×10 ⁶	150			
断面②	1.77×10 ⁶				
断面①	1.77×10 ⁶				

評価位置	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : S _y (MPa)	余裕率 MS (-)
断面④			456	645 (<input type="text"/>)	0.41
断面③			374		0.72
断面②			446		0.44
断面①			382		0.68

2. トラニオン接続部

トラニオン接続部であるトラニオンおねじ部及び胴めねじ部には、吊上時の荷重によりせん断応力が生じる。

おねじ部及びめねじ部の材料のせん断応力は、次式で与えられる。

$$\tau_1 = \frac{H_1}{W_1 \cdot n}$$

$$H_1 = \frac{F \cdot X}{\frac{\pi}{4} \cdot D_c^2}$$

$$W_1 = 0.75 \cdot P$$

$$S_1 = 2 \cdot \tau_1$$

$$\tau_2 = \frac{H_2}{W_2 \cdot n}$$

$$H_2 = \frac{F \cdot X}{\frac{\pi}{4} \cdot d_c^2}$$

$$W_2 = 0.875 \cdot P$$

$$S_2 = 2 \cdot \tau_2$$

ここで、

τ_1 : おねじ部せん断応力 (MPa)

H_1 : おねじ部に作用する周方向単位長さ当たりの最大せん断力 (N/mm)

W_1 : おねじ部 1 山当たりのせん断長さ (mm)

S_1 : おねじ部応力強さ (MPa)

τ_2 : めねじ部せん断応力 (MPa)

H_2 : めねじ部に作用する周方向単位長さ当たりの最大せん断力 (N/mm)

W_2 : めねじ部 1 山当たりのせん断長さ (mm)

S_2 : めねじ部応力強さ (MPa)

F: トラニオンに作用するせん断荷重 (N)

X: モーメントアーム (mm) ((口)-第 A. 4 図参照)

D_c : めねじ内径 (mm)

d_c : おねじ呼び径 (mm)

P: ねじピッチ (mm)

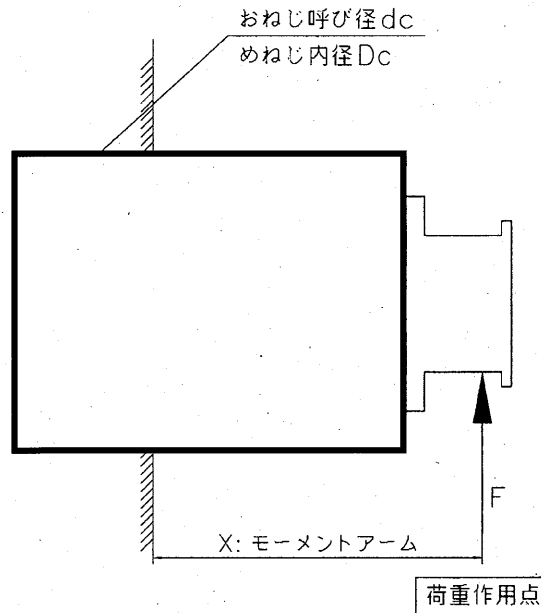
n: ねじ山数 (-)

各断面の計算条件と計算結果を(口)-第 A. 6 表に示す。

(ロ)-第 A. 6 表 トラニオン接続部の応力計算条件及び計算結果

評価位置	最大荷重 : F(N)	モーメント アーム : X(mm)	めねじ 内径 : D _c (mm)	おねじ 呼び径 : d _c (mm)	ねじ ピッチ : P(mm)	ねじ山数 : n(-)
おねじ部 []	1.77×10 ⁶					
めねじ部 []	1.77×10 ⁶					

評価位置	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : S _y (MPa)	余裕率 MS (-)
おねじ部 []		201	645	2.20
めねじ部 []		165	183	0.10



(ロ)-第 A. 4 図 トラニオン接続部に作用する荷重

A.4.4.2 トラニオンの疲労評価

上部トラニオンは垂直吊り、水平吊り時ともに荷重が作用する。また、発生応力は垂直吊り時で最大となる。したがって、垂直吊り時の応力をベースに解析する。

トラニオン段付き部及びねじ部の応力について、応力集中を考慮し、繰返しピーク応力強さによる許容繰返し回数と使用計画回数を比較して評価を行う。

1. 繰返しピーク応力強さ

繰返しピーク応力強さ S_a (MPa) は、次式で求める。

$$S_a = \frac{1}{2} \cdot S \cdot K_t \cdot K_r \cdot \frac{E_0}{E_t}$$

ここで、

S_a : 繰返しピーク応力強さ (MPa)

S : 応力強さ (垂直吊り時) (MPa)

K_t : 疲労強度減少係数又は応力集中係数 (-)

K_r : 表面粗さによる応力集中係数 (-)

E_0 : 設計疲労線図の基本縦弾性係数 (MPa)

E_t : 材料の使用温度における縦弾性係数 (MPa)

トラニオン段付き部の応力集中係数は、段付き部の応力集中係数線図¹⁰⁾より(ロ)-第A.7表に示すように与えられる。また、ねじ部の疲労強度減少係数は、金属キャスク構造規格より4.0とする。

(ロ)-第A.7表 トラニオン段付き部の応力集中係数

評価位置	丸み半径 : r (mm)	小径部 : d (mm)	大径部 : D (mm)	r/d	D/d	応力集中 係数 : K_t (-)
断面A						
断面B						
断面C						
断面D	ねじ部の疲労強度減少係数を適用					4.0

(1) トラニオンに作用する荷重

トラニオンに作用する荷重 $F(N)$ は、疲労評価については実際に作用する荷重をベースとし、クレーン構造規格¹¹⁾より想定される荷重係数を用いて、次式で求める。

$$F = \frac{W \cdot a \cdot g}{n}$$

ここで、

F : トラニオンに作用する荷重(N)

W : 容器の重量(垂直吊り時)= 1.202×10^5 (kg)

a : 荷重係数=1.3(-)

g : 重力加速度=9.80665(m/s²)

n : トラニオンの数=2(-)

したがって、

$$F = 7.66 \times 10^5 (N)$$

(2) 繰返しピーク応力強さ

繰返しピーク応力強さ S_s (MPa) は、(ロ)章 A. 4. 4. 1 と同様に求めた応力強さ S を用いて求める。

各断面の計算条件及び評価結果を、(ロ)-第 A. 8 表に示す。

(ロ)-第A.8表 トラニオン本体及びトラニオン接続部の繰返しピーク応力強さ

計算条件及び計算結果.

評価位置	最大荷重 : F (N)	モーメント アーム : X (mm)	中立軸からの 距離 : C (mm)	トラニオン 外径 : d_o (mm)	トラニオン 内径 : d_i (mm)
断面④	7.66×10^5	60			
断面⑤	7.66×10^5	150			
断面⑥	7.66×10^5				
断面⑦	7.66×10^5				

評価位置	応力強さ : S (MPa)	応力集中係数 又は疲労強度 減少係数 : K_r (-)	表面粗さ による応力 集中係数 ¹²⁾ : K_r (-)	設計疲労線 図の基本縦 弾性係数 ¹²⁾ : E_0 (MPa)	縦弾性係数 : E_t (MPa)	繰返し ピーク 応力強さ : S_a (MPa)
断面④						
断面⑤						
断面⑥						
断面⑦						

評価位置	最大荷重 : F (N)	モーメント アーム : X (mm)	めねじ 内径 : D_e (mm)	おねじ 呼び径 : d_c (mm)	ねじ ピッチ : P (mm)	ねじ山数 : n (-)
おねじ部 (<input type="text"/>)	7.66×10^5					
めねじ部 (<input type="text"/>)	7.66×10^5					

評価位置	応力強さ : S (MPa)	疲労強度 減少係数 : K_t (-)	表面粗さ による応力 集中係数 : K_r (-)	設計疲労 線図の基本 縦弾性係数 : E_0 (MPa)	縦弾性係数 : E_t (MPa)	繰返し ピーク 応力強さ : S_a (MPa)
おねじ部 (<input type="text"/>)						
めねじ部 (<input type="text"/>)						

2. 許容繰返し回数

設計疲労曲線^{1), 12)}より、許容繰返し回数 N_0 は以下となる。

トラニオン本体 断面㊸ : 1.5×10^6 (回)

// 断面㊹ : 7.1×10^6 (回)

// 断面㊺ : 7.4×10^5 (回)

// 断面㊻ : 1.6×10^4 (回)

トラニオン接続部(おねじ部) : 3.2×10^6 (回)

トラニオン接続部(めねじ部) : 6.4×10^4 (回)

3. 使用計画回数

本吊上装置の使用計画回数 N_c は次のようになる。

輸送容器輸送回数 : 10(回)

輸送時吊上回数 : 20(回)(輸送ごと)

ここで、

$$N_c = 10 \times 20 = 200 \text{ (回)}$$

となる。

4. まとめ

使用計画回数は許容繰返し回数を十分下回っており、トラニオンは十分な疲労強度を有している。

以上より、トラニオンの疲労破壊が生じるおそれはない。

A. 4.5 固縛装置

本核燃料輸送物は、(イ)-第 C. 3 図に示すように、上部及び下部のトラニオンを使用して輸送架台に固定される。

上下方向及び左右方向の荷重は上部トラニオン及び下部トラニオンが支え、前後方向の荷重を支持するのは下部トラニオンである。

固縛装置の荷重条件として、前後及び上下に各 $2g$ の加速度が作用し、左右方向に $1g$ の加速度が作用する場合を考える。また、下方向は自重を考慮し $3g$ の加速度が作用すると考える。

1. トラニオンに作用する荷重

各トラニオンに作用する荷重は、(ロ)-第 A. 5 図に示す荷重状態図から、次のように与えられる。

$$F_v = \frac{b}{a+b} \cdot V$$

$$R_v = \frac{a}{a+b} \cdot V$$

$$R_L = H$$

$$F_T = \frac{b}{a+b} \cdot L$$

$$R_T = \frac{a}{a+b} \cdot L$$

ここで、

F_v : 上部トラニオンに作用する上下方向荷重(N)

R_v : 下部トラニオンに作用する上下方向荷重(N)

F_L : 上部トラニオンに作用する前後方向荷重(N)

R_L : 下部トラニオンに作用する前後方向荷重(N)

F_T : 上部トラニオンに作用する左右方向荷重(N)

R_T : 下部トラニオンに作用する左右方向荷重(N)

V : 上下方向慣性力

$$= 1.326 \times 10^5 \times 2 \times 9.80665 = 2.60 \times 10^6 \text{ (N) (上方向)}$$

$$= 1.326 \times 10^5 \times 3 \times 9.80665 = 3.90 \times 10^6 \text{ (N) (下方向)}$$

H : 前後方向慣性力

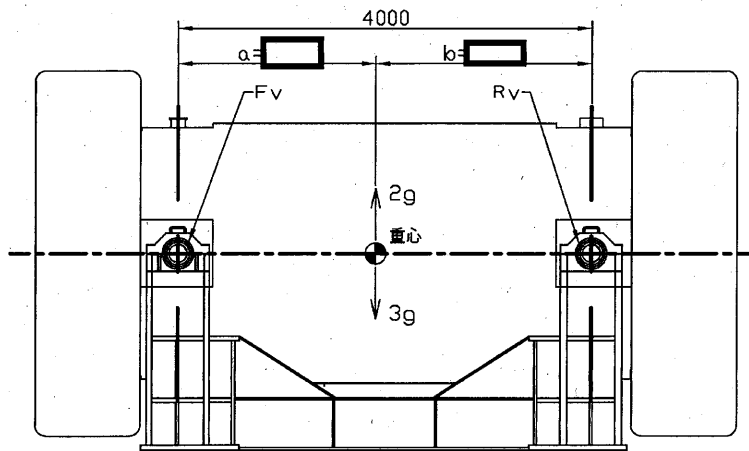
$$= 1.326 \times 10^5 \times 2 \times 9.80665 = 2.60 \times 10^6 \text{ (N)}$$

L : 左右方向慣性力

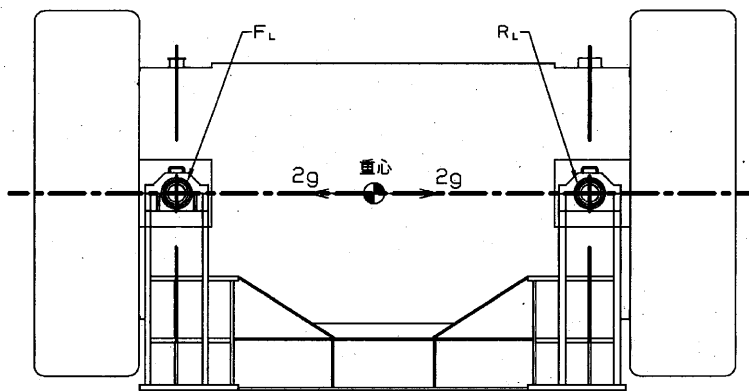
$$= 1.326 \times 10^5 \times 9.80665 = 1.30 \times 10^6 \text{ (N)}$$

a : 重心から上部トラニオン中心までの距離= (mm)

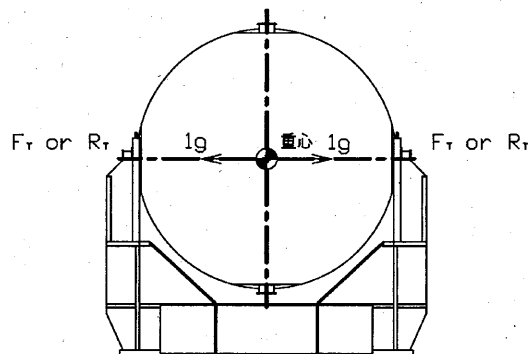
b : 重心から下部トラニオン中心までの距離= (mm)



(a) 上下方向に加速度が作用する場合



(b) 前後方向に加速度が作用する場合



(c) 左右方向に加速度が作用する場合

(単位：mm)

(ロ)-第 A.5 図 各方向に加速度が作用する場合のトラニオンに作用する荷重

(ロ)-第 A.9 表に、以上の式を用いて求めた各方向の荷重を示す。

左右の加速度による荷重はトラニオン本体に直接作用しないので、評価を除外する。

(ロ)-第 A.9 表 トラニオンに作用する荷重

(単位：×10⁶N)

加速度方向 ^{注1)}	上部側			下部側		
	F _V	F _L	F _T	R _V	R _L	R _T
上 (2g)						
下 (3g)						
前後 (2g) ^{注2)}		0			2.60	
左右 (1g)						

注 1) F_V、R_V：垂直方向荷重

F_L、R_L：容器軸方向荷重

F_T、R_T：容器軸に直角な水平方向荷重

注 2) 上部側のトラニオン受けはスライド機構となっているので上部トラニオンに前後方向の荷重は作用しない。

2. トラニオン本体

トラニオン本体には、下方向荷重 R_V と前後方向荷重 R_L の合成荷重 F(N) が作用する。(ロ)-第 A.9 表に示すように、下部トラニオンの方が荷重が大きいため、下部トラニオンのみ評価する。

$$F = \sqrt{R_V^2 + R_L^2} / n$$

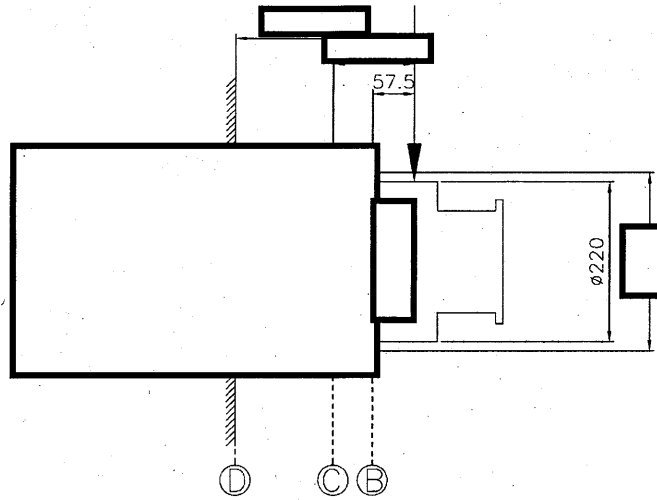
$$= \text{ } (N)$$

ここで、

n：荷重を受け持つトラニオンの数=2

(1) 応力評価

(ロ)-第 A.6 図に示す断面○に最大曲げ応力が生じる。曲げ応力 σ_b(MPa)、せん断応力 τ (MPa) 及び応力強さ S (MPa) は、吊上装置に対する強度評価と同様に求められる。計算条件と計算結果を、(ロ)-第 A.10 表に示す。



(単位：mm)

(ロ)-第 A. 6 図 輸送架台固縛状態解析モデル図

(ロ)-第 A. 10 表 トラニオン本体の応力計算条件及び計算結果

評価位置	最大荷重 : F (N)	モーメント アーム : X (mm)	中立軸から の距離 : C (mm)	トラニオン 外径 : d_o (mm)	トラニオン 内径 : d_i (mm)
断面◎					
評価位置	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	許容応力 : S_y (MPa)	余裕率 MS (-)
断面◎			267	645 (140°C)	1.41

3. トラニオン接続部

吊上装置に対する強度評価において十分裕度を有するため、評価を省略する。

A. 4.6 圧力

本核燃料輸送物の一般の試験条件下での最大内圧は 0.0785MPa(絶対圧)であり、外気圧が 60kPa(0.060MPa)まで低下した場合には、差圧は 0.0185MPaG となる。また、胴、二次蓋と三次蓋に囲まれた空間(以下「二三次蓋間」という。)の最大内圧は MPa(絶対圧)であり、外気圧が 60kPa(0.060MPa)まで低下した場合には、差圧は MPaG となる。

後述するように、一般の試験条件の熱的試験において、胴内と外気圧との差圧を 0.101325MPaG、二三次蓋間の最大内圧と外気圧との差圧を MPaG とした条件下で構造健全性が維持され、亀裂、破損等の生じるおそれはないこと及び 0 リング取り付け位置での相対口開き変形量が 0 リングの初期締付代より小さいことを確認していることから、上記の圧力降下が生じた場合にも核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。

A. 4.7 振動

本輸送容器は、(イ)章 C の 1 で述べたように、固縛装置によって 2 箇所て輸送架台に固定されている((イ)-第 C.3 図参照)。本核燃料輸送物を(ロ)-第 A.7 図のとおり両端支持の梁と考えると、核燃料輸送物の n 次の固有振動数 f_n は、次式で示される¹³⁾。

$$f_n = \frac{\lambda^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I \cdot g}{w}}$$

ここで、

λ : 境界条件と振動形によって決まる無次元定数(-)

E : 縦弾性係数(MPa)

I : 振動面に直交する断面主軸に関する断面二次モーメント(mm⁴)

L : 輸送容器支持間長さ(mm)

g : 重力加速度(mm/s²)

w : 単位長さ当たりの重量(N/mm)

ここで、

$$w = W' \times 9.80665/L'$$

W' : 核燃料輸送物重量(kg)

L' : 容器本体全長(mm)

また、断面二次モーメントとしては胴のみを考えると、

$$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_2^4 - d_1^4)$$

ここで、

d_2 : 胴外径 (mm)

d_1 : 胴内径 (mm)

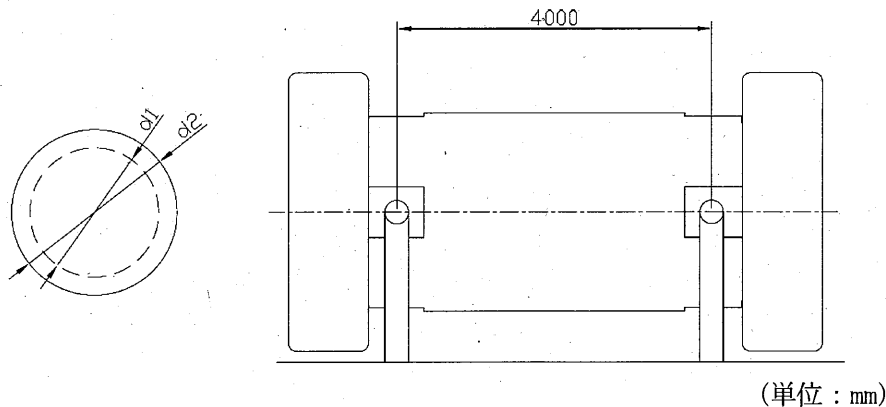
ここで、最も振動数の低い一次の固有振動数を計算する。 $\lambda = \pi$ (両端支持の一次固有振動に対する定数)として、計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 11 表に示す。一方、輸送中の振動により核燃料輸送物に作用する励振力の振動数域は大部分が 10Hz 以下であり、十分離れた固有振動数を有しているため、励振力による核燃料輸送物の応答増幅の影響はなく、輸送中の振動による荷重は(ロ)章 A. 5. 3 の一般の試験条件の 0. 3m 自由落下試験に包絡されることから、核燃料輸送物は予想される振動等によって亀裂、破損等の生じるおそれはない。

また、三次蓋は振動等により緩まないよう、(ロ)章 A. 4. 5 にて考慮した左右方向加速度 1g と下方向加速度 3g による三次蓋の慣性力 \square N より十分大きい摩擦力 \square N が生じるようにボルトによって強固に締め付けられており、振動等によって緩むことはない。

(ロ)-第 A. 11 表 固有振動数計算条件及び計算結果

項目	無次元定数 : λ (-)	縦弾性係数 : E (MPa)	胴外径 : d_2 (mm)	胴内径 : d_1 (mm)	輸送容器支持間長さ : L (mm)
数値等	3. 14	\square	\square	\square	4, 000

項目	核燃料輸送物 総重量 : W' (kg)	重力加速度 : g (mm/s ²)	容器全体全長 : L' (mm)	固有振動数 : f_n (Hz)
数値等	$1. 326 \times 10^5$	9, 806. 65	5, 331	214



(ロ)-第 A. 7 図 輸送容器振動解析モデル図

A. 4. 8 核燃料輸送物の要件に対する評価結果の要約

以上の結果より、通常の輸送時における核燃料輸送物の要件に対する評価結果の要約を(口)-第A. 12表に示す。

(口)-第A. 12表 核燃料輸送物の要件に対する評価結果の要約(1/2)

条件	解析及びその詳細	解析基準	解析基準値	解析結果等	余裕率等 MS (-)
通常の輸送条件	・化学的及び電気的反応 化学的反応 電気的反応	反応のないこと	-	反応なし	基準に合致
		反応のないこと	-	反応なし	基準に合致
	・低温強度 構成部品の低温特性	-20℃での亀裂、破損のないこと	-	亀裂、破損なし	基準に合致
	低温時の強度	低温脆化温度	-20℃	-20℃では低温脆化なし	基準に合致
	・密封装置の誤操作による開放の可能性 三次蓋	可能性がないこと	-	可能性なし	基準に合致
	・吊上装置 1. 応力評価 1) トラニオン本体 2) トラニオン接続部	S _y S _y	645MPa 183MPa	456MPa 165MPa	0.41 0.10

(ロ)-第A.12表 核燃料輸送物の要件に対する評価結果の要約(2/2)

条件	解析及びその詳細	解析基準	解析基準値	解析結果等	余裕率等 MS (-)
通常 の 輸 送 条 件	2. 疲労評価				
	1) トラニオン本体	許容繰返し回数以下であること	許容繰返し回数 1.6×10^4 回	使用計画回数 200回	基準に合致
	2) トラニオン接続部	許容繰返し回数以下であること	許容繰返し回数 6.4×10^4 回	使用計画回数 200回	基準に合致
	・固縛装置				
	1) トラニオン本体	S_y	645MPa	267MPa	1.41
	・圧力	密封性が維持されること		良	基準に合致
・振動	共振しないこと		固有振動数(214Hz)と輸送による振動数(10Hz)の差が大であり、核燃料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、一般の試験条件の0.3m自由落下事象に包絡されることから、核燃料輸送物に亀裂、破損等の生じるおそれはない。		
	蓋を取り付けている蓋ボルトが緩まないこと		蓋ボルトは振動等により緩まないよう、強固に締め付けられており、振動等によって蓋ボルトが緩むことはない。		

A.5 一般の試験条件

A.5.1 熱的試験

A.5.1.1 温度及び圧力の要約

1. 温度

一般の試験条件下における核燃料輸送物各部の温度分布は、(ロ)章 B の熱解析から求まる。各部位の最高温度と解析基準値として定める温度を、(ロ)-第 A.13 表に示す。

(ロ)-第 A.13 表 一般の試験条件下における最高温度の要約

(単位：℃)

部 位	熱解析結果	解析基準値設定温度
胴、フランジ	129	
底板	131	
一次蓋	103	
二次蓋	101	
三次蓋	97	
一次蓋ボルト	103	
二次蓋ボルト	101	
三次蓋ボルト	97	
外筒	104	
蓋部中性子遮蔽材カバー	100	
底部中性子遮蔽材カバー	110	
トランニオン	129	
バスケット	226	
燃料被覆管	248	

2. 圧力

(ロ)章 B. の熱解析から求まる一般の試験条件下における輸送容器各部の圧力及び構造解析で使用する圧力を(ロ)-第 A. 14 表に示す。

(ロ)-第 A. 14 表 一般の試験条件下における熱解析結果の要約と評価

項目	熱解析結果	構造解析使用圧力	圧力設定方法
胴内圧	0.0785MPa (-0.0229MPaG)	0.0MPa (-0.101325MPaG)	内外圧差が最大となるように最低圧(真空)を仮定
一二次蓋間 ^{注)} 圧力			内外圧差が最大となるように熱解析結果に余裕を取った値を使用
二三次蓋間圧力			三次蓋に対して安全側となるように熱解析結果に余裕を取った値を使用

注) 胴、一次蓋及び二次蓋に囲まれた空間をいう。

なお、蓋部における中性子遮蔽材充填空間については、長期貯蔵後の中性子遮蔽材の劣化に伴う圧力上昇を考慮して、MPaG (MPa) とする。蓋部における中性子遮蔽材充填空間は外気から隔離されている密封系であり、中性子遮蔽材は製造時の雰囲気温度が常温である条件下で充填され、充填後に圧力が開放されることはないため、最低温度を常温として設定した圧力は妥当である。

側部及び底部における中性子遮蔽材充填空間については、長期貯蔵後の中性子遮蔽材の劣化に伴う圧力上昇を考慮して、側部をMPaG (MPa)、底部をMPaG (MPa) とする。側部及び底部中性子遮蔽材充填空間の圧力は輸送前の保守により圧力が開放される。この圧力は、圧力開放時の周囲温度が-20℃であった場合、温度上昇により圧力開放時の周囲温度が 20℃であった場合に比べて側部中性子遮蔽材空間で最大 14%、底部中性子遮蔽材空間で最大 13%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。

A. 5. 1. 2 熱膨張

輸送容器には熱膨張により応力が発生する。発生応力の計算は(ロ)章 A. 5. 1. 3 に示す。

なお、本核燃料輸送物は周囲温度 $-20\sim 38^{\circ}\text{C}$ の温度範囲において使用するが、当該温度範囲における核燃料輸送物の各部品の熱膨張に伴う寸法変化は十分に小さく、最も熱膨張の差の大きいバスケットと胴においてバスケットの最大公差及び保守的に -20°C を起点とした熱膨張を考慮した場合でも隙間が 0.1mm 以上あり部品同士の干渉は生じないため、周囲温度の変化により、亀裂、破損等の生じるおそれはない。

A. 5. 1. 3 応力計算

1. 容器本体

本項では、一般の試験条件下における容器本体(本体(胴、底板、外筒及び底部中性子遮蔽材カバー)、一次蓋、二次蓋(蓋板及び蓋部中性子遮蔽材カバー)、三次蓋及び蓋ボルトからなる構造体をいう。)各部の応力計算を行う。(ロ)章 B. 4. 2 に示す温度分布及び輸送容器に作用する圧力を荷重条件とし、解析は有限要素法による ABAQUS コードを用いて行う。

(1) 解析モデル

解析モデルとして、(イ)-第 C. 5 図に基づいて作成した(ロ)-第 A. 8 図に示す三次元 1/2 解析モデルを用いる。本解析モデルは、胴、底板、底部サポート、外筒、底部中性子遮蔽材カバー、一次蓋、二次蓋蓋板、蓋部中性子遮蔽材カバー及び三次蓋より構成される。なお、一次蓋、二次蓋及び三次蓋は蓋ボルトにより胴に接続され、蓋と胴との接触が考慮されている。

(2) 荷重条件及び境界条件

荷重条件及び境界条件を(ロ)-第 A. 9 図に示す。

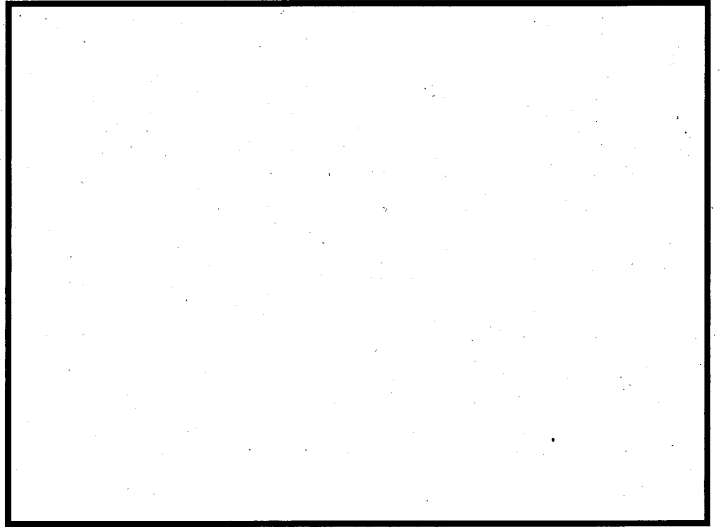
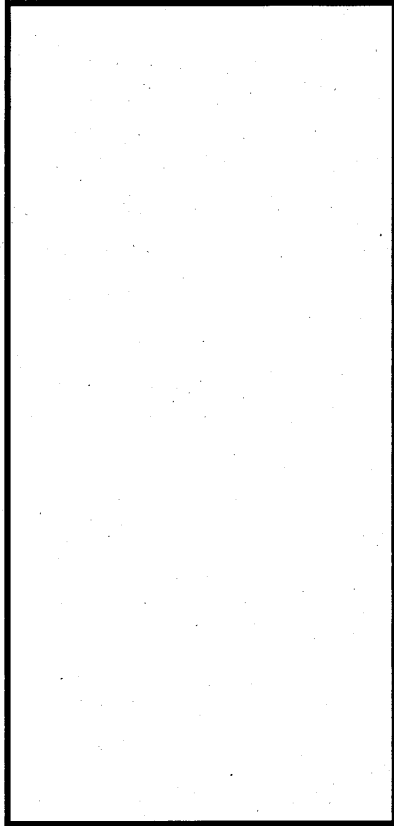
(3) 解析結果

a. 圧力による応力解析結果

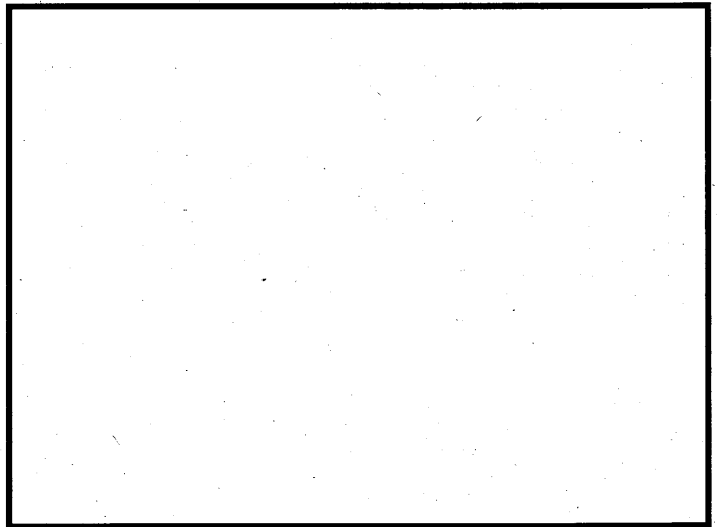
(ロ)-第 A. 10 図に示す主要な評価位置における圧力による応力の評価結果を(ロ)-第 A. 15 表に示す。表に示すように、いずれの応力も(ロ)章 A. 1. 2 に定めた解析基準値以下である。

b. 圧力による応力と熱応力との組合せに対する容器本体の(一次+二次)応力と蓋ボルトの応力評価結果

a. で求めた圧力による応力と熱応力の組合せに対する容器本体の(一次+二次)応力と蓋ボルトの応力評価結果を(ロ)-第 A. 16 表に示す。この表から明らかなように、容器本体及び蓋ボルトは、(ロ)章 A. 1. 2 の解析基準値を満足し、健全性を保つ。

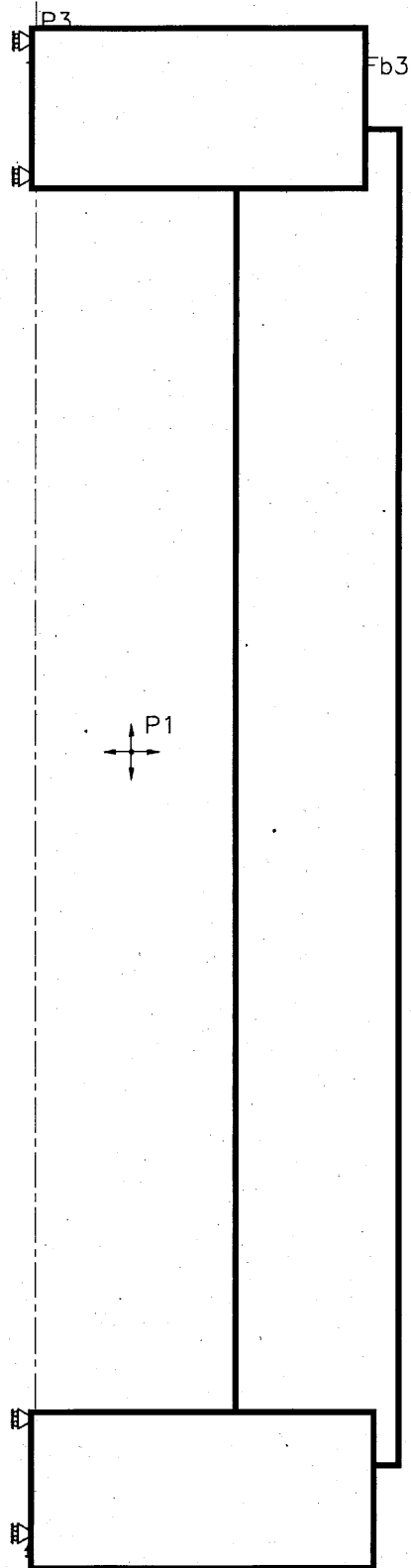


蓋部拡大図



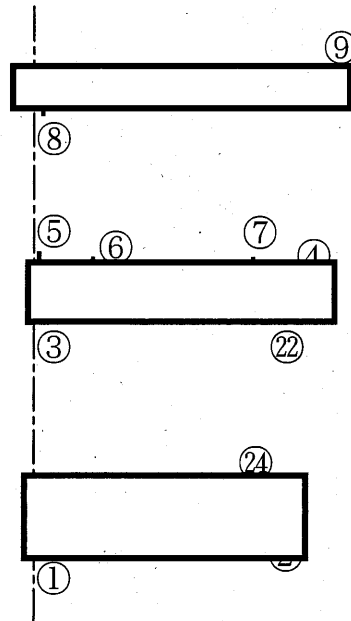
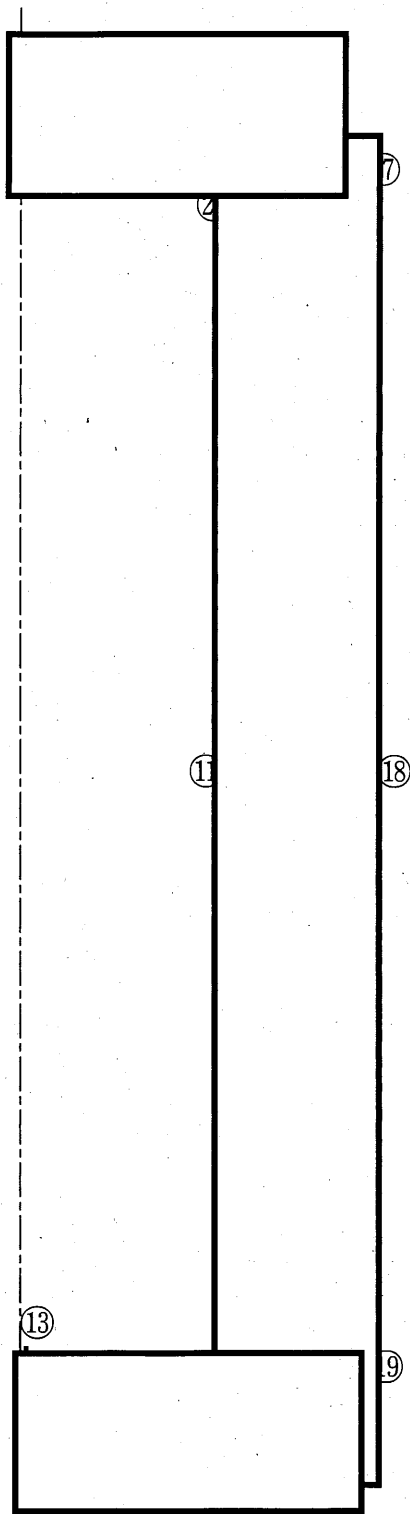
底部拡大図

(口)-第 A. 8 図 三次元 1/2 解析モデル



- P1 : 胴内圧 (-0.101325MPaG)
- P2 : 一二次蓋間圧力 (MPaG)
- P3 : 二三次蓋間圧力 (MPaG)
- Psr : 側部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)
- Ptr : 蓋部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)
- Pbr : 底部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)
- Fb1 : 一次蓋初期締付力 (N/本)
- Fb2 : 二次蓋初期締付力 (N/本)
- Fb3 : 三次蓋初期締付力 (N/本)

(口)-第 A.9 図 一般の試験条件の熱的試験における荷重条件及び境界条件



①	一次蓋中央部
②	一次蓋端部
③	二次蓋中央部
④	二次蓋端部
⑤	蓋部中性子遮蔽材カバー中央部
⑥	蓋部中性子遮蔽材カバーリブ部
⑦	蓋部中性子遮蔽材カバー端部
⑧	三次蓋中央部
⑨	三次蓋端部
⑩	胴上端部
⑪	胴上部
⑫	胴中央部
⑬	胴下部
⑭	底板中央部
⑮	底板端部
⑯	底部中性子遮蔽材カバー中央部
⑰	底部中性子遮蔽材カバー端部
⑱	外筒上部
⑲	外筒中央部
⑳	外筒下部
㉒	二次蓋シール部(蓋)
㉓	二次蓋シール部(胴)
㉔	一次蓋シール部(蓋)
㉕	一次蓋シール部(胴)

(ロ)-第 A. 10 図 一般の試験条件の熱的試験における応力評価位置

(ロ)-第 A. 15 表 一般の試験条件下における圧力による容器本体の一次応力の評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	1		122	121
		P_L+P_b	内	5		183	35.6
	外		5	183		35.6	
	②	P_L	-	17		183	9.76
二次蓋	③	P_m	-	5		122	23.4
		P_L+P_b	内	13		183	13.0
	外		7	183		25.1	
	④	P_L	-	12		183	14.2
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	9		155	16.2
		圧縮	-	1		144	143
		せん断	-	1		89	88.0
		曲げ	-	1		179	178
	⑥	引張	-	10		155	14.5
		圧縮	-	0		115	-
		せん断	-	9	89	8.88	
		曲げ	-	8	179	21.3	
	⑦	引張	-	10	155	14.5	
		圧縮	-	0	115	-	
		せん断	-	7	89	11.7	
		曲げ	-	15	179	10.9	
三次蓋	⑧	P_m	-	40	137	2.42	
		P_L+P_b	内	66	205	2.10	
	外		59	205	2.47		
⑨	P_L	-	16	205	11.8		
胴	⑩	P_L	-	5	183	35.6	
	⑪	P_L	-	4	183	44.7	
	⑫	P_m	-	5	122	23.4	
	⑬	P_L	-	3	183	60.0	
底板	⑬	P_m	-	2	122	60.0	
		P_L+P_b	内	2	183	90.5	
	外		4	183	44.7		
	⑭	P_L	-	1	183	182	

注1) (ロ)-第 A. 10 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑳の P_m に対する基準値は S_m 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は $1.5S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。

(ロ) 第 A.15 表 一般の試験条件下における圧力による容器本体の一次応力の評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	2		136	67.0
		圧縮	-	1		111	110
		せん断	-	9		78	7.66
		曲げ	-	26		157	5.03
	⑯	引張	-	10		136	12.6
		圧縮	-	6		111	17.5
		せん断	-	7		78	10.1
		曲げ	-	47		157	2.34
外筒	⑰	引張	-	11		156	13.1
		圧縮	-	0		156	-
		せん断	-	0		90	-
		曲げ	-	47		180	2.82
	⑱	引張	-	63		156	1.47
		圧縮	-	0		156	-
		せん断	-	0		90	-
		曲げ	-	1		180	179
	⑲	引張	-	11	156	13.1	
		圧縮	-	0	156	-	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	53	180	2.39	
二次蓋 シール部	⑳	P_L	-	12	183	14.2	
		$P_L + P_b$	内	20	183	8.15	
	㉑	P_L	-	6	183	29.5	
		$P_L + P_b$	内	12	183	14.2	
一次蓋 シール部	㉒	P_L	-	11	183	15.6	
		$P_L + P_b$	内	15	183	11.2	
	㉓	P_L	-	8	183	21.8	
		$P_L + P_b$	内	17	183	9.76	

注1) (ロ)-第 A.10 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面⑮~⑲の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断
応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。断面㉒~㉓にお
ける基準値は S_y である。

(ロ)-第 A. 16 表 一般の試験条件下における熱及び圧力による容器本体の

(一次+二次)応力及び蓋ボルトの評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注2)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	-	内	3		366	121
			外	7		366	51.2
	②	-	内	26		366	13.0
			外	9		366	39.6
二次蓋	③	-	内	15		366	23.4
			外	4		366	90.5
	④	-	内	17		366	20.5
			外	11		366	32.2
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	8		465	57.1
		圧縮	-	1		465	464
		せん断	-	1		267	266
		曲げ	-	1		537	536
	⑥	引張	-	10		465	45.5
		圧縮	-	0		465	-
		せん断	-	10	267	25.7	
		曲げ	-	8	537	66.1	
	⑦	引張	-	14	465	32.2	
		圧縮	-	0	465	-	
		せん断	-	8	267	32.3	
		曲げ	-	15	537	34.8	
三次蓋	⑧	-	内	69	411	4.95	
			外	58	411	6.08	
	⑨	-	内	40	411	9.27	
			外	21	411	18.5	
胴	⑩	-	内	12	366	29.5	
			外	14	366	25.1	
	⑪	-	内	9	366	39.6	
			外	2	366	182	
	⑫	-	内	15	366	23.4	
			外	11	366	32.2	
	⑬	-	内	21	366	16.4	
			外	18	366	19.3	
底板	⑭	-	内	25	366	13.6	
			外	9	366	39.6	
	⑮	-	内	23	366	14.9	
			外	21	366	16.4	

注1) (ロ)-第 A. 10 図参照

注2) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮における基準値は $3S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。

(ロ)-第A.16表 一般の試験条件下における熱及び圧力による容器本体の

(一次+二次)応力及び蓋ボルトの評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	0	-	408	-
		圧縮	-	14		408	28.1
		せん断	-	11		234	20.2
		曲げ	-	33		471	13.2
	⑯	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	39		408	9.46
		せん断	-	17		234	12.7
		曲げ	-	27		471	16.4
外筒	⑰	引張	-	25		468	17.7
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	-
		曲げ	-	62		540	7.70
	⑱	引張	-	63		468	6.42
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	-
		曲げ	-	1		540	539
	⑲	引張	-	25	468	17.7	
		圧縮	-	0	468	-	
		せん断	-	0	270	-	
		曲げ	-	103	540	4.24	
二次蓋 シール部	⑳	-	内	19	183	8.63	
	㉑	-	内	16	183	10.4	
一次蓋 シール部	㉒	-	内	18	183	9.16	
	㉓	-	内	18	183	9.16	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	242	640	1.64	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	259	960	2.70	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	246	640	1.60	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	266	960	2.60	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	202	640	2.16	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	333	960	1.88	

注1) (ロ)-第A.10図参照

注2) σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮~⑲の引張/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。断面㉒~㉓における基準値は S_y である。蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2S_m$ 、 $\sigma_m + \sigma_b$ に対して $3S_m$ である。

A. 5. 1. 4 許容応力との比較

一般の試験条件の熱的試験において容器本体に発生する応力は、(ロ)章 A. 5. 1. 3 に示すように解析基準値を満足しており、健全性は維持される。

なお、三次蓋ボルトは三次蓋と異なる材質のため、運搬中に予想される-20～38℃の周囲温度の変化により軸力が変化する。仮に周囲温度-20℃で三次蓋ボルトを締め付けた後 38℃に置かれた場合は、ステンレス鋼製の三次蓋と合金鋼製の三次蓋ボルトの熱膨張係数の差により三次蓋ボルトの軸力が約 15%増加するものの余裕率が 0.15 以上あるため、また周囲温度 38℃で締め付けた後-20℃に置かれた場合には軸力が約 22%減少するものの O リングを締め付けるために必要な軸力を維持しているため、三次蓋ボルトに緩みや破損を生じることはない。一方、一次蓋ボルトと二次蓋ボルトは、それぞれ一次蓋と二次蓋との温度の差及び熱膨張係数の差が小さく、軸力の変化は軽微であることから、緩みや破損を生じることはない。

また、三次蓋と本体の O リング取付け位置での相対口開き変形量は 0.3mm であり、O リング初期締め付け代 mm より十分小さく、密封性が損なわれることはない。

次に、疲労強度について評価する。評価は、密封境界を構成する部材で発生応力が比較的高く、複数容器間で共用するため使用計画回数が最も多い三次蓋及び三次蓋ボルトを代表として行う。設計疲労線図¹⁾より、許容繰返し回数は、事象ごとに異なるものの、三次蓋は 1.0×10^{11} 回、三次蓋ボルトは 8.5×10^2 回である。一方で、使用期間中に想定される三次蓋及び三次蓋ボルトの使用計画回数は 200 回(構内輸送時使用回数 10 回、再処理工場への輸送時使用回数 10 回、輸送容器 10 基での共用を想定し保守的に設定。)であり、許容繰返し回数を十分下回っていることから、三次蓋及び三次蓋ボルトの疲労強度は十分である。

以上より、輸送容器本体各部及び蓋ボルトの疲労破壊が生じるおそれはない。

A. 5. 2 水噴霧

本輸送容器の外側は、ステンレス鋼又は塗装を施した炭素鋼であり、水噴霧に対して吸水による脆化により密封性が損なわれたり、水溜りによる腐食が発生することがないため、線量当量率の増加等を生じることはない。

A.5.3 自由落下

A.5.3.1 落下時の緩衝体の変形量と衝撃加速度

ここでは、(ロ)章 A.1.2 のうち、一般の試験条件の自由落下試験において外運搬規則及び外運搬告示に規定された核燃料輸送物の健全性について評価を行う。本核燃料輸送物の最大総重量は 132.6 トンであるため、外運搬告示により、落下高さは 0.3m となる。核燃料輸送物が 0.3m 落下した場合、その落下エネルギーは容器本体の上・下部に取り付けられた緩衝体の変形によって吸収される。

本項では、自由落下試験時の緩衝体の変形量及び衝撃加速度について評価し、輸送容器の健全性を評価する。

緩衝体の変形量及び衝撃加速度の解析条件を以下に述べる。

1. 解析モデル

(1) 解析する落下姿勢

核燃料輸送物の落下姿勢として次の 3 種類を考える。((ロ)-第 A.11 図参照)

- ①垂直落下
- ②水平落下
- ③コーナー落下

(2) 解析方法

①核燃料輸送物の落下エネルギーは緩衝体の弾塑性変形によって全て吸収されるものとする。この仮定では、緩衝体を除いた核燃料輸送物及び落下試験台を剛体とし、落下エネルギーの振動及び熱等への消費を無視することになるので、落下による緩衝体の変形を大きく評価し安全側の解析となる。

②解析に用いる核燃料輸送物の重量に関する数値は、(イ)章 C の 5 で示した通常輸送時における核燃料輸送物最大総重量 132.6 トンを用いる。

落下エネルギーは次式で与えられる。

$$E_k = m \cdot g \cdot H$$

ここで、

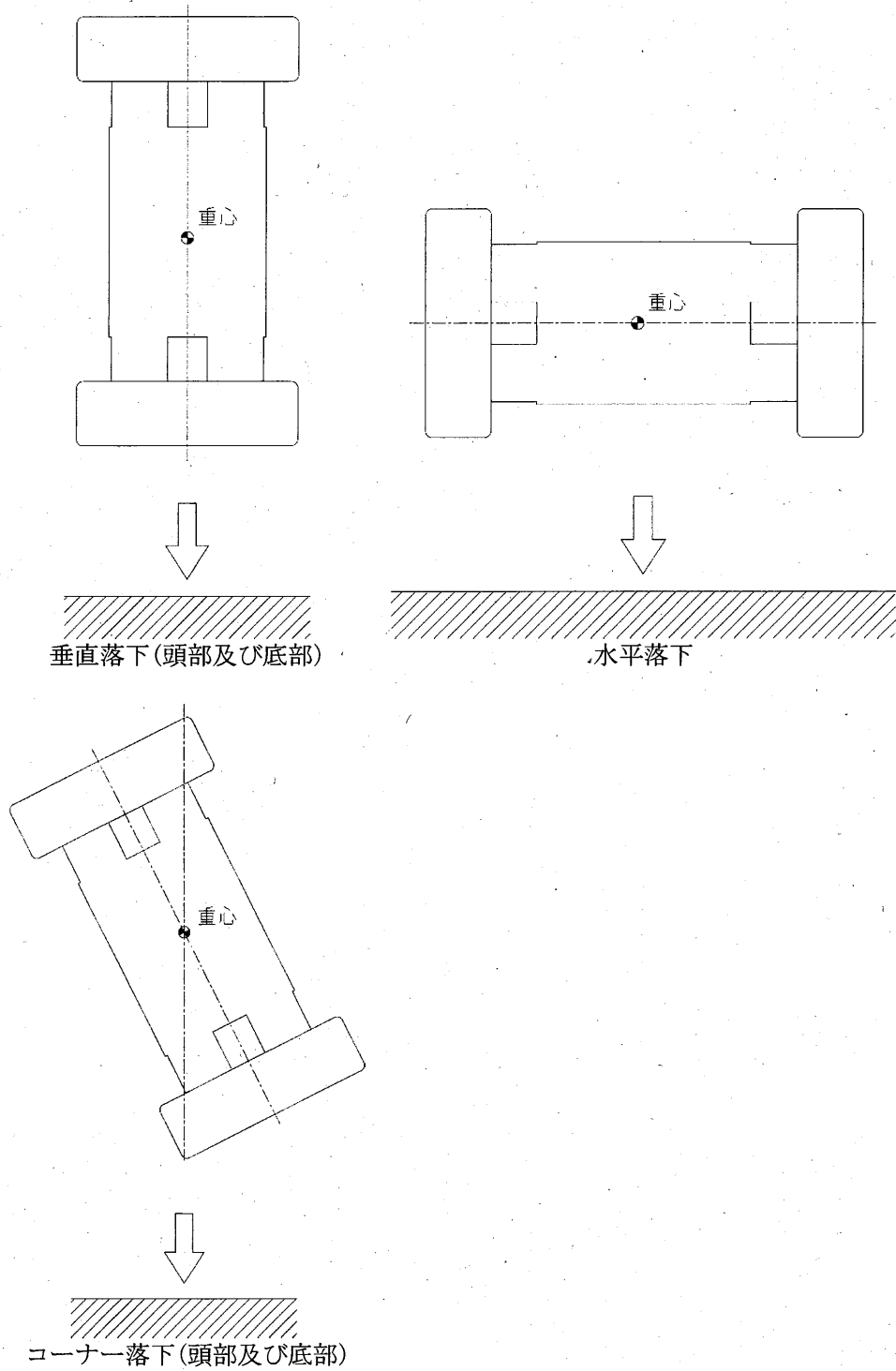
E_k : 核燃料輸送物の落下エネルギー (N・mm)

m : 核燃料輸送物の最大総重量 (kg)

g : 重力加速度 (m/s^2)

H : 落下高さ (mm)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A.17 表に示す。



(口)-第 A.11 図 0.3m 自由落下試験での落下姿勢

(ロ)-第 A.17 表 核燃料輸送物落下エネルギー計算条件及び計算結果

項目	核燃料輸送物 最大総重量 : m(kg)	重力加速度 : g(m/s ²)	落下高さ : H(mm)	核燃料輸送物の 落下エネルギー : E _k (N・mm)
数値	1.326×10 ⁵	9.80665	300	3.90×10 ⁸

③緩衝体の変形量と衝撃力の計算は CRUSH コード¹⁴⁾を用いて行う。このコードにおいてはエネルギー吸収に寄与する部材は安全側に内部の木材のみとして、緩衝体の変形量を単軸変形法(UDM)により求めている。

④衝撃力については、解析と実験との比較検証により得られた誤差±20%を考慮した負荷係数 1.2¹⁴⁾を③で求められる衝撃力に乗じる、また変形領域内に存在する内部リブについては衝撃力を加算する。これは内部のリブのステンレス鋼の平均圧潰応力(設計降伏点と設計引張強さの平均 \square MPa)にリブの断面積を乗じて求められる。

⑤木材は、木目方向と、木目方向と直角方向で圧潰特性が異なる。各々の方向における特性を(ロ)-第 A.12 図に示す。木目とある角度を持つ落下方向に対しては、次式により異方性の影響を考慮する。

$$\sigma_{\theta} = \sigma_0 \cdot \cos^2 \theta + \sigma_{90} \cdot \sin^2 \theta$$

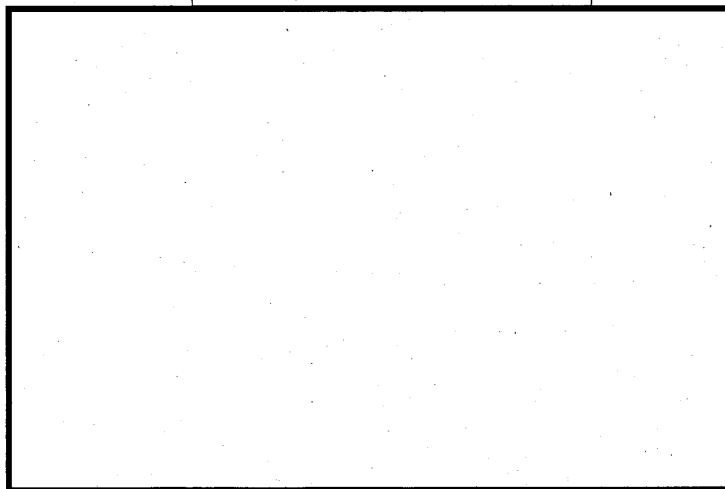
ここで、

σ_{θ} : 木目方向との傾き角度 θ における圧縮応力

σ_0 : 木目方向の圧縮応力

σ_{90} : 木目と直角方向の圧縮応力

●-木目方向 ○-木目方向と直角方向

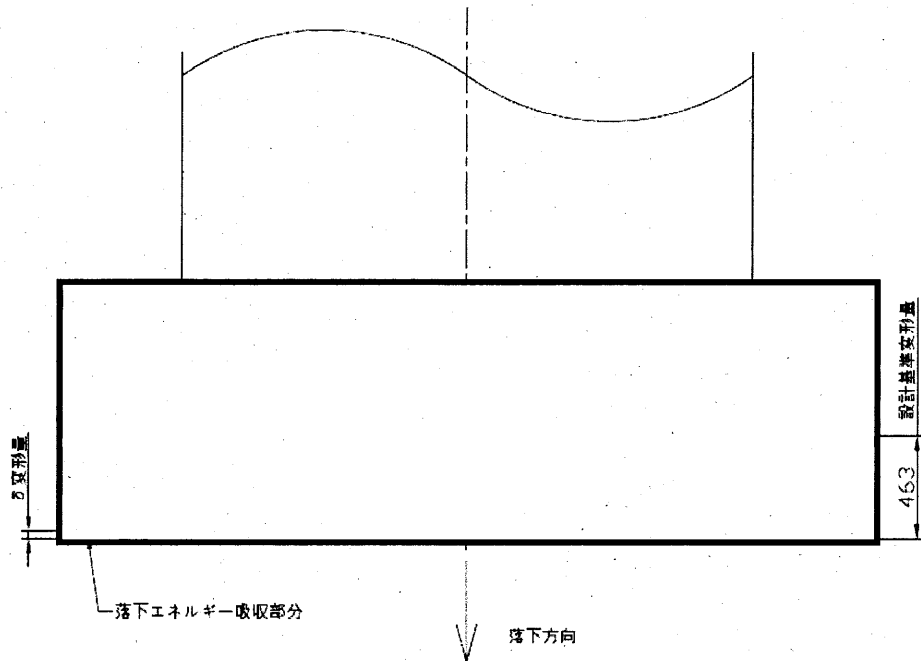


ひずみ ϵ (-)

(ロ)-第 A.12 図 \square の圧潰特性

(3) 各落下方向解析モデル

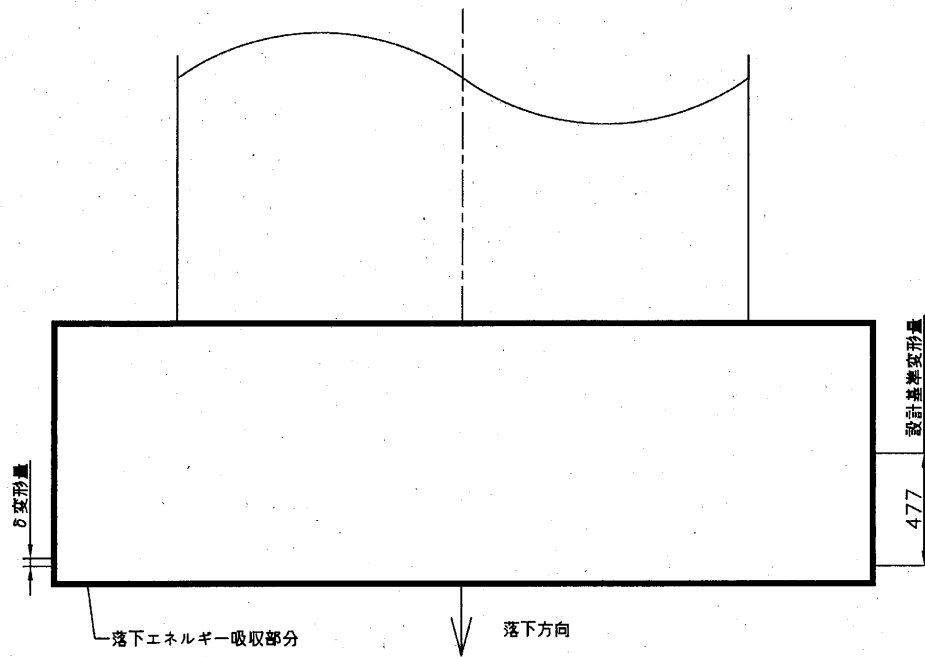
各落下方向の解析モデルを(ロ)-第 A. 13 図～(ロ)-第 A. 17 図に示す。斜線を施した部分、すなわち緩衝体内の木材が深さ δ だけ圧潰した部分で落下エネルギーを吸収するものとする。



(単位 : mm)

⇔ : 木目方向

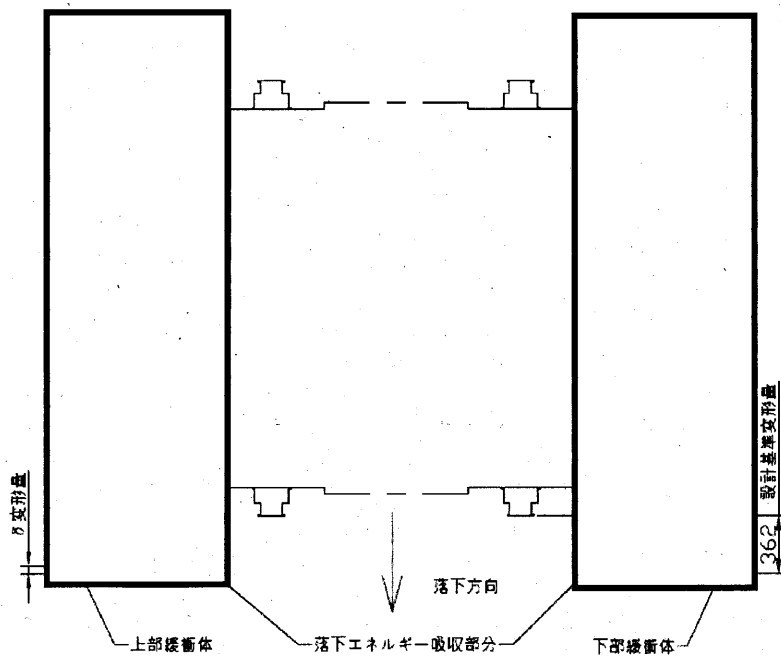
(ロ)-第 A. 13 図 頭部垂直落下解析モデル



(単位：mm)

⇔：木目方向

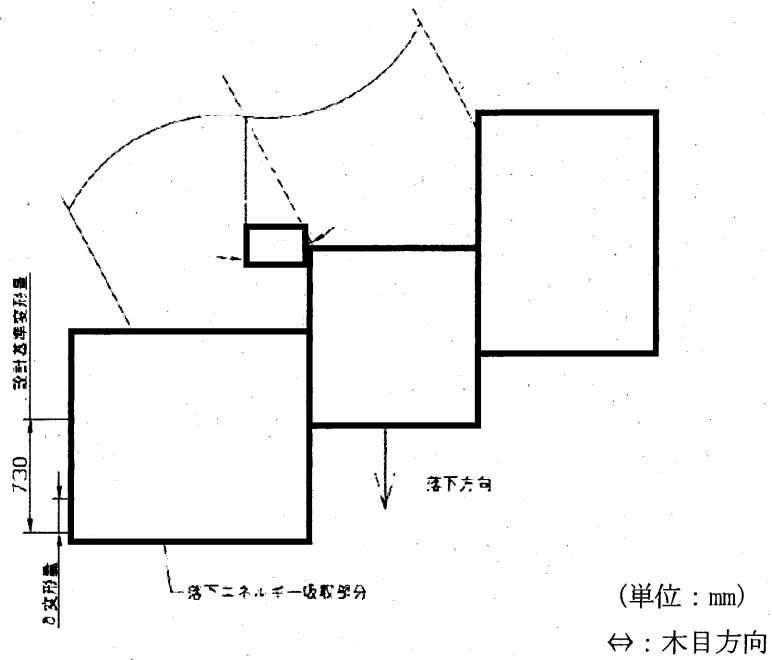
(口)-第 A. 14 図 底部垂直落下解析モデル



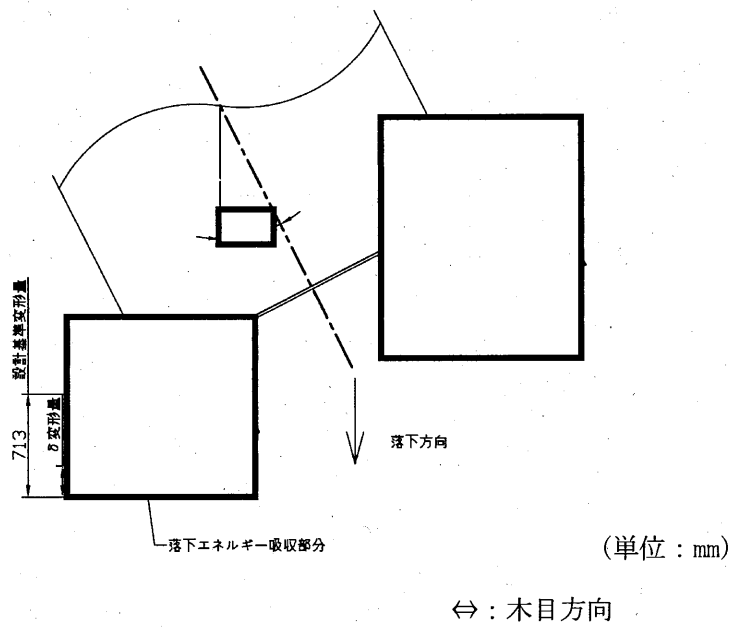
(単位：mm)

⇔：木目方向

(口)-第 A. 15 図 水平落下解析モデル



(口)-第 A. 16 図 頭部コーナー落下解析モデル



(口)-第 A. 17 図 底部コーナー落下解析モデル

2. 落下時の緩衝体の変形量と衝撃加速度

(ロ)章 A. 3.1 の 1 に示した方法により求めた落下エネルギー E_k に対応する変形量 δ と衝撃加速度 G_A を(ロ)-第 A. 18 表に示す。

ここで、衝撃加速度 G_A は次式で求めている。

$$G_A = \frac{F}{m}$$

ここで、

F : 解析で求めた衝撃力 (N)

m : 核燃料輸送物重量 (kg)

なお、上記解析で得られた衝撃加速度に余裕を持たせた設計加速度 G_D を設定し、輸送容器の健全性確認のための解析に用いる。設計加速度 G_D を(ロ)-第 A. 18 表にあわせて示す。

(ロ)-第 A. 18 表 0.3m 自由落下試験時の衝撃加速度と緩衝体の変形量

落下姿勢		衝撃力 ^{注1)} : F (N)	衝撃加速度 : G_A (m/s ²)	設計加速度 : G_D (m/s ²)	緩衝体の 変形量 : δ (mm)	設計基準 変形量 ^{注2)} : δ_{max} (mm)
垂直落下	頭部	[]	[]	[]	31.5	463
	底部				32.7	477
水平落下					57.4	362
コーナー 落下	頭部				205	730
	底部				215	713

注1) ()内の数字は、

注2) 設計基準変形量とは、それぞれの落下方向において衝撃力を急激に上昇させないための設計上の基準値である。

A. 5. 3. 2 落下時の応力計算

0.3m 自由落下試験時の衝撃力に対して、容器本体は十分な強度で密封性を保持することを示す。また、胴内のバスケット及び燃料集合体が健全性を維持することを示す。

1. 垂直落下

(1) 容器本体

垂直落下時の衝撃力に対する容器本体の解析を有限要素法による ABAQUS コードにより行う。また落下方向は頭部及び底部落下とする。

a. 解析モデル

(ロ)章 A. 5. 1. 3 と同様に、主に三次元有限要素を用いた(ロ)-第 A. 8 図に示す三次元 1/2 解析モデルを用いる。

b. 荷重条件及び境界条件

①荷重条件

0. 3m 自由落下試験のうち頭部垂直落下(以下「頭部 0. 3m 垂直落下」という。)時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・衝撃加速度($\square \text{ m/s}^2$)による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・下部緩衝体の自重による慣性力が底部外面に働く。
- ・内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が一次蓋内面に働く。
- ・蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・落下時の上部緩衝体反力が、蓋部に働く。

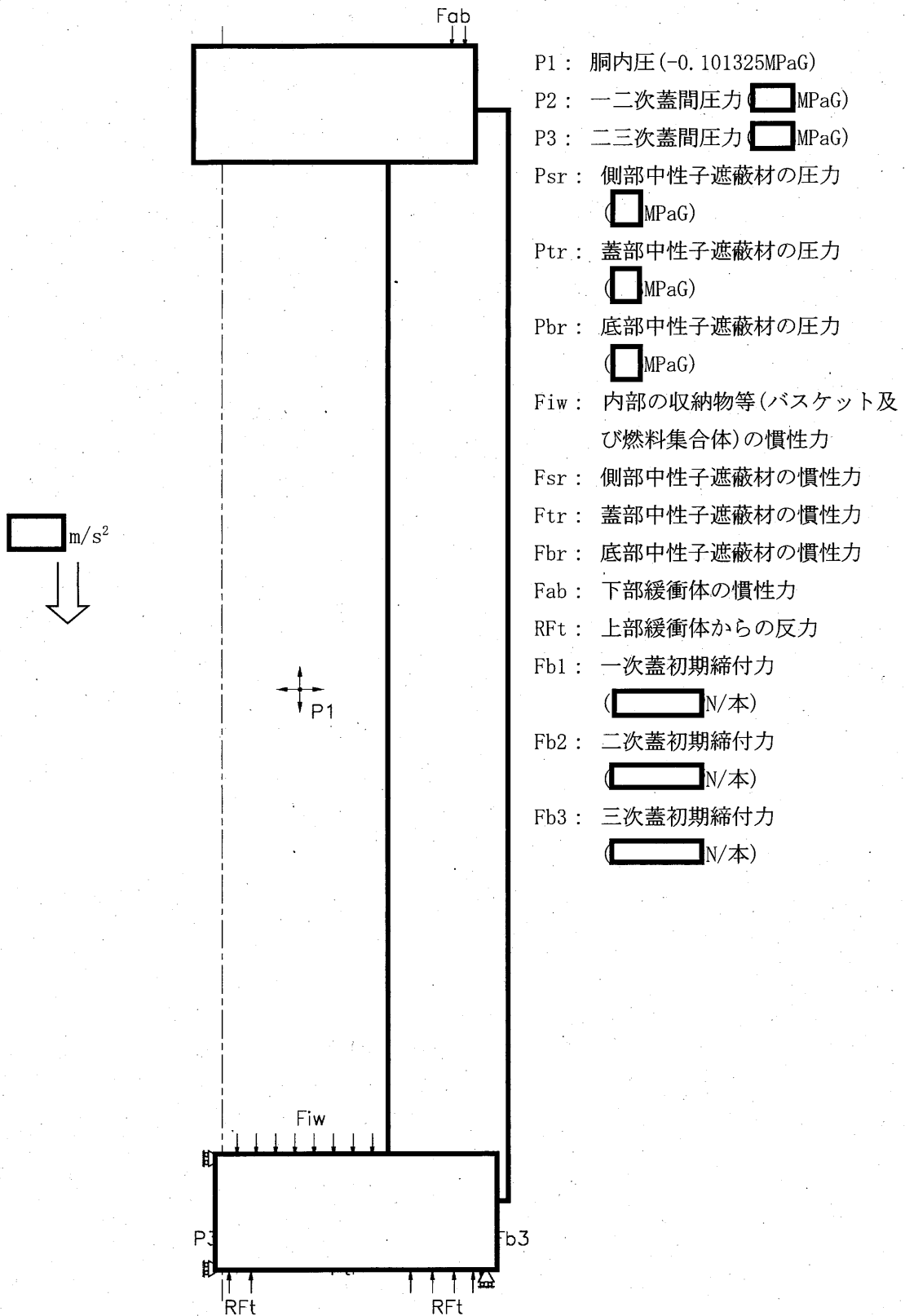
0. 3m 自由落下試験のうち底部垂直落下(以下「底部 0. 3m 垂直落下」という。)時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・衝撃加速度($\square \text{ m/s}^2$)による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・上部緩衝体の自重による慣性力が三次蓋外面に働く。
- ・内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が底板内面に働く。
- ・蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・落下時の下部緩衝体反力が、底部に働く。

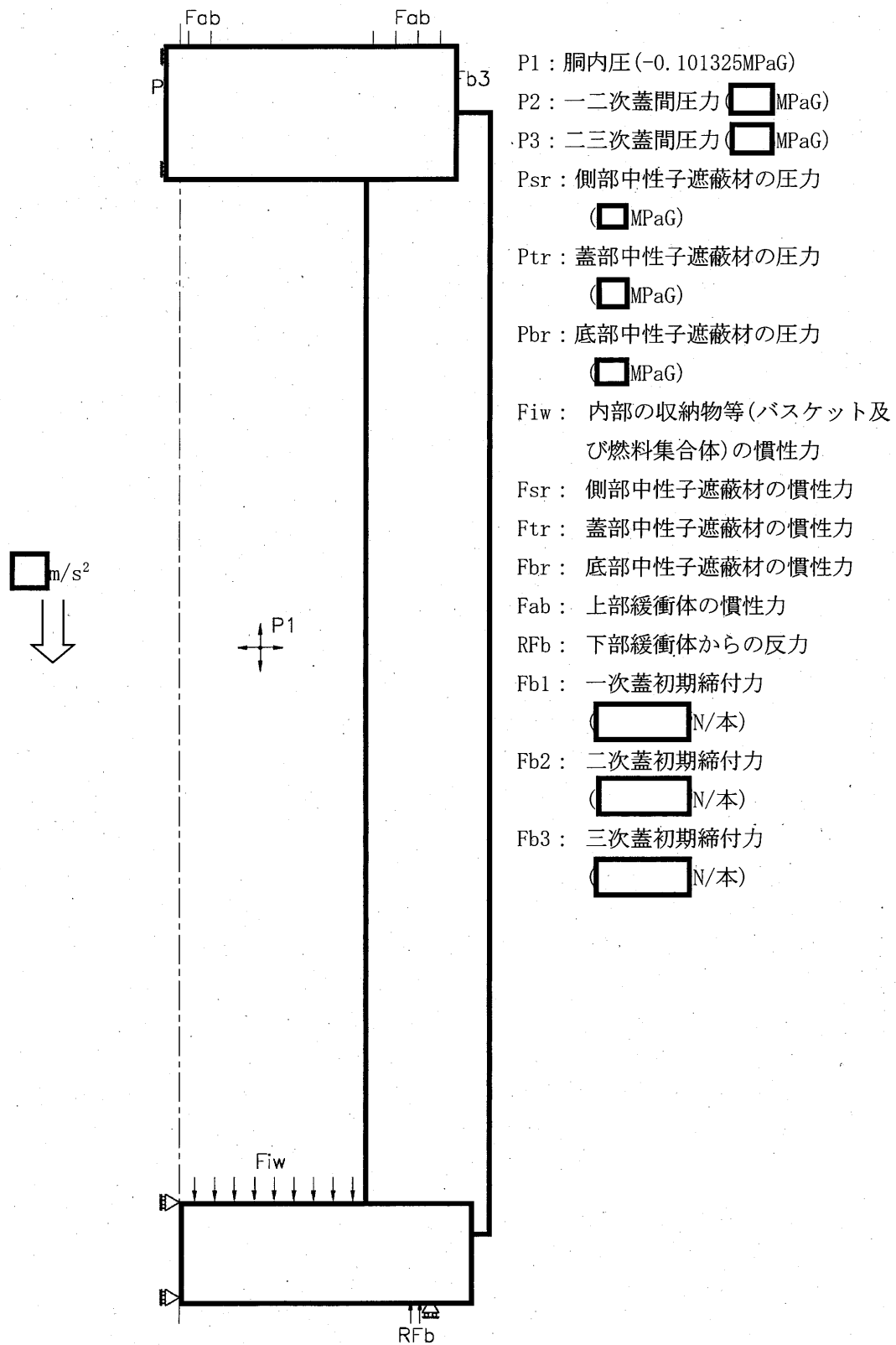
②境界条件

境界条件は、緩衝体の衝撃力を受ける面の節点の軸方向変位、対称面上の節点の対称面直交方向変位及び本体中心軸上の節点の対称面平行方向変位を拘束し、他は変位自由とした。

それぞれの落下方向に対する荷重条件及び境界条件を(ロ)-第 A. 18 図及び(ロ)-第 A. 19 図に示す。



(口)-第 A. 18 図 頭部 0.3m 垂直落下時の荷重条件及び境界条件



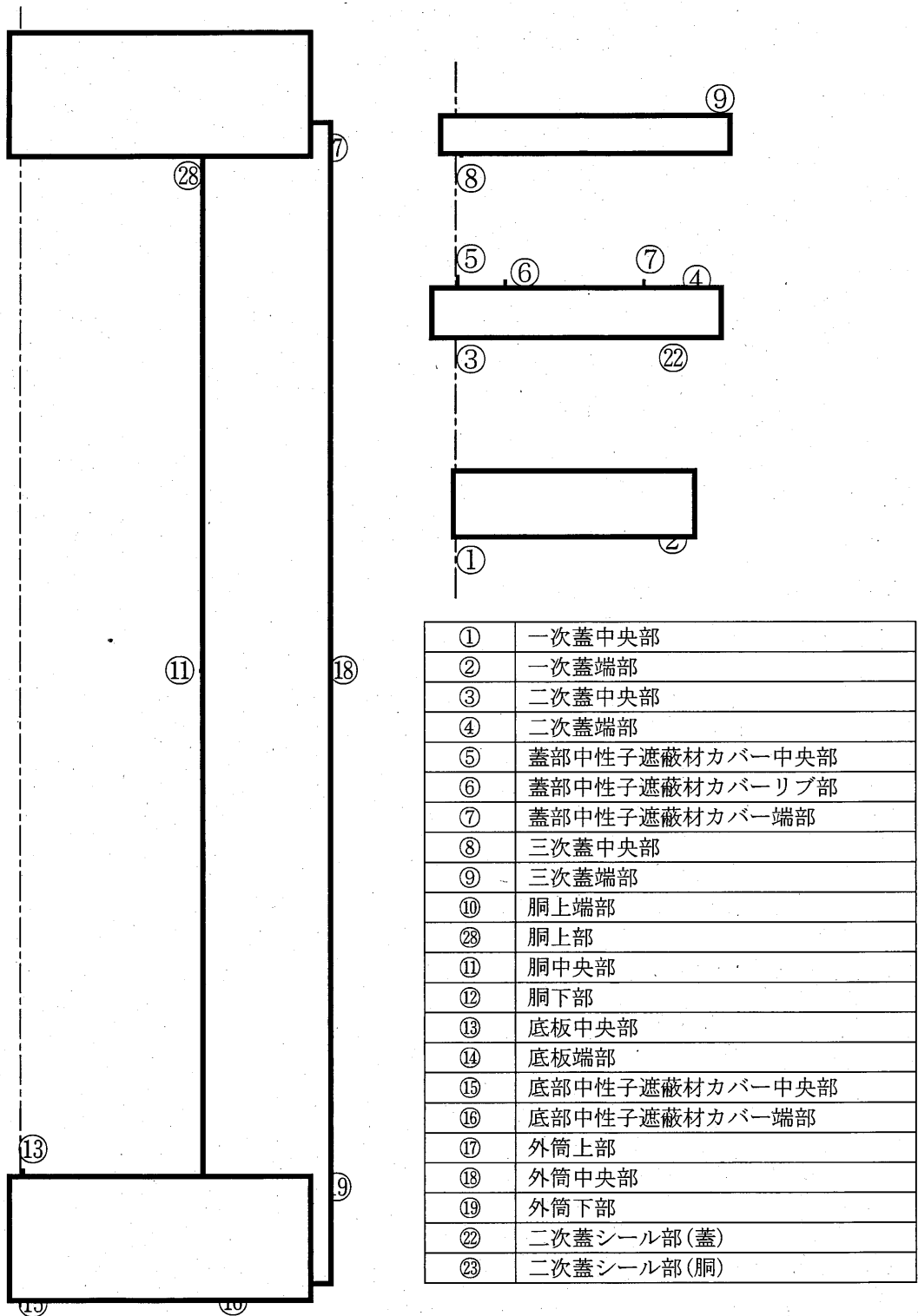
(口)-第 A. 19 図 底部 0.3m 垂直落下時の荷重条件及び境界条件

c. 解析結果

主要な位置((口)-第 A.20 図参照)に対する頭部 0.3m 垂直落下時の一次応力強さの評価結果を(口)-第 A.19 表に、(一次+二次)応力強さ及び蓋ボルトの評価結果を(口)-第 A.20 表に、また底部 0.3m 垂直落下時の一次応力強さの評価結果を(口)-第 A.21 表に、(一次+二次)応力強さ及び蓋ボルトの評価結果を(口)-第 A.22 表に示す。

それぞれの表に示すように、全ての評価位置において(口)章 A.1.2 に示す解析基準値を満足する。

また、三次蓋と本体の O リング取付け位置での相対口開き変形量は頭部 0.3m 垂直落下時及び底部 0.3m 垂直落下時ともに 0.1mm 以下であり、O リングの初期締付け代 mm より小さく、密封性が損なわれることはない。



①	一次蓋中央部
②	一次蓋端部
③	二次蓋中央部
④	二次蓋端部
⑤	蓋部中性子遮蔽材カバー中央部
⑥	蓋部中性子遮蔽材カバーリブ部
⑦	蓋部中性子遮蔽材カバー端部
⑧	三次蓋中央部
⑨	三次蓋端部
⑩	胴上端部
㉘	胴上部
⑪	胴中央部
⑫	胴下部
⑬	底板中央部
⑭	底板端部
⑮	底部中性子遮蔽材カバー中央部
⑯	底部中性子遮蔽材カバー端部
⑰	外筒上部
⑱	外筒中央部
⑲	外筒下部
㉚	二次蓋シール部(蓋)
㉛	二次蓋シール部(胴)

(口)-第 A. 20 図 0.3m 自由落下試験時の応力評価位置

(ロ)-第 A.19 表 頭部 0.3m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力の評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	12		122	9.16
		P_L+P_b	内	70		183	1.61
	外		78	183		1.34	
	②	P_L	-	37		183	3.94
二次蓋	③	P_m	-	17		122	6.17
		P_L+P_b	内	25		183	6.32
	外		41	183		3.46	
	④	P_L	-	24		183	6.62
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	0		155	-
		圧縮	-	4		144	35.0
		せん断	-	3		89	28.6
		曲げ	-	3		179	58.6
	⑥	引張	-	0		155	-
		圧縮	-	12		115	8.58
		せん断	-	26	89	2.42	
		曲げ	-	23	179	6.78	
	⑦	引張	-	20	155	6.75	
		圧縮	-	15	115	6.66	
		せん断	-	15	89	4.93	
		曲げ	-	38	179	3.71	
三次蓋	⑧	P_m	-	95	137	0.44	
		P_L+P_b	内	145	205	0.41	
	外		135	205	0.51		
⑨	P_L	-	30	205	5.83		
胴	⑩	P_L	-	45	183	3.06	
	⑪	P_L	-	19	183	8.63	
	⑫	P_m	-	11	122	10.0	
	⑬	P_L	-	3	183	60.0	
底板	⑬	P_m	-	3	122	39.6	
		P_L+P_b	内	8	183	21.8	
	外		10	183	17.3		
	⑭	P_L	-	4	183	44.7	

注1) (ロ)-第 A.20 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑳の P_m に対する基準値は S_m 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は $1.5S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。

(ロ)-第 A.19 表 頭部 0.3m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力の評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	2		136	67.0
		圧縮	-	1		111	110
		せん断	-	3		78	25.0
		曲げ	-	8		157	18.6
	⑯	引張	-	2		136	67.0
		圧縮	-	1		111	110
		せん断	-	4		78	18.5
		曲げ	-	14		157	10.2
外筒	⑰	引張	-	41	156	2.80	
		圧縮	-	10	156	14.6	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	20	180	8.00	
	⑱	引張	-	63	156	1.47	
		圧縮	-	1	156	155	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	1	180	179	
	⑲	引張	-	10	156	14.6	
		圧縮	-	0	156	-	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	53	180	2.39	
二次蓋 シール部	㉒	P_L	-	26	183	6.03	
		$P_L + P_b$	内	31	183	4.90	
	㉓	P_L	-	49	183	2.73	
		$P_L + P_b$	内	72	183	1.54	

注1) (ロ)-第 A.20 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面⑮~⑲の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断
応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。断面㉒㉓における
基準値は S_y である。

(ロ)-第 A. 20 表 頭部 0.3m 垂直落下時の容器本体の(一次+二次)応力

及び蓋ボルトの評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注2)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	-	内	72		366	4.08
			外	76		366	3.81
	②	-	内	39		366	8.38
			外	46		366	6.95
二次蓋	③	-	内	27		366	12.5
			外	37		366	8.89
	④	-	内	41		366	7.92
			外	10		366	35.6
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	0		465	-
		圧縮	-	5		465	92.0
		せん断	-	3		267	88.0
		曲げ	-	3		537	178
	⑥	引張	-	0		465	-
		圧縮	-	12		465	37.7
		せん断	-	26	267	9.26	
		曲げ	-	23	537	22.3	
	⑦	引張	-	20	465	22.2	
		圧縮	-	13	465	34.7	
		せん断	-	16	267	15.6	
		曲げ	-	38	537	13.1	
三次蓋	⑧	-	内	142	411	1.89	
			外	137	411	2.00	
	⑨	-	内	35	411	10.7	
			外	36	411	10.4	
胴	⑩	-	内	44	366	7.31	
			外	53	366	5.90	
	⑪	-	内	30	366	11.2	
			外	57	366	5.42	
	⑫	-	内	23	366	14.9	
			外	7	366	51.2	
	⑬	-	内	22	366	15.6	
			外	22	366	15.6	
底板	⑭	-	内	19	366	18.2	
			外	14	366	25.1	
	⑮	-	内	25	366	13.6	
			外	21	366	16.4	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮における基準値は $3S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。

(口)-第A.20表 頭部0.3m垂直落下時の容器本体の(一次+二次)応力

及び蓋ボルトの評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	15		408	26.2
		せん断	-	5		234	45.8
		曲げ	-	15		471	30.4
	⑯	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	49		408	7.32
		せん断	-	14		234	15.7
		曲げ	-	8		471	57.8
外筒	⑰	引張	-	49		468	8.55
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	∞
		曲げ	-	5		540	107
	⑱	引張	-	63		468	6.42
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	-
		曲げ	-	1		540	539
	⑲	引張	-	24	468	18.5	
		圧縮	-	0	468	-	
		せん断	-	0	270	-	
		曲げ	-	103	540	4.24	
二次蓋 シール部	㉔	-	内	35	183	4.22	
	㉕	-	内	78	183	1.34	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	284	640	1.25	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	303	960	2.16	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	242	640	1.64	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	321	960	1.99	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	188	640	2.40	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	333	960	1.88	

注1) (口)-第A.20図参照

注2) σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力

注3) 断面⑮~⑲の引張/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。断面㉔㉕における基準値は S_y である。蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2S_m$ 、 $\sigma_m + \sigma_b$ に対して $3S_m$ である。

(ロ)-第 A. 21 表 底部 0.3m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力の評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	3		122	39.6
		P_L+P_b	内	16		183	10.4
	外		16	183		10.4	
	②	P_L	-	20		183	8.15
二次蓋	③	P_m	-	4		122	29.5
		P_L+P_b	内	11		183	15.6
	外		7	183		25.1	
	④	P_L	-	13		183	13.0
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	0		155	-
		圧縮	-	1		144	143
		せん断	-	1		89	88.0
		曲げ	-	1		179	178
	⑥	引張	-	3		155	50.6
		圧縮	-	0		115	-
		せん断	-	11	89	7.09	
		曲げ	-	12	179	13.9	
	⑦	引張	-	2	155	76.5	
		圧縮	-	1	115	114	
		せん断	-	2	89	43.5	
		曲げ	-	5	179	34.8	
三次蓋	⑧	P_m	-	17	137	7.05	
		P_L+P_b	内	28	205	6.32	
	外		24	205	7.54		
	⑨	P_L	-	13	205	14.7	
胴	⑩	P_L	-	10	183	17.3	
	⑪	P_L	-	6	183	29.5	
	⑫	P_m	-	13	122	8.38	
	⑬	P_L	-	40	183	3.57	
底板	⑭	P_m	-	20	122	5.10	
		P_L+P_b	内	56	183	2.26	
	外		69	183	1.65		
	⑮	P_L	-	17	183	9.76	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮の P_m に対する基準値は S_m 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は $1.5S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。

(ロ)-第 A. 21 表 底部 0.3m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力の評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	19		136	6.15
		圧縮	-	1		111	110
		せん断	-	16		78	3.87
		曲げ	-	49		157	2.20
	⑯	引張	-	18		136	6.55
		圧縮	-	8		111	12.8
		せん断	-	18		78	3.33
		曲げ	-	98		157	0.60
外筒	⑰	引張	-	19		156	7.21
		圧縮	-	0		156	-
		せん断	-	0		90	-
		曲げ	-	61		180	1.95
	⑱	引張	-	63	156	1.47	
		圧縮	-	0	156	-	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	1	180	179	
	⑲	引張	-	57	156	1.73	
		圧縮	-	1	156	155	
		せん断	-	0	90	-	
		曲げ	-	26	180	5.92	
二次蓋 シール部	㉒	P_L	-	14	183	12.0	
		P_L+P_b	内	17	183	9.76	
	㉓	P_L	-	12	183	14.2	
		P_L+P_b	内	20	183	8.15	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面⑮~⑲の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断
応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。断面㉒㉓における
基準値は S_y である。

(ロ)-第 A. 22 表 底部 0.3m 垂直落下時の容器本体の(一次+二次)応力

及び蓋ボルトの評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注2)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	-	内	14	-	366	25.1
			外	17		366	20.5
	②	-	内	31		366	10.8
			外	12		366	29.5
二次蓋	③	-	内	8		366	44.7
			外	11		366	32.2
	④	-	内	17		366	20.5
			外	11		366	32.2
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	0		465	-
		圧縮	-	2		465	231
		せん断	-	1		267	266
		曲げ	-	1		537	536
	⑥	引張	-	2		465	231
		圧縮	-	0		465	-
		せん断	-	12	267	21.2	
		曲げ	-	12	537	43.7	
	⑦	引張	-	6	465	76.5	
		圧縮	-	1	465	464	
		せん断	-	2	267	132	
		曲げ	-	4	537	133	
三次蓋	⑧	-	内	25	411	15.4	
			外	26	411	14.8	
	⑨	-	内	16	411	24.6	
			外	14	411	28.3	
胴	⑩	-	内	11	366	32.2	
			外	31	366	10.8	
	⑪	-	内	10	366	35.6	
			外	14	366	25.1	
	⑫	-	内	26	366	13.0	
			外	9	366	39.6	
	⑬	-	内	48	366	6.62	
			外	92	366	2.97	
底板	⑭	-	内	81	366	3.51	
			外	65	366	4.63	
	⑮	-	内	39	366	8.38	
			外	52	366	6.03	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮における基準値は $3S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。

(ロ)-第 A. 22 表 底部 0.3m 垂直落下時の容器本体の(一次+二次)応力
及び蓋ボルトの評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	3	-	408	135
		圧縮	-	1		408	407
		せん断	-	18		234	12.0
		曲げ	-	56		471	7.41
	⑯	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	57		408	6.15
		せん断	-	28		234	7.35
		曲げ	-	78		471	5.03
外筒	⑰	引張	-	33		468	13.1
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	-
		曲げ	-	76		540	6.10
	⑱	引張	-	63		468	6.42
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	0		270	-
		曲げ	-	1		540	539
	⑲	引張	-	76	468	5.15	
		圧縮	-	0	468	-	
		せん断	-	0	270	-	
		曲げ	-	25	540	20.6	
二次蓋 シール部	㉔	-	内	19	183	8.63	
	㉕	-	内	26	183	6.03	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	241	640	1.65	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	250	960	2.84	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	242	640	1.64	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	267	960	2.59	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	154	640	3.15	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	251	960	2.82	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力

注3) 断面⑮~⑲の引張/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。断面㉔㉕における基準値は S_y である。蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2S_m$ 、 $\sigma_m + \sigma_b$ に対して $3S_m$ である。

(2) バスケット

バスケットは、頭部側と底部側で同様な構造であり、衝撃加速度は頭部及び底部落下ともに同等である。

垂直落下時にバスケットには、自重による慣性力が作用し、バスケットプレートの最下端に圧縮応力を生じる。この圧縮応力 σ_c (MPa) は、次式で与えられる。

$$\sigma_c = \rho \cdot G_v \cdot L$$

ここで、

ρ : バスケット材料()の密度 (kg/mm³)

G_v : 垂直落下時の衝撃加速度 (m/sec²)

L : バスケット全長 (mm)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 23 表に示す。

(ロ)-第 A. 23 表 バスケットプレートの応力計算条件及び計算結果

評価位置	バスケット 材料の密度 : ρ (kg/mm ³)	バスケット 全長 : L (mm)	垂直落下時の 衝撃加速度 : G_v (m/s ²)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : S_m (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケット プレート				13	120	8.23

(3) 燃料被覆管

垂直落下時に燃料被覆管に生じる応力は、落下衝撃による圧縮応力 σ_c (MPa) と、内圧による各方向応力 σ_z 、 σ_r 、 σ_θ (MPa) である。垂直落下時において、最大応力強さ S (MPa) は燃料被覆管内面に生じるので、燃料被覆管内面のみ評価する。

a. 落下衝撃により生じる圧縮応力

落下衝撃により生じる圧縮応力は、次式で与えられる。

$$\sigma_c = \frac{W \cdot G_v}{A}$$

ここで、

W : 燃料被覆管最下端における重量 (kg)

G_v : 垂直落下時の衝撃加速度 (m/s²)

A : 燃料被覆管の断面積 (mm²)

$$A = \frac{\pi}{4} \cdot (d_o^2 - d_i^2)$$

d_o : 燃料被覆管の外径 (mm)

d_i : 燃料被覆管の内径 (mm)

b. 内圧による応力

内圧 P_0 により生じる各方向応力は、以下の式で与えられる。

$$\sigma_z = \frac{P_0}{K^2 - 1}$$

$$\sigma_r = \frac{-(K^2/R^2 - 1) \cdot P_0}{K^2 - 1}$$

$$\sigma_\theta = \frac{(K^2/R^2 + 1) \cdot P_0}{K^2 - 1}$$

ここで、

σ_z : 軸方向応力 (MPa)

σ_r : 半径方向応力 (MPa)

σ_θ : 周方向応力 (MPa)

P_0 : 内圧 (MPa)

$$K = \frac{b}{a}$$

b : 燃料被覆管外半径 = $\frac{d_o}{2}$ (mm)

a : 燃料被覆管内半径 = $\frac{d_i}{2}$ (mm)

$R = \frac{r}{a}$ (内面においては $R=1$)

r : 評価位置 ($a \leq r \leq b$)

c. 応力強さ

垂直落下時に生じる圧縮応力及び内圧により生じる各方向応力から求める応力強さは、以下の式で与えられる。

$$S = \text{Max}\{|\sigma_{rL} - \sigma_{\theta L}|, |\sigma_{\theta L} - \sigma_{zL}|, |\sigma_{zL} - \sigma_{rL}|\}$$

ここで、

$$\sigma_{rL} = \sigma_r$$

$$\sigma_{\theta L} = \sigma_\theta$$

$$\sigma_{zL} = \sigma_c + \sigma_z$$

このとき、燃料被覆管材料(ジルカロイ-2)の 260°Cにおける照射後の降伏応力 σ_y は 568MPa であるので、余裕率 MS は次式で与えられる。

$$MS = \frac{\sigma_y}{S} - 1$$

以上の諸式を用いて計算した結果を(口)-第 A. 24 表に示す。燃料被覆管に発生する応力は基準値以下である。

(ロ)-第 A. 24 表(a) 頭部 0.3m 垂直落下時の燃料被覆管の強度評価結果

燃料集合体の種類	8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
燃料被覆管の最下端に おける重量 : W(kg)				
衝撃加速度 : G_v (m/s ²)				
燃料被覆管外径 : d_o (mm)	12.5	12.3	12.3	12.3
燃料被覆管内径 : d_i (mm)				
内圧 : P_0 (MPa)	7.3	7.3	7.3	7.3
応力強さ : S (MPa)	80	78	87	89
降伏応力 : σ_y (MPa)	568	568	568	568
余裕率 MS (-)	6.10	6.28	5.52	5.38

注) ジルコニウム内張を除く

(ロ)-第 A. 24 表(b) 底部 0.3m 垂直落下時の燃料被覆管の強度評価結果

燃料集合体の種類	8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
燃料被覆管の最下端に おける重量 : W(kg)				
衝撃加速度 : G_v (m/s ²)				
燃料被覆管外径 : d_o (mm)	12.5	12.3	12.3	12.3
燃料被覆管内径 : d_i (mm)				
内圧 : P_0 (MPa)	7.3	7.3	7.3	7.3
応力強さ : S (MPa)	85	86	97	99
降伏応力 : σ_y (MPa)	568	568	568	568
余裕率 MS (-)	5.68	5.60	4.85	4.73

注) ジルコニウム内張を除く

2. 水平落下

(1) 容器本体

水平落下時の衝撃力に対する容器本体の解析を有限要素法による ABAQUS コードにより行う。

a. 解析モデル

(ロ)章 A. 5. 1. 3 と同様に、主に三次元有限要素を用いた(ロ)-第 A. 8 図に示す三次元 1/2 解析モデルを用いる。

b. 荷重条件及び境界条件

①荷重条件

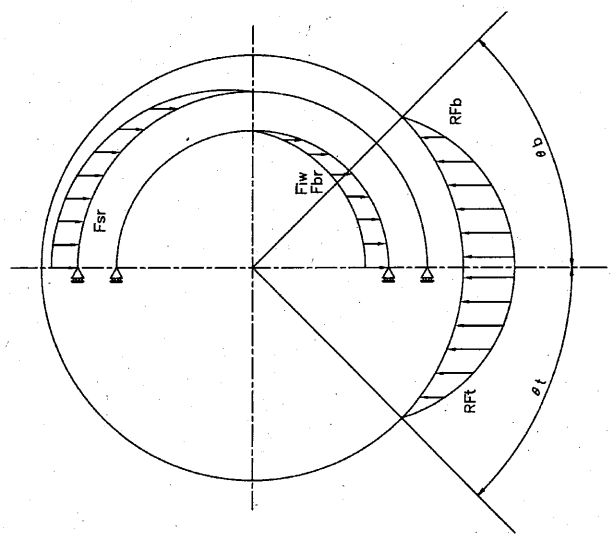
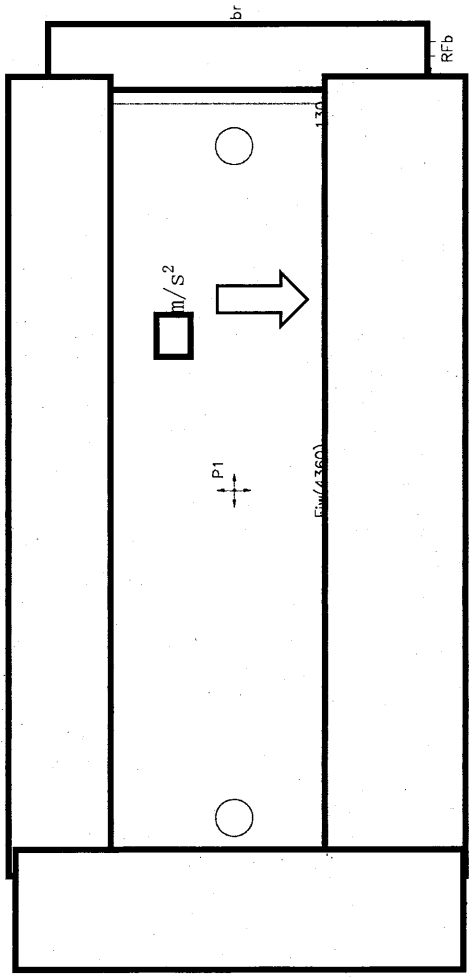
0. 3m 自由落下試験のうち水平落下(以下「0. 3m 水平落下」という。)時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・ 衝撃加速度(m/s²)による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・ 内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が胴内面へ働く。
- ・ 蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・ 落下時の上・下部緩衝体反力が、胴及び底板の側面に働く。

②境界条件

上・下部の緩衝体に取り付けられる面(反力を受ける面)の上・下それぞれ 1 箇所の落下方向の変位を拘束した。また、0° -180° 面の対称面において、対称面直交方向の変位を拘束した。

0. 3m 水平落下時に作用する荷重条件及び境界条件を(ロ)-第 A. 21 図に示す。



- P1 : 胴内圧 (-0.101325MPaG)
- P2 : 一次蓋間圧力 () MPaG
- P3 : 二次蓋間圧力 () MPaG
- Psr : 側部中性子遮蔽材の圧力 () MPaG
- Ptr : 蓋部中性子遮蔽材の圧力 () MPaG
- Pbr : 底部中性子遮蔽材の圧力 () MPaG

- Fiw : 内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力
- Ftr : 蓋部中性子遮蔽材の慣性力
- Fsr : 側部中性子遮蔽材の慣性力
- Fbr : 底部中性子遮蔽材の慣性力
- Rft : 上部緩衝体からの反力
- Rfb : 下部緩衝体からの反力

- Fb1 : 一次蓋初期締付力 () N/本
- Fb2 : 二次蓋初期締付力 () N/本
- Fb3 : 三次蓋初期締付力 () N/本

(口)-第A.21 図 0.3m 水平落下時の荷重条件及び境界条件

c. 解析結果

0.3m 水平落下時の主要な位置((口)-第 A. 20 図参照)に対する一次応力強さの評価結果を(口)-第 A. 25 表に、(一次+二次)応力強さの評価結果を(口)-第 A. 26 表に示す。表に示すように、全ての評価位置において(口)章 A. 1. 2 に示す解析基準値を満足する。また、三次蓋と本体の O リング取付け位置での相対口開き変形量は 0.2mm であり、O リングの初期締付け代 mm より小さく、密封性が損なわれることはない。

(ロ)-第 A. 25 表 0.3m 水平落下時の容器本体に対する一次応力の評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	8		122	14.2
		P_L+P_b	内	7		183	25.1
	外		14	183		12.0	
	②	P_L	-	23		183	6.95
二次蓋	③	P_m	-	14		122	7.71
		P_L+P_b	内	19		183	8.63
	外		15	183		11.2	
	④	P_L	-	24		183	6.62
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	15		155	9.33
		圧縮	-	9		144	15.0
		せん断	-	1		89	88.0
		曲げ	-	1		179	178
	⑥	引張	-	9		155	16.2
		圧縮	-	16		115	6.18
		せん断	-	6	89	13.8	
		曲げ	-	5	179	34.8	
	⑦	引張	-	5	155	30.0	
		圧縮	-	36	115	2.19	
		せん断	-	9	89	8.88	
		曲げ	-	18	179	8.94	
三次蓋	⑧	P_m	-	50	137	1.74	
		P_L+P_b	内	81	205	1.53	
	外		69	205	1.97		
⑨	P_L	-	41	205	4.00		
胴	⑩	P_L	-	72	183	1.54	
	⑪	P_L	-	47	183	2.89	
	⑫	P_m	-	28	122	3.35	
	⑬	P_L	-	12	183	14.2	
底板	⑬	P_m	-	14	122	7.71	
		P_L+P_b	内	14	183	12.0	
	外		18	183	9.16		
	⑭	P_L	-	24	183	6.62	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑳の P_m に対する基準値は S_m 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は $1.5S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は f_t 、圧縮応力に対する基準値は f_c 、せん断応力に対する基準値は f_s 、曲げ応力に対する基準値は f_b である。

(ロ)-第 A. 25 表 0.3m 水平落下時の容器本体に対する一次応力の評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	7		136	18.4
		圧縮	-	26		111	3.26
		せん断	-	8		78	8.75
		曲げ	-	25		157	5.28
	⑯	引張	-	0		136	-
		圧縮	-	76		111	0.46
		せん断	-	8		78	8.75
		曲げ	-	25		157	5.28
外筒	⑰	引張	-	41		156	2.80
		圧縮	-	49		156	2.18
		せん断	-	7		90	11.8
		曲げ	-	119		180	0.51
	⑱	引張	-	71		156	1.19
		圧縮	-	0		156	-
		せん断	-	1		90	89.0
		曲げ	-	14		180	11.8
	⑲	引張	-	22	156	6.09	
		圧縮	-	23	156	5.78	
		せん断	-	1	90	89.0	
		曲げ	-	104	180	0.73	
二次蓋 シール部	㉒	P _L	-	11	183	15.6	
		P _L +P _b	内	36	183	4.08	
	㉓	P _L	-	72	183	1.54	
		P _L +P _b	内	79	183	1.31	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) P_L: 一次局部膜応力強さ、P_b: 一次曲げ応力強さ注3) 断面⑮~⑲の引張応力に対する基準値は f_t、圧縮応力に対する基準値は f_c、せん断
応力に対する基準値は f_s、曲げ応力に対する基準値は f_bである。断面㉒㉓における
基準値は S_yである。

(ロ)-第 A. 26 表 0.3m 水平落下時の容器本体の(一次+二次)応力の評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注2)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	-	内	4		366	90.5
			外	16		366	21.8
	②	-	内	56		366	5.53
			外	86		366	3.25
二次蓋	③	-	内	22		366	15.6
			外	15		366	23.4
	④	-	内	43		366	7.51
			外	70		366	4.22
蓋部中性子 遮蔽材カバ ー	⑤	引張	-	14		465	32.2
		圧縮	-	11		465	41.2
		せん断	-	1		267	266
		曲げ	-	1		537	536
	⑥	引張	-	10		465	45.5
		圧縮	-	17		465	26.3
		せん断	-	7	267	37.1	
		曲げ	-	5	537	106	
	⑦	引張	-	5	465	92.0	
		圧縮	-	34	465	12.6	
		せん断	-	10	267	25.7	
		曲げ	-	18	537	28.8	
三次蓋	⑧	-	内	85	411	3.83	
			外	67	411	5.13	
	⑨	-	内	66	411	5.22	
			外	37	411	10.1	
胴	⑩	-	内	69	366	4.30	
			外	76	366	3.81	
	⑪	-	内	61	366	5.00	
			外	38	366	8.63	
	⑫	-	内	28	366	12.0	
			外	46	366	6.95	
	⑬	-	内	5	366	72.2	
			外	15	366	23.4	
底板	⑭	-	内	34	366	9.76	
			外	23	366	14.9	
	⑮	-	内	7	366	51.2	
			外	59	366	5.20	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮における基準値は $3S_m$ である。断面⑤~⑦の引張応力/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。

(ロ)-第 A. 26 表 0.3m 水平落下時の容器本体の(一次+二次)応力の評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	41		408	8.95
		せん断	-	10		234	22.4
		曲げ	-	31		471	14.1
	⑯	引張	-	0		408	-
		圧縮	-	86		408	3.74
		せん断	-	18		234	12.0
		曲げ	-	5		471	93.2
外筒	⑰	引張	-	55		468	7.50
		圧縮	-	42		468	10.1
		せん断	-	7		270	37.5
		曲げ	-	134		540	3.02
	⑱	引張	-	81		468	4.77
		圧縮	-	0		468	-
		せん断	-	1		270	269
		曲げ	-	15		540	35.0
	⑲	引張	-	36	468	12.0	
		圧縮	-	4	468	116	
		せん断	-	1	270	269	
		曲げ	-	154	540	2.50	
二次蓋 シール部	⑳	-	内	35	183	4.22	
	㉑	-	内	78	183	1.34	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	253	640	1.52	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	486	960	0.97	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	271	640	1.36	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	545	960	0.76	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	260	640	1.46	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	641	960	0.49	

注1) (ロ)-第 A. 20 図参照

注2) σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮~⑲の引張/圧縮応力に対する基準値は $3f_t$ 、せん断応力に対する基準値は $3f_s$ 、曲げ応力に対する基準値は $3f_b$ である。断面⑳㉑における基準値は S_y である。蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2S_m$ 、 $\sigma_m + \sigma_b$ に対して $3S_m$ である。

(2) バスケット

本項では、0.3m 水平落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは十分な強度で解析基準値を満足することを示す。

a. バスケットプレート(横板)の評価

水平落下時に、バスケットプレートの横板には、燃料集合体、中性子吸収及び伝熱プレート、及びバスケットプレート自体の慣性力により、曲げ応力が生じる。バスケットプレートを(口)-第 A.22 図に示す両端において固定とする単位幅の梁と考えると、両端部断面に生じる曲げ応力 σ_b (MPa) は次式で与えられる。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{1}{12} (w_1 + w_2 + w_3) \cdot G_H \cdot L^2$$

断面係数は を考慮して、断面係数 Z は以下で表される。

$$Z = \frac{t^2}{6} \times 0.5$$

ここで、

M : 曲げモーメント (N・mm/mm)

w_1 : 燃料集合体の単位面積当たりの重量 (kg/mm²)

w_2 : の単位面積当たり重量 (kg/mm²)

w_3 : バスケットプレートの単位面積当たり重量 (kg/mm²)

G_H : 衝撃加速度 (m/s²)

L : バスケットプレート幅 (mm)

Z : 断面係数 (mm²)

t : バスケットプレートの板厚 (mm)

当該断面に生じるせん断応力 τ は、以下で表される。

$$\tau = \frac{F}{A}$$

$$F = (w_1 + w_2 + w_3) \cdot G_H \cdot L$$

$$A = t$$

ここで、

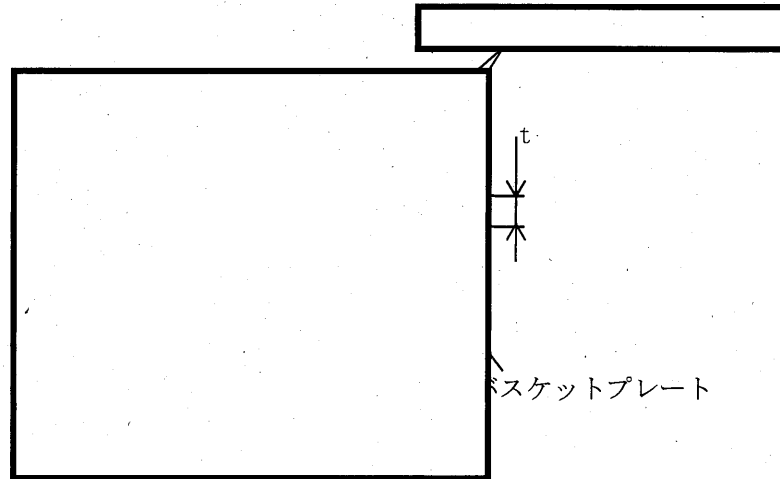
F : 単位長さ当たりに作用する荷重 (N/mm)

A : 単位長さ当たりのせん断断面積 (mm²/mm)

当該断面の応力強さ S は、以下で表される。

$$S = \sqrt{\sigma_b^2 + 4\tau^2}$$

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 27 表に示す。



(ロ)-第 A. 22 図 水平落下時のバスケットプレート(横板)の解析モデル

(ロ)-第 A. 27 表 バスケットプレート(横板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	単位面積当たりの重量 (燃料集合体分) : w_1 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量 : w_2 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量(バスケットプレート分) : w_3 (kg/mm ²)	水平落下時の衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	バスケットプレート幅 : L (mm)
バスケットプレート					

評価位置	バスケットプレートの板厚 : t (mm)	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : 1.5 S_m (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				91	180	0.97

b. バスケットプレート(縦板)の評価

(ロ)-第 A. 23 図に示すように、バスケットプレートの縦板最下部には、自重、 の燃料集合体の重量、 のバスケットプレート横板、 及び の重量による慣性力が荷重として作用する。これより、バスケットプレートの縦板に生じる圧縮応力 σ_c (MPa) は次式で与えられる。

$$\sigma_c = \frac{(w_v + \text{} w_f + \text{} w_{h1} + \text{} w_{h2} + w_{h3}) \cdot G_H}{L_A \cdot t}$$

ここで、

w_v : 縦板 1 枚分の重量 (kg)

w_f : 燃料集合体 1 体の重量 (kg)

w_{h1} : のバスケットプレート横板 枚分の重量 (kg)

w_{h2} : 枚分の重量 (kg)

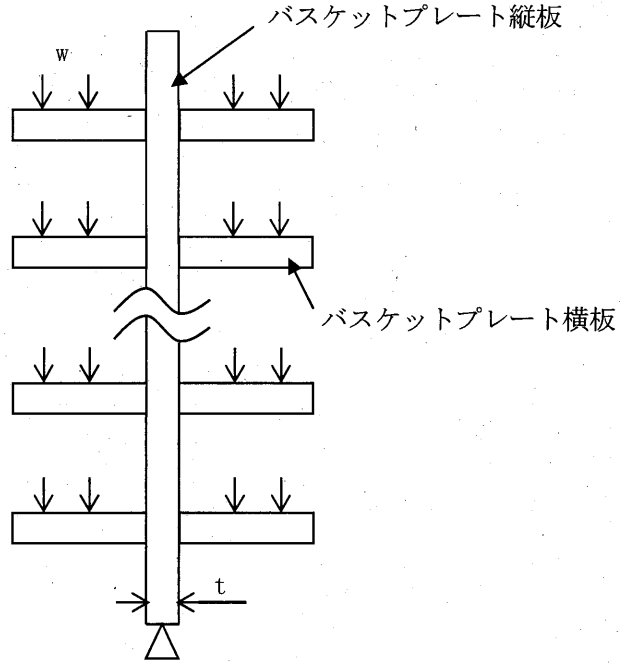
w_{h3} : の重量 (kg)

G_H : 衝撃加速度 (m/s^2)

L_A : バスケットプレートの軸方向長さ (mm)

t : バスケットプレートの板厚 (mm)

計算条件と計算結果を(ロ)-第A.28表に示す。



(ロ)-第A.23図 バスケットプレート(縦板)の解析モデル

(ロ)-第A.28表 バスケットプレート(縦板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	縦板の重量 : w_v (kg)	燃料集合体の重量 : w_f (kg)	の バスケットプレート 横板 枚分 の重量 : w_{h1} (kg)	の 枚分の重量 : w_{h2} (kg)	の重量 : w_{h3} (kg)
バスケットプレート		310			

評価位置	水平落下時の 衝撃加速度 : G_H (m/s^2)	軸方向長さ : L_A (mm)	バスケットプレート の板厚 : t (mm)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : S_m (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				35	120	2.42

(3) 燃料被覆管

水平落下時に生じる応力は、落下衝撃による曲げ応力 σ_b (MPa)と、内圧による各方向応力 σ_z 、 σ_r 、 σ_θ (MPa)である。水平落下時において、最大応力強さ S (MPa)は外面に生じるので、外面のみ評価する。

a. 落下衝撃により生じる曲げ応力

燃料被覆管は、支持格子により支持される連続梁とみなすことができ、1つの支持スパン内の部分を考えると、両端固定梁となる。したがって、落下衝撃により生じる最大曲げ応力は、次式で与えられる。

$$\sigma_b = \frac{M \cdot d_o}{2 \cdot I}$$

$$M = \frac{1}{12} \cdot (W_f + W_c) \cdot G_H \cdot L^2$$

$$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4)$$

ここで、

M : 曲げモーメント (N・mm)

G_H : 水平落下時の衝撃加速度 (m/s²)

I : 断面二次モーメント (mm⁴)

W_f : ペレット単位長さ当たりの重量 (kg/mm)

W_c : 燃料被覆管単位長さ当たりの重量 (kg/mm)

L : 支持スパン (mm)

d_o : 燃料被覆管外径 (mm)

d_i : 燃料被覆管内径 (mm)

b. 内圧による応力

内圧 P_0 により生じる各方向応力は、(口)章 A. 5. 3. 2 の 1. (3)と同じである。

c. 応力強さ

水平落下時に生じる曲げ応力及び内圧により生じる各方向応力から求める応力強さは、以下の式で与えられる。

$$S = \text{Max} \{ |\sigma_{rL} - \sigma_{\theta L}|, |\sigma_{\theta L} - \sigma_{zL}|, |\sigma_{zL} - \sigma_{rL}| \}$$

ここで、

$$\sigma_{rL} = \sigma_r$$

$$\sigma_{\theta L} = \sigma_\theta$$

$$\sigma_{zL} = -\sigma_b + \sigma_z$$

このとき、燃料被覆管材料(ジルカロイ-2)の 260℃における照射後の降伏応力 σ_y は 568MPa であるので、余裕率 MS は次式で与えられる。

$$MS = \frac{\sigma_y}{S} - 1$$

燃料被覆管に生じる応力の計算条件と計算結果を(口)-第 A. 29 表に示す。表に示すとおり、燃料被覆管は解析基準値である燃料被覆管材料(ジルカロイ-2)の 260℃における降伏応力を満足している。

(口)-第 A. 29 表 0.3m 水平落下時の燃料被覆管の強度評価結果

燃料集合体の種類	8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
ペレット単位長さ当たりの重量 : w_f (kg/mm)				
燃料被覆管単位長さ当たりの重量 : w_c (kg/mm)				
衝撃加速度 : G_H (m/s ²)				
支持スパン : L (mm)				
燃料被覆管外径 : d_o (mm)	12.5	12.3	12.3	12.3
燃料被覆管内径 : d_i (mm)				
内圧 : P_0 (MPa)	7.3	7.3	7.3	7.3
応力強さ : S (MPa)	93	91	102	105
降伏応力 : σ_y (MPa)	568	568	568	568
余裕率 MS (-)	5.10	5.24	4.56	4.40

注) ジルコニウム内張を除く

3. コーナー落下

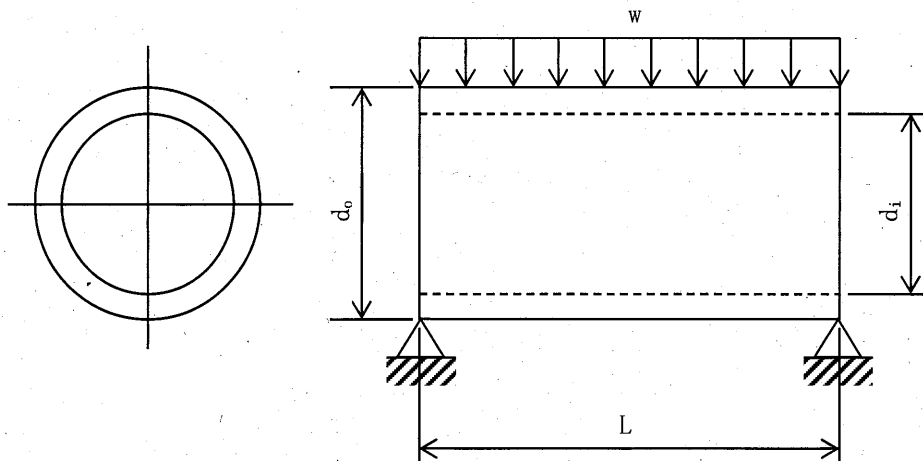
(ロ)-第 A. 18 表に示すように、コーナー落下時の衝撃加速度は、垂直落下及び水平落下時に比べて小さく、垂直及び水平落下時に比べて条件が厳しくない。ただし、頭部コーナー落下時は、頭部 0.3m 垂直落下時と違い蓋部に作用する緩衝体の圧潰力が蓋全面に作用せず内部の収納物等による慣性力が蓋を介して蓋ボルトに作用する。この蓋ボルトへの荷重については、より衝撃加速度の大きい特別の試験条件で評価し、蓋ボルトの応力が設計降伏点より低いことを確認している。したがって、コーナー落下時に輸送容器及び収納物の構造健全性が損なわれることはない。

A. 5.4 積み重ね試験

本項の条件として、核燃料輸送物の重量の 5 倍に相当する荷重又は鉛直投影面積に $1.3 \times 10^{-2} \text{MPa}$ を乗じて得た値に相当する荷重のうち、いずれか厳しい方を 24 時間負荷することになっている。本核燃料輸送物の場合、核燃料輸送物の構造解析上での総重量 $1.326 \times 10^5 \text{kg}$ の 5 倍に相当する $6.630 \times 10^5 \text{kg}$ ($6.51 \times 10^6 \text{N}$) の荷重の方が、本輸送容器の鉛直投影面積に $1.3 \times 10^{-2} \text{MPa}$ を乗じて得た値に相当する荷重(軸に垂直な方向の場合： $2.50 \times 10^5 \text{N}$ 、縦方向の場合： $1.27 \times 10^5 \text{N}$)より大きいので、 $6.630 \times 10^5 \text{kg}$ ($6.51 \times 10^6 \text{N}$) の荷重が連続して輸送容器の軸に垂直な方向にかかる場合及び軸方向にかかる場合について評価を行う。

1. 軸に垂直な方向の荷重の場合

本核燃料輸送物では、容器本体を円筒構造とみなして、最も厳しい条件として(ロ)-第 A. 24 図に示すようにし、長さ L 、外径 d_o (胴外径)、内径 d_i (胴内径)の円筒(胴)を横置きにして両端を単純支持し、鉛直方向に $6.51 \times 10^6 \text{N}$ の等分布荷重が負荷する場合について解析する。



(ロ)-第 A. 24 図 両端単純支持された容器本体の解析モデル図

この場合、荷重を受けるのは容器本体であり、緩衝体が両端支持として働く。輸送容器本体を梁と仮定すれば、生じる最大曲げ応力 σ_b (MPa) は次式で与えられる。

$$\sigma_b = \frac{M_{\max} \cdot d_o}{2 \cdot I}$$

ここで、

$$M_{\max} : \text{最大曲げモーメント (N}\cdot\text{mm)} = \frac{1}{8} \cdot W \cdot L$$

L : 円筒の長さ (容器本体の全長とする) (mm)

I : 円筒の中心軸に垂直な断面における断面二次モーメント (mm⁴)

$$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4)$$

d_o : 円筒外径 (mm)

d_i : 円筒内径 (mm)

W : 荷重 (N)

胴部をこの円筒とみなして曲げ応力を計算した場合の計算条件と計算結果を(口)-第 A.30 表に示す。本核燃料輸送物は、軸に垂直な方向の荷重により圧潰することはない。

(口)-第 A.30 表 容器本体の軸に垂直な方向の積み重ね応力計算条件及び計算結果

評価位置	核燃料輸送物 総重量の 5 倍 の荷重 : W (N)	容器本体 の全長 : L (mm)	胴外径 : d _o (mm)	胴内径 : d _i (mm)	最大曲げ 応力 : σ_b (MPa)	基準値 : S _y (MPa)	余裕率 MS (-)
容器本体	6.51 × 10 ⁶	5,331			8	183	21.8

2. 軸方向の荷重の場合

(ロ)-第 A. 25 図に示すように、円筒を縦置きにし、円筒の軸方向に両端から等分布荷重 W をかけたとき円筒に生じる圧縮応力 σ_c (MPa) は次式で与えられる。

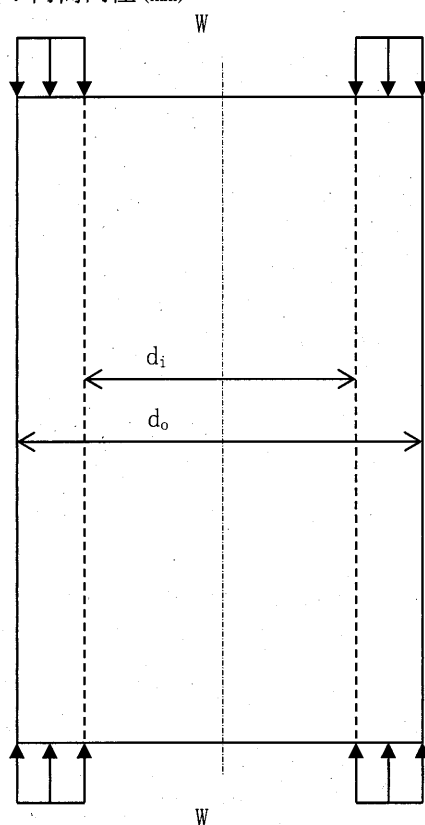
$$\sigma_c = \frac{W}{\frac{\pi}{4} \cdot (d_o^2 - d_i^2)}$$

ここで、

W : 荷重 (N)

d_o : 円筒外径 (mm)

d_i : 円筒内径 (mm)



(ロ)-第 A. 25 図 両端より圧縮される容器本体の解析モデル図

胴部をこの円筒とみなして圧縮応力を計算した場合の計算条件と計算結果を(ロ)-第 A.31 表に示す。本核燃料輸送物は、軸方向の荷重により圧潰することはない。

(ロ)-第 A.31 表 容器本体の軸方向の積み重ね応力計算条件及び計算結果

評価位置	核燃料輸送物 総重量の 5 倍 の荷重 : W(N)	胴外径 : d_o (mm)	胴内径 : d_i (mm)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : S_y (MPa)	余裕率 MS (-)
容器本体	6.51×10^6			5	183	35.6

以上より、容器本体の構造健全性が維持されるので、密封部の健全性が維持される。なお、実際に核燃料輸送物を積み重ねた場合には緩衝体部分が積み重なり、外筒や蓋部及び底部中性子遮蔽材カバーには荷重が作用しないため、遮蔽解析に影響を及ぼすような破損は生じない。また、荷重条件が一般の試験条件に包絡されることから、緩衝体変形量についても、(ロ)章 D の遮蔽解析で考慮している 0.3m 自由落下試験で想定される変形量に包絡される。

A.5.5 貫通

本項では、重量 6kg、直径 3.2cm の軟鋼棒が 1m の高さから本核燃料輸送物外表面で最も板厚の薄い緩衝体カバープレート(板厚 \square mm)へ落下するとした場合に、緩衝体カバープレートが破断せず軟鋼棒は内部に貫通しないことを示す。

6kg の軟鋼棒が 1m の高さから落下したときの落下エネルギーE(N・mm)は、次式で与えられる。

$$E=m \cdot g \cdot H$$

ここで、

m : 軟鋼棒の重量(kg)

g : 重力加速度(m/s²)

H : 落下高さ(mm)

一方、軟鋼棒が緩衝体カバープレートへ落下した際、貫通するためには落下エネルギーが(ロ)-第 A.26 図に示すごとくカバープレートのせん断に必要なエネルギーより大きい場合である。この場合のせん断に要するエネルギーE_s(N・mm)は、次式で与えられる。

$$E_s = \frac{1}{2} \cdot \pi \cdot d \cdot t^2 \cdot S$$

ここで、

d : 軟鋼棒の直径(mm)

t : 緩衝体カバープレートの板厚(mm)

S : カバープレートのせん断強さ(MPa) (\square)

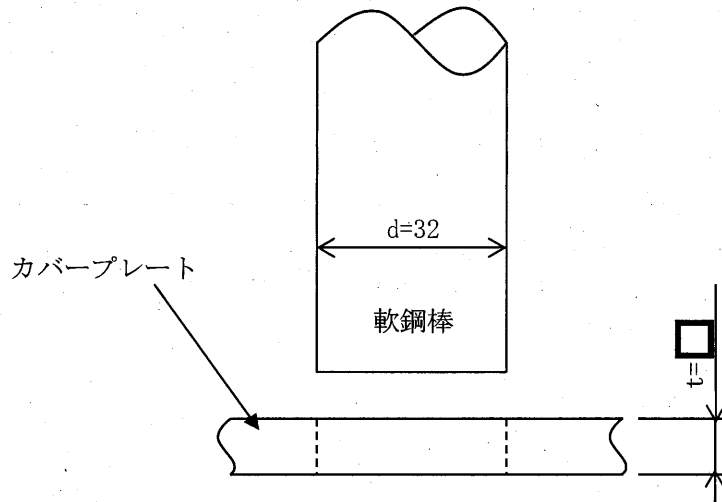
落下エネルギーE とせん断エネルギーE_s を比較すると、計算条件と計算結果を(ロ)-第A.32表に示すようにE<E_sとなり、カバープレートは軟鋼棒の落下によりせん断破壊せず、軟鋼棒は緩衝体カバープレートを貫通しない。

その他の箇所へのせん断に要するエネルギーは、緩衝体カバープレートより大きい
ため、せん断破損は起こらず、密封部の健全性が維持され、また、熱解析及び遮蔽
解析への影響は無視できる。

(ロ)-第 A. 32 表 軟鋼棒の落下エネルギー及びカバープレートの
せん断エネルギー計算条件及び計算結果

項目	軟鋼棒の重量 : m(kg)	重力加速度 : g(m/s ²)	落下高さ : H(mm)	落下エネルギー : E(N・mm)
数値等	6	9.80665	1,000	5.89×10 ⁴

項目	軟鋼棒の 直径 : d(mm)	緩衝体カバー プレートの板厚 : t(mm)	カバープレート の設計引張強さ : S _u (MPa)	カバープレート のせん断強さ : S(MPa)	せん断 エネルギー : E _s (N・mm)
数値等	32				1.97×10 ⁵



(単位 : mm)

(ロ)-第 A. 26 図 せん断による貫通モデル図

A. 5.6 角又は縁落下

本核燃料輸送物は、鋼製の円筒形で重量は 132.6 トンであり、角又は縁落下は該当しない。

A. 5.7 結果の要約及びその評価

1. 解析結果の要約

一般の試験条件下における核燃料輸送物に対する評価結果の要約を(ロ)-第 A. 33 表に示す。表に示すように、0.3m 自由落下試験及び積み重ね試験により緩衝体に永久変形が生じるが、各試験条件下において核燃料輸送物各部分は(ロ)章 A. 1.2 に定めた基準を満足し、構造上の健全性が損なわれることはない。

(ロ) 第 A. 33 表 一般の試験条件下に対する構造解析結果の要約(1/4)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
熱的試験				
一次応力				
一次蓋 (P _L)	1.5S _m	183	17	9.76
二次蓋 (P _L +P _b)	1.5S _m	183	13	13.0
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	f _s	89	9	8.88
三次蓋 (P _L +P _b)	1.5S _m	205	66	2.10
胴 (P _m)	S _m	122	5	23.4
底板 (P _L +P _b)	1.5S _m	183	4	44.7
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	f _b	157	47	2.34
外筒 (引張)	f _t	156	63	1.47
二次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	20	8.15
一次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	17	9.76
(一次+二次)応力				
一次蓋	3S _m	366	26	13.0
二次蓋	3S _m	366	17	20.5
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	3f _s	267	10	25.7
三次蓋	3S _m	411	69	4.95
胴	3S _m	366	21	16.4
底板	3S _m	366	25	13.6
底部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	3f _t	408	39	9.46
外筒 (曲げ)	3f _b	540	103	4.24
二次蓋シール部	S _y	183	19	8.63
一次蓋シール部	S _y	183	18	9.16
一次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	242	1.64
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	259	2.70
二次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	246	1.60
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	266	2.60
三次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	202	2.16
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	333	1.88
口開き変形量	-	□ mm	0.3mm	基準に合致
水噴霧試験				
	吸水性	無	無	基準に合致
	水切り	有	有	基準に合致

(ロ)-第 A. 33 表 一般の試験条件下に対する構造解析結果の要約(2/4)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
0. 3m 自由落下試験				
1. 垂直落下				
(1) 容器本体(頭部 0. 3m 垂直落下)				
一次応力				
一次蓋 (P _L +P _b)	1. 5S _m	183	78	1. 34
二次蓋 (P _L +P _b)	1. 5S _m	183	41	3. 46
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	f _s	89	26	2. 42
三次蓋 (P _L +P _b)	1. 5S _m	205	145	0. 41
胴 (P _L)	1. 5S _m	183	45	3. 06
底板 (P _L +P _b)	1. 5S _m	183	10	17. 3
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	f _b	157	14	10. 2
外筒 (引張)	f _t	156	63	1. 47
二次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	72	1. 54
(一次+二次)応力				
一次蓋	3S _m	366	76	3. 81
二次蓋	3S _m	366	41	7. 92
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	3f _s	267	26	9. 26
三次蓋	3S _m	411	142	1. 89
胴	3S _m	366	57	5. 42
底板	3S _m	366	25	13. 6
底部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	3f _t	408	49	7. 32
外筒 (曲げ)	3f _b	540	103	4. 24
二次蓋シール部	S _y	183	78	1. 34
一次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	284	1. 25
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	303	2. 16
二次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	242	1. 64
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	321	1. 99
三次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	188	2. 40
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	333	1. 88
口開き変形量	-	□ mm	0. 1mm 以下	基準に合致

(ロ)-第A.33表 一般の試験条件下に対する構造解析結果の要約(3/4)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
(2) 容器本体(底部0.3m垂直落下)				
一次応力				
一次蓋 (P _L)	1.5S _m	183	20	8.15
二次蓋 (P _L)	1.5S _m	183	13	13.0
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	f _s	89	11	7.09
三次蓋 (P _L +P _b)	1.5S _m	205	28	6.32
胴 (P _L)	1.5S _m	183	40	3.57
底板 (P _L +P _b)	1.5S _m	183	69	1.65
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	f _b	157	98	0.60
外筒 (引張)	f _t	156	63	1.47
二次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	20	8.15
(一次+二次)応力				
一次蓋	3S _m	366	31	10.8
二次蓋	3S _m	366	17	20.5
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	3f _s	267	12	21.2
三次蓋	3S _m	411	26	14.8
胴	3S _m	366	92	2.97
底板	3S _m	366	81	3.51
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	3f _b	471	78	5.03
外筒 (引張)	3f _t	468	76	5.15
二次蓋シール部	S _y	183	26	6.03
一次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	241	1.65
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	250	2.84
二次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	242	1.64
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	267	2.59
三次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	154	3.15
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	251	2.82
口開き変形量	-	□ mm	0.1mm以下	基準に合致
(3) バスケット				
バスケットプレート(P _m)	S _m	120	13	8.23
(4) 燃料被覆管	σ _y	568	99	4.73

(ロ)-第A.33表 一般の試験条件下に対する構造解析結果の要約(4/4)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
2. 水平落下				
(1) 容器本体				
一次応力				
一次蓋 (P _L)	1.5S _m	183	23	6.95
二次蓋 (P _L)	1.5S _m	183	24	6.62
蓋部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	f _c	115	36	2.19
三次蓋 (P _L +P _b)	1.5S _m	205	81	1.53
胴 (P _L)	1.5S _m	183	72	1.54
底板 (P _L)	1.5S _m	183	24	6.62
底部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	f _c	111	76	0.46
外筒 (曲げ)	f _b	180	119	0.51
二次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	79	1.31
(一次+二次)応力				
一次蓋	3S _m	366	86	3.25
二次蓋	3S _m	366	70	4.22
蓋部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	3f _t	465	34	12.6
三次蓋	3S _m	411	85	3.83
胴	3S _m	366	76	3.81
底板	3S _m	366	59	5.20
底部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	3f _t	408	86	3.74
外筒 (曲げ)	3f _b	540	154	2.50
二次蓋シール部	S _y	183	78	1.34
一次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	253	1.52
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	486	0.97
二次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	271	1.36
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	545	0.76
三次蓋ボルト (σ _m)	2S _m	640	260	1.46
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	3S _m	960	641	0.49
口開き変形量	-	□mm	0.2mm	基準に合致
(3) バスケット				
バスケットプレート(P _m +P _b)	1.5S _m	180	91	0.97
(4) 燃料被覆管	σ _y	568	105	4.40
3. コーナー落下	衝撃加速度が垂直及び水平落下に比べて小さいので、垂直落下及び水平落下の結果より厳しくない。			
積み重ね試験				
軸に垂直な方向	S _y	183	8	21.8
軸方向	S _y	183	5	35.6
6kg 貫通試験				
緩衝体	せん断 エネルギー	1.97×10 ⁵ N・mm	5.89×10 ⁴ N・mm	基準に合致

A.6 特別の試験条件

本節では、本核燃料輸送物が外運搬規則及び外運搬告示に規定された特別の試験条件下において、(ロ)章 A.1.2 に示す基準を満足することを示す。

特別の試験条件は強度試験に引き続いて熱的試験(火災試験)が行われるとする。熱的試験(火災試験)に影響を及ぼす強度試験による変形は、核燃料輸送物の熱的性能に関係する緩衝体の変形である。9m 落下試験と 1m 貫通試験の試験順序の違いによってこれらの破損又は変形に有意な差は生じないので、これらに引き続く熱的試験(火災試験)においては、強度試験の順序の違いは核燃料輸送物に影響を与えない。したがって、強度試験は 9m 落下試験に続いて 1m 貫通試験が行われるとして解析する。

A.6.1 強度試験・落下試験 I (9m 落下時)

連続して行われる特別の試験の第 1 番目は、核燃料輸送物が最大損傷を受けるよう、平らな降伏しない落下試験台上に 9m の高さから核燃料輸送物を落下させるものである。

本項では、核燃料輸送物が 9m 落下した場合、その落下エネルギーが、容器本体端部に取り付けられた緩衝体の変形によって吸収され、核燃料輸送物に加わる衝撃力が十分緩和されることを示し、それに対する核燃料輸送物の健全性を検討する。

1. 解析モデル

(1) 解析する落下姿勢

核燃料輸送物が最大破損を受ける落下方向としては次の 4 種類を考える。

- ① 垂直落下
- ② 水平落下
- ③ コーナー落下(落下点が核燃料輸送物の重心を通る鉛直線上にある場合)
- ④ 傾斜落下

ここで、傾斜落下については、落下試験及び水平落下の結果に基づき評価する。

(2) 解析方法

緩衝体の変形量と衝撃力の計算方法は、(ロ)章 A.5.3.1 に示す方法と同様に行う。

落下エネルギーの計算条件と計算結果を(ロ)-第 A.34 表に示す。

(ロ)-第 A.34 表 核燃料輸送物落下エネルギー計算条件及び計算結果

項目	核燃料輸送物 最大総重量 : m(kg)	重力加速度 : g(m/s ²)	落下高さ : H(mm)	核燃料輸送物の 落下エネルギー : E _k (N・mm)
数値	1.326×10 ⁵	9.80665	9,000	1.17×10 ¹⁰

(3) 各落下方向解析モデル

各落下方向の解析モデルは、(ロ)-第 A. 13 図～(ロ)-第 A. 17 図に示したとおりである。

2. 落下時の緩衝体の変形量と衝撃加速度

落下エネルギー E_k に対する変形量 δ と衝撃加速度 G_A は(ロ)-第 A. 35 表に示すようになる。

ここで、衝撃加速度 G_A は次式で求めている。

$$G_A = \frac{F}{m}$$

ここで、

F : 解析で求めた衝撃力 (N)

m : 核燃料輸送物最大総重量 (kg)

なお、上記解析で得られた衝撃加速度に余裕を持たせた設計加速度 G_D を設定し、輸送容器の健全性確認のための解析に用いる。設計加速度 G_D を(ロ)-第 A. 35 表にあわせて示す。

(ロ)-第 A. 35 表に示すとおり、9m 落下試験時において核燃料輸送物の緩衝体に圧潰変形が生じる。

(ロ)-第 A. 35 表 9m 落下試験時の衝撃加速度と緩衝体の変形量

落下姿勢		衝撃力 ^{注1)} : F (N)	衝撃加速度 : G_A (m/s ²)	設計加速度 : G_D (m/s ²)	緩衝体の変形量 : δ (mm)	設計基準変形量 ^{注2)} : δ_{max} (mm)
垂直落下	頭部	[]	[]	[]	287	463
	底部				307	477
水平落下					334	362
コーナー落下	頭部				644	730
	底部				663	713

注1) ()内の数字は、

注2) 設計基準変形量とは、それぞれの落下方向において衝撃力を急激に上昇させないための設計上の基準値である。

A.6.1.1 垂直落下

9m 垂直落下時の衝撃力に対して、容器本体は十分な強度で密封性を保持し、胴内のバスケットは破損することなく、かつ遮蔽評価に影響を及ぼすような塑性変形が生じないことを示す。

1. 容器本体

垂直落下時の衝撃力に対する容器本体の解析を有限要素法による ABAQUS コードにより行う。また落下方向は頭部及び底部落下とする。

(1) 解析モデル

(ロ)章 A.5.3.2 と同様に、主に三次元有限要素を用いた三次元 1/2 解析モデルを用いる。

(2) 荷重条件及び境界条件

a. 荷重条件

頭部 9m 垂直落下時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・ 衝撃加速度 (\square m/s²) による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・ 下部緩衝体の自重による慣性力が底部外面に働く。
- ・ 内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が一次蓋内面に働く。
- ・ 蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・ 落下時の上部緩衝体反力が蓋部に働く。

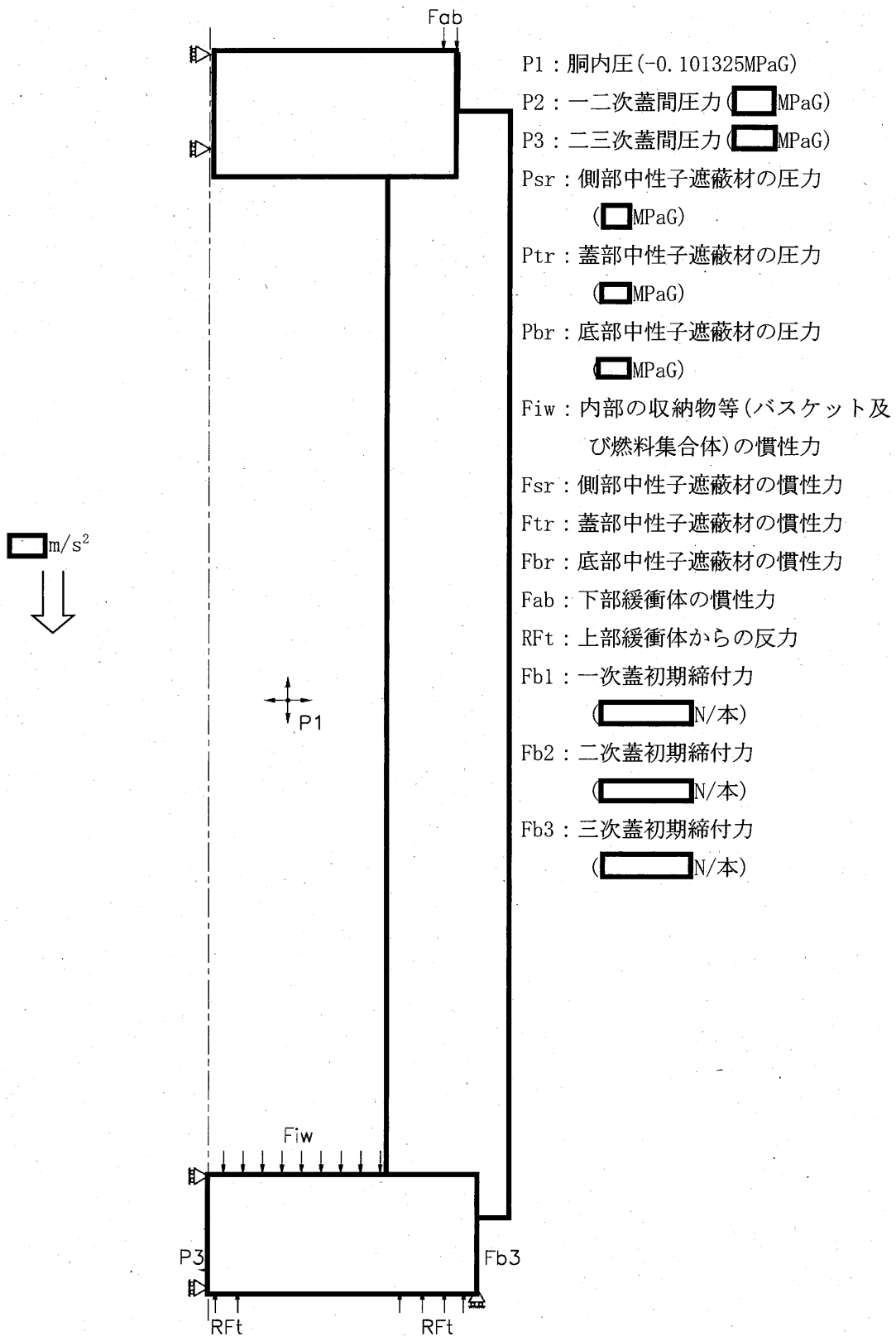
底部 9m 垂直落下時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・ 衝撃加速度 (\square m/s²) による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・ 上部緩衝体の自重による慣性力が三次蓋外面に働く。
- ・ 内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が底板内面に働く。
- ・ 蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・ 落下時の下部緩衝体反力が底部に働く。

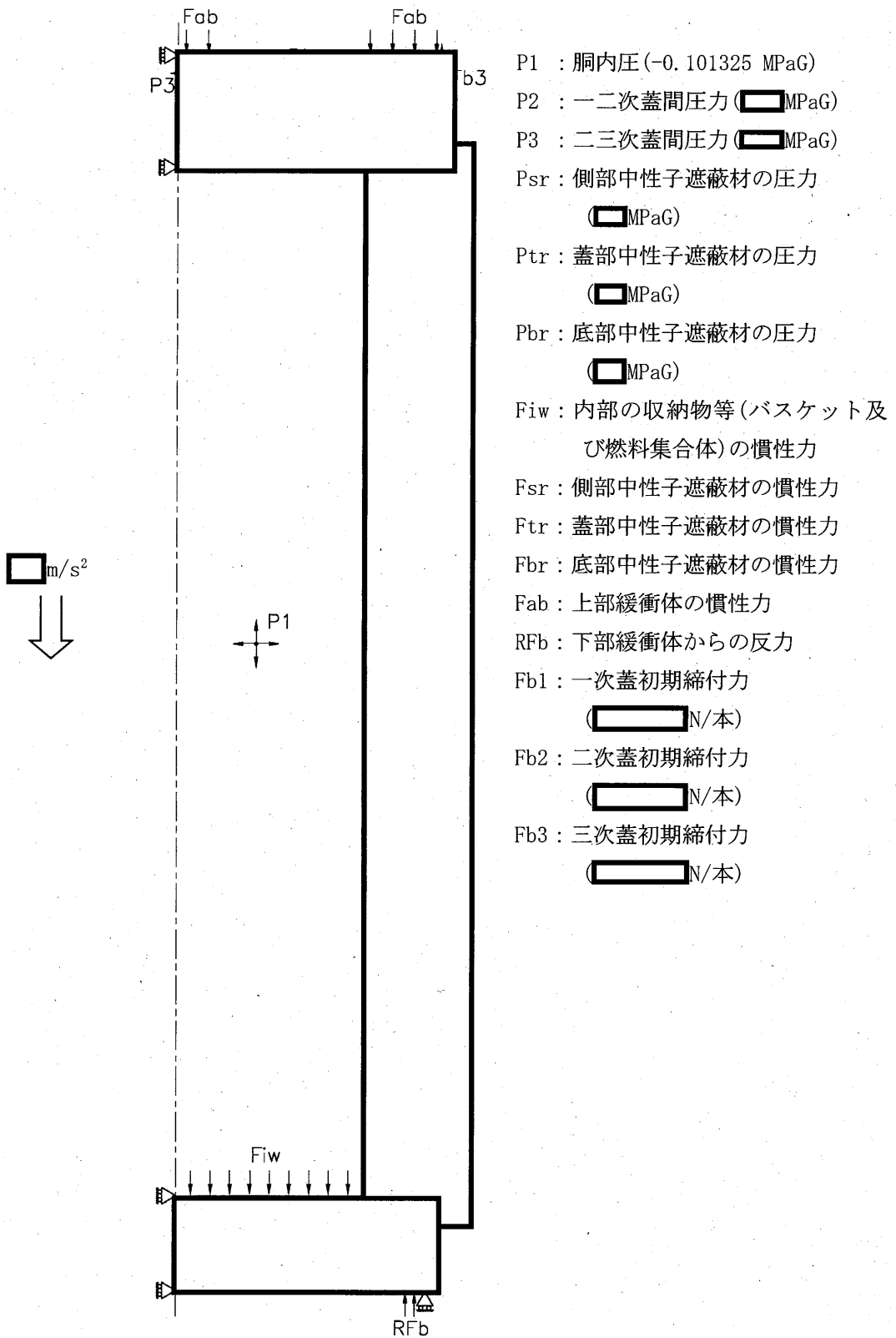
b. 境界条件

境界条件は、緩衝体の衝撃力を受ける面の節点の軸方向変位、対称面上の節点の対称面直交方向変位及び本体中心軸上の節点の対称面平行方向変位を拘束し、他は変位自由とした。

それぞれの落下方向に対する荷重条件及び境界条件を(ロ)-第 A.27 図及び(ロ)-第 A.28 図に示す。



(口)-第 A. 27 図 頭部 9m 垂直落下時の荷重条件及び境界条件



(口)-第 A. 28 図 底部 9m 垂直落下時の荷重条件及び境界条件

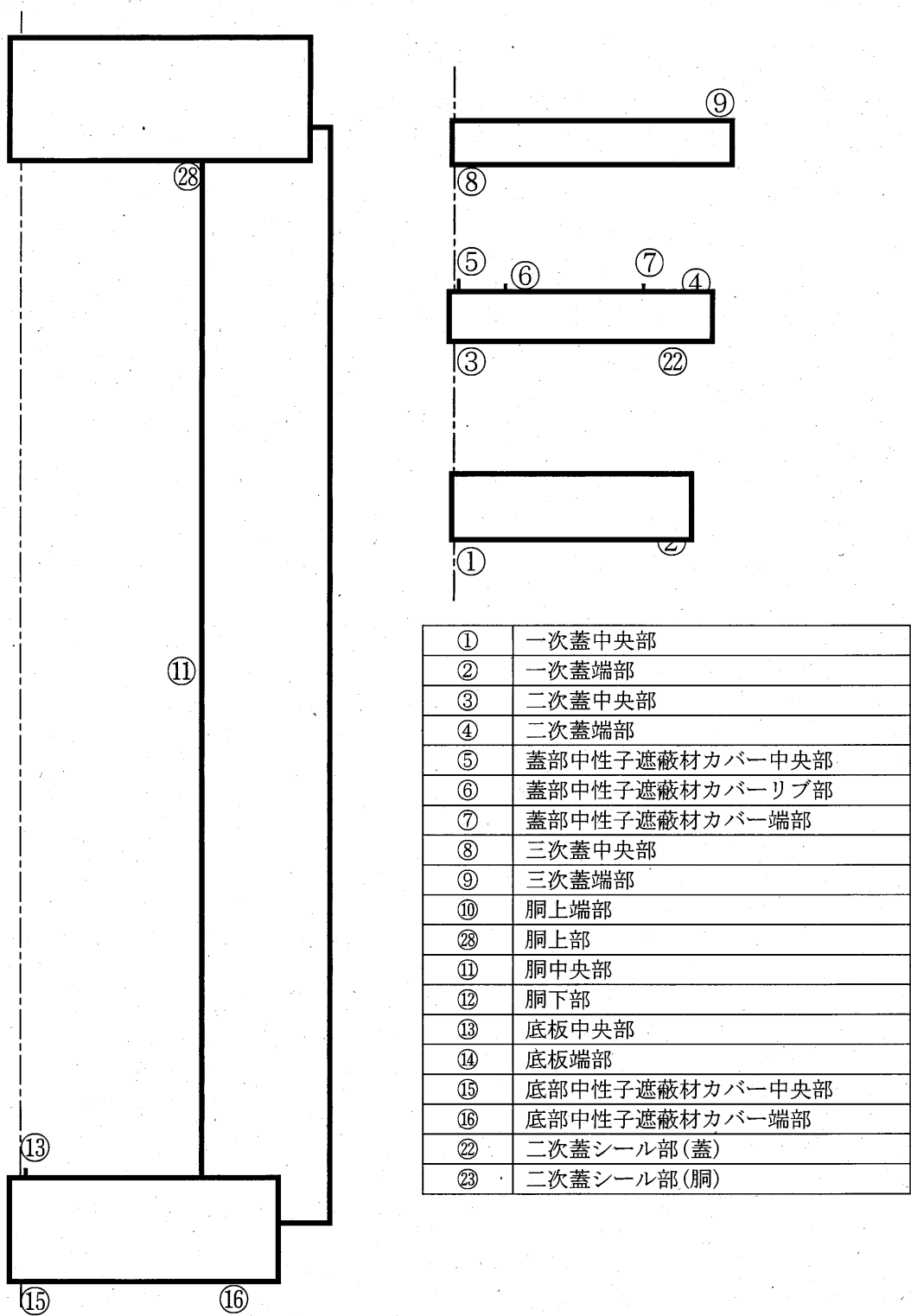
(3) 解析結果

a. 容器本体

主な位置((口)-第 A. 29 図参照)に対する頭部 9m 垂直落下時の一次応力強さ及び蓋ボルトの評価結果を(口)-第 A. 36 表に、また、底部 9m 垂直落下時の一次応力強さ及び蓋ボルトの評価結果を(口)-第 A. 37 表に示す。

それぞれの表に示すように、全ての評価位置において(口)章 A. 1. 2 に示す解析基準値を満足する。

また、三次蓋と本体の O リング取付位置での相対口開き変形量は、頭部垂直落下時及び底部垂直落下時ともに 0.1mm 以下であり、O リングの初期締付け代 mm より小さく、密封性が損なわれることはない。



(ロ)-第 A. 29 図 特別の試験条件における応力評価位置

(ロ)-第 A. 36 表 頭部 9m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価

(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	21		251	10.9
			内	132		377	1.85
		外	143	377		1.63	
	②	P_L	-	57		377	5.61
二次蓋	③	P_m	-	31		251	7.09
			内	54		377	5.98
		外	83	377		3.54	
	④	P_L	-	46		377	7.19
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	5		279	54.8
			-	2		255	126
			-	5		160	31.0
			-	6		321	52.5
	⑥	引張	-	5		279	54.8
			-	23		195	7.47
			-	7	160	21.8	
			-	7	321	44.8	
	⑦	引張	-	41	279	5.80	
			-	24	195	7.12	
			-	32	160	4.00	
			-	81	321	2.96	
三次蓋	⑧	P_m	-	203	283	0.39	
			内	308	425	0.37	
		外	291	425	0.46		
⑨	P_L	-	47	425	8.04		
胴	⑩	P_L	-	86	377	3.38	
	⑮	P_L	-	39	377	8.66	
	⑪	P_m	-	22	251	10.4	
	⑫	P_L	-	7	377	52.8	
底板	⑬	P_m	-	5	251	49.2	
			内	14	377	25.9	
		外	15	377	24.1		
	⑭	P_L	-	7	377	52.8	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮の P_m に対する基準値は $2/3S_u$ 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は S_u である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。

(ロ)-第 A. 36 表 頭部 9m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価

(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	1		210	209
		圧縮	-	1		169	168
		せん断	-	4		121	29.2
		曲げ	-	12		243	19.2
	⑯	引張	-	6		210	34.0
		圧縮	-	11		169	14.3
		せん断	-	3		121	39.3
		曲げ	-	17		243	13.2
三次蓋 シール部	㉒	P_L	-	50	183	2.66	
		P_L+P_b+Q	内	60	183	2.05	
	㉓	P_L	-	86	183	1.12	
		P_L+P_b+Q	内	133	183	0.37	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	418	686	0.64	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	475	1,030	1.16	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	236	961	3.07	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	349	961	1.75	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	156	961	5.16	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	304	961	2.16	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ、 Q : 二次応力強さ、
 σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮⑯の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、
せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。断
面㉒㉓の P_L 及び P_L+P_b+Q に対する基準値は S_y である。一次蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2/3S_u$ 、 $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_u である。二次蓋ボ
ルト及び三次蓋ボルトの基準値は σ_m 及び $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_y である。

(ロ)-第 A. 37 表 底部 9m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価

(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	4		251	61.7
		$P_L + P_b$	内	27		377	12.9
			外	27		377	12.9
	②	P_L	-	24		377	14.7
二次蓋	③	P_m	-	19		251	12.2
		$P_L + P_b$	内	49		377	6.69
			外	31		377	11.1
	④	P_L	-	17		377	21.1
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	0		279	-
		圧縮	-	13		255	18.6
		せん断	-	1		160	159
		曲げ	-	1		321	320
	⑥	引張	-	2		279	138
		圧縮	-	9		195	20.6
		せん断	-	22	160	6.27	
		曲げ	-	26	321	11.3	
	⑦	引張	-	0	279	-	
		圧縮	-	7	195	26.8	
		せん断	-	12	160	12.3	
		曲げ	-	27	321	10.8	
三次蓋	⑧	P_m	-	22	283	11.8	
		$P_L + P_b$	内	36	425	10.8	
	外		29	425	13.6		
⑨	P_L	-	13	425	31.6		
胴	⑩	P_L	-	21	377	16.9	
	⑪	P_L	-	12	377	30.4	
	⑫	P_m	-	28	251	7.96	
	⑬	P_L	-	86	377	3.38	
底板	⑭	P_m	-	43	251	4.83	
		$P_L + P_b$	内	118	377	2.19	
			外	148	377	1.54	
	⑮	P_L	-	36	377	9.47	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮の P_m に対する基準値は $2/3S_u$ 、 P_L 及び $P_L + P_b$ に対する基準値は S_u である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。

(ロ)-第 A.37 表 底部 9m 垂直落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価

(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類注2) 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa)注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	37		210	4.67
		圧縮	-	1		169	168
		せん断	-	23		121	4.26
		曲げ	-	73		243	2.32
	⑯	引張	-	33		210	5.36
		圧縮	-	29		169	4.82
		せん断	-	30		121	3.03
		曲げ	-	152		243	0.59
二次蓋 シール部	㉒	P_L	-	19		183	8.63
		P_L+P_b+Q	内	25		183	6.32
	㉓	P_L	-	21		183	7.71
		P_L+P_b+Q	内	43		183	3.25
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	240	686	1.85	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	264	1,030	2.90	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	244	961	2.93	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	291	961	2.30	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	181	961	4.30	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	308	961	2.12	

注1) (ロ)-第 A.29 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ、 Q : 二次応力強さ、
 σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮⑯の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、
せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。断
面㉒㉓の P_L 及び P_L+P_b+Q に対する基準値は S_y である。一次蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2/3S_u$ 、 $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_u である。二次蓋ボ
ルト及び三次蓋ボルトの基準値は σ_m 及び $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_y である。

2. バスケット

垂直落下時にバスケットに生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 38 表に示す。なお、発生応力はバスケット材料の °Cにおける設計降伏点(133MPa)より低いので、バスケットは塑性変形しない。

(ロ)-第 A. 38 表 バスケットプレートの応力計算条件及び計算結果

評価位置	バスケット 材料の密度 : ρ (kg/mm ³)	バスケット 全長 : L (mm)	垂直落下時の 衝撃加速度 : G_v (m/s ²)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : $2/3S_u$ (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケット プレート				27	263	8.74

A.6.1.2 水平落下

9m 水平落下時の衝撃力に対して、容器本体は十分な強度で密封性を保持することを示す。また、胴内のバスケットは破損することはない、かつ遮蔽評価に影響を及ぼすような塑性変形が生じないことを示す。

1. 容器本体

水平落下時の衝撃力に対する容器本体の解析を有限要素法による ABAQUS コードにより行う。

(1) 解析モデル

(ロ)章 A.5.3.2 と同様に、主に三次元有限要素を用いた三次元 1/2 解析モデルを用いる。

(2) 荷重条件及び境界条件

a. 荷重条件

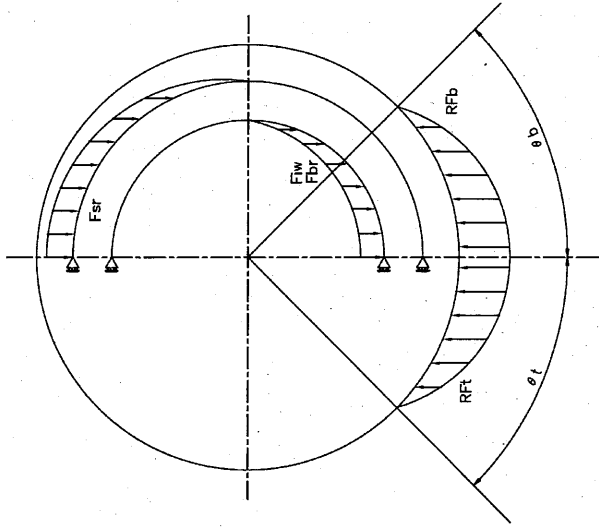
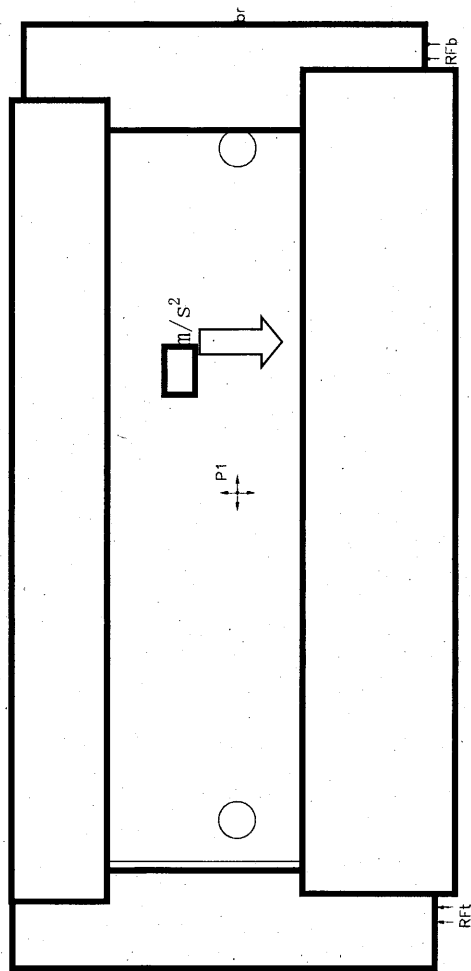
9m 水平落下時に作用する荷重は次のとおりである。

- ・衝撃加速度 $\square \text{ m/s}^2$ による自重の慣性力が落下方向に働く。
- ・内部の収納物等(バスケット及び燃料集合体)の慣性力が胴内面に働く。
- ・蓋部、側部、底部中性子遮蔽材等の非強度部材は、相当重量に応じた荷重を考慮して、その荷重受面に分布させる。
- ・落下時の上・下部緩衝体反力が、胴及び底板の側面に働く。

b. 境界条件

上・下部の緩衝体に取り付けられる面(反力を受ける面)の上・下それぞれ 1 箇所の落下方向の変位を拘束した。また、 $0^\circ - 180^\circ$ 面の対称面において、対称面直交方向の変位を拘束した。

水平落下時に対する荷重条件及び境界条件を(ロ)-第 A.30 図に示す。



P1: 胴内圧 (-0.101325MPaG)

P2: 一次蓋間圧力 (MPaG)

P3: 二次蓋間圧力 (MPaG)

Psr: 側部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)

Ptr: 蓋部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)

Pbr: 底部中性子遮蔽材の圧力 (MPaG)

Fiw: 内部の収納物等 (バスケット
及び燃料集合体) の慣性力

Ftr: 蓋部中性子遮蔽材の慣性力

Fsr: 側部中性子遮蔽材の慣性力

Fbr: 底部中性子遮蔽の慣性力

RfT: 上部緩衝体からの反力

RfB: 下部緩衝体からの反力

Fb1: 一次蓋初期締付力 (N/本)

Fb2: 二次蓋初期締付力 (N/本)

Fb3: 三次蓋初期締付力 (N/本)

(ロ)-第 A.30 図 9m 水平落下時の荷重条件及び境界条件

(3) 解析結果

a. 容器本体

9m 水平落下時の主要な位置((口)-第 A. 29 図参照)に対する一次応力強さの評価結果を(口)-第 A. 39 表に示す。表に示すように、全ての評価位置において(口)章 A. 1. 2 に示す解析基準値を満足する。

また、三次蓋と本体の O リング取付位置での相対口開き変形量は 0. 4mm であり、O リングの初期締付け代 mm より小さく、密封性が損なわれることはない。

(ロ)-第 A. 39 表 9m 水平落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	24		251	9.45
		P_L+P_b	内	13		377	28.0
	外		35	377		9.77	
	②	P_L	-	62		377	5.08
二次蓋	③	P_m	-	56		251	3.48
		P_L+P_b	内	53		377	6.11
	外		60	377		5.28	
	④	P_L	-	62		377	5.08
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	25		279	10.1
		圧縮	-	63		255	3.04
		せん断	-	2		160	79.0
		曲げ	-	4		321	79.2
	⑥	引張	-	3		279	92.0
		圧縮	-	86		195	1.26
		せん断	-	4	160	39.0	
		曲げ	-	6	321	52.5	
	⑦	引張	-	10	279	26.9	
		圧縮	-	116	195	0.68	
		せん断	-	15	160	9.66	
		曲げ	-	27	321	10.8	
三次蓋	⑧	P_m	-	62	283	3.56	
		P_L+P_b	内	96	425	3.42	
	外		77	425	4.51		
⑨	P_L	-	71	425	4.98		
胴	⑩	P_L	-	176	377	1.14	
	⑪	P_L	-	120	377	2.14	
	⑫	P_m	-	77	251	2.25	
	⑬	P_L	-	25	377	14.0	
底板	⑭	P_m	-	33	251	6.60	
		P_L+P_b	内	31	377	11.1	
	外		42	377	7.97		
	⑮	P_L	-	57	377	5.61	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑭及び⑮の P_m に対する基準値は $2/3S_u$ 、 P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は S_u である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。

(ロ)-第 A. 39 表 9m 水平落下時の容器本体に対する一次応力及び蓋ボルトの評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	9		210	22.3
		圧縮	-	69		169	1.44
		せん断	-	7		121	16.2
		曲げ	-	22		243	10.0
	⑯	引張	-	0		210	-
		圧縮	-	158		169	0.06
		せん断	-	11		121	10.0
		曲げ	-	25		243	8.72
二次蓋 シール部	㉒	P_L	-	40	183	3.57	
		P_L+P_b	内	68	183	1.69	
	㉓	P_L	-	158	183	0.15	
		P_L+P_b	内	175	183	0.04	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	271	686	1.53	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	580	1,030	0.77	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	294	961	2.26	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	639	961	0.50	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	318	961	2.02	
	-	$\sigma_m+\sigma_b$	-	848	961	0.13	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ、 σ_m : 平均引張応力、
 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮⑯の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、
せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。断面
㉒㉓の P_L 及び P_L+P_b に対する基準値は S_y である。
一次蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2/3S_u$ 、 $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_u である。二次蓋ボ
ルト及び三次蓋ボルトの基準値は σ_m 及び $\sigma_m+\sigma_b$ に対して S_y である。

2. バスケット

本項では、9m 水平落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは十分な強度を有し、解析基準値を満足することを示す。

(1) バスケットプレート(横板)

水平落下時にバスケットプレート(横板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 40 表に示す。

(ロ)-第 A. 40 表 バスケットプレート(横板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	単位面積当たりの重量 (燃料集合体分) : w_1 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量 : w_2 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量(バスケットプレート分) : w_3 (kg/mm ²)	水平落下時の衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	バスケットプレート幅 : L (mm)
バスケットプレート					

評価位置	バスケットプレートの板厚 : t (mm)	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				273	395	0.44

なお、 \square °Cにおけるバスケット材料の設計降伏点 S_y は 133MPa であるので、バスケットプレート(横板)には塑性変形が生じる。

臨界評価への影響を確認するため、以下のように有限要素法による ABAQUS コードを用いた変形量評価を行う。

バスケットプレートの変形量評価における解析モデルと、荷重条件及び境界条件について、(ロ)-第 A. 31 図に示す。

a. 解析モデル

バスケットプレート(横板)の一部を取り出した部分モデルとする。

・バスケットの軸方向に対しては、バスケットプレートのうち \square を保守的に無視し、 \square に相当する \square を模擬する。

・バスケットの軸直角方向、すなわちバスケットの格子幅方向に対しては、バスケットプレート幅 \square mm を模擬する。

b. 荷重条件及び境界条件等

9m 水平落下時にバスケットプレートに作用する荷重は次のとおりである。

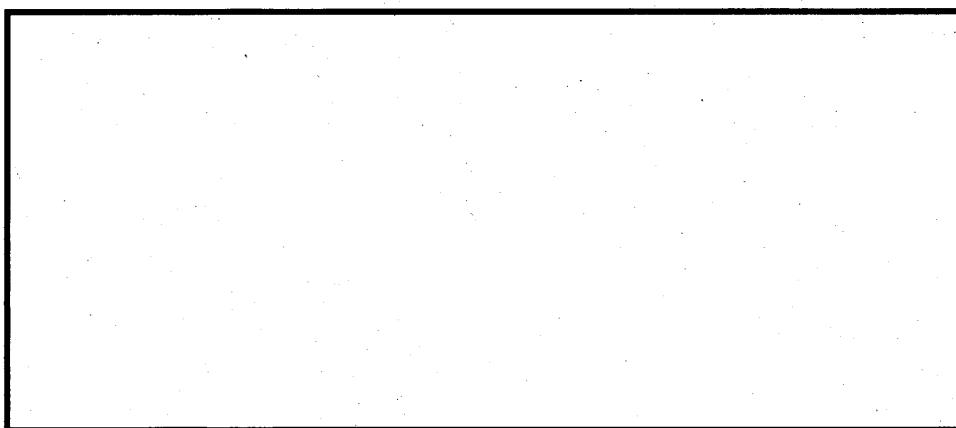
・衝撃加速度 (\square m/s²) による、燃料集合体、 \square 及びバスケットプレート自体の慣性力が落下方向に働く。

ここで、荷重条件としてバスケットプレート部分モデルに作用させる慣性力は、バスケットプレートのうち [] の慣性力も作用するものとして、 [] の慣性力とする。

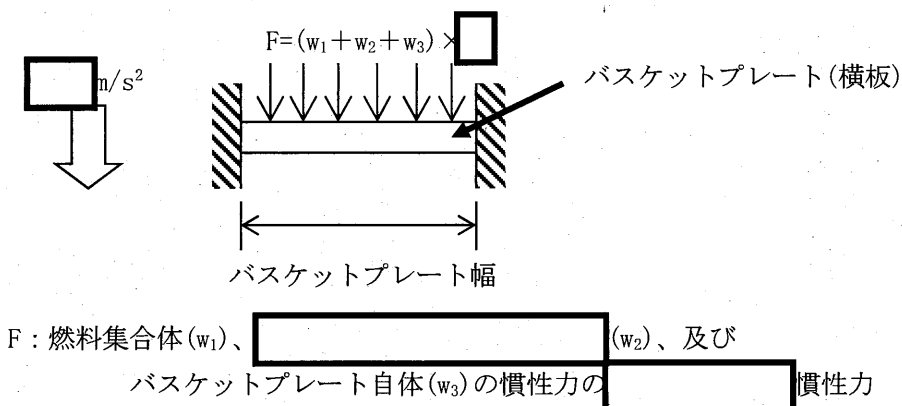
境界条件は、バスケットプレート部分モデルの両端を固定とする。

バスケットプレートは、保守的に弾完全塑性体として考慮する。

解析結果から、バスケットの変形は [] mm と評価される。臨界評価においては、バスケットプレート(横板)に対して上記の結果を安全側に [] mm の塑性変形が生じるものとして評価する。



(解析モデル図)



(荷重条件及び境界条件)

(ロ)-第 A. 31 図 バスケットプレートの変形量評価条件

(2) バスケットプレート(縦板)

水平落下時にバスケットプレート(縦板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 41 表に示す。

(ロ)-第 A. 41 表 バスケットプレート(縦板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	縦板の重量 : w_v (kg)	燃料集合体の重量 : w_r (kg)	の バスケットプレート 横板 枚分の 重量 : w_{h1} (kg)	の の 枚分の重量 : w_{h2} (kg)	の重量 : w_{h3} (kg)
バスケット プレート		310			

評価位置	水平落下時の 衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	軸方向長さ : L_A (mm)	バスケットプレート の板厚 : t (mm)	圧縮圧力 : σ_c (MPa)	基準値 : $2/3S_u$ (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケット プレート				105	263	1.50

次に、座屈強度について検討する。

バスケットプレートの有効細長比 λ は、次式により与えられる。

$$\lambda = \frac{L_k}{i}$$

ここで、

L_k : 座屈長さ(両端固定) (mm)

i : 座屈軸についての断面二次半径 (mm)

$$i = \sqrt{\frac{I}{A}}$$

I : 断面二次モーメント

$$I = \frac{1}{12} \cdot t^3$$

t : バスケットプレートの板厚 (mm)

A : 断面積 (mm²/mm)

$$A = t$$

また、バスケットプレートの限界細長比 Λ は、次式により与えられる。

$$\Lambda = \sqrt{\frac{\pi^2 \cdot E}{0.6 \cdot F^*}}$$

ここで、

E : バスケットプレートの縦弾性係数 (MPa)

F* : 40°Cにおける設計降伏点の 1.2 倍、設計降伏点の 1.35 倍又は設計引張強さの 0.7 倍のいずれか小さい方の値 (MPa)

バスケット格子の有効細長比は、限界細長比より小さいので、許容圧縮応力 f_c^* は、

$$f_c^* = \left\{ 1 - 0.4 \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2 \right\} \cdot \frac{F^*}{\nu}$$

ここで、

$$\nu : \nu = 1.5 + \frac{2}{3} \cdot \left(\frac{\lambda}{\Lambda} \right)^2$$

であり、圧縮応力基準値は $1.5f_c^*$ (MPa) である。

ここで、バスケットプレートに生じる一次圧縮応力は、(ロ)-第 A. 41 表で示した 105MPa である。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 42 表に示す。

(ロ)-第 A. 42 表 バスケットプレートの応力計算条件及び計算結果

項目	バスケットプレートの板厚 : t (mm)	座屈長さ : L_k (mm)	断面積 : A (mm ² /mm)	バスケットプレートの縦弾性係数 : E (MPa)	F*値 (MPa)
数値					

項目	許容圧縮応力 : f_c^* (MPa)	一次圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : $1.5f_c^*$ (MPa)	余裕率 MS (-)
数値		105	146	0.39

A. 6. 1. 3 コーナー落下

(ロ)-第 A. 35 表に示すように、コーナー落下時の衝撃加速度は、垂直落下及び水平落下に比べて同等又は小さい。

したがって、コーナー落下時の輸送容器の各部の応力は、垂直及び水平落下時の結果より厳しくなることはない。ただし、頭部コーナー落下時は、頭部垂直落下時と違い蓋部に作用する緩衝体の圧潰力が蓋全面に作用せず、内部の収納物等による慣性力が蓋を介して蓋ボルトに作用するため、蓋ボルトの健全性を評価する。

1. 一次蓋ボルト

頭部コーナー落下時に、一次蓋ボルトには、一次蓋自重及び内部の収納物(バスケット及び燃料集合体)の慣性力並びに胴内圧及び一二次蓋間圧力による引張応力が生じる。ここで、初期締付力、熱応力、胴内圧及び一二次蓋間圧力によって一次蓋ボルトとフランジ部とは釣合った状態になっているが、コーナー落下時、一次蓋自重と収納物の慣性力が外力として一次蓋ボルトに加わる。

(1) 初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により生じる引張応力

初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により一次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t1} (MPa) は、(ロ)-第 A. 16 表より、242MPa である。

(2) 慣性力により生じる引張応力

慣性力により一次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t2} (MPa) は、次式で与えられる。

$$\sigma_{t2} = \frac{W \cdot G_c \cdot \cos \theta}{\frac{\pi}{4} \cdot d^2 \cdot n}$$

ここで、

W : 一次蓋及び内部の収納物の重量 (kg)

G_c : 衝撃加速度 (m/s^2)

θ : 落下角度 ($^\circ$)

d : ボルト最小径 (mm)

n : ボルトの数 (本)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 43 表に示す。

(ロ)-第 A. 43 表 慣性力により一次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	一次蓋及び内部の収納物の重量 : W (kg)	衝撃加速度 : G_c (m/s ²)	落下角度 : θ (°)	ボルト最小径 : d (mm)	ボルトの数 : n (本)	引張応力 : σ_{t2} (MPa)
数値						

(3) 一次蓋ボルトに生じる引張応力

各荷重により一次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_t (MPa) は、次式で与えられる。

$$\sigma_t = \sigma_{t1} + \phi \cdot \sigma_{t2}$$

ここで、

ϕ : ボルト内力係数(-)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 44 表に示す。

(ロ)-第 A. 44 表 一次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により生じる引張応力 : σ_{t1} (MPa)	ボルト内力係数 : ϕ (-)	慣性力により生じる引張応力 : σ_{t2} (MPa)	ボルトに生じる引張応力 : σ_t (MPa)	解析基準値 : $2/3S_u$ (MPa)	余裕率 MS (-)
数値	242			321	686	1.13

2. 二次蓋ボルト

頭部コーナー落下時に、二次蓋ボルトには、二次蓋自重及び蓋間圧力による引張応力が生じる。ここで、初期締付力、熱応力及び蓋間圧力によって二次蓋ボルトとフランジ部とは釣合った状態になっているが、コーナー落下時、二次蓋自重の慣性力が外力として二次蓋ボルトに加わる。

(1) 初期締付力、熱応力及び蓋間圧力により生じる引張応力

初期締付力、熱応力及び蓋間圧力により二次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t1} (MPa) は、(ロ)-第 A. 16 表より、246MPa である。

(2) 慣性力により生じる引張応力

慣性力により二次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t2} (MPa) は、W を二次蓋の重量として一次蓋と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 45 表に示す。

(ロ)-第 A. 45 表 慣性力により二次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	二次蓋の重量 : W (kg)	衝撃加速度 : G_c (m/s ²)	落下角度 : θ (°)	ボルト最小径 : d (mm)	ボルトの数 : n (本)	引張応力 : σ_{t2} (MPa)
数値						

(3) 二次蓋ボルトに生じる引張応力

各荷重により二次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_t (MPa) は、一次蓋と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 46 表に示す。

(ロ)-第 A. 46 表 二次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により生じる引張応力 : σ_{t1} (MPa)	ボルト内力係数 : ϕ (-)	慣性力により生じる引張応力 : σ_{t2} (MPa)	ボルトに生じる引張応力 : σ_t (MPa)	解析基準値 : S_y (MPa)	余裕率 MS (-)
数値	246			256	961	2.75

3. 三次蓋ボルト

頭部コーナー落下時に、三次蓋ボルトには、三次蓋自重及び蓋間圧力による引張応力が生じる。ここで、初期締付力、熱応力及び蓋間圧力によって三次蓋ボルトとフランジ部とは釣合った状態になっているが、コーナー落下時、三次蓋自重の慣性力が外力として三次蓋ボルトに加わる。

(1) 初期締付力、熱応力及び蓋間圧力により生じる引張応力

初期締付力、熱応力及び蓋間圧力により三次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t1} (MPa) は、(ロ)-第 A. 16 表より、202MPa である。

(2) 慣性力により生じる引張応力

慣性力により三次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_{t2} (MPa) は、W を三次蓋の重量として一次蓋と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 47 表に示す。

(ロ)-第 A. 47 表 慣性力により三次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	三次蓋の重量 : W (kg)	衝撃加速度 : G_c (m/s ²)	落下角度 : θ (°)	ボルト最小径 : d (mm)	ボルトの数 : n (本)	引張応力 : σ_{t2} (MPa)
数値						

(3) 三次蓋ボルトに生じる引張応力

各荷重により三次蓋ボルトに生じる引張応力 σ_t (MPa) は、一次蓋と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 48 表に示す。

(ロ)-第 A. 48 表 三次蓋ボルトに生じる引張応力計算条件及び計算結果

項目	初期締付力、熱応力、胴内圧及び蓋間圧力により生じる引張応力 : σ_{t1} (MPa)	ボルト 内力係数 : ϕ (-)	慣性力により生じる引張応力 : σ_{t2} (MPa)	ボルトに生じる引張応力 : σ_t (MPa)	解析基準値 : S_y (MPa)	余裕率 MS (-)
数値	202			222	961	3.32

A. 6. 1. 4 傾斜落下

傾斜落下については、落下方向がコーナー落下と垂直落下との間の場合と、コーナー落下と水平落下の間の場合がある。前者の場合は、落下エネルギーの一部が核燃料輸送物を垂直方向に回転させるのに費やされるので、エネルギーの吸収は垂直落下とコーナー落下よりも小さくなり、これらのいずれよりも条件が厳しくなることはない。

一方、後者の場合、細長い核燃料輸送物では落下エネルギーの一部が核燃料輸送物の回転運動エネルギーとなり二次衝突側の吸収エネルギーが増加する場合がある。本核燃料輸送物は直径に対する長さの比が約 1.9 と小さく細長い核燃料輸送物には該当しないが、(ロ)章 A. 10. 3 に示すように細長い核燃料輸送物に関する解析例をもとにした二次衝撃側の衝撃加速度の影響を評価しても、傾斜落下時に核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。

A. 6. 1. 5 結果の要約

1. 結果の要約

9m 落下試験の衝撃加速度と緩衝体変形量の要約は(ロ)-第 A. 35 表のとおりである。なお、緩衝体変形量は設計基準変形量以下であり、容器本体に発生する衝撃加速度が急激に上昇することはない。本試験では、緩衝体は変形するが、緩衝体は輸送容器本体から外れることはない。

2. 結果の検討

9m 落下試験による塑性変形は、緩衝体及びバスケットに生じるが、輸送容器本体の構造上の健全性が損なわれることはない。

以上の解析及び評価は、周囲温度 38℃の高温側の環境下に対して行った。低温側の環境下に対しては、(ロ)章 A. 4. 2 に示すように、低温になっても材料は脆化等がなく、機械的性質が低下することがなく、また(ロ)章 A. 6. 1 に示すように応力は基準値を満足するため、核燃料輸送物の構造上の健全性は維持され、密封性は維持される。

A.6.2 強度試験・落下試験Ⅱ(1m 落下時)

本項では、9m 落下試験に引き続いて 1m 貫通試験が行われるとして核燃料輸送物が 1m 高さから直径 150mm の軟鋼棒へ落下した場合に対して、核燃料輸送物が耐えることを解析によって示す。

1m 貫通試験は、核燃料輸送物が最大損傷をうけるよう垂直及び水平方向に落下し、衝突時に核燃料輸送物の重心の真下に軟鋼棒があるとして解析した。

これ以外の落下は、落下エネルギーが回転モーメントとして作用するので核燃料輸送物に対して上記落下より大きな損傷を生じることはない。

解析は、垂直方向落下における蓋部及び底部について行う。また、水平方向落下においては、胴について行う。

1. 垂直落下

(1) 蓋部の貫通強度

蓋部については、三次蓋が貫通しないことを示す。

落下時に軟鋼棒が圧潰することにより輸送容器に加わる最大荷重 F_{bar} (N) は、以下のとおり求められる。

$$F_{\text{bar}} = \sigma_u \cdot A$$

ここで、

σ_u : 軟鋼棒の設計引張強さ (MPa)

A : 軟鋼棒の断面積 (mm²)

$$A = \frac{\pi}{4} \cdot d^2$$

d : 軟鋼棒の直径 (mm)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A.49 表に示す。

(ロ)-第 A.49 表 輸送容器に加わる最大荷重計算条件及び計算結果

項目	軟鋼棒直径 : d (mm)	軟鋼棒の設計引張強さ : σ_u (MPa)	最大荷重 : F_{bar} (N)
数値	150	400	7.07×10^6

押抜きせん断によって板にせん断破壊を引き起こすのに必要な力 F(N) は、次式で表わされる。

$$F = \pi \cdot d \cdot t \cdot S$$

ここで、

d : 軟鋼棒直径 (mm)

t : 板厚 (mm)

S : せん断強さ (MPa)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 50 表に示す。三次蓋が貫通されることはない。したがって、これらに覆われる二次蓋、これに付属するモニタリングポートカバープレート、二次蓋に覆われる一次蓋及びカバープレートは貫通されることなく健全性は担保される。また、三次蓋は胴フランジに押しつけられ、Oリング取付位置での口開きは生じない。

(ロ)-第 A. 50 表 蓋部のせん断破壊を引き起こすのに必要な力の計算条件及び計算結果

項目	軟鋼棒直径 : d(mm)	板厚 : t(mm)	せん断強さ : S(MPa)	せん断破壊に必要な力 : F(N)	最大荷重 : F _{bar} (N)	余裕率 MS (-)
数値	150			7.73×10 ⁶	7.07×10 ⁶	0.09

注 1)

注 2) せん断強さは、

する。ここで、(ロ)-第 A. 2 図より、
 の °C における設計引張強さはいずれも MPa
 であるので、せん断強さ S は、S= MPa となる。

(2) 底部(底部中性子遮蔽材カバー)の貫通強度

底部については、底部中性子遮蔽材カバーが貫通しないことを蓋部と同様に示す。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 51 表に示す。底部(底部中性子遮蔽材カバー)が貫通されることはない。

(ロ)-第 A. 51 表 底部のせん断破壊を引き起こすのに必要な力の計算条件及び計算結果

項目	軟鋼棒直径 : d(mm)	板厚 : t(mm)	せん断強さ : S(MPa)	せん断破壊に必要な力 : F(N)	最大荷重 : F _{bar} (N)	余裕率 MS (-)
数値	150			8.65×10 ⁶	7.07×10 ⁶	0.22

注 1) 評価板厚 t は、底部中性子遮蔽材カバーの板厚 (mm) となる。

注 2) 底部中性子遮蔽材カバーの材料 の °C における設計引張強さは MPa であるので、せん断強さ S は、S= MPa となる。

2. 水平落下

(1) 胴の貫通強度

水平落下の場合、軟鋼棒には外筒が衝突して変形し、破損する可能性がある。したがって、水平落下では胴に対して検討する。

押し抜きせん断によって胴がせん断破壊を引き起こすのに必要な力 $F(N)$ は、(ロ)章 6.2 の 1. の (1) と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 52 表に示す。胴が貫通されることはない。

(ロ)-第 A. 52 表 胴のせん断破壊を引き起こすのに必要な力の計算条件及び計算結果

項目	軟鋼棒直径 : $d(mm)$	板厚 : $t(mm)$	せん断強さ : $S(MPa)$	せん断破壊に必要な力 : $F(N)$	最大荷重 : $F_{bar}(N)$	余裕率 MS (-)
数値	150			2.38×10^7	7.07×10^6	2.36

注 1) d_2 : 胴外径(本体胴最小寸法)= \square mm、 d_1 : 胴内径(本体胴内最大寸法)= \square mm より、 $t=(d_2-d_1)/2=\square$ mm となる。

注 2) 胴材料(\square)の \square °Cにおける設計引張強さは \square MPa であるので、せん断強さ S は、 $S=\square$ MPa となる。

A. 6. 2. 1 結果の要約

1m 貫通試験においては緩衝体、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、容器本体に破損が生じることはない。

以上の解析及び評価は周囲温度 38°C の高温側の環境下に対して行った。低温側の環境下に対しては、(ロ)章 A. 4. 2 に示すように低温になっても材料は脆化等がなく、機械的性質が低下することがないので、核燃料輸送物の構造上の健全性は維持されるため、密封性能が損なわれることはない。

A. 6. 3 熱的試験

A. 6. 3. 1 温度及び圧力の要約

1. 温度

核燃料輸送物各部の最高温度は(ロ)章 B の熱解析から求まる。各部位の最高温度と解析基準値を定める温度を(ロ)-第 A. 53 表に示す。

(ロ)-第 A. 53 表 特別の試験条件下における最高温度の要約

(単位：℃)

部 位	熱解析結果	解析基準値設定温度
胴、フランジ	221	
底板	170	
一次蓋	125	
二次蓋	122	
三次蓋	122	
一次蓋ボルト	125	
二次蓋ボルト	122	
三次蓋ボルト	122	
蓋部中性子遮蔽材カバー	121	
底部中性子遮蔽材カバー	137	
バスケット	301	

2. 圧力

(ロ)章 B の熱解析から求まる特別の試験条件下における輸送容器各部の圧力及び構造解析で使用する圧力を(ロ)-第 A. 54 表に示す。

(ロ)-第 A. 54 表 特別の試験条件下における熱解析結果の要約と評価

項目	熱解析結果	構造解析使用圧力	圧力設定方法
胴内圧			内外差圧が最大となるように熱解析結果に余裕を取った値を使用
一二次蓋間圧力			内外差圧が最大となるように熱解析結果に余裕を取った値を使用
二三次蓋間圧力			三次蓋に対して安全側となるように熱解析結果(三次蓋-胴内圧)に余裕を取った値を使用

なお、蓋部における中性子遮蔽材充填空間については、長期貯蔵後の中性子遮蔽材の劣化に伴う圧力上昇を考慮して、蓋部を MPaG (MPa) とし、側部及び底部における中性子遮蔽材充填空間については、 から、内圧がかからないものとする。

A. 6. 3. 2 熱膨張

1. 応力計算

本項では、特別の試験条件下における容器本体各部の熱応力と圧力による応力の計算を行う。(ロ)章 B. 5. 3 に示す温度分布と輸送容器各部の圧力を荷重条件とし、解析は有限要素法による ABAQUS コードを用いて行う。

(1) 解析モデル

(ロ)章 A. 5. 1. 3 と同様に、主に三次元有限要素を用いた(ロ)-第 A. 8 図に示す三次元 1/2 解析モデルを用いる。

(2) 荷重条件及び境界条件

a. 荷重条件

(ロ)章 B. 5. 3 に示される容器本体の温度差が一番大きくなる火災発生 30 分後における温度分布((ロ)-第 B. 17 図参照)、胴内圧()MPaG)、一二次蓋間圧力()MPaG)、二三次蓋間圧力()MPaG)を荷重条件とする。

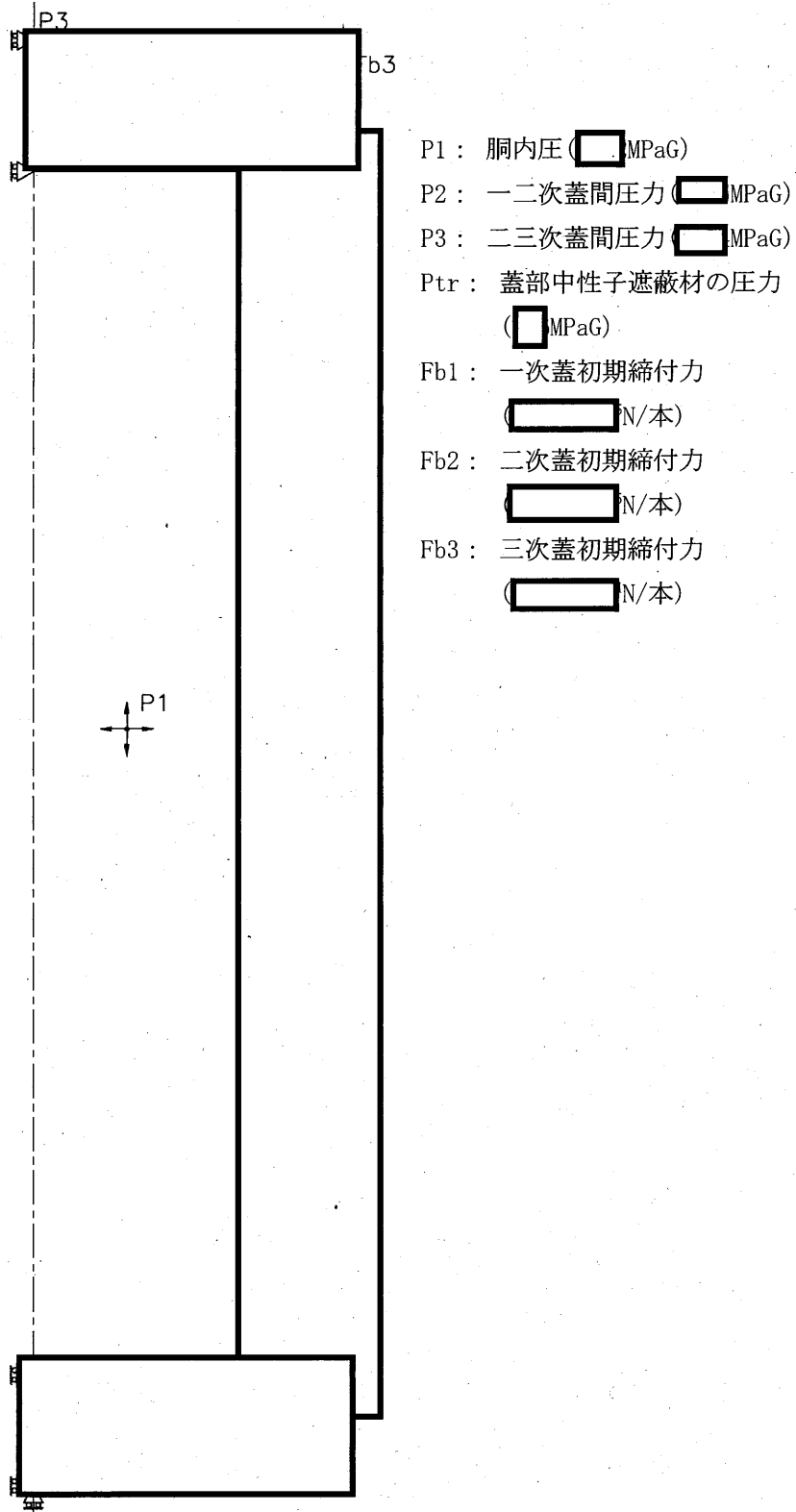
蓋部における中性子遮蔽材充填空間については、長期貯蔵後の中性子遮蔽材の劣化に伴う圧力上昇を考慮して、蓋部を()MPaG ()MPa)とする。

なお、側部中性子遮蔽材充填空間及び底部中性子遮蔽材充填空間の圧力は、()。

また、一次蓋ボルト、二次蓋ボルト及び三次蓋ボルトにはそれぞれ初期締付力()N/本、()N/本、()N/本)を考慮する。

b. 境界条件

(ロ)-第 A. 32 図に示すように、底部の 1 箇所の軸方向変位、対称面上の節点の対称面直交方向変位を拘束し、他は変位自由とする。



(口)-第 A. 32 図 特別の試験条件の熱的試験(火災試験)における荷重条件及び境界条件

A.6.3.3 許容応力との比較

1. 容器本体各部

(ロ)-第 A.29 図に示す容器本体の主要な評価位置における一次応力及び蓋ボルトの応力の評価結果を、(ロ)-第 A.55 表に示す。表に示すように、いずれの応力も(ロ)章 A.1.2 に定めた解析基準値以下である。

なお、三次蓋ボルトは三次蓋と異なる材質のため、運搬中に予想される $-20\sim 38^{\circ}\text{C}$ の周囲温度の変化により軸力が変化する。仮に周囲温度 -20°C で三次蓋ボルトを締め付けた後特別の試験条件下に置かれた場合は、ステンレス鋼製の三次蓋と合金鋼製の三次蓋ボルトの熱膨張係数の差により三次蓋ボルトの軸力が約14%増加するものの余裕率が0.14以上あるため、また周囲温度 38°C で締め付けた後特別の試験条件下に置かれた場合には、軸力が約6%減少するもののOリングを締め付けるために必要な軸力を維持しているため、三次蓋ボルトに緩みや破損を生じることはない。一方、一次蓋ボルトと二次蓋ボルトは、それぞれ一次蓋と二次蓋との温度の差及び熱膨張係数の差が小さく、軸力の変化は軽微であることから、緩みや破損を生じることはない。

また、三次蓋と本体のOリング取付位置での相対口開き量は0.4mmであり、Oリングの初期締付け代 \square mmより小さく、密封性が損なわれることはない。

(ロ)-第 A. 55 表 特別の試験条件下における圧力による容器本体の

一次応力及び蓋ボルトの応力評価(1/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) 注3)	余裕率 MS (-)
一次蓋	①	P_m	-	1		251	250
		$P_L + P_b$	内	1		377	376
	外		1	377		376	
	②	P_L	-	15		377	24.1
二次蓋	③	P_m	-	9		251	26.8
		$P_L + P_b$	内	24		377	14.7
	外		18	377		19.9	
④	P_L	-	12	377		30.4	
蓋部中性子 遮蔽材カバー	⑤	引張	-	5		279	54.8
		圧縮	-	1		255	254
		せん断	-	2		160	79.0
		曲げ	-	3		321	106
	⑥	引張	-	11		279	24.3
		圧縮	-	0		195	-
		せん断	-	67	160	1.38	
		曲げ	-	62	321	4.17	
	⑦	引張	-	11	279	24.3	
		圧縮	-	0	195	-	
		せん断	-	35	160	3.57	
		曲げ	-	69	321	3.65	
三次蓋	⑧	P_m	-	41	283	5.90	
		$P_L + P_b$	内	69	425	5.15	
	外		62	425	5.85		
⑨	P_L	-	17	425	24.0		
胴	⑩	P_L	-	4	377	93.2	
	⑪	P_L	-	2	377	187	
	⑫	P_m	-	1	251	250	
	⑬	P_L	-	1	377	376	
底板	⑭	P_m	-	1	251	250	
		$P_L + P_b$	内	2	377	187	
	外		3	377	124		
	⑮	P_L	-	1	377	376	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_m : 一次一般膜応力強さ、 P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ注3) 断面①~④、⑧~⑮及び⑳の P_m に対する基準値は $2/3S_u$ 、 P_L 及び $P_L + P_b$ に対する基準値は S_u である。断面⑤~⑦の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。

(ロ)-第 A. 55 表 特別の試験条件下における圧力による容器本体の

一次応力及び蓋ボルトの応力評価(2/2)

部位	断面 No. 注1)	応力分類 ^{注2)} 又は応力 の種類	表面	応力強さ 又は応力 (MPa)	温度 (°C)	解析 基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
底部中性子 遮蔽材カバー	⑮	引張	-	1		210	209
		圧縮	-	0		169	-
		せん断	-	1		121	120
		曲げ	-	1		243	242
	⑯	引張	-	1		210	209
		圧縮	-	3		169	55.3
		せん断	-	3		121	39.3
		曲げ	-	2		243	120
二次蓋 シール部	㉒	P_L	-	13		174	12.3
		$P_L + P_b + Q$	内	24		174	6.25
	㉓	P_L	-	6	174	28.0	
		$P_L + P_b$	内	12	174	13.5	
一次蓋 ボルト	-	σ_m	-	243	686	1.82	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	274	1,030	2.75	
二次蓋 ボルト	-	σ_m	-	259	961	2.71	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	299	961	2.21	
三次蓋 ボルト	-	σ_m	-	217	961	3.42	
	-	$\sigma_m + \sigma_b$	-	388	961	1.47	

注1) (ロ)-第 A. 29 図参照

注2) P_L : 一次局部膜応力強さ、 P_b : 一次曲げ応力強さ、 Q : 二次応力強さ、
 σ_m : 平均引張応力、 σ_b : 曲げ応力注3) 断面⑮⑯の引張応力に対する基準値は $1.5f_t^*$ 、圧縮応力に対する基準値は $1.5f_c^*$ 、せん断応力に対する基準値は $1.5f_s^*$ 、曲げ応力に対する基準値は $1.5f_b^*$ である。断面㉒㉓の P_L 、 $P_L + P_b$ 及び $P_L + P_b + Q$ に対する基準値は S_y である。一次蓋ボルトの基準値は σ_m に対して $2/3S_u$ 、 $\sigma_m + \sigma_b$ に対して S_u である。二次蓋ボルト及び三次蓋ボルトの基準値は σ_m 及び $\sigma_m + \sigma_b$ に対して S_y である。

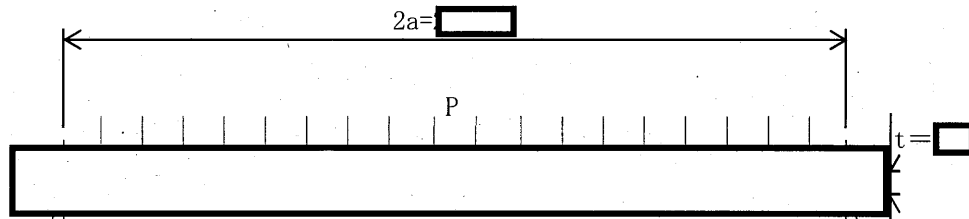
A. 6. 4 浸漬

本核燃料輸送物の収納物は、最大放射エネルギーが A_2 値の 10 万倍を超えるので、(ロ)章 A. 7 において 200m 浸漬に相当する水頭圧で解析を行い、胴、底板及び三次蓋の破損のないことを確認している。

特別の試験条件の 15m 浸漬試験においては、強化浸漬試験の負荷条件より厳しくないため、胴、底板及び三次蓋は、(ロ)章 A. 1. 2 で定めた基準を満足するが、外運搬規則及び外運搬告示に基づいて 15m 浸漬試験における三次蓋の強度を確認する。

なお、ここでは内圧を真空(-0.101325MPaG)とし、15m の水圧(0.15MPa)と内圧の差圧(0.251325MPa)を外圧とする。

三次蓋の強度解析モデルを(ロ)-第 A. 33 図に示す。



(単位：mm)

(ロ)-第 A. 33 図 三次蓋の強度解析モデル図

三次蓋を端部固定の円板としてモデル化すると、その最大曲げ応力 σ_b (MPa) は、次式で与えられる¹³⁾。ここで、板厚 t は保守的に薄肉部を用いる。

$$\sigma_b = 0.75 \cdot \frac{P \cdot a^2}{t^2}$$

ここで、

a : 円板の半径 (mm)

P : 差圧 (MPa)

t : 板厚 (mm)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 56 表に示す。三次蓋は、外圧に対して十分な強度を有する。なお、上記の発生応力値は \square °Cにおける三次蓋の材料の設計降伏点 ($S_y=156$ MPa)より低く、また外圧は蓋を押し付けるように作用するので、蓋 O リングの密封性能は 15m 浸漬試験において保持される。

(ロ)-第 A. 56 表 三次蓋の曲げ応力計算条件及び計算結果

項目	円板の半径 : a (mm)	差圧 : P (MPa)	板厚 : t (mm)	最大 曲げ応力 : σ_b (MPa)	三次蓋 の温度 (°C)	設計 引張強さ : S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
数値		0.251325		109		425	2.89

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 \square MPaG 及び \square MPaG の内圧が生じているが、水深 15m の水圧 (0.15MPa) が外圧として負荷されることで差圧が緩和されるため、遮蔽解析に影響を及ぼすような破損は生じない。

A. 6. 5 結果の要約及びその評価

1. 解析結果の要約

特別の試験条件下における核燃料輸送物に対する結果の要約を(ロ)-第 A. 57 表に示す。表に示すように、各試験条件において核燃料輸送物各部は(ロ)章 A. 1. 2 に定めた基準を満足し構造上の健全性が損なわれることはない。

2. 破損の要約

特別の試験条件下における核燃料輸送物の主な破損の要約を(ロ)-第 A. 58 表に示す。

各解析で考慮するこれらの影響の具体的評価は、以下(ロ)章各項で検討する。

(ロ)-第 A. 57 表 特別の試験条件下における構造解析結果の要約(1/3)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
9m 落下試験				
1. 垂直落下				
(1) 容器本体(頭部垂直落下)				
一次応力				
一次蓋 (P _L +P _b)	S _u	377	143	1.63
二次蓋 (P _L +P _b)	S _u	377	83	3.54
蓋部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	1.5f _b *	321	81	2.96
三次蓋 (P _L +P _b)	S _u	425	308	0.37
胴 (P _L)	S _u	377	86	3.38
底板 (P _L +P _b)	S _u	377	15	24.1
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	1.5f _b *	243	17	13.2
二次蓋シール部 (P _L +P _b +Q)	S _y	183	133	0.37
一次蓋ボルト (σ _m)	2/3S _u	686	418	0.64
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _u	1,030	475	1.16
二次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	236	3.07
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	349	1.75
三次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	156	5.16
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	304	2.16
口開き変形量	—	□mm	0.1mm 以下	基準に合致
(2) 容器本体(底部垂直落下)				
一次応力				
一次蓋 (P _L +P _b)	S _u	377	27	12.9
二次蓋 (P _L +P _b)	S _u	377	49	6.69
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	1.5f _s *	160	22	6.27
三次蓋 (P _L +P _b)	S _u	425	36	10.8
胴 (P _L)	S _u	377	86	3.38
底板 (P _L +P _b)	S _u	377	148	1.54
底部中性子遮蔽材カバー(曲げ)	1.5f _b *	243	152	0.59
二次蓋シール部 (P _L +P _b +Q)	S _y	183	43	3.25
一次蓋ボルト (σ _m)	2/3S _u	686	240	1.85
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _u	1,030	264	2.90
二次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	244	2.93
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	291	2.30
三次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	181	4.30
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	308	2.12
口開き変形量	—	□mm	0.1mm 以下	基準に合致
(3) バスケット				
バスケットプレート(P _m)	2/3S _u	263	27	8.74

(ロ)第 A. 57 表 特別の試験条件下における構造解析結果の要約(2/3)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
9m 落下試験				
2. 水平落下				
(1) 容器本体				
一次応力				
一次蓋 (P _L)	S _u	377	62	5.08
二次蓋 (P _m)	2/3S _u	251	56	3.48
蓋部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	1.5f _c *	195	116	0.68
三次蓋 (P _L +P _b)	S _u	425	96	3.42
胴 (P _L)	S _u	377	176	1.14
底板 (P _L)	S _u	377	57	5.61
底部中性子遮蔽材カバー(圧縮)	1.5f _c *	169	158	0.06
二次蓋シール部 (P _L +P _b)	S _y	183	175	0.04
一次蓋ボルト (σ _m)	2/3S _u	686	271	1.53
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _u	1,030	580	0.77
二次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	294	2.26
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	639	0.50
三次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	318	2.02
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	848	0.13
口開き変形量	—	□mm	0.4mm	基準に合致
(2) バスケット				
バスケットプレート(σ _c)	1.5f _c *	146	105	0.39
3. コーナー落下				
一次蓋ボルト	2/3S _u	686	321	1.13
二次蓋ボルト	S _y	961	256	2.75
三次蓋ボルト	S _v	961	222	3.32
4. 傾斜落下				
一次蓋ボルト	核燃料輸送物の各蓋ボルトは強度評価上、傾斜落下を考慮した衝撃加速度が負荷された場合においても、基準値を満足することができることから、蓋部の密封性能が損なわれることはない。			
二次蓋ボルト				
三次蓋ボルト				

(口)-第 A. 57 表 特別の試験条件下における構造解析結果の要約(3/3)

項目	解析基準	解析基準値 (MPa)	解析結果等 (MPa)	余裕率等 MS (-)
1m 貫通試験				
1. 垂直落下				
蓋部	許容貫通 強度	$7.73 \times 10^6 \text{N}$	$7.07 \times 10^6 \text{N}$	0.09
底部	許容貫通 強度	$8.65 \times 10^6 \text{N}$	$7.07 \times 10^6 \text{N}$	0.22
2. 水平落下				
胴部	許容貫通 強度	$2.38 \times 10^7 \text{N}$	$7.07 \times 10^6 \text{N}$	2.36
熱的試験(火災試験)				
一次蓋 (P _L)	S _u	377	15	24.1
二次蓋 (P _L +P _b)	S _u	377	24	14.7
蓋部中性子遮蔽材カバー(せん断)	1.5f _s *	160	67	1.38
三次蓋 (P _L +P _b)	S _u	425	69	5.15
胴 (P _L)	S _u	377	4	93.2
底板 (P _L +P _b)	S _u	377	3	124
底部中性子遮蔽材カバー(せん断)	1.5f _s *	121	3	39.3
二次蓋シール部 (P _L +P _b +Q)	S _y	174	24	6.25
一次蓋ボルト (σ _m)	2/3S _u	686	243	1.82
一次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _u	1,030	274	2.75
二次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	259	2.71
二次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	299	2.21
三次蓋ボルト (σ _m)	S _y	961	217	3.42
三次蓋ボルト (σ _m +σ _b)	S _y	961	388	1.47
口開き変形量	—	□mm	0.4mm	基準に合致
15m 浸漬試験				
三次蓋	S _u	425	109	2.89

(ロ)-第 A. 58 表 特別の試験条件下における核燃料輸送物破損の評価

(備考)○印は破損有り、-印は破損なし

試験	部位			備考
	本体	緩衝体	バスケット	
9m 落下試験	-	○	-	・緩衝体が塑性変形する。最大変形は底部コーナー落下時に下部緩衝体に生じ、最大 663mm 圧潰する。緩衝体は変形するが、容器本体から外れることはない。
1m 貫通試験	○	○	-	・緩衝体及び外筒には貫通又は変形が生じる。 ・側部中性子遮蔽材が一部変形する。
熱的試験 (火災試験)	-	-	-	・側部中性子遮蔽材が部分的に焼損する。
15m 浸漬試験	-	-	-	-

A.7 強化浸漬試験

1. 外圧に対する胴の耐圧強度

本核燃料輸送物の収納物は、最大放射エネルギーが A₂ 値の 10 万倍を超えるので、200m 浸漬に相当する水頭圧での解析を行う。

金属キャスク構造規格において、本試験条件に対応する円筒の許容外圧

1.5P_a (MPa) は、次の式のいずれか小さい方で与えられる。

$$1.5P_{a1} = 1.5 \times \left(\frac{2.167 \cdot t}{D_o} - 0.0833 \right) \cdot B$$

$$1.5P_{a2} = 1.5 \times \frac{2 \cdot S \cdot t}{D_o} \cdot \left(1 - \frac{t}{D_o} \right)$$

ここで、

t : 胴板厚 (mm)

D_o : 胴外径 (mm)

B : L/D_o, D_o/t 及び温度で定まる値 (MPa)

L : 胴支持間隔 (mm)

S : 設計応力強さの 1.5 倍又は設計降伏点の 0.9 倍の小さい方 (MPa)

計算条件と計算結果を(口)-第 A.59 表に示す。胴の耐圧強度は十分である。

(口)-第 A.59 表 円筒の許容外圧計算条件及び計算結果

項目	胴板厚 : t (mm)	胴外径 : D _o (mm)	L/D _o , D _o /t 及び温度で 定まる値 : B (MPa)	胴支持 間隔 : L (mm)	許容外圧 : 1.5P _a (MPa)	外圧 : P _o (MPa)	余裕率 MS (-)
数値					22 注2)	2.101325	9.46

注 1) 金属キャスク構造規格別図 7-1 と別図 7-2 より、□°C における炭素鋼の炭素鋼に
対する B 値は、L/D_o=□、D_o/t=□であるから、B=□MPa となる。

注 2) 胴材料(□)の□°C における S は□MPa であり、1.5P_{a1}=22MPa、
1.5P_{a2}=□MPa となるため、1.5P_{a1} を許容外圧 1.5P_a として採用

2. 外圧に対する底板の強度

底板を端部固定の円板にモデル化すると、その最大曲げ応力 σ_b (MPa) は、次式
で与えられる¹³⁾。

$$\sigma_b = 0.75 \cdot \frac{P \cdot a^2}{t^2}$$

ここで、

a : 円板の半径 (mm)

P : 差圧 (MPa)

t : 板厚 (mm)

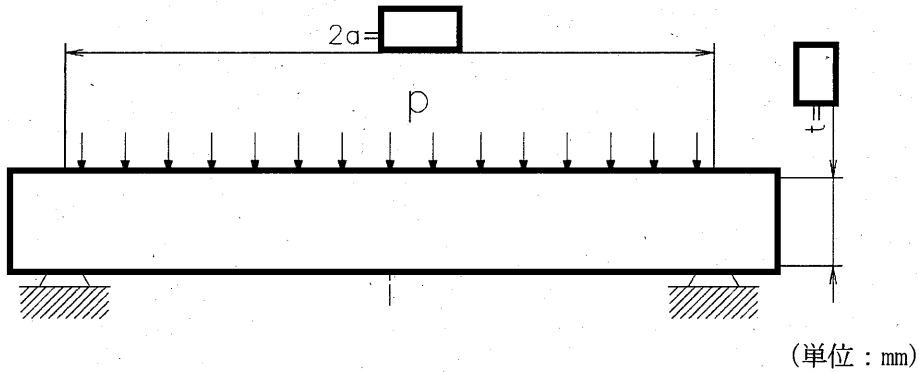
計算条件と計算結果を(口)-第 A. 60 表に示す。底板は、外圧に対して十分な強度を有する。

(口)-第 A. 60 表 底板の曲げ応力計算条件及び計算結果

項目	円板の半径 : a (mm)	差圧 : P (MPa)	板厚 : t (mm)	最大曲げ 応力 : σ_b (MPa)	底板の 温度 (°C)	設計引張 強さ : S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
数値		2.101325		25		377	14.0

3. 外圧に対する蓋の強度

蓋の強度解析モデルを(口)-第 A. 34 図に示す。三次蓋と二次蓋、二次蓋と一次蓋それぞれの間隙が十分に小さいことから、三次蓋と二次蓋、二次蓋と一次蓋が接触すると考えられる。したがって、評価板厚 t は一次蓋の板厚とし、保守的に薄肉部 \square mm を用いる。



(口)-第 A. 34 図 外圧に対する蓋の解析モデル図

蓋の最大応力は蓋中央部に生じる。この半径方向曲げ応力 σ_b (MPa) は、次式で与えられる¹³⁾。

$$\sigma_b = \frac{3 \cdot (3 + \nu) \cdot P \cdot a^2}{8 \cdot t^2}$$

ここで、

a : 蓋半径 (mm)

P : 差圧 (MPa)

t : 板厚 (mm)

ν : ポアソン比 (-)

計算条件と計算結果を(口)-第 A. 61 表に示す。蓋は、外圧に対して十分な強度を有する。

(口)-第 A. 61 表 蓋部の曲げ応力計算条件及び計算結果

項目	蓋半径 : a (mm)	差圧 : P (MPa)	板厚 : t (mm)	ポアソン比 : ν (-)	最大曲げ 応力 : σ_b (MPa)	一次蓋の 温度 (°C)	設計引張 強さ : S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
数値		2.101325			36		377	9.47

A.8 放射性収納物

本核燃料輸送物の放射性収納物は、BWR 使用済燃料集合体であり、BWR 燃料集合体の構造図を(イ)-第 D.1 図に示す。

収納物の構造的特徴及び仕様は、(イ)章 D に示すとおりである。

燃料集合体の強度解析については、一般の試験条件である 0.3m 自由落下試験時に輸送容器と等しく落下衝撃を受けるものとして行っている。その結果、燃料被覆管の強度上の余裕は十分あり、燃料被覆管内の燃料又は核分裂生成物は、外部に放散されることはない。

なお、特別の試験条件下において、燃料集合体の強度評価は行っていないが、9m 落下時には [] が予想される¹⁶⁾ことから、特別の試験条件では各安全解析における燃料集合体の状態を(ロ)-第 A.62 表に示すように設定して評価を行う。

(ロ)-第 A.62 表 各安全解析における燃料集合体の設定

解析項目	解析における燃料集合体の設定
熱解析	燃料棒ピッチの変化が輸送容器及び燃料棒の温度に与える影響は小さいので、変形を無視する。
密封解析	全燃料棒の密封性が失われたと仮定する。
遮蔽解析	[] により線源が軸方向に移動すると仮定する。

A.9 核分裂性輸送物

本核燃料輸送物は核分裂性輸送物に該当する。したがって本項では、(ロ)章E 臨界解析において想定する核燃料輸送物の損傷状態を、以下の試験条件に対して評価する。

なお、本核燃料輸送物は周囲温度-20℃以上で使用し、(ロ)章A.4.2に示すとおり周囲温度-20～38℃の温度条件で亀裂、破損等の生じるおそれはない。

A.9.1 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件

核分裂性輸送物に係る一般の試験条件は、外運搬告示により次の3種類が定められている。

- (a) 水噴霧・落下試験
 - (i) 水噴霧試験
 - (ii) 0.3m自由落下試験
- (b) 積み重ね試験
- (c) 6kg棒貫通試験

(ロ)章E 臨界解析における評価方法を考慮して、影響する核燃料輸送物の損傷状態を(ロ)章A.5の解析結果をもとに評価すると次のようになる。

1. 水噴霧・落下試験

(i) 水噴霧試験

(ロ)章A.5.2と同一であり、核燃料輸送物に損傷はない。

(ii) 0.3m自由落下試験

(ロ)章A.5.3と同一であり、緩衝体に変形が生じるがそれ以外の部位に損傷はない。

2. 積み重ね試験

(ロ)章A.5.4と同一であり、緩衝体に変形が生じるがそれ以外の部位に損傷はない。

3. 6kg棒貫通試験

(ロ)章A.5.5と同一であり、軟鋼棒は緩衝体カバープレートを貫通しない。

以上の結果より、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下における核燃料輸送物の損傷状態は(ロ)-第A.63表のようにまとめられる。本核燃料輸送物は、(ロ)-第A.64表に示すように、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下において、外運搬規則及び外運搬告示に定められている核分裂性輸送物としての要件を満足する。

(ロ)-第 A. 63 表 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下における

核燃料輸送物の損傷状態

試験条件		核燃料輸送物の 損傷状態	備 考
水噴霧・ 落下試験	水噴霧試験	損傷なし	-
	0.3m 自由 落下試験	緩衝体の変形	緩衝体は臨界解析では無視する。
積み重ね試験		緩衝体の変形	緩衝体は臨界解析では無視する。
6kg 棒貫通試験		損傷なし	-

(ロ)-第 A. 64 表 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下における適合性評価

核分裂性輸送物としての要件	評 価
構造部に一辺 10cm の立方体を包含するようなくぼみが生じないこと及び外接する直方体の各辺が 10cm 以上であること。	緩衝体は変形するが、一辺が 10cm の立方体を包含するようなくぼみが生じることはなく、外接する直方体の各辺は 10cm 以上である。なお、緩衝体は臨界解析で無視する。

A.9.2 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件

(ロ)章 A.9.1 の核分裂性輸送物に係る一般の試験条件に続いて 15m 浸漬試験が実施される場合には、(ロ)章 A.6.4 に示すように本核燃料輸送物の損傷が拡大することはないので、本核燃料輸送物に関する核分裂性輸送物に係る特別の試験条件は最大破損条件となる以下の順序で実施する。

- ①(ロ)章 A.9.1 の核分裂性輸送物に係る一般の試験条件
- ②9m 落下試験
- ③1m 貫通試験
- ④熱的試験(火災試験)
- ⑤0.9m 浸漬試験

ここで、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件としては、(ロ)-第 A.63 表に示すように損傷がある 0.3m 自由落下試験を採用する。

(ロ)章 E 臨界解析における評価方法を考慮して、影響する核燃料輸送物の損傷状態を評価すると次のようになる。

1. 核分裂性輸送物に係る一般の試験条件のうち落下試験

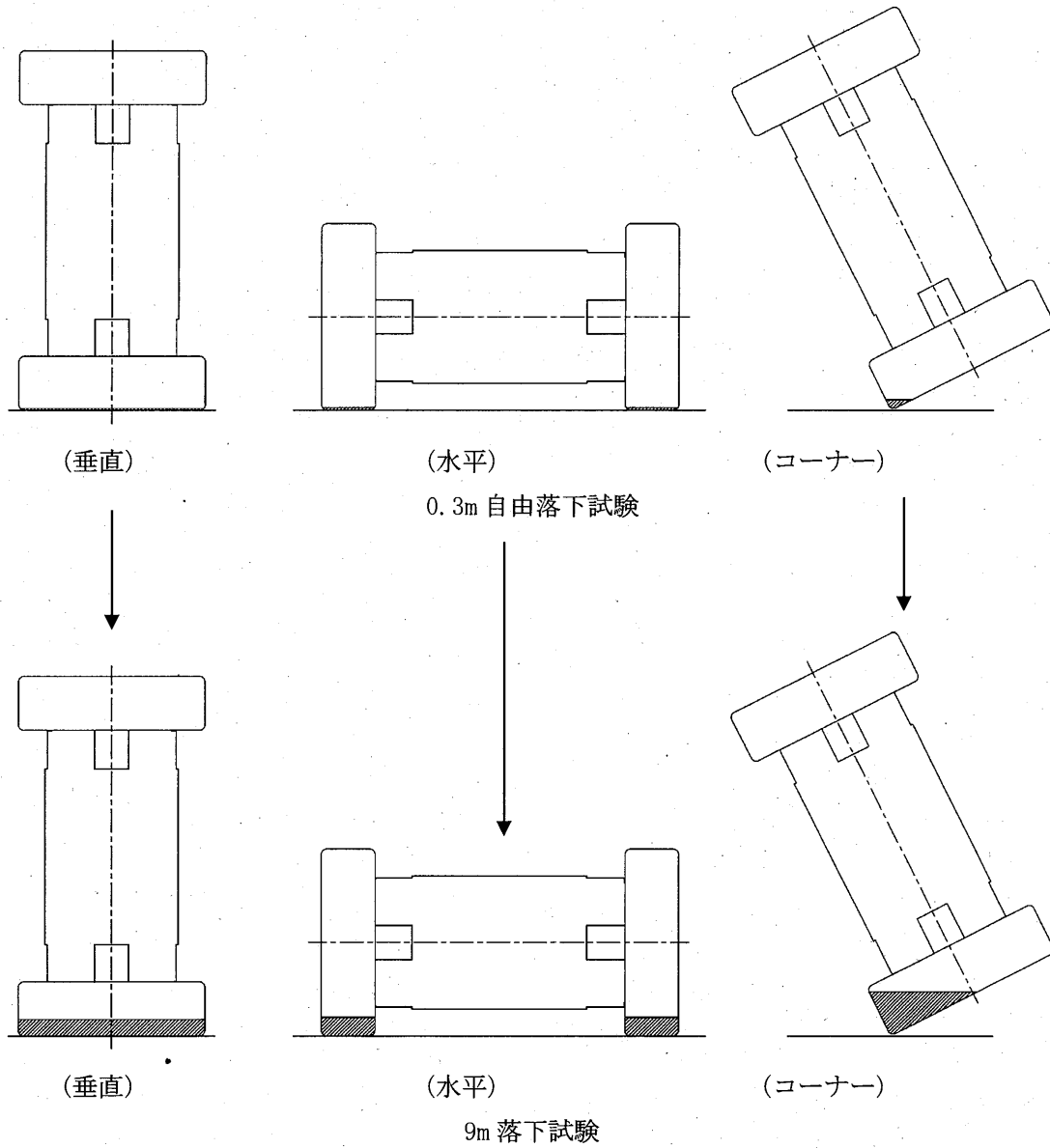
本試験条件における核燃料輸送物の損傷状態は(ロ)-第 A.63 表に示すとおりであり、緩衝体の変形のみを考慮する必要がある。

2. 9m 落下試験

(1) 落下姿勢と落下試験の順序

(ロ)-第 A.35 図に落下姿勢と落下試験の順序を示す。

(ロ)章 A.9.1 の 0.3m 自由落下試験と 9m 落下試験の落下方向が同一の場合に緩衝体の変形量が最大になると考えられるので、より厳しい条件として、0.3m と 9m の合計である 9.3m の高さから落下させる場合(以下「9.3m 落下試験」という。)について検討を行う。



(ロ)-第 A.35 図 落下姿勢と試験の順序

(2) 9.3m 落下試験時の変形量と衝撃加速度

落下高さとしては、0.3m 落下と 9m 落下の合計 9.3m を与える。落下エネルギー E_k は、(ロ)章 A.6.1 の 1 と同様に与えられる。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A.65 表に示す。

(ロ)-第 A.65 表 核燃料輸送物落下エネルギー計算条件及び計算結果

項目	核燃料輸送物 最大総重量 : m(kg)	重力加速度 : g(m/s ²)	落下高さ : H(mm)	核燃料輸送物の 落下エネルギー : E _k (N・mm)
数値	1.326×10 ⁵	9.80665	9.3×10 ³	1.21×10 ¹⁰

(ロ)章 A.6.1 の 2 に示す手法を用いて、変形量 δ 及び衝撃加速度 G_A を求める。緩衝体の累積変形量及び衝撃加速度は、(ロ)-第 A.66 表に示すとおりである。また、比較のため(ロ)章 A.6.1 に示す 9m 落下試験の各落下姿勢で想定した設計加速度を併記する。

(ロ)-第 A.66 表 9.3m 落下試験時における緩衝体の累積変形量と衝撃加速度

落下姿勢		緩衝体の 累積変形量 (mm)	設計基準 変形量 ^{注)} (mm)	衝撃加速度 (A) (m/s ²)	9m 落下試験時 設計加速度 (B) (m/s ²)	加速度の 増加率 (A/B)
垂直落下	頭部	294	463			0.84
	底部	314	477			0.79
水平落下		341	362			0.86
コーナー 落下	頭部	651	730			0.78
	底部	670	713			0.79

注) 設計基準変形量とは、それぞれの落下方向において衝撃力を急激に上昇させないための設計上の基準値である。

(3) 容器本体及びバスケットの構造健全性評価

9.3m落下試験時の衝撃加速度は、(ロ)章 A.6.1 に示す9m落下試験の各落下姿勢で想定した設計加速度を上回らない。したがって、(ロ)章 A.6.1 の評価に包絡されるため、本落下試験において、容器本体及びバスケットの構造健全性は維持される。

(4) 三次蓋 O リングの密封性能の評価(変形量の評価)

9.3m落下試験時の衝撃加速度は、(ロ)章 A.6.1 に示す9m落下試験の各落下姿勢で想定した設計加速度を上回らない。したがって、(ロ)章 A.6.5 の(ロ)-第 A.57 表に示したように O リング位置での蓋と胴との相対口開き変位量は基準値に対して十分な余裕を有しているため、密封性能が損なわれることはない。

(5) 二次蓋防水機能の評価

(ロ)-第 A.67 表に示すように、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における二次蓋金属ガスケットの横ずれ量は基準値に対して十分な余裕を有しており、防水機能が損なわれることはない。なお、二次蓋貫通孔のモニタリングポートカバープレートは O リングで密封されており、本落下試験条件下においても防水機能が維持される。

(ロ)-第 A.67 表 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における二次蓋金属ガスケットの密封性能の評価

条 件		二次蓋金属ガスケットの横ずれ量(mm)		密封性能 (5×10^{-3} ref cm ³ /s) を維持する基準値 ^{17), 18)} (mm)
		横ずれ	0.20	
9m 落下試験	垂直落下	横ずれ	0.20	3.0
	水平落下	横ずれ	1.71	3.0
熱的試験(火災試験)		横ずれ	0.06	6.0

3. 1m 貫通試験

(ロ)章 A.9.2 の1及び2の落下試験において緩衝体に変形するが、これらは(ロ)章 A.6.2 に示すように 1m 貫通試験に対する評価において関係しない。したがって、本試験における核燃料輸送物の損傷状態は(ロ)章 A.6.2 の結果((ロ)章 A.6.5 に示す要約参照)と同一である。

4. 熱的試験(火災試験)

(ロ)章 A.9.2 の 1 及び 2 の落下試験における緩衝体の累積変形量は、(ロ)章 A.6.1 に示す 9m 落下試験の各落下姿勢の変形量に対して若干増加しているが、緩衝体の変形量増加の熱的試験(火災試験)への影響は微小である。したがって、本熱的試験における核燃料輸送物の損傷評価は(ロ)章 A.6.5 の 2 と同一となる。

5. 0.9m 浸漬試験

(ロ)章 A.6.4 の 15m 浸漬試験の結果から明らかなように、0.9m 浸漬試験において核燃料輸送物は損傷が拡大することはない。

6. 核燃料輸送物の損傷状態の要約

(ロ)-第 A.68 表に核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における核燃料輸送物の損傷状態の要約を示す。なお、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下において燃料集合体の強度評価は行っていないが、9.3m 落下試験時には [] が想定される¹⁶⁾ことから、燃料集合体については、臨界解析において(ロ)-第 A.69 表に示すように条件を設定する。

(ロ)-第 A.68 表 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下における
核燃料輸送物の損傷状態

条 件	核燃料輸送物の損傷状態	備 考
9m 落下試験	緩衝体及びバスケットの変形	緩衝体は臨界解析では無視。 バスケットの変形は臨界解析で考慮。
1m 貫通試験	緩衝体、外筒及び中性子遮蔽材の変形	緩衝体及び中性子遮蔽材は臨界解析では無視。
熱的試験(火災試験)	中性子遮蔽材の一部損傷 各部位の温度が上昇	臨界解析上は中性子遮蔽材を無視し、燃料温度を 20℃としている。
0.9m 浸漬	損傷なし	密封装置及び二次蓋の密封性が健全であるので、胴内に浸水することはない。

(口)-第 A. 69 表 臨界解析における燃料集合体の設定

解析項目	解析における燃料集合体の設定
臨界解析	[] の燃料棒ピッチの拡大及び縮小を仮定する。

A.10 付属書類

A.10.1 1/3 スケールモデルを用いた落下試験

1. 試験目的

本核燃料輸送物と類似の 1/3 スケールモデルを用いた 9m 落下試験(垂直及び水平落下)により容器の加速度と緩衝体変形量を測定し¹⁹⁾、落下試験の試験結果と、特別の試験条件において評価した衝撃加速度、緩衝体変形量の解析(CRUSH)の結果を比較することで、CRUSH コードを用いた評価手法の妥当性を確認する。

2. 試験項目

1/3 スケールモデルを用いて、以下の落下姿勢で 9m 落下試験を行った。

①垂直落下(頭部)

9m の高さから試験体頭部を下側にして垂直姿勢にて落下させる。

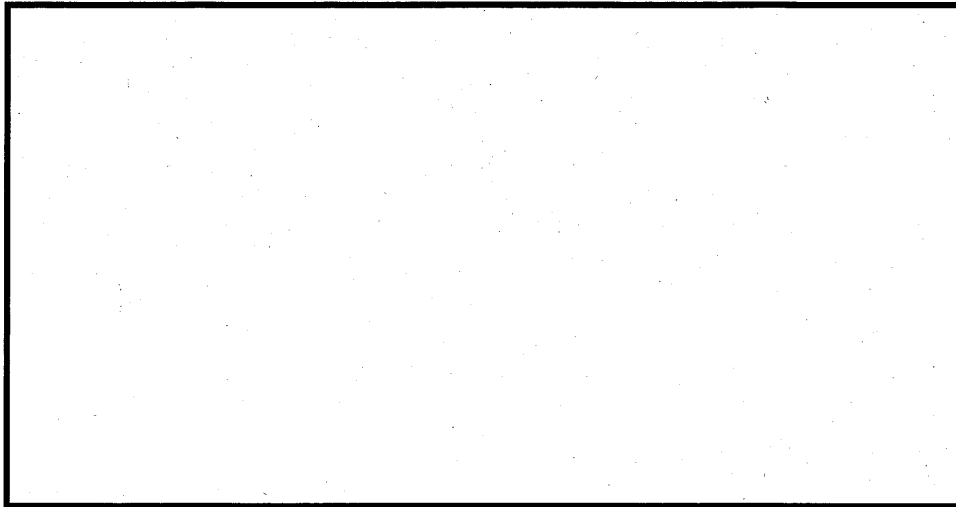
②水平落下

9m の高さから水平姿勢にて落下させる。

3. 試験体

本落下試験に用いた試験体は、本輸送容器と類似の核燃料輸送物について基本的な寸法を 1/3 に縮小するとともに、密封部の挙動に影響する蓋部周りの隙間について、可能な限り 1/3 スケールを維持できるように設計した。

また、主要材料については、本核燃料輸送物と同一又は同等の材料を使用し、中性子遮蔽材領域については、中性子遮蔽材の密度と比較的近い軽量コンクリートに置き換えた。燃料集合体とバスケットについては、重量と重心を模擬した模擬収納物とした。試験体組立図を(ロ)-第 A. 付 1 図に示す。



(ロ)-第 A. 付 1 図 1/3 スケールモデル落下試験用試験体

4. 試験結果

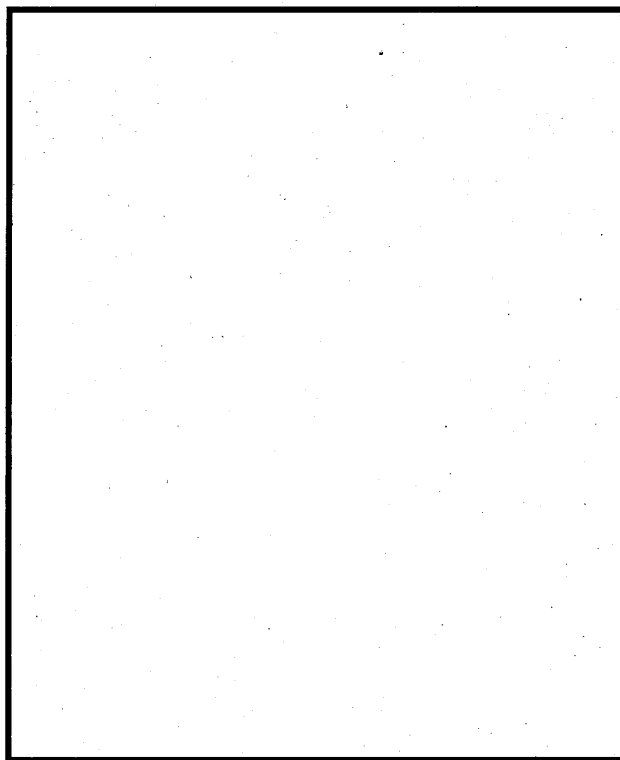
試験結果を(ロ)-第 A. 付 1 表にまとめる。

9m 垂直落下試験について、落下後の状態を(ロ)-第 A. 付 2 図に示し、一次蓋中央の鉛直方向加速度履歴データを(ロ)-第 A. 付 3 図に示す。

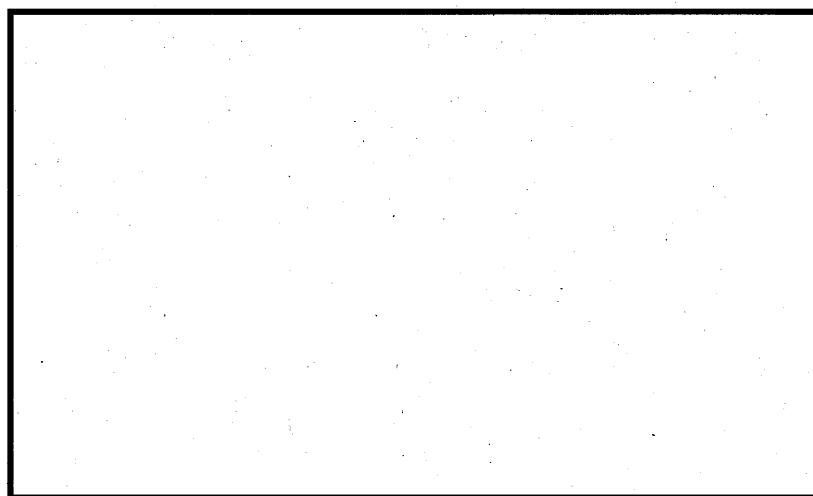
9m 水平落下試験について、落下後の状態を(ロ)-第 A. 付 4 図に示し、胴中央の鉛直方向加速度履歴データを(ロ)-第 A. 付 5 図に示す。

(ロ)-第 A. 付 1 表 1/3 スケールモデル落下試験結果のまとめ

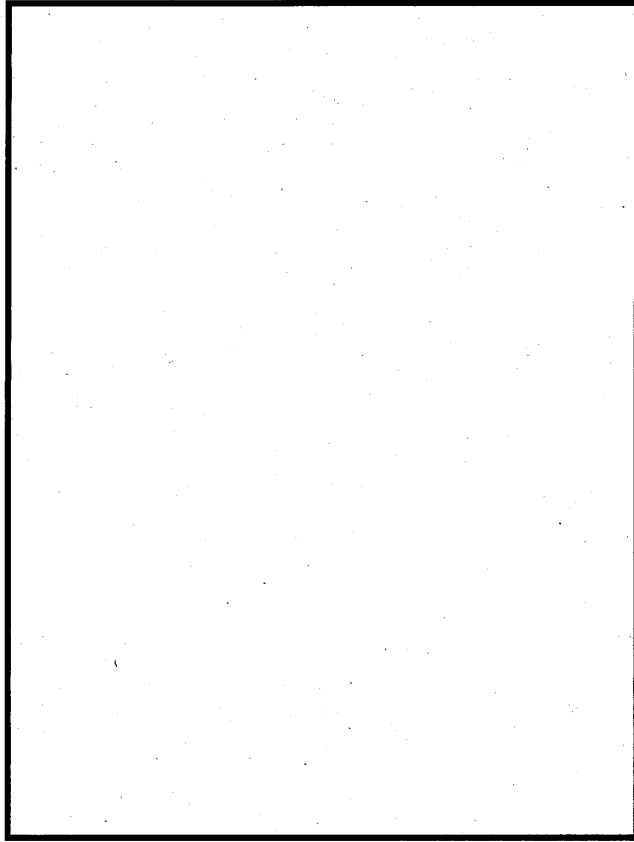
項目		9m 垂直落下	9m 水平落下
最大加速度 (G)	一次蓋中央	181	145
	胴中央	-	134
	底部	173	119
緩衝体最大変形量(mm)		57	87



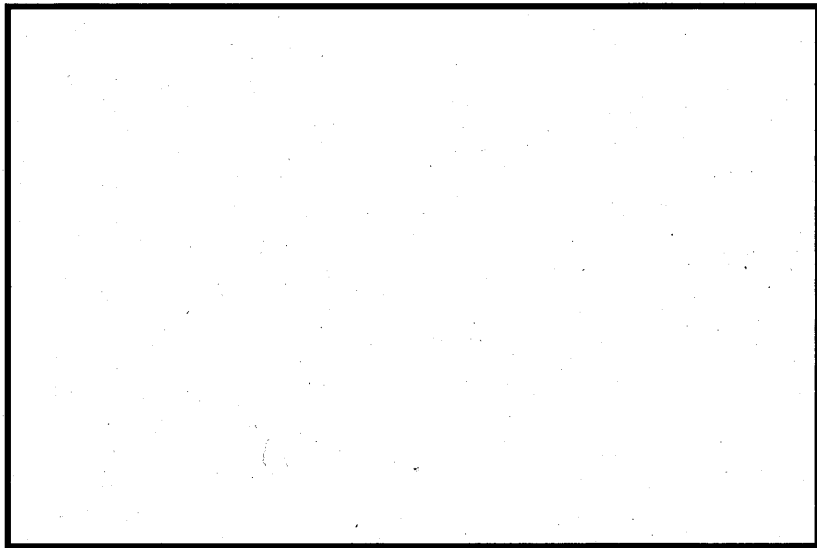
(口)-第 A. 付 2 図 試験体の落下後の状態(9m 垂直落下試験)



(口)-第 A. 付 3 図 一次蓋内面中央の加速度履歴(9m 垂直落下試験)



(口)-第A.付4図 試験体の落下後の状態(9m水平落下試験)



(口)-第A.付5図 胴内面中央の加速度履歴(9m水平落下試験)

5. 1/3 スケールモデル落下試験結果と CRUSH コードによる解析結果の比較

衝撃加速度と緩衝体の変形量について、1/3 スケールモデルによる 9m 落下試験結果と、CRUSH コードによる 1/3 スケールモデルの 9m 落下試験の評価結果とを比較した。その結果を(ロ)-第 A. 付 2 表及び(ロ)-第 A. 付 3 表にそれぞれ示す。

これらの結果から、CRUSH コードによって得られた衝撃加速度は、9m 落下試験結果に比べて保守的な結果となっていることが確認できた。

(ロ)-第 A. 付 2 表 落下試験結果と CRUSH コード評価結果の比較(衝撃加速度)

落下姿勢	落下試験結果	CRUSH コード評価結果
垂直落下(頭部)	1,775m/s ² (181g)	2,015m/s ² (205g)
水平落下	1,314m/s ² (134g)	2,000m/s ² (204g)

(ロ)-第 A. 付 3 表 落下試験結果と CRUSH コード評価結果の比較(最大変形量)

落下姿勢	落下試験結果	CRUSH コード評価結果
垂直落下(頭部)	57mm	96mm
水平落下	87mm	98mm

A.10.2 落下解析結果に基づく内部収納物衝突の影響評価

1. 試験の概要

2003年に原子力安全基盤機構(JNES)にて実施された金属キャスク貯蔵技術確証試験においては、実規模の金属キャスクの9m落下試験が実施されている。落下試験体は試験用に製作された模擬体であるが、外形寸法や重量は実機設計の金属キャスクと同等である。

試験は、頭部9m垂直落下、9m水平落下、コーナー落下等複数回行われ、加速度、ひずみ、密封性等の測定結果と動解析との比較等が行われている。

本試験においては、バスケット及び使用済燃料を模擬した内部収納物の加速度が容器本体の加速度よりも高くなるという現象が確認された¹⁸⁾。この現象は、落下時において内部収納物が容器本体の内面に衝突する影響と考えられ、この加速度差を容器本体に対する内部収納物の加速度の比で表現すると、頭部9m垂直落下時で2.6倍、9m水平落下時で1.2倍であった。

一方、TK-69CHS型核燃料輸送物と類似の1/3スケールモデル落下試験((ロ)章A10.1参照)では、容器本体と内部収納物の加速度比は上記よりも小さくなったが、内部収納物に対して安全側に、垂直落下に対して2.6倍、水平落下に対して1.2倍の加速度増倍率を考慮した評価を行う。

2. 内部収納物の加速度を考慮した評価

落下試験体における内部収納物は、重量を模擬することを目的として設計された燃料集合体とバスケットを一体化した構造物であり、実際の燃料集合体及びバスケットは一体ではないことや剛性が異なること等の相違点はあるが、本核燃料輸送物の解析裕度の確認のため、本試験で得られた加速度増倍率が本核燃料輸送物でも生じたと仮定した場合の影響を評価する。

(1) 9m落下試験

CRUSHコードを用いた落下解析による容器本体の加速度評価結果を(ロ)-第A.付4表に示す。

(ロ)-第A.付4表 9m落下試験時の衝撃加速度

落下姿勢	衝撃加速度 ^{注)} (m/s ²)
垂直落下(頭部)	
水平落下	

注) (ロ)-第A.35表

a. 9m 垂直落下

内部収納物の衝突を考慮した 9m 垂直落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは破損することなく、かつ臨界解析に影響を及ぼすような塑性変形が生じないことを示す。

内部収納物の衝突を考慮した垂直落下時にバスケットプレートに生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 付 5 表に示す。なお、発生応力はバスケットプレート材料の \square °C における設計降伏点 S_y (133MPa) より低いので、バスケットプレートは塑性変形しない。

(ロ)-第 A. 付 5 表 内部収納物の衝突を考慮したバスケットプレートの
応力計算条件及び計算結果

評価位置	バスケット 材料の密度 : ρ (kg/mm ³)	バスケット 全長 : L (mm)	垂直落下時の 衝撃加速度 : G_v (m/s ²)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : 2/3 S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケット プレート				59	263	3.45

b. 9m 水平落下

内部収納物の衝突を考慮した 9m 水平落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは破損することなく、かつ臨界解析に影響を及ぼすような塑性変形が生じないことを示す。

ア. バスケットプレート(横板)

内部収納物の衝突を考慮した水平落下時にバスケットプレート(横板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 付 6 表に示す。バスケットプレートに発生する応力は基準値以下である。

(ロ)-第 A. 付 6 表 バスケットプレート(横板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	単位面積当たりの重量 (燃料集合体分) : w_1 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量 (<input type="text"/>) (<input type="text"/>) : w_2 (kg/mm ²)	単位面積当たりの重量(バスケットプレート分) : w_3 (kg/mm ²)	水平落下時の衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	バスケットプレート幅 : L (mm)
バスケットプレート					

評価位置	バスケットプレートの板厚 : t (mm)	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : S_u (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				280	395	0.41

なお、°Cにおけるバスケットプレート材料の設計降伏点 S_y は 133MPa であるので、バスケットプレート(横板)には塑性変形が生じる。

臨界評価への影響を確認するため、(ロ)章 A. 6. 1. 2 と同様に有限要素法による ABAQUS コードを用いた変形量評価を行う。

水平落下時の衝撃加速度を m/s² (= m/s² × 1. 2) とした場合、バスケットプレート(横板)の変形量は、mm と評価される。この変形量は、臨界解析におけるバスケットプレートの変形量 mm を下回っており、臨界解析に影響を及ぼすような塑性変形は生じない。

イ. バスケットプレート(縦板)

内部収納物の衝突を考慮した水平落下時にバスケットプレート(縦板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 付 7 表に示す。バスケットプレートに発生する応力は基準値以下である。なお、発生応力はバスケットプレート材料の °Cにおける設計降伏点 S_y (133MPa) より低いので、バスケットプレートは塑性変形しない。

(ロ)-第A.付7表 バスケットプレート(縦板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	縦板の重量 : w_v (kg)	燃料集合体の重量 : w_f (kg)	の バスケットプレート 横板 枚分 の重量 : w_{h1} (kg)	の の 枚分の重量 : w_{h2} (kg)	の重量 : w_{h3} (kg)
バスケットプレート		310			

評価位置	水平落下時の 衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	軸方向長さ : L_A (mm)	バスケットプレート の板厚 : t (mm)	圧縮圧力 : σ_c (MPa)	基準値 : $1.5f_c^*$ (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				108	146	0.35

(2) 0.3m 自由落下試験

9m 落下と同様、0.3m 落下においても、落下中における容器本体への内部収納物の衝突により、内部収納物に加速度差が生じる可能性がある。

このため、ここでは、一般の試験条件における 0.3m 落下を対象として、内部収納物の衝突を考慮した衝撃加速度を負荷した場合の強度評価を行う。すなわち、垂直落下で 2.6 倍、水平落下で 1.2 倍の係数を乗じた衝撃加速度を負荷するものとする。

CRUSH コードを用いた落下解析による容器本体の加速度評価結果を(ロ)-第A.付8表に示す。

(ロ)-第A.付8表 0.3m 自由落下試験時の衝撃加速度

落下姿勢	衝撃加速度 ^{注)} (m/s ²)
垂直落下(頭部)	
水平落下	

注) (ロ)-第A.18表

a. 垂直落下

内部収納物の衝突を考慮した 0.3m 垂直落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは十分な強度を有し、解析基準値を満足することを示す。

内部収納物の衝突を考慮した垂直落下時にバスケットに生じる応力は、(ロ)章 A.5.3.2 と同様に求める。

計算条件と計算結果を(ロ)-第A.付9表に示す。バスケットプレートに発生する応力は基準値以下である。

(ロ)-第 A. 付 9 表 内部収納物衝突を考慮したバスケットプレートの応力計算条件及び計算結果

評価位置	バスケット 材料の密度 : ρ (kg/mm ³)	バスケット 全長 : L (mm)	垂直落下時の 衝撃加速度 : G_v (m/s ²)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : S_m (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				30	120	3.00

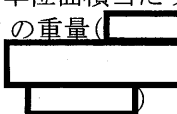
b. 水平落下

内部収納物の衝突を考慮した 0.3m 水平落下時の衝撃力に対して、胴内のバスケットは十分な強度を有し、解析基準値を満足することを示す。

ア. バスケットプレート(横板)

内部収納物の衝突を考慮した水平落下時にバスケットプレート(横板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 付 10 表に示す。バスケットプレートに発生する応力は基準値以下である。

(ロ)-第 A. 付 10 表 バスケットプレート(横板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	単位面積当りの重量 (燃料集合体分) : w_1 (kg/mm ²)	単位面積当りの重量 () : w_2 (kg/mm ²)	単位面積当りの重量(バスケットプレート分) : w_3 (kg/mm ²)	水平落下時の 衝撃加速度 : G_H (m/s ²)	バスケット プレート幅 : L (mm)
バスケットプレート					

評価位置	バスケットプレートの板厚 : t (mm)	曲げ応力 : σ_b (MPa)	せん断応力 : τ (MPa)	応力強さ : S (MPa)	基準値 : $1.5S_m$ (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				84	180	1.14

イ. バスケットプレート(縦板)

内部収納物の衝突を考慮した水平落下時にバスケットプレート(縦板)に生じる応力は、(ロ)章 A. 5. 3. 2 と同様に求める。計算条件と計算結果を(ロ)-第 A. 付 11 表に示す。バスケットプレートに発生する応力は基準値以下である。

(ロ)第A.付11表 バスケットプレート(縦板)の応力計算条件及び計算結果

評価位置	縦板の重量 : w_v (kg)	燃料集合体の重量 : w_f (kg)	バスケットプレート 横板 枚分の 重量 : w_{h1} (kg)	の 枚分の重量 : w_{h2} (kg)	の重量 : w_{h3} (kg)
バスケットプレート		310			

評価位置	水平落下時の 衝撃加速度 : G_H (m/s^2)	軸方向長さ : L_A (mm)	バスケットプレート の板厚 : t (mm)	圧縮応力 : σ_c (MPa)	基準値 : f_c (MPa)	余裕率 MS (-)
バスケットプレート				32	97	2.03

3. まとめ

以上に示すように、内部収納物の衝突を考慮した 9m 落下時及び 0.3m 落下時においても、核燃料輸送物各部分は(ロ)章 A. 1. 2 に定めた基準を満足し構造上の健全性が損なわれることはない。

A.10.3 傾斜落下時の核燃料輸送物健全性

本核燃料輸送物の直径に対する長さの比は約 1.9 であり、細長い核燃料輸送物には該当しない。本核燃料輸送物に類似の 1/3 スケールモデルを用いた落下試験結果によれば、傾斜落下時の二次衝撃側の衝撃加速度は水平落下より大きく、水平落下時の衝撃加速度に対する比率は約 1.3 倍¹⁹⁾、及び約 1.2 倍²⁰⁾である。また、直径に対する長さの比が約 2.5 と本核燃料輸送物のそれより少し大きいものの解析例でも、水平落下時の衝撃加速度に対する傾斜落下時の二次衝撃側の衝撃加速度の比率は約 1.3 である²¹⁾。

いずれにしても、長さ直径の比が本核燃料輸送物のように 2 程度の核燃料輸送物の傾斜落下時の二次衝撃側の衝撃加速度は、水平落下時の衝撃加速度の約 1.2～1.3 倍程度と考えられる。

一方、(ロ)-第 A. 付 12 表に示すとおり、1/3 スケールモデル落下試験結果との比較において、水平落下に対する衝撃加速度については、CRUSH 評価値は [] 倍の割増した評価結果が得られており、加えて、(ロ)-第 A. 付 13 表に示すとおり、本核燃料輸送物の水平落下に対する強度評価においては、CRUSH 評価値に対して [] 倍以上の割増した設計加速度が用いられている。

さらに、この設計加速度を用いた容器本体、バスケット及び各蓋ボルトの強度評価では、0.3m 水平落下時((ロ)-第 A. 26 表、(ロ)-第 A. 27 表及び(ロ)-第 A. 28 表)と 9m 水平落下時((ロ)-第 A. 39 表、(ロ)-第 A. 40 表、(ロ)-第 A. 41 表及び(ロ)-第 A. 42 表)のいずれにおいても、基準値に対する余裕率が少なくとも [] である。当該強度評価において、容器本体、バスケット及び各蓋ボルトに生じる応力は負荷される衝撃加速度に比例することから、余裕率が [] であった場合には、衝撃加速度を [] 倍に割増しても、基準値を満足することができるといえる。

以上のことから、本核燃料輸送物の容器本体、バスケット及び各蓋ボルトは強度評価上、水平落下時の CRUSH 評価値の 1.84 倍([]×[]×[])以上の衝撃加速度が負荷された場合においても、基準値を満足することができる。

したがって、傾斜落下時に水平落下時の 1.3 倍程度の加速度増加があったとしても、容器本体、バスケット及び各蓋ボルトの健全性が損なわれることはない。

(ロ)-第 A. 付 12 表 水平落下試験での落下試験結果と
CRUSH コード評価結果の比較(衝撃加速度)

CRUSH 評価値 (A)	設計加速度 (B)	加速度の比率 (B/A)
[]	[]	[]

注 1) (ロ)-第 A. 付 2 表

(口)-第 A. 付 13 表 水平落下試験での CRUSH 評価値と設計加速度の比較

	CRUSH 評価値 (A)	設計加速度 (B)	加速度の比率 (B/A)
0.3m 水平落下			
9m 水平落下			

注 1) (口)-第 A. 18 表

注 2) (口)-第 A. 35 表

A. 10. 4 燃料被覆管の機械的性質について

燃料被覆管の降伏応力の算出には、(独)原子力安全基盤機構「平成 18 年度 高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」³⁾の「図 3. 6. 1 0. 2%耐力の高速中性子照射量変化結果(被覆管軸方向引張試験)」を参照した。ここには、室温と 300℃の試験温度における結果がグラフとして示されており、それぞれのグラフから、本輸送容器の収納対象外である 9×9 型燃料のデータを除外し、燃料被覆管の 0. 2%耐力の最小値を、各温度における降伏応力として読み取った。このとき、室温は 20℃と設定した。燃料被覆管の温度と降伏応力の関係を、(ロ)-第 A. 付 14 表に示す。

(ロ)-第 A. 付 14 表 燃料被覆管の温度と降伏応力の関係

温度(℃)	降伏応力(MPa)
20(室温)	680
300	550

A.10.5 参考文献

- 1) (社)日本機械学会(2008年),『使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(2007年版)(JSME S FA1-2007)』。
- 2) (一社)日本機械学会(2013年),『発電用原子力設備規格 材料規格(JSME S NJ1-2012)』。
- 3) (独)原子力安全基盤機構(2007年),『平成18年度 高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)』。
- 4) (一社)日本原子力学会(2014年),『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(AESJ-SC-F006:2013)』。
- 5) (株)神戸製鋼所,『アルミニウム合金の引張試験データ』, メーカー資料。
- 6) バルカー・ガーロック・ジャパン(株), 日本バルカー工業(株), ニチアス(株)『ばね入りメタルCリング』, メーカー資料。
- 7) (社)日本ゴム協会編(2014年),『新版 ゴム技術の基礎 改訂版』。
- 8) 木材工業ハンドブック編集委員会, 丸善(株)(1982年),『改訂第3版 木材工業ハンドブック』農林水産省林業試験場 監修。
- 9) 10CFR71(2021), "Packaging and Transportation of Radioactive Material".
- 10) 西田正孝(1973年),『応力集中 増補版』, 森北出版(株)。
- 11) 『クレーン構造規格』(2003年), 平成7年12月26日付, 労働省告示第134号。
- 12) "ASME Boiler & Pressure Vessel Code Section VIII Division3, 2023 Edition".
- 13) (社)日本機械学会編(1987年),『機械工学便覧 新版』。
- 14) 幾島, 浅田(1991年),「放射性物質輸送容器の衝突解析用簡易計算コードの開発, (I)緩衝体付き輸送容器衝突計算コード CRUSH」, 『日本原子力学会誌』, Vol.33 No.4。
- 15) 山本晃(1972年),『ねじ締結の理論と計算』, 養賢堂。
- 16) L.M.Farrington, W.P.Darby,(2007) "An Industry Initiative to Facilitate the Criticality Assessment and Subsequent Licensing of Transport Packages", The 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2007, October 21-26, Miami, Florida, USA.
- 17) (独)原子力安全基盤機構(2005年),『平成16年度 中間貯蔵施設健全性評価手法等調査報告書 最終報告』。
- 18) (独)原子力安全基盤機構(2004年),『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』。

- 19) 下条純, 梅原啓介, 赤松博史, 奥村昌好, 白倉貴雄, 谷内廣明(2015年), 『TK型輸送貯蔵キャスクの1/3スケールモデル落下試験』, 日本原子力学会, 2015年春の年会。
- 20) J. Shimojo, K. Umehara, A. Oishi, N. Kageyama, H. Taniuchi and T. Shirakura, (2013) “DROP TEST EXPERIMENTAL RESULTS OF 1/3 SCALE MODEL FOR TK TYPE TRANSPORT AND STORAGE CASK” , The 17th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2013.
- 21) T. Sasaki, Y. Kanae, T. Shirakura, (1989) “The Effect of Secondary Impact on a Spent Fuel Shipping Cask Subjected to Slant-Angle Drop Tests” , The 9th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 1989, June 11-16, Washington, DC, USA.

(口)章B 熱解析

B. 熱解析

B.1 概要

1. 核燃料輸送物の熱設計及びその取扱い

本核燃料輸送物の熱放散システムは次のとおりであり、自然冷却にて輸送を行う。

- ・ 洞内に収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は、主に洞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、洞内面に伝えられる。
- ・ 洞内面に伝えられた熱は、熱伝導によって洞外面に伝えられる。
- ・ 洞外面に伝えられた熱は、主として洞と外筒の間に設けられた銅製の伝熱フィン^①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。

熱解析は、一般の試験条件下における核燃料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、一般の試験条件下の日陰において輸送中人が容易に近づくことができる表面(以下「近接表面」という。)の最高温度が85℃以下であることを示す。

特別の試験条件下においては核燃料輸送物各部の温度を求め、構成部品の健全性への影響を示すとともに、他の解析への条件を示す。

さらに、一般の試験条件下及び特別の試験条件下における核燃料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、(ロ)-第B.1表に示す条件で行う。

核燃料輸送物の最大の発熱量(崩壊熱量)は、(イ)-第A.1表に示したように14.1kW以下であるが、熱解析ではこれに余裕を見た発熱量とする。

(ロ)-第B.1表 熱解析の主な条件及び方法

項目	条件	一般の試験条件			特別の試験条件		
		最高温度評価条件	近接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
環境条件	崩壊熱量			0kW			
	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	核燃料輸送物	軸方向二次元軸対称全体モデル及び半径方向輪切りモデル (燃料集合体領域は均質化近似)				
	燃料集合体	燃料集合体モデル					
温度分布計算プログラム		有限要素法による 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(口)-第 B.2 表、(口)-第 B.3 表及び(口)-第 B.4 表に示す。

(ロ)-第B.2表 材料の熱的性質(固体)

材料	密度 (kg/m ³)	放射率 (-)	温度 (K(°C))	熱伝導率 (W/(m・K))	比熱 (kJ/(kg・K))		
炭素鋼 ²⁾			300 (26.85)				
			500 (226.85)				
			800 (526.85)				
ステンレス鋼 ²⁾			300 (26.85)				
			400 (126.85)				
			600 (326.85)				
銅 ²⁾						-	800 (526.85)
							293.15 (20)
							373.15 (100)
レジン ^{注2)}						-	398.15 (125)
							423.15 (150)
							ほう素添加 アルミニウム合金 ³⁾
	373.15 (100)						
423.15 (150)							
473.15 (200)							
アルミニウム合金 ⁴⁾			523.15 (250)				
			548.15 (275)				
			293.15 (20)				
			373.15 (100)				
			398.15 (125)				
アルミニウム合金 ⁴⁾			423.15 (150)				
			448.15 (175)				
			473.15 (200)				
			二酸化ウラン ²⁾	10.63×10 ³ 注5)	-	300 (26.85)	2.0注6)
500 (226.85)	2.0注6)	0.286					
800 (526.85)	2.0注6)	0.300					
ジルカロイ ⁵⁾	6.55×10 ³ 注7)	0.8	300 (26.85)	12.7	0.281		
			400 (126.85)	14.0	0.302		
			500 (226.85)	15.3	0.314		
			600 (326.85)	16.5	0.326		
			800 (526.85)	18.9	0.347		
インコネル ²⁾	8.25×10 ³	-	300 (26.85)	12.0	0.425		
		-	300.15 (27)				
			323.15 (50)				
			343.15 (70)				

注1) 放射率は文献7)の値

注2) メーカー自社データ

注3) 密度及び放射率はメーカー自社データ

注4) 放射率はメーカー自社データ

注5) 密度は文献2)に理論密度比を乗じた値

注6) 熱伝導率は文献8)の照射を考慮した値

注7) 密度は文献2)の値

注8) 木目方向/木目直交方向の値

(ロ)-第B.3表 材料の熱的性質(気体)

材料	温度 (K(°C))	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 (-)
ヘリウム ²⁾	200(-73.15)	0.24371	0.115 ^{注2)}	3.116	-	15.35	-
	300(26.85)	0.16253	0.1527 ^{注2)}	3.116	-	19.93	-
	400(126.85)	0.12190	0.1882 ^{注2)}	3.116	-	24.29	-
	500(226.85)	0.09753	0.2212 ^{注2)}	3.116	-	28.36	-
	600(326.85)	0.08128	0.2523 ^{注2)}	3.116	-	32.21	-
	700(426.85)	0.06967	0.278 ^{注2)}	3.116	-	35.89	-
空気 ²⁾	200(-73.15)	1.7679	0.01810	0.7220	7.58	-	0.747
	300(26.85)	1.1763	0.02614	0.7200	15.83	-	0.717
	400(126.85)	0.8818	0.03305	0.7280	26.39	-	0.715
	500(226.85)	0.7053	0.03951	0.7440	38.58	-	0.710
	600(326.85)	0.5878	0.0456	0.7650	52.36	-	0.710
	700(426.85)	0.5038	0.0513	0.7890	67.7	-	0.715
	800(526.85)	0.4408	0.0569	0.8120	84.5	-	0.719
	900(626.85)	0.3918	0.0625	0.8350	102.7	-	0.722
	1,000(726.85)	0.3527	0.0672	0.8550	122.1	-	0.732
	1,100(826.85)	0.3206	0.0717	0.8730	143.0	-	0.742
キセノン ⁹⁾	300(26.85)	5.33 ^{注3)}	0.00562	0.09502	-	23.30	-
	400(126.85)	3.99 ^{注3)}	0.00728	0.09502	-	30.29	-
	500(226.85)	3.20 ^{注3)}	0.00881	0.09502	-	36.80	-
	600(326.85)	2.66 ^{注3)}	0.01025	0.09502	-	42.81	-
	700(426.85)	2.28 ^{注3)}	0.01157	0.09502	-	48.39	-

注1) 文献値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ほとんど変わらないため、常圧の値を記載している

注3) 文献記載の密度から、理想気体として温度換算して求めた値

(ロ)-第B.4表 材料の熱的性質(その他)

材料	放射率 ²⁾ (-)	吸収率 ¹⁰⁾ (-)
ポリウレタン 塗料		

B.3 構成要素の仕様

1. 三次蓋部シール

ふっ素ゴム製 O リング

使用可能温度 : -50~180°C^{11),12)}/一般の試験条件
: -50~260°C¹²⁾/特別の試験条件

2. 中性子遮蔽材

レジン

使用可能温度 : 150°C¹³⁾/一般の試験条件
: 200°C¹⁴⁾/特別の試験条件

3. 塗装

ポリウレタン塗料

使用可能温度 : 130°C¹⁵⁾

4. 二次蓋金属ガスケット

アルミニウム合金、ニッケル基合金

使用可能温度 : 130°C¹⁶⁾/一般の試験条件
: 190°C¹⁷⁾/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

本核燃料輸送物の熱解析は、有限要素法による ABAQUS コードを用いて行った。

B.4.1.1 解析モデル

1. 解析に用いる各モデル

本核燃料輸送物の一般の試験条件下における各部温度を評価するために解析モデルとして以下の3つのモデルを用いた。

- ・軸方向二次元軸対称全体モデル(以下「全体モデル」という。)
- ・半径方向輪切りモデル(以下「輪切りモデル」という。)
- ・燃料集合体モデル

各モデルにおいて評価する核燃料輸送物部位は次のとおりである。

全体モデル……………上・下部緩衝体表面、底板、底部サポート、上・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、蓋部中性子遮蔽材カバー、底部中性子遮蔽材カバー

輪切りモデル……………外筒、側部中性子遮蔽材、胴、バスケット、チャンネルボックス

燃料集合体モデル……燃料集合体

なお、全体モデルではトラニオンはモデル化しないが、トラニオン温度は保守的に胴温度とする。

全体モデルにおいては、バスケットより内側の領域(以下「燃料集合体領域」という。)は燃料集合体及びバスケットの均質な領域であると近似し、ジルカロイ、二酸化ウラン、ヘリウム、ステンレス鋼、インコネル、ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金が均一に混合されていると仮定する。均質化する燃料集合体領域の平均密度及び平均熱伝導率(軸方向)は体積平均値とし、平均比熱は重量平均値とする。また、平均熱伝導率(径方向)に関しては輪切りモデルと等価となるように値を定める。なお、平均熱伝導率(軸方向)の設定においては、バスケットの接触熱抵抗を考慮している。

胴と外筒に囲まれる領域(以下「側部中性子遮蔽部」という。)は中性子遮蔽材、伝熱フィンの均質な領域であると近似し、中性子遮蔽材、伝熱フィンが均一に混合されていると仮定する。均質化する側部中性子遮蔽部の平均密度及び平均熱伝導率(軸方向)は体積平均値とし、平均比熱は重量平均値とする。また、平均熱伝導率(径方向)に関しては輪切りモデルと等価となるように値を定める。

緩衝体も同様に、緩衝材部に対して内部リブを考慮し均質化する。均質化する緩衝材部の平均密度及び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。

全体モデルでは、中央部燃料 21 体と外周部燃料 48 体に相当する発熱量を径方向に平均化し、軸方向の燃焼度分布を考慮した発熱分布を与えている。

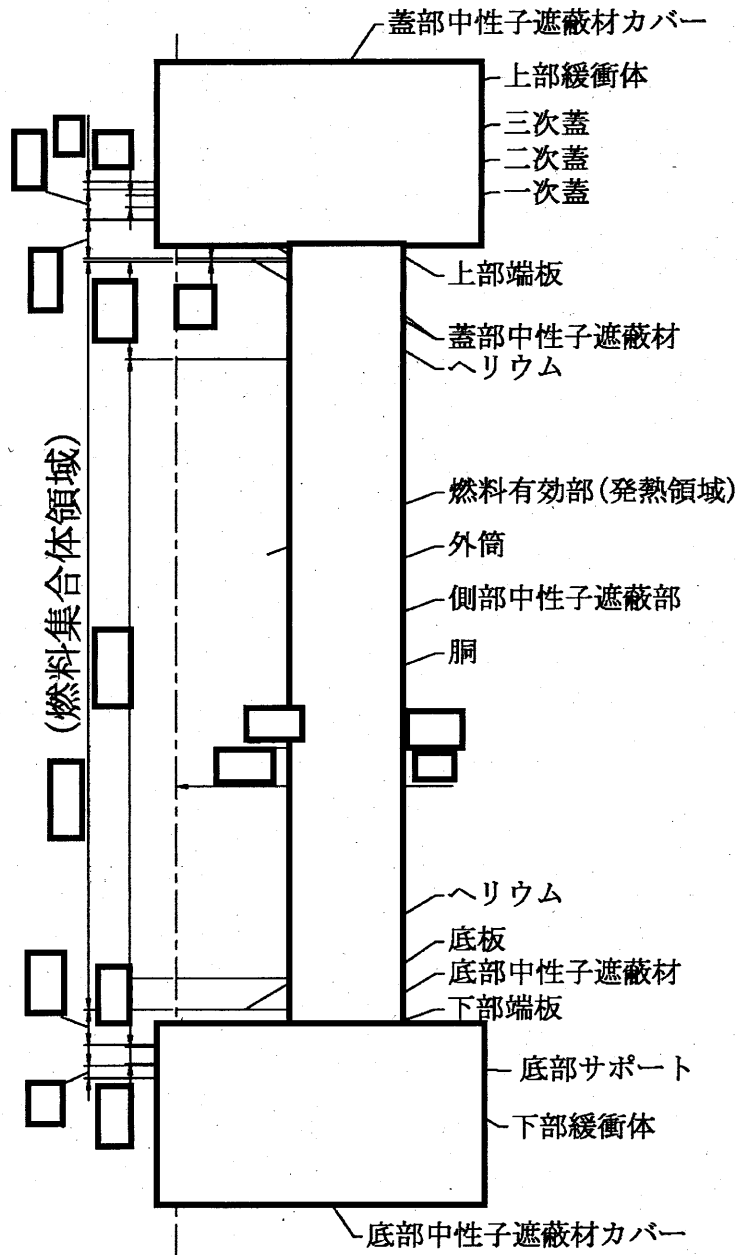
全体モデルで均質化している燃料集合体領域と側部中性子遮蔽部の評価部位については、輪切りモデルで評価する。輪切りモデルにおいては、燃料集合体のチャンネルボックスの内部は一体ずつの独立した均質な領域であると近似し、二酸化ウラン、ジルカロイ、インコネル及びヘリウムが均一に混合されていると仮定する。均質化する燃料集合体の平均密度は体積平均値とし、平均比熱は重量平均値とする。また、平均熱伝導率に関しては、燃料集合体モデルと等価になるように値を定める。

輪切りモデルでは、径方向発熱分布を考慮して、中央に中央部燃料に対応した発熱量の燃料集合体を配置している。

輪切りモデルで均質化している燃料棒の最高温度については、燃料集合体モデルで評価する。燃料集合体モデルにおいては、燃料棒は1本ずつの独立した均質な領域であると近似し、二酸化ウラン、ジルカロイ及びヘリウムが均一に混合されていると仮定する。均質化する燃料棒の平均熱伝導率は体積平均値とする。

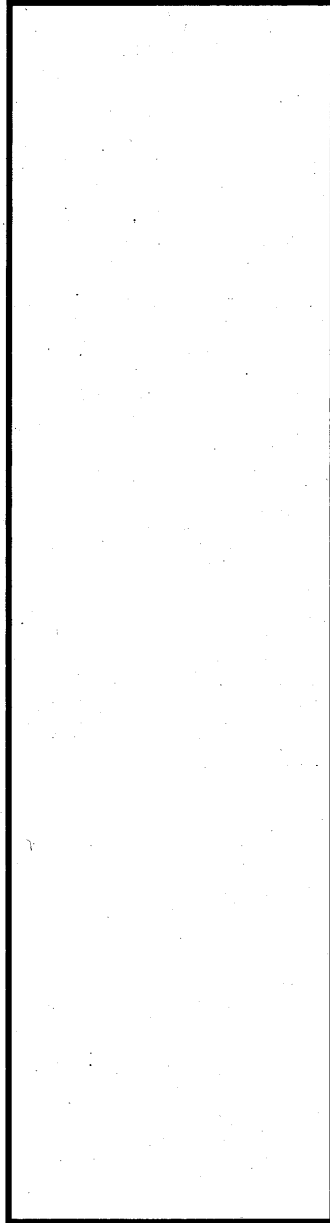
一般の試験条件のうち、水噴霧試験及び積み重ね試験では核燃料輸送物は変形しないが、0.3m自由落下試験及び6kg棒貫通試験において緩衝体に変形を生じる。しかしながら、一般の試験条件では、緩衝体に変形しないものとする方が収納物の温度を高く評価できる。したがって、一般の試験条件の熱解析では核燃料輸送物は変形及び破損はしていないものとする。

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.6図に示す。

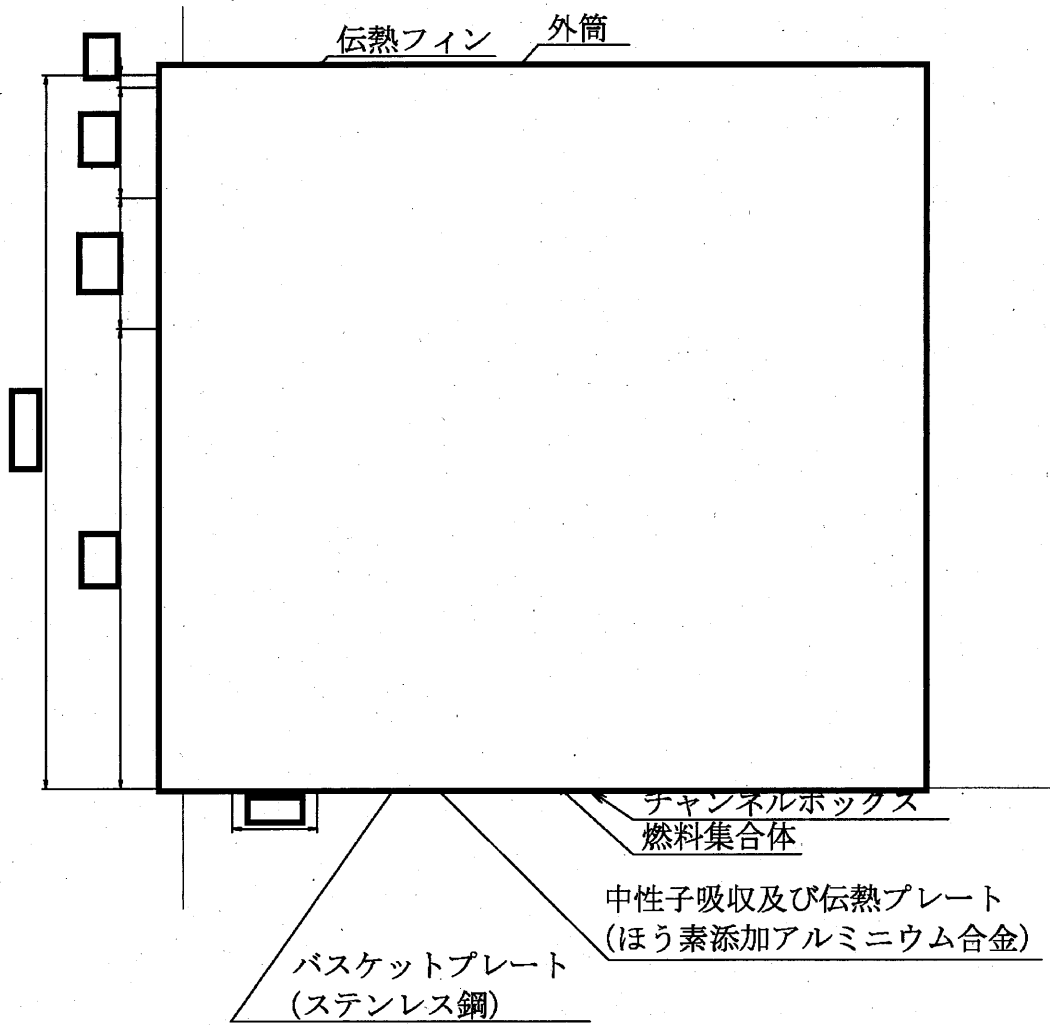


(単位：mm)

(口)-第B.1図 一般の試験条件下の全体モデル形状図

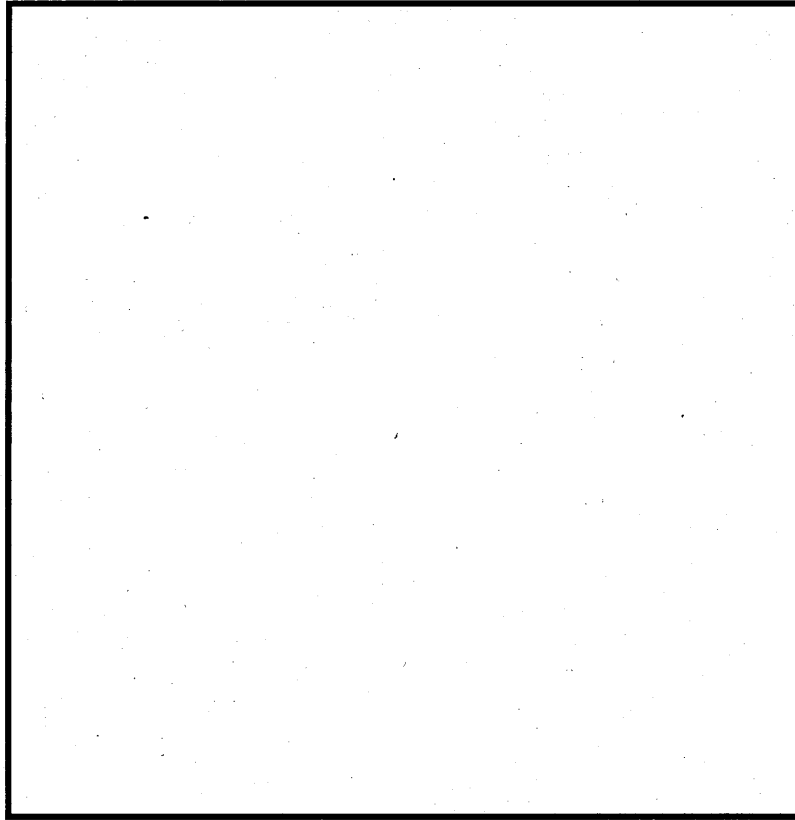


(ロ)-第 B.2 図 一般の試験条件下の全体モデル要素分割図

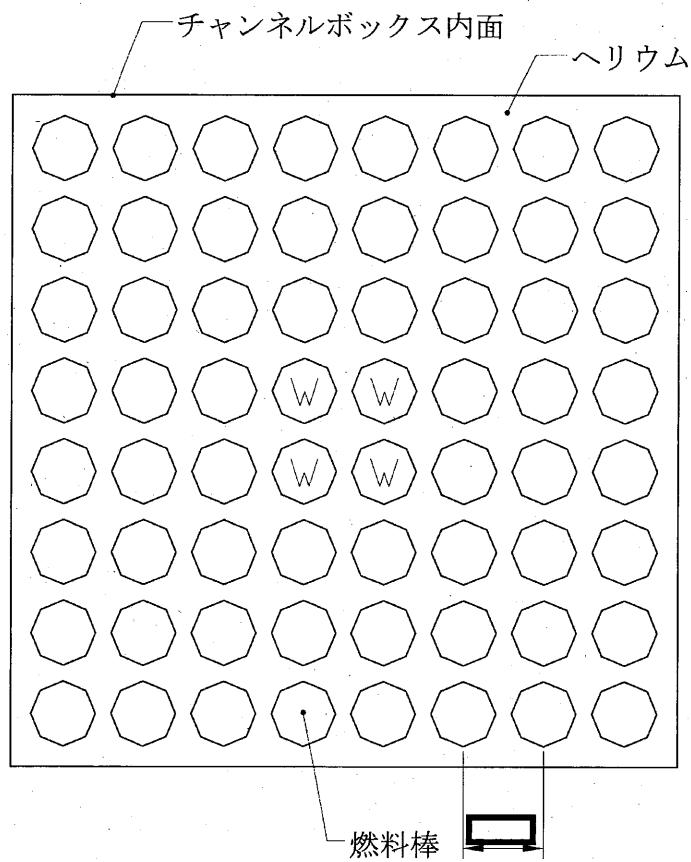


(単位：mm)

(ロ)-第B.3図 輪切りモデル形状図



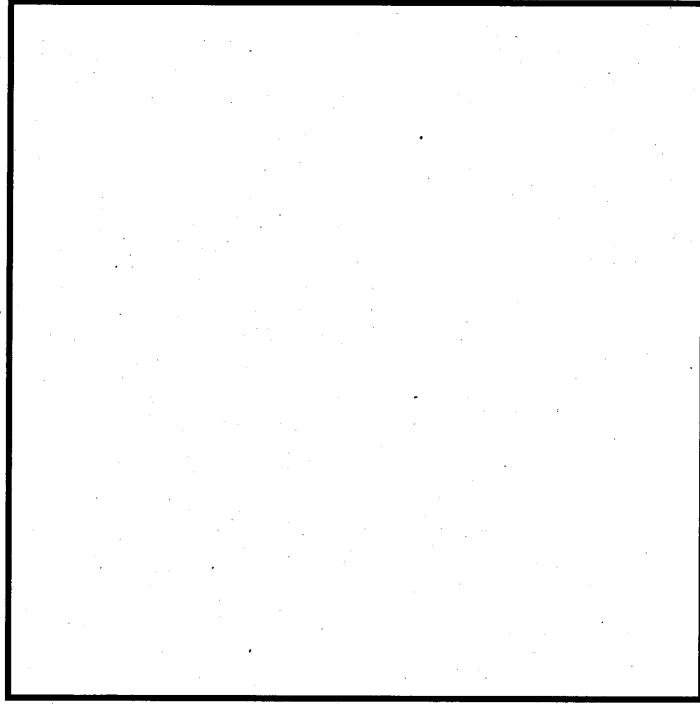
(ロ)-第B.4図 輪切りモデル要素分割図



注) ただし、Wはウォーターロッドであり、発熱はない。

(単位: mm)

(ロ)-第B.5図 燃料集合体モデル形状図




(ロ)-第 B. 6 図 燃料集合体モデル要素分割図

2. 解析条件

一般の試験条件下における解析条件を(ロ)-第B.5表に示す。また、太陽熱放射データを(ロ)-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。

- ・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  に分割した。燃料集合体 69 体当たりの燃料有効部における軸方向発熱量分布を(ロ)-第B.7図に示す。
- ・輪切りモデルにおいては、径方向の発熱分布を考慮して、中央に中央部燃料(軸方向中央部)に対応した発熱量の燃料集合体を配置し、発熱量が断面全体で全体モデルの軸方向中央部と等しくなるように外周には低い発熱量の燃料集合体を配置した。径方向の発熱量分布を(ロ)-第B.8図及び(ロ)-第B.7表に示す。
- ・輪切りモデルにおいては、全体モデルの結果に基づいて軸方向への熱の移動を考慮する。全体モデルの胴内の軸方向の熱の逃げ量と一致するように燃料集合体領域の発熱密度を低減する。また、胴内面と外筒外面の温度が全体モデルの胴内面と外筒外面の温度と一致するように、胴内面と外筒外面に負の熱流束を与える。なお、燃料集合体領域で軸方向への熱移動を考慮するのは外周部領域のみであり、中央部周辺の中央部燃料領域の軸方向への熱の流れを無視していることから、その領域の温度分布に対し保守的な評価結果を与えるモデルとなっている。軸方向への熱の逃げのモデル化概念図を(ロ)-第B.9図に示す。また、実際に用いた軸方向への熱移動量を(ロ)-第B.8表に示す。
- ・全体モデル及び輪切りモデルにおいては、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する。
- ・燃料集合体モデルにおいては、輪切りモデルで最高温度となるチャンネルボックスの温度を境界条件とする。

(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	近接表面の 最高温度 評価条件	最低温度 評価条件
崩壊熱量				0kW
環境条件	周囲温度	38℃		-20℃
	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			
	吸収率	-		
緩衝体表面	放射率			
	吸収率	-		

(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	太陽の放射熱 ^{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) 外運搬規則及び外運搬告示に定める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) 外運搬規則及び外運搬告示に定める技術基準上は「水平に輸送されない下向きの表面」に対しては 200W/m² であるが、解析上は安全側に全ての曲面に対して 400W/m² とする。

(ロ)-第 B.7 表 輪切りモデルにおける径方向発熱量分布の値

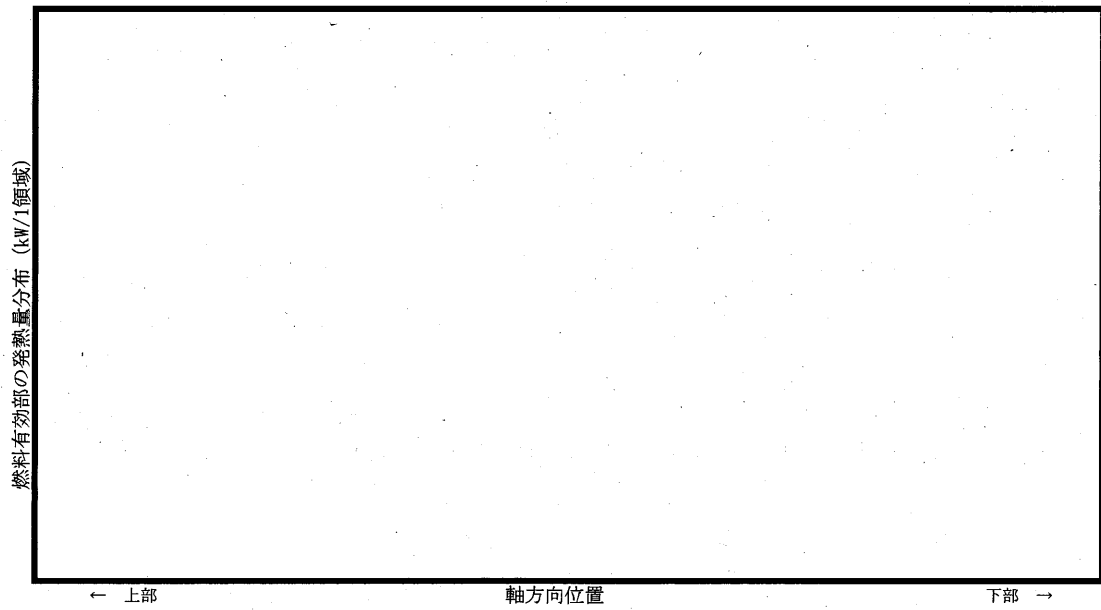
部位	燃料集合体数	発熱量 ^{注)} (kW)					
		軸方向への熱の逃げ考慮前		軸方向への熱の逃げ考慮後			
				最高温度評価条件		近接表面の最高温度評価条件	
1体当たり	合計	1体当たり	合計	1体当たり	合計		
中央に収納される燃料集合体	21 体						
外周に収納される燃料集合体	48 体						
合計	69 体						

注) 輪切りモデルにおける評価断面、すなわち(ロ)-第 B.7 図における発熱量最大の領域 ()mm)を燃料有効長 ()mm)当りに換算した値

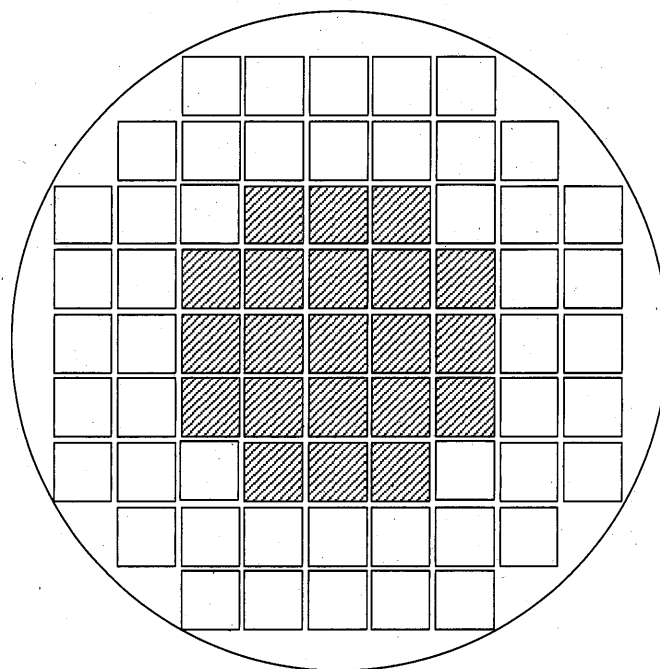
(ロ)-第 B.8 表 輪切りモデルにおける軸方向への熱移動量

部位	軸方向への熱移動量 ^{注)} (kW)	
	最高温度評価条件	近接表面の最高温度評価条件
中央に収納される燃料集合体(21 体)		
外周に収納される燃料集合体(48 体)		
胴内面		
外筒外面		

注) 輪切りモデルにおける評価断面、すなわち(ロ)-第 B.7 図における発熱量最大の領域 ()mm)を燃料有効長 ()mm)当りに換算した値

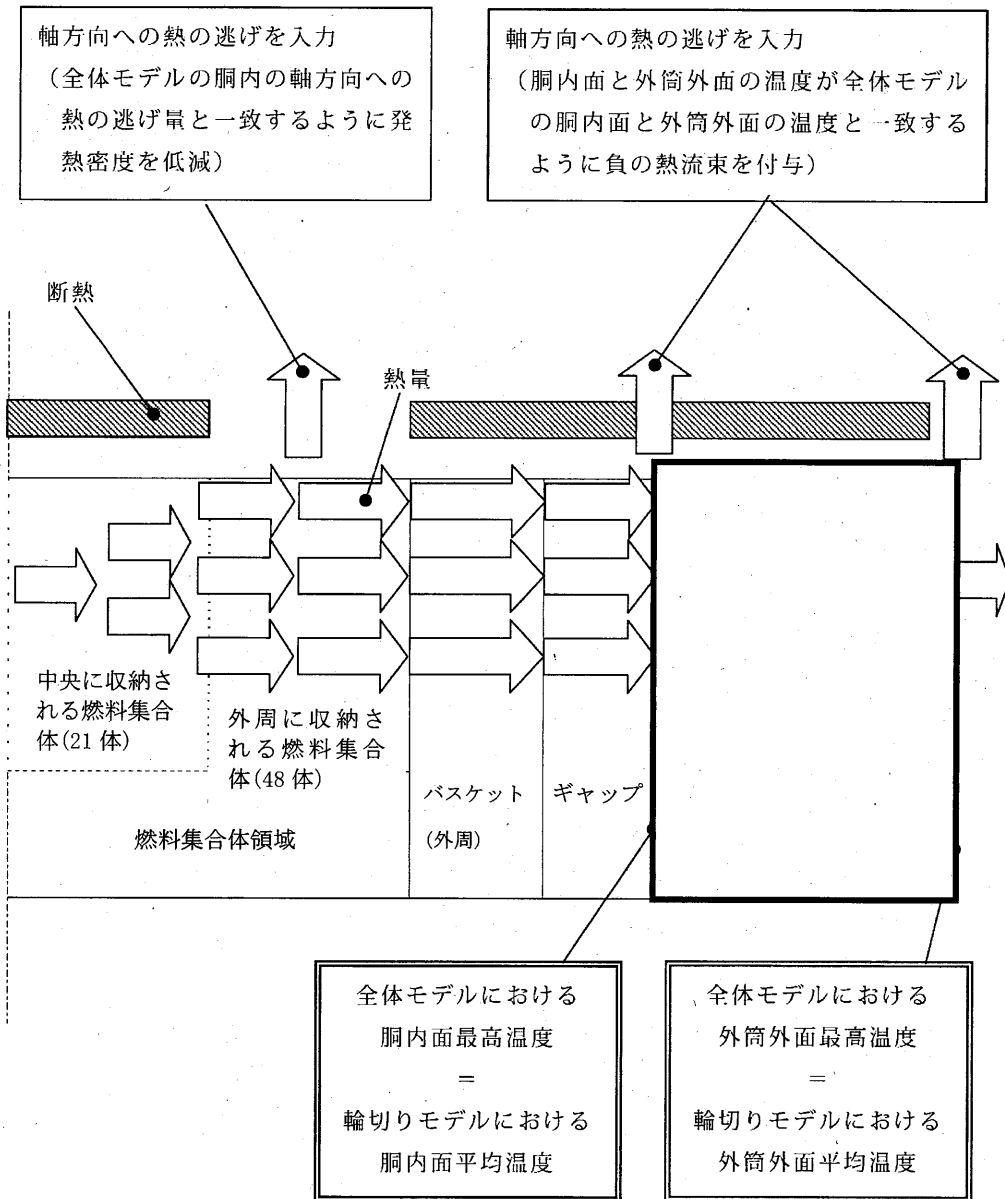


(口)-第 B. 7 図 燃料集合体 69 体当たりの軸方向発熱量分布



- : 中央部燃料(軸方向中央部)の発熱量(中央に収納される燃料集合体(21 体))
- : 発熱量が断面全体で全体モデルの軸方向中央部と等しくなる発熱量
 (外周に収納される燃料集合体(48 体))

(ロ)-第 B.8 図 径方向の発熱量分布



(ロ)-第 B.9 図 軸方向への熱の逃げのモデル化概念図

B.4.1.2 試験モデル

該当なし

B.4.2 最高温度

一般の試験条件下における、(ロ)章 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核燃料輸送物各部の最高温度の結果を(ロ)-第 B.9 表に示す。

ABAQUS コードで解析して得られた一般の試験条件下の最高温度評価条件における核燃料輸送物とその収納物の各部の温度分布を(ロ)-第 B.10 図～(ロ)-第 B.12 図に、また、一般の試験条件下の近接表面の最高温度評価条件における温度分布を(ロ)-第 B.13 図及び(ロ)-第 B.14 図に示す。なお、輪切りモデルは全体モデルの燃料集合体領域の最高温度発生断面をモデル化している。ただし、境界条件となる胴内面と外筒外面の温度は、全体モデルの胴内面と外筒外面の最高温度を設定している。

一般の試験条件下において、各部の温度は(ロ)章 B.3 に示す使用可能温度を超えることはない。

近接表面としては、(ロ)-第 B.9 表に示すように、近接表面の最高温度評価条件において緩衝体表面は 73℃となり、基準値の 85℃以下である。外筒外面が 88℃、トラニオン温度は 114℃となり 85℃を超えているが、外筒外面又は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^{注)}ため、近接表面の温度は 85℃以下である。

なお、(ロ)章 B.4.1.1 に示すとおり、一般の試験条件においては収納物及び緩衝体の最高温度を高く評価するために緩衝体の変形を考慮していないが、緩衝体表面積の減少分が全て緩衝体表面温度上昇に寄与する場合、保守側に一般の試験条件の垂直落下、水平落下及びコーナー落下の緩衝体変形後の形状を包含する形状を考慮すると、緩衝体の表面積は約 14%減少することになり、緩衝体表面温度は約 79℃となるが、技術上の基準に定める 85℃を超えることはない。

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は、再取り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.9 表 一般の試験条件下の最高温度

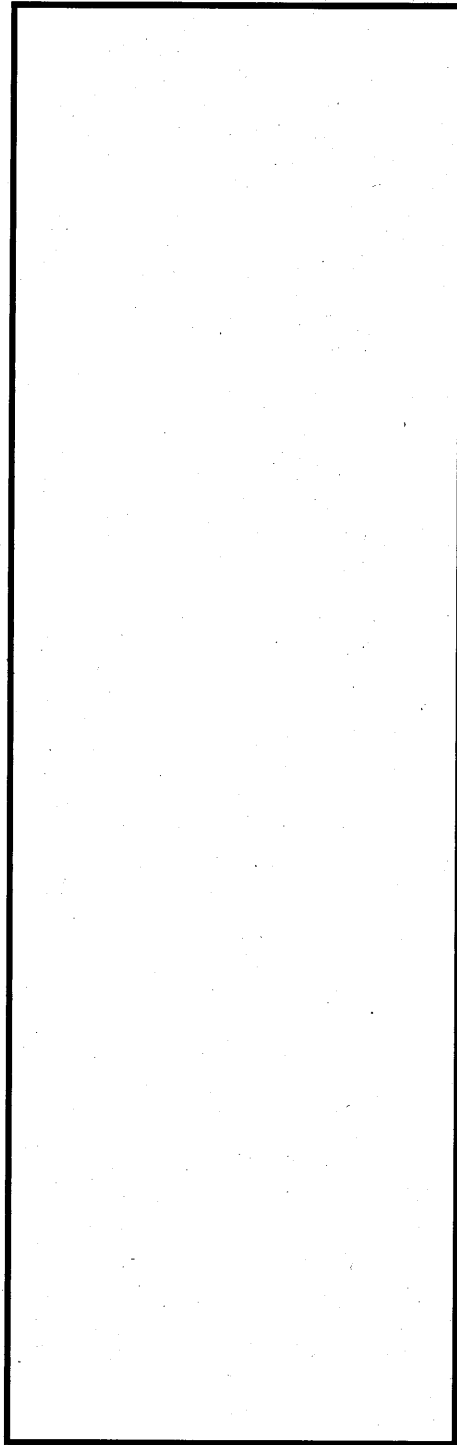
(単位：℃)

部 位 \ 条 件	最高温度 評価条件 (太陽熱放射あり)	近接表面の最高温度 評価条件 (太陽熱放射なし)
緩衝体表面	87	73
緩衝体木材	108	93
外筒	104 103 ^{注1)}	89 88 ^{注1)}
上部端板	95	79
下部端板	109	94
伝熱フィン	119	104
側部中性子遮蔽材	115	100
蓋部中性子遮蔽材	101	85
底部中性子遮蔽材	124	109
底板、底部サポート	131	116
胴	129	114
一次蓋	103	88
二次蓋	101	85
三次蓋	97	81
一次蓋ボルト	103	88
二次蓋ボルト	101	85
三次蓋ボルト	97	81
一次蓋金属ガasket	100	84
二次蓋金属ガasket	97	82
三次蓋Oリング	96	80
蓋部中性子遮蔽材カバー	100	84
底部中性子遮蔽材カバー	110	95
トラニオン	129	114
バスケット	226	213
チャンネルボックス	230	217
燃料集合体	248 ^{注2)}	228

注1) 外筒外面の最高温度

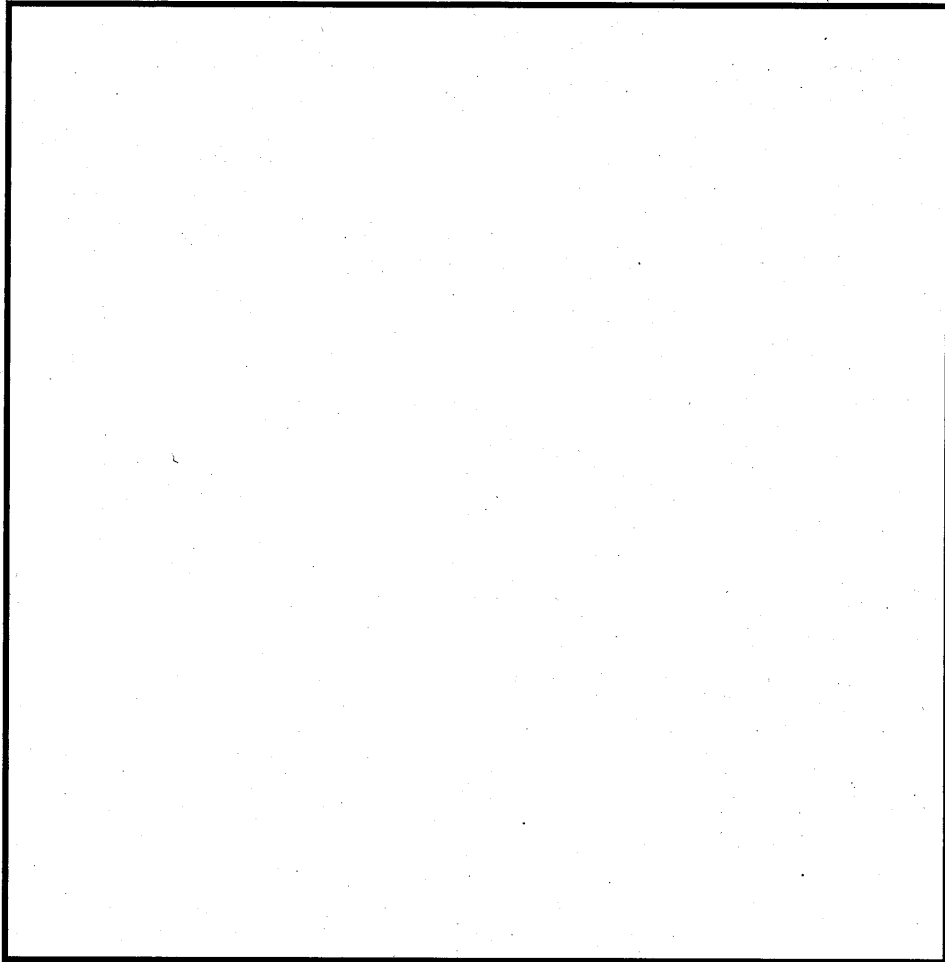
注2) BJ型、STEP II型の最高温度である。8×8型、RJ型の最高温度は189℃であり、当該燃料集合体が収納される位置でのチャンネルボックス温度は178℃、バスケット温度は182℃である。

(単位：℃)



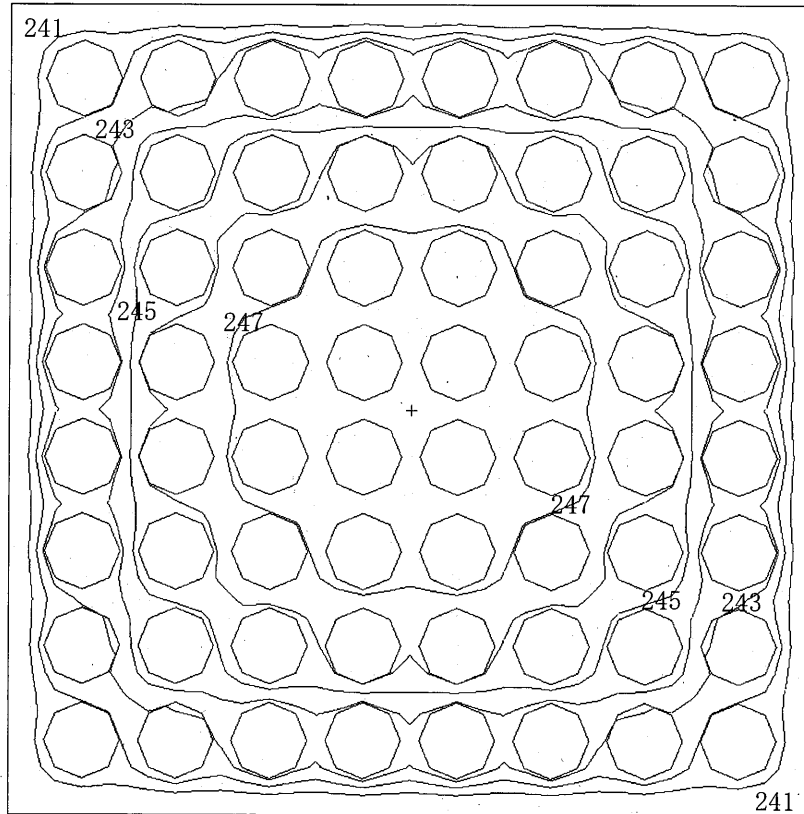
(ロ)-第 B.10 図 一般の試験条件下の全体モデル温度分布(最高温度評価条件)

(単位：℃)



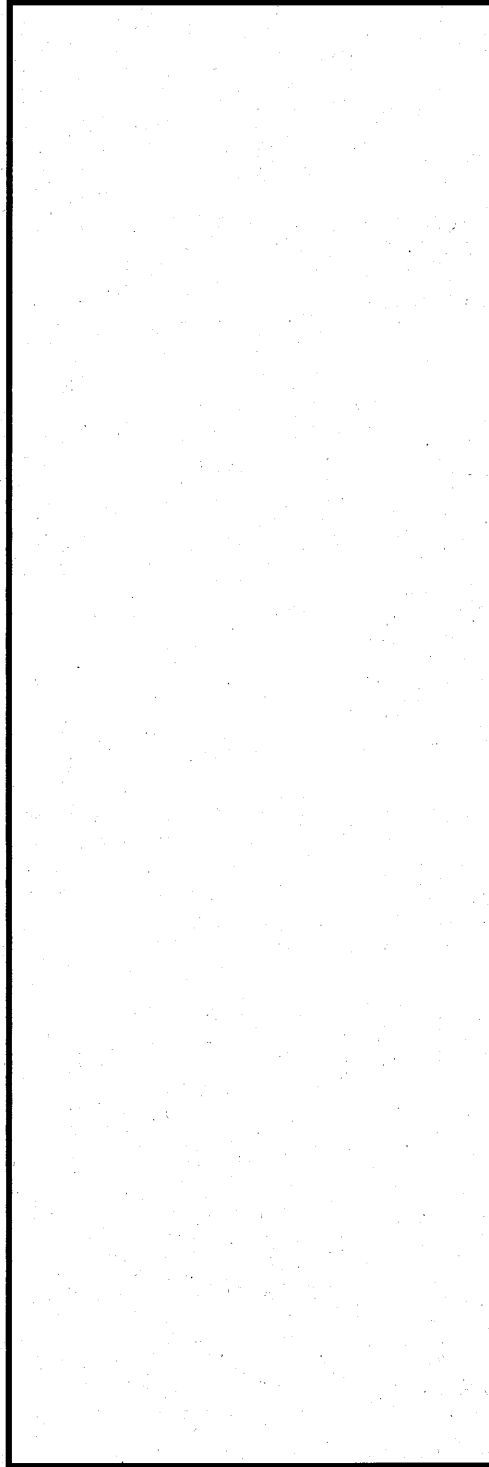
(ロ)-第 B.11 図 一般の試験条件下の輪切りモデル温度分布(最高温度評価条件)

(単位 : °C)



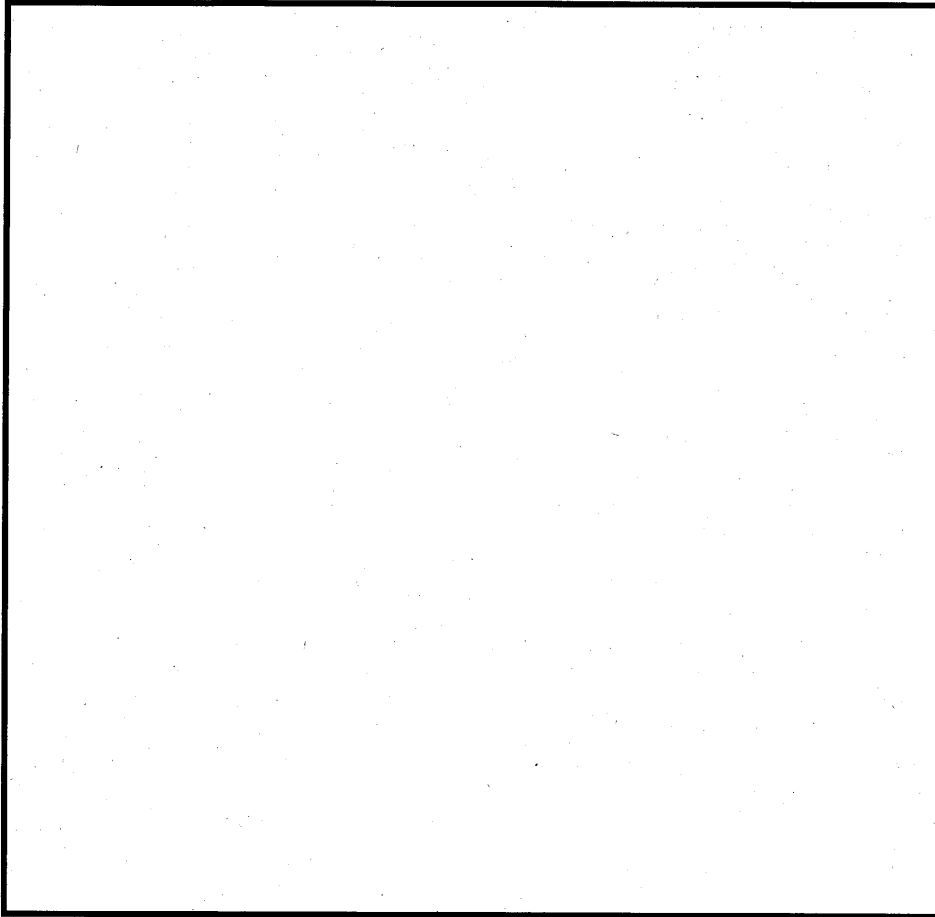
(口)-第B.12図 一般の試験条件下の燃料集合体モデル温度分布(最高温度評価条件)

(単位：℃)



(ロ)-第 B.13 図 一般の試験条件下の全体モデル温度分布
(近接表面の最高温度評価条件)

(単位：℃)



(ロ)-第 B. 14 図 一般の試験条件下の輪切りモデル温度分布
(近接表面の最高温度評価条件)

B.4.3 最低温度

本核燃料輸送物の最低温度評価条件は、(ロ)-第 B.5 表に記載したように周囲温度 -20℃において、太陽熱放射がなく崩壊熱量が 0kW のときであり、核燃料輸送物の最低温度は -20℃である。(ロ)章 A.4.2 に示したように、この温度において、構成材料に悪影響を及ぼすような要因は生じない。また、本核燃料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

一般の試験条件下において核燃料輸送物に最大内圧を生じるのは、崩壊熱量が 17.56kW、環境温度が 38℃の場合であるので、このときの一次蓋と胴で構成される空間の圧力(以下「胴内圧」という。)、一次蓋と二次蓋間の空間の圧力(以下「一二次蓋間圧力」という。)、二次蓋と三次蓋間の空間の圧力(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示す。

なお、(ロ)章 A.5 に述べたように、燃料棒は一般の試験条件下において破損することはないので、燃料棒の破損による圧力上昇はない。

1. 胴内圧

核燃料輸送物の内部には、輸送に先立ち燃料集合体を装荷後、所定の圧力のヘリウムが充填される。一般の試験条件下でのヘリウムの温度を保守的にバスケット平均温度とすると、胴内圧は以下のとおり求められる。

$$P=P_0 \times T/T_0$$

ここで、

P : 一般の試験条件下における胴内圧 (MPa)

P₀ : 初期充填圧力 (MPa)

T : 一般の試験条件下におけるヘリウムの温度 (K)

T₀ : ヘリウム充填時におけるヘリウムの温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 B.10 表に示す。なお、設計貯蔵期間中の一二次蓋間ヘリウムの胴内への漏えいは十分小さく、漏えいを考慮しても胴内圧は負圧を維持する。

(ロ)-第B.10表 一般の試験条件下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
初期充填圧力(絶対圧)	P_0	MPa	
一般の試験条件下におけるヘリウムの温度	T	K	
ヘリウム充填時におけるヘリウムの温度	T_0	K	293.15(20°C)
一般の試験条件下における胴内圧(絶対圧)	P	MPa	0.0785(-0.0229MPaG)

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、所定の圧力のヘリウムが充填される。一般の試験条件下でのヘリウムの温度から、一二次蓋間圧力は以下のとおり求められる。

$$P=P_0 \times T/T_0$$

ここで、

P : 一般の試験条件下における一二次蓋間圧力(MPa)

P_0 : 初期充填圧力(MPa)

T : 一般の試験条件下におけるヘリウムの温度(K)

T_0 : ヘリウム充填時におけるヘリウムの温度(K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第B.11表に示す。

(ロ)-第B.11表 一般の試験条件下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
初期充填圧力(絶対圧)	P_0	MPa	
一般の試験条件下におけるヘリウムの温度	T	K	
ヘリウム充填時におけるヘリウムの温度	T_0	K	293.15(20°C)
一般の試験条件下における一二次蓋間圧力(絶対圧)	P	MPa	

3. 二三次蓋間圧力

三次蓋取付け時の二三次蓋間は常温かつ大気圧の空気とする。また、保守側に二次蓋シールの密封性が失われ一二次蓋間のヘリウムが漏えいすると仮定すると、一般の試験条件下での二三次蓋間圧力は、以下のとおり求められる。

$$P = \frac{P_{20}V_2 \times \frac{T_2}{T_{20}} + P_0V_3 \times \frac{T_3}{T_{30}}}{V_2 + V_3}$$

ここで、

P : 一般の試験条件下における二三次蓋間圧力(MPa)

- P_{20} : 一二次蓋間ヘリウム初期充填圧力 (MPa)
 P_0 : 大気圧 (MPa)
 V_2 : 一二次蓋間体積 (m^3)
 V_3 : 二三次蓋間体積 (m^3)
 T_2 : 一般の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)
 T_3 : 一般の試験条件下における二三次蓋間空気の温度 (K)
 T_{20} : 一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)
 T_{30} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第B.12表に示す。

なお、三次蓋取付け時の周囲温度が仮に $-20^{\circ}C$ であった場合には空気の密度が大きくなるため、二三次蓋間圧力は約 \square 増加する可能性がある。この圧力上昇による三次蓋の応力増加は最大 3MPa、三次蓋ボルトの応力増加は最大 12MPa であり、(ロ)章 A.5.1 の一般の試験条件の熱的試験、(ロ)章 A.5.3 の一般の試験条件の 0.3m 落下事象、及び(ロ)章 A.6.1 の特別の試験条件の 9m 落下事象において解析基準値に対して応力増加値以上の余裕を有していることを確認している。

(ロ)-第B.12表 一般の試験条件下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(絶対圧)	P_{20}	MPa	
大気圧(絶対圧)	P_0	MPa	0.101325
一二次蓋間体積	V_2	m^3	
二三次蓋間体積	V_3	m^3	
一般の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_2	K	
一般の試験条件下における二三次蓋間空気の温度	T_3	K	
一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{20}	K	293.15 ($20^{\circ}C$)
三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度	T_{30}	K	293.15 ($20^{\circ}C$)
一般の試験条件下における二三次蓋間圧力(絶対圧)	P	MPa	

4. 三次蓋-胴内圧力

一次蓋及び二次蓋のシールの密封性が失われると仮定すると、三次蓋-胴内圧力は、以下のとおり求められる。

$$P = \frac{P_{20}V_2 \times \frac{T_2}{T_{20}} + P_0V_3 \times \frac{T_3}{T_{30}} + P_{c0}V_c \times \frac{T_c}{T_{c0}}}{V_2 + V_3 + V_c}$$

ここで、

P : 一般の試験条件下における三次蓋-胴内圧力 (MPa)

P₂₀ : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

P₀ : 大気圧 (MPa)

P_{c0} : 胴内ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

V₂ : 一二次蓋間体積 (m³)

V₃ : 二三次蓋間体積 (m³)

V_c : 胴内体積 (m³)

T₂ : 一般の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)

T₃ : 一般の試験条件下における二三次蓋間空気の温度 (K)

T_c : 一般の試験条件下における胴内ヘリウムの温度 (K)

T₂₀ : 一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)

T₃₀ : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度 (K)

T_{c0} : 胴内のヘリウム充填時における胴内ヘリウムの温度 (K)

計算条件と計算結果を(ロ)-第 B. 13 表に示す。

(ロ)-第B.13表 一般の試験条件下における三次蓋-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(絶対圧)	P_{20}	MPa	
大気圧(絶対圧)	P_0	MPa	0.101325
胴内ヘリウムの初期充填圧力(絶対圧)	P_{c0}	MPa	
一二次蓋間体積	V_2	m^3	
二三次蓋間体積	V_3	m^3	
胴内体積	V_c	m^3	
一般の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_2	K	
一般の試験条件下における二三次蓋間空気の温度	T_3	K	
一般の試験条件下における胴内ヘリウムの温度	T_c	K	
一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{20}	K	293.15(20°C)
三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度	T_{30}	K	293.15(20°C)
胴内ヘリウム充填時における胴内ヘリウムの温度	T_{c0}	K	293.15(20°C)
一般の試験条件下における三次蓋-胴内圧力(絶対圧)	P	MPa	0.0820

B. 4.5 最大熱応力

一般の試験条件下においては、核燃料輸送物に熱応力が生じるが、(ロ)章 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

一般の試験条件下における熱解析結果の要約と評価を(ロ)-第 B. 14 表に示す。本核燃料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 96℃となり、(ロ)章 B. 3 に記載した使用可能温度 180℃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 100℃及び 97℃であり、(ロ)章 B. 3 に記載した使用可能温度 130℃を超えることはない。
- ・最高温度評価条件において、蓋部、底部及び側部の中性子遮蔽材は、その最高温度が 124℃であり、(ロ)章 B. 3 に記載した使用可能温度 150℃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ならない。
- ・近接表面の最高温度評価条件において、緩衝体表面の最高温度は 73℃であり、基準値の 85℃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 85℃を超えているが、外筒外面又は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、近接表面の温度は 85℃以下である。
- ・最低温度評価条件において、周囲温度が -20℃で、太陽熱放射がなく崩壊熱量が 0kW のため、全ての部位が -20℃に達するが、核燃料輸送物の健全性に問題は無い。

(ロ)-第B.14表 一般の試験条件下の熱解析結果の要約と評価(1/2)

項目	結果	基準値	評価	他の解析への条件
最高温度				
燃料集合体 (BJ型、STEP II型)	248°C	270°C ¹⁸⁾	基準値以下	構造解析では 260°Cを使用 ^{注1)}
燃料集合体 (8×8型、RJ型)	189°C	200°C ¹⁸⁾	基準値以下	構造解析では 260°Cを使用 ^{注1)}
バスケット	226°C	425°C ^{19), 20)}	基準値以下	構造解析では □°Cを使用 ^{注1)}
蓋部、底部及び側部 中性子遮蔽材	124°C ^{注2)}	150°C ¹³⁾	基準値以下	-
一次蓋金属ガスケット	100°C	130°C ¹⁶⁾	基準値以下	-
二次蓋金属ガスケット	97°C	130°C ¹⁶⁾	基準値以下	-
三次蓋Oリング	96°C	180°C ^{11), 12)}	基準値以下	-
外筒	104°C	350°C ^{19), 20)}	基準値以下	構造解析では □°Cを使用 ^{注1)}
胴	129°C	350°C ^{19), 20)}	基準値以下	構造解析では □°Cを使用 ^{注1)}
近接表面 ^{注3)}	73°C ^{注4)}	85°C	基準値以下	-
最低温度	核燃料輸送物の 全部位が周囲 温度-20°C	胴内の凍結 なし	胴内雰囲気 がヘリウムであ るため凍結し ない	-

注1) 構造解析における温度条件としては、熱解析結果としての温度分布を入力するが、その温度を包絡する許容値の設定温度条件を代表に示す。

注2) 蓋部、底部及び側部中性子遮蔽材のうち、最高となる温度。

注3) 近接表面の最高温度評価条件における評価結果である。なお、外筒外面及びトランニオン温度はそれぞれ88°C及び114°Cであり85°Cを超えているが、外筒外面又はトランニオン部には必要に応じ近接防止金網(73°C以下((ロ)章B.6.3参照))を取り付けて輸送するため、近接表面の温度は85°C以下である。

注4) 緩衝体表面の最高温度

(ロ)-第B.14表 一般の試験条件下の熱解析結果の要約と評価(2/2)

項 目	結 果	基 準 値	評 価	他の解析への条件
最大内圧 胴内圧	0.0785MPa (-0.0229MPaG)	-	設計貯蔵期間中の ヘリウム内部へ の漏えいを考慮し ても 0.097MPa ^{注)} 未満	構造解析では -0.101325MPaG を 使用
一二次蓋間圧力		-	-	構造解析では □ MPaG を使用
二三次蓋間圧力		-	-	構造解析では □ MPaG を使用
三次蓋-胴内圧力	0.0820MPa	-	設計貯蔵期間中の ヘリウム内部へ の漏えいを考慮し ても 0.097MPa ^{注)} 未満	-

注) 高気圧及び低気圧による大気圧変動(±0.004MPa)を考慮した最低圧力

B.5 特別の試験条件

B.5.1 熱解析モデル

核燃料輸送物の熱解析は、有限要素法による ABAQUS コードを用いて行った。

B.5.1.1 解析モデル

1. 形状モデル

一般の試験条件と同様に、各部温度を評価するために解析モデルとして以下の3つのモデルを用いた。

- ・全体モデル
- ・輪切りモデル
- ・燃料集合体モデル

各モデルにおいて評価する核燃料輸送物部位は次のとおりである。

- 全体モデル……………上・下部緩衝体表面、底板、底部サポート、上・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、蓋部中性子遮蔽材カバー、底部中性子遮蔽材カバー
- 輪切りモデル……………外筒、側部中性子遮蔽材、胴、バスケット、チャンネルボックス
- 燃料集合体モデル……燃料集合体

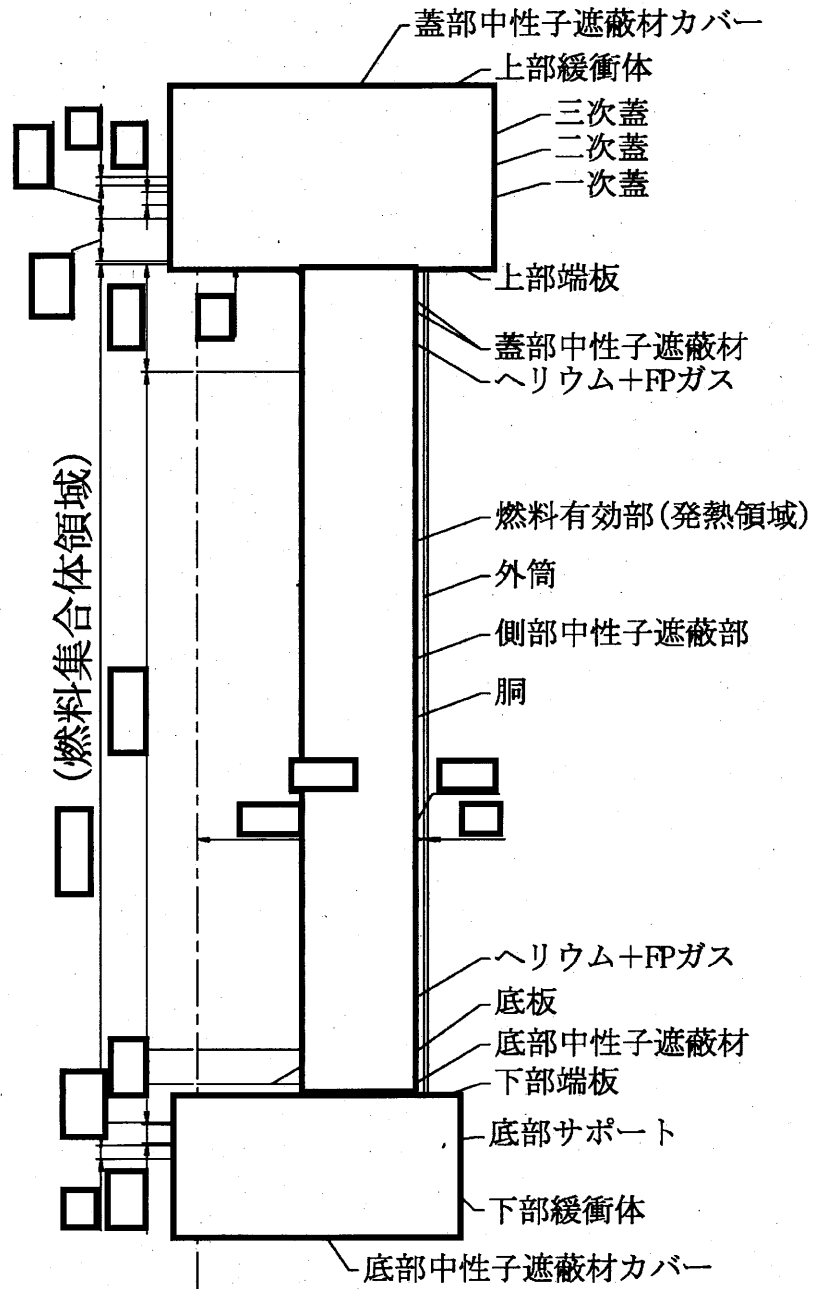
各モデルにおける均質化は、一般の試験条件と同じである。

特別の試験条件の熱解析は、強度試験(9m 落下試験及び 1m 貫通試験)条件に引き続いて、熱的試験(火災試験)条件におかれるものとし、落下試験等の影響を以下のように解析モデルに考慮した。

- ・9m 落下試験により緩衝体に変形するため、変形後の形状をモデルに考慮した。
- ・1m 貫通試験における核燃料輸送物の変形は、緩衝体及び外筒に生じる変形である。外筒には直径 150mm 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貫通孔はないものとした。

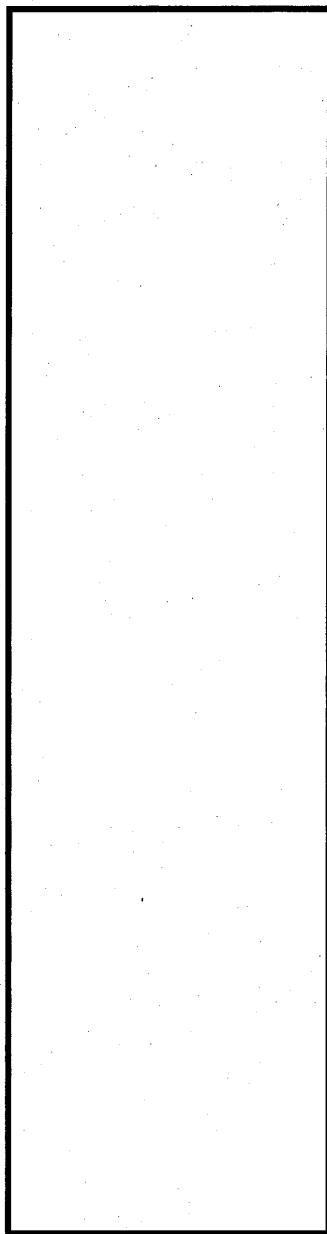
- ・ 蓋部、底部及び側部の中性子遮蔽材並びに燃料集合体については、一般の試験条件での条件と同じとした。
- ・ 9m 落下試験により、全燃料棒から FP ガスが放出されるものと仮定し、胴内ガスの熱伝導率の低下を考慮した。

以上の条件を考慮した特別の試験条件に対する、全体モデルの形状を(ロ)-第 B.15 図に、要素分割図を(ロ)-第 B.16 図に示す。また、輪切りモデルの形状及び要素分割図は(ロ)-第 B.3 図及び(ロ)-第 B.4 図に示すとおりである。また、燃料集合体モデルの形状及び要素分割図は、(ロ)-第 B.5 図及び(ロ)-第 B.6 図に示すとおりである。ただし、輪切りモデル及び燃料集合体モデルの胴内ガスは、全体モデルと同様にヘリウム及び FP ガスである。



(単位 : mm)

(ロ)-第 B.15 図 特別の試験条件下の全体モデル形状図



(口)-第 B. 16 図 特別の試験条件下の全体モデル要素分割図

2. 解析条件

特別の試験条件下における解析条件を(ロ)-第 B.15 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、太陽熱放射データは(ロ)-第 B.6 表に示したとおりである。

各モデルにおいて考慮した解析条件は、次のとおり。

- ・特別の試験条件下における径方向の発熱量分布を(ロ)-第 B.16 表に示す。
- ・輪切りモデルにおいては、一般の試験条件と同様に軸方向への熱の移動を考慮する。ただし、火災時には胴内面と外筒外面における軸方向への熱の逃げを考慮しないこととする。また、火災後には全体モデルの胴内の軸方向への熱の逃げ量と一致するように、外周に収納された燃料集合体領域の発熱密度の低減と胴内面と外筒外面に負の熱流束の付与を行うこととする。実際に用いた軸方向への熱の移動量を(ロ)-第 B.17 表に示す。
- ・特別の試験条件下における胴内ガス(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。特別の試験条件下における胴内ガスの熱伝導率を(ロ)-第 B.18 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様である。

(ロ)-第 B.15 表 特別の試験条件の熱解析条件

項目		火災前	火災時	火災後
崩壊熱量				
環境条件	周囲温度	38℃	800℃ (30 分間)	38℃
	太陽熱放射	あり	あり	あり
	周囲吸収率	1.0	0.9 ^{注)}	1.0
輸送容器 表面	放射率		-	
	吸収率		0.8 ²¹⁾	
緩衝体表面	放射率		-	
	吸収率		0.8 ²¹⁾	

注) 火炎の放射率を示す。

(ロ)-第 B.16 表 輪切りモデルにおける径方向発熱量分布の値

部位	燃料集合体数	発熱量 ^{注)} (kW)							
		軸方向への熱の逃げ考慮前		軸方向への熱の逃げ考慮後					
				火災前		火災時		火災後	
1体当たり	合計	1体当たり	合計	1体当たり	合計	1体当たり	合計		
中央に収納される燃料集合体	21 体								
外周に収納される燃料集合体	48 体								
合計	69 体								

注) 輪切りモデルにおける評価断面、すなわち(ロ)-第 B.7 図における発熱量最大の領域 () mm) を燃料有効長 () mm) 当たりに換算した値

(ロ)-第 B.17 表 輪切りモデルにおける軸方向への熱移動量

部位	軸方向への熱移動量 ^{注)} (kW)		
	火災前	火災時	火災後
中央に収納される燃料集合体(21 体)			
外周に収納される燃料集合体(48 体)			
胴内面			
外筒外面			

注) 輪切りモデルにおける評価断面、すなわち(ロ)-第 B.7 図における発熱量最大の領域 () mm) を燃料有効長 () mm) 当たりに換算した値

(ロ)-第 B.18 表 特別の試験条件下における胴内ガスの熱伝導率

温度 (K(°C))	熱伝導率 (W/(m·K))
300 (26.85)	
400 (126.85)	
500 (226.85)	
600 (326.85)	

B. 5. 1. 2 試験モデル

該当なし。

B. 5. 2 核燃料輸送物の評価条件

9m 落下試験における核燃料輸送物の変形は緩衝体に生じる変形である。緩衝体の変形量は次のとおり。

- ・ 頭部垂直落下 : 287 (mm)
- ・ 底部垂直落下 : 307 (mm)
- ・ 水平落下 : 326 (mm)
- ・ 頭部コーナー落下 : 644 (mm)
- ・ 底部コーナー落下 : 663 (mm)

解析においては、垂直落下、水平落下及びコーナー落下の変形後の形状を包絡するような形状に緩衝体をモデル化する。

1m 貫通試験における核燃料輸送物の変形は、緩衝体及び外筒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、局所的であるので、断熱効果に大きな変化はない。また、外筒の最大変形は直径 150mm の範囲の変形である。この変形は局所的であり、外筒が変形していないと仮定しても、核燃料輸送物の熱的性能に影響を及ぼすことはない。

なお、燃料集合体については、(ロ)章 A. 8 に示したように、9m 落下時には上・下部タイプレートの変形並びに部分的な燃料棒ピッチの拡大及び縮小が想定されるが、燃料棒ピッチが燃料集合体温度に与える影響は小さく、また、上・下部タイプレートの変形を考慮しない方が燃料集合体温度を安全側に評価することから、燃料集合体の変形はないものとしてモデル化する。

B. 5. 3 核燃料輸送物温度

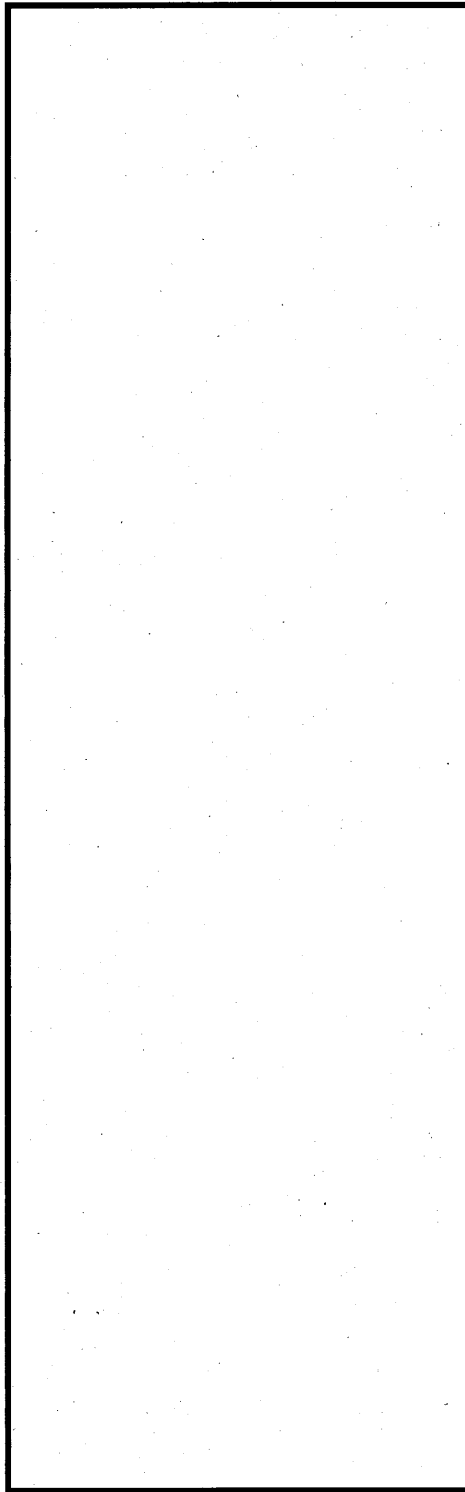
特別の試験条件下における(ロ)章 B. 5. 1 に記載した解析モデル及び条件に基づいて求めた核燃料輸送物各部の最高温度の結果と、そのときの火災発生後からの時間を(ロ)-第 B. 19 表に示す。

ABAQUS コードで解析して得られた火災発生 30 分後の核燃料輸送物各部の温度分布を(ロ)-第 B. 17 図及び(ロ)-第 B. 18 図に、また、燃料集合体温度が最も高くなる火災発生後の 58.8 時間における温度分布を(ロ)-第 B. 19 図、(ロ)-第 B. 20 図及び(ロ)-第 B. 21 図に、さらに、時刻歴温度変化を(ロ)-第 B. 22 図に示す。

なお、密封境界となる三次蓋 O リングの最高温度は 121℃となり、特別の試験条件下における使用可能温度 260℃を超えることはない。

(ロ) 第 B. 19 表 特別の試験条件下の最高温度

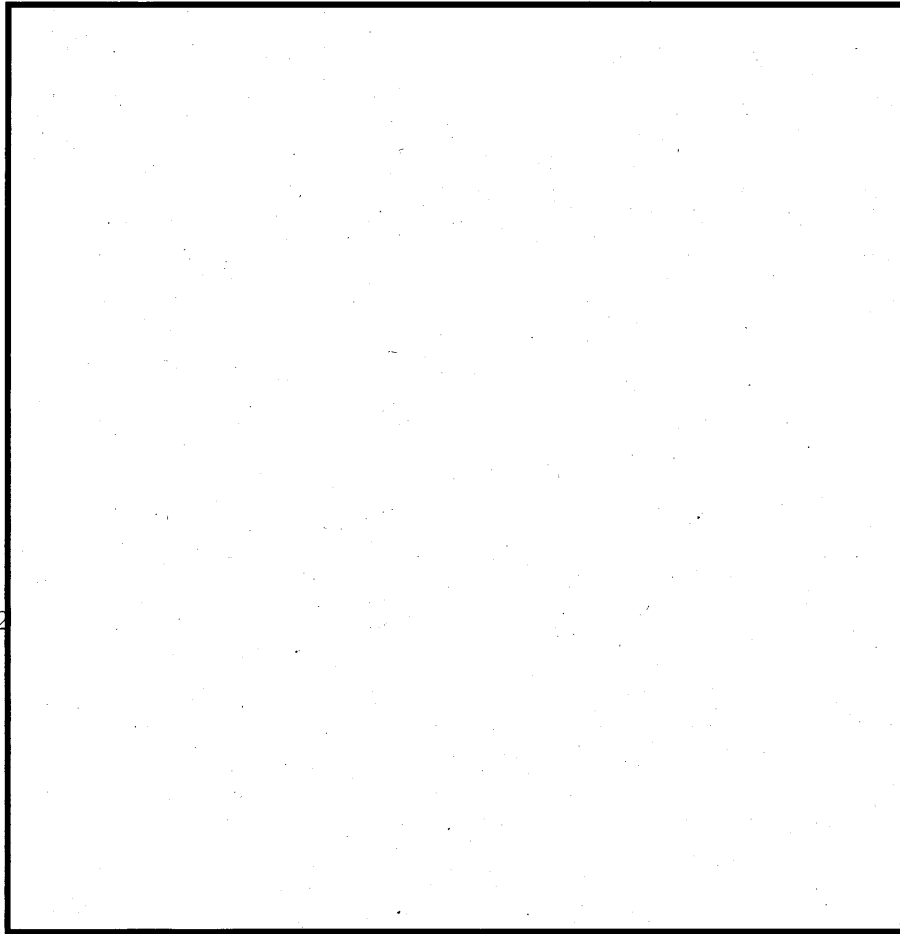
部 位	特 別		
	条 件	温度(°C)	火災発生後の 時間(h)
緩衝体表面		794	0.5
外筒		641	0.5
上部端板		451	0.5
下部端板		432	0.5
側部中性子遮蔽材		477	0.5
蓋部中性子遮蔽材		122	23.4
底部中性子遮蔽材		143	40.4
底板、底部サポート		170	0.7
洞		221	0.5
一次蓋		125	7.3
二次蓋		122	23.4
三次蓋		122	5.8
一次蓋ボルト		125	7.3
二次蓋ボルト		122	23.4
三次蓋ボルト		122	5.8
一次蓋金属ガスケット		125	7.3
二次蓋金属ガスケット		122	8.9
三次蓋 O リング		121	7.6
蓋部中性子遮蔽材カバー		121	23.4
底部中性子遮蔽材カバー		137	7.0
バスケット		301	59.4
チャンネルボックス		309	59.4
燃料集合体		321	59.4



(単位 : °C)

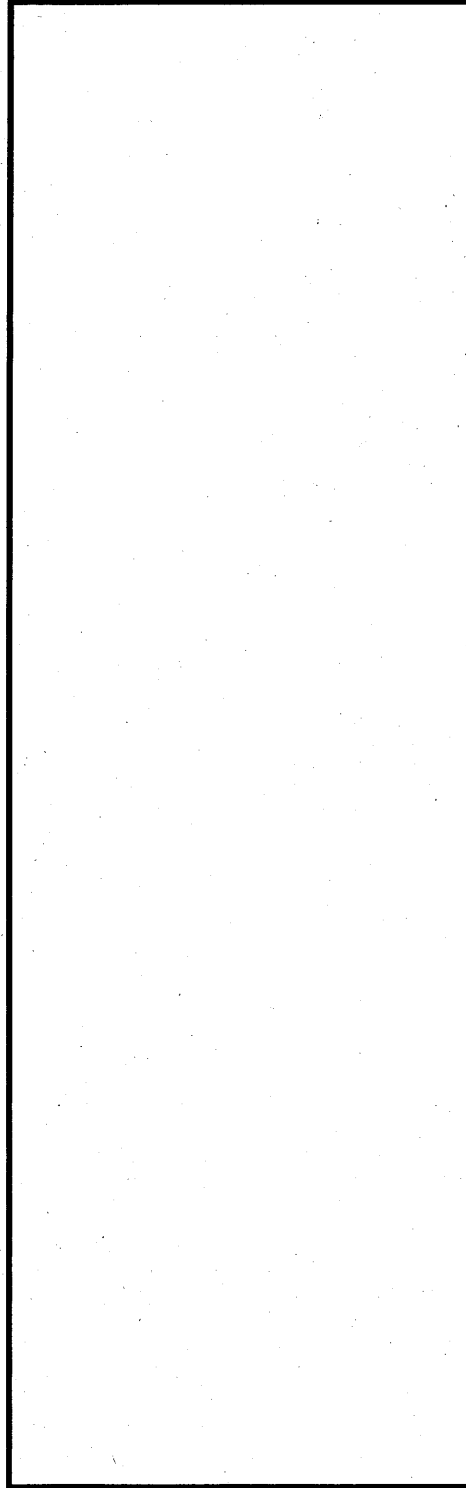
(ロ)-第 B.17 図 特別の試験条件下の全体モデル温度分布(火災発生 30 分後)

(単位 : °C)



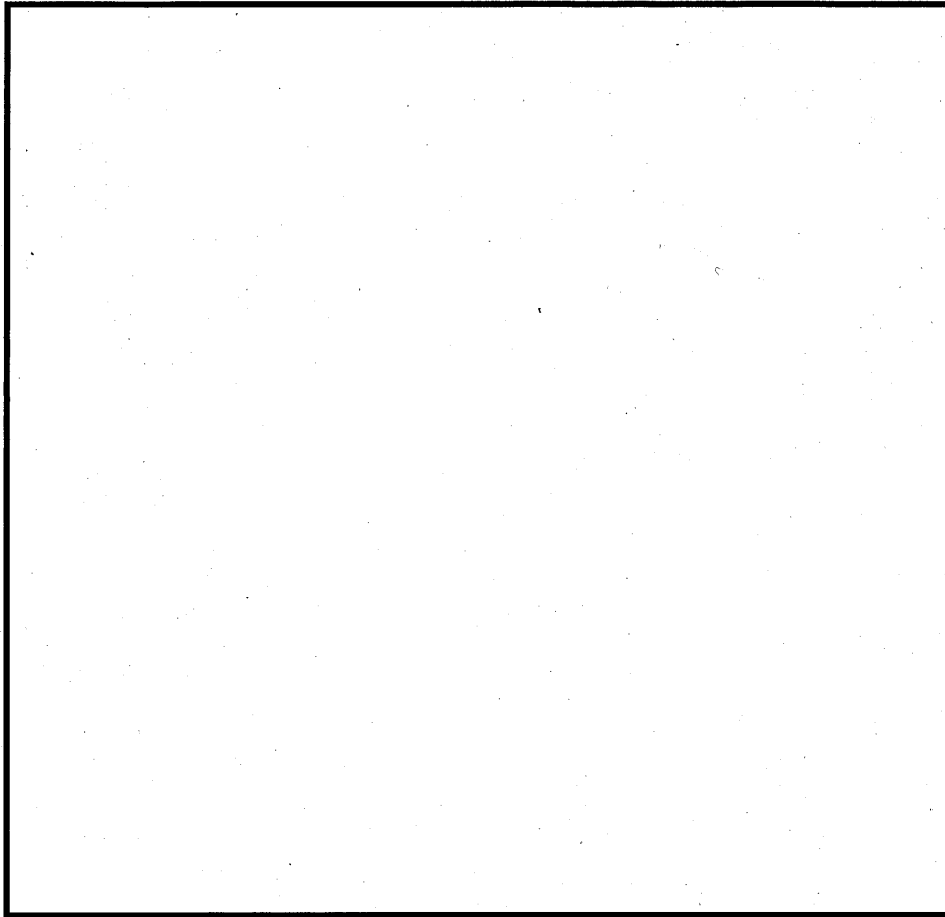
(ロ)-第 B.18 図 特別の試験条件下の輪切りモデル温度分布(火災発生 30 分後)

(単位：℃)



(ロ)-第 B.19 図 特別の試験条件下の全体モデル温度分布(火災発生 59.4h 後)

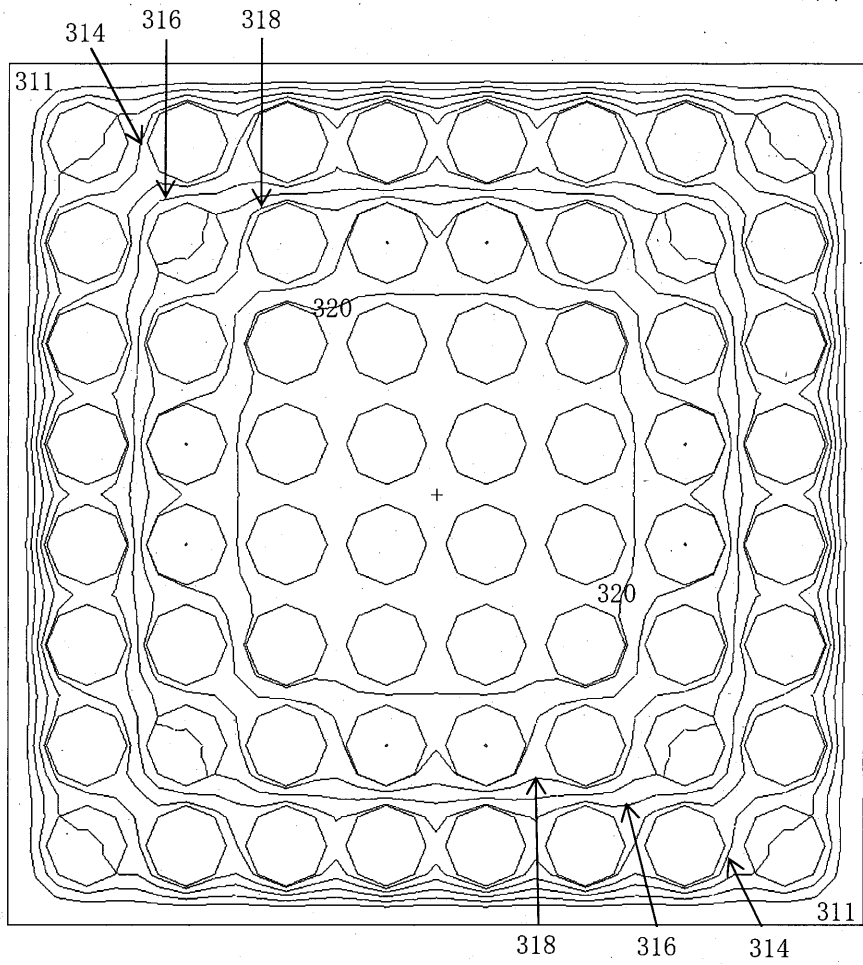
(単位：℃)



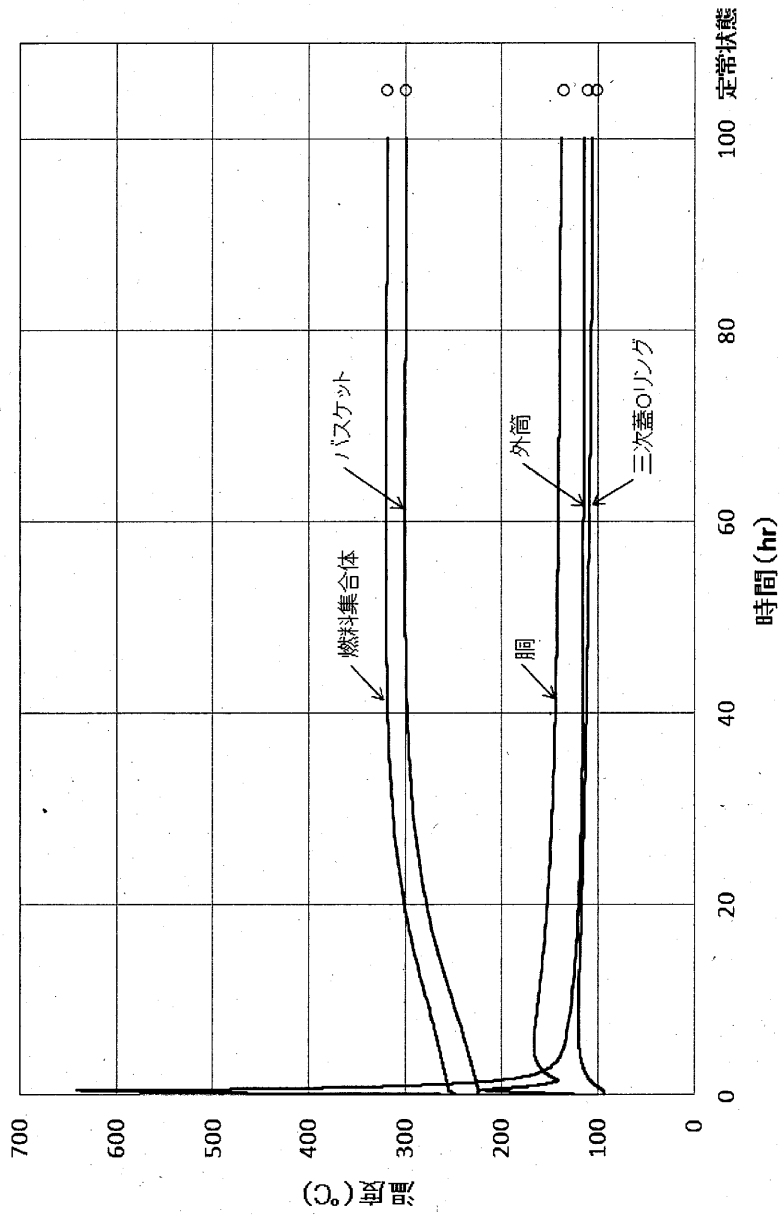
185

(口)-第 B. 20 図 特別の試験条件下の輪切りモデル温度分布(火災発生 59.4h 後)

(単位 : °C)



(ロ)-第B.21図 特別の試験条件下の燃料集合体モデル温度分布(火災発生59.4h後)



(ロ)-第 B. 22 図 特別の試験条件下の時刻歴温度変化

B.5.4 最大内圧

核燃料輸送物の熱解析から、特別の試験条件下において核燃料輸送物の胴内圧は、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発生後の59.4時間のときに最大となる。また、一二次蓋間圧力については、ヘリウムの温度が最高となる火災発生後の22.4時間のときに最大となる。また、二三次蓋間圧力については、空気の温度が最高となる火災発生後の8.0時間のときに最大となる。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示す。

1. 胴内圧

胴内圧としては、全燃料棒の密封機能が失われたとして、燃料棒内に封入されていたヘリウム及びFPガスによる圧力上昇を考慮する。特別の試験条件下でのヘリウム及びFPガスの温度を保守的にバスケット平均温度とすると、胴内圧は、以下のとおり求められる。

$$P = P_0 \times T / T_0 + P_{FP}$$

$$P_{FP} = P_{R1} + P_{R2}$$

$$P_{R1} = P_{R0} \times \frac{V_P}{V_P + V_c} \times \frac{T}{T_{R0}}$$

$$P_{R2} = \frac{m \times R_0 \times T}{V_c} \times 10^{-6}$$

ここで、

P : 特別の試験条件下における胴内圧 (MPa)

P₀ : 初期充填圧力 (MPa)

T : 特別の試験条件下における胴内ヘリウム及び

FPガスの温度 (K)

T₀ : 胴内ヘリウム充填時における胴内ヘリウムの温度 (K)

P_{FP} : 全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入
されていたヘリウム及びFPガスによる圧力上昇 (MPa)

P_{R1} : 全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入
されていたヘリウムによる圧力上昇 (MPa)

P_{R2} : 全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入
されていたFPガスによる圧力上昇 (MPa)

P_{R0} : 燃料棒初期内圧 (MPa)

V_P : 燃料棒内の放出ガス体積 (m³)

$$V_P = V_{P0} \times n \times N \times \alpha$$

V_c : 胴内体積 (m³)

T_{R0} : 燃料棒初期封入温度 (K)

V_{P0} : プレナム体積 (m³/本)

n : 燃料棒本数 (本)

N : 収納体数 (体)

α : 燃料棒破損率 (-)

m : 放出 FP ガス量 (mol)

$$m = M_g \times N \times \alpha \times \beta$$

R_0 : 気体定数 (J/(mol·K))

M_g : ガス生成量 (mol/体)

β : ガス放出率 (-)

計算条件と計算結果を(口)-第 B. 20 表に示す。

(口)-第 B. 20 表 特別の試験条件下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
初期充填圧力(絶対圧)	P_0	MPa	
特別の試験条件下における胴内ヘリウム及び FP ガスの温度	T	K	
胴内ヘリウム充填時における胴内ヘリウムの温度	T_0	K	293.15 (20°C)
全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入されていたヘリウム及び FP ガスによる圧力上昇(絶対圧)	P_{FP}	MPa	
燃料棒初期内圧(絶対圧)	P_{R0}	MPa	
胴内体積	V_c	m ³	
燃料棒初期封入温度	T_{R0}	K	293.15 (20°C)
プレナム体積	V_{P0}	m ³ /本	
燃料棒本数	n	本	60
収納体数	N	体	69
燃料棒破損率	α	-	1.00 (100%)
気体定数	R_0	J/(mol·K)	8.314472
ガス生成量	M_g	mol/体	
ガス放出率	β	-	0.3
特別の試験条件下における胴内圧(絶対圧)	P	MPa	

2. 一二次蓋間圧力

特別の試験条件下でのヘリウムの温度から、一二次蓋間圧力は、一般の試験条件と同様に求められる。

計算条件と計算結果を(ロ)-第B.21表に示す。

(ロ)-第B.21表 特別の試験条件下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
初期充填圧力(絶対圧)	P_0	MPa	
特別の試験条件下におけるヘリウムの温度	T	K	
ヘリウム充填時におけるヘリウムの温度	T_0	K	293.15(20℃)
特別の試験条件下における一二次蓋間圧力(絶対圧)	P	MPa	

3. 二三次蓋間圧力

特別の試験条件下での空気の温度から、二三次蓋間圧力は、一般の試験条件と同様に求められる。

計算条件と計算結果を(ロ)-第B.22表に示す。

なお、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、二三次蓋間圧力は約□%増加する可能性がある。この圧力上昇による三次蓋の応力増加は最大 3MPa、三次蓋ボルトの応力増加は最大 12MPa であり、(ロ)章 A.6.3 の特別の試験条件の熱的試験(火災試験)において解析基準値に対して応力増加値以上の余裕を有していることを確認している。

(ロ)-第 B. 22 表 特別の試験条件下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(絶対圧)	P_{20}	MPa	
大気圧(絶対圧)	P_0	MPa	0. 101325
一二次蓋間体積	V_2	m^3	
二三次蓋間体積	V_3	m^3	
特別の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_2	K	
特別の試験条件下における二三次蓋間空気の温度	T_3	K	
一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{20}	K	293. 15(20°C)
三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度	T_{30}	K	293. 15(20°C)
特別の試験条件下における二三次蓋間圧力(絶対圧)	P	MPa	

4. 三次蓋-胴内圧力

密封解析に使用する三次蓋-胴内圧力としては、設計貯蔵期間中の一次蓋の漏えいを考慮して一般の試験条件下の圧力を 0. 097MPa と仮定し、また、全燃料棒の密封機能が失われたとして、燃料棒内に封入されていたヘリウム及び FP ガスによる圧力上昇を考慮し、胴内ガスの特別の試験条件下の温度上昇による圧力上昇を考慮する。一次蓋及び二次蓋のシールの密封性が失われると仮定すると、三次蓋-胴内圧力は、以下のとおり求められる。

$$P = \frac{P_{20}V_2 \times \frac{T_2}{T_{20}} + P_0V_3 \times \frac{T_3}{T_{30}} + \left(P_c \times \frac{T_{acc}}{T_{nor}} + P_{FP} \right) \times V_c}{V_2 + V_3 + V_c}$$

ここで、

P : 特別の試験条件下における三次蓋-胴内圧力 (MPa)

P_{20} : 一二次蓋間ヘリウムの初期充填圧力 (MPa)

P_0 : 大気圧 (MPa)

P_c : 設計貯蔵期間中の一次蓋の漏えいを考慮した一般の試験条件下の胴内圧 (MPa)

P_{FP} : 全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入されていたヘリウム及び FP ガスによる圧力上昇 (MPa)

(1. に示す P_{FP} と同じ)

V_2 : 一二次蓋間体積 (m^3)

V_3 : 二三次蓋間体積 (m^3)

V_c : 胴内体積 (m^3)

T_2 : 特別の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)

T_3 : 特別の試験条件下における二三次蓋間空気の温度 (K)

T_{acc} : 特別の試験条件下における胴内ヘリウム及びFP ガスの温度 (K)

T_{nor} : 一般の試験条件下における胴内ヘリウムの温度 (K)

T_{20} : 一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度 (K)

T_{30} : 三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度 (K)

計算条件と計算結果を(口)-第B.23表に示す。

(ロ)-第B.23表 特別の試験条件下における三次蓋-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(絶対圧)	P_{20}	MPa	
大気圧(絶対圧)	P_0	MPa	0.101325
設計貯蔵期間中の一次蓋の漏えいを考慮した一般の試験条件下の胴内圧(絶対圧)	P_c	MPa	0.097
全燃料棒の密封性能が失われたときの燃料棒内に封入されていたヘリウム及びFPガスによる圧力上昇(絶対圧)	P_{FP}	MPa	
一二次蓋間体積	V_2	m^3	
二三次蓋間体積	V_3	m^3	
胴内体積	V_c	m^3	
特別の試験条件下における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_2	K	
特別の試験条件下における二三次蓋間空気の温度	T_3	K	
特別の試験条件下における胴内ヘリウム及びFPガスの温度	T_{acc}	K	
一般の試験条件下における胴内ヘリウムの温度	T_{nor}	K	
一二次蓋間ヘリウム充填時における一二次蓋間ヘリウムの温度	T_{20}	K	293.15(20°C)
三次蓋取付け時における二三次蓋間空気の温度	T_{30}	K	293.15(20°C)
特別の試験条件下における三次蓋-胴内圧力(絶対圧)	P	MPa	

B.5.5 最大熱応力

特別の試験条件下における核燃料輸送物各部の温度分布は(ロ)章 B.5.3 に記載したとおりである。特別の試験条件下において核燃料輸送物に生じる熱応力については、(ロ)章 A.6.3 で説明したように、容器本体各部位が熱膨張を拘束しあって生じ、温度差が最大になる火災発生 30 分後に最大熱応力が生じる。

最大熱応力は、(ロ)章 A.6.3 に示すように、いずれも評価基準を下回る。

B.5.6 結果の要約及びその評価

特別の試験条件下における熱解析結果の要約と評価を(ロ)-第 B.24 表に示す。本核燃料輸送物の状態は以下のとおりであり、損傷については各解析に反映している。

- ・密封境界となる三次蓋 O リングの温度は(ロ)章 B.3 に記載した使用可能温度 260°C を超えることはない。したがって、特別の試験条件下において密封性能が損なわれることはない。
- ・熱的試験(火災試験)による側部中性子遮蔽材の焼損を考慮して、遮蔽解析では安全側にこれを 100%無視する。
- ・蓋部及び底部中性子遮蔽材の温度は(ロ)章 B.3 に記載した使用可能温度 200°C を超えることはない。しかし、遮蔽解析では安全側に側部中性子遮蔽材と同様に無視する。
- ・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、中性子吸収効果を無視し、安全側の解析を行っている。
- ・その他の構成材料については、核燃料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.24 表 特別の試験条件下の熱解析結果の要約と評価(1/2)

項 目	結 果	基 準 値	評 価	他の解析への条件
最高温度 バスケット	301°C	425°C ^{(19), (20)}	基準値以下	-
蓋部、底部及び側部 中性子遮蔽材	477°C ^{注1)}	200°C ⁽¹⁴⁾	蓋部、底部： 基準値以下 ^{注2)} 側部： 基準値を超過 ^{注2)}	遮蔽解析及び臨界 解析で保守的にモ デル化しない
二次蓋金属ガスケット	122°C	190°C ⁽¹⁷⁾	基準値以下	-
三次蓋 O リング	121°C	260°C ⁽¹²⁾	基準値以下	-
胴	221°C	350°C ^{(19), (20)}	基準値以下	構造解析では □°Cを使用 ^{注3)}

注 1) 蓋部、底部及び側部中性子遮蔽材のうち、最高となる温度。

注 2) 蓋部及び底部中性子遮蔽材の最高温度はそれぞれ 122°C 及び 143°C であり、使用可能温度 200°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 477°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) 構造解析における温度条件としては、熱解析結果としての温度分布を入力するが、その温度を包絡する許容値の設定温度条件を代表に示す。

(口)-第 B. 24 表 特別の試験条件下の熱解析結果の要約と評価(2/2)

項目	結果	基準値	評価	他の解析への条件
最大内圧				
胴内圧		-	-	構造解析では <input type="checkbox"/> MPaG を使用
一二次蓋間圧力		-	-	構造解析では <input type="checkbox"/> MPaG を使用
二三次蓋間圧力		-	-	構造解析では <input type="checkbox"/> MPaG を使用
三次蓋-胴内圧力		-	-	密封解析では <input type="checkbox"/> 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

B.6.1.1 全体モデルに用いた対流熱伝達率

1. 核燃料輸送物表面と周囲の熱伝達率

(1) 外筒外面の自然対流熱伝達率

外筒外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。

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

ここで、

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 : 体積膨脹係数(K⁻¹)

ν : 動粘性係数(m²/s)

Pr : プラントル数(-)

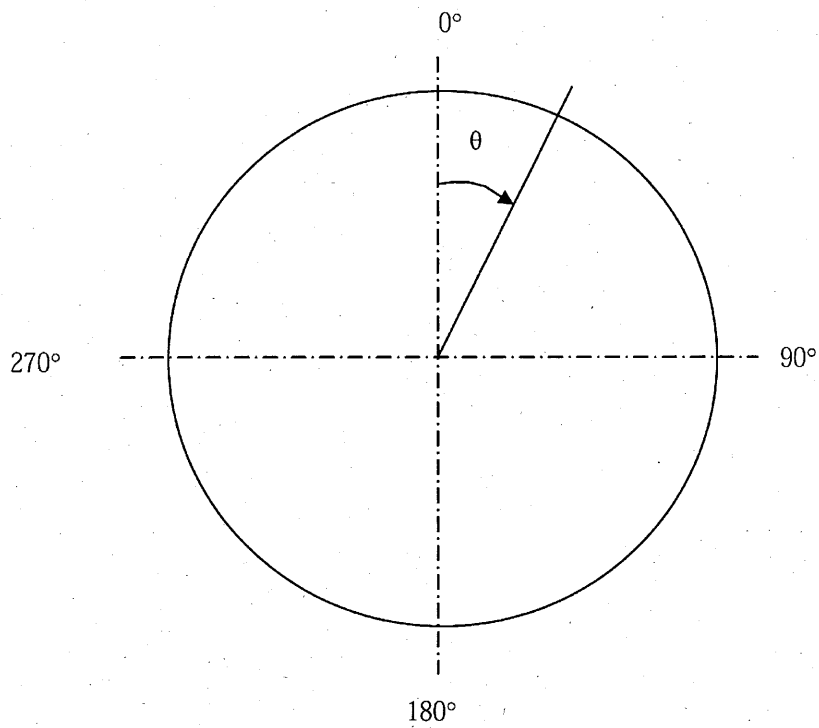
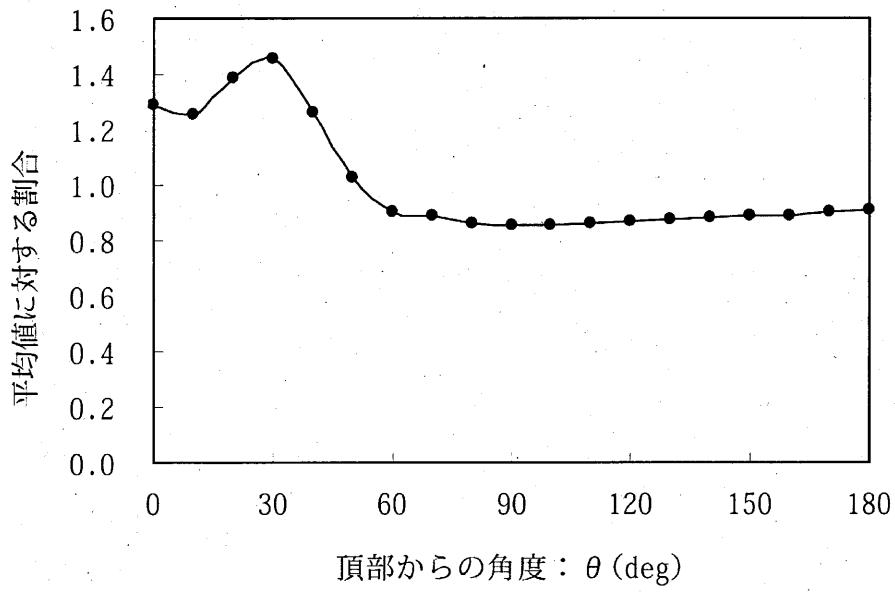
Δt : 流体と伝熱面の温度差(K)

流体と伝熱面の平均温度に対して求めた熱伝達率を(ロ)-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、(ロ)-第 B.付 1 図に示される水平円管外面の周方向分布を考慮して、90°~180° の平均値に対する比率を平均し 0.87 の係数を(ロ)-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(ロ)-第 B.付 1 表の値を設定した。

(ロ)-第 B.付 1 表 外筒外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	0.759 Δt ^{1/3}
400	0.682 Δt ^{1/3}
600	0.577 Δt ^{1/3}
800	0.500 Δt ^{1/3}



(□)-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

緩衝体円筒表面に対しては、外筒外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、火災時に対して入熱が多くなるよう(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。

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

ここで、

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 : 体積膨脹係数 (K⁻¹)

ν : 動粘性係数 (m²/s)

Pr : プラントル数 (-)

Δt : 流体と伝熱面の温度差 (K)

流体と伝熱面の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) 緩衝体と容器本体との間の熱伝達

緩衝体と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とした。

B.6.1.2 輪切りモデルに用いた対流熱伝達率

1. 外筒外面と周囲の熱伝達率

外筒外面の自然対流熱伝達率に対しては、全体モデルにて使用した 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、火災時に対して入熱が多くなるよう(ロ)-第 B. 付 1 表の値を設定した。

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、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。

$$\lambda_m = \frac{\lambda_1}{1 + \Psi_{12}(x_2/x_1)} + \frac{\lambda_2}{1 + \Psi_{21}(x_1/x_2)}$$
$$\Psi_{ij} = \frac{1}{4} \left\{ 1 + \left[\frac{\eta_i}{\eta_j} \left(\frac{M_j}{M_i} \right)^{3/4} \cdot \frac{1 + (S_i/T)}{1 + (S_j/T)} \right]^{1/2} \right\}^2 \cdot \left[\frac{1 + (S_{ij}/T)}{1 + (S_i/T)} \right]$$

$$S_i = 1.5T_{bi}$$

$$S_{ij} = \sqrt{S_i S_j}$$

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 : FP ガス(キセノン)の熱伝導率(W/(m·K))

x_1 : ヘリウムのモル分率(-)

x_2 : FP ガス(キセノン)のモル分率(-)

η_1 : ヘリウムの粘性係数(μ Pa·s)

η_2 : FP ガス(キセノン)の粘性係数(μ Pa·s)

M_1 : ヘリウムの分子量(g/mol)

M_2 : FP ガス(キセノン)の分子量(g/mol)

T : 温度(K)

T_{b1} : ヘリウムの標準沸点(K)

T_{b2} : FP ガス(キセノン)の標準沸点(K)

計算条件及び計算結果を(ロ)-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

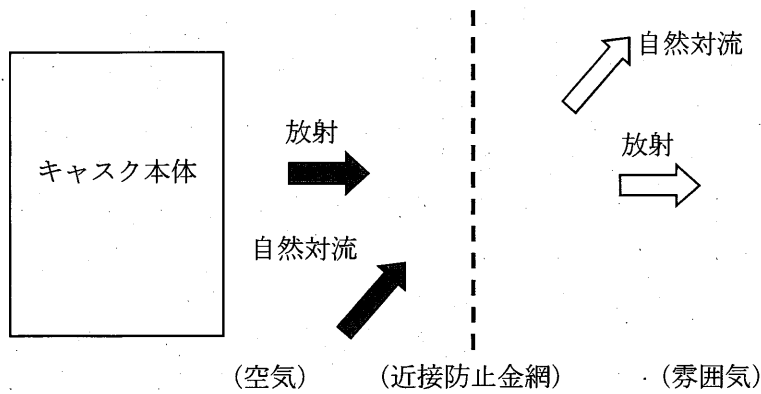
項目	記号	単位	T : 温度 (K)				
			300	400	500	600	
熱伝導率	ヘリウム	λ_1	W/(m·K)	0.1527	0.1882	0.2212	0.2523
	キセノン	λ_2	W/(m·K)	0.00562	0.00728	0.00881	0.01025
モル分率	ヘリウム	x_1	-				
	キセノン	x_2	-				
粘性係数	ヘリウム	η_1	$\mu\text{Pa}\cdot\text{s}$	19.93	24.29	28.36	32.21
	キセノン	η_2	$\mu\text{Pa}\cdot\text{s}$	23.30	30.29	36.80	42.81
分子量 ²⁴⁾	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	4.22			
	キセノン	T_{b2}	K	165.1			
混合気体の熱伝導率		λ_m	W/(m·K)				

B.6.3 近接防止金網の温度評価について

1. 評価の考え方

以下の考え方に基づき近接防止金網の温度を評価した。(口)-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、当該輸送容器を輸送架台上に設置した際に近接可能な外筒領域及びビ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(近接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釣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であるとする。



(口)-第B.付2図 近接防止金網周りの伝熱モデル

2. 評価方法

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される。近接防止金網温度 T_a は $Q_{in}=Q_{out}$ を満たす温度として求めることができる。

$$Q_{in}=h_1(T_{ave}-T_a) + \sigma F_{\epsilon} \{(T_1+273.15)^4 - (T_a+273.15)^4\} \quad \text{---(1)}$$

$$Q_{out}=h_0(T_a-T_0) + \sigma \epsilon_2 \{(T_a+273.15)^4 - (T_0+273.15)^4\} \quad \text{---(2)}$$

$$F_{\epsilon}=1/\{(1/\epsilon_1) + (1/\epsilon_2) - 1\}$$

ここで、

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))((口)-第 B. 付 2 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))((口)-第 B. 付 2 表参照)

T_1 : 輸送物外表面温度(°C)

T_{ave} : 輸送物外表面温度と近接防止金網の平均温度(空気)(°C)

T_a : 近接防止金網温度(°C)

T_0 : 雰囲気温度(°C)

σ : ステファン・ボルツマン定数(=5.670400×10⁻⁸W/(m²・K))

F_{ϵ} : 形態係数

ϵ_1 : 輸送物外表面放射率(外筒外表面 0.8)

ϵ_2 : 近接防止金網放射率(1.0)

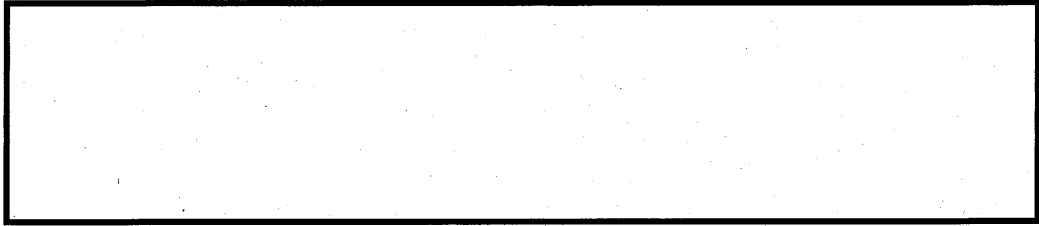
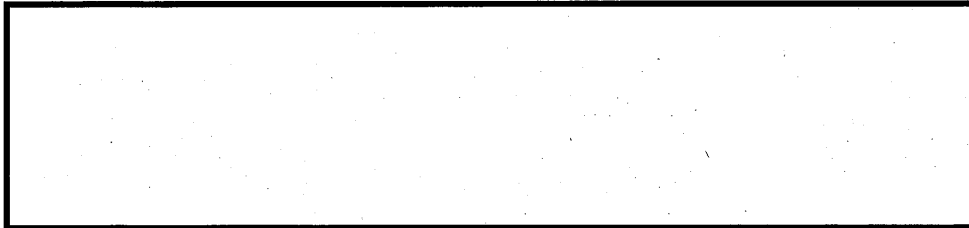
3. 評価結果

近接防止金網温度を(口)-第 B. 付 4 表に示す。近接防止金網の温度は基準値(85°C)より低い。

(口)-第 B. 付 4 表 近接防止金網温度の評価結果

評価条件(°C)		評価結果(°C)	基準値(°C)
輸送物外表面温度 T_1	雰囲気温度 T_0	近接防止金網温度 T_a	
114	38	73	85

B.6.4 参考文献

- 1) Dassault Systemes(2007), “ABAQUS Theory Manual (Version6.7)” .
- 2) (社)日本機械学会(1986年), 『伝熱工学資料(改訂第4版)』。
- 3) 
- 4) Part D Properties (Metric) (2023), “ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section II” .
- 5) Hagrmen, D.L., Reymann, G.A(1981), “MATPRO-VERSION 11(Revision 2) A Handbook of Materials Properties for Use in the Analysis of Light Water Reactor Fuel Rod Behavior” , NUREG/CR-0497, TREE-1280, REV.2 EG&G Idaho Inc.
- 6) 木材工業ハンドブック編集委員会, 丸善(株)(1982年), 『改訂第3版 木材工業ハンドブック』, 農林水産省林業試験場 監修。
- 7) (社)日本機械学会(1975年), 『伝熱工学資料(改訂第3版)』。
- 8) M. Amaya et al(2002), “Thermal conductivities of irradiated UO₂ and (U,Gd)O₂ pellets” , J Nucl, Mater, 300.
- 9) (社)日本化学会(1993年), 『化学便覧 基礎編 改訂4版』。
- 10) Siegel R., Howell.J.R(2002), “Thermal Radiation Heat Transfer Fourth Edition” ,Taylor & Francis.
- 11) 産業技術センター(1976年), 『複合材料技術集成』。
- 12) 加藤治, 三枝利有(1998年), 『輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価, U97101』, (財)電力中央研究所。
- 13) (一社)日本ゴム協会編(2014年), 『新版 ゴム技術の基礎 改訂版』。
- 14) 
- 15) 塗料メーカー資料。
- 16) (財)電力中央研究所(2009年), 『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』。

- 17) (独)原子力安全基盤機構(2004年), 『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』。
- 18) (独)原子力安全基盤機構(2009年), 『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燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)』。
- 19) (社)日本機械学会(2008年), 『使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(2007年版)(JSME S FA1-2007)』。
- 20) (一社)日本機械学会(2013年), 『発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)(JSME S NJ1-2012)』。
- 21) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY VIENNA(2018), “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 2018 Edition” .
- 22) 三角利之, 鈴木幸治, 北村健三(1999年), 「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)」, 『日本機械学会論文集(B編)』, 65巻, 631号, p.1010-1017。
- 23) Jakob, M. (1949), “Heat Transfer (Volume I)”, John Wiley & Sons, Inc., New York.
- 24) 自然科学研究機構 国立天文台編(2009年), 『理科年表 平成22年』。

(口)章 C 密封解析

C. 密封解析

C.1 概要

本核燃料輸送物は、(ロ)章 B.4.6 に示すように一般の試験条件下において密封境界の内部は負圧である。したがって、一般の試験条件下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。また、特別の試験条件下においては、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、ORIGEN2.2コードを用いて求めた。また、データライブラリはBWR-Uライブラリを用いた。

C.2 密封装置

C.2.1 密封装置

本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、底板及び三次蓋から構成される。また、密封境界の材質は(イ)-第 C.1 表に示すとおりである。

C.2.2 密封装置の貫通部

密封装置である胴、底板及び三次蓋には、貫通部がない構成である。

C.2.3 密封装置のガスケット及び溶接部

1. ガスケット

三次蓋には、(イ)-第 C.12 図に示すようにガスケットとしてふっ素ゴム製の 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。

ふっ素ゴム製の O リングは、その耐熱性((ロ)章 B.3)及び耐寒性((ロ)章 A.4.2)により、一般及び特別の試験条件下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

密封境界に係る溶接部は、胴と底板である。胴及び底板は、金属キャスク構造規格¹⁾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。

溶接部は、その耐熱性((ロ)章 B. 4. 6 及び(ロ)章 B. 5. 6)並びに耐寒性((ロ)章 A. 4. 2)により、一般及び特別の試験条件下並びに最低使用温度でも健全であり密封性を保つことができる。

C. 2. 4 蓋

三次蓋は、一般及び特別の試験条件下の温度、圧力に耐える強度を備え、かつ密封性を保つことができる O リングを設けてある。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

一般の試験条件下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(ロ)章 A. 5 により確認している。また、(ロ)章 B. 4. 6 に示すように一般の試験条件下における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。)は、0.0820MPa であり、設計貯蔵期間中のヘリウムの内部への漏えいを考慮しても 0.097MPa 未満である。したがって、一般の試験条件下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、一般の試験条件下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 0.105MPa、外気圧が大気圧の下限值 0.097MPa であると仮定し、一般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

一般の試験条件下において燃料棒の破損がないことは(ロ)章 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、燃料棒内の放射性物質が(ロ)-第 C. 1 表に示す割合及び量で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集合体の種類は、(イ)-第 D. 3 表に示すように放射能強度が大きい STEP II 型とする。

(ロ)-第C.1表 放射性物質の漏えい率

主要核種	収納放射エネルギー (TBq)	破損率 (%)	放出率 (%)	A ₂ 値 (TBq)	放出放射エネルギー (A ₂ 値比)	放射性物質濃度 ^{注)} (A ₂ 値比/ref cm ³)
³ H		0.1	30 ²⁾	40		
⁸⁵ Kr				10		
合計		-	-	-		

注) 胴内ガス体積は ref cm³ である

2. 一般の試験条件下における最大ガス漏えい率

一般の試験条件下における最大ガス漏えい率は、漏えい試験における最大許容漏えい率 L_{Rt} に基づいて求める。

(1) 漏えい試験における最大許容漏えい率

密封解析の設計基準として設定した最大許容漏えい率 L_{Rt} は、輸送容器の三次蓋の被検査部の漏えい率として(ロ)-第C.2表に示す値とする。

(ロ)-第C.2表 最大許容漏えい率及び漏えい試験条件

項 目		密封境界(三次蓋:1か所)
L_{Rt} : 最大許容漏えい率(ref cm ³ /s)		1×10^{-3}
圧力条件	P_u : 上流側圧力(MPa)	0.760
	P_d : 下流側圧力(MPa)	0.101(大気圧)
T: 流体の温度(K)		298.15(25°C)
M: 流体の分子量(g/mol)		29.0(空気)
μ : 粘性係数(MPa·s)		1.85×10^{-11} (空気)
L_u : 漏えい試験時のガス漏えい率* (cm ³ /s at P_u , T)		1.33×10^{-4}

$$* : L_u = L_{Rt} \times \frac{P_s}{P_u} \times \frac{T}{T_s}$$

ここで、

P_s : 基準圧力=0.101(MPa)

T_s : 基準温度=298.15(K) (25°C)

(2) 一般の試験条件下における最大ガス漏えい率

密封装置の漏えい孔径は、最大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。

$$L_u = (F_c + F_m) (P_u - P_d) \left(\frac{P_a}{P_u} \right)^3 \quad \text{---(1)}$$

ここで、

L_u : 圧力 P_u における漏えい率 (cm^3/s at P_u, T)

F_c : 連続流の流動伝導係数 ($\text{cm}^3/(\text{MPa}\cdot\text{s})$)

$$F_c = \frac{\pi}{128} \times \left(\frac{D^4}{a \cdot \mu} \right)^3 \quad \text{---(2)}$$

F_m : 自由分子流の流動伝導係数 ($\text{cm}^3/(\text{MPa}\cdot\text{s})$)

$$F_m = \frac{\sqrt{2\pi R_0}}{6} \times \left(\frac{D^3 \cdot \sqrt{T}}{a \cdot P_a} \right)^3 \quad \text{---(3)}$$

P_u : 上流側の圧力 (MPa)

P_d : 下流側の圧力 (MPa)

P_a : 流れの平均圧力 (MPa)

$$P_a = \frac{1}{2}(P_u + P_d) \quad \text{---(4)}$$

ここで、

D : 漏えい孔径 (cm)

a : 漏えい孔長 (cm)

μ : 粘性係数 ($\text{MPa}\cdot\text{s}$)

R_0 : 気体定数 = 8.314472×10^7 (erg/(mol·K))

T : 流体の温度 (K)

M : 流体の分子量 (g/mol)

(ANSI N14.5 記載式の係数を理論式で表した。)

一般の試験条件下における最大ガス漏えい率は、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) を 25°C 、 0.101MPa (1atm) の標準状態における漏えい率 L_x に換算する。

$$L_x = L_u \times \left(\frac{P_u}{P_s} \times \frac{T_s}{T} \right) \quad \text{---(5)}$$

ここで、

P_s : 基準圧力 = 0.101 (MPa)

T_s : 基準温度 = 298.15 (K) (25°C)

一般の試験条件下における最大ガス漏えい率を(口)-第C.3表に示す。

(ロ)-第 C.3 表 一般の試験条件下における最大ガス漏えい率

項目	部位	密封境界 (蓋部)
P_u : 上流側圧力 (MPa)		0.105
P_d : 下流側圧力 (MPa)		0.097
T : 流体の温度 (K)		369.15 (96°C) 注1)
M : 流体の分子量 (g/mol)		4.0 (ヘリウム)
μ : 粘性係数 (MPa·s)		2.29×10^{-11} (ヘリウム)
a : 漏えい孔長 (cm)		
D : 漏えい孔径 (cm)		
L_u : 一般の試験条件下におけるガス漏えい率 (cm^3/s at P_u, T)		
L_x : 一般の試験条件下におけるガス漏えい率 (cm^3/s at 0.101 MPa, 25°C)		

注1) Oリング部温度

注2) Oリングの断面直径を採用

3. 一般の試験条件下における放射性物質の漏えい率

一般の試験条件下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下におけるガス漏えい率(L_x)を乗じて求められる。

一般の試験条件下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及び漏えい率と A_2 値 $\times 10^{-6}/\text{h}$ 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時間当たりの漏えい量と各核種の 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 一般の試験条件下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)	A_2 値 $\times 10^{-6}/\text{h}$ (Bq/h)	比率
^3H	7.50×10^1	4×10^7	1.87×10^{-6}
^{85}Kr	1.02×10^3	1×10^7	1.02×10^{-4}
		合計	1.04×10^{-4}

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貯蔵期間中の一次蓋と二次蓋の間に充填されているヘリウムの胴内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性生成ガスが胴内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

本輸送容器は、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

本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

特別の試験条件下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、(ロ)章 A.6 により確認している。また、(ロ)章 B.5.6 に示すように、特別の試験条件下における三次蓋-胴内圧力は、 MPa である。

C.4.1 核分裂生成ガス

特別の試験条件下において、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(ロ)-第 C.5 表に示す割合及び量で胴内雰囲気中に放出されると仮定する。

(ロ)-第 C.5 表 放射性物質の放出率

主要核種	収納放射エネルギー (TBq)	破損率 (%)	放出率 (%)	A ₂ 値 ^{注1)} (TBq)	放出放射エネルギー (A ₂ 値比)	放射性物質濃度 ^{注2)} (A ₂ 値比/ref cm ³)
³ H	<input type="text"/>	100	30	40	<input type="text"/>	<input type="text"/>
⁸⁵ Kr				100		
合計		-	-	-		

注1) ⁸⁵Kr については、A₂ 値の 10 倍である

注2) 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. 特別の試験条件下における最大ガス漏えい率

特別の試験条件下における最大ガス漏えい率は、(1)～(5)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。

特別の試験条件下における最大ガス漏えい率を(ロ)-第 C.6 表に示す。

(ロ)-第 C.6 表 特別の試験条件下における最大ガス漏えい率

項目	部 位	密 封 境 界 (蓋部)
P_u : 上流側圧力 (MPa)		
P_d : 下流側圧力 (MPa)		0.097
T : 流体の温度 (K)		394.15 (121°C) 注1)
M : 流体の分子量 (g/mol)		4.0 (ヘリウム)
μ : 粘性係数 (MPa·s)		2.40×10^{-11} (ヘリウム)
a : 漏えい孔長 (cm)		
D : 漏えい孔径 (cm)		
L_u : 特別の試験条件下におけるガス漏えい率 (cm^3/s at P_u, T)		
L_x : 特別の試験条件下におけるガス漏えい率 (cm^3/s at 0.101MPa, 25°C)		

注1) Oリング部温度

注2) Oリングの断面直径を採用

2. 特別の試験条件下における放射性物質の漏えい率

特別の試験条件下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下におけるガス漏えい率(L_x)を乗じて求められる。

特別の試験条件下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及び漏えい率と A_2 値/week 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週間当たりの漏えい量と各核種の A_2 値/week との比率の合計は1よりも小さい。

(ロ)-第 C.7 表 特別の試験条件下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)	A_2 値/week (Bq/week)	比 率
^3H	1.92×10^8	4×10^{13}	4.80×10^{-6}
^{85}Kr	2.61×10^9	1×10^{14}	2.61×10^{-5}
		合計	3.09×10^{-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、本輸送容器の密封性能は外運搬規則及び外運搬告示に定められる BM 型輸送物に係る技術上の基準に適合する。

1. 密封装置

本輸送容器の主な密封装置は容器と蓋であり、密封境界は、胴、底板及び三次蓋で構成されている。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、ガスケットの密封性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

本核燃料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、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しても、一般の試験条件下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 1.04×10^{-4} 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、主に内部ガスの温度上昇による。(ロ)章 A.5 に示したようにこの加圧により密封性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

特別の試験条件下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 3.09×10^{-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) (社)日本機械学会(2008年), 『使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格 (2007年版)(JSME S FA1-2007)』。
- 2) H. Hayashi, M. Kitamura, T. Nomata, T. Kogai, K. Ito, T. Kubo, Y. Wakashima, H. Sakurai, (1997), “Irradiation Characteristics of BWR Step II Lead use Assemblies”, ANS International Topical Meeting on LWR Fuel Performance, Portland, Oregon, U.S.A., March 2-6.
- 3) American National Standard Institute, Inc. (2022), “American National Standard for Radioactive Materials - Leakage Tests on Packages for Shipment”, ANSI N14.5-2022.

(口)章 D 遮蔽解析

D. 遮蔽解析

D.1 概要

本核燃料輸送物の主要なガンマ線遮蔽材は、(イ)-第 C.5 図、(イ)-第 C.6 図及び(イ)-第 C.1 表に示すとおり、側部方向には胴及び外筒の炭素鋼等であり、軸方向には蓋部及び底部の炭素鋼等である。

主要な中性子遮蔽材は、側部方向には胴と外筒間のレジンであり、軸方向には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、軸方向の蓋部及び底部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及びアクチノイドによる線源並びに構造材の放射化による線源を考慮した。線源強度は、ORIGEN2.2 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、ORIGEN2.2 コードによる線源強度計算で用いるライブラリは、ORIGEN2.2 コード内蔵の BWR-U 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、DLC-23/CASK 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、外運搬規則及び外運搬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、照射期間、濃縮度及び冷却期間を(ロ)-第 D.1 表に示す。この線源条件により求めた収納物の線源強度の比較を(ロ)-第 D.2 表に示す。8×8 型及び RJ 型の線源強度は STEP II 型或いは BJ 型に包絡されるため遮蔽解析に用いる線源強度は STEP II 型及び BJ 型とする。

遮蔽解析では、中央部 21 体については STEP II 型或いは BJ 型の中央部燃料、外周部 48 体については STEP II 型或いは BJ 型の外周部燃料とした。

なお、線源強度は、STEP II 型及び BJ 型の軸方向燃焼度分布を考慮して、両者を包絡するように設定した。

(ロ)-第 D.1 表 収納物の線源計算条件

燃料集合体の種類		8×8 型	RJ 型	BJ 型	STEP II 型
		8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウム ライナ燃料	高燃焼度 8×8 燃料
燃焼度 (MDW/MTU)	外周部燃料				
	中央部燃料				
比出力 ^{注1)} (MW/MTU)		23.4	24.8	25.3	25.4
照射期間 (日)	外周部燃料				
	中央部燃料				
濃縮度 ^{注2)} (%)		2.236	2.140	2.942	3.371
冷却期間 (日)	外周部燃料				
	中央部燃料				

注 1) 比出力は定格出力に相当する炉平均値とした。

注 2) 濃縮度は最低濃縮度とした。

(ロ)-第 D. 2 表 収納物の線源強度

(燃料集合体 1 体当たり)

		8×8 型	RJ 型	BJ 型		STEP II 型	
				外周部燃料	中央部燃料	外周部燃料	中央部燃料
ガンマ 線源	燃料有効部 (photons/s)						
	ハンドル部 (⁶⁰ Co TBq)						
	グリッド部 (⁶⁰ Co TBq)						
	上部プレナム部 (⁶⁰ Co TBq)						
	下部タイプレート部 (⁶⁰ Co TBq)						
	構造材放射化合計 (⁶⁰ Co TBq)						
全中性 子源	燃料有効部 (n/s)						

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、ORIGEN2.2 コードを用いて行った。計算においては(ロ)章 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 燃料有効部のガンマ線の各エネルギーの線源強度

(核燃料輸送物 1 基当たり)

エネルギー 群数	平均エネルギー (MeV)	燃料有効部線源強度 (photons/s)		
		外周部 (48 体)	中央部 (21 体)	合 計
1	0.01			
2	0.025			
3	0.0375			
4	0.0575			
5	0.085			
6	0.125			
7	0.225			
8	0.375			
9	0.575			
10	0.85			
11	1.25			
12	1.75			
13	2.25			
14	2.75			
15	3.5			
16	5.0			
17	7.0			
18	9.5			
合 計				

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、輸送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。

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

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 : 2,200m/s の中性子による ^{59}Co の (n, γ) 反応断面積 (cm^2)
($37.2\text{barn}^{-1} = 37.2 \times 10^{-24} \text{cm}^2$)
- ϕ : 炉内照射熱中性子束 ($\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)
- λ : ^{60}Co の崩壊定数 $= 3.6001 \times 10^{-4} (\text{日}^{-1})$
- T_1 : 照射期間 (日)
- T_2 : 冷却期間 (日)

線源計算にあたって、燃料集合体上下の構造材部のガンマ線源強度は、上部タイププレート部のハンドル部及びグリッド部並びに上部プレナム部並びに下部タイププレート部の4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。

(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

(核燃料輸送物1基当たり)

モデル化領域		放射化線源強度 (^{60}Co TBq)		
		外周部 (48体)	中央部 (21体)	合計
上部タイプ プレート部	ハンドル部	[Blank]	[Blank]	[Blank]
	グリッド部			
上部プレナム部				
下部タイププレート部				

D.2.2 中性子源

燃料中には中性子源となる超ウラン元素が生成される。これらの核種から中性子が生成する反応は、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、ORIGEN2.2 コードを用いて行った。計算においては(ロ)章 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)は次式で求められる。

$$N_s = N_0 / (1 - keff)$$

ここで、

N_0 : 核燃料輸送物 1 基当たりの一次中性子源強度 (n/s)

keff : 使用済燃料を収納した場合の核燃料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核燃料輸送物の keff を求めた。

解析に用いる中性子源強度を(ロ)-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する。計算に使用する ^{239}Pu の核分裂スペクトルを(ロ)-第 D.6 表に示す。

(ロ)-第 D.5 表 中性子源強度

(核燃料輸送物 1 基当たり)

		中性子源強度		
		外周部 (48 体)	中央部 (21 体)	合計
一次中性子源強度 N_0 (n/s)	(α, n) 反応			
	自発核分裂			
	計			
核燃料輸送物の実効増倍率 keff (-) ^{注)}				
全中性子源強度 N_s (n/s)				

注) ORIGEN2.2 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-V. a コード)により得られた値である。

(ロ)-第D.6表 中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル ^{注)}
1	1.492×10^7	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^7	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^7	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^6	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^6	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^6	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^6	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^6	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^6	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^6	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^6	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^6	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^5	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^5	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^3	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^2	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^2	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^1	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^1	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^0	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^0	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}
合 計		1.0

注) ^{239}Pu の核分裂スペクトルを DLC-23/CASK ライブラリ³⁾ の中性子 22 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、トラニオン部を考慮した場合としない場合のそれぞれについて、断面をモデル化する。

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する。

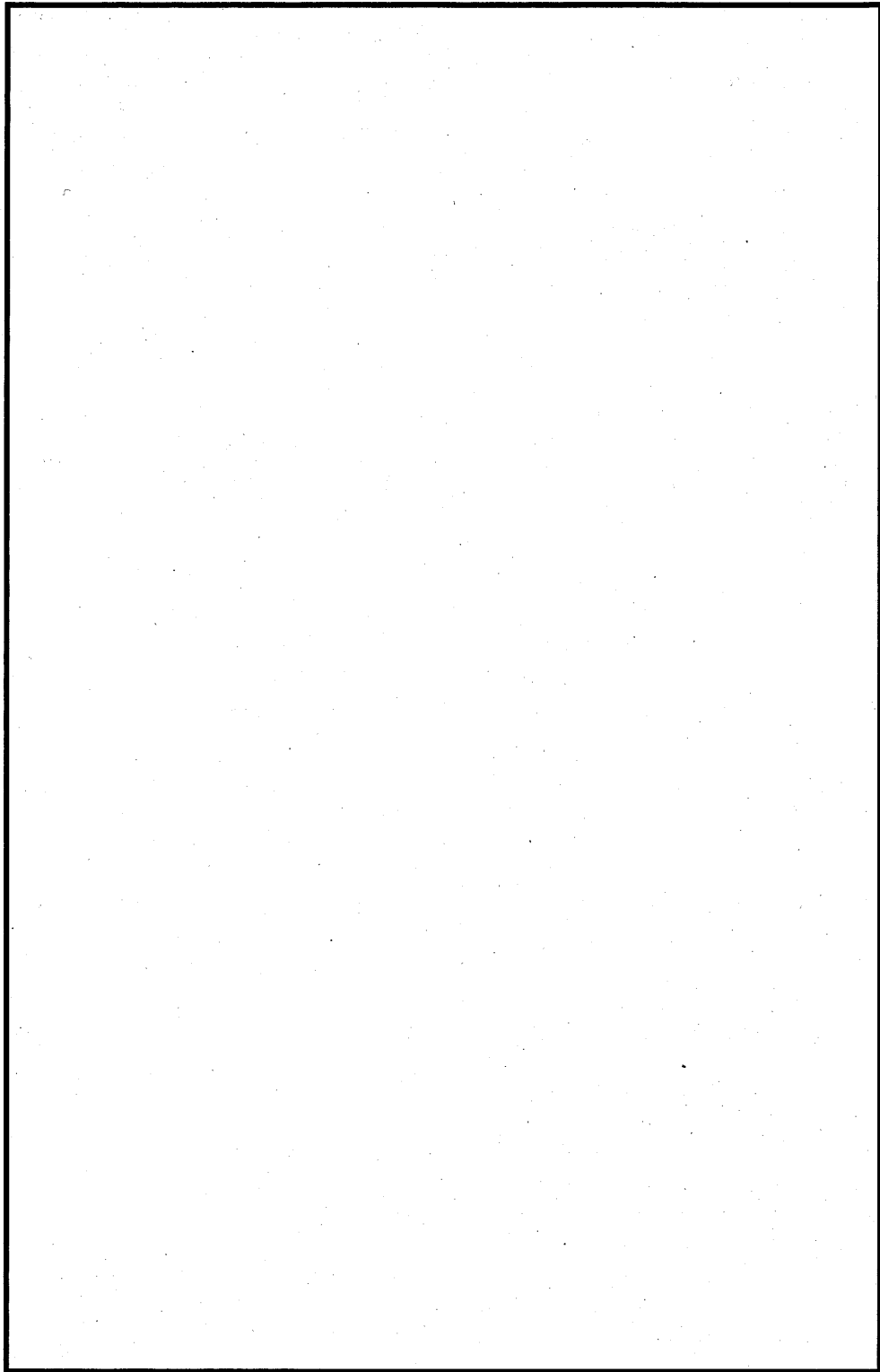
1. 通常輸送時及び一般の試験条件

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0.3m落下における緩衝体の変形と[]燃料集合体の軸方向の移動を考慮すること以外は同一とし、以下の条件とする。

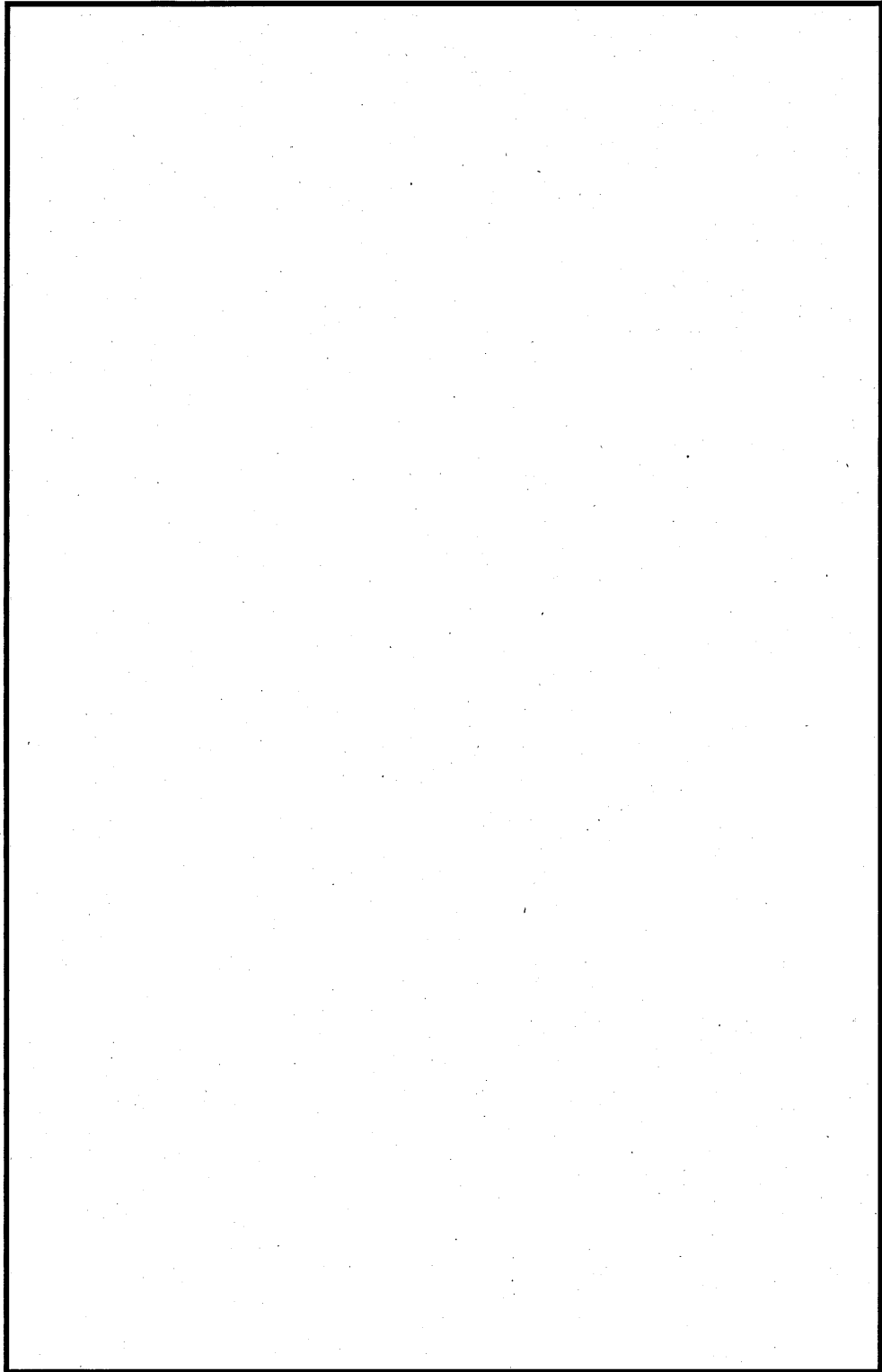
解析モデルを(ロ)-第D.1図に示す。

- ①胴内での燃料集合体の軸方向の移動を安全側に考慮し、頭部方向評価モデルでは蓋部方向に、底部方向評価モデルでは底部方向に移動したモデルとする。
- ②緩衝体は、安全側に空気に置き換え、距離のみ考慮する。なお、[]については、安全側に無視する。
- 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する。また、中性子遮蔽材については[]を密度係数として考慮する。
- ④側部、蓋部及び底部の中性子遮蔽材については保守側の仮定として[]%の密度減損を考慮する。
- ⑤伝熱フィンについては、[]を遮蔽体としてモデル化し、側部中性子遮蔽材の間の部分については側部中性子遮蔽材と均質化する。
- ⑥[]のバスケットプレート及び[]のバスケットプレートは遮蔽体としてモデル化し、他の部分については燃料領域に均質化する。

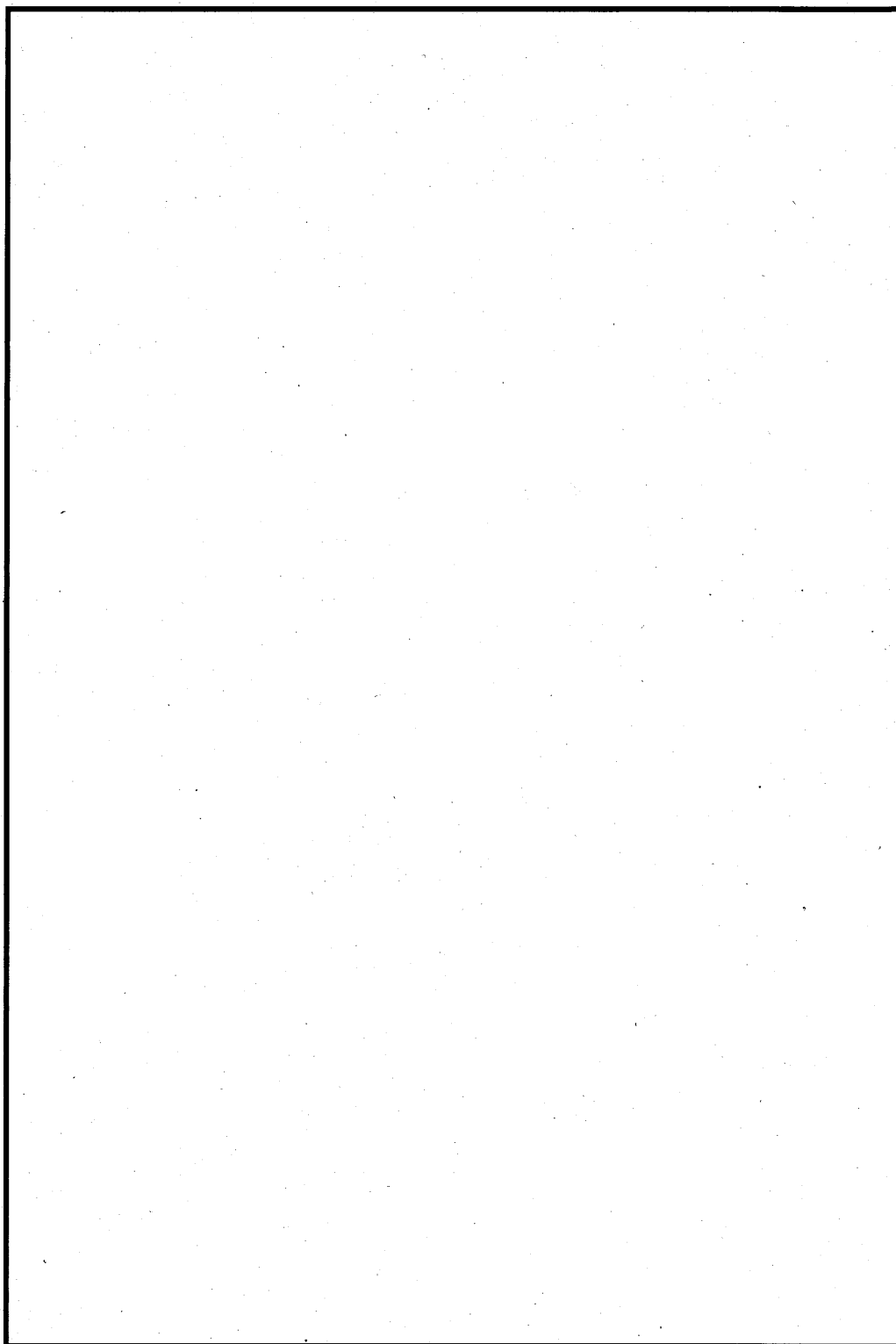
本輸送容器では、上・下部トラニオンが燃料有効部近傍にあり、中性子ストリーミング箇所となっている。この箇所は上述のモデルに含まれないため、頭部及び底部モデルの当該部近傍の線束を用いて、トラニオン部を模擬したモデルとの線束接続計算により解析を行った。トラニオン部モデルを(ロ)-第D.2図に示す。



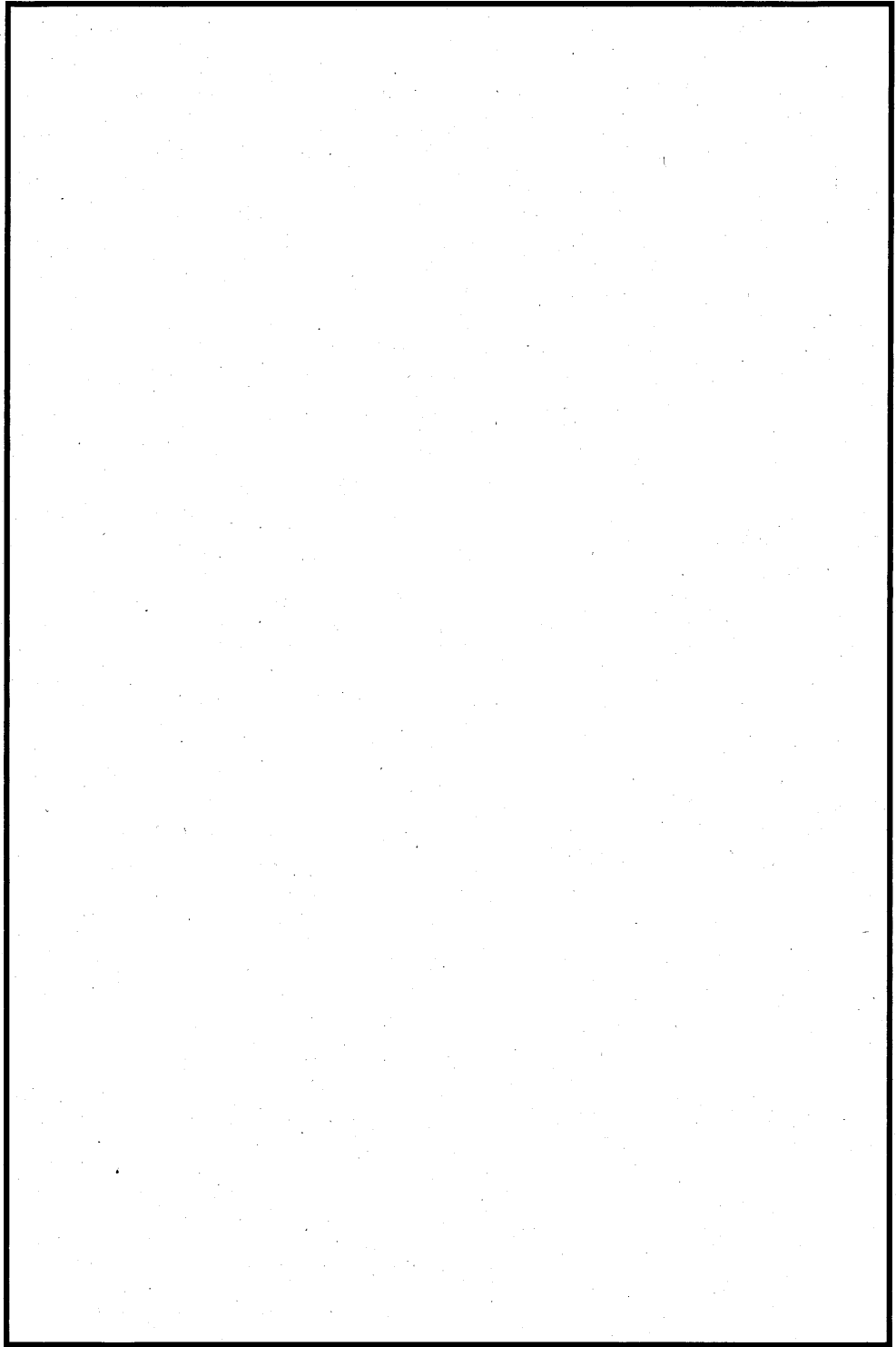
(ロ)-第 D.1 図(a) 通常輸送時の解析モデル(頭部)(トラニオンなし)



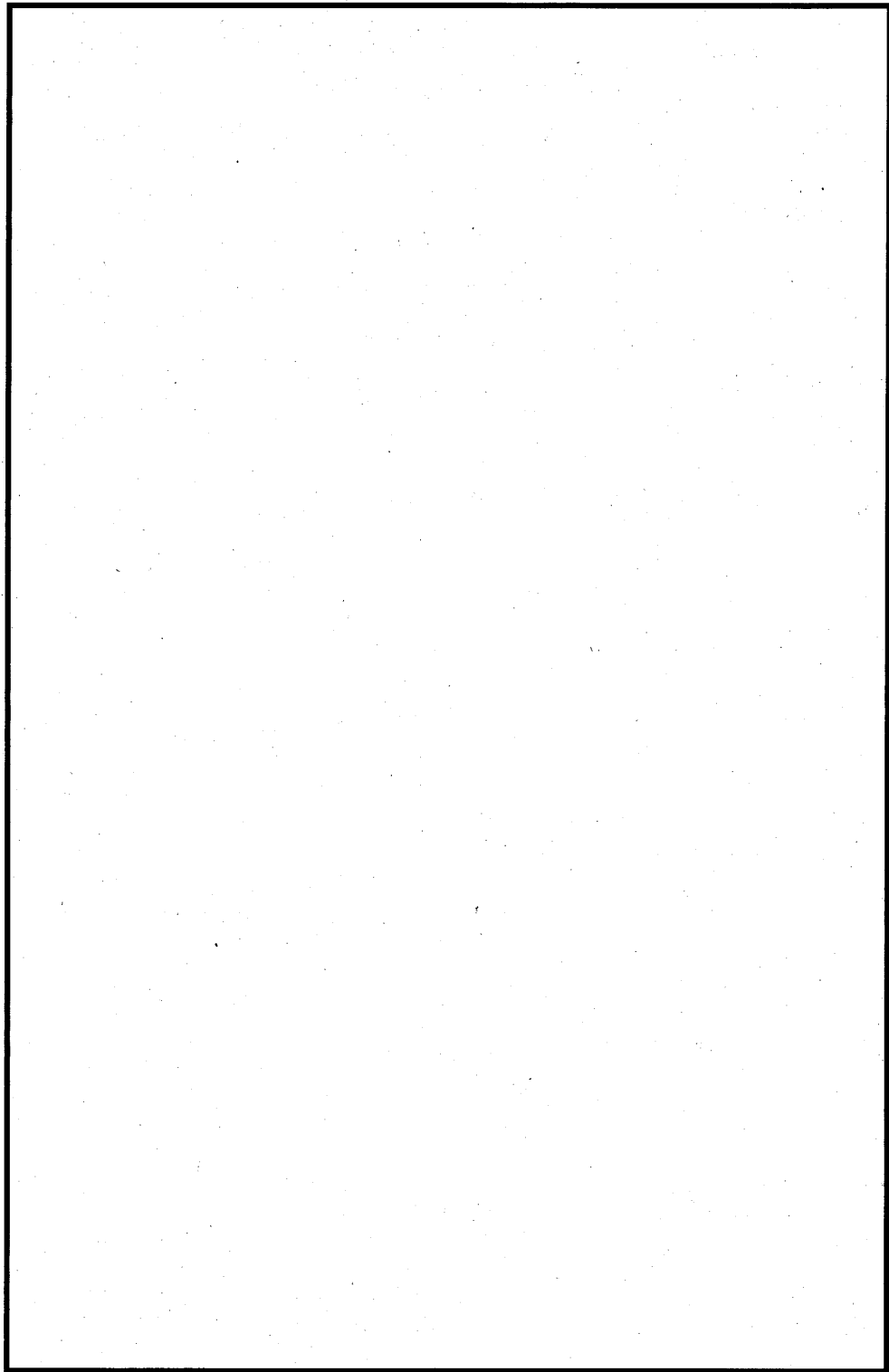
(ロ)-第 D.1 図(b) 通常輸送時の解析モデル(頭部)(トラニオンあり)



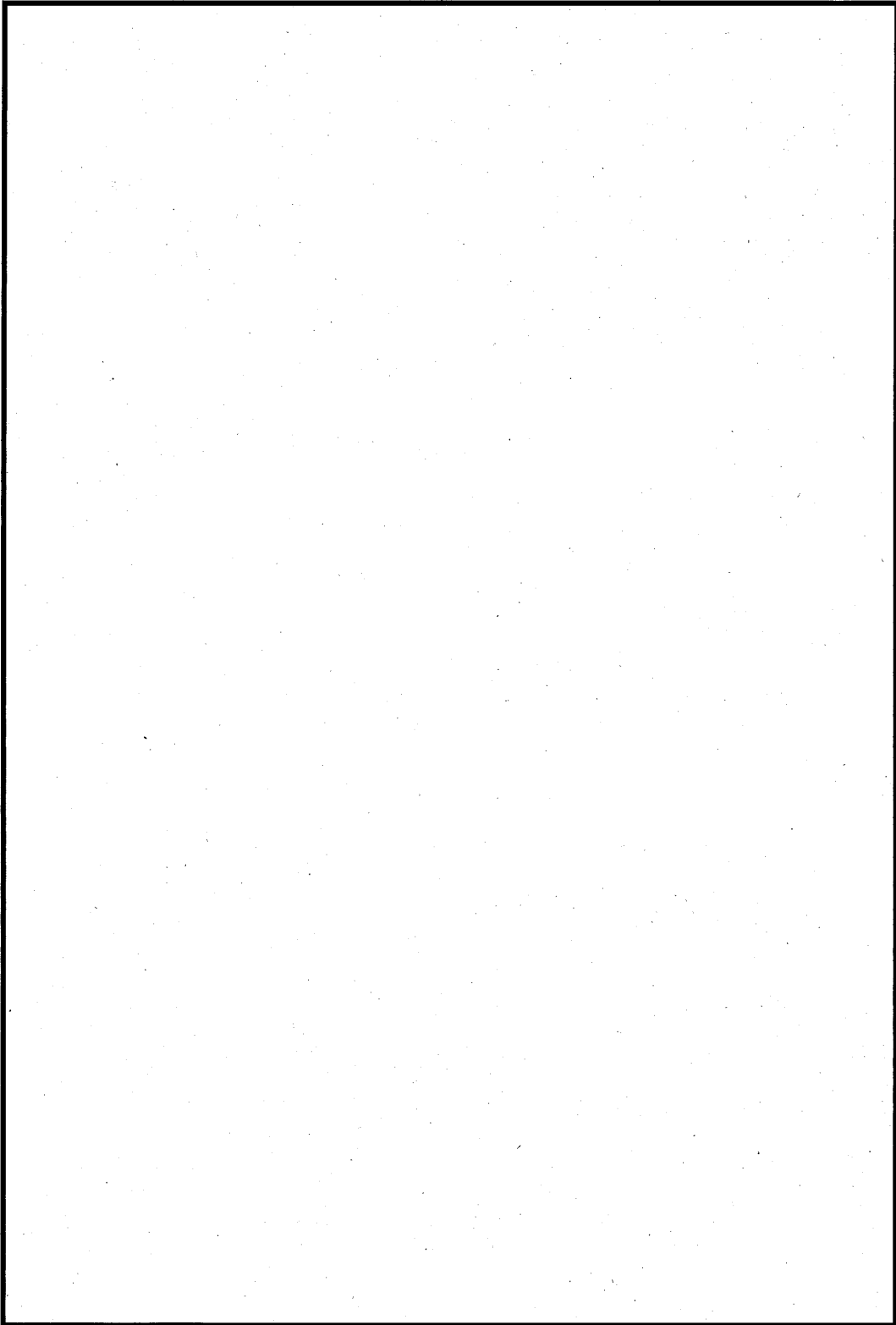
(ロ)-第D.1図(c) 通常輸送時の解析モデル(底部)(トラニオンなし)



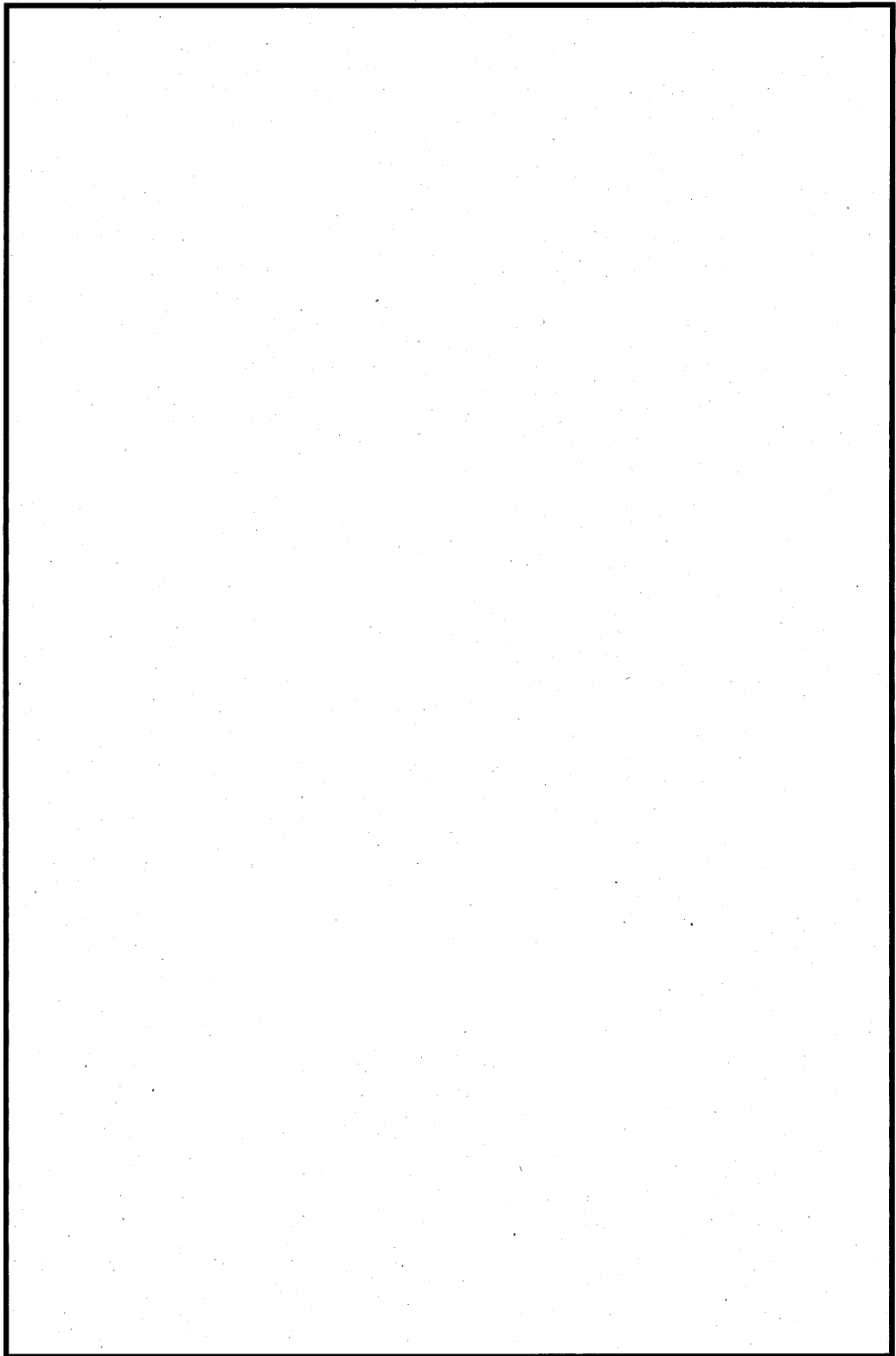
(ロ)-第 D.1 図(d) 通常輸送時の解析モデル(底部)(トラニオンあり)



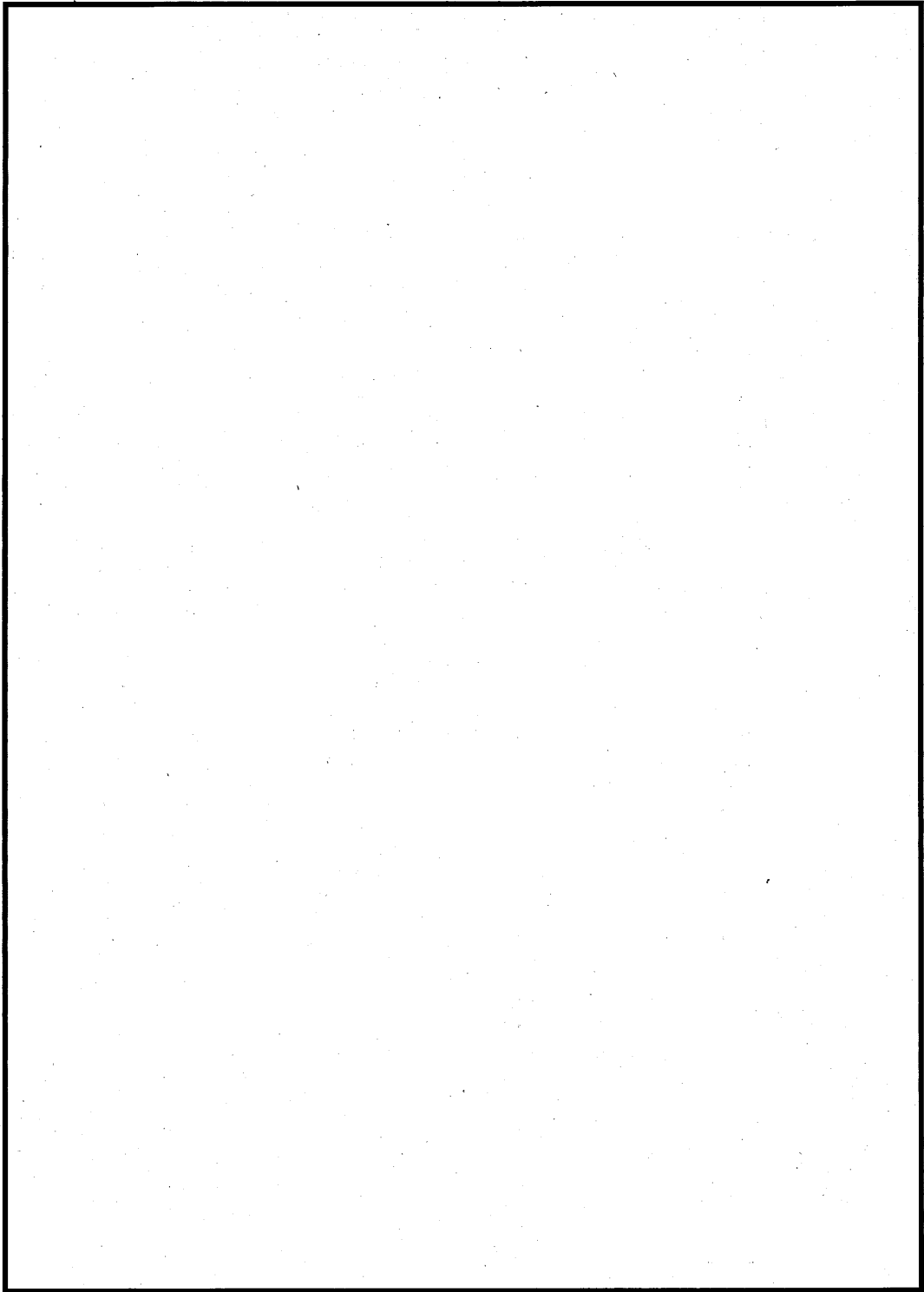
(ロ)-第D.1 図(e) 一般の試験条件下の解析モデル(頭部)(トラニオンなし)



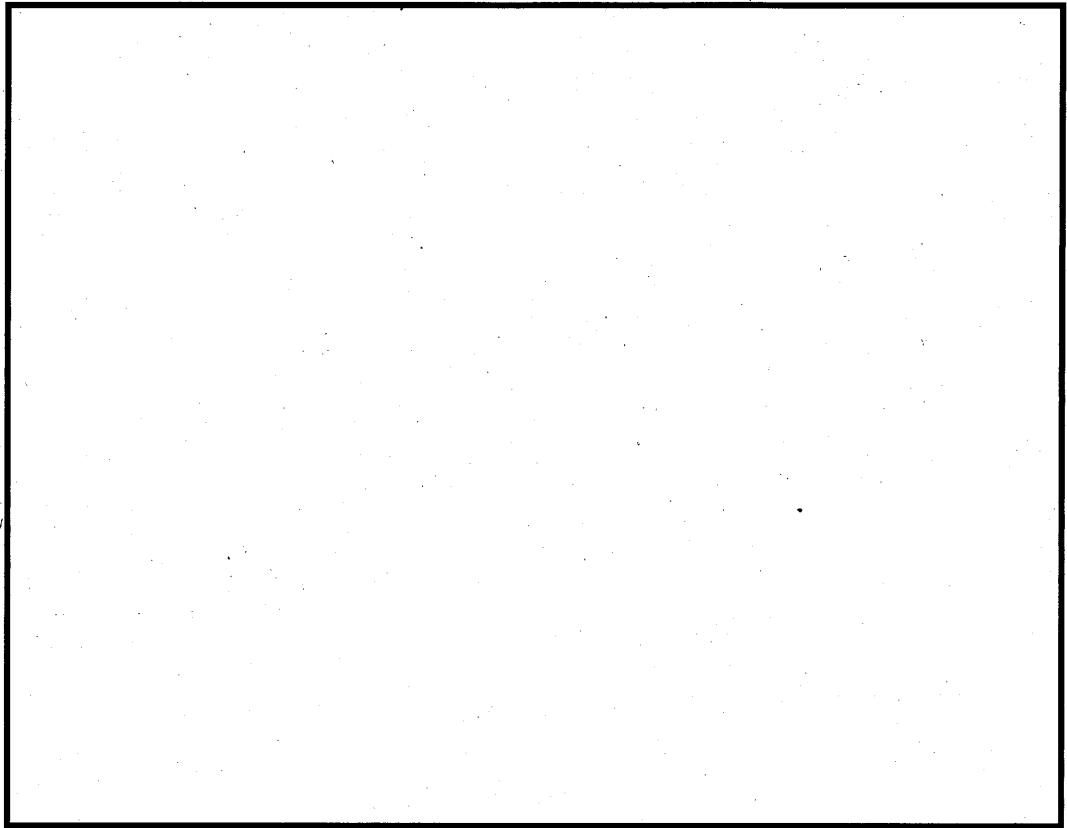
(ロ)-第D.1 図(f) 一般の試験条件下の解析モデル(頭部)(トラニオンあり)



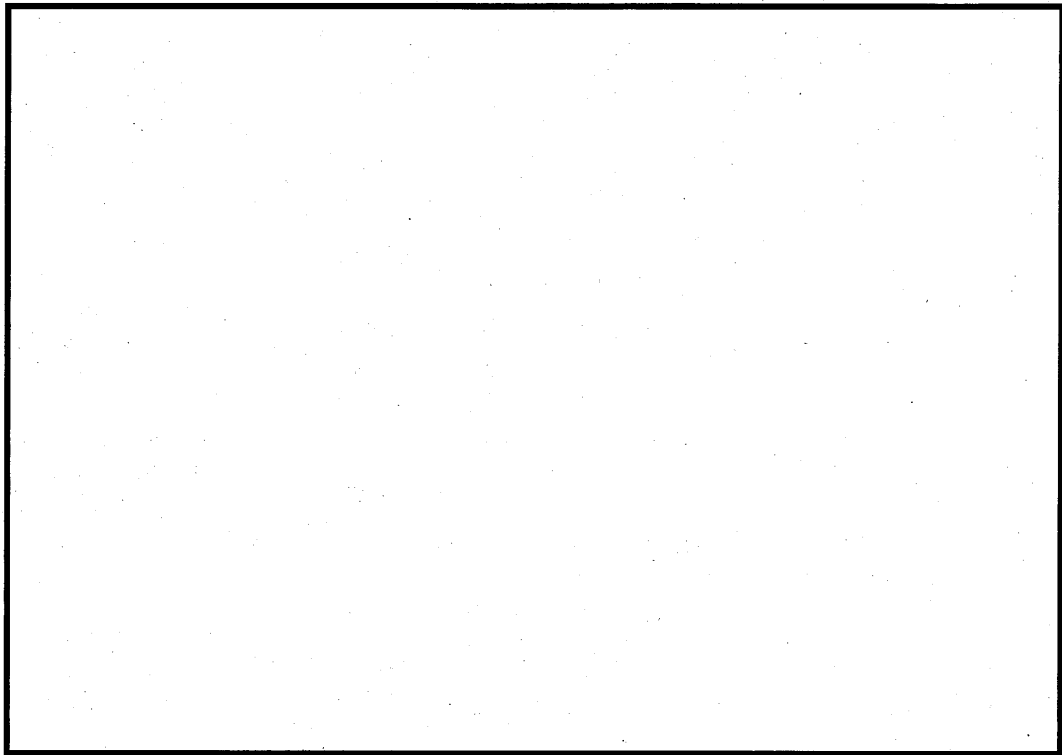
(ロ)-第D.1 図(g) 一般の試験条件下の解析モデル(底部)(トラニオンなし)



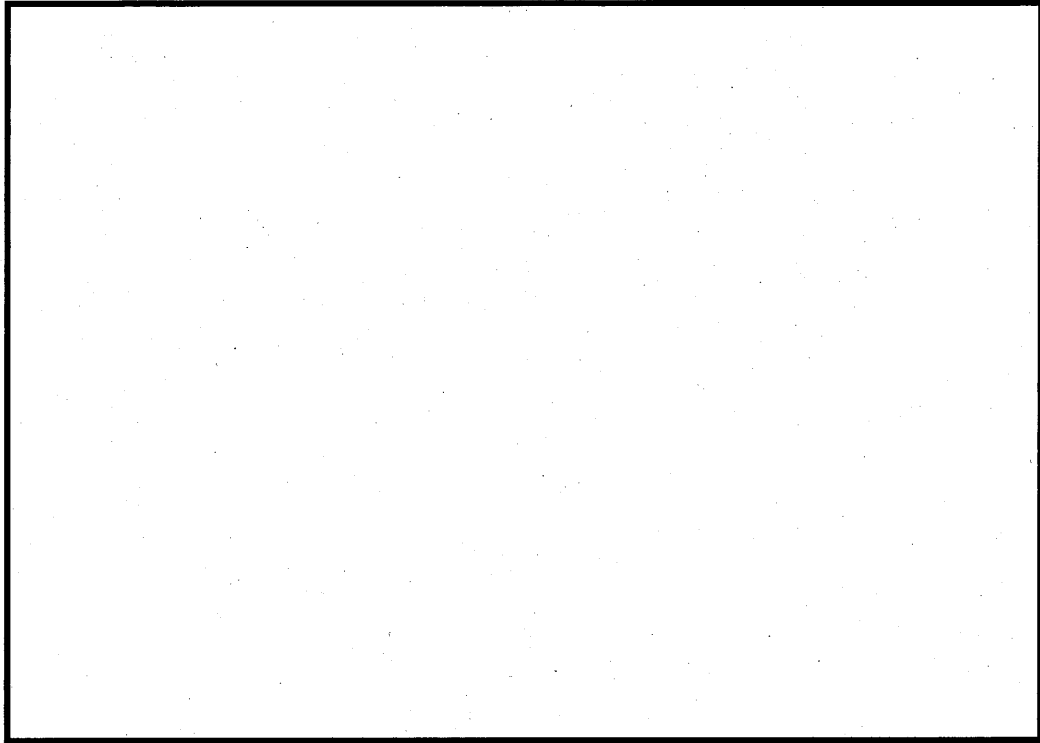
(ロ)-第D.1 図(h) 一般の試験条件下の解析モデル(底部)(トラニオンあり)



(ロ)-第D.2 図(a) 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル
(上・下部吊上・固縛兼用トラニオン)



(ロ)-第 D.2 図(b) 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル
(上部吊上専用トラニオン)



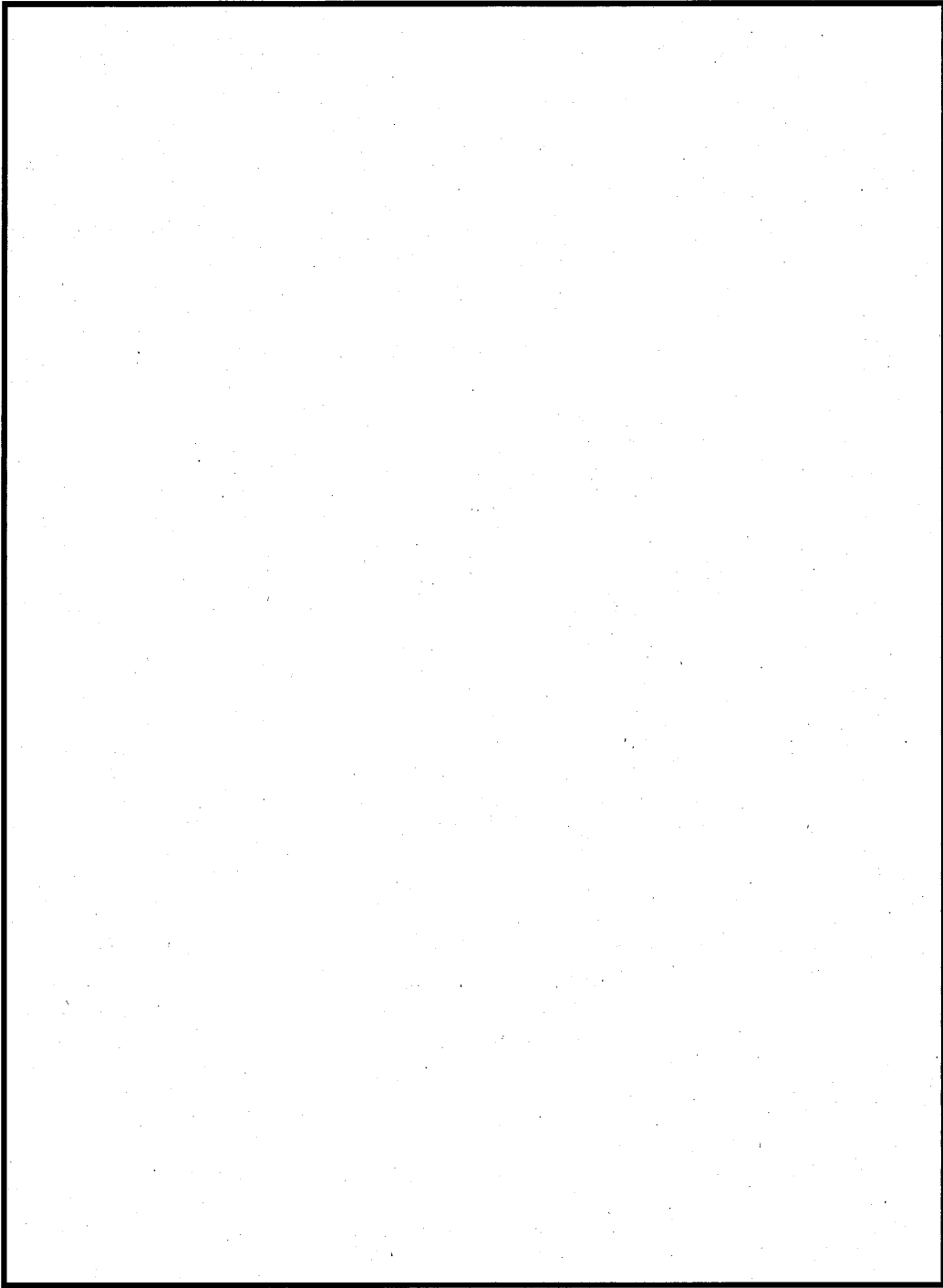
(ロ)-第 D. 2 図(c) 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析モデル
(下部固縛専用トラニオン)

2. 特別の試験条件

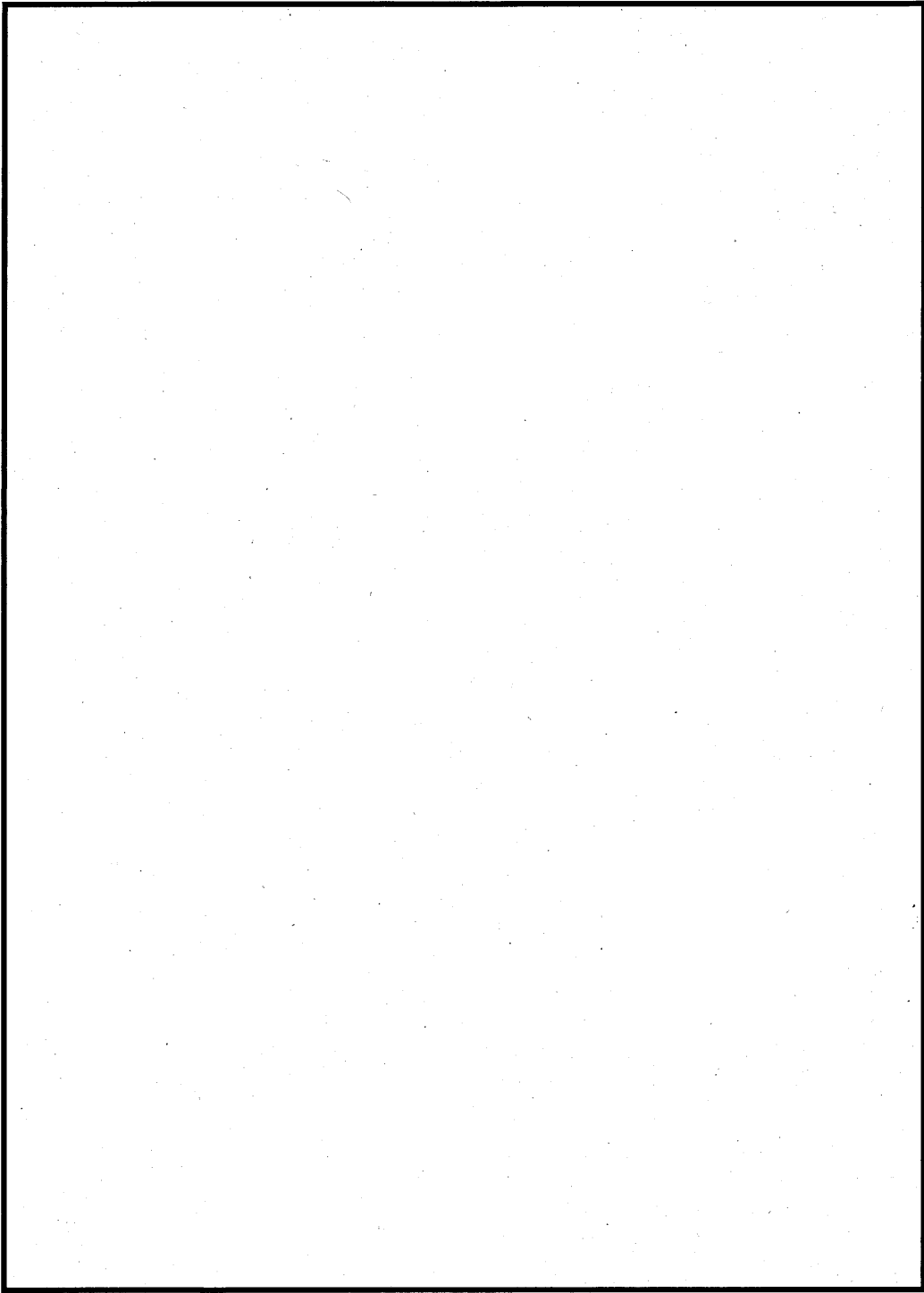
特別の試験条件下における解析モデルは一般の試験条件下の場合と次の点で異なる。

解析モデルを(口)-第D.3図に示す。

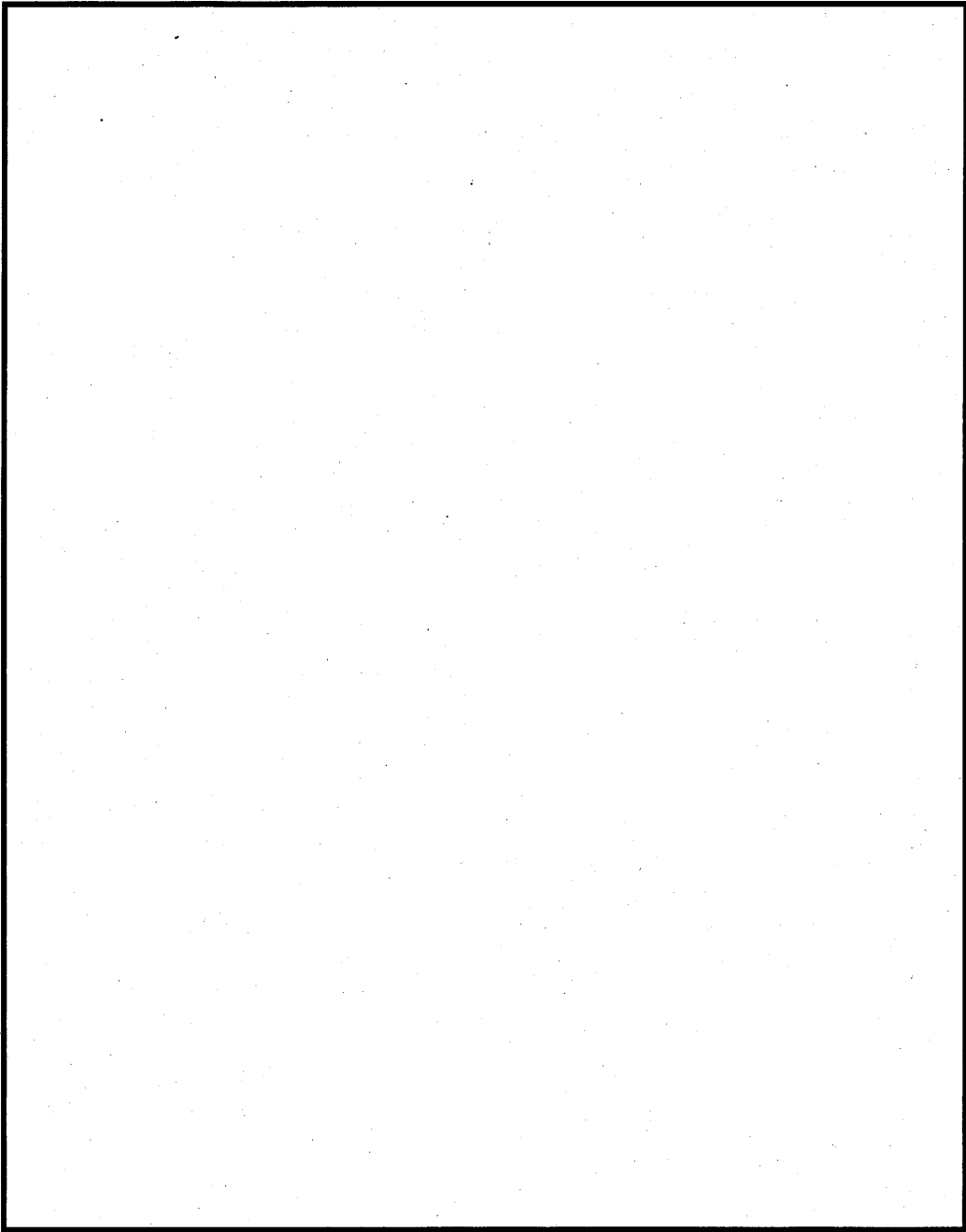
- ①1m 貫通試験により外筒が部分的に変形することが考えられるので、安全側に貫通すると仮定して外筒に貫通孔を模擬する。また、熱的試験(火災試験)により側部中性子遮蔽材が著しく損傷することはないが、安全側に無視するものとする。
- ②熱的試験(火災試験)による蓋部及び底部の中性子遮蔽材の焼損はないが、側部中性子遮蔽材と同様に安全側に無視するものとする。
- ③落下試験により緩衝体は大幅に変形するので、安全側に無視するものとする。
- ④落下試験による燃料集合体の 変形を考慮し、
 の線源の移動を考慮する。



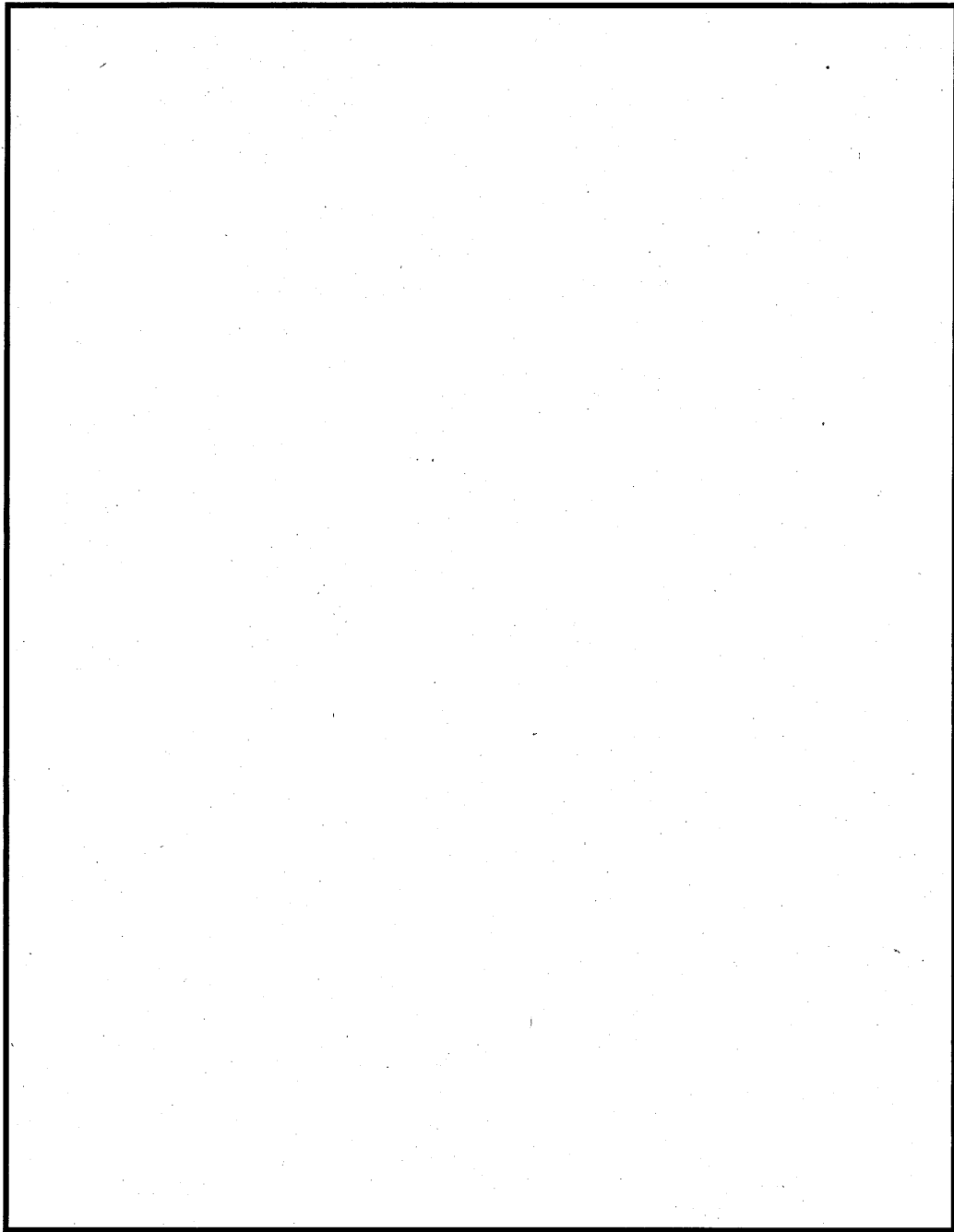
(ロ)-第D.3 図(a) 特別の試験条件下の解析モデル(頭部)(トラニオンなし)



(ロ)-第D.3 図(b) 特別の試験条件下の解析モデル(頭部)(トラニオンあり)



(ロ)-第D.3 図(c) 特別の試験条件下の解析モデル(底部)(トラニオンなし)



(ロ)-第D.3 図(d) 特別の試験条件下の解析モデル(底部)(トラニオンあり)

D.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

遮蔽解析に用いる均質化領域の構成物質体積比を(口)-第D.7表に示す。また、遮蔽解析に用いる各領域の原子個数密度を(口)-第D.8表に、各部位の材料密度と密度係数を(口)-第D.9表に示す。なお、燃料有効部及び燃料集合体の端部構造材の各領域の原子個数密度については、STEP II型及びBJ型それぞれを安全側に包絡するように小さい方の値を使用している。

(ロ) 第D.7表(a) 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析に用いる均質化領域の構成物質体積比

領域	均質化領域					
	ハンドル部	グリッド部	上部プレナム部	燃料有効部	下部タイプレート部	レジン+銅
構成物質	UO ₂					
	Zr					
	ステンレス鋼					
	インコネル					
	ほう素添加アルミニウム合金					
バスケット	アルミニウム合金					
	ステンレス鋼					
レジン						
銅						
ボイド						

注) ()内は一般の試験条件下の値である。

(ロ) 第D.7表(b) 特別の試験条件下の解析に用いる均質化領域の構成物質体積比

領域		均質化領域			
		グリッド部	上部プレナム部	燃料有効部	下部タイプレート部
構成物質	UO ₂	[Blank area for volume ratios]			
	Zr				
	ステンレス鋼				
	インコネル				
	ほう素添加アルミニウム合金				
	アルミニウム合金				
バスケット	ステンレス鋼				
	レジン				
	銅				
	ボイド				

(ロ) 第 D. 8 表 (a) 通常輸送時及び一般の試験条件下の解析に用いる均質化領域の原子個数密度

(単位: 10^{24} atoms/cm³)

領域 元素	ハンドル部	グリッド部	上部プレナム部	燃料有効部 ^(注1)	下部タイプレート部 ^(注2)	レジシム銅
H						
¹⁰ B						
C						
N						
O						
Al						
Cr						
Fe						
Ni						
Cu						
Zr						
²³⁵ U						
²³⁸ U						

注 1) ¹⁰B については、ほう素添加アルミニウム合金の ¹⁰B 濃縮ほう素を考慮した値である。

注 2) () 内は一般の試験条件下の値である。

(ロ)-第D.8表(b) 特別の試験条件下の解析に用いる均質化領域の原子個数密度

(単位: 10^{24} atoms/cm³)

領域 元素	グリッド部	上部プレナム部	燃料有効部 ^(注)	下部タイプレート部	レジシ+銅
H					
¹⁰ B					
C					
N					
O					
Al					
Cr					
Fe					
Ni					
Cu					
Zr					
²³⁵ U					
²³⁸ U					

注) ¹⁰Bについては、ほう素添加アルミニウム合金の¹⁰B濃縮ほう素を考慮した値である。

(ロ)-第D.8表(c) 解析に用いる各領域の原子個数密度

(単位: 10^{24} atoms/cm³)

領域 元素	ステンレス鋼	析出硬化系 ステンレス鋼	空気	銅	炭素鋼	レジン ^{注1)}	アルミニウム 合金	ほう素添加 アルミニウム 合金 ^{注2)}
H								
¹⁰ B								
C								
N								
O								
Al								
Cr								
Fe								
Ni								
Cu								
Zr								
²³⁵ U								
²³⁸ U								

注1) 特別の試験条件下では、レジンの焼損を考慮し100%無視する。

注2) ¹⁰B については、ほう素添加アルミニウム合金の¹⁰B濃縮ほう素を考慮した値である。

(ロ)-第D.9表 各部位の材料密度と密度係数

部 位	材 質	材料密度(g/cm ³)	密度係数
胴	炭素鋼		
底板			
底部サポート			
一次蓋			
二次蓋			
外筒			
蓋部中性子遮蔽材カバー			
三次蓋	ステンレス鋼		
底部中性子遮蔽材カバー			
伝熱フィン	銅		
側部中性子遮蔽材領域	レジン		
	銅		
蓋部中性子遮蔽材	レジン		
底部中性子遮蔽材			
中性子吸収及び伝熱プレート	ほう素添加 アルミニウム合金		
伝熱プレート	アルミニウム合金		
バスケットプレート	ステンレス鋼		
均質化燃料領域	UO ₂		
	インコネル		
	Zr		
	ステンレス鋼		
	ほう素添加 アルミニウム合金		
	アルミニウム合金		
-	空気		

D.4 遮蔽評価

核燃料輸送物の外部の指定場所でガンマ線量当量率、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。

断面積ライブラリは、DLC-23/CASK のデータ³⁾を使用した。

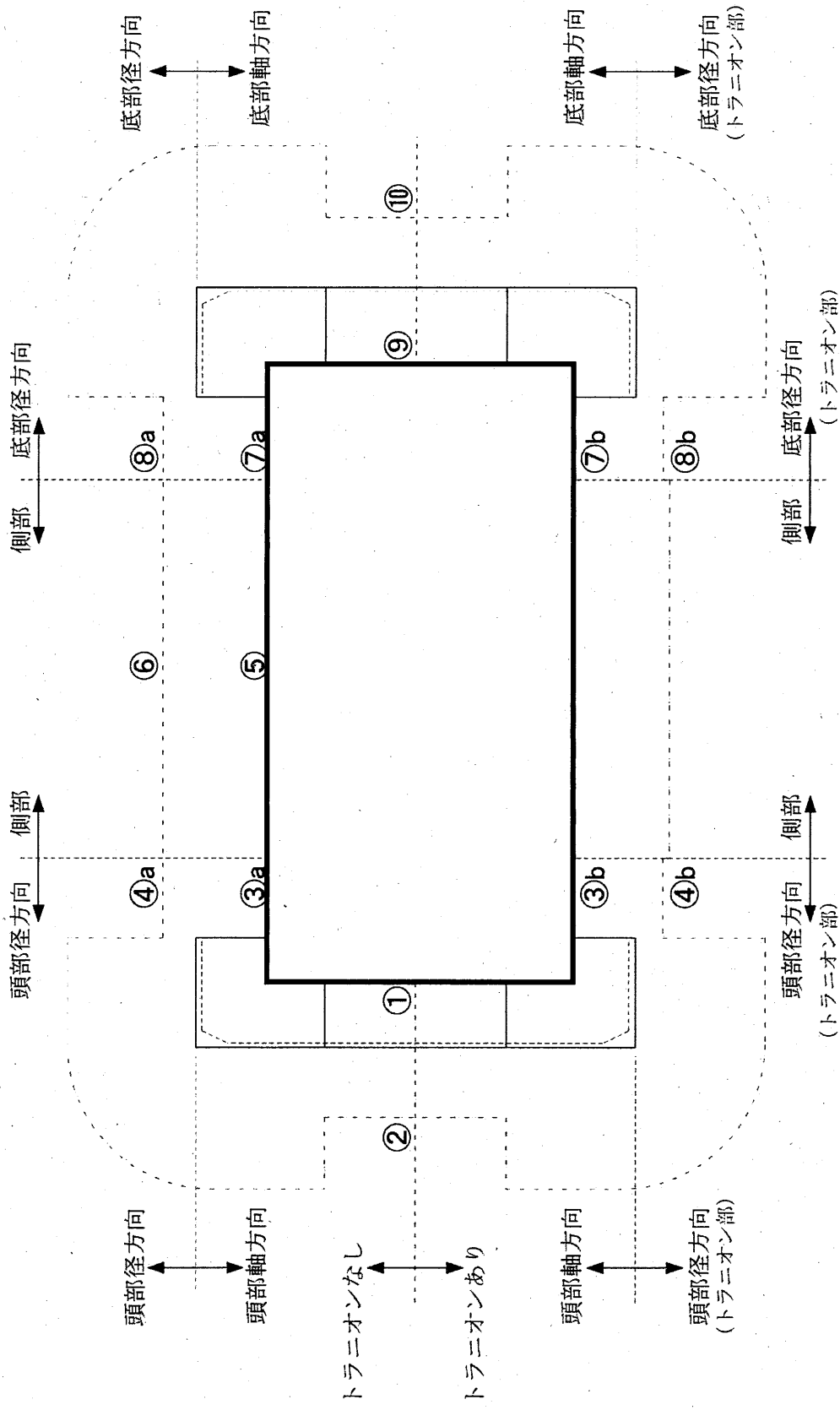
線束から線量当量率への変換係数は ICRP Publ. 74⁵⁾ の 1cm 線量当量率変換係数に基づく DLC-23/CASK ライブラリの中性子 22 群、ガンマ線 18 群構造に対する値を用いた。

2. 計算結果

通常時及び一般の試験条件下の解析モデルにおける主要部位でのガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の計算結果を(口)-第 D.4 図、(口)-第 D.10 表及び(口)-第 D.11 表に、特別の試験条件下の解析モデルにおけるガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の計算結果を(口)-第 D.5 図及び(口)-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、核燃料輸送物表面及び表面から 1m 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、(口)-第 D.10 表及び(口)-第 D.11 表に示すように一般の試験条件下に置かれた核燃料輸送物表面の最高線量当量率は、著しく増加することはない。



(ロ) - 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

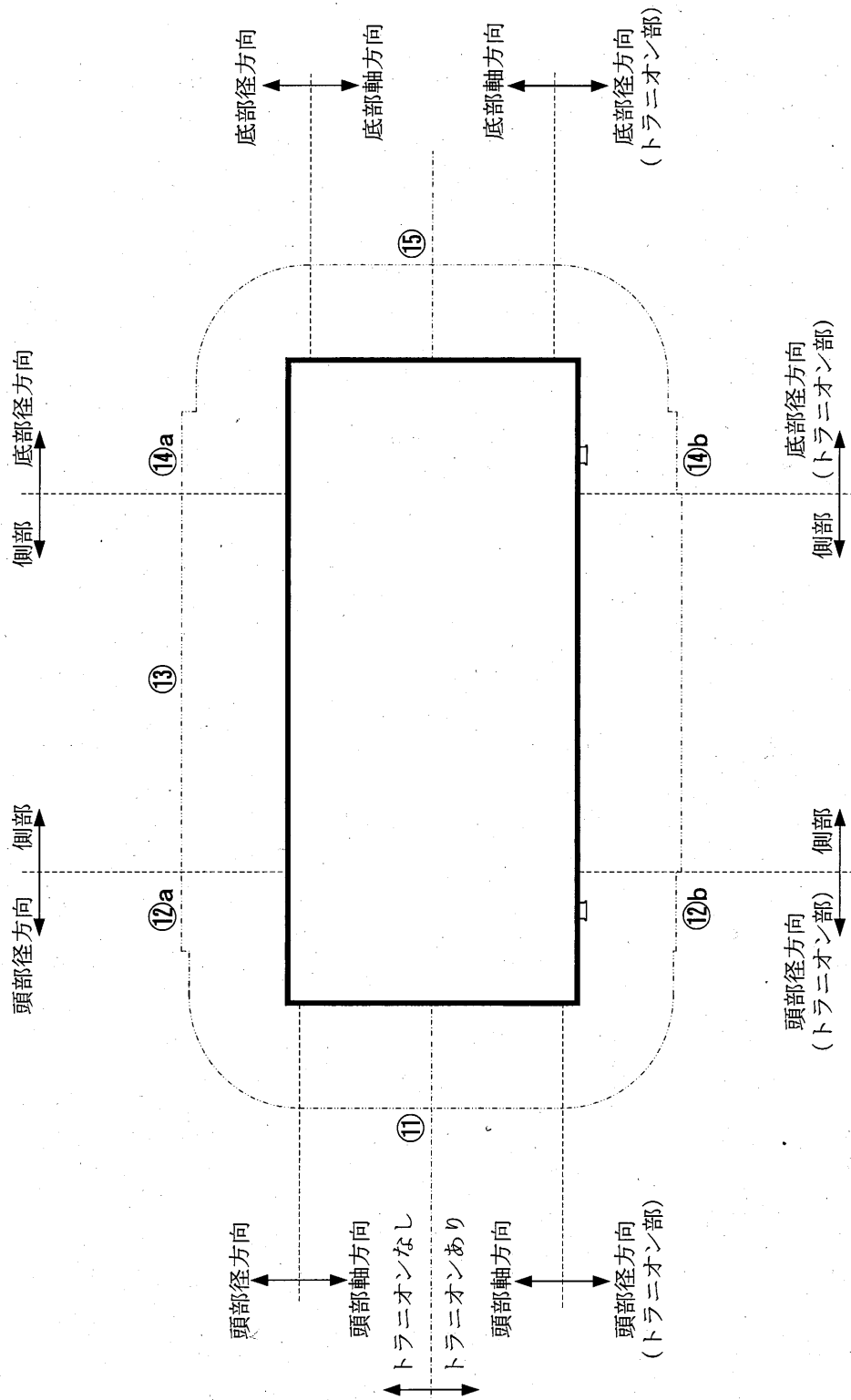
(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

評価点	頭部			側中央	底部			
	軸方向	径方向	径方向 (トラニオン部)		径方向	径方向 (トラニオン部)	軸方向	
	①	③a	③b		⑦a	⑦b	⑨	
表面	燃料有効部							
	ガンマ線							構造材放射化
	二次ガンマ線							中性子
	合計							57.4
表面からIⅢ	評価点	②	④a	④b	⑥	⑧a	⑧b	⑩
	燃料有効部							
	ガンマ線							構造材放射化
	二次ガンマ線							中性子
合計	22.4							61.6

(ロ)-第D.11表 一般の試験条件下の表面線量当量率

(単位：μSv/h)

評価点	頭部			側部中央	底部			
	軸方向	径方向	径方向 (トラニオン部)		径方向	径方向 (トラニオン部)	軸方向	
①		③a	③b	⑤	⑦a	⑦b	⑨	
表面	ガンマ線	燃料有効部						中性子
		構造材放射化						
		二次ガンマ線						
	合計	57.4						173.6



(口)-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: μ Sv/h)

評価点	頭部			側部中央	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							
ガンマ線														
								燃料有効部						
								構造材放射化						
二次ガンマ線														
中性子														
合計	258.1	1,838.9	1,801.6	3,693.8	2,217.9	2,200.6	875.0							

表面から1 m

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(口)-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(口)-第 D.14 表に示すとおりであり、使用予定年数(60年)の中性子遮蔽体の密度減損を考慮した場合においても外運搬規則及び外運搬告示で定められた基準を満足する。

(口)-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	特別の試験条件
線源			軸方向の移動を考慮し、頭部方向評価モデルでは蓋部方向に、底部方向評価モデルでは底部方向に移動した状態を模擬する。	同左 ただし、燃料集合体の [] が変形するとして、線源の移動を考慮する。	燃料集合体の [] が変形するとして、線源の移動を考慮する。
遮蔽体	容器本体		胴、底板、底部サポート、一次蓋、二次蓋、三次蓋、外筒、中性子遮蔽材		同左 ただし、外筒の貫通孔を考慮。また、側部、蓋部及び底部の中性子遮蔽材については安全側に無視する。
	緩衝体		空気に置換し、距離のみ考慮、 [] は安全側に無視	同左 ただし、変形を考慮した距離とする。	無視

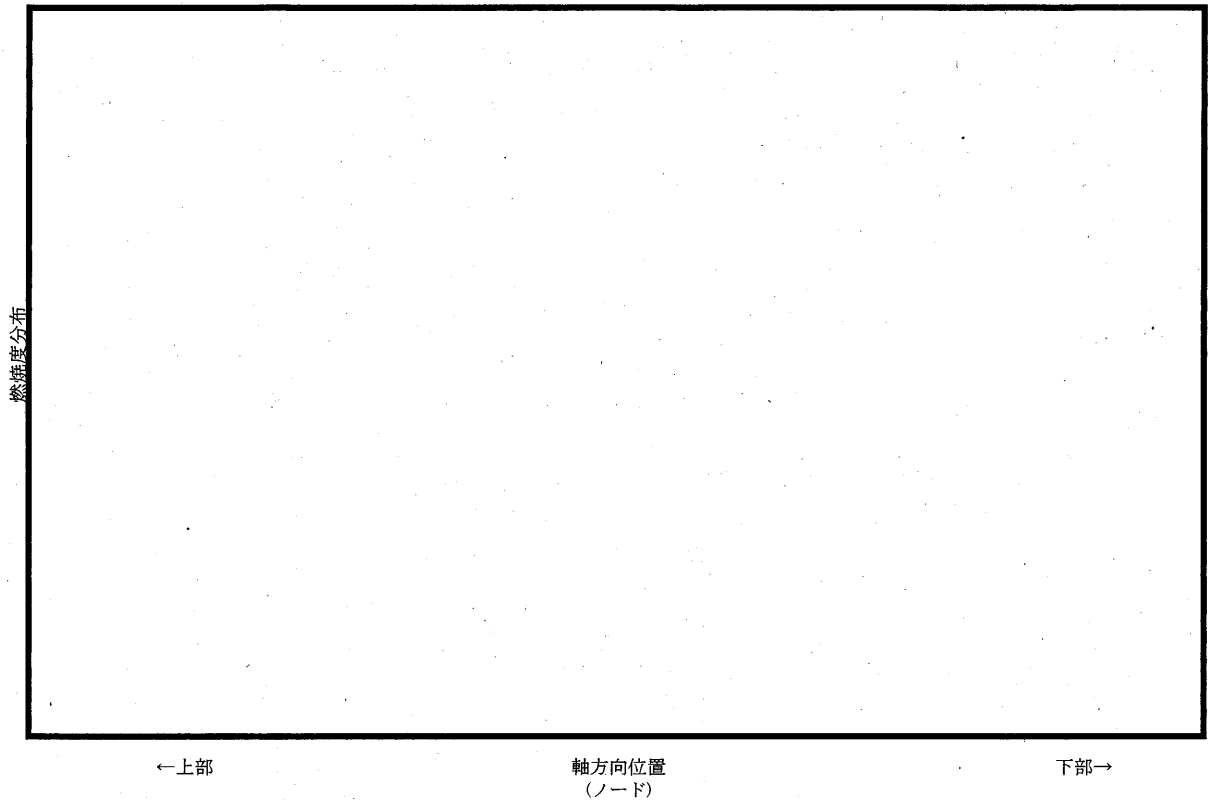
(ロ)-第D.14表 最大線量当量率の要約

部 位 項目	核燃料輸送物表面 (μ Sv/h)					表面より 1m (μ Sv/h)				
	頭 部		側部 中央	底 部		頭 部		側部 中央	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										
中性子										
合 計	57.4	356.9	167.4	723.1	247.0	22.4	63.0	84.9	71.1	86.1
一般の試験条件						/				
ガンマ線										
中性子										
合 計	57.4	356.9	167.4	751.1	261.1					
特別の試験条件						/				
ガンマ線										
中性子										
合 計						258.1	1,838.9	3,693.8	2,217.9	875.0
基 準 値										
通常輸送時	2,000					100				
一般の試験条件	2,000					-				
特別の試験条件	-					10,000				

D.6 付属書類

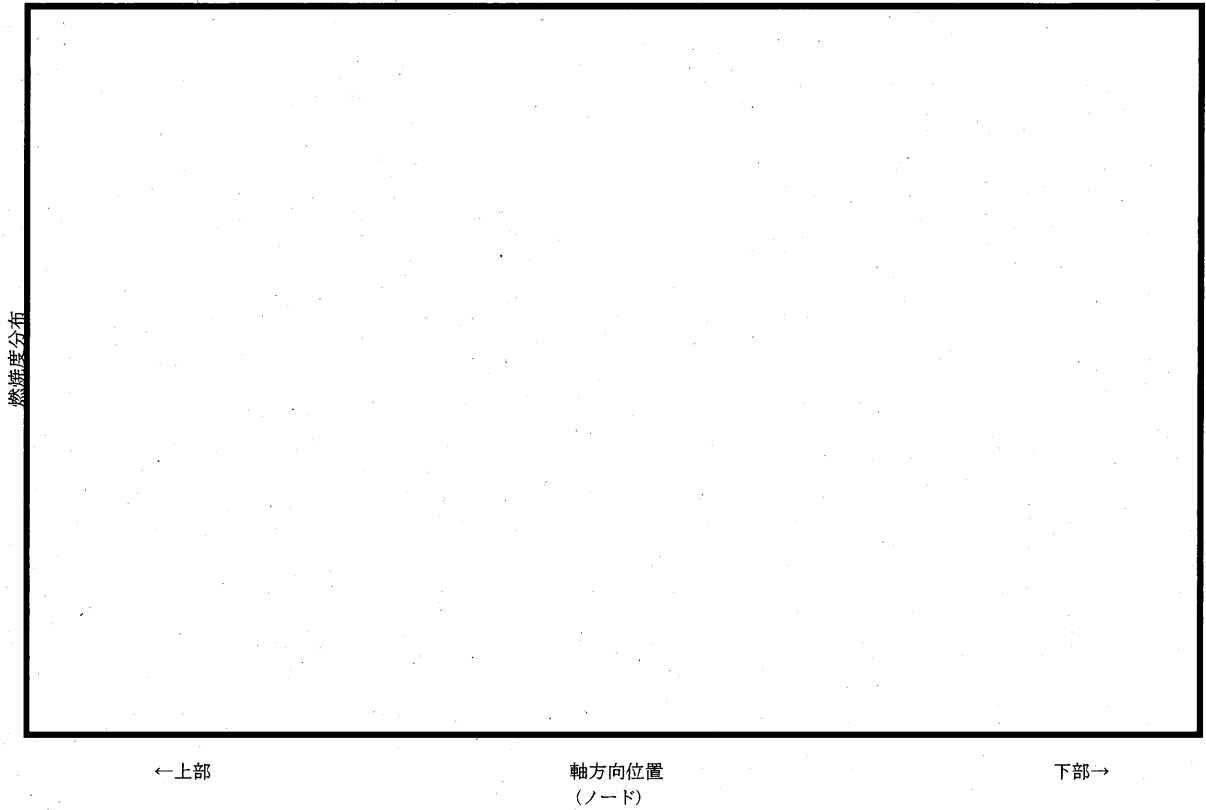
D.6.1 線源計算に用いる軸方向燃焼度分布

線源計算に用いる軸方向燃焼度分布を(口)-第D.付1図に示す。



注) 各ノードの燃焼度と燃料集合体平均燃焼度との比

(口)-第D.付1図(a) 軸方向燃焼度分布(STEP II型)



注) 各ノードの燃焼度と燃料集合体平均燃焼度との比

(口)-第D.付1図(b) 軸方向燃焼度分布(BJ型)

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(c)に記載の解析に用いるレジンの構成元素の原子個数密度は、最低保証密度及び各元素の構成比率から算出している。

製造時には、により所定の密度基準値を満足することを確認する。

D.6.3 参考文献

- 1) A. G. Croff (1980), "ORIGEN-2 A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-5621.
- 2) ORNL-RSIC (1976), "DOT3.5-Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code", CCC-276.
- 3) ORNL-RSIC (1973), "CASK-40 Group Coupled Neutrons and Gamma-ray Cross-section Data", DLC-23.
- 4) BNL (1973), "Neutron Cross Sections", BNL-325 3rd Edition.
- 5) ICRP (1996), "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation", Publication74.

(口)章E 臨界解析

E. 臨界解析

E.1 概要

本輸送容器には、燃料集合体を収納するバスケットが用いられ、輸送中燃料集合体が分散・集合しないようになっている。バスケットには未臨界維持のために中性子吸収材であるほう素を含むほう素添加アルミニウム合金を用いている。

本輸送容器は燃料集合体を装荷後、胴内水が排出され、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、胴内を外運搬告示第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条件とする。

①通常輸送時

②核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料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、実効増倍率(k_{eff})の計算は多群モンテカルロ法によるKENO-V.aコード²⁾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、本核燃料輸送物は上記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BWR燃料集合体を69体装荷する。

本輸送容器に装荷する燃料集合体の型式と仕様は(イ)-第D.1表に示したとおりである。本輸送容器に装荷する燃料集合体は照射済のものであるが、²³⁵U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

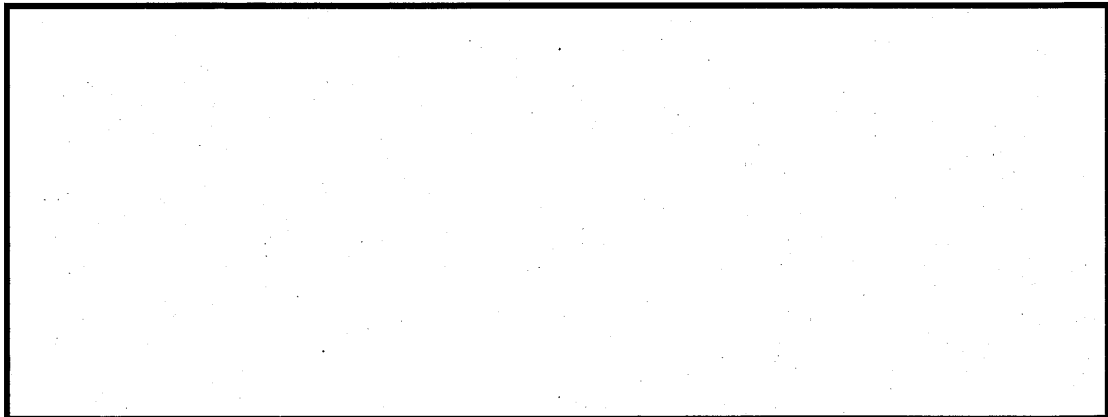
は可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが、本解析では胴内を水で満たさないためガドリニウムの存在を無視する。臨界解析の対象は、 k_{eff} を保守的に評価するため ^{235}U 濃縮度等を考慮して STEP II 型燃料とし、(ロ)-第 E.1 表に示す燃料仕様で未臨界性を評価した。

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スペーサ 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 k_{eff} 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集合体モデルを示す。

(ロ)-第E.1表 臨界解析の燃料集合体モデルの仕様

項目		臨界解析で用いた 数値等
燃料材質	-	二酸化ウラン
燃料被覆管材質	-	ジルカロイ
燃料棒直径	mm	12.3
燃料ペレット直径	mm	
燃料被覆管肉厚	mm	
燃料有効長	mm	
燃料棒配列	-	8×8
燃料集合体当たり燃料棒数	本	60
燃料棒ピッチ	mm	
燃料集合体の幅	mm	
²³⁵ U濃縮度	%	3.66
チャンネルボックス材質	-	ジルカロイ
チャンネルボックス全幅	mm	
チャンネルボックス厚さ	mm	

注) (燃料棒ピッチ) × (燃料棒配列数) = () × (8) = () mm を臨界解析上の燃料集合体の幅とする。



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 燃料集合体モデル(ピッチ変化部位)

E.2.2 輸送容器

輸送容器の構造は、(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は、以下の変形等が生じる。

- ・外筒が 1m 貫通試験により損傷し、側部中性子遮蔽材のレジンが部分的に焼損する。
- ・9m 落下試験によりバスケットに微小な変形を生じる。

E.2.3 中性子吸収材

バスケットの構造は、(イ)-第 C.13 図に示すとおりである。

バスケットには中性子吸収材であるほう素が添加されたほう素添加アルミニウム合金を用いている。ほう素添加アルミニウム合金の成分については原子個数密度を(ロ)章 E.3.2 に示す。

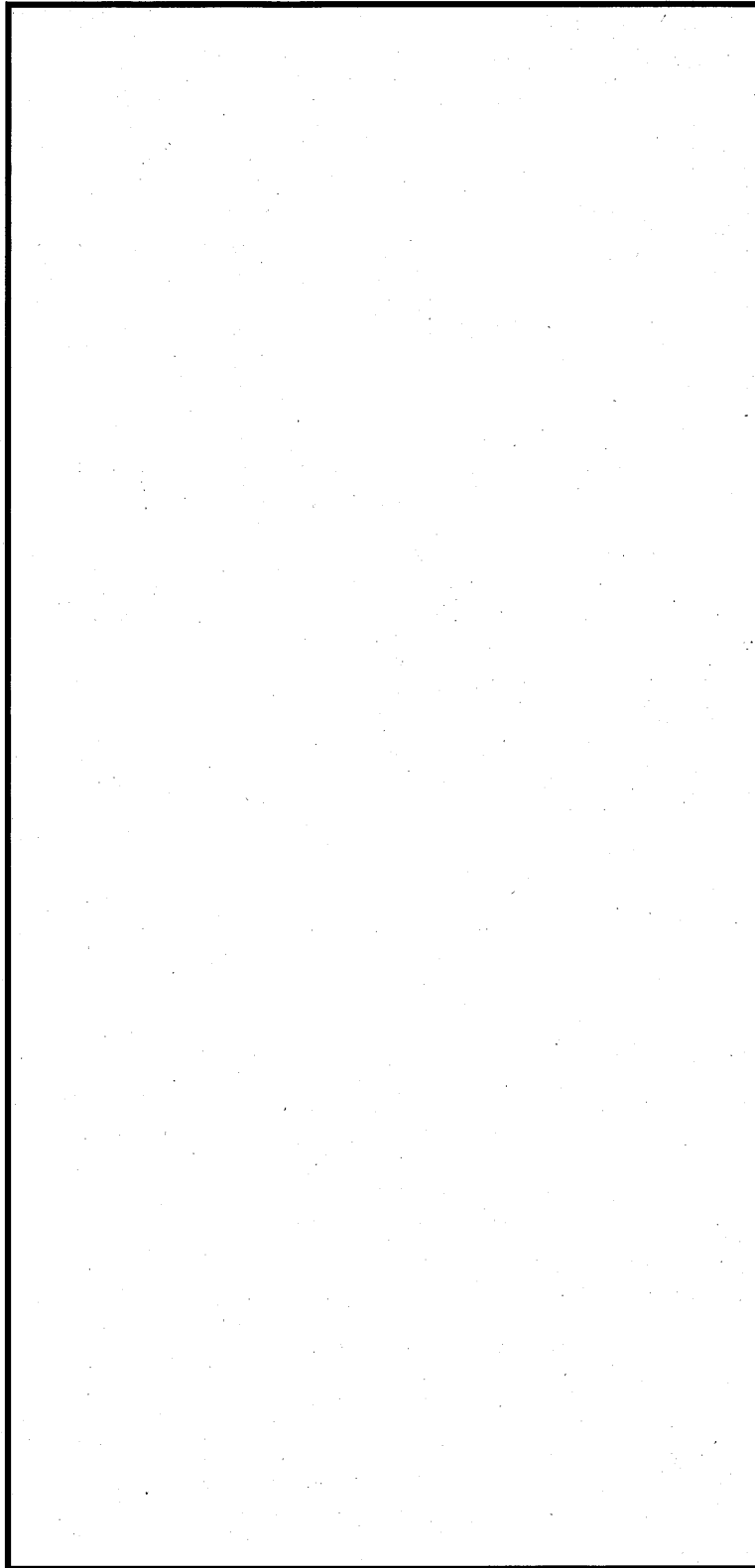
核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下において、バスケットは微小な変形を生じる。

E.3 モデル仕様

E.3.1 解析モデル

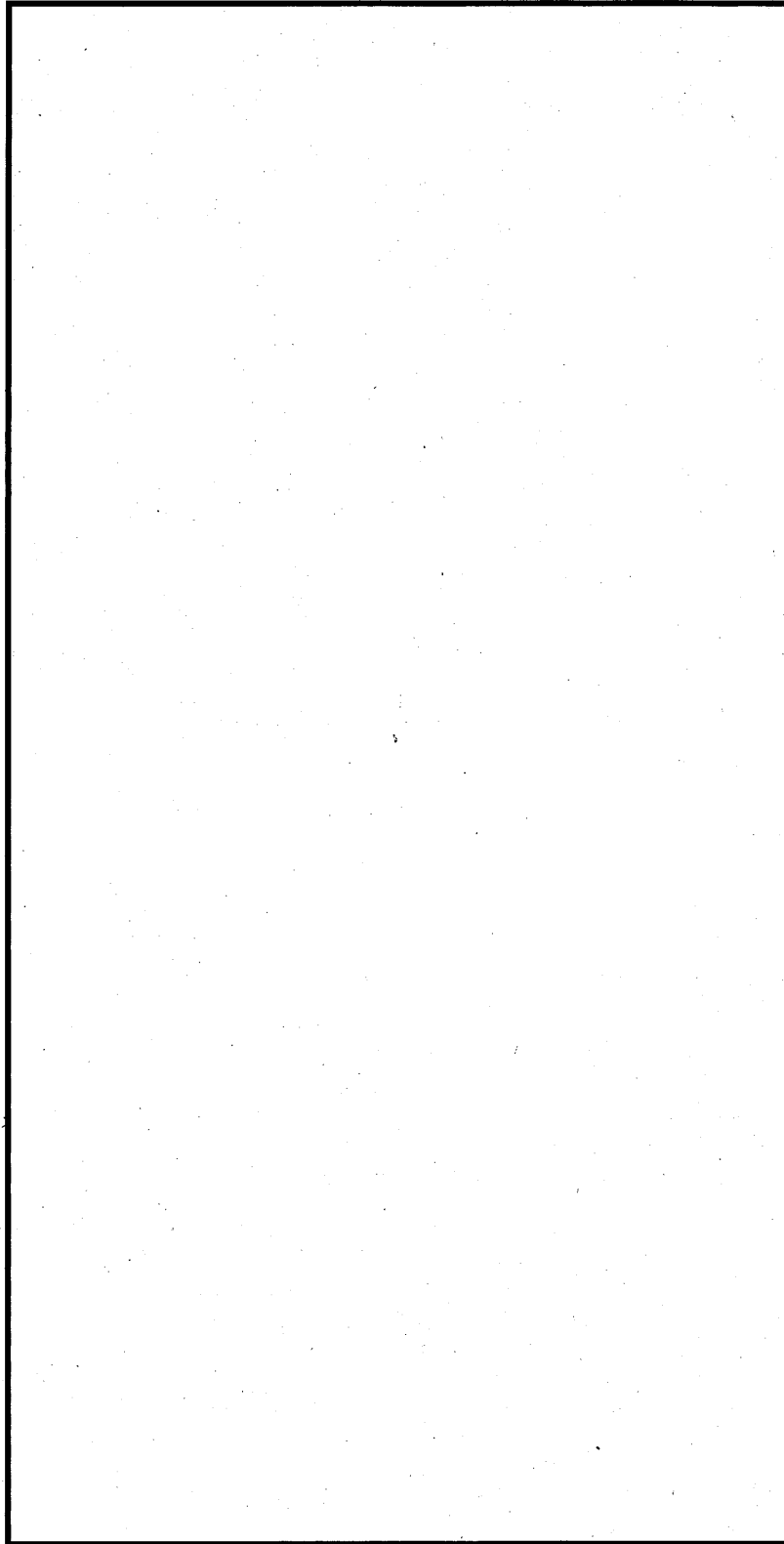
(ロ)-第 E.2 図に臨界解析モデルを示す。解析モデルは安全側の評価となるよう以下の条件を考慮した。

- ・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を無視。
- ・緩衝体及び三次蓋を無視。
- ・バスケットの格子穴内幅の公差を安全側に考慮。また、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下でのバスケットの微小変形を安全側に考慮。
- ・安全側に燃料集合体を輸送容器中央に寄せて配置(燃料棒ピッチを拡大しない場合)。
- ・チャンネルボックスを無視。
- ・燃料棒ピッチの変化を考慮(燃料棒ピッチ変化は、最小、変化なし、均一拡大)。
- ・安全側に胴内には g の水が均一に分散していると仮定。
- ・境界条件として完全反射を仮定することにより、無限個の配列を想定。
- ・胴内における燃料集合体として存在する部分は燃料有効長に相当する燃料領域分のみとし、上・下部タイプレート部等を無視。
- ・バスケットは燃料有効長に相当する部分のみとして、上、下の部分は無視。



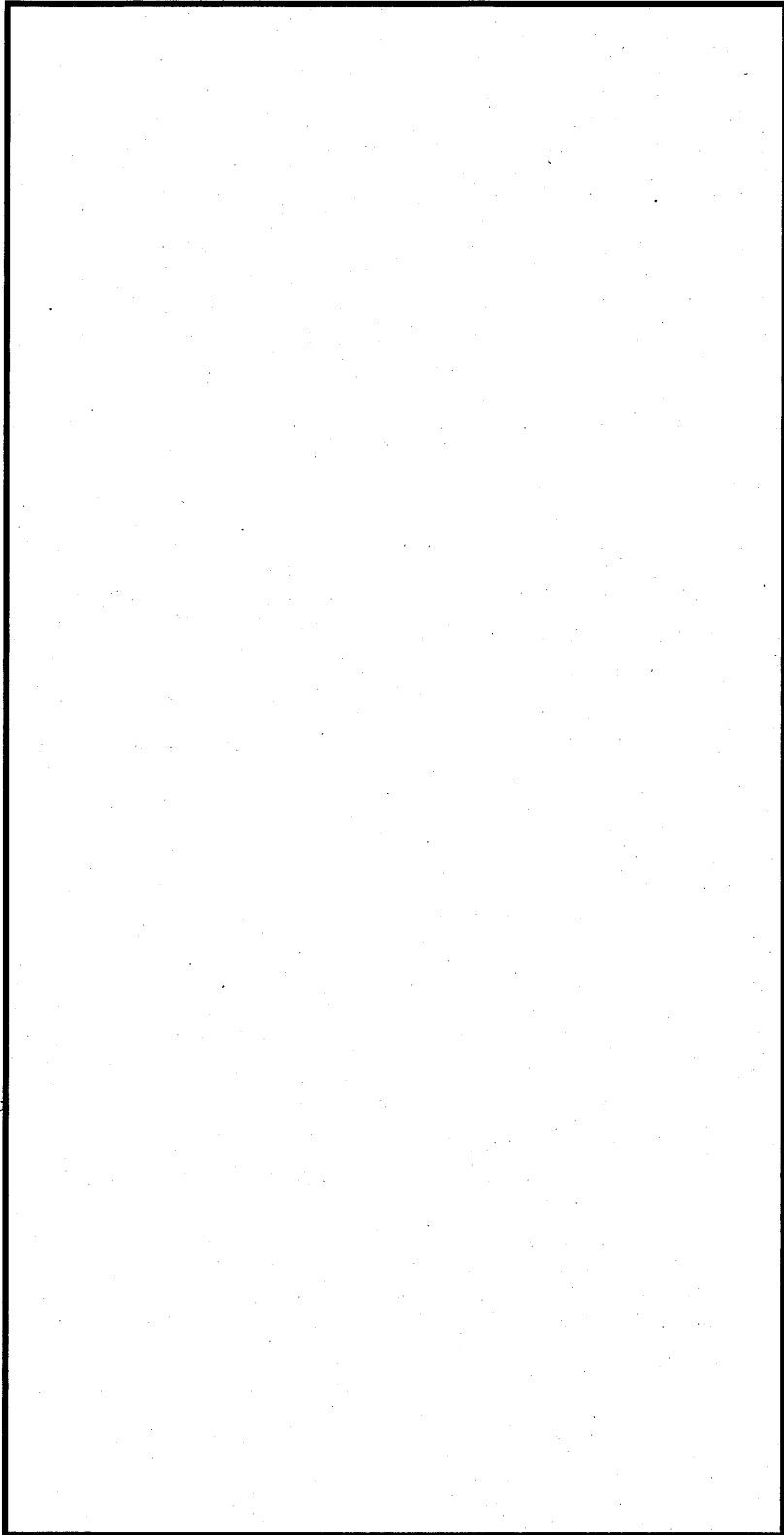
(単位 : cm)

(ロ)-第 E. 2 図(a) 臨界計算モデル(縦断面図)



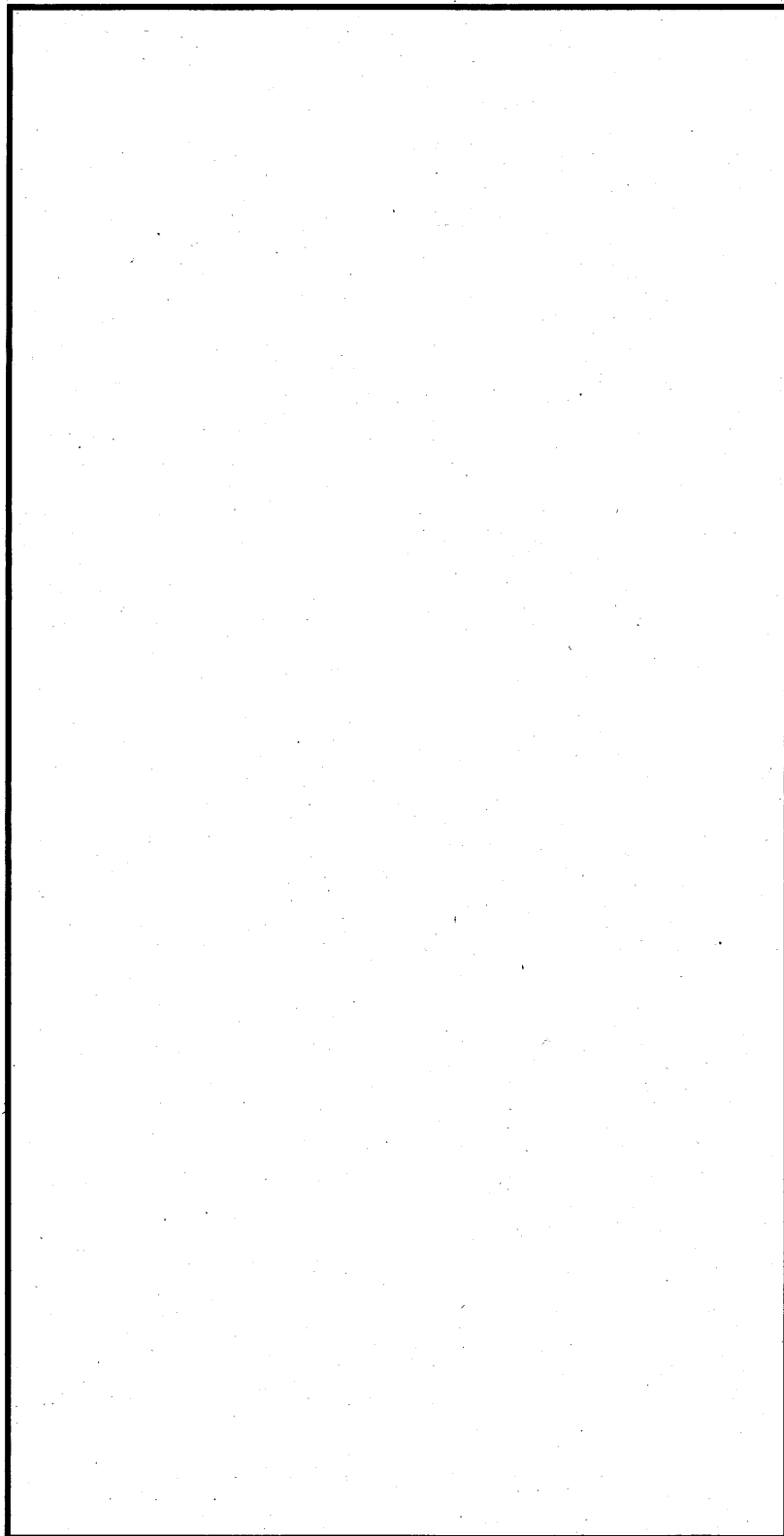
(単位 : cm)

(ロ)-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(燃料領域横断面図)(燃料棒ピッチ変化なし)



(単位 : cm)

(口)-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核燃料輸送物各領域の構成物質の原子個数密度を(口)-第 E.2 表に、また均質化燃料領域の構成物質の体積比を(口)-第 E.3 表に示す。

(ロ)-第 E. 2 表 核燃料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)		
			燃料棒ピッチ 最小	燃料棒ピッチ 変化なし	燃料棒ピッチ 均一拡大
均質化燃料領域		²³⁵ U			
		²³⁸ U			
		Zr			
		H			
		O			
ジルカロイ		Zr			
ほう素添加 アルミニウム合金		¹⁰ B 注)			
		¹¹ B 注)			
		Al			
胴内ガス		H			
		O			
炭素鋼		Fe			
ステンレス鋼		Cr			
	Fe				
	Ni				

注) ¹⁰B 濃縮ほう素を考慮した値である。

(ロ)-第 E. 3 表 均質化燃料領域各物質の体積比

物 質	燃料棒ピッチ 最小	燃料棒ピッチ 変化なし	燃料棒ピッチ 均一拡大
UO ₂			
ジルカロイ 注)			
胴内ガス			

注) ギャップ領域を含む。

E.4 未臨界評価

E.4.1 計算条件

1. 収納物

本核燃料輸送物の最大燃料装荷量はBWR燃料集合体69体であるため、本解析は最大装荷量の場合を想定している。

解析の対象とした(ロ)-第 E.1 表に示す燃料仕様は(ロ)章 E.2.1 に示すとおり k_{eff} 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、

燃料棒ピッチを縮小及び拡大させている。

なお、安全側に反応度がより高くなるように燃料集合体を輸送容器中央に寄せて配置している。(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した。バスケットの微小変形を安全側に考慮した。

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、水は核燃料輸送物胴内に均一に存在するとした。

3. 中性子吸収材

(ロ)章 A.9 で述べたように、バスケットは核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下において微小変形するが破断することはない。また、(ロ)章 F.2 に示すように、輸送容器内の中性子束に対して、ほう素添加アルミニウム合金は使用予定期間中に有意な性能低下はない。

E.4.2 核燃料輸送物への水の浸入等

核燃料輸送物への水の浸入等に関しては次のとおりである。

- ・(ロ)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機能は保たれるので、核燃料輸送物胴内への水の浸入はない。ただし、臨界解析モデルでは 15m 浸漬試験における浸水量に基づいて安全側に胴内の水量を \square g 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、核燃料輸送物の配列変化による接近により k_{eff} がより大きくなることはない。
- ・収納物は最も k_{eff} が大きくなるよう燃料集合体を輸送容器中央に寄せて配置し

ているので、収納物の再配列により keff 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 keff 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安全側に仮定しているので、温度変化の水密度への影響はなく、keff への影響はない。

E. 4.3 計算方法

臨界計算には、米国オークリッジ国立研究所で、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。keff の計算には、KENO-V.a コード¹⁾を用いた。均質化燃料領域以外の領域の群定数計算には共鳴計算処理コード CENTRM/PMC/WORKER¹⁾を、均質化燃料領域の群定数計算には共鳴処理コード BONAMI¹⁾、CENTRM/PMC/WORKER 及び一次元輸送計算コード XSDRNPM¹⁾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 238GROUPNDF5 ライブラリデータを用いた。計算の流れを(ロ)-第 E.3 図に示す。

燃料領域の均質化の方法としては、単位燃料棒の形状を一次元円柱モデルで近似し、XSDRNPM コードを用いて 238 群の中性子束分布を求め、それを重みとして均質化燃料領域の 238 群定数を算出した。

この 238 群定数及び KENO-V.a コードを用い、(ロ)-第 E.2 図のモデルに対して臨界計算を行った。

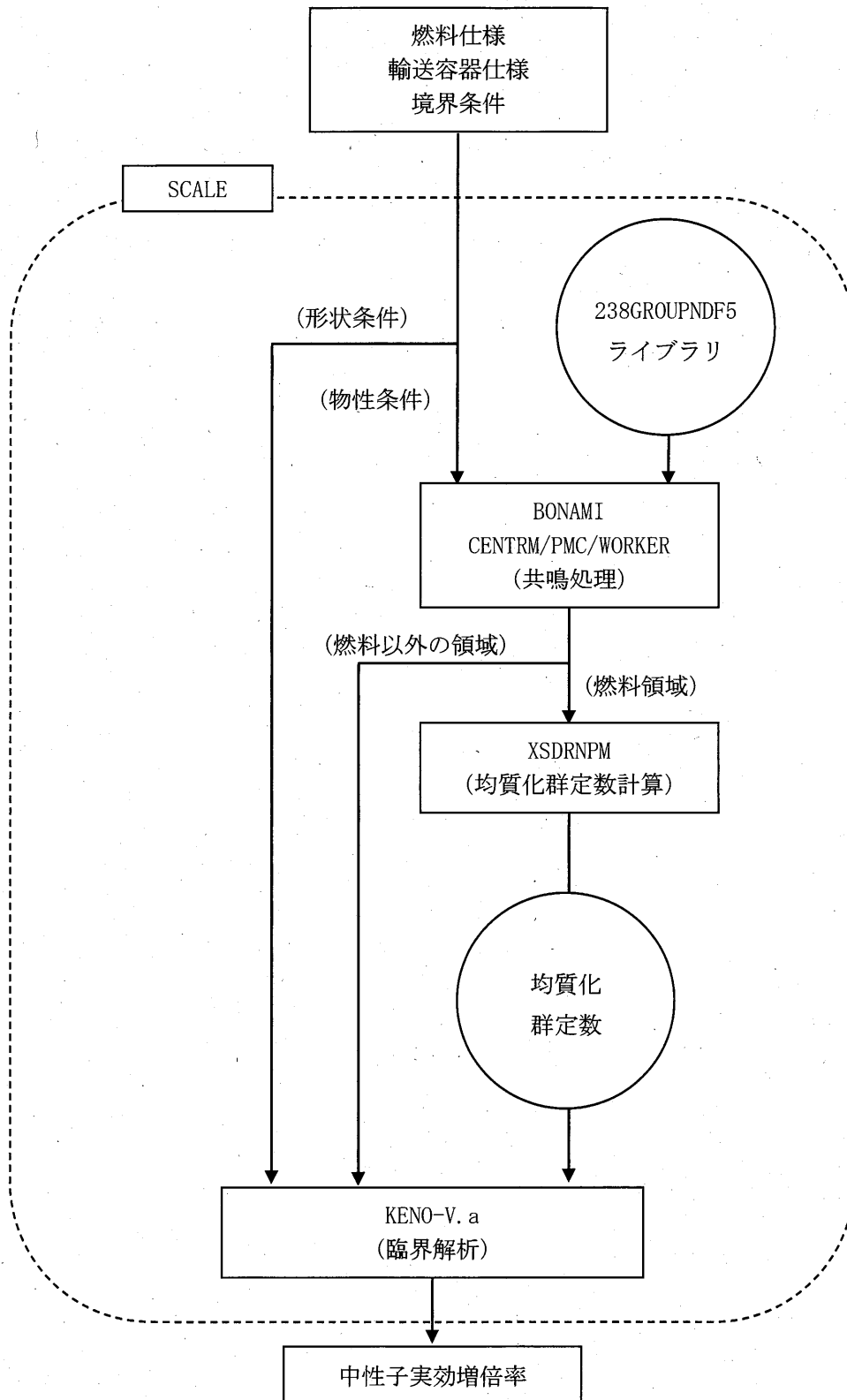
E. 4.4 計算結果

臨界解析の結果を(ロ)-第 E.4 表に示す。本計算は(ロ)章 E.1 に示す①～⑥の条件と比較して安全側の計算であり、keff は σ の 3 倍を加えても十分未臨界である。

なお、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下の燃料集合体の変形状態について本臨界解析では、燃料棒ピッチを縮小/拡大させているが、仮に、縮小/拡大させた場合においても、未臨界を維持できる。

(ロ)-第 E.4 表 臨界計算結果

項目	keff	σ	keff+3 σ
燃料棒ピッチ最小	0.41748	0.00032	0.41844
燃料棒ピッチ変化なし	0.41733	0.00031	0.41826
燃料棒ピッチ均一拡大	0.41718	0.00032	0.41814



(ロ)-第 E. 3 図 臨界計算の流れ

E.5 ベンチマーク試験

米国 PNL で行われた臨界実験²⁾を対象としたベンチマーク解析を実施した。

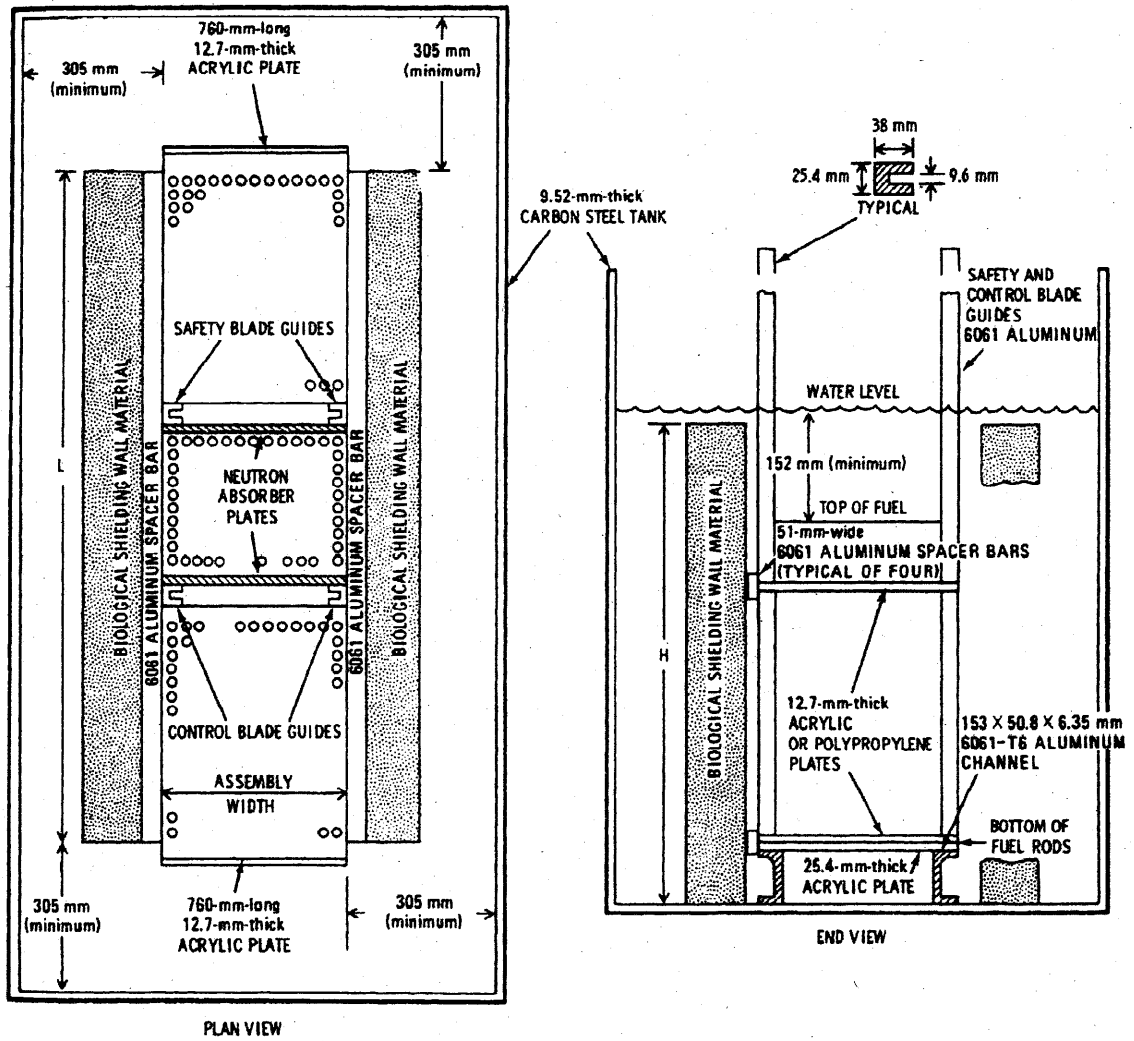
ベンチマーク解析対象とした PNL-3602 臨界実験の体系は、鉄の反射体に挟まれた 3 つのクラスタ(低濃縮ウラン燃料棒を正方格子に配列した体系)の間に中性子吸収材を設置したものであり、中性子吸収材の種類、板厚、水ギャップ幅、燃料濃縮度等、核燃料輸送物の臨界解析で重要と考えられる要因に関し、数種類の異なる体系で実施されている。実験体系の概要を(口)-第 E.4 図に示す。

この臨界実験体系は周囲を炭素鋼製の厚い胴に囲まれ、各燃料集合体の間にバスケットのほう素添加アルミニウム合金による中性子吸収材を有する本核燃料輸送物の臨界解析体系と類似している。

ベンチマーク解析は 238GROUPNDF5 ライブラリを用い SCALE コードシステムで行った。(口)-第 E.5 表にベンチマーク臨界計算の結果を示す。ベンチマーク解析の結果、本核燃料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。

(口)-第 E.5 表 ベンチマーク臨界計算結果

項目	解析結果等
解析ケース数	16
平均値	0.99514
標準偏差	0.00117
最小値	0.99320
最大値	0.99732



(口)-第 E. 4 図 PNL-3602 の臨界実験体系

E.6 結果の要約及びその評価

本輸送容器には、燃料集合体を収納するバスケットが用いられ、輸送中燃料集合体が分散・集合しないようになっている。バスケットには未臨界維持のために中性子吸収材であるほう素を含むほう素添加アルミニウム合金を用いている。

本核燃料輸送物の臨界解析は、①通常輸送時、②核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料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下に置いた核燃料輸送物を配列系の条件に置く場合のいずれの条件よりも厳しい条件で行い、結果は十分未臨界であった。したがって、上記①～⑥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、別紙 2 に基づいて高度の品質管理が行われ、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検査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装荷後、胴内水が排出され、さらに真空乾燥が行われる。また、(ロ)章 A.9.2 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15m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金属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 cm³ 程度である。

上記の15m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 g 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 15m浸漬の水圧による浸水率

項 目	部 位	密 封 境 界 (二次蓋)
P_u : 上 流 側 圧 力 (MPa)		0.251
P_d : 下 流 側 圧 力 (MPa)		0.0
T : 流 体 の 温 度 (K)		370.15 (97°C) ^{注1)}
a : 漏 え い 孔 長 (cm)		
D : 漏 え い 孔 径 (cm)		
L : 15m 浸漬の水圧による浸水率 (cm ³ /s) ^{注3)}		

注1) 二次蓋の金属ガスケット部の温度

注2) 二次蓋の金属ガスケットの接触幅を採用

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。

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

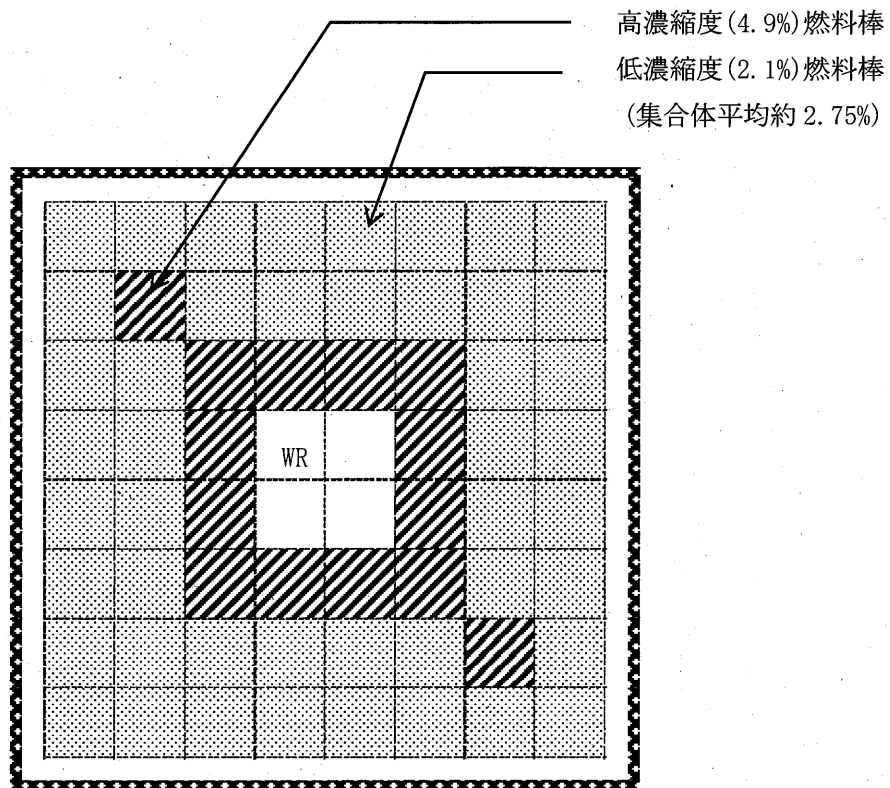
E.7.3 取扱い時の臨界解析

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

1. 収納物

本輸送容器に収納する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、炉心装荷状態において最も反応度の高い炉心冷温停止状態で中性子無限増倍率(k_{∞})が1.3以下となるよう設計されている。ここでは、胴内を水で満たした評価であるためガドリニウムの存在を考慮する。実際の収納物においては、全ての燃料集合体の k_{∞} が1.3となることはないが、本臨界解析においては全ての燃料集合体の k_{∞} が1.3となるような保守的な仮定で未臨界性を評価する。

本臨界解析で使用した燃料仕様を(ロ)-第E.付1図に示す。なお、本臨界解析においては k_{∞} が1.3となる仮想的な燃料集合体としているため、本解析で用いる燃料集合体の平均濃縮度((ロ)-第E.付1図に示す燃料集合体の平均濃縮度)は、実際の燃料集合体の平均濃縮度((イ)-第D.1表に示す初期濃縮度)と異なる。



(ロ)-第E.付1図 燃料集合体モデルの²³⁵U濃縮度

2. 解析モデル

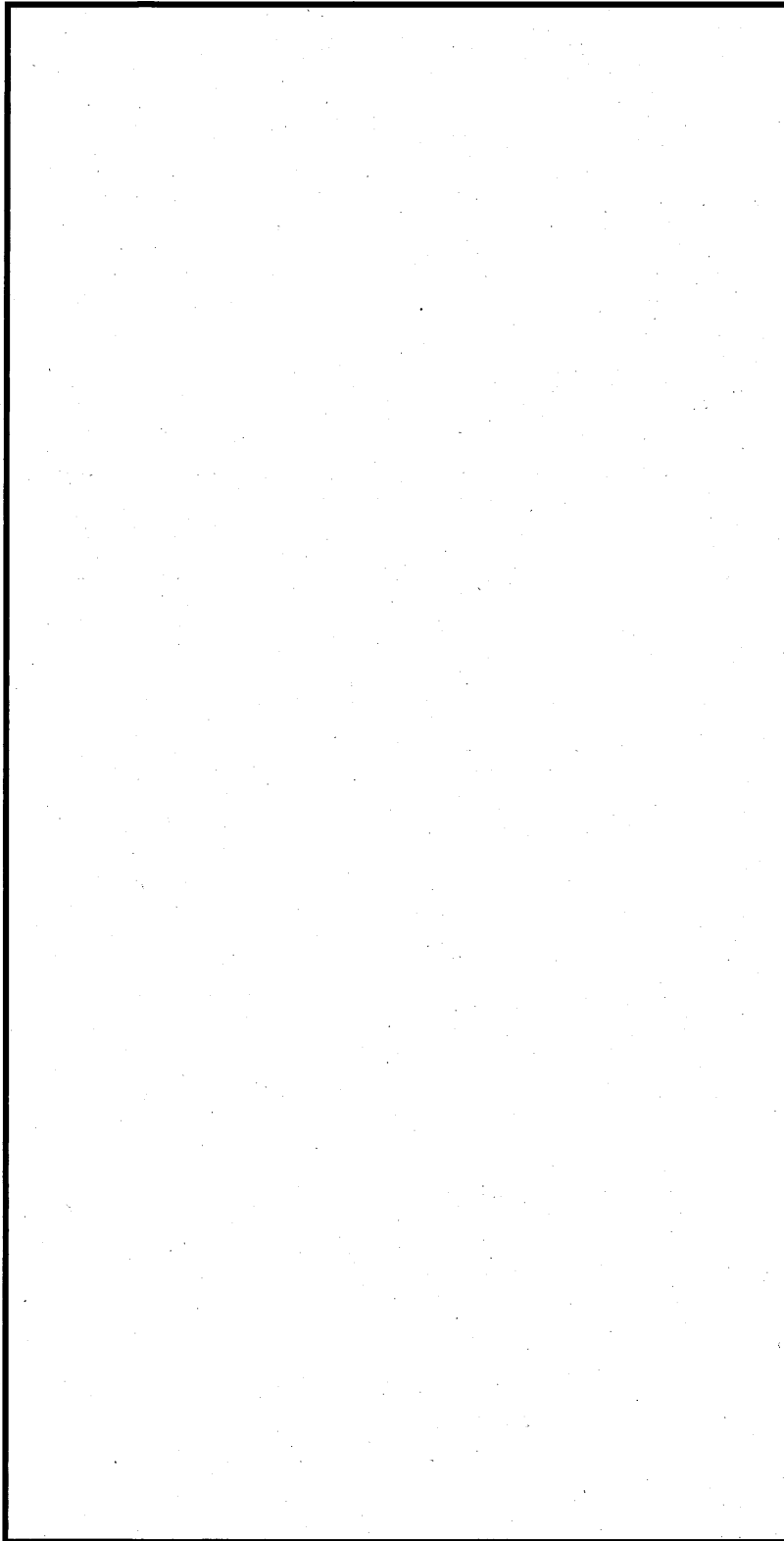
(ロ)-第E.付2図に臨界解析モデルを示す。解析モデルは安全側の評価となるよう以下の条件を考慮した。

- ・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を無視。
- ・緩衝体及び三次蓋を無視。
- ・バスケットの格子穴内幅の公差を安全側に考慮。なお、核燃料輸送物の取扱い時の条件なので、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下でのバスケットの微小変形は考慮しない。
- ・安全側に燃料集合体を輸送容器中央に寄せて配置。
- ・チャンネルボックスを考慮。
- ・胴内には水が存在するものとする。
- ・境界条件として完全反射を仮定することにより、無限個の配列を想定。
- ・胴内における燃料集合体として存在する部分は燃料有効長に相当する燃料領域のみとし、上・下部タイプレート部等を水に置換え。

- ・バスケットは燃料有効長に相当する部分のみとして、上、下の部分は水に置換え。

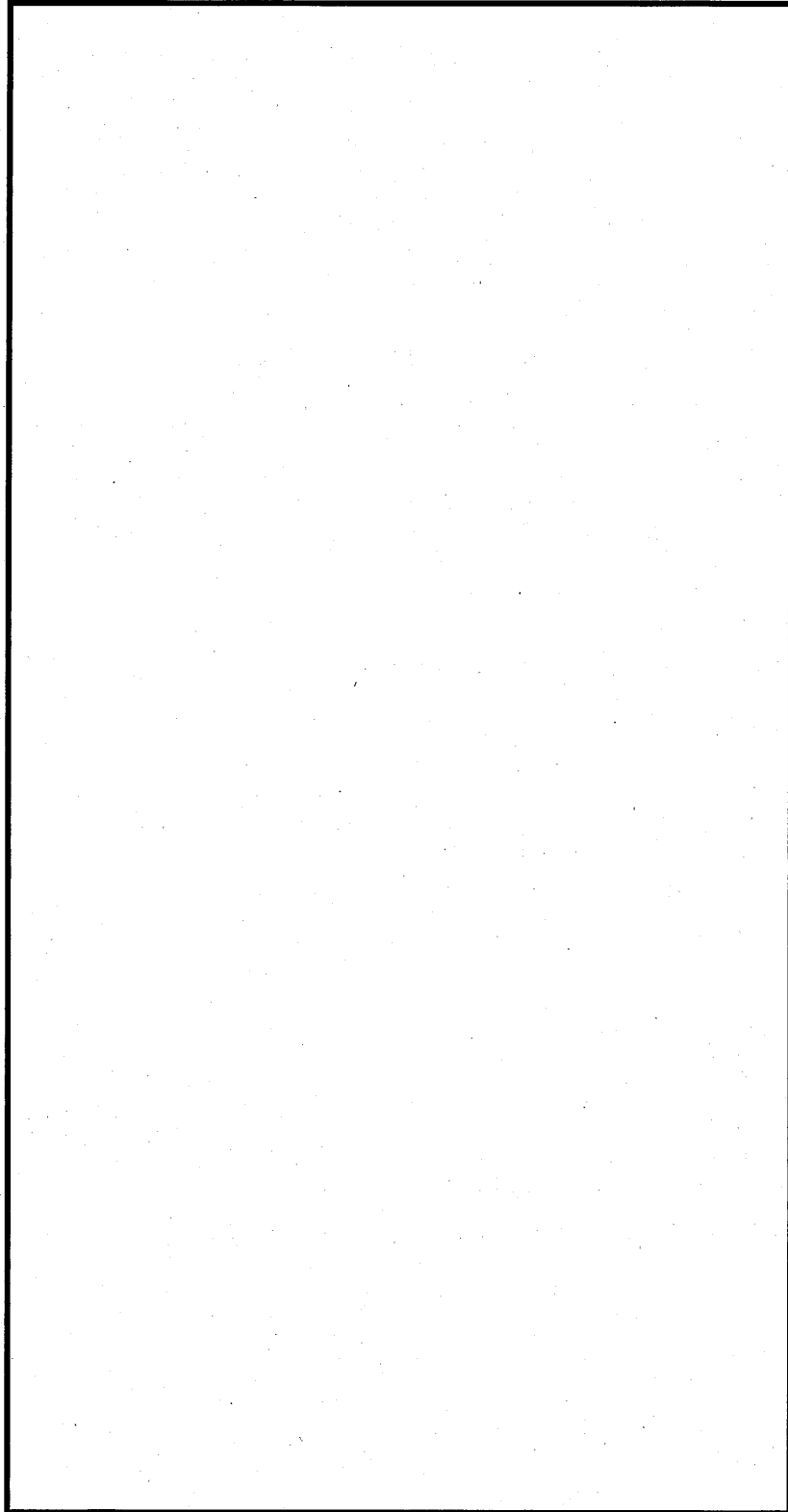
本臨界解析で用いた核燃料輸送物各領域の構成物質の原子個数密度を(口)-第 E. 付 3 表に、また均質化燃料領域の構成物質の体積比を(口)-第 E. 付 4 表に示す。

核燃料輸送物の k_{eff} を最も大きく評価するために、胴内の水の密度は 1.0g/cm^3 とし、燃料集合体の温度は常温 (20°C) とした。



(単位 : cm)

(口)-第 E. 付 2 図(a) 臨界計算モデル(縦断面図)



(単位 : cm)

(ロ)-第 E. 付 2 図 (b) 臨界計算モデル(燃料領域横断面図)

(ロ)-第E.付3表 核燃料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)
均質化 燃料領域	高濃縮度		²³⁵ U	
			²³⁸ U	
			Zr	
			H	
			O	
	低濃縮度		²³⁵ U	
			²³⁸ U	
			Zr	
			H	
			O	
ジルカロイ		Zr		
ほう素添加 アルミニウム合金		¹⁰ B 注)		
		¹¹ B 注)		
		Al		
水		H		
		O		
炭素鋼		Fe		
ステンレス鋼		Cr		
		Fe		
		Ni		

注) ¹⁰B濃縮ほう素を考慮した値である。

(ロ)-第E.付4表 均質化燃料領域各物質の体積比

物質	均質化燃料領域
UO ₂	
ジルカロイ 注)	
水	

注) ギャップ領域を含む。燃料被覆管だけの体積比は である。

3. 計算方法

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

4. 計算結果

(ロ)-第 E. 付 5 表に臨界計算の結果を示す。本計算は(ロ)章 E. 4. 4 に示した臨界計算結果より中性子実効増倍率が大きくなるが、十分未臨界である。

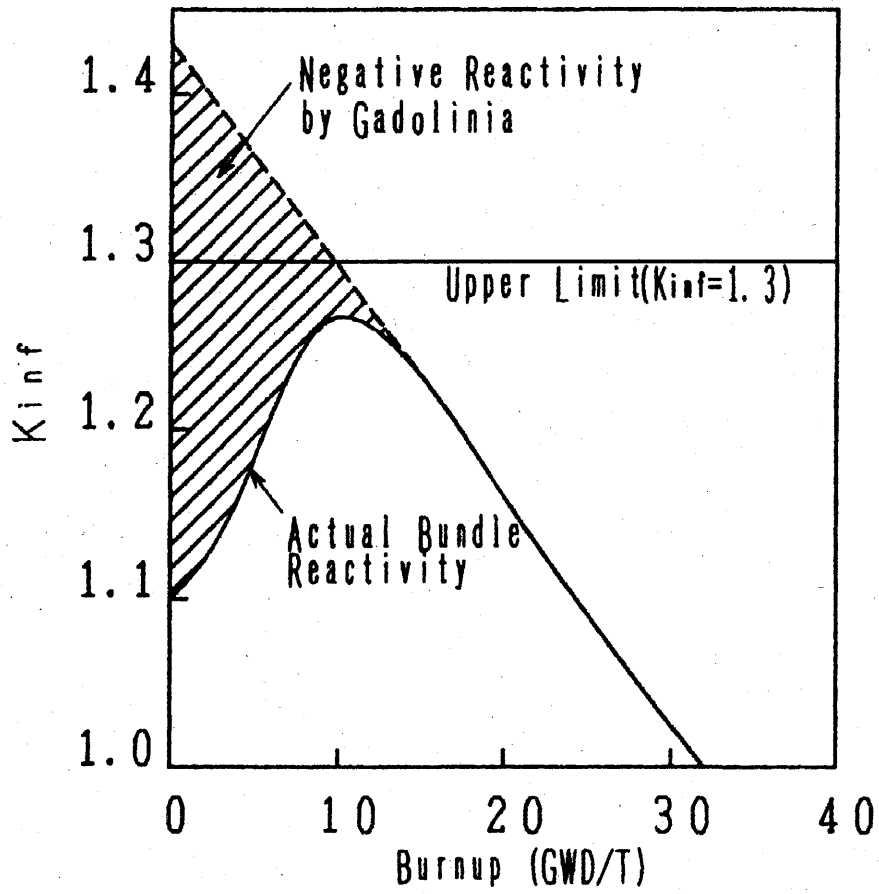
(ロ)-第 E. 付 5 表 取扱い時臨界計算結果

	keff	σ	keff+3 σ
69 体装荷時	0. 89320	0. 00070	0. 89530

5. 燃料集合体モデルの仕様

BWR 燃料集合体の反応度特性は、バーナブルポイズンとして燃料ペレットにガドリニア (Gd_2O_3) を含む燃料棒が組み込まれていることから、燃料集合体の燃焼を通じての最大反応度が、(ロ)-第 E. 付 3 図に示すように燃焼途中で現れる。本輸送容器の収納物となる燃料集合体では、無限増倍率として 1. 3 を設定すれば安全側となる。

無限増倍率が 1. 3 となる燃料集合体モデルは複数考えられるが、バスケットの中性子吸収効果が小さくなるように燃料棒を配置し、核燃料輸送物体系が安全側に評価されるようにする。均一濃縮度の燃料棒配置や内側に低濃縮度燃料棒、外側に高濃縮度燃料棒を配置する組合せより、内側に高濃縮度燃料棒、外側に低濃縮度燃料棒を配置する組合せの方が安全側であり、(ロ)-第 E. 付 1 図に示す燃料集合体モデルは、適切な保守性を有するように設定したものである。



(口)-第E.付3図 BWR燃料集合体の反応度特性⁵⁾

E.7.4 参考文献

- 1) SCALE(2009), “A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation”, ORNL/TM-2005/39, Version 6.0, Vols. I - III.
- 2) S. R. Bierman and E. D. Clayton (1981), “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35Wt% and 4.31Wt% ²³⁵U Enriched UO₂ Rods in Water with Steel Reflecting Walls (NUREG/CR-1784(PNL-3602))”, U. S. Nuclear Regulatory Commission.
- 3) (独)原子力安全基盤機構(2005年), 『平成16年度 中間貯蔵施設健全性評価手法等調査報告書 最終報告』。
- 4) American National Standards Institute, Inc. (2022), “American National Standard for Radioactive Materials - Leakage Tests on Packages for Shipment”, ANSI N14.5-2022.
- 5) K. Kawakami, M. Matsumoto, H. Asano, T. Takakura, T. Matsumoto, T. Mochida, M. Yamaguchi (1995), “The Use of Gadolinia Credit for Criticality Evaluation of a Spent-Fuel Cask”, The 11th International Conference on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM'95), December 3-8, 1995, Las Vegas, USA.

(ロ)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、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である使用済燃料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(使用予定年数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使用済燃料に対して考慮すべき経年変化の要因を以下に示す。

・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密度減損

・放射線照射による劣化

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

・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

・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

(ロ)章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条件で評価した。

- ・放射線照射による劣化は、非金属材料(レジン、木材)については、中性子とガンマ線の累積吸収線量あるいは累積照射量に対して影響を評価した。一方、金属材料については、主に原子のはじき出しにより照射脆化が生じるが、ガンマ線に起因するはじき出しが生じる確率は中性子と比較して2桁以上小さいため¹⁾、ガンマ線に起因する照射脆化への影響は中性子と比較して十分小さくなる。このため、金属材料の放射線照射による劣化の影響は累積中性子照射量に対して評価した。
- ・中性子遮蔽材及び緩衝体の累積吸収線量については、(ロ)章Dで算出したガンマ線束及び中性子線束の計算結果から容器本体(中性子遮蔽材)における最大線束を抽出し、吸収線量への変換係数及び評価期間を乗ずることで算出した。累積中性子照射量については、(ロ)章Dで算出した中性子束計算結果が

ら各部材あるいはその付近における最大線束を抽出し、評価期間を乗ずること
で算出した。

- ・ 輸送容器の疲労については、吊上げによる荷重を繰り返し受ける構成部材として
トラニオンを、運搬中の内外圧差による荷重、蓋ボルトの締付けによる荷重、
熱膨張差による荷重を繰り返し受ける構成部材として三次蓋及び三次蓋ボルトを
対象に評価した。
- ・ 輸送時のみに使用される三次蓋及び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、ふっ素ゴム製の三次蓋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(60年)中継続して使用される核燃料
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継続して使用される核
燃料輸送物の構成部材と同様に評価した。

ここで、使用予定期間中継続して使用される核燃料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。

(ロ)-第F.1表 使用予定期間中継続して使用される核燃料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
緩衝体	-	108
緩衝体木材	-	108
外筒、上部端板、下部端板	114	109
伝熱フィン	128	119
中性子遮蔽材(蓋部、側部、底部)	127	115
底板、底部サポート	135	131
胴	137	129
一次蓋	93	103
二次蓋	88	101
三次蓋	-	97
一次蓋ボルト	93	103
二次蓋ボルト	88	101
三次蓋ボルト	-	97
金属ガスケット	91	100
蓋部中性子遮蔽材カバー	84	100
底部中性子遮蔽材カバー	112	110
トラニオン	137	129
バスケット	232	226
燃料被覆管 ^{注)}	248	248

注) 温度の高いジルコニウムライナありの値を代表して示す。

2. 経年変化の考慮の必要性の評価結果

輸送容器の構成部材のうち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である容器本体及びバスケットの経年変化の考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.2 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の考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.3 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(ロ)章 A.4.4.2 において取扱い時に荷重が負荷される上部トラニオンの、(ロ)章 A.5.1.4 において内圧変化等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。

また、収納物の経年変化の考慮の必要性を評価した結果を(ロ)-第 F.4 表に示す。

(ロ)-第 F.2 表から(ロ)-第 F.4 表に示す評価結果に基づき、(ロ)章の安全解析では、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.2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(1/8)

材料	経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
	熱	<p>炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下において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。</p> <p>上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリープによる変形であり、クリープによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、容器本体の最高温度(140°C未満)はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(炭素鋼の融点³⁾の三分の一である。また、設計用強度・物性値が規定^{4),5)}されている温度範囲において構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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
胴、底板、底部サポート、一次蓋、二次蓋、外筒、蓋部中性子遮蔽材カバー(炭素鋼)	放射線照射	<p>炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が10^{16} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる⁶⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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10^{15} n/cm² 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
容器本体	化学	<p>炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本核燃料輸送物では、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⁷⁾。したがって、残留水分(10wt%)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⁸⁾。</p> <p>一次蓋と二次蓋の間の空間部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可能性があ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、塗装等の防せい処理により腐食を防止する。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

(ロ)-第F.2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(2/8)

材料	経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
容器本体 底部中性子遮蔽材カバーステンレス鋼(ステンレス鋼) トラニオン(析出硬化系ステンレス鋼)	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下において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。</p> <p>上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリープによる変形であり、クリープによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、容器本体の最高温度(140°C未満)はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ステンレス鋼の融点⁹⁾の三分の一である280°C以下)である。また、設計用強度・物性値が規定^{4),5)}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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線照射	<p>ステンレス鋼は、放射線に伴う放射線脆化¹⁰⁾として、中性子照射量が$10^{17}n/cm^2$オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる¹⁰⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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$10^{15}n/cm^2$未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>実機より厳しい使用環境(0.2%耐力相当の応力を負荷した条件における海浜環境)での長期曝露試験において、応力腐食割れに対する高い耐食性が確認されている¹¹⁾。また、ステンレス鋼は表面に不動態皮膜が形成された状態が維持されるため、腐食は発生しにくい。</p> <p>中性子遮蔽材(レジジン)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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	疲労	<p>トラニオンは使用予定期間中において、輸送容器の吊上げ/吊下げによる繰返し荷重が作用する。</p> <p>このため、使用予定回数を踏まえた上でトラニオンの疲労を評価し、疲労破壊が生じる恐れがないことを確認する((ロ)章A.4.4.2)。</p>

(ロ) 第F.2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(3/8)

材料		経年変化の考慮の必要性の評価
容器本体 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)	経年変化要因	ニッケルクロムモリブデン鋼は、熱による経年変化として、高温環境下において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。 上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリープによる変形であり、クリープにより変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている ²⁾ 。本核燃料輸送物では、容器本体の最高温度(140℃未満)はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ニッケルモリブデン鋼の融点 ³⁾ の三分の一である(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{4),5)} 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。 以上ことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要がある。
	放射線照射	ニッケルクロムモリブデン鋼は、放射線に伴う照射脆化が考えられる ⁶⁾ 。 本核燃料輸送物では、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 10^{15} n/cm^2 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。 以上ことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
	化学	ニッケルクロムモリブデン鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本核燃料輸送物では、メッキによる防せい処理により腐食を防止する。 以上ことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

(ロ)-第 F.2 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(4/8)

材料	経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
容器本体	熱	<p>銅は、熱による経年変化として、高温環境下での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。</p> <p>ただし、本核燃料輸送物は構造強度部材に銅を使用していないため、強度低下の影響はない。また、クリープによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用銅では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、輸送時の最高温度(140°C未満)はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(銅の融点¹²⁾の三分の一である(170°C以下)である。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線照射	<p>銅は、放射線に伴う照射脆化が考えられる¹³⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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10^{15} n/cm^2未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である¹⁴⁾ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、伝熱フィンには中性子遮蔽材(レジジン)に接しており、中性子遮蔽材は熱的劣化により水分が生じる可能性があるが、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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

(ロ) 第 F.2 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 (5/8)

材料		経年変化の考慮の必要性の評価
容器本体	中性子遮蔽材 (レジン)	レジンは、熱による経年変化として、高温環境下ではレジンからの発生ガスの放出に伴う圧力上昇と密度減損が考えられる。 このため、圧力上昇については、中性子遮蔽材充填空間の圧力にレジンから放出される発生ガスを考慮した上で構造解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 A)。 また、密度減損については、使用予定期間中のレジンの温度低下を考慮した密度減損があるとして遮蔽解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 D)。
		レジンは、放射線による経年変化として、レジンからの発生ガスの放出に伴う密度減損が考えられる。 本輸送容器のレジンは、加熱・照射試験(吸収線量 $8.5 \times 10^4 \text{Gy}$ 相当)において、密度減損に及ばず放射線照射の影響が小さい ¹⁵⁾ ことが示されており、最も吸収線量が高くなる箇所においても、使用予定期間中の累積吸収線量が $2.0 \times 10^3 \text{Gy}$ 未満であることから、照射による密度減損を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。 熱的影響に併せて記載。
	放射線照射	
	化学	

(ロ)-第F.2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(6/8)

材料		経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
容器本体	金属ガスケット (アルミニウム/ニッケル基合金)	熱	<p>金属ガスケットは、熱による経年変化として、高温環境下ではニッケル基合金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¹⁶⁾。このため、上記影響を考慮することとし、高温環境下での長期間使用後の密封性能の低下を考慮した漏えい率¹⁷⁾を用いて、15m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(ロ)章E)。</p> <p>金属ガスケットは、熱による経年変化として、ニッケル基合金製のニッケル基合金及びアルミニウム製の被覆材の応力緩和に伴う、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、使用予定期間中の金属ガスケット最高温度に基づき密封性能の低下を考慮しても保証できる漏えい率^{16),17)}を用いて、15m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。</p> <p>アルミニウム/ニッケル基合金は、放射線による経年変化として、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 オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる^{18),19)}。</p> <p>本核燃料輸送物では、最も中性子遮蔽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 10^{15}n/cm^2 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
		放射線照射	<p>金属ガスケットは、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本核燃料輸送物では、一次蓋と二次蓋の間の空間部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。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おり²⁰⁾、閉じ込め機能への影響はない。また、実用上の金属キヤスクにおいて、長期保管後に海水と接触しても漏えい率は判定基準値以下であることが報告されており²¹⁾、海水と接触するような厳しい腐食環境に置かれてもだに閉じ込め機能に影響はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
		化学	

(ロ) 第 F. 2 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 (7/8)

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	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下において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。</p> <p>上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリープによる変形であり、クリープによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、バスケットの最高温度 (250°C未満) はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲 (ステンレス鋼の融点⁹⁾ の三分の一である 280°C以下) である。また、設計用強度・物性値が規定^{4), 5)} 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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要がある。</p>
バスケット プレート (ステンレス鋼)	放射線照射	<p>ステンレス鋼は、放射線に伴う照射脆化が考えられる¹⁰⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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 10^{16} n/cm² 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本核燃料輸送物では、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。なお、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、残留水分 (10wt%) 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⁸⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

(ロ) 第 F.2 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 (8/8)

材料		経年変化の考慮の必要性の評価
	経年変化要因	
	熱	<p>ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金は、熱による経年変化として、組織変化による強度低下(過時効の効果含む)及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>ただし、本核燃料輸送物は構造強度部材にほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金を使用していないため、強度低下の影響はない。また、ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金の部材には自重による応力が作用するが、クリープによる変形量は無視し得る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
中性子吸収及び伝熱プレート、伝熱プレート等(ほう素添加アルミニウム合金、アルミニウム合金)	放射線照射	<p>ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金は、放射線による経年変化として、中性子照射量が $10^{19}n/cm^2$ オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる^{18), 22), 23)}。</p> <p>本核燃料輸送物では、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 $10^{16}n/cm^2$ 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。また、ほう素添加アルミニウム合金については、中性子吸収材注のほう素の使用予定期間中の減損割合は 10^{-6} 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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
バスケット	化学	<p>ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本核燃料輸送物では、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おり、残留水分(10wt%)を考慮しても腐食の影響はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

(ロ)第F.3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(1/4)

材料	経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下においては組織変化による強度低下及びクリップによる変形が考えられる。</p> <p>上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリップによる変形であり、クリップによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、三次蓋の最高温度(100°C未満)はクリップによる変形を考慮する必要のない範囲(ステンレス鋼の融点⁹⁾の三分の一である280°C以下)である。また、設計用強度・物性値が規定^{4),5)}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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要がある。</p>
三次蓋 蓋板 (ステンレス鋼)	放射線照射	<p>ステンレス鋼は、放射線に伴う照射脆化が考えられる¹⁰⁾。</p> <p>機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる¹⁰⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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$10^{15}n/cm^2$未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>実機より厳しい使用環境(0.2%耐力相当の応力を負荷した条件における海浜環境)での長期曝露試験において、応力腐食割れに対する高い耐食性が確認されている¹¹⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	疲労	<p>三次蓋については、使用予定期間中において運搬中の内外圧差による荷重を繰り返し受けるため、経年変化についての考慮が必要となる。</p> <p>このため、使用予定回数を超えた上で蓋板の疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認する((ロ)章A.5.1.4)。</p>

(ロ)-第F.3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(2/4)

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 三次蓋ボルト (ニッケルクロムモリブデン鋼)	熱	ニッケルクロムモリブデン鋼は、熱による経年変化として、高温環境下においては組織変化による強度低下及びクリーブによる変形が考えられる。 上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリーブによる変形であり、クリーブによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている ²⁾ 。本核燃料輸送物では、三次蓋の最高温度(100°C未満)はクリーブによる変形を考慮する必要のない範囲(ニッケルモリブデン鋼の融点 ³⁾ の三分の一である ⁴⁾ である。また、設計用強度・物性値が規定 ^{4),5)} 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。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。
	放射線照射	ニッケルクロムモリブデン鋼は、放射線に伴う照射脆化が考えられる ⁶⁾ 。 本核燃料輸送物では、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 10^{15} n/cm^2 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
	化学	ニッケルクロムモリブデン鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本核燃料輸送物では、メッキによる防せい処理により腐食を防止する。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

(ロ) 第 F.3 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(3/4)

材料	経年変化要因	経年変化の考慮の必要性の評価
緩衝体 緩衝材 (木材)	熱	<p>木材は、熱による経年変化として、高温環境下での強度低下が考えられる。本核燃料輸送物では、緩衝材の最高温度は、通常輸送条件よりも保守的な一般の試験条件下(環境温度 38℃、太陽熱放射あり)であつても 108℃である。</p> <p>木材温度が 200℃に達すると木材の熱分解が進む²⁴⁾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基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℃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、性能劣化はなかつたことから、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²⁵⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。なお、輸送に際しては、都度、輸送容器の使用履歴を蓄積し、輸送前に、輸送容器の使用履歴、収納物の発熱量及び輸送時に想定される環境温度を踏まえ、木材温度が、おおむね実績のある温度の範囲内であることを確認した後輸送を行う。</p>
	放射線照射	<p>木材は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダー、ガンマ線吸収線量が 10^5 Gy オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる^{25), 26)}。</p> <p>本核燃料輸送物では、最も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 10^{15} n/cm² 未満、累積吸収線量は 2.0×10^3 Gy 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>木材は、化学的要因による経年変化として、腐朽に伴う材料の強度低下や脆化等の影響が考えられる。</p> <p>本核燃料輸送物では、木材の充填空間はステンレス鋼製のカバ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> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</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」

(ロ)-第 F.3 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(4/4)

経年変化の考慮の必要性の評価		
材料	経年変化要因	
緩衝体 緩衝体ボルト (ステンレス鋼)	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下において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。</p> <p>上記の中で最も厳しい温度条件となるのはクリープによる変形であり、クリープにより変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の三分の一付近、実用鋼では種々の因子により強化されていることからそれ以上と言われている²⁾。本核燃料輸送物では、緩衝体の最高温度(110°C未満)はクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ステンレス鋼の融点⁹⁾の三分の一である 280°C以下)である。また、設計用強度・物性値が規定^{4),5)}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。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線照射	<p>ステンレス鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{17}n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化が考えられる¹⁰⁾。</p> <p>本核燃料輸送物では、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 10^{15}n/cm² 未満であり、照射脆化が生じるおそれのある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>実機より厳しい使用環境(0.2%耐力相当の応力を負荷した条件における海浜環境)での長期曝露試験において、応力腐食割れに対する高い耐食性が確認されている¹¹⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

(ロ)-第 F.4 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

		経年変化の考慮の必要性の評価	
使用済燃料	材料	燃料被覆管 (ジルカロイ)	<p>ジルカロイは、熱による経年変化として、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²⁷⁾。</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²⁷⁾ことが示されており、後述する燃料被覆管の照射硬化の回復及び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 BWR 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 270°C 近傍²⁷⁾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 BWR 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、燃料被覆管の周方向機械的特性が低下しない燃料被覆管(ジルコニウムライナ無しの場合)の温度が 200°C 以下、燃料被覆管(ジルコニウム有りの場合)の温度が 300°C 以下、周方向応力が 70MPa 以下²⁷⁾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、燃料被覆管の照射硬化の回復及び水素化物再配向を防止することにより、クリープひずみ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、8×8 型及び RJ 型(ジルコニウムライナ無しの場合)については 194°C 及び 44MPa、BJ 型及び STEP II 型(ジルコニウムライナ有りの場合)については 248°C 及び 55MPa であり、照射硬化の回復及び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>
	放射線照射	<p>使用予定期間中の累積中性子が $10^{16}n/cm^2$ 未満であり、炉内の中性子照射量 ($10^{21} \sim 10^{22}n/cm^2$ 程度) に対して十分低いことから、放射性照射による影響は無視し得る²⁷⁾。</p>	
	化学	<p>ジルカロイは、化学的要因による経年変化として、応力腐食割れの発生が考えられる。</p> <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生成ガス放出はなく、また、原子炉運転中に燃料ペレットから放出されたよう素は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²⁷⁾。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 150MPa 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²⁷⁾。</p> <p>また、残留水分が 10wt% 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²⁷⁾ため、燃料被覆管の健全性に影響はない。</p>	

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. 中性子遮蔽材

(1) 構造解析における中性子遮蔽材部の圧力上昇

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。側部及び底部中性子遮蔽材部には、火災時の圧力開放のために、その交換等の容器保守で一時的に開放されるが、通常は外気から隔離されている密閉系である。また、蓋部中性子遮蔽材部は、外気から隔離されている密閉系である。

本レジン材料について、貯蔵期間を考慮した経年変化評価試験が実施されており¹⁵⁾、長期貯蔵後の密閉系における中性子遮蔽材部の気相部分の成分は主にレジンからの発生ガス、二酸化炭素及び窒素であると考えられる。

このレジンからの発生ガスは金属の腐食に起因するような有害なガスではなく¹⁵⁾、比較的 low molecular weight の炭化水素が主たる成分である。

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。よって、レジンからの発生ガスを除く空間部分の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ものとする。

したがって、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間体積の減少及びレジンからの発生ガス圧力を考慮した。

中性子遮蔽材部の圧力 P(MPa) は、以下のとおり求められる。

$$P = P_w + P_g$$

ここで、

P_w : 温度 t のレジンからの発生ガス圧力 (MPa)

P_g : 温度 t の空気の分圧 (MPa)

$$P_g = P_0 \times \frac{(t + 273.15)}{(20 + 273.15)} \times \frac{n}{1 - (1 - n) \cdot \beta}$$

P_0 : 大気圧 = 0.101325 (MPa)

t : 一般及び特別の試験条件下におけるレジン温度 (°C)

n : 中性子遮蔽材部の空間割合 (-)

β : 部材間の線膨張係数の差を考慮した体積膨張率 (-)

$$\beta = (1 + \alpha \times (t - 20))^3$$

α : レジンと周囲の部材(炭素鋼)の線膨張係数の差(K⁻¹)

一般の試験条件下及び特別の試験条件下における中性子遮蔽材部の圧力の計算条件及び計算結果を(ロ)-第 F.5 表及び(ロ)-第 F.6 表に示す。構造解析においては、求められた数値に余裕を見た圧力を設計圧力としている。なお、特別の試験条件において、側部及び底部中性子遮蔽材部の圧力は、

(ロ)-第 F.5 表 一般の試験条件下における中性子遮蔽材部圧力の計算条件及び計算結果

部位	中性子遮蔽材部の空間割合 : n(-)	レジン温度 注1), 注2) : t(°C)	レジンと炭素鋼の線膨張係数の差 : α (K ⁻¹)	温度 t の空気の分圧 : P _G (MPa)	温度 t のレジンからの発生ガス圧力 : P _W (MPa)	中性子遮蔽材部圧力 : P (MPa)
蓋部						
側部						
底部						

注1) 原子炉建屋から乾式貯蔵施設への移送時の温度を安全側に設定

注2) レジンの平均温度を安全側に設定

(ロ)-第 F.6 表 特別の試験条件下における中性子遮蔽材部圧力の計算条件及び計算結果

部位	中性子遮蔽材部の空間割合 : n(-)	レジン温度 注1), 注2) : t(°C)	レジンと炭素鋼の線膨張係数の差 : α (K ⁻¹)	温度 t の空気の分圧 : P _G (MPa)	温度 t のレジンからの発生ガス圧力 : P _W (MPa)	中性子遮蔽材部圧力 : P (MPa)
蓋部						
側部						
底部						

注1) 原子炉建屋から乾式貯蔵施設への移送時の温度を安全側に設定

注2) レジンの平均温度を安全側に設定

(2) 遮蔽解析における密度減損

長期貯蔵に伴うレジンの密度減損率の評価を行い、経年変化を考慮した原子個数密度を遮蔽解析に用いている。

密度減損率は、劣化パラメータにより次式で表される。

$$\Delta w = 6.18 \times 10^{-4} \times E_p - 5.99^{15)}$$

ここで、

Δw : レジンの密度減損率(%)

E_p : 劣化パラメータ = $T \times (17 + \ln(t))$ (-)

T : レジン温度(K)

t : レジン加熱時間(h)

長期貯蔵期間中は、使用済燃料の発熱量の低下に伴い、レジンの温度も低下する。使用予定期間経過時までのレジンの密度減損率算定に当たって、貯蔵初期の最高温度を用い温度一定として密度減損率を算定する方法もあるが、より合理的な算定方法として、レジンの温度低下を考慮する。温度低下を考慮する際には、劣化パラメータを用いた密度減損率の算定式を、時間区分して適用する。また、レジン温度は部位(蓋部、底部、側部)により異なり、さらに、各部位のレジン内においても温度分布を有しているが、レジン全体が容器本体中のレジンの最高温度であるとして保守的に算定する。使用予定期間中のレジン最高温度を(ロ)-第F.7表に示す。これより、底部レジンが最高温度であることから密度減損率の評価は底部レジンについて行う。

温度の低下を考慮すると、使用予定期間(60年)の劣化パラメータは、となり、密度減損率は%と算定される。ここで、安全側に95%の信頼度を考慮した場合%となる。遮蔽解析ではこれを丸めて%の密度減損があるとして評価する。

(ロ)-第F.7表 使用予定期間中のレジン最高温度

使用予定期間(年)	蓋部(°C)	側部(°C)	底部(°C)
0			
2			
5			
10			
20			
40			
60			

2. 金属ガスケット

(1) 構造解析における金属ガスケットの基準値

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。

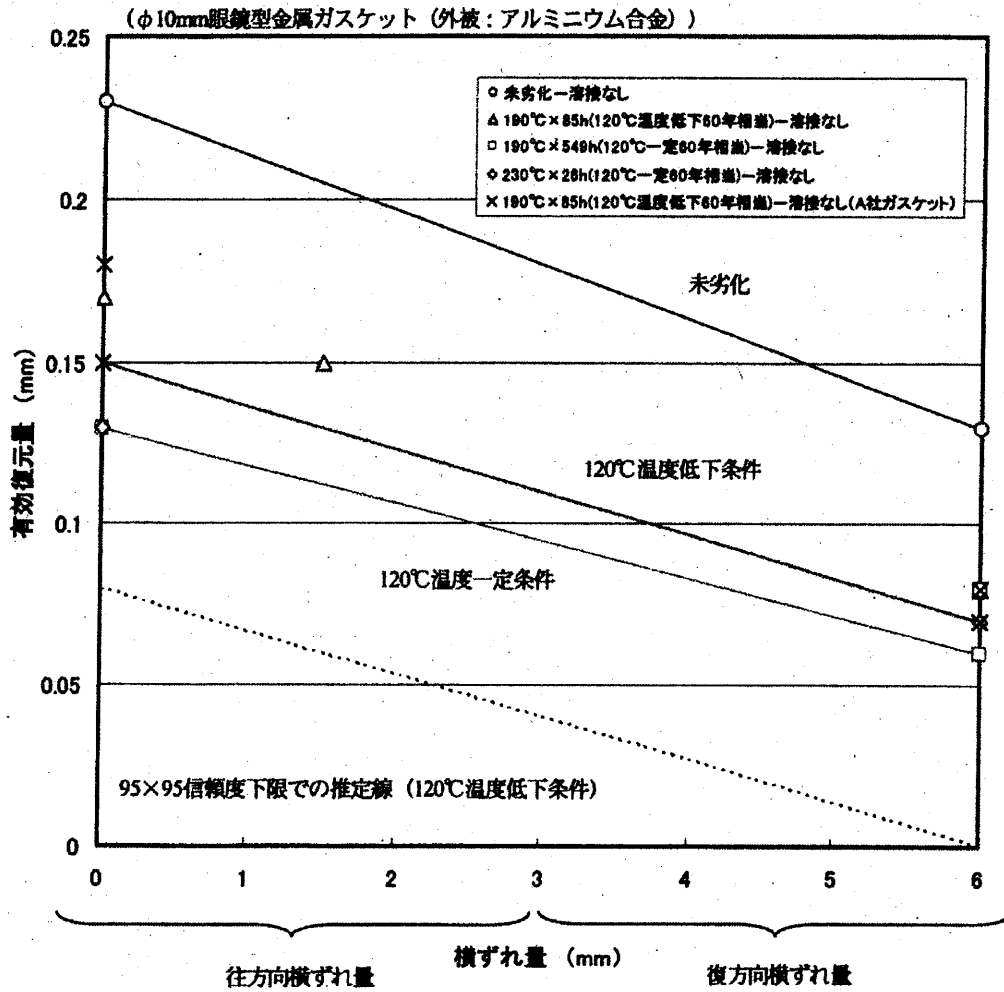
金属ガスケットについては、長期貯蔵後の輸送時密封性能に関する要素試験として、静的口開き試験、静的横ずれ試験、動的口開き試験、動的横ずれ試験が実施されている。当試験では静的口開きと横ずれが同時に発生した場合に、(ロ)-第F.1図に示す輸送時の基準漏えい率を確保するための横ずれ量と有効復元量(許容口開き量)の相関関係が得られている⁸⁾。また、落下試験を想定した動的横ずれと漏えい率の関係についてまとめられ、(ロ)-第F.2図に示す統計誤差を考慮した安全側の評価線が提案されている¹⁷⁾。

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10mmと等しい。また、使用予定期間(60年)のラーソン・ミラー・パラメータ(LMP)は \square であり、上述の試験に用いられた試験体のLMP=7,375を下回っているので、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倍であるので、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($5 \times 10^{-3} \text{ref cm}^3/\text{s}$)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6mm、動的横ずれと漏えい率の関係より動的横ずれに対して3mmと設定した。

(2) 臨界解析における二次蓋金属ガスケットの密封性能

構造解析において、(ロ)章F.3の2.(1)で定めた基準を満たすことを確認し、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 $5 \times 10^{-3} \text{ref cm}^3/\text{s}$ として浸水量を評価した。

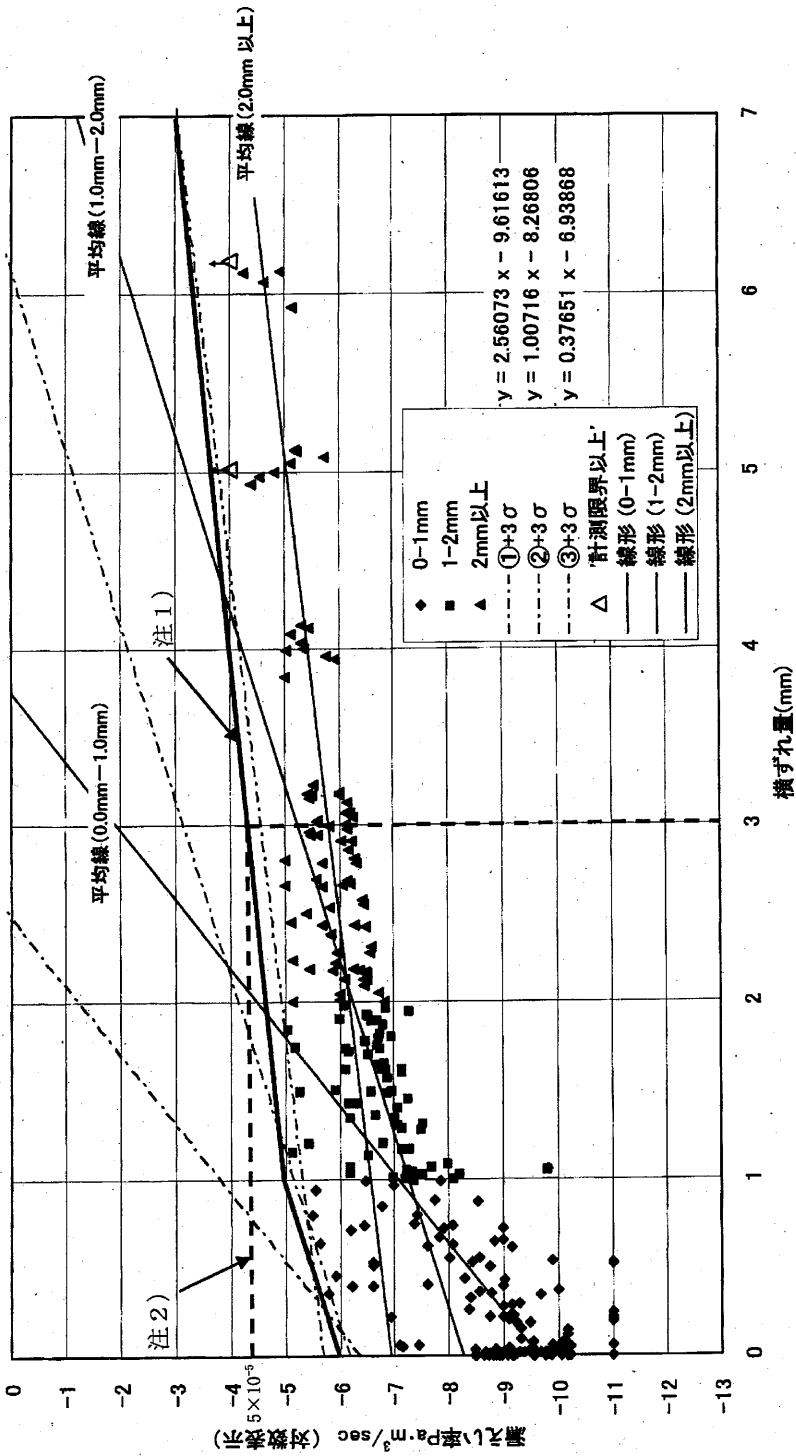


注1: 図中のラインは、横ずれ後の口開き試験を行ったデータにつき、劣化条件ごとでの下限線を示す。

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⁸⁾
 (基準漏えい率に対する有効復元量)

劣化条件: LMP < 7375



[注記] 金属ガスケットの外被に過大な凹み変形を生じないよう、金属キヤスク蓋部の寸法は設定すること。具体的には、φ10mm 眼鏡型金属ガスケット (アルミ外被) に対して金属ガスケットと設置用溝側面の隙間が2mm (ガスケット取付け荷圧縮前) の場合は、単一方向の横ずれ量の最大値が4mm 以下。単一方向の横ずれ量がこれを超える場合、急な漏えい率の増加について検討する必要がある。

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3mm のときの漏えい率読み取り補助線等を追記

(ロ)-第F.2図 金属ガスケット動的横ずれの整理 17)

F.4 附属書類

F.4.1 参考文献

- 1) D. E. Alexander, L. E. Rehn(1995), “Analysis of Gamma Ray Displacement Damage in Light Water Reactor Pressure Vessels”, ANL/MSD/CP86640, Argonne National Laboratory.
- 2) 田中良平(1978年), 『耐熱鋼のクリープ特性の評価について』, 圧力技術, 第16巻, 第2号, p. 87-95.
- 3) (社)日本金属学会(2000年), 『金属便覧(改訂6版)』, 丸善。
- 4) (社)日本機械学会(2008年), 『使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(2007年版)(JSME S FA1-2007)』。
- 5) (一社)日本機械学会(2013年), 『発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)(JSME S NJ1-2012)』。
- 6) K. Farrell, S. T. Mahmood, R. E. Stoller, L. K. Mansur(1994), “An evaluation of low temperature radiation embrittlement mechanisms in ferritic alloys”, Journal of Nuclear Materials, Vol.210.
- 7) (社)日本アルミニウム協会(2007年), 『アルミニウムハンドブック第7版』。
- 8) (独)原子力安全基盤機構(2004年), 『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』。
- 9) ステンレス協会編(1995年), 『ステンレス鋼便覧(第3版)』, 日刊工業新聞社。
- 10) 土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一(1997年), 『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-, (T96301)』, (財)電力中央研究所。
- 11) R. R. Gaugh(1987), “Stress corrosion cracking of precipitation-hardening stainless steels”, Materials Performance, Vol.26, No.2.
- 12) (社)日本機械学会(1986年), 『伝熱工学資料(改訂第4版)』, 丸善。
- 13) S. J. Zinkle, G. L. Kulcinski(1986), “Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys”, The Use of Small-Scale Specimens for Testing Irradiated Material, ASTM STP888.
- 14) (社)腐食防食協会(1993年), 『材料環境学入門』, 丸善。
- 15)

- 16) (一財)電力中央研究所(2010年), 『平成21年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等報告書』。
- 17) (独)原子力安全基盤機構(2005年), 『平成16年度 中間貯蔵施設健全性評価手法等調査報告書 最終報告』。
- 18) H. Yoshida, T. Kozuka, T. Sagane(1981), “Reactor irradiation effects on Al 1100”, Proc. Jpn. Congr. Mater. Res., Vol. 24.
- 19) T. T. Claudson(1975), “Cladding and Structural Materials Semi-Annual Progress Report”, HEDL-TME 75-77.
- 20) 小崎明朗(1998年), 『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」。
- 21) 東京電力(株)(2013年), 『福島第一原子力発電所乾式貯蔵キャスク全基の点検終了報告』。
- 22) Jeffrey A. Dunlap, Michael J. Borden, Walter F. Sommer and James F. Stubbins(1996), “Effect of Irradiation in a Spallation Neutron Environment on Tensile Properties and Microstructure of Aluminum Alloys 5052 and 6061”, ASTM Special Technical Publication.
- 23) K. Farrell, A. E. Richt(1979), “Microstructure and Tensile Properties of Heavily Irradiated 1100-O Aluminum”, Effects of Radiation on Structural Materials, ASTM STP683.
- 24) 岡野健, 祖父江信夫(2006年), 『木材科学ハンドブック』, 朝倉書店。
- 25) T. Aoki, M. Norimoto, T. Yamada(1977), “Some Physical Properties of Wood and Cellulose Irradiated with Gamma Rays”, Wood research, vol. 62, pp. 19-28.
- 26) O. Teszler, et al. (1958), “The Effect of Nuclear Radiation on Fibrous Materials Part III: Relative Order of Stability of Cellulosic Fibers”, Textile Research Journal, vol. 28, pp. 456-462.
- 27) 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(2009年), 『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』。

(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

G. 外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項																																
(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	(L型輸送物として運搬できる核燃料物質等) 第3条	該当しない。																																	
	(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	該当しない。																																	
第2号		本核燃料輸送物の主な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。	(イ)-A、 (イ)-B、 (イ)-D																																
第3号		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>STEP II型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>種類</td> <td></td> <td>使用済燃料 (軽水炉(BWR))</td> </tr> <tr> <td>性状</td> <td></td> <td>固体(二酸化ウラン粉末焼結体)</td> </tr> <tr> <td>ウラン重量 (kg以下)</td> <td></td> <td>12,972</td> </tr> <tr> <td>放射能の量 (PBq以下)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>発熱量 (kW以下)</td> <td></td> <td>14.1</td> </tr> <tr> <td>初期濃縮度 (%以下)</td> <td></td> <td>3.66</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">燃焼度</td> <td>外周部(48体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>中央部(21体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">冷却 日数</td> <td>外周部(48体) (日以上)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>中央部(21体) (日以上)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>収納体数 (体以下)</td> <td>69</td> </tr> </tbody> </table>			STEP II型	種類		使用済燃料 (軽水炉(BWR))	性状		固体(二酸化ウラン粉末焼結体)	ウラン重量 (kg以下)		12,972	放射能の量 (PBq以下)			発熱量 (kW以下)		14.1	初期濃縮度 (%以下)		3.66	燃焼度	外周部(48体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)		中央部(21体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)	冷却 日数	外周部(48体) (日以上)		中央部(21体) (日以上)		収納体数 (体以下)	69	
		STEP II型																																	
種類		使用済燃料 (軽水炉(BWR))																																	
性状		固体(二酸化ウラン粉末焼結体)																																	
ウラン重量 (kg以下)		12,972																																	
放射能の量 (PBq以下)																																			
発熱量 (kW以下)		14.1																																	
初期濃縮度 (%以下)		3.66																																	
燃焼度	外周部(48体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)																																		
	中央部(21体) 収納物平均 (MTD/MTU以下)																																		
冷却 日数	外周部(48体) (日以上)																																		
	中央部(21体) (日以上)																																		
	収納体数 (体以下)	69																																	
第2項	第5条	該当しない。																																	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第3条 第3項		<p>本核燃料輸送物は、BM型輸送物に該当するため、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、外運搬規則第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>1. 本核燃料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)、再処理工場への使用済燃料(BWR型)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>2. 外運搬規則第3条第3項1を踏まえ、輸送容器の構成部材及び収納物に対し、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>(1) 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"> ・中性子遮蔽材(レジン)については、高温環境下ではレジンからの発生ガスによる圧力上昇と密度減損が考えられる。圧力上昇については、構造解析では、中性子遮蔽材充填空間の圧力にレジンから放出されるガスの圧力を考慮する。また、密度減損については、使用済燃料の発熱量の低下に伴うレジンの温度低下を考慮の上、使用予定期間(60年)経過後のレジンの密度減損量を評価した結果、約□%となったことから、遮蔽解析では、保守的に□%の密度減損を考慮する。 ・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、高温環境下では応力緩和による密封性能の低下が考えられる。構造解析では、経年変化を考慮した密封性能を維持する基準値として横ずれ量を設定する。また、高温環境下での長期間使用後の密封性能の低下を考慮した漏えい率を用いて15m浸漬における1ヶ月間の浸水量を評価した結果、□cm³程度となったことから、臨界解析では、保守的に□gの浸水を考慮する。 	(イ)-A、 (ロ)-A.4.4、 (ロ)-A.5.1、 (ロ)-F

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説明	申請書記載 対応事項
第3条 第3項 (つづき)		<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ため、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はないことを確認した。</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、延性、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から、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はないことを確認した。</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、その環境条件が塗装や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から、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的劣化による経年変化の影響を考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>(4) 疲労による劣化に関しては、吊上げ、内外圧差、ボルト締付け、熱膨張差の繰返し荷重による疲労破壊が考えられるため、経年変化の考慮が必要となる。いずれも、使用予定期間中の使用計画回数を設定した上で疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認する。</p> <p>3. 以上より、安全解析においては、上記で抽出された中性子遮蔽材(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場合の構造評価及び遮蔽評価を実施した。また、繰返し荷重を受ける部材に対する疲労評価を実施し、疲労破壊が生じるおそれがないことを確認した。さらに、その他の材料についても技術上の基準に適合していることへの影響がないことを確認した。</p>	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(BM 型輸送物に係 る技術上の基準) 第 6 条第 1 号		後述のとおり外運搬規則第 5 条第 1 号から第 8 号 までに定める基準に適合している。ただし、同条 第 6 号に定められる要件は該当しない。	
(第 5 条第 1 号)		後述のとおり外運搬規則第 4 条第 1 号から第 5 号、第 8 号及び第 10 号に定める基準に適合して いる。	
(第 4 条第 1 号)		本核燃料輸送物は、以下に示すように容易に、かつ 安全に取り扱うことができる。	
		1. 核燃料輸送物は、本体にトラニオンがあり、	(イ)-C
		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、核燃料輸送 物は専用の輸送架台を用いて車両又は船舶に 強固に積み付けられる等、安全に取り扱える ものである。	
		2. 核燃料輸送物の吊上装置であるトラニオンは、	(ロ)-A. 4. 4
		公式を用いた計算により、取扱い時を考慮し て負荷係数を 3 とし、収納物の最大収納体数 を考慮した核燃料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。	
		なお、外運搬規則第 3 条第 3 号の技術上の基 準に対する適合性に係る説明のとおり、トラ ニオンは吊上げによる繰返し荷重を受けるこ とから経年変化の考慮が必要となるが、使用 予定期間中の繰返し回数よりも保守的に設定 した使用計画回数で疲労評価を実施し、疲労 破壊が生じるおそれはないことを確認してい る。	
		3. 核燃料輸送物にはトラニオンを除いて核燃料	(イ)-C
		輸送物を吊上げるおそれのある吊手はない。	
		また、核燃料輸送物は専用吊具によって容易 に、かつ、安全に取扱うことができる。	
		4. 核燃料輸送物の表面は滑らかに仕上げており、	(イ)-C
		雨水が溜らない構造となっている。	
(第 4 条第 2 号)		本核燃料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、亀裂、破損等の生じるおそれはない。	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(第4条第2号) (つづき)		<p>1. 運搬中に予想される核燃料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 kWとして核燃料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。低温環境において輸送容器及び収納物の材料は、-20℃までの使用に耐え、低温脆性破壊に対して問題ない。</p> <p>一方、高温環境において、収納物の最高温度は248℃であり、制限温度である270℃より低いため、燃料被覆管の機械的特性に影響はない。また、本核燃料輸送物の主要な中性子遮蔽材であるレジン温度は124℃であり、使用可能温度である150℃より低いため、遮蔽能力に影響はない。さらに、二次蓋金属ガスケットの温度は97℃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96℃であり、Oリングの使用可能温度180℃より低いため、密封性能に影響はない。</p> <p>2. 運搬中に予想される温度の変化に対して、核燃料輸送物は周囲温度-20～38℃の温度の範囲において、各 부품の熱膨張に伴う寸法変化は十分に小さく、部品同士の干渉が生じないため、亀裂、破損等の生じるおそれはない。また、下記のABAQUSコードを用いた評価により、発生する熱応力を含めた各部の応力が設計応力強さ等の基準値を下回ることを確認しており、構造健全性は維持され、亀裂、破損等の生じるおそれはない。</p>	<p>(ロ)-A. 4. 2、 (ロ)-B. 1、 (ロ)-B. 4. 6</p> <p>(ロ)-A. 5. 1</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(第4条第2号) (つづき)		<p>3. 運搬中に予想される内圧の変化に対して、核燃料輸送物の運搬中に予想される最大内圧は胴内圧が 0.079MPa、一二次蓋間が <input type="text"/> MPa、二三次蓋間が <input type="text"/> MPa 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。</p> <p>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の基準値を下回ることから、亀裂、破損等の生じるおそれはないこと、並びに、三次蓋の口開き変形量は 0 リングの初期締付け代より小さく、密封性を損なうことはないことを確認している。また、外運搬規則第3条第3号の技術上の基準に対する適合性に係る説明のとおり、密封装置については、繰返し応力が発生することから経年変化の考慮が必要となるが、使用予定期間中の使用予定回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認している。</p> <p>4. 本核燃料輸送物の胴内は、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、密封性に影響はない。</p> <p>5. 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、核燃料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ふっ素ゴム製 0 リングを設けており、密封性に影響はない。</p> <p>なお、外運搬規則第3条第3号の技術上の基準に対する適合性に係る説明のとおり、三次蓋ボルトは内外圧力差とボルト締付けによる繰返し応力を受けることから経年変化の考慮が必要となるが、使用予定期間中の使用予定回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認している。</p>	<p>(口)-A. 5. 1 (口)-B. 4. 4</p> <p>(口)-B. 4. 4</p> <p>(口)-A. 4. 7、 (口)-A. 5. 1、 (口)-C. 2. 4</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(第4条第2号) (つづき)		6. 固縛装置であるトラニオンは、公式を用いた計算により、核燃料輸送物最大質量を考慮した上で、輸送中に発生する上下及び前後方向加速度 2g 並びに左右方向加速度 1g 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、亀裂、破損等の生じるおそれはない。また、本核燃料輸送物は固有振動数(214Hz)と輸送による振動数(10Hz)の差が大きく、励振力による核燃料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一般の試験条件の 0.3m 落下事象に包絡される。よって、核燃料輸送物は予想される振動等によって、亀裂、破損等の生じるおそれはない。	(ロ)-A. 4. 5、 (ロ)-A. 4. 7
(第4条第3号)		核燃料輸送物表面には、吊上装置であるトラニオン、取扱用吊具以外には不要な突起物がなく、また、核燃料輸送物表面はステンレス鋼又は塗装を施した炭素鋼であり、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)		本核燃料輸送物には、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。 1. 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、亀裂、破損等を生じるおそれはない。 2. 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。 3. 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。 4. 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気的な腐食促進の影響は小さい。	(ロ)-A. 5. 1. 2 (ロ)-A. 4. 1 (ロ)-A. 4. 1 (ロ)-A. 4. 1
(第4条第5号)		本核燃料輸送物には弁はなく該当しない。	(ロ)-C. 2. 1 (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。	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項						
(第 4 条第 8 号)	(表面密度限度) 第 9 条	<p>本核燃料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上で、発送される。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>表面密度限度 (Bq/cm²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>アルファ線を放出する放射性物質</td> <td>0.4</td> </tr> <tr> <td>アルファ線を放出しない放射性物質</td> <td>4</td> </tr> </tbody> </table>	区分	表面密度限度 (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. 2. 1
区分	表面密度限度 (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)		本核燃料輸送物には、収納物以外のものが収納されていないことを確認した上で蓋をするので、本核燃料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。また、本核燃料輸送物の使用等に必要な書類、工具等以外のものを同時に輸送することはない。	(ハ)-A						
(第 5 条第 2 号)		本核燃料輸送物の仕様は外径約 3.5m、長さ約 6.8m の円筒型容器であり、外接する直方体の各辺は 10cm 以上である。	(イ)-C						
(第 5 条第 3 号)		本核燃料輸送物の三次蓋は、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ているため、不用意にボルトが外されることはない。また、上部緩衝体は取付け後 されるので、開封された場合に開封されたことが明らかとなる。	(イ)-C. 2、 (ロ)-A. 4. 3、 (ハ)-A						
(第 5 条第 4 号)		本核燃料輸送物は、周囲温度-20～38℃で使用する。そのため、本核燃料輸送物の構成部品は、-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、構成部品に亀裂、破損等の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)		本核燃料輸送物の密封装置は、周囲圧力が 60kPa の場合を考慮した差圧を胴内及び二三次蓋間に設定した解析においても構造健全性が維持され、亀裂、破損等の生じるおそれはないこと及び Oリング取付位置での相対口開き変形量が Oリングの初期締め付け代より小さいことを、外運搬規則第 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。このため、本核燃料輸送物の密封性が損なわれることなく、放射性物質の漏えいはない。	(ロ)-A. 4. 6						

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(第5条第6号)		該当しない。	
(第5条第7号)		<p>最大の放射能の量を示す収納物を収納した場合において、ガンマ線強度及び中性子源強度はORIGEN2.2コード及び放射化計算式により連続照射を仮定して求め、遮蔽解析については、以下を考慮して保守的な条件を設定し、DOT3.5コードを用いて解析を行った。通常輸送時の核燃料輸送物表面の最大線量当量率は0.725mSv/hであり、基準値の2mSv/h以下を満足する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 線源として保守的に中央部に最高燃焼度の燃料21体を、外周部最高燃焼度の燃料48体を収納するとしている。 2. 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。 3. 燃料集合体の放射化を考慮している。 4. 解析モデルについては遮蔽材の最小寸法を使用している。 5. 中性子遮蔽材については外運搬規則第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□%減損したとしている。 	(ロ)-D.4、 (ロ)-D.5
(第5条第8号)		本核燃料輸送物は、上記と同じ保守的な条件にて解析した結果、通常輸送時の核燃料輸送物の表面から1m離れた位置における最大線量当量率は86.1μSv/hであり、基準値の100μSv/hを超えない。	(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。	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第6条第2号	<p>(BM型輸送物に係る一般の試験条件)</p> <p>第14条 別記第4第1号</p> <p>第2号</p> <p>別記第3第1号 イ</p>	<p>日陰において38℃の大気中に、本核燃料輸送物に最大崩壊熱を発生する燃料集合体を収納した場合においてABAQUSコードを用いて求めた。一般の試験条件下での人が容易に近づくことができる表面における最高温度は、緩衝体表面の73℃である。したがって、本核燃料輸送物の表面温度は技術基準に定める気温38℃の日陰において85℃を超えることはない。</p> <p>また、一般の試験条件の下での本核燃料輸送物の各部温度評価として、外運搬規則第4条第2号1の熱解析において、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にて定常状態に達した温度を評価し、各部が使用可能温度を超えないことを確認している。続いて、上記で評価した各部の温度分布を引き継いだABAQUSコードによる構造解析において、各部が設計応力強さ等の基準値を下回ることを確認しているため、構造健全性が維持され、亀裂、破損等の生じるおそれはないこと及びOリング取付位置での相対口開き変形量がOリングの初期締付け代より小さいことを確認している。</p> <p>以下のとおり別記第3第1号の条件の下に置いて評価している。</p> <p>一般の試験条件 水噴霧 本核燃料輸送物の表面はステンレス鋼又は塗装を施した炭素鋼面であり、水切りは極めてよく、本試験の実施によっても核燃料輸送物の構造健全性及び密封性を損なうことはない。</p>	<p>(ロ)-A.5.1、 (ロ)-B.4</p> <p>(ロ)-A.5.2</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第6条第2号 (つづき)	第14条 別記第3第1号 ロ	<p>外運搬告示別記第3第1号イの条件の下に置いた後、次の条件の下に置く。</p> <p>(1) 自由落下 本核燃料輸送物の質量は132.6トン以下であるため、落下高さは0.3mであり、落下時に核燃料輸送物が最大損傷を受けるよう、垂直、水平及びコーナーの各姿勢についてCRUSHコードを用いて、緩衝体を除いた核燃料輸送物と落下試験台を剛体とし、緩衝体の変形量及び落下試験との比較検証結果を踏まえ保守的に設定した負荷係数1.2を考慮して衝撃荷重を解析し、保守的な設計加速度を設定している。緩衝体の最大変形量は底部コーナー落下時における215mmである。 また、このときの容器本体各部の応力をABAQUSコードを用いて解析評価し、バスケット及び燃料被覆管については公式を用いた計算により評価している。容器本体、バスケット及び燃料被覆管は、自由落下による衝撃力が負荷されても各部に生じる応力が設計応力強さ等の基準値を下回ることから、容器本体、バスケット及び燃料被覆管の構造健全性及びに容器本体の密封性が損なわれることはない。</p> <p>(2) 該当しない</p> <p>(3) 積み重ね試験 自重の5倍に相当する荷重(6.51×10⁶N)の方が、鉛直投影面積に13kPaを乗じて得た値に相当する荷重より大きいので、これを解析している。 解析は、公式を用いた計算により、核燃料輸送物の垂直方向の圧縮強度及び水平方向の曲げ強度について行っており、本試験の実施によっても設計降伏点を下回り、容器本体の構造健全性を損なうことはなく、密封性に影響を与える損傷はない。 なお、核燃料輸送物を積み重ねた場合、緩衝体部分が積み重なるので、外筒や蓋部及び底部中性子遮蔽材カバーには直接荷重が作用しないため、遮蔽解析に影響する破損は生じない。また、荷重条件が一般の試験条件に包絡されることから、緩衝体変形量についても、(ロ)章Dの遮蔽解析で考慮している0.3m落下で想定される変形量に包絡される。</p>	<p>(ロ)-A.5.3</p> <p>(ロ)-A.5.4</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説明	申請書記載 対応事項
<p>第6条第2号 (つづき)</p> <p style="text-align: center;">イ</p>	<p>第14条 別記第3第1号 (4)</p> <p style="text-align: center;">第2号</p>	<p>貫通 貫通試験は質量6kg、直径3.2cmの棒を核燃料輸 送物の最も弱い部分に1mの高さから落下させた としている。試験棒は軟鋼とし、衝撃荷重は核燃 料輸送物が受け持つものとして公式を用いた計 算を行っている。本試験の実施によっても棒の落 下エネルギーは核燃料輸送物外表面で最も板厚 の薄い緩衝体カバープレートのせん断エネルギ ーよりも小さいため、構造健全性を損なうこと はなく、熱解析に影響する破損は生じない。 また、遮蔽解析に影響する破損も生じない。</p> <p>該当しない。</p> <p>本核燃料輸送物を一般の試験条件下に置いた場 合、緩衝体に変形が生じることを踏まえ、外運搬 規則第5条第7号の通常輸送時の評価条件に基 づき、CRUSHコードにより得られた緩衝体の各落 下方向の変形を重畳させた保守的なモデルを用 いて、DOT3.5コードにて解析した結果、一般の 試験条件下の核燃料輸送物表面の最大線量当 量率は0.752mSv/hであり、基準値の2mSv/h を超えることはない。 なお、この緩衝体の変形を考慮しても、通常輸 送時に比べ、本核燃料輸送物の最大線量当量 率の著しい増加はない。</p>	<p>(ロ)-A.5.5</p> <p>(ロ)-D.4、 (ロ)-D.5</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説明	申請書記載 対応事項
第6条第2号 ロ	(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) 第15条	本核燃料輸送物は、一般の試験条件下に置いた場合でも外運搬規則第6条第2号の ABAQUS コードを用いた熱解析で三次蓋0リングの温度が使用可能温度以下であること、また、同号の構造解析で0リング取付位置での相対口開き変形量が0リングの初期締付け代より小さいことが確認されており、密封性を損なうことはない。本核燃料輸送物は、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、全収納物の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上で、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(³ H及び ⁸⁵ Kr)の漏えい計算により確認しており、放射性物質の1時間当たりの漏えい率がA ₂ 値の百万分の1を超えることはない。	(ロ)-A.5、 (ロ)-C.3.1
ハ	第15条	本核燃料輸送物は、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 <input type="text" value=""/> kW を収納したとして、一般の試験条件下に置いた場合の核燃料輸送物の表面温度を高く評価する条件の下で、周囲温度38℃の日陰に置いた場合の核燃料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℃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73℃となることから、外運搬規則に定める技術基準(専用積載の場合85℃を超えないこと)を満足している。(近接防止金網の温度は73℃以下)	(イ)-A、 (ロ)-B.4.1、 (ロ)-B.4.6
ニ	第9条	本核燃料輸送物は、一般の試験条件下に置いた場合でも構造健全性が維持され、亀裂、破損等の生じるおそれはないこと及び0リング取付位置での相対口開き変形量が0リング初期締付け代より小さいことを外運搬規則第6条第2号の ABAQUS コード等を用いた構造解析の結果より確認していることから、放射性物質が核燃料輸送物外に放出されることはない。また、核燃料輸送物表面の放射性物質の密度を発送前検査においても測定により確認するため、表面密度限度を超えることはない。	(ロ)-A.5、 (ロ)-C.3.1、 (ハ)-A.2.1

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第6条第3号	(BM型輸送物に係る特別の試験条件) 第16条 別記第5第1号 イ	<p>強度試験・落下試験 I</p> <p>本核燃料輸送物は、一般の試験条件と同様の方法で最大損傷を受けるよう、垂直、水平及びコーナー方向に剛体平面である落下試験台上に 9m の高さから落下するとして CRUSH コードを用いて緩衝体変形量及び衝撃荷重を解析している。また、このときの容器本体各部の応力を ABAQUS コードを用いて解析評価し、バスケットについては公式を用いた計算により評価している。</p> <p>容器本体及びバスケットは、落下試験 I による衝撃力(内部収納物には、加速度割増係数として垂直落下時 2.6、水平落下時 1.2 を考慮)が負荷されても容器本体各部及びバスケットに生じる応力が設計引張強さ等の基準値を下回ることから、容器本体及びバスケットの構造健全性を損なうことはない。さらに、Oリング取付位置での相対口開き変形量が Oリングの初期締付け代より小さいことから、容器本体の密封性が損なわれることはない。</p> <p>また、本核燃料輸送物が傾斜落下するとして、蓋密封部が二次衝撃側となる場合について評価している。二次衝撃側の衝撃加速度の割増しを考慮したとしても、容器本体及びバスケットの構造健全性を損なうことはない。さらに、蓋ボルトの健全性が損なわれないことから、容器本体の密封性が損なわれることはない。</p>	(口)-A. 6. 1、 (口)-A. 10. 3

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第 6 条第 3 号 (つづき)	第 16 条 別記第 5 第 1 号 ロ	<p>強度試験・落下試験Ⅱ</p> <p>9m 落下試験に引き続いて、以下のように 1m 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、本核燃料輸送物の構造健全性が維持され、Oリング取付位置での相対口開き変形量がOリングの初期締付け代より小さいことから、容器本体の密封性が損なわれることはない。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 本核燃料輸送物は最大の損傷を受けるよう、垂直方向及び水平方向に核燃料輸送物の重心が軟鋼棒直上となる 1m の高さから落下するとして解析している。 2. 軟鋼棒は直径 15cm であり、上面は滑らかな水平面であり、かつ、その端部の曲率半径が 6mm 以下として解析している。 3. 軟鋼棒は落下試験台上に垂直に固定されているとして解析している。 4. 軟鋼棒の長さは、核燃料輸送物に最大の破損を引き起こすように十分長いものとして解析している。 	(ロ)-A. 6. 2

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第6条第3号 (つづき)	別記第5第2号 イ	<p>熱的試験(火災試験)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 本核燃料輸送物は、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。 2. 本核燃料輸送物は、38℃の環境に表面温度が一定になるまで置いた後、0.9の火炎放射率をもつ800℃の熱放射環境に30分間さらされるとして解析している。核燃料輸送物の表面吸収率は0.8として解析している。 3. 火災試験中は対流熱伝達も考慮して計算している。 4. 本核燃料輸送物は加熱停止後38℃の環境温度中で別記第4第1号に定める放射熱を負荷し自然冷却の状態、内部温度が全て下がり始めるまで計算している。 5. これらの試験は、最大崩壊熱量に余裕をみた kW の設計崩壊熱量があるという条件で ABAQUS コードを用いて核燃料輸送物各部の温度を解析している。 6. 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が損なわれることはない。 7. また、このときの各部の応力を 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の基準値を下回り、さらに、0リング取付位置での相対口開き変形量が0リング初期締付け代より小さいことから、容器本体は破損することなく、密封性が損なわれることはない。 <p>ロ 本核燃料輸送物は、火災の放射熱の条件下に30分置いた後、火災終了後38℃の環境下で太陽放射熱を保守的に連続で負荷した条件の下で、自然冷却の状態に放置された場合でも、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。</p>	<p>(ロ)-A. 6. 3、 (ロ)-B. 1、 (ロ)-B. 5</p> <p>(ロ)-B. 1、 (ロ)-B. 5</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説明	申請書記載 対応事項
<p>第6条第3号 (つづき)</p> <p>イ</p> <p>ロ</p>	<p>第16条 別記第5第3号</p> <p>(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)</p> <p>第17条</p>	<p>浸漬試験(15m) 本核燃料輸送物は、より厳しい強化浸漬試験に対して評価し、核燃料輸送物の胴、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0.251325MPaの差圧を負荷しても発生する応力は設計引張強さ等の基準を下回ることを確認していることから、本核燃料輸送物の構造健全性が損なわれることはない。また、外圧は三次蓋を押し付ける方向に作用し、Oリングの密封性能は維持されるため、本核燃料輸送物の密封性が損なわれることはない。</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□MPaG及び□MPaGの内圧が生じているが、水深15mの水圧(0.15MPa)が外圧として負荷されることで差圧が緩和されるため、遮蔽解析に影響を及ぼすような破損は生じない。</p> <p>本核燃料輸送物は、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、緩衝体の全部及び蓋部・側部・底部中性子遮蔽材の全部をモデルから除き、また、燃料集合体の変形を考慮し、DOT3.5コードにて遮蔽解析を行っている。その場合でも核燃料輸送物の表面から1m離れた位置での最大線量当量率は3.70mSv/hであり、基準値の10mSv/hを超えない。</p> <p>本核燃料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、構造健全性が維持され、Oリング取付位置での相対口開き変形量がOリングの初期締付け代より小さいことから、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-胴内雰囲気中に放出されると仮定して公式を用いて評価した結果、放射性物質(^3H及び^{85}Kr)の漏えい率の基準値との比率の合計は3.09×10^{-5}であり、放射性物質の一週間当たりの漏えい量はA_2値を超えることはない。</p>	<p>(ロ)-A.6.4</p> <p>(ロ)-D.3、 (ロ)-D.4、 (ロ)-D.5</p> <p>(ロ)-A.6、 (ロ)-C.4</p>

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第 6 条第 4 号		<p>本核燃料輸送物は、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亀裂、破損等の生じるおそれはないことを確認している。</p> <p>また、外運搬規則第 4 条第 2 号 1 の熱解析において、周囲温度 38℃で収納物の崩壊熱量の最大値に裕度を見た kW のときの核燃料輸送物の各部温度が使用可能温度の範囲内であることを確認している。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の基準値を下回り、核燃料輸送物の構造健全性が損なわれないことを確認している。なお、構造解析においては、木材低温時の強度上昇及び木材高温時の強度低下の影響を考慮している。したがって、本核燃料輸送物は-20℃から 38℃までの運搬中に予想される温度変化に対しても、亀裂、破損等の生じるおそれはない。</p>	(ロ)-A. 4. 2、 (ロ)-A. 5. 1、 (ロ)-B. 4. 6
第 5 号	<p>(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>第 18 条第 1 項</p> <p>第 2 項</p> <p>別記第 6</p>	<p>本核燃料輸送物の収納物は使用済燃料であり、最大放射能量は A₂ 値の 10 万倍を超える。</p> <p>強化浸漬試験 (200m)</p> <p>本核燃料輸送物は深さ 200m の水中に浸漬させた場合の評価として、胴、底板及び三次蓋に対し、水頭圧 (2. 101325MPa) を負荷した条件で公式を用いて評価している。</p> <p>評価の結果、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ことを確認していることから、本核燃料輸送物の構造健全性が損なわれることはない。また、外圧は三次蓋を押し付ける方向に作用し、O リングの密封性能は維持されるため、本核燃料輸送物の密封性が損なわれることはない。</p>	(イ)-A、 (イ)-B (ロ)-A. 7
第 7 条～第 10 条		該当しない。	

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
(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 1 号 イ、ロ	第 23 条第 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>本核燃料輸送物に収納する核分裂性物質は、²³⁵U が約 442kg であり、本核燃料輸送物は核分裂性輸送物に該当する。</p> <p>本核燃料輸送物の構成部材及び収納物の経年変化を、外運搬規則第 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とおりに考慮した上で、外運搬規則第 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、本核燃料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> <p>本核燃料輸送物は、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下に置いた場合、外運搬規則第 6 条第 2 号の構造解析により 0.3m 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 10cm 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。なお、外運搬規則第 11 条第 2 号に示すように、臨界解析では緩衝体を無視しているため、臨界防止機能への影響はない。</p> <p>以上より、構造部に一辺が 10cm の立方体を包含するようなくぼみが生じることはなく、かつ外接する直方体の各辺は 10cm 以上である。</p>	(イ)-A、 (イ)-B、 (ロ)-E. 4. 4、 (ロ)-F (ロ)-A. 9. 1

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
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>外運搬規則第 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、0.3m 落下後の 9m 落下の衝撃力をも考慮できている外運搬規則第 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、本核燃料輸送物は、外運搬規則第 6 条第 5 号においてより厳しい強化浸漬試験に対して評価した結果、胴、底板及び三次蓋に破損がなく、また、外圧は三次蓋を押し付ける方向に作用し、O リングの密封性能は維持されるため、密封装置は健全である。</p> <p>さらに、水密境界となる二次蓋の金属ガスケットについては外運搬規則第 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、15m 浸漬における 1 か月間の浸水量を評価した結果、<input type="text" value=""/> cm³程度となった。</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、経年変化を考慮した上で、外運搬規則第 11 条第 2 号のイ、ロ、ハ、ニ及びホにおいて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評価した結果、実効増倍率は 0.419 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> <ol style="list-style-type: none"> 1. 保守的に、三次蓋の存在を無視した上で、胴内への<input type="text" value=""/>g の水の浸入を考慮する。 2. 燃料集合体の<input type="text" value=""/>拡大/縮小変形を考慮する。 3. 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の効果は考慮しない。 4. 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。 5. 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。 	(ロ)-A. 9. 2、 (ロ)-E. 2. 2、 (ロ)-E. 3. 1、 (ロ)-E. 3. 2、 (ロ)-E. 4. 1、 (ロ)-E. 4. 2、 (ロ)-E. 4. 4、 (ロ)-E. 6、 (ロ)-E. 7. 2

外運搬規則の項目	外運搬告示の項目	説 明	申請書記載 対応事項
第 11 条第 3 号		<p>本核燃料輸送物は、周囲温度-20℃以上で使用する。本輸送容器の構成部品は、最低使用温度-20℃において使用可能であるため、亀裂、破損等の生じるおそれはない。また、外運搬規則第 4 条第 2 号 1 の熱解析において、周囲温度 38℃で収納物の崩壊熱量の最大値に裕度をみた <input type="text"/> kW とした場合の核燃料輸送物の各部温度及び圧力を評価しており、このときの温度分布及び圧力条件を引き継いだ構造解析において、各部の応力は設計応力強さ等の基準値を下回り、核燃料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、構造解析においては、木材低温時の強度上昇及び木材高温時の強度低下の影響を考慮している。したがって、-20～38℃までの運搬中に予想される周囲温度の範囲において、亀裂、破損等の生じるおそれはない。</p>	<p>(ロ)-A. 5. 1、 (ロ)-A. 9、 (ロ)-B. 4. 6</p>

(ハ)章 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法

(ハ)章 輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法

核燃料輸送物の安全設計に合致した標準的な取扱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方法

核燃料輸送物の標準的な扱いは、以下の方法により行われる。標準的な核燃料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、原子炉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) 発電所での空容器受取・準備作業

- a. 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、輸送車両上に固縛し、発電所へ輸送する。この際、必要に応じて乾式貯蔵施設に一時保管する。
- b. 乾式貯蔵施設に保管していた場合は、乾式貯蔵施設のクレーン及び垂直吊具を用いて輸送容器を輸送車両上に固縛する。

(2) 搬入作業

輸送車両を原子炉建屋内に搬入する。

(3) 除染場への移動

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

(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

燃料取扱装置を用いて、輸送容器に使用済燃料を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。

A. 1. 3 後作業

輸送容器に使用済燃料を装荷後、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等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. 二次蓋を規定トルクにて取り付ける。
- 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. 三次蓋を規定トルクにて取り付ける。
- 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. 核燃料輸送物に□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、核燃料輸送物を乾式貯蔵施設まで構内輸送する。

A.2 貯蔵方法

A.2.1 乾式貯蔵施設での取扱い

(1) 乾式貯蔵施設での核燃料輸送物の受取

乾式貯蔵施設での核燃料輸送物の受取りは、以下の方法により行われる。

- a. 核燃料輸送物から、近接防止金網を取り外し、□を解き、上・下部緩衝体を取り外す。
- b. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送容器を縦起こし、輸送車両から吊り下ろした後、三次蓋を取り外す。
- c. 輸送容器へ監視計器を取り付け、貯蔵区域に移動する。
- d. 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発送前準備

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) 乾式貯蔵施設での核燃料輸送物の発送前準備

乾式貯蔵施設での貯蔵後、核燃料輸送物の発送前準備は、以下の方法により行われる。

- a. 受入区域に移動し、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. クレーン及び垂直吊具を用いて、輸送車両上の輸送架台に横倒し、固縛する。
- d. 上・下部緩衝体を取り付けた後、□を施し、近接防止金網を取り付ける。

A.2.2 再処理工場への輸送

本核燃料輸送物は、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. 核燃料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、核燃料輸送物を吊り上げ、指定船倉内に積み込

む。

- e. 船内にて核燃料輸送物を固縛する。
- 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 再処理工場での核燃料輸送物の受取・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、核燃料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) 核燃料輸送物受入・保管

- a. 輸送容器管理建屋内のトレーラエリアに、輸送車両により核燃料輸送物を搬入する。
- 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、核燃料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、核燃料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、核燃料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. 核燃料輸送物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、輸送容器を縦起こす。
- 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 燃料取出作業

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

A. 3. 3 後作業

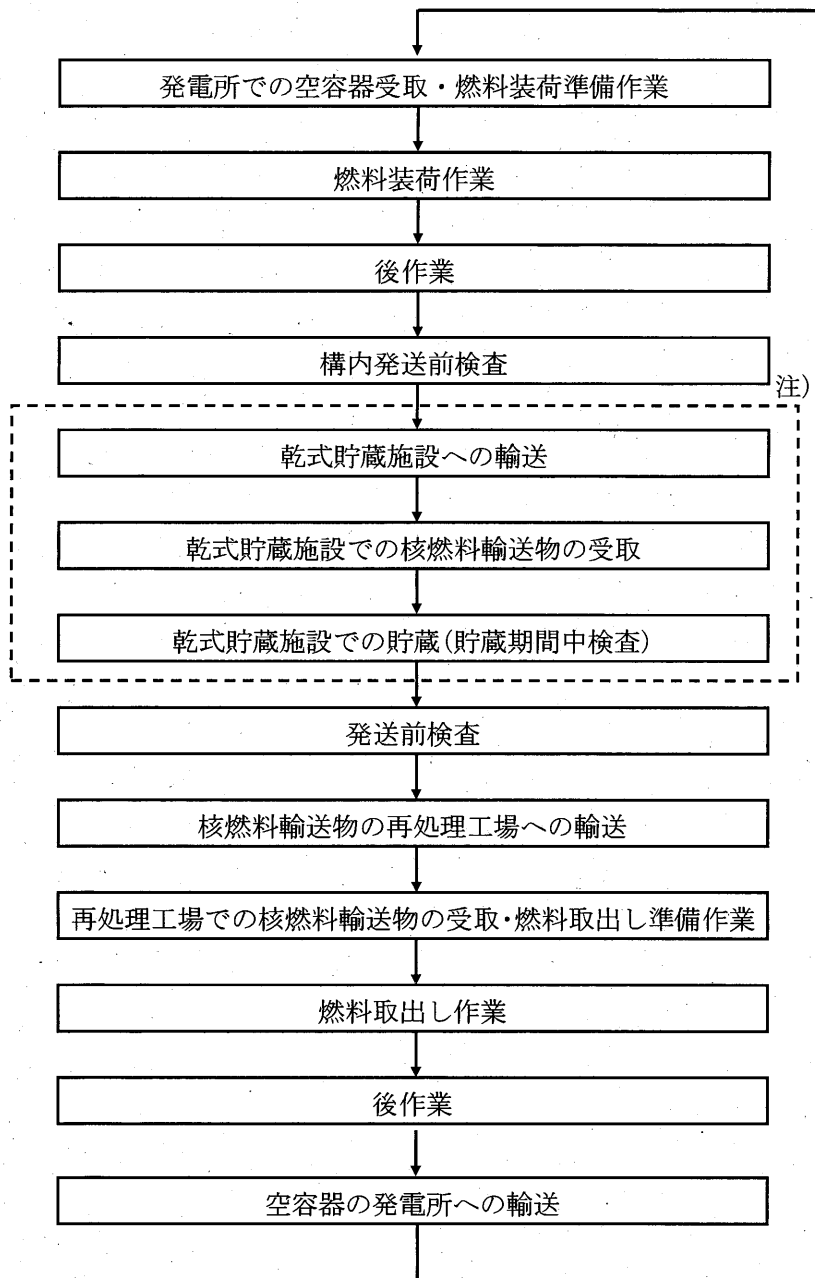
燃料取出し後、輸送容器を燃料取出ピットから吊り出し、輸送容器の除染を行う。

(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

燃料取出し後の空容器は搬出前に適切に発送準備を行い、発電所まで輸送する。



注) 事業所内運搬及び貯蔵

(ハ) - 第 A. 1 図 標準的な核燃料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核燃料輸送物を発送する前に(ハ)-第 A.1 表に示す核燃料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	核燃料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、腐食、傷、変形又は損傷のないこと。核燃料輸送物の <input type="checkbox"/> が施されていること。
2	吊上検査	核燃料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汚れ、腐食、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発送前検査の収納物検査記録により確認する。	132.6 トン以下であること。
4	表面密度検査	スミヤ法により核燃料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： 4Bq/cm ² をそれぞれ超えないこと。
5	線量当量率検査	核燃料輸送物の表面及び表面から1mの距離におけるガンマ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。	ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率の合計が、 表面：2mSv/h 表面から1mの距離：100 μSv/h をそれぞれ超えないこと。
6	未臨界検査	構内発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。

(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
7	収納物検査	構内発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の健全性が維持されていること。 ③ 使用済燃料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。
8	温度測定検査	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度 38℃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℃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：構内発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：構内発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発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：2021 (AESJ-SC-F002：2021、(一社)日本原子力学会)」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) 構内発送前検査

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

(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

確認項目	検査 検査で確認する機能 検査項目	構内発送前 検査	貯蔵前 検査	貯蔵期間中 検査※		発送前検査
		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	核燃料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、腐食、傷、変形又は損傷のないこと。核燃料輸送物の <input type="checkbox"/> が施されていること。
2	吊上検査	核燃料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汚れ、腐食、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発送前検査の収納物検査記録により確認する。	132.6トン以下であること。
4	表面密度検査	スミヤ法により核燃料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： 4Bq/cm ² をそれぞれ超えないこと。
5	線量当量率検査	核燃料輸送物の表面及び表面から1m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：2mSv/h 表面から1mの距離：100 μSv/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	温度計により核燃料輸送物の表面温度を測定し、周囲温度 38℃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℃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、腐食、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 構内発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 構内発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、腐食、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汚れ、腐食、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、核燃料輸送物を発送する前に(ハ)-第 A. 3 表に示す構内発送前検査と同様の核燃料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。

乾式貯蔵施設から核燃料輸送物を発送する前に行う核燃料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(二)章に示す。

(1) 原子力発電所で乾式貯蔵されている使用済燃料

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所では、8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料の使用済燃料が貯蔵されており、適宜使用済燃料の健全性の調査が実施されている^{1),2)}。

(2) 乾式貯蔵施設での状況調査の計画

長期貯蔵に係る使用済燃料の健全性の知見蓄積を目的に、使用済燃料を収納し、乾式貯蔵施設において貯蔵する本容器の内、代表容器について状況調査を実施する。

a. 状況調査の実施時期

貯蔵開始から5～10年経過する時期、20～40年経過する時期及び貯蔵を終了する時期に、調査を実施することを計画している。ただし、状況調査の結果及びその他の使用済燃料の長期健全性に係る知見並びに発電所の運転計画を踏まえて必要に応じて適宜調査計画を見直す。

b. 状況調査の方法

貯蔵開始から5～10年経過する時期に実施する状況調査は、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所及び日本原子力発電株式会社東海第二発電所での調査方法及び結果^{1),2)}を勘案し、できる限り有益な知見を収集できるようその方法を検討する。また、その後継続して実施する状況調査は、容器の内部ガスのサンプリング等により、漏えい燃料の有無等を確認する。判定において着目する核種は⁸⁵Krとする。漏えいが確認された場合は、原因を調査する。ただし、状況調査の結果やその他の使用済燃料の長期健全性に係る知見を踏まえて必要に応じて適宜調査方法を見直す。

c. 状況調査の対象燃料及び代表容器の選定

乾式貯蔵施設の貯蔵対象燃料は、8×8燃料、新型8×8燃料、新型8×8ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度8×8燃料であるが、調査対象には高燃焼度8×8燃料を選定することを計画している。容器の型式によって収納対象燃料が異なるため、調査対象燃料を収納している容器を代表容器として選定することになる。ただし、対象燃料及び代表容器の選定については、状況調査の結果及びその他の使用済燃料の長期健全性に係る知見並びに発電所の運転計画を踏まえて必要に応じて適宜見直す。

(3) 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(2009), 『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』。
- 2) 国土交通省海事局 輸送物技術顧問会(2010), 『使用済燃料中間貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全確保方策について』。

B. 保守条件

貯蔵期間中の輸送容器の健全性の維持に関し、(ハ)章 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、腐食、傷、変形又は損傷がないことを確認する。

B. 2 耐圧検査

貯蔵期間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、腐食、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

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、構内発送前検査記録、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)}	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、腐食、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汚れ、腐食、傷、変形又は損傷のないこと。

注) 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が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が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が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、腐食、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汚れ、腐食、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、腐食、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

本核燃料輸送物の安全設計及び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

本核燃料輸送物は、発送前の温度測定検査で、日陰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℃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

本核燃料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核燃料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等、構造を満足するように、参考 A. 「輸送容器の製作法」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(胴と底板を溶接して製作する場合)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。

なお、胴と底板が [] を使用する場合も同様の手順で行うが、胴と底板の [] は行わない。

1. 本体の製作

(1) 胴の製作

胴は炭素鋼鍛造品から下記の手順・方法で製作する。

a. 機械加工

[] の加工を行う。

周継手の開先加工を行う。

b. []

上端部に [] を行う。

(2) 底板の製作

底板は炭素鋼鍛造品から下記の手順・方法で製作する。

a. 組立溶接

底部中性子遮蔽材カバーを取り付けるための底部サポートの組立溶接を行う。

b. 機械加工

周継手の開先加工を行う。

(3) 胴と底板及び上・下部端板等の組立溶接

胴と底板の組立溶接(周継手)を行う。

胴・底板に上・下部端板等の組立溶接を行う。

(4) 熱処理

溶接後熱処理を行う。

(5) 胴の機械加工

胴のトランオン取付ネジ部、蓋ボルト用ネジ穴等の機械加工を行う。

- (6) 中性子遮蔽材挿入
底部に中性子遮蔽材を挿入する。
- (7) 底部中性子遮蔽材カバーの組立溶接
底部中性子遮蔽材カバーの組立溶接を行う。
- (8) 伝熱フィンの製作
銅板を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工、曲げ加工)する。
- (9) 外筒の製作
炭素鋼板を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工、曲げ加工)する。
- (10)
- (11) 外筒の組立溶接
外筒を胴に取り付け、組立溶接を行う。
- (12) 底部サポートの機械加工
下部緩衝体取付部の機械加工を行う。
- (13) トラニオンの製作
トラニオンはステンレス棒材から下記の手順・方法で製作する。
- a. 部材加工
ステンレス棒材を所定の寸法形状に加工(切断、機械加工)する。
- b.
- (14) トラニオンの取付け
胴に加工されたトラニオン取付ネジ部にトラニオンの取付けを行う。
- (15) 塗装
炭素鋼表面に、塗装を行う。

2. 蓋の製作

2.1 一次蓋

(1) 部材加工

炭素鋼鍛造品を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工)する。

(2)

フランジ部等に を行う。

(3) 組立溶接

貫通孔部のボス等の組立溶接を行う。

(4) 熱処理

溶接後熱処理を行う。

(5) 機械加工

密封シール面及び外周等の仕上げ加工を行う。

(6) 塗装

炭素鋼表面に、 塗装を行う。

2.2 二次蓋

(1) 部材加工

炭素鋼鍛造品を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工)する。

(2)

フランジ部等に を行う。

(3) 組立溶接

所定の寸法・形状に加工された の組立溶接を行う。

(4) 熱処理

溶接後熱処理を行う。

(5) 機械加工

密封シール面及び外周等の仕上げ加工を行う。

(6) 中性子遮蔽材挿入

中性子遮蔽材を挿入する。

(7) 組立溶接

蓋部中性子遮蔽材カバー等の組立溶接を行う。

(8) 取付け

密封監視装置の部品類の取付けを行う。

(9) 塗装

炭素鋼表面に、塗装を行う。

2.3 三次蓋

(1) 部材加工

ステンレス鍛造材或いはステンレス鋼板を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工)する。

3. バスケットの製作

(1) 部材加工

ステンレス鋼板、ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金を所定の寸法・形状に加工(切断、機械加工)する。

(2)

ほう素添加アルミニウム合金及びアルミニウム合金の表面に を行う。

(3) 組立

各部材を所定の形状にボルト等により接続しバスケットの組立を行う。

4. 上部及び下部緩衝体の製作

(1) 部材加工

ステンレス鋼板等の部材を所定の寸法・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

緩衝材を組み込む。

(4) 組立溶接

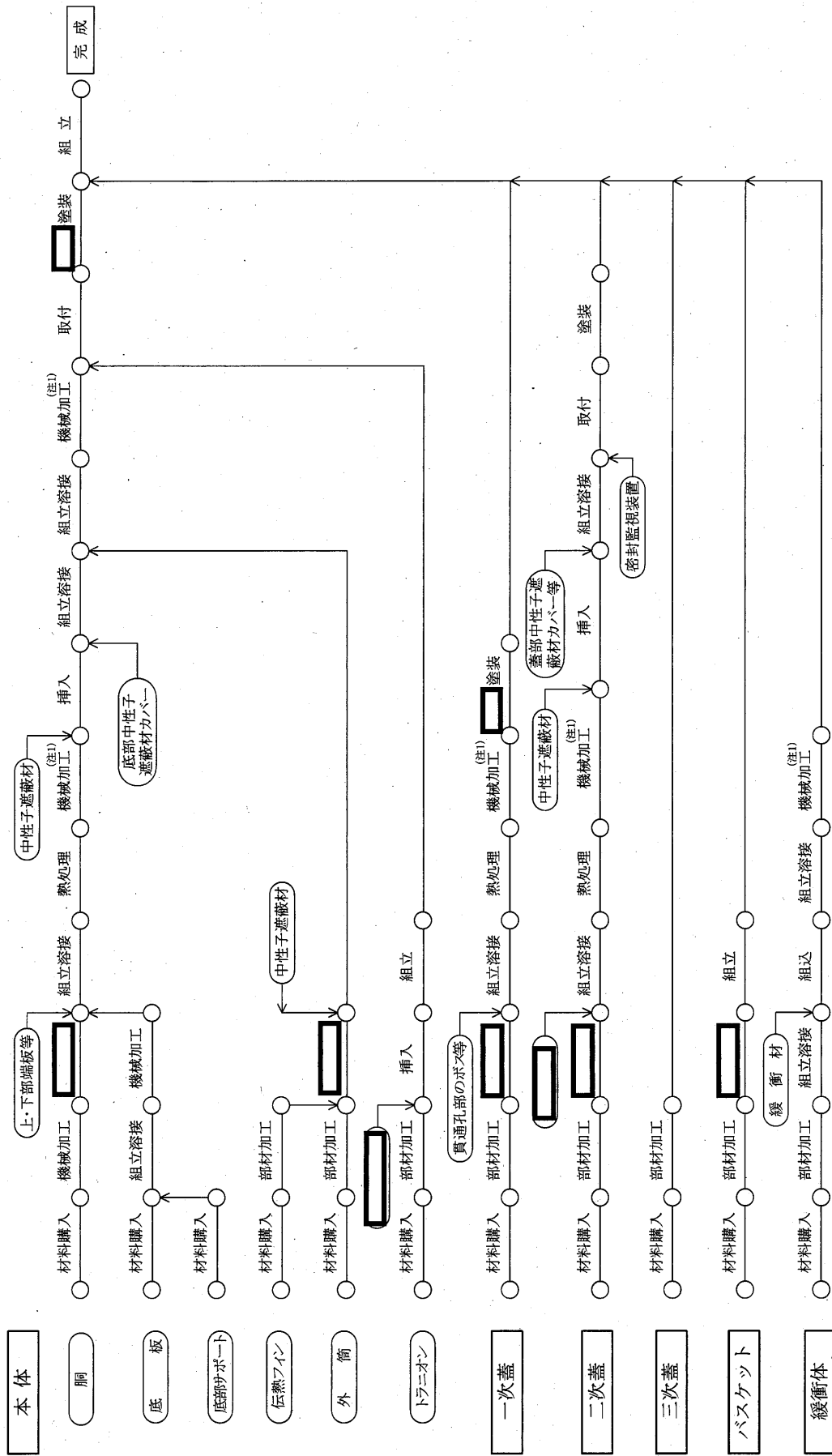
緩衝材の組み込み完了後にカバープレートを溶接する。

(5) 機械加工

容器本体との当たり面等の機械加工を行う。

5. 輸送容器の組立

完成した容器本体にバスケットの組み込み及び蓋、上・下部緩衝体の取付けを行い輸送容器を組み立てる。



(注1) 最終仕上げの機械加工は、機械加工後の作業（組立溶接等）が仕上がり精度に影響を与えないという条件のもとで、加工時期を一部または全て変更する場合がある。

(参)-第A.1図 輸送容器全体製作手順の例

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。

A.2.3 相当材

輸送容器には、(参)-第 A.3 表に示す相当材を使用することができる。

(参)-第 A.1 表 材料適用規格(板、棒、鍛造及びボルト材) (1/2)

部 位	部 品	材料区分	適 用 規 格 ^{注)}	備 考
本 体	胴	鍛造材		炭素鋼
	底板	鍛造材		炭素鋼
	底部サポート	鍛造材		炭素鋼
	外筒	板 材		炭素鋼
	上・下部端板	板 材		炭素鋼
	伝熱フィン	板 材		銅
	トラニオン	棒 材		析出硬化系ステン レス鋼
	底部中性子遮蔽材カバー	板 材		ステンレス鋼
一次蓋	蓋板	鍛造材		炭素鋼
	カバープレート	棒 材 又は 板 材		ステンレス鋼
	蓋ボルト	ボルト材		ニッケルクロムモ リブデン鋼
二次蓋	蓋板	鍛造材		炭素鋼
	蓋部中性子遮蔽材カバー	板 材		炭素鋼
	モニタリングポートカ バープレート	棒 材 又は 板 材		ステンレス鋼
	蓋ボルト	ボルト材		ニッケルクロムモ リブデン鋼

注) 記載の規格材料又は相当材を用いる。

(参)-第A.1表 材料適用規格(板、棒、鍛造及びボルト材)(2/2)

部 位	部 品	材料区分	適 用 規 格 ^{注)}	備 考
三次蓋	蓋板	鍛造材 又は 板 材		ステンレス鋼
	蓋ボルト	ボルト材		ニッケルクロムモ リブデン鋼
バスケット	バスケットプレート	板 材		ステンレス鋼
緩衝体	カバープレート	板 材		ステンレス鋼
	リブ	板 材		ステンレス鋼
	緩衝体ボルト	ボルト材		ステンレス鋼

注) 記載の規格材料又は相当材を用いる。

(参)-第A.2表 特殊材料(1/2)

使用目的	材 料 名	適用規格	備 考
中性子遮蔽材	レジン [] []	メーカー標準	
中性子吸収材 及び伝熱材	ほう素添加アルミニウ ム合金 []	メーカー標準	
伝 熱 材	アルミニウム合金 []	メーカー標準	

(参)-第A.2表 特殊材料(2/2)

使用目的	材 料 名	適用規格	備 考
緩 衝 材		メーカー標準	
シ ー ル 材 (O リ ン グ)	ふ っ 素 ゴ ム (三 次 蓋 シ ー ル 部)	メーカー標準	硬 さ (Hs) : 70 ± 5
金属ガスケット	アルミニウム合金 ニッケル基合金 (一次蓋、二次蓋シ ール部)	メーカー標準	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：アルミニウム合金

(参)-第 A. 3 表 相当材

材料の規格	相当材	備考
		質疑応答 ^{注2)} 質問番号： <input data-bbox="1173 562 1316 607" type="text"/>
		質疑応答 ^{注2)} 質問番号： <input data-bbox="1173 808 1316 853" type="text"/>

注 1) は、(参)-第 A. 1 表のを示す。

注 2) 日本機械学会 発電用設備規格委員会での質疑応答を示す。

A.3 溶接

容器本体の溶接は、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。

溶接方法を(参)-第 A.4 表に示す。

(参)-第 A. 4 表 溶接方法(1/2)

適用継手	溶接法
胴と底板の突合せ溶接	サブマージアーク溶接 (J)
	被覆アーク溶接 (A、A ₀)
	ティグ溶接 (T、T _B 、T _F 、T _{FB} 、ST)
	フラックスコアードアーク溶接 (M、M ₀ 、SM)
	ミグ溶接 (M、M ₀ 、SM)
	サブマージアーク溶接 (J)
	被覆アーク溶接 (A)
	ティグ溶接 (T _B 、T _{FB} 、ST)
	フラックスコアードアーク溶接 (M、SM)
	エレクトロスラグ溶接 (E _S)
	ミグ溶接 (M、SM)

(参)-第A.4表 溶接方法(2/2)

適用継手	溶接方法
外筒の溶接	サブマージアーク溶接 (J)
	被覆アーク溶接 (A、A ₀)
	ティグ溶接 (T、T _B 、T _F 、T _{FB} 、ST)
	フラックスコアードアーク溶接 (M、M ₀ 、SM)
	ミグ溶接 (M、M ₀ 、SM)
	サブマージアーク溶接 (J)
	被覆アーク溶接 (A、A ₀)
	ティグ溶接 (T、T _B 、T _F 、T _{FB} 、ST)
	フラックスコアードアーク溶接 (M、M ₀ 、SM)
	ミグ溶接 (M、M ₀ 、SM)
	レーザビーム溶接 (LB)
	電子ビーム溶接 (EB)
	ティグ溶接 (T _B 、T _{FB} 、ST)
	ミグ溶接 (M、M ₀ 、SM)
	フラックスコアードアーク溶接 (M、M ₀ 、SM)
	プラズマアーク溶接 (PA、SPA)

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	容器本体(蓋を含む)		バスケット		緩衝体	
	実施区	実施時期	実施区	実施時期	実施区	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	○	製作完了時	○	製作完了時
溶接検査	○	製作中	-	-	○	製作中
外觀検査	○	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	○	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	-	-	○	製作完了時	-	-
取扱いい検査	○	製作完了時	○	製作完了時	○	製作完了時

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

目次

(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。)に関する説明書(イ)-1	
A. 品質マネジメントシステム	(イ)-1
A.1 品質マニュアル	(イ)-1
A.2 文書管理	(イ)-1
A.3 品質記録の管理	(イ)-2
B. 申請者の責任	(イ)-2
C. 教育・訓練	(イ)-9
D. 設計管理	(イ)-9
E. 輸送容器の製造発注	(イ)-11
F. 取扱い及び保守	(イ)-12
G. 測定、分析及び改善	(イ)-13
G.1 内部品質監査	(イ)-13
G.2 不適合品の管理	(イ)-13
G.3 是正処置及び予防措置	(イ)-13

(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。)に関する説明書

A. 品質マネジメントシステム

当社は、発電所の安全を達成・維持・向上させるため、「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「同規則の解釈」(以下「品管規則」という。)並びに浜岡原子力発電所設置変更許可申請書本文第 11 号「発電用原子炉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整備に関する事項」に基づき、「浜岡原子力発電所原子炉施設保安規定」に品質マネジメントシステム計画を定め、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善している。

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管理に必要な体制を適切に構築し、実施する。

組織は、保安活動の重要度に応じて次に掲げる文書を作成し、当該文書に規定する事項を実施する。

- a) 品質方針及び品質目標
- b) 品質マニュアル
 - ・ 品質マネジメントシステム計画
 - ・ 原子力品質保証規程
 - ・ 品質保証計画書

A.1 品質マニュアル

- (1) 組織は、品質マニュアルを作成し、維持する。
- (2) 組織は、品質マニュアルに次に掲げる事項を含める。
 - ・ 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
 - ・ 保安活動の計画、実施、評価及び改善に関する事項
 - ・ 品質マネジメントシステムの適用範囲
 - ・ 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
 - ・ プロセスの相互関係

A.2 文書管理

- (1) 組織は、品質マネジメント文書を、以下の事項を含め、社内規定により、保安活動の重要度に応じて管理する。
 - ・ 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
 - ・ 文書の組織外への流失等の防止
 - ・ 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) 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とき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に掲げる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、改訂に当たり、その妥当性を審査し、改訂を承認する(aと同様に改訂の妥当性を審査し、承認することをいう。)
 - 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) 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) 組織は、(1)の記録の識別、保管、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。

B. 申請者の責任

1. 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。

- ・品質方針を定める。

- ・品質目標が定められているようにする。
- ・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。
- ・マネジメントレビューを実施する。
- ・資源が利用できる体制を確保する。
- ・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。
- ・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。
- ・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。

2. 原子力の安全の確保の重視

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。

3. 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(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していること。)を含む。)が次に掲げる事項に適合しているようにする。

- ・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。)
- ・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。
- ・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。
- ・要員に周知され、理解されている。
- ・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。

4. 計画

4.1 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。これには、品質目標を達成するための計画として、次の事項を含む。

- ・実施事項
- ・必要な資源
- ・責任者

- ・実施事項の完了時期
 - ・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、品質方針と整合的なものとなるようにする。

4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 社長は、品質マネジメントシステムが品質マネジメントシステムに係る要求事項に適合するよう、その実施に当たっての計画が策定されているようにする。
- (2) 社長は、品質マネジメントシステムの変更(プロセス、組織等の変更(累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。))を含む。)が計画され、それが実施される場合においては、当該品質マネジメントシステムが不備のない状態に維持されているようにする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次に掲げる事項を適切に考慮する。
- ・品質マネジメントシステムの変更の目的及び当該変更により起こり得る結果(当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析及び評価、並びに当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。)
 - ・品質マネジメントシステムの実効性の維持
 - ・資源の利用可能性
 - ・責任及び権限の割当て

5. 責任、権限及びコミュニケーション

5.1 責任及び権限

社長は、組織及び要員の責任(組織の内外に対し保安活動の内容について説明する責任を含む。))及び権限並びに部門相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

5.2 品質マネジメントシステム管理責任者

- (1) 社長は、原子力本部長を品質保証活動(内部監査を除く。)の実施に係る品質マネジメントシステム管理責任者として定める。
- (2) 社長は、経営考査室長を内部監査に係る品質マネジメントシステム管理責任者として定める。
- (3) 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。
- ・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。
 - ・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。

- ・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。
- ・関係法令を遵守する。

5.3 管理者

(1) 社長は、次に掲げる業務を管理監督する地位にある者(以下「管理者」という。)に、当該管理者が管理監督する業務に係る責任及び権限を与える。なお、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置いて、その業務を行わせることができる。この場合において、当該責任者の責任及び権限は、文書で明確に定める。

- ・個別業務の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。
- ・要員の個別業務等要求事項についての認識が向上するようにする。
- ・個別業務の実施状況に関する評価を行う。
- ・健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- ・関係法令を遵守する。

(2) 管理者は、(1)の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

- ・品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。
- ・要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。
- ・原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
- ・常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を要員に定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
- ・要員が、積極的に業務の改善に対する貢献を行えるようにする。

(3) 管理者は、管理監督する業務に関する自己評価(安全文化についての弱点のある分野及び強化すべき分野に係るものを含む。)を、あらかじめ定められた間隔で行う。

5.4 組織の内部の情報の伝達

社長は、組織の内部の情報が適切に伝達される仕組みが確立されているようにするとともに、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報が確実に伝達されるようにする。

原子力本部長は、原子力部長に組織内のコミュニケーションを図るために必要な会議体等及びその目的、構成、付議事項を社内規定に定めさせ、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報交換を行う。

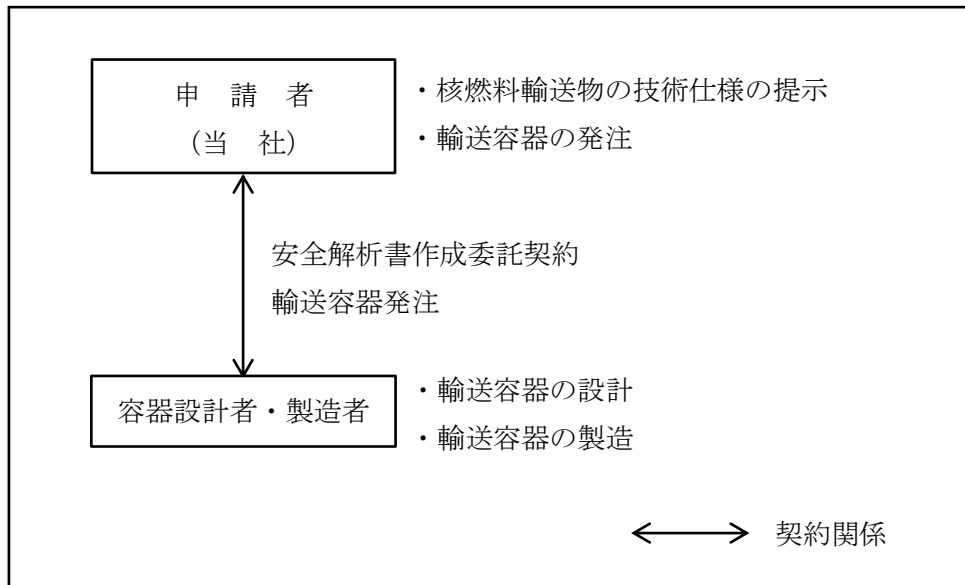
また、経営考査室長は、原子力内部監査に関する社内規定を定め、品質マネジメントシステムの実効性に関する情報交換を行う。

6. マネジメントレビュー

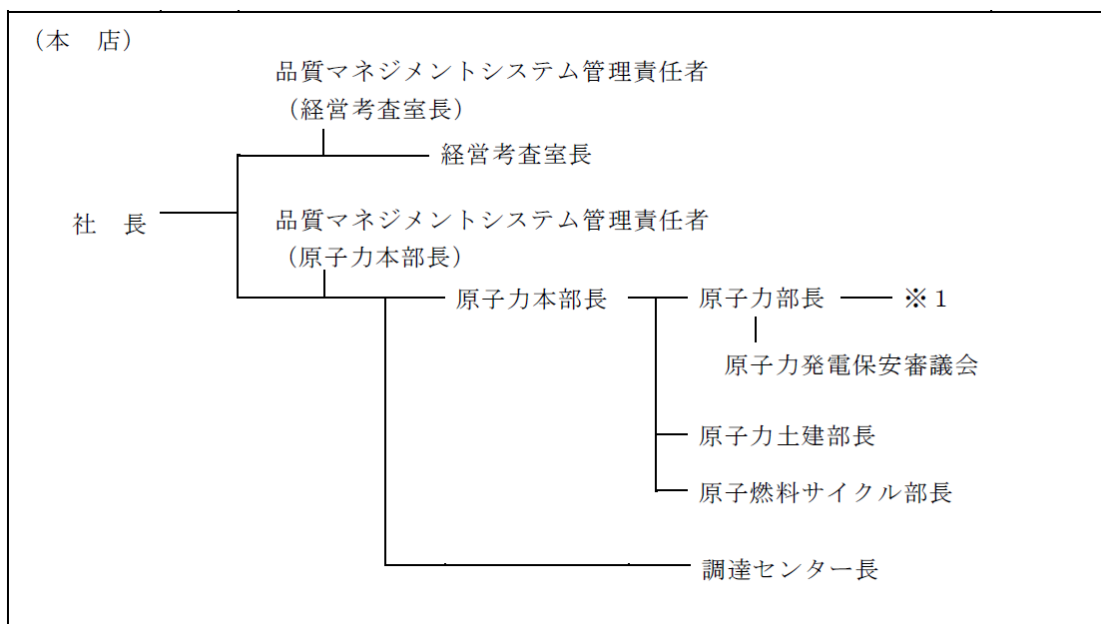
社長は、品質マネジメントシステムの実効性を評価するとともに、改善の機会を得て、保安活動の改善に必要な措置を講ずるため、社内規定に基づき、品質マネジメントシステムの評価を、あらかじめ定められた間隔で行う。

7. 組織

品質マネジメントシステム遂行に係る申請者、容器製造者等の組織について、責任体制に係る関係を(イ)-第B.1図に示す。また、組織の体制図を(イ)-第B.2図に示す。



(イ)-第 B.1 図 責任体制に係る関係

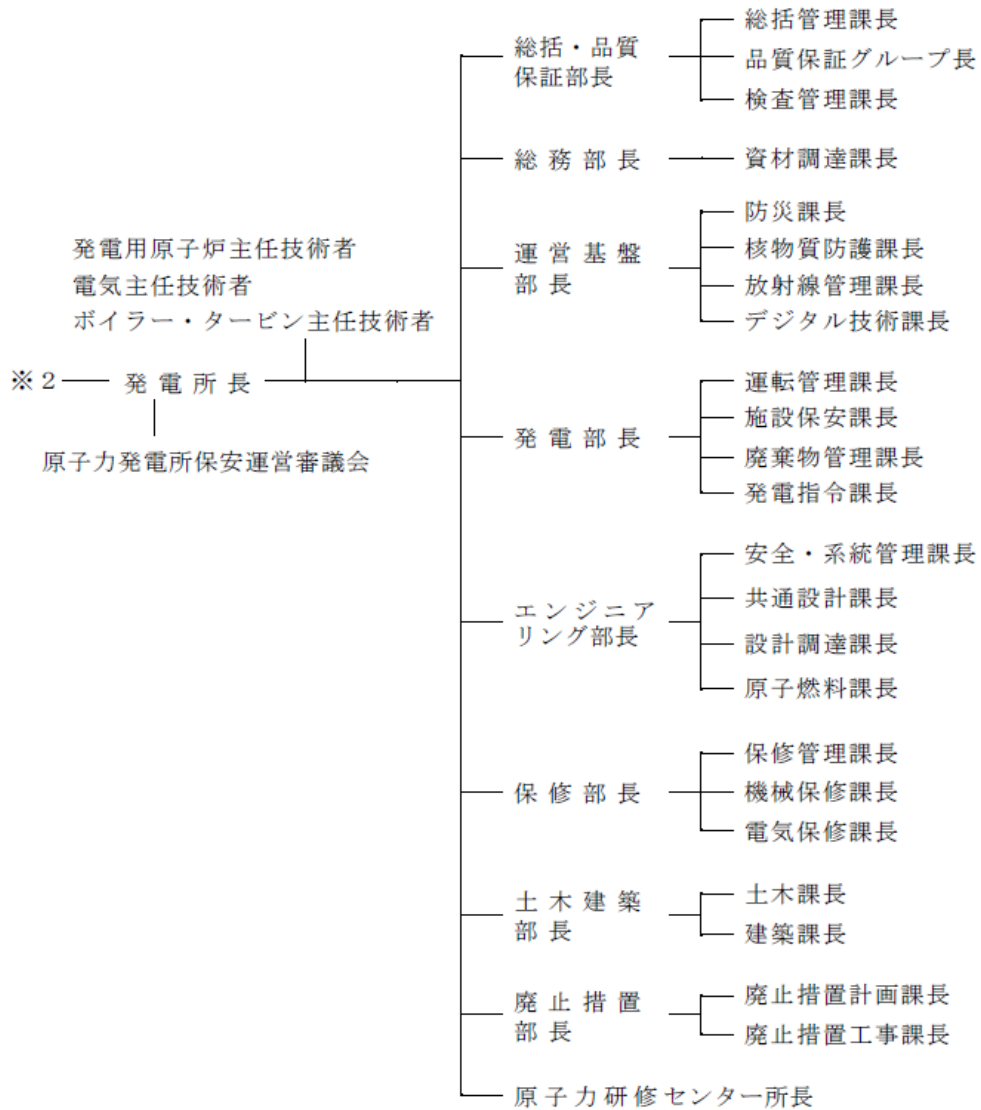


(イ)-第 B.2 図 体制図(1/2)

(浜岡原子力総合事務所)

※1 ——— 浜岡原子力総合事務所長 ——— ※2

(発電所)



(イ)-第B.2図 体制図(2/2)

C. 教育・訓練

- (1) 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(以下「力量」という。この力量には、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。)が実証された者を要員に充てる。
- (2) 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、次に掲げる業務を社内規定に従って行う。
 - ・ 要員にどのような力量が必要かを明確に定める。
 - ・ 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。
 - ・ 教育訓練その他の措置の実効性を評価する。
 - ・ 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。
 - ①品質目標の達成に向けた自らの貢献
 - ②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
 - ③原子力の安全に対する当該個別業務の重要性
 - ・ 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。

D. 設計管理

輸送容器が設計要求事項に適合することを確実にするため、組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。

1. 設計開発計画

- (1) 組織は、設計開発(専ら原子炉施設において用いるための設計開発に限る。)の計画(以下「設計開発計画」という。)を策定する(不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動を行うことを含む。)とともに、設計開発を管理する。この設計開発には、設備、施設、ソフトウェア及び手順書等に関する設計開発を含む。この場合において、原子力の安全のために重要な手順書等の設計開発については、新規制定の場合に加え、重要な変更がある場合にも行う必要がある。
- (2) 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。
 - ・ 設計開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - ・ 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
 - ・ 設計開発に係る部門及び要員の責任及び権限
 - ・ 設計開発に必要な組織の内部及び外部の資源
- (3) 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) 組織は、(1)により策定された設計開発計画を、設計開発の進行に応じて適切に変更する。

2. 設計開発に用いる情報

- (1) 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。
 - ・機能及び性能に関する要求事項
 - ・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
 - ・関係法令
 - ・その他設計開発に必要な要求事項
- (2) 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。

3. 設計開発の結果に係る情報

- (1) 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) 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) 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。
 - ・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。
 - ・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。
 - ・合否判定基準を含むものである。
 - ・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。

4. 設計開発のレビュー

- (1) 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。
 - ・設計開発の結果の個別業務等要求事項への適合性について評価する。
 - ・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) 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) 組織は、設計開発の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。

5. 設計開発の検証

- (1) 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(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を含む。)

- (2) 組織は、(1)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) 組織は、当該設計開発を行った要員に(1)の検証をさせない。

6. 設計開発の妥当性確認

- (1) 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(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) 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する。
- (3) 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。

7. 設計開発の変更の管理

- (1) 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) 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、その変更を承認する。
- (3) 組織は、(2)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) 組織は、(2)の審査、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。

E. 輸送容器の製造発注

輸送容器が調達要求事項に適合することを確実にするため、組織は、社内規定を定め、次の事項を実施する。

1. 容器製造者の評価

- (1) 組織は、調達物品等要求事項に従い、調達物品等を供給する能力を根拠として調達物品等の供給者を評価し、選定する。
- (2) 組織は、調達物品等の供給者の評価及び選定に係る判定基準を定める。
- (3) 組織は、(3)の評価の結果の記録及び当該評価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。

2. 容器製造者への品質マネジメントシステム要求事項

- (1) 組織は、調達物品等に関する情報に、次に掲げる調達物品等要求事項のうち、該当するものを含める。
 - ・ 調達物品等の供給者の業務のプロセス及び設備に係る要求事項
 - ・ 調達物品等の供給者の要員の力量に係る要求事項
 - ・ 調達物品等の供給者の品質マネジメントシステムに係る要求事項
 - ・ 調達物品等の不適合の報告(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
 - ・ 調達物品等の供給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
 - ・ 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
 - ・ その他調達物品等に必要な要求事項
- (2) 組織は、調達物品等要求事項として、組織が調達物品等の供給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) 組織は、調達物品等の供給者に対し調達物品等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) 組織は、調達物品等を受領する場合には、調達物品等の供給者に対し、調達物品等要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

3. 輸送容器の製作に係る検査及び品質監査による検証

- (1) 組織は、調達物品等が調達物品等要求事項に適合しているようにするために必要な検証の方法を定め、実施する。
- (2) 組織は、調達物品等の供給者の工場等において調達物品等の検証を実施することとしたときは、当該検証の実施要領及び調達物品等の供給者からの出荷の可否の決定の方法について調達物品等要求事項の中で明確に定める。

F. 取扱い及び保守

組織は、核燃料輸送物の発送前検査、輸送容器の保守の品質管理方針及び輸送容器管理方法について、それぞれ実施要領等を策定し、実施する。

G. 測定、分析及び改善

G.1 内部品質監査

- (1) 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部門により内部監査を実施する。
 - ・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
 - ・実効性のある実施及び実効性の維持

G.2 不適合品の管理

- (1) 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) 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) 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 起り得る影響に応じて適切な措置を講ずる。
- (4) 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) 組織は、(3)aの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。
- (6) 組織は、原子炉施設の保安の向上を図る観点から、社内規定に定める公開基準に従い、不適合の内容をニューシアへ登録することにより、情報の公開を行う。

G.3 是正処置及び予防処置

1. 是正処置

- (1) 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。
 - ・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。
 - ①不適合及び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の考慮」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の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。)

②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

- ・必要な是正処置を明確にし、実施する。
- ・講じた全ての是正処置の実効性の評価を行う。
- ・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を変更する。
- ・必要に応じ、品質マネジメントシステムを変更する。
- ・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の手順を確立し、実施する。
- ・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。

(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、社内規定に定める。

(3) 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. 予防処置

(1) 組織は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見(BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。)を収集し、自らの組織で起り得る不適合(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。

- ・起り得る不適合及びその原因について調査する。
- ・未然防止処置を講ずる必要性について評価する。
- ・必要な未然防止処置を明確にし、実施する。
- ・講じた全ての未然防止処置の実効性の評価を行う。
- ・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。

(2) 組織は、(1)に掲げる事項について、社内規定に定める。