

核燃料輸送物設計承認申請書の一部補正について

令04原機(科研)013

令和4年9月8日

原子力規制委員会 殿

住 所 茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1

氏 名 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 小口 正範

(公印省略)

令和4年7月13日付け令04原機(科研)010をもって申請した核燃料輸送物設計承認申請書について、下記のとおり一部補正します。

記

核燃料輸送物設計承認申請書を次のとおり変更し、別紙を添付のとおり変更する。

1. 核燃料輸送物の名称

JRC-80Y-20T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 1.9 m |
| | 高 さ | 約 2.1 m |
| (2) 輸送容器の重量 | 22.8トン以下 (角型用バスケット収納時) | |
| (3) 核燃料輸送物の総重量 | 23.2トン以下 | |

(4) 輸送容器の概略を示す図

添付図のとおり。

詳細形状は、本核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付け令04原機(科研)010(令和4年9月8日付け令04原機(科研)013をもって一部補正))に係る別紙の(イ) - 第C.1図から(イ) - 第D.4図までに示されている。

(5) 輸送容器の主要材料

- | | |
|----------------|--|
| イ 輸送容器本体及び蓋 | ステンレス鋼 |
| ロ 燃料バスケット | ステンレス鋼、 |
| ハ フィン (放熱兼緩衝用) | ステンレス鋼 |

3. 核燃料輸送物の種類

BU型核分裂性輸送物

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

添付表のとおり。

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

−40℃から38℃まで。

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

収納物の臨界防止のため、収納物は燃料バスケットに収納され、所定の間隔、位置が保たれるようになっている。また、核燃料輸送物の未臨界制御のため、中性子吸収材として[]が角型用バスケット（MNU用バスケットは除く。）に取り付けられている。

8. 臨界安全評価における浸水の領域に関する事項

臨界計算は、密封境界である輸送容器内部への水の浸水を考慮し、実施している。

9. 収納物の密封性に関する事項

本輸送容器の密封境界は、輸送容器本体と蓋、容器本体とドレンバルブ、蓋とベントバルブで構成され、これらの接触部は、[]製Oリングで密封される。

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

該当しない。

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

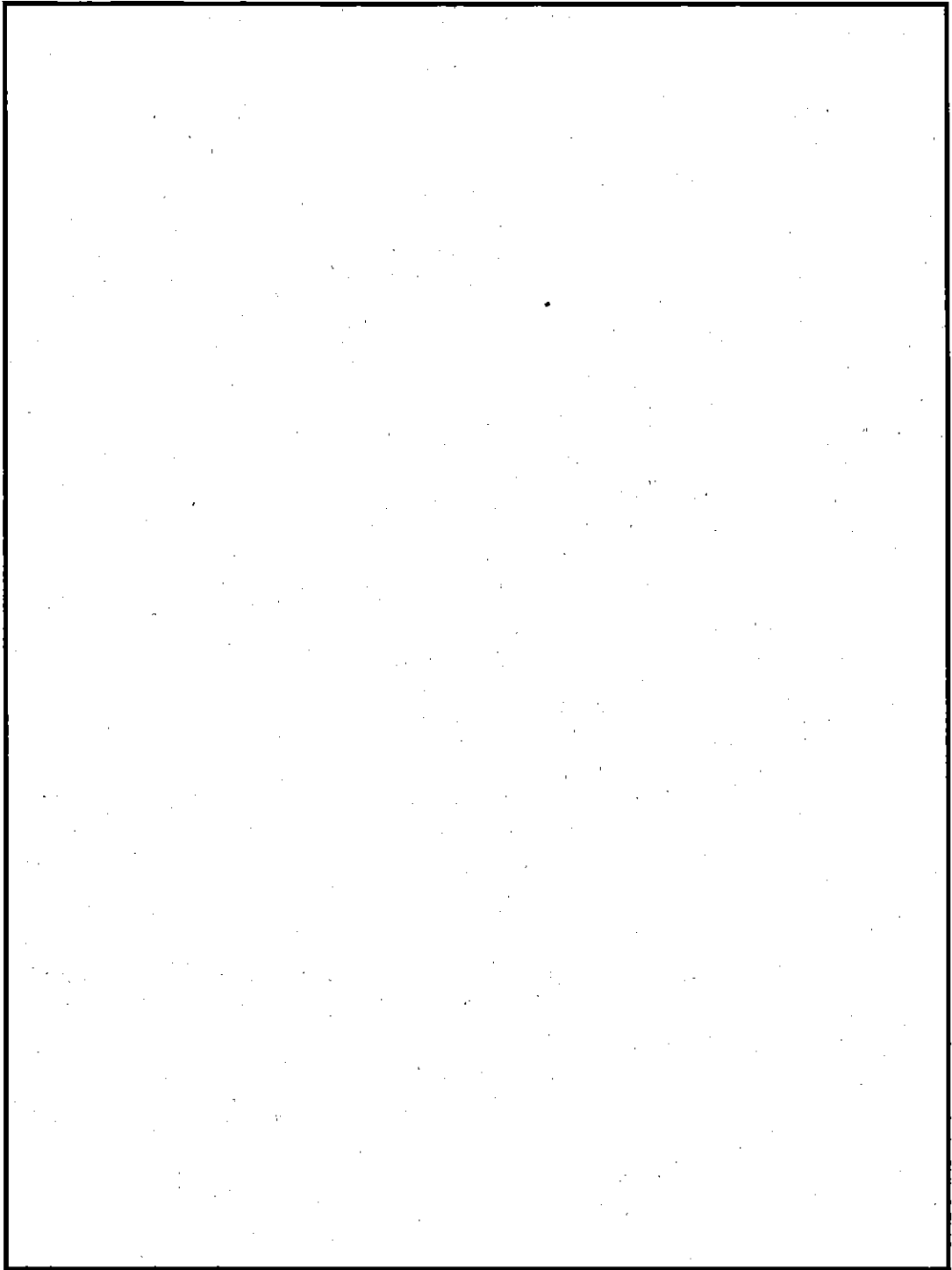
本輸送容器の保守及び本核燃料輸送物の取扱いについては、本核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付け令04原機(科研)010(令和4年9月8日付け令04原機(科研)013をもって一部補正))に係る別紙に記載したとおり。

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、本核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付け令04原機(科研)010(令和4年9月8日付け令04原機(科研)013をもって一部補正))に係る別紙に記載したとおり。

13. その他特記事項

本輸送容器は、製造してから現在までに41年が経過している輸送容器であり、今後29年の使用を予定しているため、総使用予定年数を70年としている。



(单位：mm)

添付図 JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物外觀図

添付表 収納する核燃料物質等の種類、性状、重量及び放射能の量

種類	使用済シリサイド標準型 燃料要素	使用済シリサイドフオロワ型 燃料要素	使用済 MNU 燃料要素
全装荷数 (体)	40 以下	40 以下	160 (本) 以下
初期濃縮度 (%) <small>注1)</small>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
性状	固体		
	物理的形態	ウランシリコロンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)	ウランシリコロンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)
化学的形態	ウランシリコロンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)	ウランシリコロンアルミニウム分散型合金 (U ₃ Si ₂ -Al)	天然ウラン(U)
重量 (kgU/基) <small>注1)</small>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
²³⁵ U 含有量 (g/体) <small>注1)</small>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
U 含有量 (g/体) <small>注1)</small>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
燃焼度 (%) <small>注2)</small>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
冷却日数 (日)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
崩壊熱 (W/基)	2.24 × 10 ³ 以下	1.43 × 10 ³ 以下	7.24 × 10 ¹ 以下
総量	2.09 × 10 ¹⁶ 以下	1.33 × 10 ¹⁶ 以下	9.33 × 10 ¹⁴ 以下
放射能の量 (Bq/基)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
主要な核種	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注) 1つの輸送容器に使用済シリサイド標準型燃料要素及び使用済シリサイドフオロワ型燃料要素は混載できる。

注) 収納物表面から 1m 離れた位置での空気吸収線量率は 10 μ r/h 以上

注1) 核的仕様は、製作誤差を含んだ上限値を示す。

注2) 燃焼度 (%) = (全損耗²³⁵U量 ÷ 初期²³⁵U量) × 100

別紙

本 JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物の「別紙記載事項」を以下に示す。

別紙記載事項 別記-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

別紙記載事項 別記-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

添付

別紙記載事項の補正前後比較表

本補正に係る変更箇所

別記-1

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
序-1	上から 22 行目	<p>A.5 一般の試験条件……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1 熱的試験……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1.1 温度及び圧力の要約……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1.2 熱膨張……………(p)-A-95</p> <p>A.5.1.3 応力計算……………(p)-A-96</p> <p>A.5.1.4 許容応力との比較……………(p)-A-97</p> <p>A.5.2 水 噴 霧……………(p)-A-104</p> <p>A.5.3 自 由 落 下……………(p)-A-104</p> <p>A.5.4 積み重ね試験……………(p)-A-113</p> <p>A.5.5 貫 通……………(p)-A-114</p> <p>A.5.6 角又は縁落下……………(p)-A-114</p> <p>A.5.7 結果の要約及びその評価……………(p)-A-116</p> <p>A.6 特別の試験条件……………(p)-A-116</p> <p>A.6.1 強度試験・落下試験 I (9m 落下時)……………(p)-A-116</p>	<p>A.5 一般の試験条件……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1 熱的試験……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1.1 温度及び圧力の要約……………(p)-A-92</p> <p>A.5.1.2 熱膨張……………(p)-A-97</p> <p>A.5.1.3 応力計算……………(p)-A-97</p> <p>A.5.1.4 許容応力との比較……………(p)-A-98</p> <p>A.5.2 水 噴 霧……………(p)-A-105</p> <p>A.5.3 自 由 落 下……………(p)-A-105</p> <p>A.5.4 積み重ね試験……………(p)-A-105</p> <p>A.5.5 貫 通……………(p)-A-114</p> <p>A.5.6 角又は縁落下……………(p)-A-115</p> <p>A.5.7 結果の要約及びその評価……………(p)-A-115</p> <p>A.6 特別の試験条件……………(p)-A-117</p> <p>A.6.1 強度試験・落下試験 I (9m 落下時)……………(p)-A-117</p>
序-2	上から 1 行目	<p>A.6.1.1 垂直落下……………(p)-A-156</p>	<p>A.6.1.1 垂直落下……………(p)-A-157</p>
序-5	上から 15 行目	<p>E.3 モデル仕様……………(p)-E-6</p> <p>E.3.1 解析モデル……………(p)-E-6</p> <p>E.3.1.1 孤立系の核燃料輸送物の解析モデル……………(p)-E-6</p> <p>E.3.1.2 配列系の核燃料輸送物の解析モデル……………(p)-E-6</p> <p>E.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度……………(p)-E-17</p> <p>E.4 未観界評価……………(p)-E-19</p> <p>E.4.1 計算条件……………(p)-E-19</p> <p>E.4.2 核燃料輸送物への水の侵入等……………(p)-E-19</p> <p>E.4.3 計算方法……………(p)-E-19</p> <p>E.4.4 計算結果……………(p)-E-20</p> <p>E.5 ペンチマーク試験……………(p)-E-22</p> <p>E.6 結果の要約及びその評価……………(p)-E-22</p> <p>E.7 付属書類……………(p)-E-24</p> <p>E.7.1 付属書類-1 通常輸送時の安全性……………(p)-E-24</p> <p>E.7.2 付属書類-2 燃料要素装荷時の安全性……………(p)-E-27</p> <p>E.7.3 付属書類-3 特別の試験条件下の安全性……………(p)-E-29</p> <p>E.7.4 付属書類-4 臨界上転覆となる水密度の検討……………(p)-E-35</p> <p>E.7.5 付属書類-5 KENO-Vaコードの説明……………(p)-E-36</p> <p>E.7.6 付属書類-6 参考文献……………(p)-E-38</p>	<p>E.3 モデル仕様……………(p)-E-7</p> <p>E.3.1 解析モデル……………(p)-E-7</p> <p>E.3.1.1 孤立系の核燃料輸送物の解析モデル……………(p)-E-7</p> <p>E.3.1.2 配列系の核燃料輸送物の解析モデル……………(p)-E-7</p> <p>E.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度……………(p)-E-18</p> <p>E.4 未観界評価……………(p)-E-20</p> <p>E.4.1 計算条件……………(p)-E-20</p> <p>E.4.2 核燃料輸送物への水の侵入等……………(p)-E-20</p> <p>E.4.3 計算方法……………(p)-E-20</p> <p>E.4.4 計算結果……………(p)-E-22</p> <p>E.5 ペンチマーク試験……………(p)-E-23</p> <p>E.6 結果の要約及びその評価……………(p)-E-23</p> <p>E.7 付属書類……………(p)-E-26</p> <p>E.7.1 付属書類-1 通常輸送時の安全性……………(p)-E-27</p> <p>E.7.2 付属書類-2 燃料要素装荷時の安全性……………(p)-E-29</p> <p>E.7.3 付属書類-3 特別の試験条件下の安全性……………(p)-E-33</p> <p>E.7.4 付属書類-4 臨界上転覆となる水密度の検討……………(p)-E-36</p> <p>E.7.5 付属書類-5 KENO-Vaコードの説明……………(p)-E-37</p> <p>E.7.6 付属書類-6 参考文献……………(p)-E-38</p>

(注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 4 年 7 月 13 日付令 0 4 原機 (科研) 0 1 0) の箇所を示す。また、補正箇所を [] で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
序-8	上から31行目	<p>(a)-第A-33回 底部フィンの解析モデル (a)-A-79</p> <p>(a)-第A-34回 輸送容器の温度分布 (a)-A-80</p> <p>(a)-第A-35回 外部用バスケット内の温度分布 (a)-A-81</p> <p>(a)-第A-36回 内部用バスケット内の温度分布 (a)-A-82</p> <p>(a)-第A-37回 輸送容器本体の要素分類図及び境界条件 (a)-A-83</p> <p>(a)-第A-38回 ミーゼスの相当応力分布図 (a)-A-84</p> <p>(a)-第A-39回 変形図 (a)-A-85</p> <p>(a)-第A-40回 蒸留付けたボルトの軸方向応力 (a)-A-86</p>	<p>(a)-第A-33回 底部フィンの解析モデル (a)-A-79</p> <p>(a)-第A-34回 輸送容器の温度分布 (a)-A-80</p> <p>(a)-第A-35回 外部用バスケット内の温度分布 (a)-A-81</p> <p>(a)-第A-36回 内部用バスケット内の温度分布 (a)-A-82</p> <p>(a)-第A-37回 輸送容器本体の要素分類図及び境界条件 (a)-A-83</p> <p>(a)-第A-38回 ミーゼスの相当応力分布図 (a)-A-84</p> <p>(a)-第A-39回 変形図 (a)-A-85</p> <p>(a)-第A-40回 蒸留付けたボルトの軸方向応力 (a)-A-86</p>
序-9	上から1行目	<p>(a)-第A-41回 評価断面の位置 (a)-A-87</p> <p>(a)-第A-42回 蒸と容器本体接合部の変形 (a)-A-100</p> <p>(a)-第A-43回 容器本体胴部の解析モデル (a)-A-105</p> <p>(a)-第A-44回 輸送容器支持用底部フィンの形状及び寸法 (a)-A-106</p> <p>(a)-第A-45回 圧縮による容器本体底板の解析モデル (a)-A-108</p> <p>(a)-第A-46回 容器本体と蓋の接合部 (a)-A-112</p> <p>(a)-第A-47回 9 m頭部直落落下時の解析モデル (a)-A-121</p> <p>(a)-第A-48回 9 m頭部直落落下時の最大変位時刻 (6.4ms後) (a)-A-122</p> <p>(a)-第A-49回 9 m頭部直落落下における落下方向の頭部フィンの変形時刻図 (a)-A-123</p> <p>(a)-第A-50回 9 m頭部直落落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-124</p> <p>(a)-第A-51回 9 m頭部直落落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-125</p> <p>(a)-第A-52回 底部直落落下時の解析モデル (a)-A-126</p> <p>(a)-第A-53回 9 m底部直落落下時の最大変位時刻 (4.4ms後) (a)-A-127</p> <p>(a)-第A-54回 9 m底部直落落下における落下方向の底部フィンの変形時刻図 (a)-A-128</p> <p>(a)-第A-55回 9 m底部直落落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-129</p> <p>(a)-第A-56回 9 m底部直落落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-130</p> <p>(a)-第A-57回 水平落下時の解析モデル (a)-A-131</p> <p>(a)-第A-58回 9 m水平落下時の最大変位時刻 (15.2ms後) (a)-A-132</p> <p>(a)-第A-59回 9 m水平落下時における落下方向のフィンの変形時刻図 (a)-A-133</p> <p>(a)-第A-60回 9 m水平落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-134</p> <p>(a)-第A-61回 9 m水平落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-135</p> <p>(a)-第A-62回 頭部コーナー落下時の解析モデル (a)-A-136</p> <p>(a)-第A-63回 9 m頭部コーナー落下時の最大変位時刻 (20.4ms後) (a)-A-137</p> <p>(a)-第A-64回 9 m頭部コーナー落下時における落下方向の頭部フィンの変形時刻図 (a)-A-138</p> <p>(a)-第A-65回 9 m頭部コーナー落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-139</p> <p>(a)-第A-66回 9 m頭部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-140</p> <p>(a)-第A-67回 底部コーナー落下時の解析モデル (a)-A-141</p> <p>(a)-第A-68回 9 m底部コーナー落下時の最大変位時刻 (17.7ms後) (a)-A-142</p> <p>(a)-第A-69回 9 m底部コーナー落下時における変形 (a)-A-143</p>	<p>(a)-第A-41回 評価断面の位置 (a)-A-87</p> <p>(a)-第A-42回 蒸と容器本体接合部の変形 (a)-A-101</p> <p>(a)-第A-43回 容器本体胴部の解析モデル (a)-A-105</p> <p>(a)-第A-44回 輸送容器支持用底部フィンの形状及び寸法 (a)-A-107</p> <p>(a)-第A-45回 圧縮による容器本体底板の解析モデル (a)-A-109</p> <p>(a)-第A-46回 容器本体と蓋の接合部 (a)-A-113</p> <p>(a)-第A-47回 9 m頭部直落落下時の解析モデル (a)-A-122</p> <p>(a)-第A-48回 9 m頭部直落落下時の最大変位時刻 (6.4ms後) (a)-A-123</p> <p>(a)-第A-49回 9 m頭部直落落下における落下方向の頭部フィンの変形時刻図 (a)-A-124</p> <p>(a)-第A-50回 9 m頭部直落落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-125</p> <p>(a)-第A-51回 9 m頭部直落落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-126</p> <p>(a)-第A-52回 底部直落落下時の解析モデル (a)-A-128</p> <p>(a)-第A-53回 9 m底部直落落下時の最大変位時刻 (4.4ms後) (a)-A-129</p> <p>(a)-第A-54回 9 m底部直落落下における落下方向の底部フィンの変形時刻図 (a)-A-130</p> <p>(a)-第A-55回 9 m底部直落落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-131</p> <p>(a)-第A-56回 9 m底部直落落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-132</p> <p>(a)-第A-57回 水平落下時の解析モデル (a)-A-134</p> <p>(a)-第A-58回 9 m水平落下時の最大変位時刻 (15.2ms後) (a)-A-135</p> <p>(a)-第A-59回 9 m水平落下時における落下方向のフィンの変形時刻図 (a)-A-136</p> <p>(a)-第A-60回 9 m水平落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-137</p> <p>(a)-第A-61回 9 m水平落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-138</p> <p>(a)-第A-62回 頭部コーナー落下時の解析モデル (a)-A-140</p> <p>(a)-第A-63回 9 m頭部コーナー落下時の最大変位時刻 (20.4ms後) (a)-A-141</p> <p>(a)-第A-64回 9 m頭部コーナー落下時における落下方向の頭部フィンの変形時刻図 (a)-A-142</p> <p>(a)-第A-65回 9 m頭部コーナー落下時の落下方向の速度時刻図 (a)-A-143</p> <p>(a)-第A-66回 9 m頭部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻図 (a)-A-144</p> <p>(a)-第A-67回 底部コーナー落下時の解析モデル (a)-A-146</p> <p>(a)-第A-68回 9 m底部コーナー落下時の最大変位時刻 (17.7ms後) (a)-A-147</p> <p>(a)-第A-69回 9 m底部コーナー落下時における変形 (a)-A-148</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
序-10	上から1行目	<p>(p)-第A. 70図 9m底部コーナー落下時における落下方向の底面フィンの重なり時刻図……………(p)-A. 149</p> <p>(p)-第A. 71図 9m底部コーナー落下時の落下方向の速度時刻図……………(p)-A. 149</p> <p>(p)-第A. 72図 9m底部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 73図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 74図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 75図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 76図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 77図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 78図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 79図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 80図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 81図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 82図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p>	<p>(p)-第A. 70図 9m底部コーナー落下時における落下方向の底面フィンの重なり時刻図……………(p)-A. 149</p> <p>(p)-第A. 71図 9m底部コーナー落下時の落下方向の速度時刻図……………(p)-A. 149</p> <p>(p)-第A. 72図 9m底部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 73図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 74図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 75図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 76図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 77図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 78図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 79図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 80図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 81図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p> <p>(p)-第A. 82図 9m底部コーナー落下時の衝撃時刻図……………(p)-A. 150</p>
序-14	上から27行目	<p>(p)-第E. 1図 角型用バスケットの重量解析モデル (軸方向) [RR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 80</p> <p>(p)-第E. 2図 角型用バスケットの重量解析モデル (燃料収納部断面) [RR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 80</p> <p>(p)-第E. 3図 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素断面図……………(p)-E. 81</p> <p>(p)-第E. 4図 角型用バスケットの重量解析モデル (軸方向) [RR-3 シリサイドフクロ型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 81</p> <p>(p)-第E. 5図 角型用バスケットの重量解析モデル (燃料収納部断面) [RR-3 シリサイドフクロ型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 82</p> <p>(p)-第E. 6図 JRR-3 シリサイドフクロ型燃料要素断面図……………(p)-E. 82</p>	<p>(p)-第E. 1図 角型用バスケットの重量解析モデル (軸方向) [RR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 80</p> <p>(p)-第E. 2図 角型用バスケットの重量解析モデル (燃料収納部断面) [RR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 80</p> <p>(p)-第E. 3図 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素断面図……………(p)-E. 81</p> <p>(p)-第E. 4図 角型用バスケットの重量解析モデル (軸方向) [RR-3 シリサイドフクロ型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 81</p> <p>(p)-第E. 5図 角型用バスケットの重量解析モデル (燃料収納部断面) [RR-3 シリサイドフクロ型燃料要素 収納時]……………(p)-E. 82</p> <p>(p)-第E. 6図 JRR-3 シリサイドフクロ型燃料要素断面図……………(p)-E. 82</p>

補正前：(p)-第A. 34図 ～ (p)-第A. 80図
 補正後：(p)-第A. 35図 ～ (p)-第A. 81図

については、前頁及び現頁に示す通り、図番号について変更があるが番号のみの変更であるため以降記載を省略する。

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を~~……~~で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
序-15	上から1行目	<p>(e)-第E.7図 MNU用バスケットの燃料要素モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.15</p> <p>MNU用バスケットの燃料要素モデル(燃料取組部断面)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.16</p> <p>(e)-第E.8図</p> <p>(e)-第E.9図 JRR-4 燃料要素中心配置図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.22</p> <p>(e)-第E.付.2.1図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.23</p> <p>(e)-第E.付.2.2図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.24</p> <p>(e)-第E.付.2.3図</p> <p>MNU用バスケットの燃料要素取組部断面モデル</p> <p>(e)-E.25</p> <p>(e)-第E.付.3.1図</p> <p>9m落下試験後の角型用バスケットの最大変位量</p> <p>(e)-E.26</p> <p>(e)-第E.付.3.2図</p> <p>9m落下試験後の角型用バスケットの</p> <p>燃料要素モデル(断面方向)</p> <p>(e)-E.27</p> <p>(e)-第E.付.4.1図</p> <p>実物模型(No.F)に対する水密度の影響</p> <p>(e)-E.28</p> <p>(e)-第E.付.5.1図</p> <p>MNU-eiユニットの計算フローチャート</p> <p>(e)-E.29</p>	<p>(e)-第E.7図 MNU用バスケットの燃料要素モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.15</p> <p>MNU用バスケットの燃料要素モデル(燃料取組部断面)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.16</p> <p>(e)-第E.8図</p> <p>(e)-第E.9図 JRR-4 燃料要素中心配置図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.22</p> <p>(e)-第E.付.2.1図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.23</p> <p>(e)-第E.付.2.2図</p> <p>角型用バスケットの燃料要素取組部断面モデル(軸方向)</p> <p>[RR-3 MNU燃料要素取組時]……………(e)-E.24</p> <p>(e)-第E.付.2.3図</p> <p>MNU用バスケットの燃料要素取組部断面モデル</p> <p>(e)-E.25</p> <p>(e)-第E.付.3.1図</p> <p>9m落下試験後の角型用バスケットの最大変位量</p> <p>(e)-E.26</p> <p>(e)-第E.付.3.2図</p> <p>9m落下試験後の角型用バスケットの</p> <p>燃料要素モデル(断面方向)</p> <p>(e)-E.27</p> <p>(e)-第E.付.4.1図</p> <p>実物模型(No.F)に対する水密度の影響</p> <p>(e)-E.28</p> <p>(e)-第E.付.5.1図</p> <p>MNU-eiユニットの計算フローチャート</p> <p>(e)-E.29</p>
序-16	上から12行目	<p>(e)-第A.8表 圧力と温度の要約(一般の試験条件)</p> <p>(e)-A.8</p> <p>(e)-第A.9表 燃料バスケットの及び輸送容器本体の</p> <p>軸方向膨張量、変位率と余裕率</p> <p>(e)-A.9</p> <p>(e)-第A.10表 燃料バスケットの内の応力</p> <p>(e)-A.10</p> <p>(e)-第A.11表 燃料バスケットに生ずる最大熱応力</p> <p>(e)-A.11</p> <p>(e)-第A.12表 燃料バスケットの及び輸送容器本体の</p> <p>圧方向膨張量、変位率と余裕率</p> <p>(e)-A.12</p> <p>(e)-第A.13表 蒸餾付けボルトの応力</p> <p>(e)-A.13</p> <p>(e)-第A.14表 落下衝撃試験の条件</p> <p>(e)-A.14</p> <p>(e)-第E.3表 各種純の原子輻射影響</p> <p>(e)-E.3</p> <p>(e)-第E.4表 計算結果</p> <p>(e)-E.4</p> <p>(e)-第E.付.2.1表 MNU用バスケットの燃料要素取組時</p> <p>燃料要素取組時の原子個数密度</p> <p>(e)-E.21</p> <p>(e)-第F.1表 使用を予定する期間中に想定される使用状況</p> <p>(e)-F.1</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第G.1表 外運搬規則及び外運搬指示に対する適合性の評価</p> <p>(e)-G.1~(e)-G.2</p>	<p>(e)-第A.8表 圧力と温度の要約(一般の試験条件)</p> <p>(e)-A.8</p> <p>(e)-第A.9表 燃料バスケットの及び輸送容器本体の</p> <p>軸方向膨張量、変位率と余裕率</p> <p>(e)-A.9</p> <p>(e)-第A.10表 燃料バスケットの内の応力</p> <p>(e)-A.10</p> <p>(e)-第A.11表 燃料バスケットに生ずる最大熱応力</p> <p>(e)-A.11</p> <p>(e)-第A.12表 燃料バスケットの及び輸送容器本体の</p> <p>圧方向膨張量、変位率と余裕率</p> <p>(e)-A.12</p> <p>(e)-第A.13表 蒸餾付けボルトの応力</p> <p>(e)-A.13</p> <p>(e)-第A.14表 落下衝撃試験の条件</p> <p>(e)-A.14</p> <p>(e)-第E.3表 各種純の原子輻射影響</p> <p>(e)-E.3</p> <p>(e)-第E.4表 計算結果</p> <p>(e)-E.4</p> <p>(e)-第E.付.2.1表 MNU用バスケットの燃料要素取組時</p> <p>燃料要素取組時の原子個数密度</p> <p>(e)-E.21</p> <p>(e)-第F.1表 使用を予定する期間中に想定される使用状況</p> <p>(e)-F.1</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第G.1表 外運搬規則及び外運搬指示に対する適合性の評価</p> <p>(e)-G.1~(e)-G.2</p>
序-18	上から12行目	<p>(e)-第E.3表 各種純の原子個数密度</p> <p>(e)-E.3</p> <p>(e)-第E.4表 計算結果</p> <p>(e)-E.4</p> <p>(e)-第E.付.2.1表 MNU用バスケットの燃料要素取組時</p> <p>燃料要素取組時の原子個数密度</p> <p>(e)-E.21</p> <p>(e)-第F.1表 使用を予定する期間中に想定される使用状況</p> <p>(e)-F.1</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第G.1表 外運搬規則及び外運搬指示に対する適合性の評価</p> <p>(e)-G.1~(e)-G.2</p>	<p>(e)-第E.3表 各種純の原子個数密度</p> <p>(e)-E.3</p> <p>(e)-第E.4表 計算結果</p> <p>(e)-E.4</p> <p>(e)-第E.付.2.1表 MNU用バスケットの燃料要素取組時</p> <p>燃料要素取組時の原子個数密度</p> <p>(e)-E.21</p> <p>(e)-第F.1表 使用を予定する期間中に想定される使用状況</p> <p>(e)-F.1</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)</p> <p>(e)-F.2</p> <p>(e)-第G.1表 外運搬規則及び外運搬指示に対する適合性の評価</p> <p>(e)-G.1~(e)-G.2</p>
(イ)-1	下から3行目	<p>輸送容器に収納する核燃料物質の種類及び体積を燃料バスケ</p> <p>ット別に以下に示す。</p>	<p>輸送容器に収納する核燃料物質の種類及び体積を燃料バスケ</p> <p>ット別に以下に示す。</p>
(イ)-24	上から16行目	<p>そのため、フオロワ型燃料要素を角型用バスケットに収納する場</p> <p>合、燃料要素と燃料要素挿入孔との伝熱性能を定めること及び輸送</p> <p>時の燃料の揺れを減少させる目的で燃料要素と燃料要素挿入孔と</p> <p>の間に(イ)-第C.23図に示すアルミ合金製のスペーサを収納す</p>	<p>そのため、フオロワ型燃料要素を角型用バスケットに収納する場</p> <p>合、燃料要素と燃料要素挿入孔との伝熱性能を定めること及び輸送</p> <p>時の燃料の揺れを減少させる目的で燃料要素と燃料要素挿入孔との</p> <p>間に(イ)-第C.23図に示すアルミ合金製のスペーサを収納する。</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所です。また、補正箇所を○で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(4)-30	上から 27 行目	(v) 区切板ステンレス鋼 補正前 (vi) スペーサルミニウム合金	(v) 区切板ステンレス鋼 補正後 (vi) スペーサルミニウム合金
(4)-33	上から 11 行目	(d) 固縛装置 (e) 吊上用具 (f) 燃料要素 (i) 標準型燃料要素 (40 体) (ii) フォロワ型燃料要素 (40 体) (iii) JRR-3MNU 燃料要素 (160 本)	(d) 固縛装置 (e) 吊上用具 (f) 燃料要素 (i) 標準型燃料要素 (40 体) (ii) フォロワ型燃料要素 (40 体) (iii) JRR-3MNU 燃料要素 (160 本)
(4)-1	上から 15 行目	また、本核燃料輸送物は、9m水平落下時において一部に微少な塑性変形を生じる角型用バスケット以外、臨界及び熱解析の基本となる形状に影響を及ぼすような変形を起こさないこと。	また、本核燃料輸送物は、9m水平落下時において一部に微少な塑性変形を生じる角型用バスケット以外、臨界及び熱解析の基本となる形状に影響を及ぼすような変形を起こさないこと。
(4)-1	上から 17 行目	核分裂性輸送物に係る試験条件下においても、解析の結果、本核燃料輸送物の角型用バスケット以外、未臨界評価の基本となる形状に影響を及ぼさないこと。	核分裂性輸送物に係る試験条件下においても、解析の結果、本核燃料輸送物の角型用バスケット以外、未臨界評価の基本となる形状に影響を及ぼさないこと。
(4)-1	上から 22 行目	その結果、一般及び特別の試験条件において規則で定められた基準値を満足し、かつ構造強度、密封性能及び遮蔽性能に有意な影響を及ぼさないこと。	その結果、一般及び特別の試験条件において規則で定められた基準値を満足し、かつ構造強度、密封性能及び遮蔽性能に有意な影響を及ぼさないこと。
(4)-1	下から 4 行目	この結果、一般及び特別の試験条件において、規則及び告示に定められた放射線物質の漏えい量の基準値を満足すること。	この結果、一般及び特別の試験条件において、規則及び告示に定められた放射線物質の漏えい量の基準値を満足すること。
(4)-2	上から 4 行目	その結果、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、本核燃料輸送物の表面及び表面から 1 m の線量当量率が規則に定められた各々の試験後の基準値に比べて、十分低い値であること。	その結果、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、本核燃料輸送物の表面及び表面から 1 m の線量当量率が規則に定められた各々の試験後の基準値に比べて、十分低い値であること。
(4)-2	上から 10 行目	その結果、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及び特別の試験条件における孤立系及び配列系輸送物のいずれの場合にも未臨界であること。	その結果、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及び特別の試験条件における孤立系及び配列系輸送物のいずれの場合にも未臨界であること。

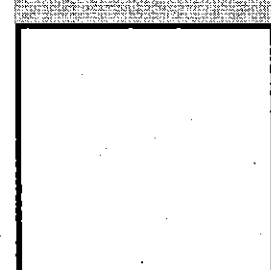
注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 4 年 7 月 13 日付令 04 原機 (科研) 010) の箇所を示す。また、補正箇所を で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-A-55	下から1行目	したがって、本体胴吊上金具の溶接部の許容繰返し回数、使用期間中における使用回数より十分大きいので、本体胴吊上金具の健全性は保たれる。	したがって、本体胴吊上金具の溶接部の許容繰返し回数は、使用期間中における使用回数より十分大きいので、本体胴吊上金具の健全性は保たれる。
(P)-A-80	下から3行目	また、(P)-O-81(2)に記載しているように、本核燃料輸送物使用圧試験法により0.42 MPa以上の圧力を加え、送前気密検査、検査後行い、密封性が確保されることを確認する。したがって、輸送容器の密封性を損なうことなく、健全性は確保される。	また、(P)-O-81(2)を、特別の試験条件に対する局部圧力試験の要なく、本試験法により、特別の試験条件に対する局部圧力試験の要なく、輸送容器の健全性を確保する。したがって、輸送容器の密封性を損なうことなく、健全性は確保される。
(P)-A-81	下から4行目	となり、輸送時に予想される有効な最大周波数（約□ Hz） ¹⁵⁾ に對して本核燃料輸送物の固有振動数約□ Hzであるから、輸送中に共振することはない。	となり、輸送時に予想される有効な最大振動数（約□ Hz） ¹⁵⁾ に對して本核燃料輸送物の固有振動数約□ Hzであるから、輸送中に共振することはない。
(P)-A-81	下から2行目	したがって、輸送容器に用いられている各種の補正係数は、輸送中に共振が起らないことを確認されているため、輸送中に共振することはない。	したがって、輸送容器に用いられている各種の補正係数は、輸送中に共振が起らないことを確認されているため、輸送中に共振することはない。

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書（令和4年7月13日付令04原機（科研）010）の箇所を示す。また、補正箇所を□で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-A-93	上から 5 行目		<p>h: 減衰定数 --- h=0.0 --- h=0.1 --- h=0.2 --- h=0.5 --- h=1.0</p> <p>(P)-第A.34図 応答倍率と振動比の関係</p>
(P)-A-96	上から 16 行目	(記載追加)	<p>また、運転中に予想される周囲の温度変化（40℃から38℃）を考慮した場合であっても、同一部材の温度幅に変化はないので、輸送容器本体の膨張量及び燃料バスケットの膨張量にも差異はなく、間隙量にも変化はない。</p>
(P)-A-99	下から 8 行目	(記載追加)	<p>また、運転中に予想される周囲の温度変化（40℃から38℃）を考慮した場合であっても、同一部材の温度幅に変化はないので、輸送容器本体の膨張量及び燃料バスケットの膨張量にも差異はなく、間隙量にも変化はない。</p> <p>また、室温（20℃）から□℃の温度変化による検討を行ったが、運転中に予想される周囲の温度変化の最低温度である-40℃を考慮した場合は、40℃から□℃で温度差は□℃となる。このときの応力は</p> <p> $\sigma = E \times \alpha \times \Delta T = \square \text{ MPa}$ $M/S = \square / \square = \square$ </p> <p>したがって、安全許容応力及びひずみ許容率M/S値のとおりである。</p> <p> $R/R = \square / \square = \square$ $M/S = \square / \square = \square$ </p> <p>である。よって、運転中に予想される周囲の温度変化を考慮した場合は、膨張等の生じるおそれがない。</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書（令和4年7月13日付令04原機（科研）010）の箇所を示す。また、補正箇所を□で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-A-103	下から2行目	<p>したがって、蓄積付ボルトの許容繰返し回数は、使用期間中に許容される使用回数より大きいため、蓄積付ボルトは疲労破壊を発生しない。</p>	<p>以下より繰返し回数を算出し、疲労を評価した結果、疲労破壊が生じないことを確認した。</p>
(P)-A-165	上から8行目	<p>(記載追加)</p>	<p>また、(P)の曲げモーメントから、甲生子吸収材の断面の仕切板(用)の厚さを算出した。</p>
(P)-A-165	上から9行目	<p>2.1.2. 甲生子吸収材の強度</p> <p>甲生子吸収材は(図)第A-81区に示す長さ□mm、幅□mm、厚さ□mmである。</p> <p>垂直落下の場合、甲生子吸収材には落下による慣性力σによる圧縮応力が生じる。この圧縮応力σは次式で与えられる。</p> $\sigma = \frac{F}{A} = \frac{W \cdot g}{A}$ <p>ここで、σ：圧縮応力 (MPa)</p> <p>A：甲生子吸収材の垂直方向受圧面積 (mm²)</p> <p>W：甲生子吸収材の質量 (kg)</p> <p>g：重力加速度 (9.8 (m/sec²))</p> <p>したがって、甲生子吸収材に働く圧縮応力σは次のとおりである。</p> <p>甲生子吸収材の許容圧縮応力σ_{allow}は</p> $\sigma_{allow} = \frac{R}{F.S.D}$ <p>ここで、σ_{allow}：甲生子吸収材の安全率R及び余裕率F.S.Dの値である。</p>	<p>(図)第A-81区 (単位: mm)</p> <p>有型用ベスケットの中生子吸収材の垂直落下モデル</p> 

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和4年7月13日付令04原機 (科研) 010) の箇所です。また、補正箇所を [] で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(ア)-A-249	上から 行目	<p> $RP = \frac{MS}{\dots} = \frac{1}{\dots}$ したがって、中性子吸収材は垂直落下によって圧潰しない。 </p> <p>(記載追加)</p> <p>水深15m浸漬よりも厳しい条件となる強化浸漬(水深200mの水中浸漬)において、本輸送容器に永久変形が生じることではなく、密封性能の健全性が損なわれないことが確認された。</p> <p>したがって、本輸送容器は水深15mの位置における水圧(0.15MPa絶対圧)の外圧において、密封性能及び遮蔽性能が劣化するおそれはない。</p>	<p> 本核燃料輸送物は、A値の10万倍を超える量の放射能を有する核燃料物質等が収納されている輸送物(収納される放射能の放射能とA値10万倍の比は、約 $\frac{1}{100000}$ であるため、200m浸漬試験に対して密封装置の破損がないことを評価する。 </p> <p>水深15m浸漬よりも厳しい条件となる強化浸漬(水深200mの水中浸漬)において、本輸送容器に永久変形が生じることではなく、密封性能の健全性が損なわれないことが確認された。</p> <p>したがって、本輸送容器は水深15mの位置における水圧(0.15MPa絶対)の外圧において、密封性能及び遮蔽性能が劣化するおそれはない。</p>
(ア)-A-266	下から 行目	<p>(記載追加)</p> <p>本核燃料輸送物は、A値の10万倍を超える量の放射能を有しているため、200m浸漬試験に対して密封装置の破損がないことを評価する。</p>	<p>本核燃料輸送物は、A値の10万倍を超える量の放射能を有する核燃料物質等が収納されている輸送物(収納される放射能の放射能とA値10万倍の比は、約 $\frac{1}{100000}$ であるため、200m浸漬試験に対して密封装置の破損がないことを評価する。</p>
(ア)-A-331	上から 行目	<p>(記載追加)</p>	<p>(記載追加)</p>
(ア)-B-36	上から 行目	<p>(記載追加)</p> <p>この値は耐圧試験圧力0.98 MPaG (10kef/cm²G) 以上に比べ十分小さな値であり、本核燃料輸送物は一般の試験条件下での圧力上昇による問題はな</p>	<p>また、運搬中に予想される周囲の温度変化(-40℃から38℃)を考慮した場合であっても、$\frac{1}{100000}$ MPaGである。この値は耐圧試験圧力0.98 MPaG (10kef/cm²G) 以上に比べ十分小さな値であり、本核燃料輸送物は一般の試験条件下での圧力上昇による問題はな</p>
(ア)-B-79	上から 行目	<p>(記載追加)</p>	<p>また、このとき運搬中に予想される周囲の温度変化(-40℃から38℃)を考慮した場合、-40℃環境で燃料を収納、-40℃環境で調圧度より周囲の温度変化を差し引くことで、$\frac{1}{100000}$ MPaG (78 = $\frac{1}{100000}$ (°C))とする。一方、最大内圧算出時と同様に太陽輻射熱を受けた時における内部空気の最高温度は、最高温度評価結果の燃料要素の最高温度に等しいと考え、$\frac{1}{100000}$ MPaGとすれば、このときの内圧は、$P = \frac{1}{100000} \times V \times \frac{1}{100000}$ (°C) × V</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を $\frac{1}{100000}$ MPaG で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-E-5	下から4行目	<p>(記載追加)</p> <p>また、収納する燃料要素のうち、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素及びJRR-3 シリサイドフロワ型燃料要素には、中性子吸収材として [] を使用している。解析では、安全側に評価するために中性子吸収材である [] は無視した。</p> <p>(記載追加)</p>	<p>(MP, EPS) (MP, G)</p> <p>となる。算出した一般試験条件下における最大内圧と比較小さいため上記結果は含まれることとなり、運搬中に予想される内圧の温度変化を考慮した場合であっても、本形燃料輸送物は一般の試験条件下での圧力上昇による問題は無い。</p> <p>さらに、仮に100年間収納物からの中性子照射を受ける場合には、[] の効力が失われなくなることが示す。</p> <p>[] は、熱中性子を吸収し、[] B (α) の比反応を生じる。</p> <p>[] B の中性子吸収減損率毎以下の式により表される。</p> <p>(中性子吸収減損率) × (中性子照射量) × (B の吸収反応断面積)</p> <p>100年間における中性子照射量 (α) については、(c) 第D.4 表で示す単位質量当たりの線源強度 (α) の最大値である燃料要素 B の値を用いて、</p> <p>[] = 3.25×10^{14} (n/m²) となる。</p> <p>[] B の吸収断面積 3897×10^{-28} (cm²) である。</p> <p>($3.25 \times 10^{14} \times 3897 \times 10^{-28} \times 100 = 1.9 \times 10^7$ (%)) であるので、[] B の減損は無視でき、[] の中性子吸収材も采 われない。</p>
(P)-F-1	上から2行目	<p>本解析では、核燃料輸送物が構成する材料について、使用終了後の期間中において想定される使用状況及び燃料要素の温度変化を考慮する。</p>	<p>注) シリサイドフロワ型燃料輸送物 (公益財団法人日本原子力研究開発機構発行)</p> <p>本章では、輸送容器の使用を予定する期間中における、核燃料輸送物の構成材料の経年変化について、(a) 章の安全解析で考慮する事項にのみ着目する。</p>
(P)-F-1	上から4行目	<p>使用を予定する期間中に想定される使用状況を (c) 第E.1 表に示す。</p>	<p>本形燃料輸送物について (c) 第E.1 表の通りに補正される使用状況を仮定し、輸送容器の構成材料に対して考慮すべき経年変化の要因としては、各容器体管中、運搬開始前及び輸送中における熱的変化、放射線照射による劣化、非学的変化による劣化及び蒸気の戻しなどが生じることに着目する。</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和4年7月13日付令04原機(科研)010) の箇所を示す。また、補正箇所を [] で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-F-3	表 4 列目「評価」上から 3 行目	<p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p> <p>ステンレス鋼は腐食しにくい材料であり、輸送中に予想される海塩粒子付着による腐食に対しても、実用上影響はない。また、ステンレス鋼の大気中での腐食深さは、年間1μm (0.001mm) 以下であり、19年間使用する条件下での環境下(大気中)での腐食深さは最大で0.07mmと推定される。(P)章 A 構造解析のうち、A5.5の貫通における輸送容器で最も板厚の薄い底板(□mm、余裕率とした場合、□)において、腐食による板厚減少(0.07mm)が、底板で起きた場合においても余裕率は□程度であり、余裕率は正であることから、構造強度への影響は大きく、経年変化の影響はない。さらには、腐食が生じた場合でも、定期点検・保守作業等による腐食の有無は確認でき、適切に対応する。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p> <p>(記載追加)</p>	<p>腐食に伴う材料の強度や脆化等の影響が考えられるが、ステンレス鋼は、表面に不動腐膜を形成し、腐食しにくい材料である。また、大気中での腐食深さは、年間1μm (0.001mm) であり、使用期間中で最大0.07mmと推定され、部材の厚さ(輸送容器本体厚で約□mm)に比べ無視し得る腐食量である。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
(P)-F-3	表 4 列目「評価」上から 3 行目の下		<p>(1) 吊上装置 吊上装置は、1年で100回取り扱うものとし、使用期間中の現実的な想定吊上げ回数は7000回となるが、技術基準適合に係る吊上げ回数は保守的に10,000回を想定しており、繰り返し回数10,000回は、想定される使用回数を包含している。以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している。(A.4.4)</p> <p>(2) 密封装置 密封装置は、1年で4回取り扱うものとし、70年で繰り返し回数が280回となるが、技術基準適合に係る繰り返し回数は保守的に300回を想定しており、繰り返し回数300回は、想定される使用回数を包含している。以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している。(A.5.1.3)</p>
(P)-F-4	表 1 列目「構成材料」上から 2 行目	ステンレス鋼	
(P)-F-4	表 2 列目「経年変化要因」上から 1 行目	疲労	(1行目)

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を□で示す。

		補正前		補正後			
頁番号	変更箇所						
(p)-F-4	表 2 列目 「経年変化要因」上から 1 行目の下	<p>(記載追加)</p> <p>経年変化の要因の整理</p> <p>材料の経年劣化は、負荷応力の経過により発生する。</p>		<p>(2行目) (3行目)</p> <p>放射線 化学変化</p>			
(p)-F-4	表 3 列目						
(p)-F-4	表 4 列目 「評価」上から 1 行目	<p>(1) 中子照射による材料の劣化は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (740,000回) は、使用予定年数の想定繰り返し回数 (10,000回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化への影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、本多核燃料高送物が規則に定める長循環で適合していることへの影響はない。</p> <p>(2) 蓋筒荷重は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (3,400回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (100回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化の影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p>		<p>高温環境下において、材料の組織変化に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられるが、熱解析の結果から、運転中における最高温度は 100 ± 4.2 (°C) であり、本材料が耐えられる温度 (2450°C) (B.2) を下回る。以上のことから、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることの確認する必要があるとはならない。</p>			
(p)-F-4	表 4 列目 「評価」上から 1 行目の下			<p>(記載追加)</p> <p>中子照射による材料の劣化は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (740,000回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (10,000回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化への影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、本多核燃料高送物が規則に定める長循環で適合していることへの影響はない。</p> <p>(2) 蓋筒荷重は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (3,400回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (100回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化の影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p>		<p>中子照射による材料の劣化は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (740,000回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (10,000回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化への影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、本多核燃料高送物が規則に定める長循環で適合していることへの影響はない。</p> <p>(2) 蓋筒荷重は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (3,400回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (100回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化の影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p> <p>(2行目)</p> <p>既述に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられるが、放射線照射による材料の劣化は、(1) 中の劣化率に示したとおり、許容限の返し回数 (740,000回) は、使用予定年数における繰り返し回数 (10,000回) よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し回数に伴う疲労による経年変化への影響を考慮しない。</p> <p>以上のことから、本多核燃料高送物が規則に定める長循環で適合していることへの影響はない。</p>	

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送施設承認申請書 (令和 4 年 7 月 13 日付令 04 原機 (科研) 010) の箇所を示す。また、補正箇所を で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-F-5	表1 列目「構成材料」上から1行目	[]	要はない。(3行目) アルミニウム合金
(P)-F-5	表2 列目「経年変化要因」上から4行目	減速	(記載削除)
(P)-F-5	表3 列目	<p>経年変化の考慮の要する期間の長短</p> <p>周囲では、クランプ等による温度の低下がある。</p> <p>中性子照射材が中性子補償によって著しく劣化する恐れがある。</p> <p>本材料は、水などの溶液により、腐食、腐食の恐れがある。</p> <p>材料の疲労破壊は、負荷応力の繰返しによって起こる。</p>	(記載削除)
(P)-F-5	表4 列目「評価」上から1行目	本材料は、構造強度部材でないため、熱による経年変化を考慮する必要はない。 以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。	高温環境下に置くことによる組織変化に伴う伝熱性能への影響が考えられるが、熱解析の結果から、運転甲における最高温度は(表4.2)であり、本材料が溶解する温度(660℃)(B.2)を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。
(P)-F-5	表4 列目「評価」上から2行目	年間1回、1度の運転に要する期間を365日として、70年間使用する条件下で、構成部品の特性の10cmに、集中して中性子が照射されたとしても、その中性子照射量は 10^{22} n/cm ² であり、核燃料輸送物内の中性子照射量は低く、この中性子補償によって中性子吸収材が著しく消費されることはないことから、放射線照射による経年変化の影響は受けない。	中性子照射による組織変化(脆化等)に際し機械的特性への影響が考えられるが、使用期間中の中性子照射量は最大で 10^{22} n/cm ² であり、組織変化(脆化等)を生じる恐れがある照射量は 10^{24} n/cm ² を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。
(P)-F-5	表4 列目「評価」上から3行目	本材料はステンレス鋼に覆われた密閉空間にあり、外気と接触することはない。腐食等が生じるおそれはないことから、経年変化の影響は受けない。	腐食に伴う伝熱性能への影響が考えられるが、アルミニウム合金は、表面に酸化被膜を形成し、腐食しにくい材料である。また、発送前に外観に異常がないことを確認した上で使用する。以上を踏ま

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を [] で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-F-5	表4「評価」上から4行目	<p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p> <p>内外圧力差や取崩しに起因する応力は生じないため、疲労による経年変化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、経年変化の影響はないものとして、技術上の基準に適合していることの確認を行った。</p>	<p>経年変化の影響については、技術上の基準に適合していることを確認している。</p> <p>【記載削除】</p>
(p)-F-6	上から2行目	<p>F.2に示したとおり、本核燃料輸送物に係る構成部品に使用する材料について、経年変化の考慮の必要性について評価を行った。その結果、使用を予定する期間中に想定される使用状況において、経年変化の影響はないことを確認したことから、技術上の基準に適合していることの確認は経年変化の影響はないものとして行った。</p>	<p>F.2に示したとおり、本核燃料輸送物に係る構成材料について、経年変化の考慮の必要性について評価を行った。使用を予定する期間中に想定される使用状況において、蒸気放射線、化学的変化の要因については、経年変化の影響を評価した結果、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を考慮する必要はないことを確認した。また、停止装置及び燃料装填装置については、繰り返し応力が発生するため、疲労による経年変化を考慮する必要がある。使用期間中に想定される保守的繰り返し回数を考慮した上で、停止装置と燃料装填装置の疲労を評価したところ、疲労破壊は起きないため、技術上の基準に適合していることを確認した。</p>
(p)-F-7	上から3行目	<p>(1) (一社)日本機械学会、「使用済核燃料貯蔵施設規格-金属パイプ-製造規格」(JSME S-FAL-2007) (2007)</p>	<p>(1) 輸送物技術委員会、「使用済核燃料貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全性確保対策について」(2010)</p> <p>【記載削除】</p>
(p)-F-7	上から5行目	<p>(2) (一社)日本機械学会、「発電用原子力設備規格-設計-建設規格」(2005年版) <第1編-軽水炉規格> (JSME S-NC1-2005) (2007年追加版) (2007)</p>	<p>(3) 住友金属工業株式会社、「ステンレス鋼」(第9版) (1985)。</p> <p>【記載削除】</p>
(p)-F-7	上から7行目	<p>(3) K. Farrell, et al., "An Evaluation of Low Temperature Radiation Embrittlement Mechanisms in Ferritic Alloy Steels of Nuclear Materials", Vol. 210, (1994)</p>	<p>【記載削除】</p>
(p)-F-7	上から9行目	<p>(4) R. J. Gault, "Stress Corrosion Cracking of Precipitation Hardening Stainless Steels", Materials Performance, Vol. 26, No. 2, (1987)</p>	<p>【記載削除】</p>
(p)-F-7	上から11行目	<p>(5) (一社)日本機械学会、「核燃料輸送物-基礎編」(2007)</p>	<p>【記載削除】</p>
(p)-F-7	上から12行目	<p>(6) 日刊工業新聞社、「ステンレス鋼便覧」(1979)。</p>	<p>(6) 日刊工業新聞社、「ステンレス鋼便覧」(1979)。</p>
(p)-G-1	「説明」の上から17行目	<p>本核燃料輸送物は四角輸送物であるので、規則第7条に定める技術基準の適用を受ける。また、第7条技術上の基準の適合性評価に当たり、経年変化の考慮が求められることから、21F-1010に評価した。</p>	<p>核燃料輸送物の構成材料は、規則第7条に定める技術基準の適用を受ける。また、第7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>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を○で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-G-1	「説明」の上から24行目	1. 本核燃料輸送物の想定した使用条件（使用予定年数、製造後から70年間の輸送回数を1回、輸送当たり輸送日数を365日）に基づき経年変化を評価する。	1. 本核燃料輸送物の使用予定期間（製造後から70年であり、年間の輸送回数を1回、輸送1回当たり1回に要する日数は保守的に365日）を想定している。本核燃料輸送物の構成材料（ステンレス鋼、アルミニウム合金）を対象に、技術上の基準に適合性を確認する上で考慮が必要となる経年変化に係る影響について評価した。
(p)-G-2	「説明」の上から6行目	2. 収納物は、当該輸送日数で経年変化の影響はないことから、輸送容器の構成部品について考慮する。	2. 本核燃料輸送物の使用を予定する期間中に想定される使用状況において、考慮すべき経年変化の要因は、熱、放射線、化学的劣化及び疲労となる。
(p)-G-2	「説明」の上から9行目	3. 経年変化の要因として、熱、放射線照射、化学的変化及び疲労による疲労とする。	3. 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)-G-2	「説明」の上から12行目	4. 一般の試験条件下の太陽輻射熱ありの条件における最高温度は燃料バスケット中心軸付近において〇°Cであることから、本材料では機能の低下は起きないため、熱による経年変化への影響は受けない。	(1) 熱については、運転中における熱解析の結果、クリーブ等（ステンレス鋼）、高温脆化（ステンレス鋼）、組織変化（〇）が認められる。アルミニウム合金は発生しないことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響は考慮する必要があることを確認した。
(p)-G-2	「説明」の上から19行目	5. 放射線照射の影響は、使用予定年数で収納物からの放射線を受けるとしても、材料強度に影響が現れる単位面積当たり10 ¹⁰ 回を十分に下回る。	(2) 放射線については、放射線照射による組織変化（ステンレス鋼、アルミニウム合金）の減損（〇）が考えられるが、使用予定期間中の累積照射量が組織変化を生じるおそれがある照射量に比べて小さいこと、 ⁶⁰ Coの減損が無視し得る理由から、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響は考慮する必要があることを確認した。
(p)-G-2	「説明」の上から24行目	6. 化学変化の影響について、ステンレス鋼は、大気中では不動腐蝕を表面に形成し腐食は進行しにくいこと、また外観検査等で状態を確認し、必要に応じ補修することから腐食等の影響は受けない。	(3) 化学的変化については、腐食による強度低下（ステンレス鋼）未臨界維持への影響（〇）、伝熱性能への影響（アルミニウム合金）が考えられるが、腐食量が部材厚さに比べ無視し得ること（ステンレス鋼）、外気と触れず腐食が生じないこと（〇）、腐食しにくい材料であるが、発送前に外観に異常がないことを確認した上で使用する（アルミニウム合金）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、その影響は考慮する必要があることを確認した。
(p)-G-2	「説明」の上から30行目	7. 疲労については、本体胴部金具の最も厳しい応力が生じる溶接部について繰り返し応力が生じる。この時の疲労強度を評価し、許容繰返し回数（7.4×10 ⁶ 回）は、使用予定年数の想定繰返し回数（1×10 ¹⁰ 回）よりも多いことから、使用予定年数における繰り返し荷重に伴う疲労の影響はない。	(4) 疲労については、吊上装置及び密封装置について繰り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。いずれも、使用期間中の現実的に想定される使用回数よりも保守的な繰り返し回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が起きないことを確認している。
(p)-G-3	「説明」の上から8行目	（記載追加）	以上のことから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。

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書（令和4年7月13日付令04原機（科研）010）の箇所を示す。また、補正箇所を〇で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(P)-G-5	「申請書記載対応項目」の上から1行目	(P)-A-5 (P)-B-1	返し回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している。 (P)-A-4-6 (P)-A-6-5 (P)-B-4-4
(P)-G-6	「説明」の上から4行目	5. 本核燃料輸送物の最大圧力は、約 <input type="checkbox"/> MPa (火災時) であり、安全側に <input type="checkbox"/> MPa で評価しても、破損は生じない。	5. 運転中に予想される周囲の温度変化 (-40℃～38℃) の範囲において、熱膨張に伴う部材の拘束は無く、熱応力による亀裂、破損等も生じない。
(P)-G-6	「説明」の上から8行目	本核燃料輸送物の表面は滑らかに仕上げられており、除染性が良く雨水がたまることはない。また、表面に不要な突起物はなく、除染性が良く雨水がたまることはない。	本核燃料輸送物の表面は滑らかに仕上げられており、除染性が良く雨水がたまることはない。また、表面には市上装置 (市上装置) 落下衝撃の緩衝と防護網除去に使用するワイヤ、封印用の封印金具以外の不要な突起物はない。
(P)-G-6	「説明」の上から12行目	本輸送容器は、第4条第2号で示したとおり、輸送中に予想される温度の範囲 (-40℃～38℃) において有意な熱膨張差等が生じることとはなく、熱膨張により輸送容器、燃料バスケット及び燃料要素が相互の干渉もないことから、それぞれの構造材間又は燃料要素との間で、危険な物理的又は化学的作用を起すことはない。また、本核燃料輸送物は乾式であるから冷却水を内封しておらず、凍結による破損を生じることがない。	本輸送容器は、輸送中に予想される温度の範囲 (-40℃～38℃) において有意な熱膨張差等が生じることとはなく、熱膨張により輸送容器、燃料バスケット及び燃料要素が相互の干渉もないことから、それぞれの構造材間又は燃料要素との間で、危険な物理的又は化学的作用を起すことはない。
(P)-G-6	「説明」の下から1行目	(記載追加)	1. 運転中に予想される温度の範囲において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、破損等を生じることがない。
(P)-G-6	「説明」の下から1行目	(P)-G-6 「説明」の下から4行目記載を移動	2. 本核燃料輸送物は乾式であるから冷却水を内封しておらず、凍結による亀裂、破損等が生じることがない。
(P)-G-6	「説明」の下から1行目	(記載追加)	3. 中性子吸収材は、ステンレス鋼に密封されており、材料相互で重積的及び化学的に反応 (腐食) が生じない。また、 <input type="checkbox"/> 製の O ₂ リングについても金属材料と接触しても重積的及び化学的に反応を生じることがない。 (P)-A-4-2 (P)-A-5-1
(P)-G-6	「申請書記載対応項目」の上から2行目	(記載追加)	
(P)-G-7	「説明」の下	種類は、輸送中に考えられる事故条件を考慮し、輸送容器本体等へ	ペントハロゲン及びドレンは、輸送中に考えられる事故条件

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和4年7月13日付令04原機 (科研) 010) の箇所を示す。また、補正箇所を で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-G-7	上から1行目	の取付けは[]であり、さらにバルブ保護カバーで保護され、[]されないことではない。	を考慮し、輸送容器本体等への取付けは[]であり、さらにバルブ保護カバーで保護され、[]されないことではない。
(p)-G-7	「説明」の上から11行目	1. α線を放出する放射性物質 0.4 Bq/cm ²	1. []線を放出する放射性物質 0.4 Bq/cm ²
(p)-G-7	「説明」の上から13行目	2. α線を放出しない放射性物質 4 Bq/cm ²	2. []線を放出しない放射性物質 4 Bq/cm ²
(p)-G-7	「申請書記載対応項目」の上から1行目	(記載追加)	(p)-A-4-2 (p)-A-5-1 (p)-B-4-8 (p)-A-4-1 (p)-A-4-3
(p)-G-8	「説明」の上から9行目	(4)-C 本核燃料輸送物の構成部品の材料はステンレス鋼は、外運搬規則第5条第4号の技術上の基準の温度の範囲(40℃~70℃)である。第4条第2号(ホ)により亀裂、破損等の生じるおそれはない。	(4)-C 本核燃料輸送物の運搬中に予想される周囲の温度は40℃~38℃である。 構成部品に使用する材料(ステンレス鋼 []、アルミ合金等)は、運搬中に予想される周囲の温度範囲(40℃~38℃)において、著しい強度の低下や脆化等がなく、必要とされる材料強度等に影響しないため、亀裂、破損等の生じるおそれはない。
(p)-G-8	「説明」の上から15行目	本輸送容器の周囲圧力が6.0×10Paに減少した場合、熱的試験での応力計算結果を補正することと評価した。 一般試験条件下の内部最大圧力 [] Paを [] Paと安全側に考慮する。この場合の内外圧力差は [] Paとなる。 これに対し周囲圧力が大気圧(9Pa)の場合、熱的試験での応力計算圧力より評価する。 一般試験条件下の内部最大圧力 [] Paを [] Paと安全側に考慮する。この場合の内外圧力差は [] Paとなる。 以上より、60kPa/圧力低下した場合の内外圧力差は [] Paの範囲となる。内圧の低下による応力計算の結果より、鋼板厚の内表面の最大応力が [] MPaである。このため、輸送容器の破損や脆化等が生じるおそれなく、輸送容器の密封性を確保している。 したがって、放射性物質の漏えいは生じない。	本輸送容器の周囲圧力が60Paに減少した場合の差圧と、保守的に考慮した核燃料輸送物の内部最大圧力 [] Pa([] Pa)が輸送容器の内外圧差 [] Pa([] Pa)として密封装置の強度及び密封性を評価しており、亀裂、破損等が生じないこと及び蓋部Oリングの初期締付け代より圧縮量は小さいことから密封性が確保されることを確認している。したがって、放射性物質の漏えいは生じない。
(p)-G-8	「申請書記載対応項目」の上から1行目	(記載追加)	(p)-B-1-9 (p)-A-4-2

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を [] で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-G-10	「説明」の上から9行目	<p>値の10万倍を超える量の放射能を有する核燃料物質等が収納された場合でも、容器等に発生する応力は許容応力以下であり、密封性が損なわれることはない。</p>	<p>本核燃料輸送物は、値の10万倍を超える量の放射能を有する核燃料物質等が収納されている輸送物(収納される放射能の放射能値10万倍の範囲)を超す)であり、水深200mに相当する外圧2.0MPaを受けた場合でも、容器等に発生する応力は許容応力以下であり、密封性が損なわれることはない。</p>
(p)-G-11	「説明」の上から6行目	<p>燃料バスケット中心軸付近で℃であり、ステンレス鋼の規格等で定められる構造強度基準の範囲内であることから機能的に問題はない。</p>	<p>燃料バスケット中心軸付近で℃であり、ステンレス鋼の規格等で定められる構造強度基準の範囲内であることから輸送物の構造健全性及び密封性は確保されることを確認している。</p>
(p)-G-11	「説明」の上から12行目	<p>本輸送容器はステンレス製で、その外表面は滑らかに仕上げられており、水切りは極めて良い。したがって、本輸送物の健全性損なわれることはない。</p>	<p>本輸送容器はステンレス製で、その外表面は滑らかに仕上げられており、水切りは極めて良い。したがって、本輸送物の健全性及び密封性が損なわれることはない。</p>
(p)-G-11	「申請書の記載対応項目」の上から2行目	(記載追加)	(p)-A-6、(p)-A-6.5
(p)-G-12	「説明」の下から8行目	<p>その変形による落下衝撃値に対して容器本体、蓋及び収納物等の健全性が確保され、落下高さ0.3mの本試験においても核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。</p>	<p>その変形による落下衝撃値に対して容器本体、蓋及び収納物等の健全性が確保され、蓋部Oリングの初期締付け代より目開き量(注)とみから密封性が維持されることを確認している。したがって、落下高さ0.3mの本試験においても核燃料輸送物は十分健全性が保証され、核燃料輸送物の健全性及び密封性が損なわれることはない。</p>
(p)-G-14	「説明」の上から7行目	<p>上記の結果、本核燃料輸送物は貫通試験に対して十分な強度を有しており、健全性が損なわれることはない。</p>	<p>上記の結果、本核燃料輸送物は貫通試験に対して十分な強度を有しており、構造健全性及び遮蔽性能が損なわれることはない。</p>
(p)-G-14	「説明」の下から10行目	<p>本核燃料輸送物は、一般の試験条件下で密封容器及び燃料要素の健全性は損なわれぬ。</p>	<p>本核燃料輸送物は、一般の試験条件下で密封容器及び燃料要素の健全性は損なわれぬ。また、一般試験条件よりも厳しい条件である特別試験においても蓋部Oリングの初期締付け代より目開き量は小さく、密封性は維持される。</p>
(p)-G-15	「説明」の下から11行目	<p>本核燃料輸送物が一般の試験条件下に置かれた場合でも、密封性は損なわれぬことはなく、発送前検査で確認した表面密度が表面密度限度を超えることはない。</p>	<p>本核燃料輸送物が一般の試験条件下に置かれた場合でも、密封性は損なわれぬことはなく、一般試験条件よりも厳しい条件である特別試験においても、蓋部Oリングの初期締付け代より目開き量(注)とみから密封性は維持されること、放射線物質が核燃料輸送物外に放出されることはない。また、発送前検査で確認した表面密度が表面密度限度を超えることはない。</p>
(p)-G-15	「申請書記載対応項目」	(記載追加)	(p)-A-6

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所で示す。また、補正箇所を()で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-G-16	項目]の上から2行目の上	「説明」の上から15行目	そのため、容器本体と蓋部の密封性は保持され、遮蔽性能も損なわれない。蓋締付けボルトは、いずれの落下姿勢においても、その発生応力は降伏応力より小さく、落下後もほぼ初期締め付け応力を維持する。各燃料バスケットのうち、水平落下時に角型用バスケットの一部に \square mmの塑性変形を生じるが、その塑性変形を考慮しても臨界解析上問題とならない。その他、核燃料輸送物各部に生じる応力は許容応力以下であり、健全性が損なわれることはない。
(p)-G-17	「説明」の上から12行目	また、バルブ保護カバーを軟鋼棒が直撃した場合でも、強度的に耐えられる。したがって、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。	また、バルブ保護カバーを軟鋼棒が直撃した場合でも、強度的に耐えられる。したがって、本核燃料輸送物の健全性は確保でき、密封性が損なわれることはない。
(p)-G-17	「申請書記載対応項目」の上から3行目の上	記載追加	(p)-G-19, 2, 4
(p)-G-18	「説明」の上から14行目	パッキング材の \square の最高使用可能温度(\square °C)以内であり、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。	パッキング材の \square の最高使用可能温度(\square °C)以内であり、本核燃料輸送物の健全性及び密封性が損なわれることはない。
(p)-G-19	「説明」の上から11行目	本核燃料輸送物が特別の試験条件下に置かれた場合でも密封性が損なわれない。本核燃料輸送物の健全性及び密封性が損なわれることはなく、放射性物質の漏えい率の基準値に対する比率は 6.77×10^{-8} であり基準値を超えることはない。	本核燃料輸送物が特別の試験条件下に置かれた場合でも容器本体と蓋部の密封性が損なわれることはなく、放射性物質の漏えい率の基準値に対する比率は 6.77×10^{-8} であり基準値を超えることはない。
(p)-G-19	「説明」の下から9行目	第7条第1号(第4条第2号、第5条第4号)の技術上の基準に適合する温度は -40 °C、また、最高温度は規則第7条第2号に規定される周囲の温度が 38 °Cであり、最悪温度(燃料要素に \square °C)である。以上のことから、本核燃料輸送物の構成部品の材料であるステンレス鋼、アルミ合金、銅、鉛、鉛合金、 \square 等は、輸送中に予想される温度の範囲において健全性が損なわれることはない。	本核燃料輸送物に低温脆性等を生じないことを確認している。高温環境においては、輸送物の最高温度が許容温度以内であること等を解析している。低温環境及び高温環境において、亀裂、破損等が生じることはなく、遮蔽性能、密封性能等に影響はない。
(p)-G-20	「説明」の上から13行目	本核燃料輸送物の最大圧力は、 \square MPaであり、特別の試験条件下で \square MPaで \square 基準値を満足する。	本核燃料輸送物は、運輸中に予想される周囲の温度(-40 °C \sim 38 °C)及び目的地の直射の条件の下を考慮した場合の最大圧力は、 \square MPaであり、特別の試験条件下で \square MPaで \square 基準値を満足する。また、本核燃料輸送物の最大圧力は \square MPaである。

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を \square で示す。

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
(p)-G-20	「申請書記載対応項目」の上から2行目	(p)-B-4 【記載追加】	MPaG (<input type="checkbox"/> kPaG) は、運転中に予想される周囲の温度変化 (-40℃ から 38℃) を考慮した場合の圧力 <input type="checkbox"/> MPaG (<input type="checkbox"/> kPaG) よりも保守的になる。 (p)-A-4, 5 (p)-A-4, 4
(p)-G-20	「申請書記載対応項目」の上から2行目	(p)-B-5 【記載削除】	【記載削除】
(p)-G-21	「説明」の上から5行目	本核燃料輸送物の経年変化の考慮について、第3条第3項の技術上の基準に適合性に関する説明のとおり、経年変化の影響はないことを確認したことから、技術上の基準に適合していることの確認は経年変化の影響はないものとして行った。	本核燃料輸送物の経年変化の考慮について、第3条第3項の技術上の基準に対する適合性に係る説明のとおり考慮した上で、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件において本核燃料輸送物の状態に基づいて、容器本体及び収納物の構造健全性は確保される。

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書 (令和4年7月13日付令04原機(科研)010) の箇所です。また、補正箇所を で示す。

別記-2

頁番号	変更箇所	補正前	補正後
2-F-1	上から1行目	<p>課長は、JRC-80V-20T型核燃料輸送物設計承認申請書(別紙記載事項)の第1項に示す核燃料輸送物の発送前検査、輸送容器の検査に関する作業マニュアルを制定し、実施する。</p>	<p>組織は、輸送容器の取扱い及び保守管理に関し、以下に従い、計画及び実施する。</p> <p>(1) 部長は、所管する輸送容器の取扱い時の取扱い及び輸送容器の損傷を防止するたため、次に掲げる事項を考慮し、輸送容器の取扱いに関する要領を定める。</p> <p>① 取扱い装置の点検並びに取扱い時の誤操作及び輸送容器の損傷防止対策</p> <p>② 輸送容器の取扱い条件</p> <p>③ 保管施設からの輸送容器の搬出入条件及び方法</p> <p>④ 取扱い責任者</p> <p>(2) 課長は、輸送容器の取扱いに関する要領に従って、輸送容器を取り扱う上での要求事項を明確にし、輸送容器の取扱い及び損傷防止を反映させる。</p> <p>(3) 部長は、所管する輸送容器の設計上の性能を維持するため、次に掲げる事項を考慮して輸送容器の保守管理に関する要領を定める。</p> <p>① 法令、規制、設計図書、許可又は認可された事項等の要求事項</p> <p>② 輸送容器の点検方法及び手順</p> <p>③ 保管中の損傷防止対策</p> <p>④ 現場条件等を考慮した保管方法、保管区域の設定</p> <p>⑤ 保守、保管責任者</p> <p>(4) 課長は、輸送容器の保守管理に関する要領に従って、適用される法令、規制及び設計図書、許可又は認可された事項等の要求事項を明確にし、輸送容器の保守管理に反映させる。</p> <p>(5) 課長は、保守又は保管を行う者(従業員等又は受注者)に対し、作業責任者を明確にし、管理する。</p> <p>(6) 課長は、輸送容器の保守業務をアウトソースする場合は、受注者に対して、次に掲げる事項を明確にした管理要領書を提出させ、必要に応じて部長の承認を結たして管理する。</p> <p>① 法令、規制等の要求事項</p> <p>② 管理に必要な規程類、要領書、指示書等の承認、審査、作業指示等責任者</p> <p>(7) 課長は輸送容器(構成品を含む。)の保守検査にかたって、安全上の重要性などを考慮し、並行し、確認、記録確認を行う。</p>

注) 頁番号及び変更箇所については核燃料輸送物設計承認申請書(令和4年7月13日付令04原機(科研)010)の箇所を示す。また、補正箇所を で示す。

JRC－80Y－20T型

核燃料輸送物設計承認申請書
(別紙記載事項)

目 次

(イ)章 核燃料輸送物の説明	
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)-4
D 輸送容器の収納物	(イ)-34
(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-22
A.3 材料の機械的性質	(ロ)-A-24
A.4 核燃料輸送物の要件	(ロ)-A-31
A.4.1 化学的及び電気的反応	(ロ)-A-31
A.4.2 低温強度	(ロ)-A-31
A.4.3 密封装置	(ロ)-A-43
A.4.4 吊上装置	(ロ)-A-43
A.4.5 固縛装置	(ロ)-A-73
A.4.6 圧 力	(ロ)-A-80
A.4.7 振 動	(ロ)-A-81
A.5 一般の試験条件	(ロ)-A-83
A.5.1 熱的試験	(ロ)-A-83
A.5.1.1 温度及び圧力の要約	(ロ)-A-83
A.5.1.2 熱膨張	(ロ)-A-87
A.5.1.3 応力計算	(ロ)-A-97
A.5.1.4 許容応力との比較	(ロ)-A-98
A.5.2 水 噴 霧	(ロ)-A-105
A.5.3 自 由 落 下	(ロ)-A-105
A.5.4 積み重ね試験	(ロ)-A-105
A.5.5 貫 通	(ロ)-A-114
A.5.6 角又は縁落下	(ロ)-A-115
A.5.7 結果の要約及びその評価	(ロ)-A-115
A.6 特別の試験条件	(ロ)-A-117
A.6.1 強度試験・落下試験 I (9m落下時)	(ロ)-A-117

A. 10.8 付属書類-8 参考文献	(p)-A-330
B 熱解析	(p)-B-1
B.1 概 要	(p)-B-1
B.2 材料の熱的性質	(p)-B-3
B.3 構成要素の仕様	(p)-B-3
B.4 一般の試験条件	(p)-B-4
B.4.1 熱解析モデル	(p)-B-4
B.4.1.1 解析モデル	(p)-B-8
B.4.1.2 試験モデル	(p)-B-22
B.4.2 最高温度	(p)-B-22
B.4.3 最低温度	(p)-B-35
B.4.4 最大内圧	(p)-B-36
B.4.5 最大熱応力	(p)-B-36
B.4.6 結果の要約及びその評価	(p)-B-36
B.5 特別の試験条件	(p)-B-38
B.5.1 熱解析モデル	(p)-B-38
B.5.1.1 解析モデル	(p)-B-38
B.5.1.2 試験モデル	(p)-B-40
B.5.2 核燃料輸送物の評価条件	(p)-B-40
B.5.3 核燃料輸送物温度	(p)-B-41
B.5.4 最大内圧	(p)-B-41
B.5.5 最大熱応力	(p)-B-48
B.5.6 結果の要約及びその評価	(p)-B-48
B.6 付属書類	(p)-B-50
B.6.1 付属書類-1 核燃料輸送物内部熱伝達についての詳細	(p)-B-51
B.6.2 付属書類-2 一般の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての詳細	(p)-B-68
B.6.3 付属書類-3 一般の試験条件下における最大内圧算出	(p)-B-78
B.6.4 付属書類-4 特別の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての詳細	(p)-B-79
B.6.5 付属書類-5 特別の試験条件下における燃料要素の最高温度算出についての詳細	(p)-B-84
B.6.6 付属書類-6 特別の試験条件下における最大内圧算出	(p)-B-85
B.6.7 付属書類-7 ABAQUSコードの説明	(p)-B-86
B.6.8 付属書類-8 参考文献	(p)-B-87
C 密封解析	(p)-C-1

C.1	概 要	(p)-C-1
C.2	密封装置	(p)-C-1
C.2.1	密封装置	(p)-C-1
C.2.2	密封装置の貫通部	(p)-C-11
C.2.3	密封装置ガスケット及び溶接部	(p)-C-12
C.2.4	蓋 (ふた)	(p)-C-13
C.3	一般の試験条件	(p)-C-14
C.3.1	放射性物質の漏えい	(p)-C-15
C.3.2	密封装置の加圧	(p)-C-18
C.3.3	冷却材汚染	(p)-C-19
C.3.4	冷却材損失	(p)-C-19
C.4	特別の試験条件	(p)-C-19
C.4.1	核分裂生成ガス	(p)-C-21
C.4.2	放射性物質の漏えい	(p)-C-26
C.5	結果の要約及びその評価	(p)-C-27
C.6	付属書類	(p)-C-28
C.6.1	付属書類-1 発送前気密漏えい検査法及び合格基準	(p)-C-29
C.6.2	付属書類-2 発送前気密漏えい検査時の漏えい率	(p)-C-30
C.6.3	付属書類-3 密封装置の漏えい孔径	(p)-C-31
C.6.4	付属書類-4 一般の試験条件下における内部気体の漏えい率	(p)-C-32
C.6.5	付属書類-5 特別の試験条件下における内部気体の漏えい率	(p)-C-34
C.6.6	付属書類-6 参考文献	(p)-C-35
D	遮蔽解析	(p)-D-1
D.1	概 要	(p)-D-1
D.2	線源仕様	(p)-D-3
D.2.1	ガンマ線源	(p)-D-7
D.2.2	中性子源	(p)-D-9
D.3	モデル仕様	(p)-D-12
D.3.1	解析モデル	(p)-D-12
D.3.2	解析モデル各領域における原子個数密度	(p)-D-18
D.4	遮蔽評価	(p)-D-21
D.5	結果の要約及びその評価	(p)-D-30
D.5.1	遮蔽設計の特性	(p)-D-30
D.5.2	結果と評価	(p)-D-30
D.6	付属書類	(p)-D-33

D.6.1	付属書類-1	(α , n) 反応による中性子収率について	(p)-D-34
D.6.2	付属書類-2	ガンマ線ストリーミングについて	(p)-D-37
D.6.3	付属書類-3	ORIGENコード及びORIGEN-JRコードの説明	(p)-D-50
D.6.4	付属書類-4	QAD-CGGP2Rコードの説明	(p)-D-53
D.6.5	付属書類-5	DOT3.5コードの説明	(p)-D-57
D.6.6	付属書類-6	参考文献	(p)-D-59
E	臨界解析		(p)-E-1
E.1	概要		(p)-E-1
E.2	解析対象		(p)-E-2
E.2.1	収納物		(p)-E-2
E.2.2	輸送容器		(p)-E-5
E.2.3	中性子吸収材		(p)-E-5
E.3	モデル仕様		(p)-E-7
E.3.1	解析モデル		(p)-E-7
E.3.1.1	孤立系の核燃料輸送物の解析モデル		(p)-E-7
E.3.1.2	配列系の核燃料輸送物の解析モデル		(p)-E-7
E.3.2	解析モデル各領域における原子個数密度		(p)-E-18
E.4	未臨界評価		(p)-E-20
E.4.1	計算条件		(p)-E-20
E.4.2	核燃料輸送物への水の浸入等		(p)-E-20
E.4.3	計算方法		(p)-E-20
E.4.4	計算結果		(p)-E-22
E.5	ベンチマーク試験		(p)-E-23
E.6	結果の要約及びその評価		(p)-E-25
E.7	付属書類		(p)-E-26
E.7.1	付属書類-1	通常輸送時の安全性	(p)-E-27
E.7.2	付属書類-2	燃料要素装荷時の安全性	(p)-E-28
E.7.3	付属書類-3	特別の試験条件下の安全性	(p)-E-33
E.7.4	付属書類-4	臨界上最適となる水密度の検討	(p)-E-36
E.7.5	付属書類-5	KENO-Vaコードの説明	(p)-E-37
E.7.6	付属書類-6	参考文献	(p)-E-39
F	核燃料輸送物の経年変化の考慮		(p)-F-1
F.1	考慮すべき経年変化要因		(p)-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		(p)-F-2
F.3	安全解析における経年変化の考慮内容		(p)-F-6
F.4	付属書類		(p)-F-7

F.4.1 付属書類-1 参考文献	(F)-F-7
G 外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価	(F)-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.2 核燃料輸送物の発送前検査	(ハ)-A-2
A.3 取出し方法	(ハ)-A-4
A.4 空容器の準備	(ハ)-A-4
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-2
B.7 吊上検査	(ハ)-B-2
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
(ニ)章 安全設計及び安全輸送に関する特記事項	(ニ)-1
参考 輸送容器の製作の方法の概要に関する説明	

図 リ ス ト

(イ)-第A. 1 図	核燃料輸送物の輸送状態図	(イ)-3
(イ)-第C. 1 図	核燃料輸送物外観図	(イ)-5
(イ)-第C. 2 図	輸送容器縦断面図	(イ)-6
(イ)-第C. 3 図	固縛装置	(イ)-7
(イ)-第C. 4 図	輸送容器の密封境界	(イ)-8
(イ)-第C. 5 図	容器全体断面図	(イ)-10
(イ)-第C. 6 図	胴部フィン断面図	(イ)-11
(イ)-第C. 7 図	底部フィン及びベースプレート	(イ)-12
(イ)-第C. 8 図	底部フィンの形状	(イ)-13
(イ)-第C. 9 図	ベント及びドレンバルブ断面図	(イ)-14
(イ)-第C. 10 図	ベント及びドレンバルブ平面図	(イ)-15
(イ)-第C. 11 図	ドレンバルブ保護カバー	(イ)-17
(イ)-第C. 12 図	本体胴吊上金具	(イ)-18
(イ)-第C. 13 図	蓋断面図	(イ)-19
(イ)-第C. 14 図	蓋平面図	(イ)-20
(イ)-第C. 15 図	頭部フィンの形状	(イ)-21
(イ)-第C. 16 図	気密漏えい試験孔及び閉止プラグ	(イ)-22
(イ)-第C. 17 図	ベントバルブ保護カバー	(イ)-23
(イ)-第C. 18 図	蓋吊上金具	(イ)-24
(イ)-第C. 19 図	角型用バスケット	(イ)-25
(イ)-第C. 20 図	角型用バスケット鳥瞰図	(イ)-26
(イ)-第C. 21 図	MNU用バスケット	(イ)-27
(イ)-第C. 22 図	MNU用バスケット鳥瞰図	(イ)-28
(イ)-第C. 23 図	スペーサ	(イ)-29
(イ)-第D. 1 図	JRR-3 シリサイド標準型燃料要素	(イ)-35
(イ)-第D. 2 図	JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素	(イ)-36
(イ)-第D. 3 図	JRR-3 MNU燃料要素 (上、中要素)	(イ)-37
(イ)-第D. 4 図	JRR-3 MNU燃料要素 (下要素)	(イ)-38
(ロ)-第A. 1 図	核燃料輸送物の重心位置	(ロ)-A-22
(ロ)-第A. 2 図	SA-182 及び SA-240 (SUS 相当) の機械的性質の温度依存性	(ロ)-A-25
(ロ)-第A. 3 図	SA- (SUS 相当) の機械的性質の温度依存性	(ロ)-A-26

(ロ)-第A. 4 図	A□の耐力	(ロ)-A-27
(ロ)-第A. 5 図	A□の高温強度	(ロ)-A-28
(ロ)-第A. 6 図	A□及びA□の降伏応力	(ロ)-A-29
(ロ)-第A. 7 図	金属天然ウランの降伏応力	(ロ)-A-30
(ロ)-第A. 8 図	各種金属材料の低温衝撃値	(ロ)-A-32
(ロ)-第A. 9 図	アルミニウム合金□の温度による機械的性質の変化	(ロ)-A-33
(ロ)-第A. 10 図	蓋締付けボルトの破壊靱性値解析モデル	(ロ)-A-35
(ロ)-第A. 11 図	中空円筒による熱膨張解析モデル	(ロ)-A-37
(ロ)-第A. 12 図	-40°Cにおける容器本体胴部の内外面の温度分布	(ロ)-A-40
(ロ)-第A. 13 図	-40°Cにおける角型用バスケット内の温度分布	(ロ)-A-41
(ロ)-第A. 14 図	二点吊りの場合の本体胴吊上金具詳細	(ロ)-A-45
(ロ)-第A. 15 図	二点吊りの場合の本体胴吊上金具穴部詳細	(ロ)-A-48
(ロ)-第A. 16 図	本体胴吊上金具1個で吊られる場合の荷重	(ロ)-A-49
(ロ)-第A. 17 図	一点吊りの場合の本体胴吊上金具詳細	(ロ)-A-51
(ロ)-第A. 18 図	一点吊りの場合の本体胴吊上金具穴部詳細	(ロ)-A-53
(ロ)-第A. 19 図	蓋吊上金具2個で核燃料輸送物を吊上げた場合の状態図	(ロ)-A-58
(ロ)-第A. 20 図	二点吊りの場合の蓋吊上金具詳細	(ロ)-A-59
(ロ)-第A. 21 図	二点吊りの場合の蓋吊上金具穴部詳細	(ロ)-A-62
(ロ)-第A. 22 図	蓋締付けボルトの寸法	(ロ)-A-64
(ロ)-第A. 23 図	ボルトのリード角	(ロ)-A-65
(ロ)-第A. 24 図	ボルト溝の解析モデル	(ロ)-A-67
(ロ)-第A. 25 図	蓋吊上金具1個で蓋を吊り上げた場合の状態図	(ロ)-A-68
(ロ)-第A. 26 図	一点吊りの場合の蓋吊上金具詳細	(ロ)-A-69
(ロ)-第A. 27 図	固縛装置締付け部詳細	(ロ)-A-74
(ロ)-第A. 28 図	フィンチューの接する面積	(ロ)-A-76
(ロ)-第A. 29 図	輸送容器支持用底部フィンの形状寸法及び解析モデル	(ロ)-A-77
(ロ)-第A. 30 図	固縛装置の緩衝台取付け部	(ロ)-A-77
(ロ)-第A. 31 図	進行方向の緩衝台の形状及び寸法	(ロ)-A-78
(ロ)-第A. 32 図	横方向の緩衝台の形状及び寸法	(ロ)-A-78
(ロ)-第A. 33 図	底部フィンの解析モデル	(ロ)-A-79
(ロ)-第A. 34 図	応答倍率と振動比の関係	(ロ)-A-82
(ロ)-第A. 35 図	輸送容器の温度分布	(ロ)-A-84
(ロ)-第A. 36 図	角型用バスケット内の温度分布	(ロ)-A-85
(ロ)-第A. 37 図	MNU用バスケット内の温度分布	(ロ)-A-86
(ロ)-第A. 38 図	輸送容器本体の要素分割図及び境界条件	(ロ)-A-88
(ロ)-第A. 39 図	ミーゼスの相当応力分布図	(ロ)-A-90
(ロ)-第A. 40 図	変形図	(ロ)-A-91

(p)-第A. 41図	蓋締付けボルトの軸方向応力	(p)-A-92
(p)-第A. 42図	評価断面の位置	(p)-A-99
(p)-第A. 43図	蓋と容器本体接合面の变形	(p)-A-101
(p)-第A. 44図	容器本体胴部の解析モデル	(p)-A-106
(p)-第A. 45図	輸送容器支持用底部フィンの形状及び寸法	(p)-A-107
(p)-第A. 46図	圧縮による容器本体底板の解析モデル	(p)-A-109
(p)-第A. 47図	容器本体と蓋の接合面	(p)-A-113
(p)-第A. 48図	9 m 頭部垂直落下の解析モデル	(p)-A-122
(p)-第A. 49図	9 m 頭部垂直落下時の最大変位時刻 (6.9ms後) における変形	(p)-A-123
(p)-第A. 50図	9 m 頭部垂直落下における落下方向の 頭部フィンの変形時刻歴	(p)-A-124
(p)-第A. 51図	9 m 頭部垂直落下時の落下方向の速度時刻歴	(p)-A-125
(p)-第A. 52図	9 m 頭部垂直落下時の衝撃減速度の時刻歴	(p)-A-126
(p)-第A. 53図	底部垂直落下解析の解析モデル	(p)-A-128
(p)-第A. 54図	9 m 底部垂直落下時の最大変位時刻 (4.9ms後) における変形	(p)-A-129
(p)-第A. 55図	9 m 底部垂直落下における落下方向の 底部フィンの変形時刻歴	(p)-A-130
(p)-第A. 56図	9 m 底部垂直落下時の落下方向の速度時刻歴	(p)-A-131
(p)-第A. 57図	9 m 底部垂直落下時の衝撃減速度の時刻歴	(p)-A-132
(p)-第A. 58図	水平落下解析の解析モデル	(p)-A-134
(p)-第A. 59図	9 m 水平落下時の最大変位時刻 (15.2ms後) における変形	(p)-A-135
(p)-第A. 60図	9 m 水平落下時における落下方向の フィンの変形時刻歴	(p)-A-136
(p)-第A. 61図	9 m 水平落下時の落下方向の速度時刻歴	(p)-A-137
(p)-第A. 62図	9 m 水平落下時の衝撃減速度の時刻歴	(p)-A-138
(p)-第A. 63図	頭部コーナー落下解析の解析モデル	(p)-A-140
(p)-第A. 64図	9 m 頭部コーナー落下時の最大変位時刻 (20.4ms後) における変形	(p)-A-141
(p)-第A. 65図	9 m 頭部コーナー落下時における落下方向の 頭部フィンの変形時刻歴	(p)-A-142
(p)-第A. 66図	9 m 頭部コーナー落下時の落下方向の速度時刻歴	(p)-A-143
(p)-第A. 67図	9 m 頭部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻歴	(p)-A-144
(p)-第A. 68図	底部コーナー落下解析の解析モデル	(p)-A-146
(p)-第A. 69図	9 m 底部コーナー落下時の最大変位時刻 (17.7ms後) における変形	(p)-A-147

(a)-第A.70図	9 m底部コーナー落下時における落下方向の 底部フィンの変形時刻歴……………	(a)-A-148
(a)-第A.71図	9 m底部コーナー落下時の落下方向の速度時刻歴……………	(a)-A-149
(a)-第A.72図	9 m底部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻歴……………	(a)-A-150
(a)-第A.73図	頭部垂直落下時の蓋フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-153
(a)-第A.74図	頭部垂直落下時の容器本体フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-154
(a)-第A.75図	頭部垂直落下時における蓋締付けボルトの軸応力時刻歴……………	(a)-A-155
(a)-第A.76図	底部垂直落下時の蓋フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-157
(a)-第A.77図	底部垂直落下時の容器本体フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-158
(a)-第A.78図	底部垂直落下時における蓋締付けボルトの軸応力時刻歴……………	(a)-A-159
(a)-第A.79図	ドレンバルブ……………	(a)-A-160
(a)-第A.80図	主取付けボルト……………	(a)-A-161
(a)-第A.81図	バルブ保護カバー取付けボルト……………	(a)-A-163
(a)-第A.82図	MNU用バスケット……………	(a)-A-167
(a)-第A.83図	JRR-3 MNU燃料要素の形状……………	(a)-A-174
(a)-第A.84図	A方向落下の場合の境界条件……………	(a)-A-175
(a)-第A.85図	A方向落下の場合の応力……………	(a)-A-176
(a)-第A.86図	B方向落下の場合の境界条件……………	(a)-A-178
(a)-第A.87図	B方向落下の場合の応力……………	(a)-A-179
(a)-第A.88図	水平落下時の蓋フランジ部の相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-182
(a)-第A.89図	水平落下時の容器本体フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図……………	(a)-A-183
(a)-第A.90図	水平落下時の蓋締付けボルトの軸応力時刻歴……………	(a)-A-184
(a)-第A.91図	主取付けボルト……………	(a)-A-185
(a)-第A.92図	バルブ保護カバー取付けボルト……………	(a)-A-187
(a)-第A.93図	角型用バスケットの水平落下の方向……………	(a)-A-189
(a)-第A.94図	X方向水平落下時における角型用バスケットの解析モデル……………	(a)-A-191
(a)-第A.95図	角型用バスケットのX方向落下時における変形図 (衝撃減速度□g負荷時)……………	(a)-A-192
(a)-第A.96図	角型用バスケットX方向落下時における変形図 (衝撃減速度□g除荷時)……………	(a)-A-193
(a)-第A.97図	角型用バスケットX方向落下時における相当塑性歪み 分布図(衝撃減速度□g負荷後)……………	(a)-A-194

(a)-第A. 98図	Y方向水平落下時における角型用バスケットの 解析モデル結果	(a)-A-196
(a)-第A. 99図	Y方向水平落下時における角型用バスケットの応力	(a)-A-197
(a)-第A. 100図	角型用バスケットの溶接部解析モデル	(a)-A-199
(a)-第A. 101図	角型用バスケットの枠組溶接部の解析モデル	(a)-A-199
(a)-第A. 102図	水平落下時の MNU用バスケットの解析モデル	(a)-A-202
(a)-第A. 103図	MNU用バスケットの水平落下の方向	(a)-A-203
(a)-第A. 104図	MNU用バスケットの一枚の支持板が支持する範囲	(a)-A-207
(a)-第A. 105図	MNU用バスケットの支持板の解析モデル	(a)-A-208
(a)-第A. 106図	JRR-3 シリサイド標準型燃料要素の水平落下の方向	(a)-A-210
(a)-第A. 107図	JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素 の水平落下の方向	(a)-A-210
(a)-第A. 108図	水平落下時のJRR-3 MNU燃料要素の解析モデル	(a)-A-213
(a)-第A. 109図	水平落下時のJRR-3 MNU燃料要素の応力	(a)-A-214
(a)-第A. 110図	頭部コーナー落下時の蓋フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図	(a)-A-216
(a)-第A. 111図	頭部コーナー落下時の容器本体フランジ部の 相当塑性ひずみコンター図	(a)-A-217
(a)-第A. 112図	頭部コーナー落下時の蓋締付けボルトの 軸応力の時刻歴	(a)-A-218
(a)-第A. 113図	輸送容器が軟鋼棒を直撃する場合の解析モデル	(a)-A-223
(a)-第A. 114図	輸送容器胴部の曲がり	(a)-A-225
(a)-第A. 115図	底板が軟鋼棒を直撃する場合の解析モデル	(a)-A-226
(a)-第A. 116図	バルブ保護カバーが軟鋼丸棒に直撃した場合の状態図	(a)-A-228
(a)-第A. 117図	バルブ保護カバーの解析モデル	(a)-A-229
(a)-第A. 118図	輸送容器の温度分布図 (火災発生 □分後)	(a)-A-232
(a)-第A. 119図	変形図 (火災発生 □分後)	(a)-A-233
(a)-第A. 120図	相当塑性ひずみ分布図 (火災発生 □分後)	(a)-A-234
(a)-第A. 121図	蓋締付けボルトの軸方向応力分布図 (火災発生 □分後)	(a)-A-235
(a)-第A. 122図	蓋と容器本体接合部の変形	(a)-A-238
(a)-第A. 123図	中空円筒による熱膨張解析モデル	(a)-A-241
(a)-第A. 124図	燃料要素Aを収納した場合の角型用バスケットの 経時温度変化	(a)-A-244
(a)-第A. 125図	火災事故時における容器本体胴熱膨張解析 温度分布モデル	(a)-A-245
(a)-第A. 126図	角型用バスケット内の温度分布 (火災発生から□時間後)	(a)-A-246
(a)-第A. 127図	容器本体胴部の解析モデル	(a)-A-267

(a)-第A. 128図	底板の解析モデル	(a)-A-268
(a)-第A. 129図	Oリング部及び漏えい試験用溝	(a)-A-273
(a)-第A. 付. 1. 1図	応力-ひずみ曲線	(a)-A-283
(a)-第A. 付. 2. 1図	応力-ひずみ線図	(a)-A-286
(a)-第A. 付. 2. 2図	テストピースの形状	(a)-A-287
(a)-第A. 付. 2. 3図	フィンの変形モード	(a)-A-288
(a)-第A. 付. 2. 4図	解析モデル	(a)-A-289
(a)-第A. 付. 2. 5図	解析条件図	(a)-A-290
(a)-第A. 付. 2. 6図	解析モデル1の変形図	(a)-A-292
(a)-第A. 付. 2. 7図	フィンの変位時刻歴	(a)-A-293
(a)-第A. 付. 2. 8図	落下ハンマー面に発生した反力の時刻歴	(a)-A-294
(a)-第A. 付. 2. 9図	解析モデル2の変形図	(a)-A-295
(a)-第A. 付. 2. 10図	フィンの変位時刻歴	(a)-A-296
(a)-第A. 付. 2. 11図	落下ハンマー面に発生した反力の時刻歴	(a)-A-297
(a)-第A. 付. 4. 1図	輸送容器本体の寸法	(a)-A-302
(a)-第A. 付. 4. 2図	蓋の寸法	(a)-A-303
(a)-第A. 付. 4. 3図	蓋締付けボルトの寸法	(a)-A-305
(a)-第A. 付. 4. 4図	バルブのディスクの形状	(a)-A-306
(a)-第A. 付. 4. 5図	バルブの主取付けボルトの形状	(a)-A-308
(a)-第A. 付. 4. 6図	バルブ保護カバー取付けボルトの形状	(a)-A-309
(a)-第A. 付. 5. 1図	容器本体胴部の解析モデル	(a)-A-313
(a)-第A. 付. 5. 2図	底板の解析モデル	(a)-A-315
(a)-第A. 付. 6. 1図	解析のフローチャート (応力解析)	(a)-A-322
(a)-第A. 付. 7. 1図	解析フローの概念図	(a)-A-329
(a)-第B. 1 図	角型用バスケット収納時の評価モデルの全体図 (燃料要素A収納時)	(a)-B-13
(a)-第B. 2 図	角型用バスケット収納時の評価モデルの軸方向断面図 (燃料要素A収納時)	(a)-B-14
(a)-第B. 3 図	角型用バスケット収納時の評価モデルの径方向断面図 (燃料要素A収納時)	(a)-B-15
(a)-第B. 4 図	MNU用バスケット収納時の評価モデルの全体図 (JRR-3 MNU燃料要素収納時)	(a)-B-17
(a)-第B. 5 図	MNU用バスケット収納時の評価モデルの軸方向断面図 (JRR-3 MNU燃料要素収納時)	(a)-B-18
(a)-第B. 6 図	MNU用バスケット収納時の評価モデルの径方向断面図 (JRR-3 MNU燃料要素収納時)	(a)-B-19
(a)-第B. 7 図	燃料要素A収納時の日陰における温度結果 (軸方向断面)	(a)-B-24
(a)-第B. 8 図	燃料要素A収納時の日陰における温度結果 (径方向断面)	(a)-B-25

(p)-第B. 9 図	JRR-3 MNU燃料要素収納時の日陰における温度結果 (軸方向断面)	(p)-B-26
(p)-第B. 10 図	JRR-3 MNU燃料要素収納時の日陰における温度結果 (径方向断面)	(p)-B-27
(p)-第B. 11 図	燃料要素A収納時の太陽輻射熱を受けた場合の 温度結果(軸方向断面)	(p)-B-31
(p)-第B. 12 図	燃料要素A収納時の太陽輻射熱を受けた場合の 温度結果(径方向断面)	(p)-B-32
(p)-第B. 13 図	JRR-3 MNU燃料要素収納時の太陽輻射熱を受けた場合の 温度結果(軸方向断面)	(p)-B-33
(p)-第B. 14 図	JRR-3 MNU燃料要素収納時の太陽輻射熱を受けた場合の 温度結果(径方向断面)	(p)-B-34
(p)-第B. 15 図	経時温度変化を示した位置	(p)-B-44
(p)-第B. 16 図	燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化	(p)-B-45
(p)-第B. 17 図	燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化	(p)-B-46
(p)-第B. 18 図	燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化	(p)-B-47
(p)-第B. 付. 6. 1 図	核燃料輸送物内部における熱伝達	(p)-B-52
(p)-第B. 付. 6. 2 図	燃料要素Aを燃料バスケットに収納した状態図	(p)-B-54
(p)-第B. 付. 6. 3 図	燃料要素Aにおける伝熱方向	(p)-B-57
(p)-第B. 付. 6. 4 図	角型用バスケット内において対流が支配的な空気領域 ..	(p)-B-61
(p)-第B. 付. 6. 5 図	核燃料輸送物内部における熱伝達	(p)-B-67
(p)-第B. 付. 6. 6 図	核燃料輸送物外部における熱伝達	(p)-B-69
(p)-第B. 付. 6. 7 図	形態係数を1とした面の説明	(p)-B-74
(p)-第B. 付. 6. 8 図	フィンと周囲空気の説明	(p)-B-75
(p)-第C. 1 図	輸送容器の密封境界	(p)-C-4
(p)-第C. 2 図	蓋及び容器本体接合部	(p)-C-5
(p)-第C. 3 図	蓋・容器本体接合部のO-リング	(p)-C-6
(p)-第C. 4 図	ベント及びドレンバルブ断面図	(p)-C-7
(p)-第C. 5 図	ドレンバルブ保護カバー	(p)-C-8
(p)-第C. 6 図	ベントバルブ保護カバー	(p)-C-9
(p)-第C. 7 図	パッキング材 の性質	(p)-C-10
(p)-第C. 8 図	ウラン・アルミニウム分散型燃料のプリスタ試験結果	(p)-C-23
(p)-第C. 9 図	ウランシリコンアルミニウム分散型燃料の プリスタ試験結果	(p)-C-24
(p)-第C. 10 図	アルミニウムの空気中における腐食	(p)-C-25
(p)-第D. 1 図	角型用バスケットガンマ線遮蔽解析モデル [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]	(p)-D-13

(ロ)-第D. 2 図	角型用バスケット中性子遮蔽解析モデル [燃料要素B 収納時]	(ロ)-D-14
(ロ)-第D. 3 図	MNU用バスケットガンマ線遮蔽解析モデル [JRR-3 MNU燃料要素収納時]	(ロ)-D-16
(ロ)-第D. 4 図	MNU用バスケット中性子遮蔽解析モデル [JRR-3 MNU燃料要素収納時]	(ロ)-D-17
(ロ)-第D. 5 図	角型用バスケットガンマ線による線量当量率 (軸方向) [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]	(ロ)-D-23
(ロ)-第D. 6 図	角型用バスケットガンマ線による線量当量率 (径方向) [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]	(ロ)-D-24
(ロ)-第D. 7 図	MNU用バスケットガンマ線による線量当量率 [JRR-3 MNU燃料要素収納時]	(ロ)-D-25
(ロ)-第D. 8 図	角型用バスケット中性子による線量当量率 [燃料要素B 収納時]	(ロ)-D-28
(ロ)-第D. 9 図	MNU用バスケット中性子による線量当量率 [JRR-3 MNU燃料要素収納時]	(ロ)-D-29
(ロ)-第D. 付. 2. 1 図	ストリーミングが問題となる箇所	(ロ)-D-38
(ロ)-第D. 付. 2. 2 図	ドレン孔ストリーミング解析モデル	(ロ)-D-40
(ロ)-第D. 付. 2. 3 図	容器本体と蓋のすき間	(ロ)-D-44
(ロ)-第D. 付. 2. 4 図	漏えいする3つの過程	(ロ)-D-45
(ロ)-第D. 付. 2. 5 図	(B)の場合のガンマ線ストリーミング解析モデル	(ロ)-D-45
(ロ)-第D. 付. 2. 6 図	(C)の場合のガンマ線ストリーミング解析モデル	(ロ)-D-46
(ロ)-第D. 付. 2. 7 図	ベント孔ガンマ線ストリーミング解析モデル	(ロ)-D-48
(ロ)-第D. 付. 3. 1 図	ORIGENコードの計算フローチャート	(ロ)-D-52
(ロ)-第D. 付. 4. 1 図	QAD-CGGP2Rコードの計算フローチャート	(ロ)-D-56
(ロ)-第D. 付. 5. 1 図	DOT3.5コードの計算フローチャート	(ロ)-D-58
(ロ)-第E. 1 図	角型用バスケットの臨界解析モデル (軸方向) [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]	(ロ)-E-9
(ロ)-第E. 2 図	角型用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面) [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時]	(ロ)-E-10
(ロ)-第E. 3 図	JRR-3 シリサイド標準型燃料要素断面図	(ロ)-E-11
(ロ)-第E. 4 図	角型用バスケットの臨界解析モデル (軸方向) [JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素 収納時]	(ロ)-E-12
(ロ)-第E. 5 図	角型用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面) [JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素 収納時]	(ロ)-E-13
(ロ)-第E. 6 図	JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素断面図	(ロ)-E-14

(p)-第E. 7 図	MNU用バスケットの臨界解析モデル (軸方向) [JRR-3 MNU燃料要素収納時].....	(p)-E-16
(p)-第E. 8 図	MNU用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面) [JRR-3 MNU燃料要素収納時].....	(p)-E-17
(p)-第E. 9 図	JRR-4 臨界実験炉心配置図.....	(p)-E-24
(p)-第E. 付. 2. 1 図	角型用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル(軸方向) [JRR-3 シリサイド標準型燃料要素 収納時].....	(p)-E-30
(p)-第E. 付. 2. 2 図	角型用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル(軸方向) [JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素 収納時].....	(p)-E-31
(p)-第E. 付. 2. 3 図	MNU用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル.....	(p)-E-32
(p)-第E. 付. 3. 1 図	9 m落下試験後の角型用バスケットの最大変位量.....	(p)-E-34
(p)-第E. 付. 3. 2 図	9 m落下試験後の角型用バスケットの 臨界解析モデル (断面方向)	(p)-E-35
(p)-第E. 付. 4. 1 図	実効増倍率 (keff) に対する水密度の影響.....	(p)-E-36
(p)-第E. 付. 5. 1 図	KENO-Vaコードの計算フローチャート.....	(p)-E-38

表 リ ス ト

(イ)-第D. 1表	輸送容器に収納する燃料要素の仕様	(イ)-39
(イ)-第D. 2表	主要核種の放射能の量 (核燃料輸送物 1 基あたり)	(イ)-40
(ロ)-第A. 1表	構造設計の条件及び解析方法	(ロ)-A-4 ~ (ロ)-A-21
(ロ)-第A. 2表	核燃料輸送物の重量	(ロ)-A-23
(ロ)-第A. 3表	材料の機械的性質	(ロ)-A-24
(ロ)-第A. 4表	接触する異種材料の一覧表	(ロ)-A-31
(ロ)-第A. 5表	主なパッキングの材質別による使用標準	(ロ)-A-34
(ロ)-第A. 6表	吊上金具の負荷条件、許容応力及び安全率	(ロ)-A-44
(ロ)-第A. 7表	一枚の底部フィンが受ける力の最大値	(ロ)-A-75
(ロ)-第A. 8表	圧力と温度の要約 (一般の試験条件)	(ロ)-A-87
(ロ)-第A. 9表	燃料バスケット及び輸送容器本体の 軸方向膨張量、安全率と余裕率	(ロ)-A-93
(ロ)-第A. 10表	燃料バスケット内の応力	(ロ)-A-95
(ロ)-第A. 11表	燃料バスケットに生ずる最大熱応力	(ロ)-A-96
(ロ)-第A. 12表	燃料バスケット及び輸送容器本体の 径方向膨張量、安全率と余裕率	(ロ)-A-96
(ロ)-第A. 13表	蓋締付けボルトの応力	(ロ)-A-102
(ロ)-第A. 14表	落下衝撃解析の条件	(ロ)-A-119
(ロ)-第A. 15表	JRR-3 MNU燃料要素の材料特性	(ロ)-A-173
(ロ)-第A. 16表	JRR-3 MNU燃料要素A方向落下時の最大応力、 安全率及び余裕率	(ロ)-A-177
(ロ)-第A. 17表	JRR-3 MNU燃料要素B方向落下時の最大応力、 安全率及び余裕率	(ロ)-A-177
(ロ)-第A. 18表	落下試験 I の最大衝撃減速度	(ロ)-A-220
(ロ)-第A. 19表	圧力と温度の要約 (特別の試験条件)	(ロ)-A-236
(ロ)-第A. 20表	構造解析結果	(ロ)-A-252 ~ (ロ)-A-265
(ロ)-第A. 21表	特別の試験条件に対する蓋部密封境界の歪みレベル評価	(ロ)-A-266
(ロ)-第A. 22表	核分裂性輸送物に係わる一般の試験条件下の 核燃料輸送物の損傷状態	(ロ)-A-276
(ロ)-第A. 23表	連続落下試験の落下姿勢と順序	(ロ)-A-277
(ロ)-第A. 24表	9 m落下試験における累積変形量と衝撃減速度	(ロ)-A-278
(ロ)-第A. 25表	核分裂性輸送物に係わる特別の試験条件下の 核燃料輸送物の損傷状態	(ロ)-A-279
(ロ)-第A. 付. 2. 1表	フィンのピーク荷重及び変形量 (試験結果)	(ロ)-A-288
(ロ)-第A. 付. 4. 1表	許容値と実際寸法の比較	(ロ)-A-312

(a)-第B.1表	熱的性質	(a)-B-5～(a)-B-6
(a)-第B.2表	構成要素の仕様	(a)-B-7
(a)-第B.3表	一般の試験条件下の熱的条件	(a)-B-10
(a)-第B.4表	総崩壊熱	(a)-B-11
(a)-第B.5表	日陰における温度評価結果	(a)-B-23
(a)-第B.6表	最高温度評価結果	(a)-B-29～(a)-B-30
(a)-第B.7表	特別の試験条件下における熱的環境条件	(a)-B-38
(a)-第B.8表	特別の試験条件下における核燃料輸送物各位置の最高温度	(a)-B-42～(a)-B-43
(a)-第B.付.6.1表	対流熱伝達係数 (燃料要素A収納時)	(a)-B-63
(a)-第B.付.6.2表	外部との対流熱伝達係数	(a)-B-72
(a)-第B.付.6.3表	特別の試験条件下における外部との対流熱伝達係数	(a)-B-83
(a)-第C.1表	各試験条件下における核燃料輸送物の温度及び圧力	(a)-C-11
(a)-第C.2表	貫通部の仕様	(a)-C-12
(a)-第C.3表	一般の試験条件下における放射性物質の漏えい	(a)-C-17
(a)-第C.4表	特別の試験条件下における放射性物質の漏えい	(a)-C-26
(a)-第C.付.4.1表	一般の試験条件下における漏えい率	(a)-C-33
(a)-第C.付.5.1表	特別の試験条件下における漏えい率	(a)-C-34
(a)-第D.1表	本輸送容器に収納する燃料要素の仕様	(a)-D-5
(a)-第D.2表	遮蔽解析に用いた燃料要素の仕様	(a)-D-6
(a)-第D.3表	ガンマ線源強度	(a)-D-8
(a)-第D.4表	中性子源強度	(a)-D-10
(a)-第D.5表	中性子源スペクトル	(a)-D-11
(a)-第D.6表	ガンマ線遮蔽解析に用いた線源領域の体積比	(a)-D-19
(a)-第D.7表	ガンマ線遮蔽解析に用いた各領域の元素の密度	(a)-D-19
(a)-第D.8表	中性子遮蔽解析に用いた線源領域の体積比	(a)-D-19
(a)-第D.9表	中性子遮蔽解析に用いた各領域の原子個数密度	(a)-D-20
(a)-第D.10表	遮蔽解析に用いた物質の密度	(a)-D-20
(a)-第D.11表	単位ガンマ線束から空気吸収線量当量率への変換係数	(a)-D-22
(a)-第D.12表	中性子線量当量率変換係数	(a)-D-27
(a)-第D.13表	角型用バスケットによる輸送時の最高線量当量率	(a)-D-31
(a)-第D.14表	MNU用バスケットによる輸送時の最高線量当量率	(a)-D-32

(ロ)-第D.付.2.1表	ストリーミングによる輸送容器各点での 表面線量当量率	(ロ)-D-37
(ロ)-第D.付.2.2表	点P ₁ でのガンマ線束	(ロ)-D-39
(ロ)-第D.付.2.3表	点P ₂ でのガンマ線束	(ロ)-D-41
(ロ)-第D.付.2.4表	点P ₃ でのガンマ線束	(ロ)-D-42
(ロ)-第D.付.2.5表	線減衰係数 μ	(ロ)-D-42
(ロ)-第D.付.2.6表	点P ₄ でのガンマ線束	(ロ)-D-43
(ロ)-第D.付.2.7表	点P ₄ での線量当量率	(ロ)-D-43
(ロ)-第D.付.2.8表	容器本体・蓋接合面の漏えい線量当量率	(ロ)-D-46
(ロ)-第D.付.2.9表	各点でのガンマ線束	(ロ)-D-47
(ロ)-第D.付.2.10表	点P ₄ での線量当量率	(ロ)-D-49
(ロ)-第E.1表	本輸送容器に収納する燃料要素	(ロ)-E-3
(ロ)-第E.2表	臨界解析に用いた燃料要素の仕様	(ロ)-E-4
(ロ)-第E.3表	各領域の原子個数密度	(ロ)-E-19
(ロ)-第E.4表	計算結果	(ロ)-E-22
(ロ)-第E.付.2.1表	MNU用バスケット燃料装荷時 臨界解析時の原子個数密度	(ロ)-E-32
(ロ)-第F.1表	使用を予定する期間中に想定される使用状況	(ロ)-F-1
(ロ)-第F.2表	安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)	(ロ)-F-3
(ロ)-第F.2表	安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)	(ロ)-F-4
(ロ)-第F.2表	安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)	(ロ)-F-5
(ロ)-第G.1表	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～(ロ)-G-30
(ハ)-第A.1表	発送前検査要領	(ハ)-A-3
(ハ)-第B.1表	定期自主検査要領	(ハ)-B-3

(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

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構内の研究用原子炉(JRR-3)の使用済燃料要素を再処理のため、国外の再処理施設へ輸送することを目的とする。

本輸送容器は、乾式の輸送容器であり JRC-80Y-20T 型輸送容器と称し、その輸送状態図を(イ)-第A.1図に示す。

- | | |
|---|---|
| 1. 輸送容器の型名 | JRC-80Y-20T 型 |
| 2. 核燃料輸送物の種類 | BU 型核分裂性輸送物 |
| 3. 輸送制限個数及び配列方法 | 輸送制限個数 制限なし
配列方法 任意 |
| 4. 輸送指数及び臨界安全指数 | 輸送指数 5.8
臨界安全指数 0 |
| 5. 核燃料輸送物の最大総重量 | 23.2 トン以下 |
| 6. 輸送容器の外寸法 | |
| 外径 (本体胴吊上金具部) | 約 1.9m |
| 高さ | 約 2.1m |
| 7. 輸送容器の重量 | 22.8 トン以下 (角型用バスケット収納時) |
| 8. 輸送容器の主要材質 | |
| (i) 輸送容器本体及び蓋 | ステンレス鋼 |
| (ii) 燃料バスケット | ステンレス鋼、 |
| (iii) フィン (放熱兼緩衝用) | ステンレス鋼 |
| 9. 輸送容器の構成 | |
| i) 本 体 | |
| ii) 燃料バスケット (次項の収納燃料要素の種別によって以下の燃料バスケットを使用する) | |
| ① 角型用バスケット | |
| ② MNU 用バスケット | |
| 10. 輸送容器に収納する核燃料物質 | |
| 輸送容器に収納する核燃料物質の種別、体数及び本数を燃料バスケット別に以下に示す。 | |

- 角型用バスケット 最大 40 体
 - i) JRR-3 シリサイド標準型燃料要素
 - ii) JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素
 - iii) i) ~ ii) の燃料の組合せ
 - (以後、i) の燃料を標準型燃料要素、ii) の燃料をフォロー型燃料要素と
いう)
- MNU 用バスケット 最大 160 本
 - i) JRR-3 MNU^{注)} 燃料要素

11. 使用予定年数

- (i) 使用予定年数：70 年
- (ii) 年間の運搬に使用される回数：1 回以下
- (iii) 1 回の運搬に要する日数：365 日以下

B. 核燃料輸送物の種類

1. 核燃料輸送物の種類

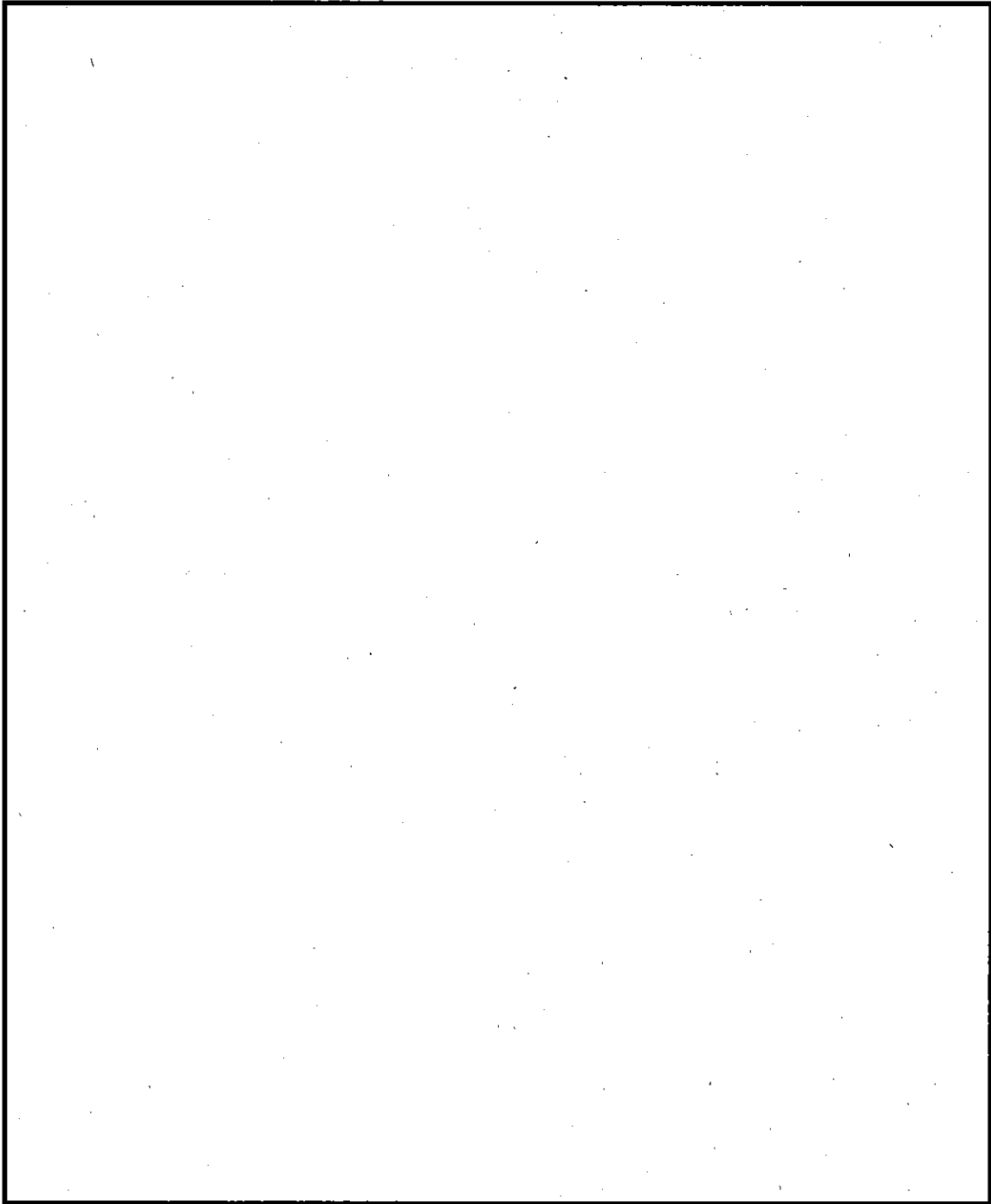
BU 型核分裂性輸送物

本核燃料輸送物は、(イ)－第D. 2表に示すとおり放射エネルギーがA₂値を超えるので、BU型の要件に該当する。また、(イ)－第D. 1表に示すとおり濃縮度が 以下の使用済燃料を収納し、ウラン 235 を 15g 以上収納するので、核分裂性輸送物の要件に該当する。

2. 輸送制限個数

制限なし

注) 金属天然ウラン(Metallic Natural Uranium)の略



(イ)-第A.1図 核燃料輸送物の輸送状態図

C. 輸送容器

1. 設計の概要

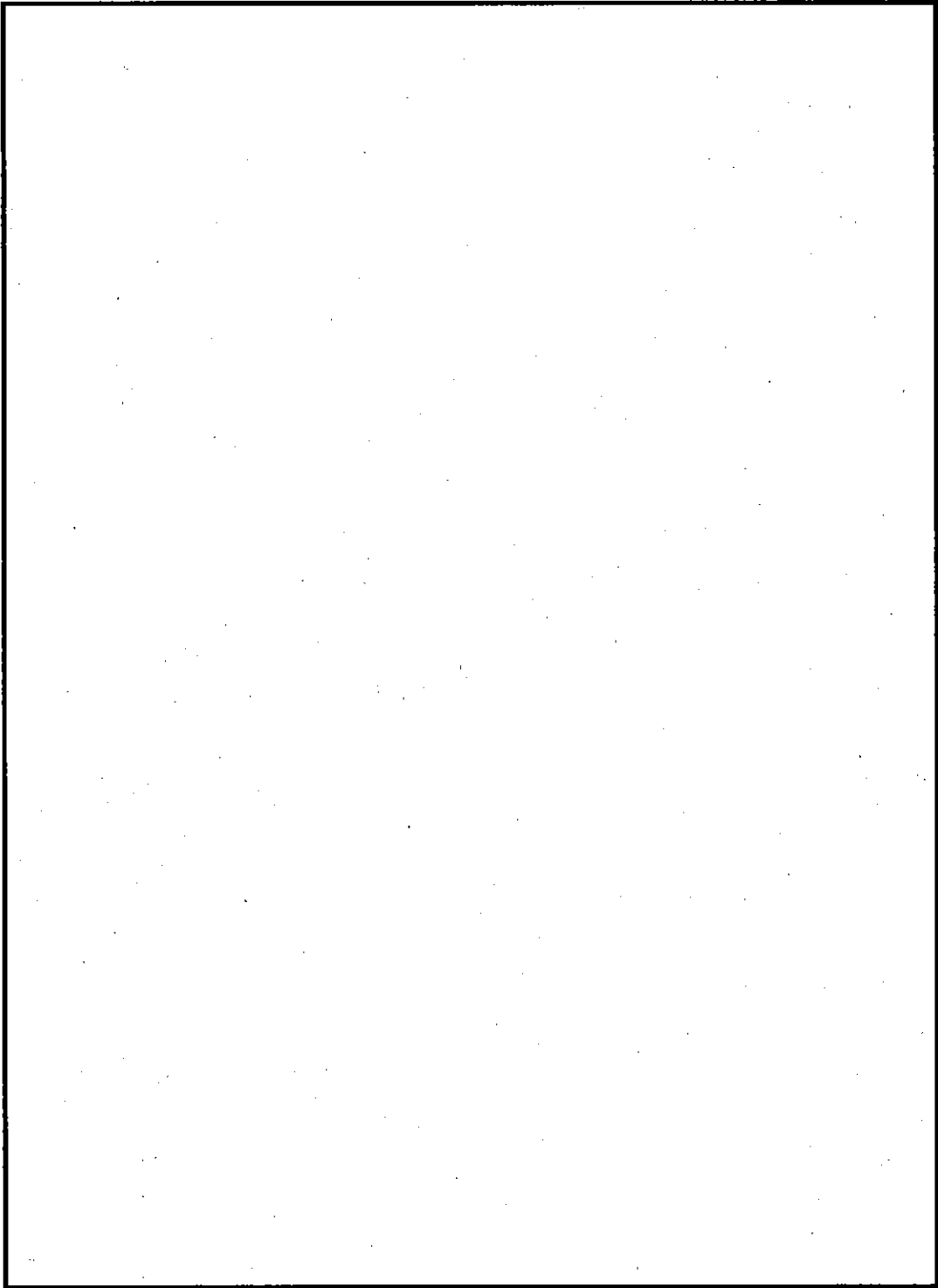
核燃料輸送物の外観図を(イ)―第C. 1 図に示す。また、縦断面図を(イ)―第C. 2 図に示す。

輸送容器は円筒形状であり、容器本体（胴及び底板）、蓋及び燃料バスケットからなる。

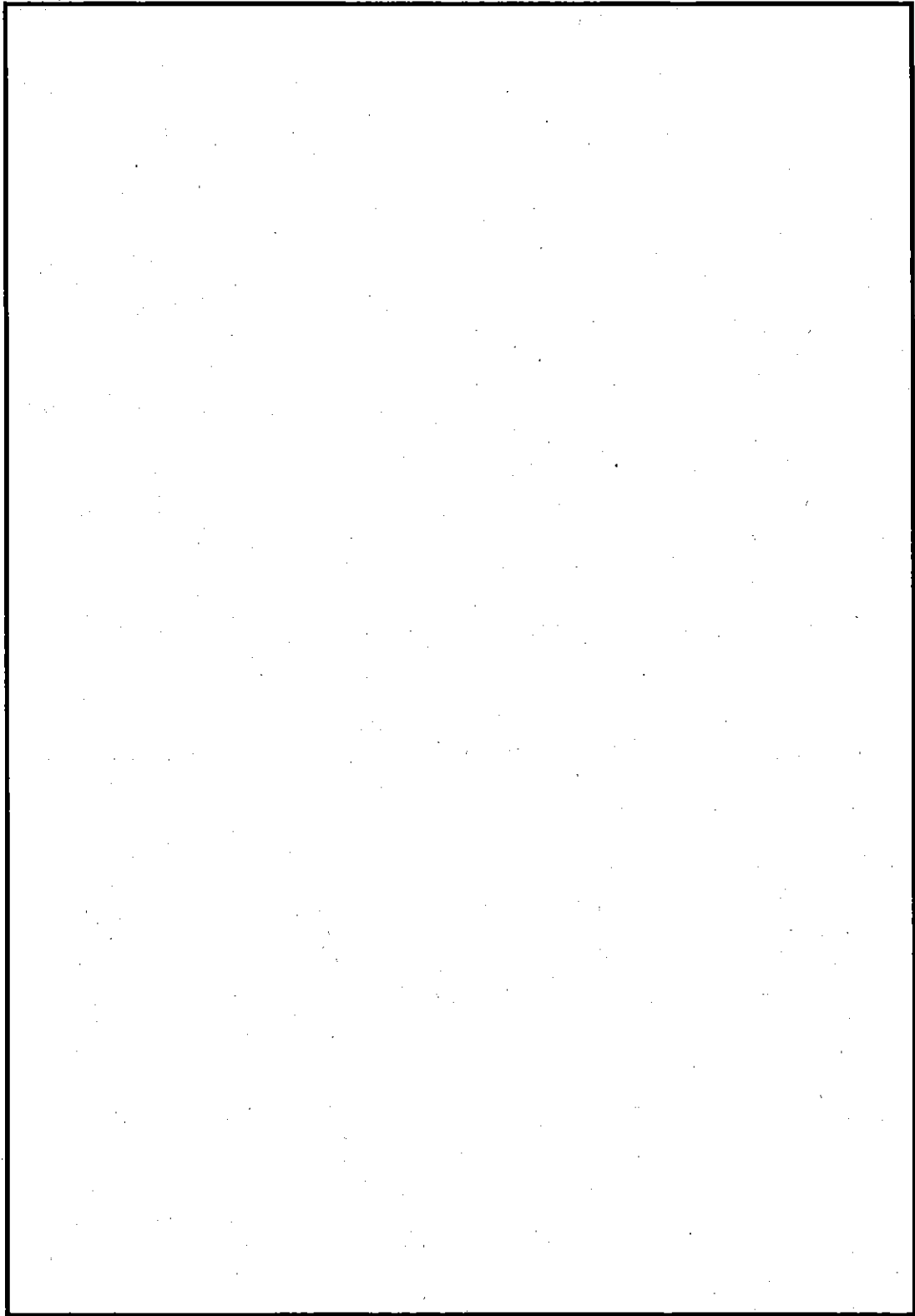
燃料バスケットは容器本体上部から出し入れし、蓋は [] により容器本体に取付けられる。また蓋には空気抜き用のベントバルブ、容器本体下部には水抜き用のドレンバルブが設けられており、蓋と容器本体の接合部には [] オーリングがはめこまれている。輸送中は、(イ)―第C. 3 図に示すように、架台上に正立状態に保持され、固縛装置により固定される。輸送容器は JRR-3 あるいは、再処理工場建屋内での取り扱い時には、安定した正立状態で保持される。燃料要素は、輸送容器内に収納された燃料バスケットの挿入孔に挿入される。燃料要素は正立状態に保持された容器の上部から出し入れが行われる。輸送容器の取り扱いは容器に取付けられた吊上金具を使用して行われる。輸送容器の上部及び下部には落下衝撃の緩和と崩壊熱の放熱のためフィンが溶接にて取付けられている。輸送容器の胴は、落下による貫通等に耐えうる強度を有している。輸送容器の胴外表面には、収納燃料より発生する崩壊熱の除去を容易にするため、フィンが取付けられている。

輸送容器の密封境界は、(イ)―第C. 4 図に示すように、容器本体、蓋、 [] オーリング、ベントバルブ及びドレンバルブで構成されている。輸送容器の主な遮蔽材は容器本体、蓋及び燃料バスケットを構成するステンレス鋼であり、ガンマ線及び中性子遮蔽材として用いられている。核燃料輸送物の未臨界制御のため、中性子吸収材として [] が角型用バスケット（MNU 用バスケットは除く）に取付けられている。

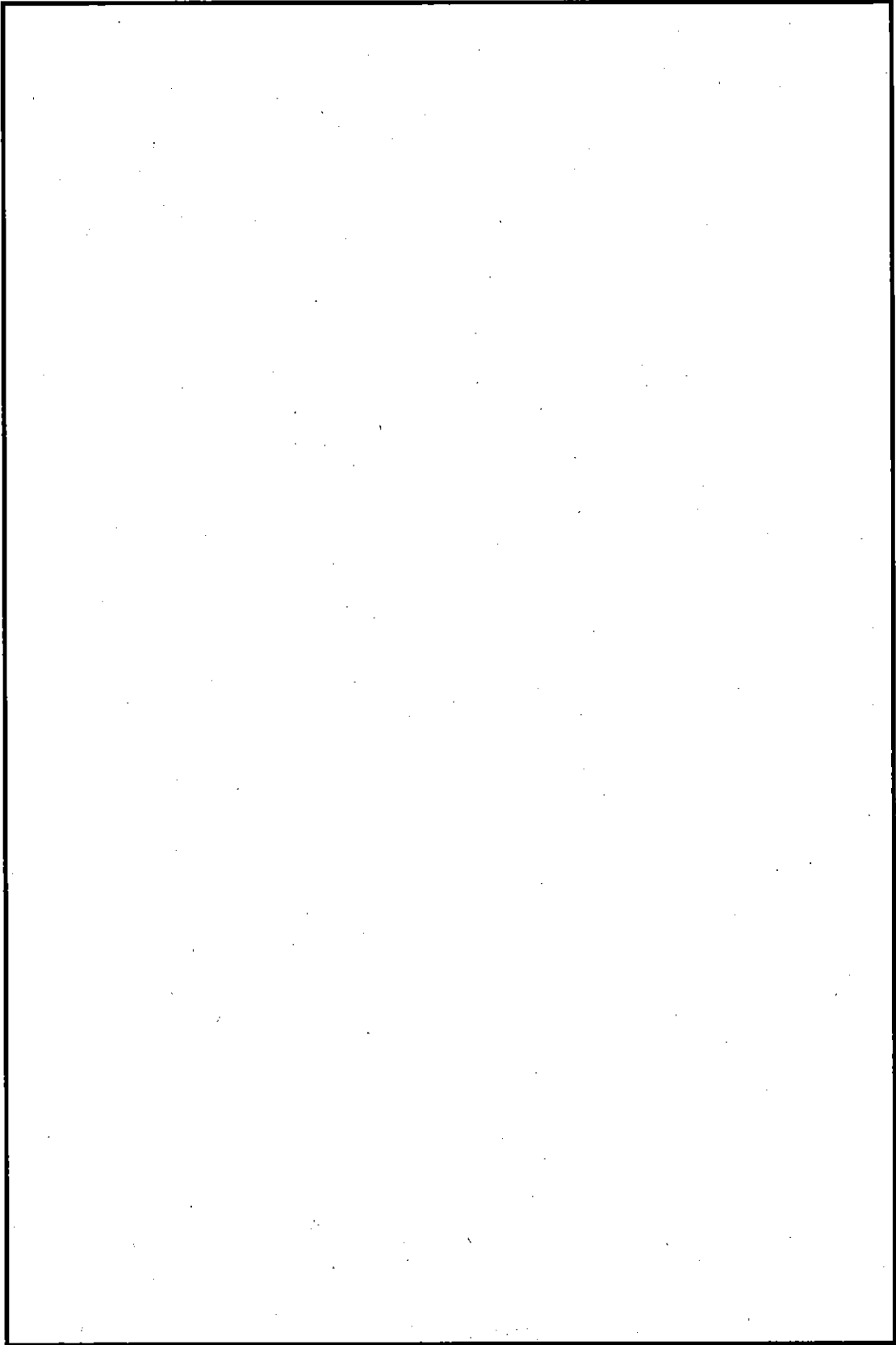




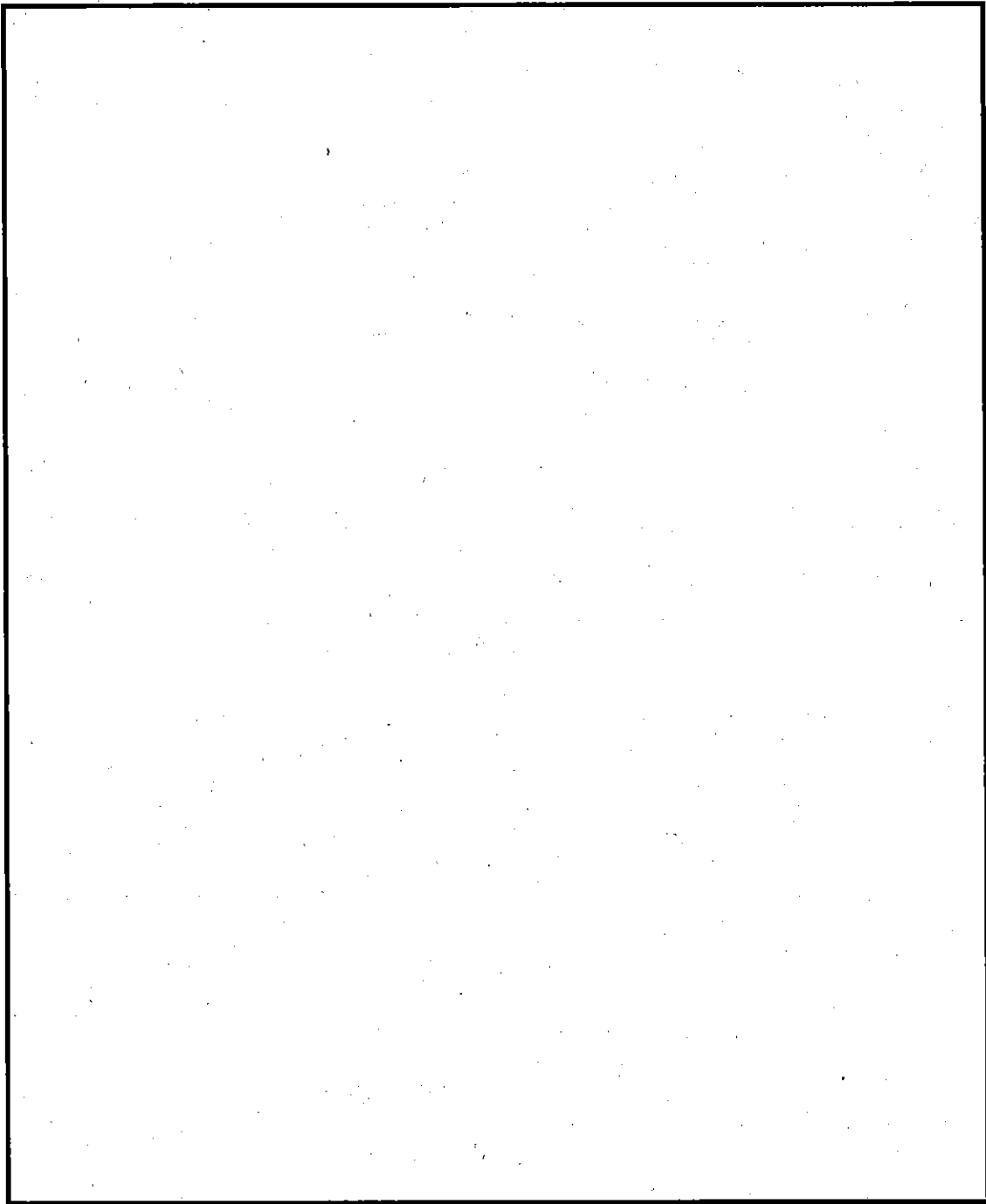
(1)-第C.1图 核燃料输送物外觀图



(1) - 第C. 2 図 輸送容器縦断面図



(1)-第C.3図 固縛装置



(イ) - 第C.4図 輸送容器の密封境界

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、容器本体、蓋及び燃料バスケットにより構成される。付属機器として、架台及び締付け装置とからなる固縛装置及び吊上用具がある。これらの材質、寸法及び重量を(イ)－C. 3～(イ)－C. 5 項に示す。

2.1. 容器本体

燃料バスケットが収納されていない状態の輸送容器本体断面図を(イ)－第C. 5 図に示す。容器本体の主要構成は、胴、底板、フィン、ベースプレート、ドレンバルブ及び本体胴吊上金具である。胴は、内径 mm、板厚 mm、内側の高さ mm の円筒形状であり、底板（板厚 mm）とは一体鍛造で作られている。胴と底板は遮蔽体を兼ねている。

フィンには、胴部側面に取付けられる胴部フィンと底部コーナーに取付けられる底部フィンの2種類があり、共に溶接にて取付けられる。各フィンの形状を(イ)－第C. 6 図～(イ)－第C. 8 図に示す。胴部フィンは、(イ)－第C. 6 図に示すように厚さ5mm、高さ200mmであり、ピッチ10°で胴部全周に取付けられており、下端は底部フィンと接合している。ただし本体胴吊上金具付近は、吊上時に支障のないようにフィン長さが他の位置に比べ短くなっている。

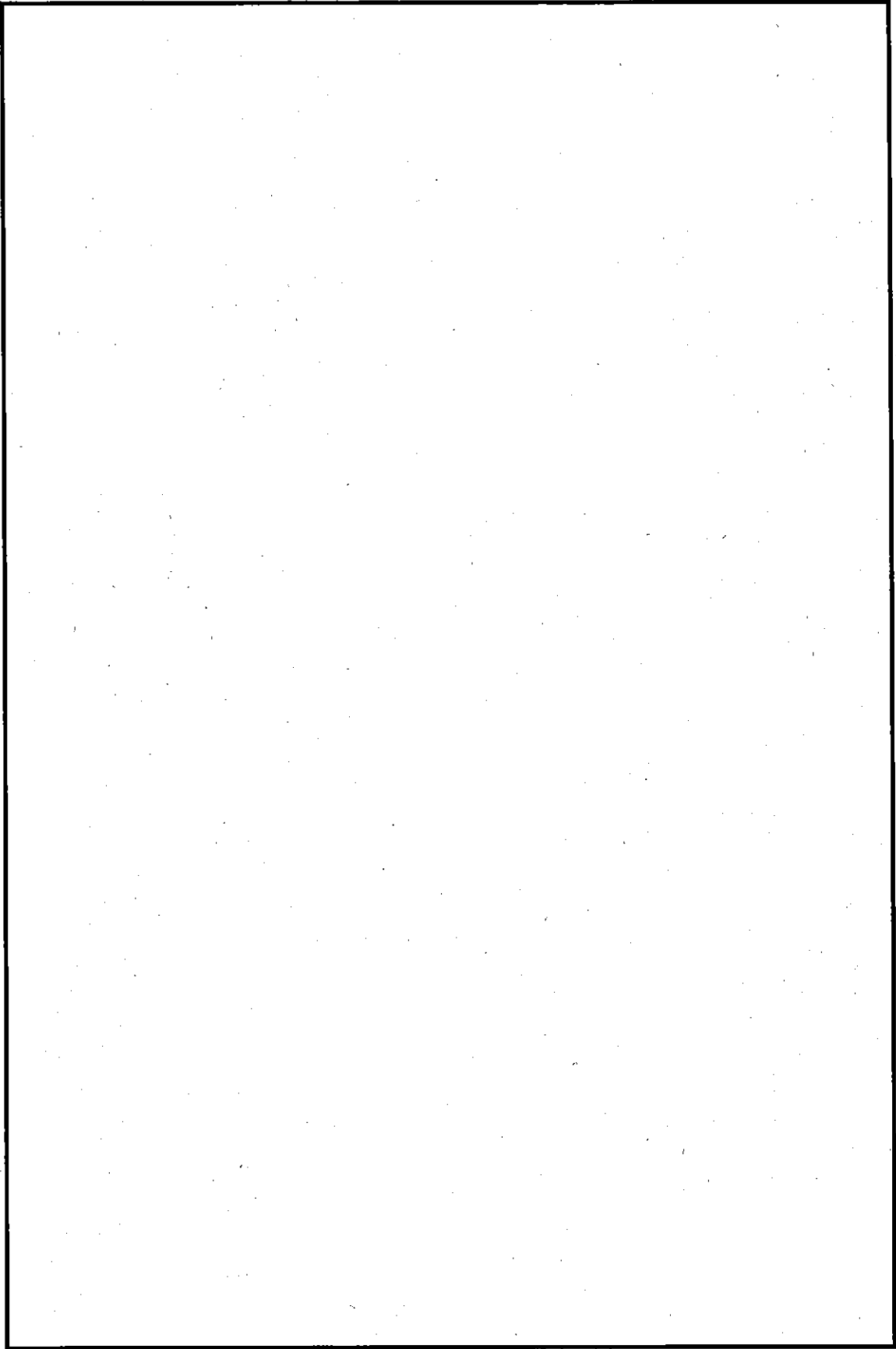
底部フィンは、(イ)－第C. 7 図及び(イ)－第C. 8 図に示すように厚さ30mm、高さ189mmであり、ピッチ5°で底板コーナー全周に取付けられている。このフィンは3種類あり、これらにより緩衝効果を高める構造になっている。

また、最も長いフィン（4本）には、ベースプレートが溶接され輸送容器本体を支えている。

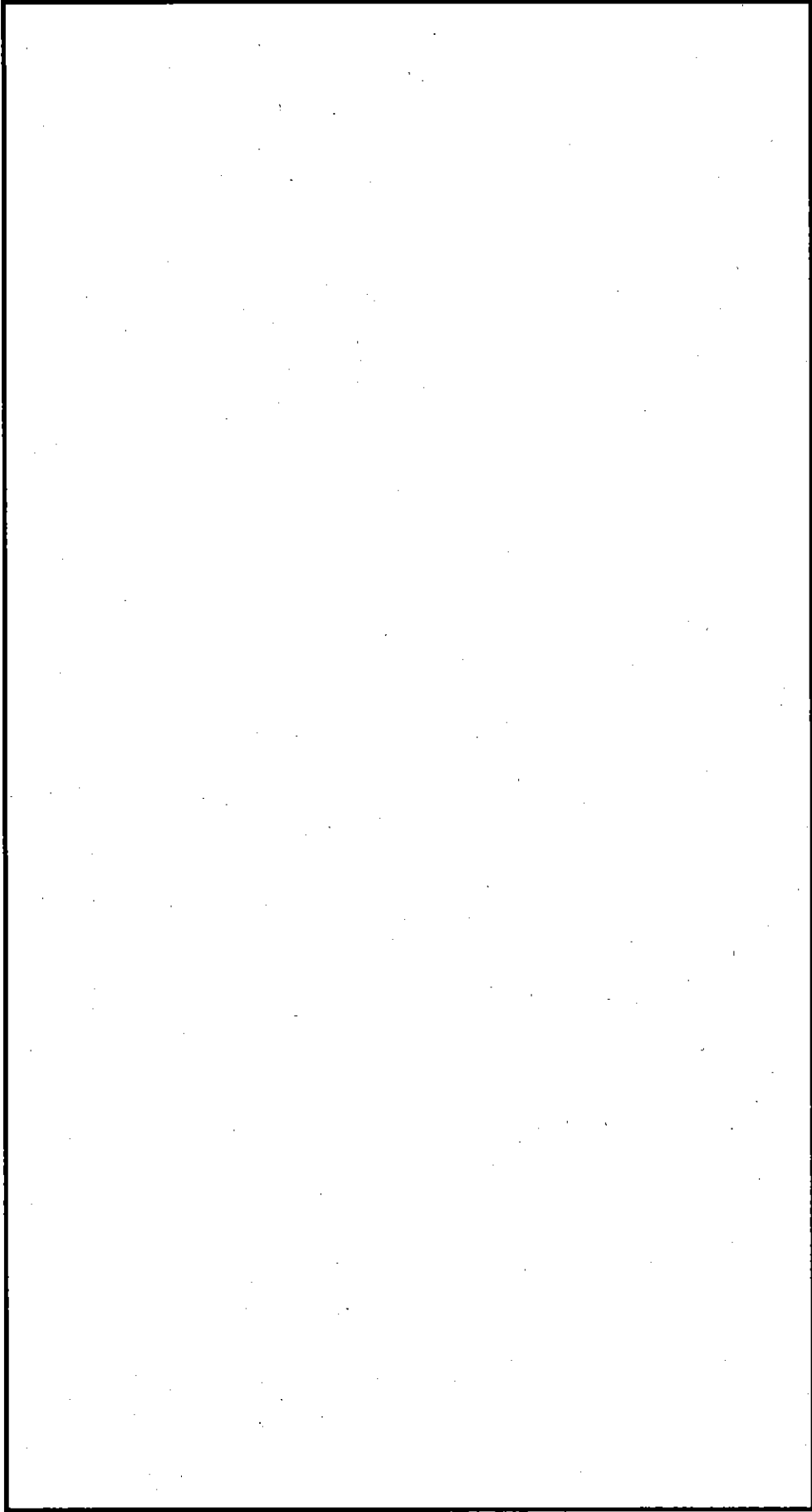
輸送容器への燃料要素装荷又は取り出し時の水抜き等に用いられるドレンバルブの構造を(イ)－第C. 9 図及び(イ)－第C. 10 図に示す。バルブ本体は組み込み式になっており、バルブ収納部に で固定され、 オーリングで の密封性が保たれる。なお、その密封性を確認するための気密漏えい試験孔が にあり、閉止プラグを取り除いて試験圧力をかけることができる構造となっている。

バルブは、 構造になっており、 を取り除きバルブを開くことによって とが通じる。

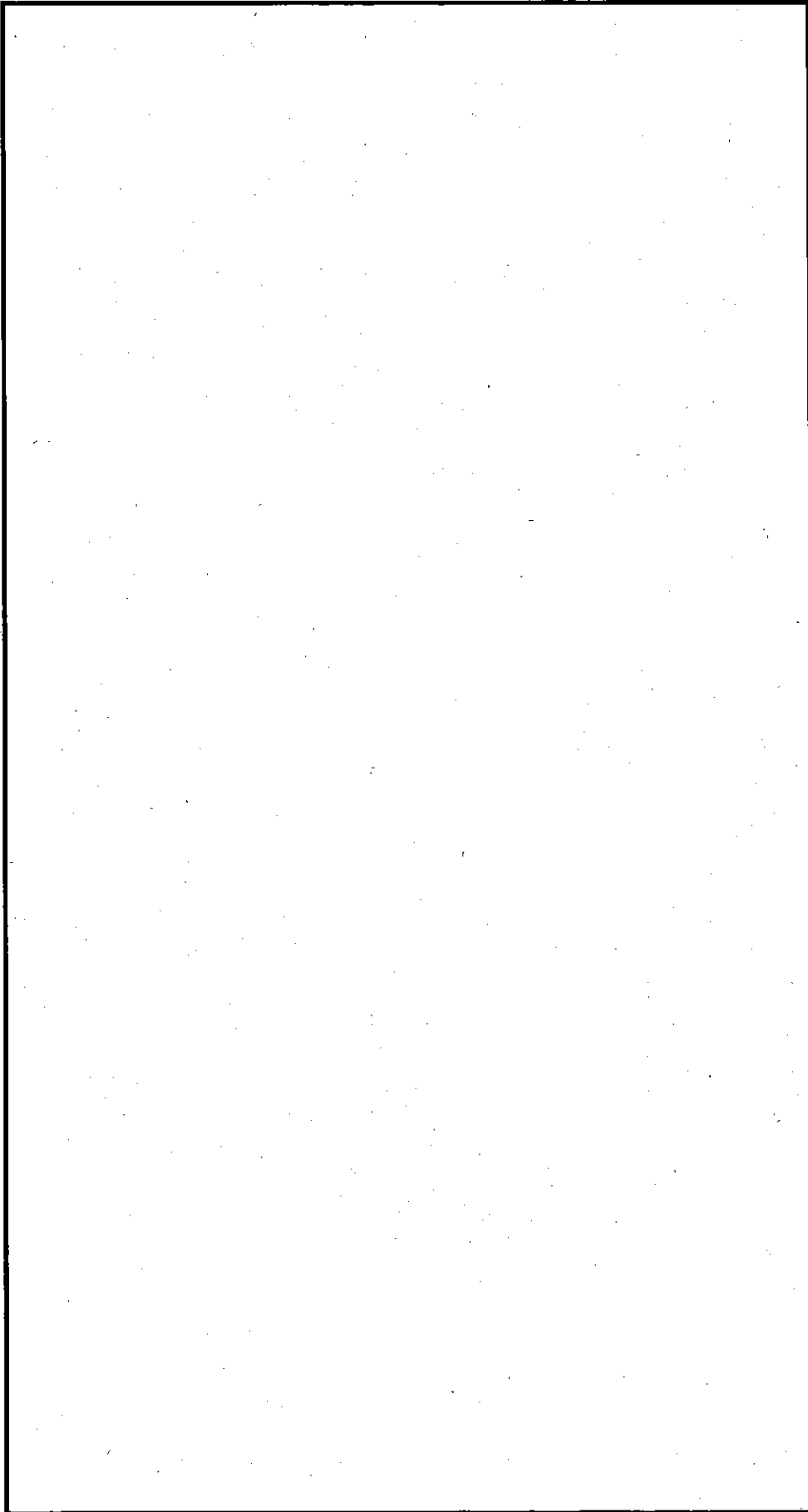
このバルブの密封性はドレン貫通孔の出口閉止プラグを取り除いて試験圧力をかけることにより確認できる構造になっている。また、 がないように 構造となっている。



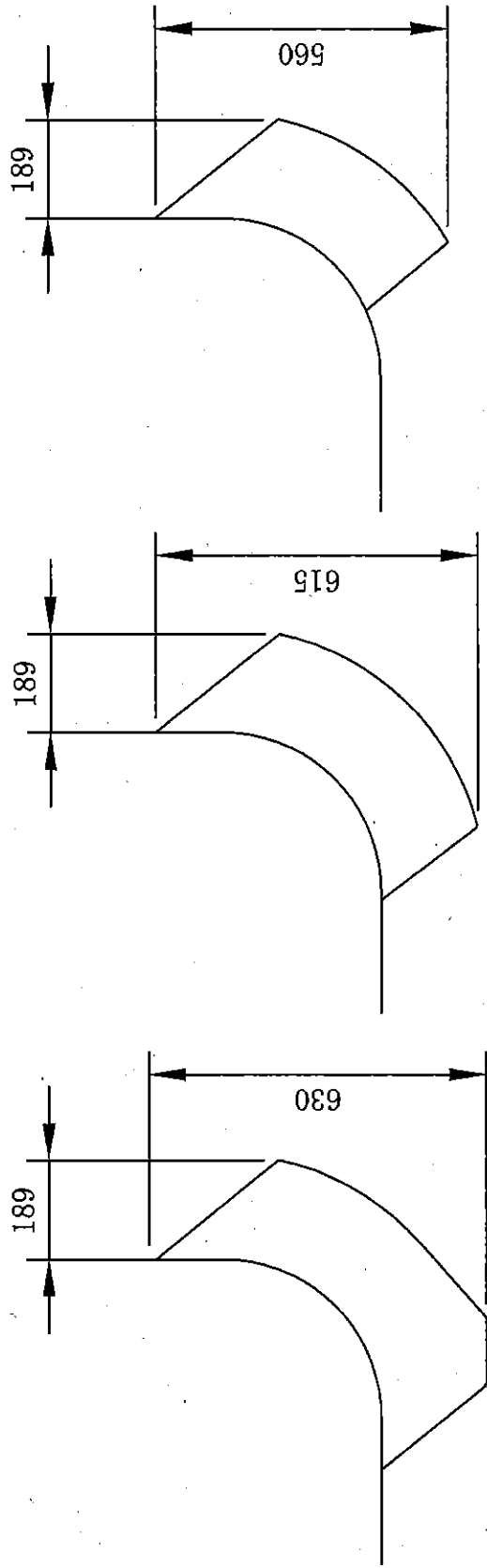
(1)-第C.5图 容器全体断面图



(イ)-第C.6図 胸部フィン断面図



(1)-第C.7 図 底部フィン及びベースプレート



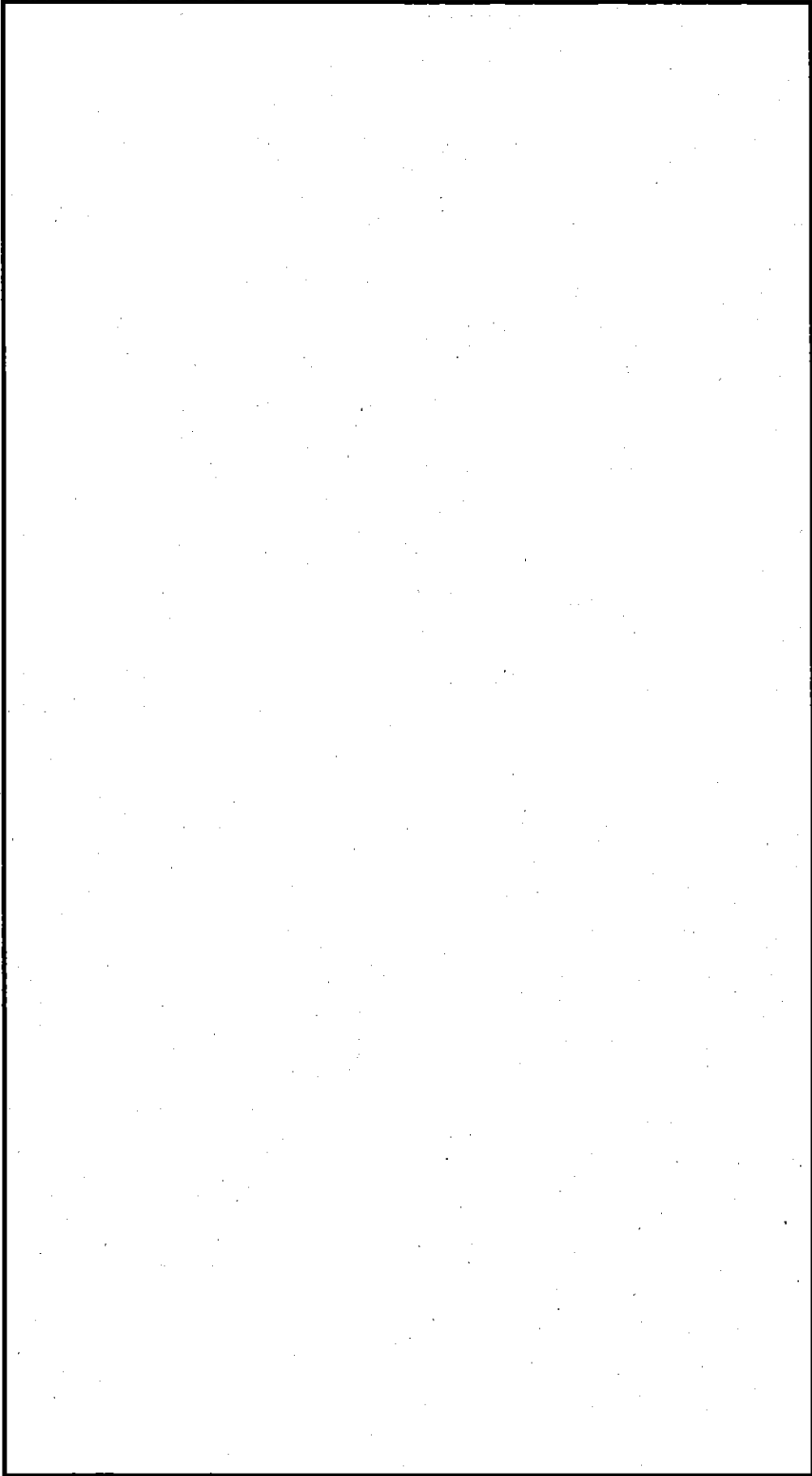
フィン c (板厚 : 30)

フィン b (板厚 : 30)

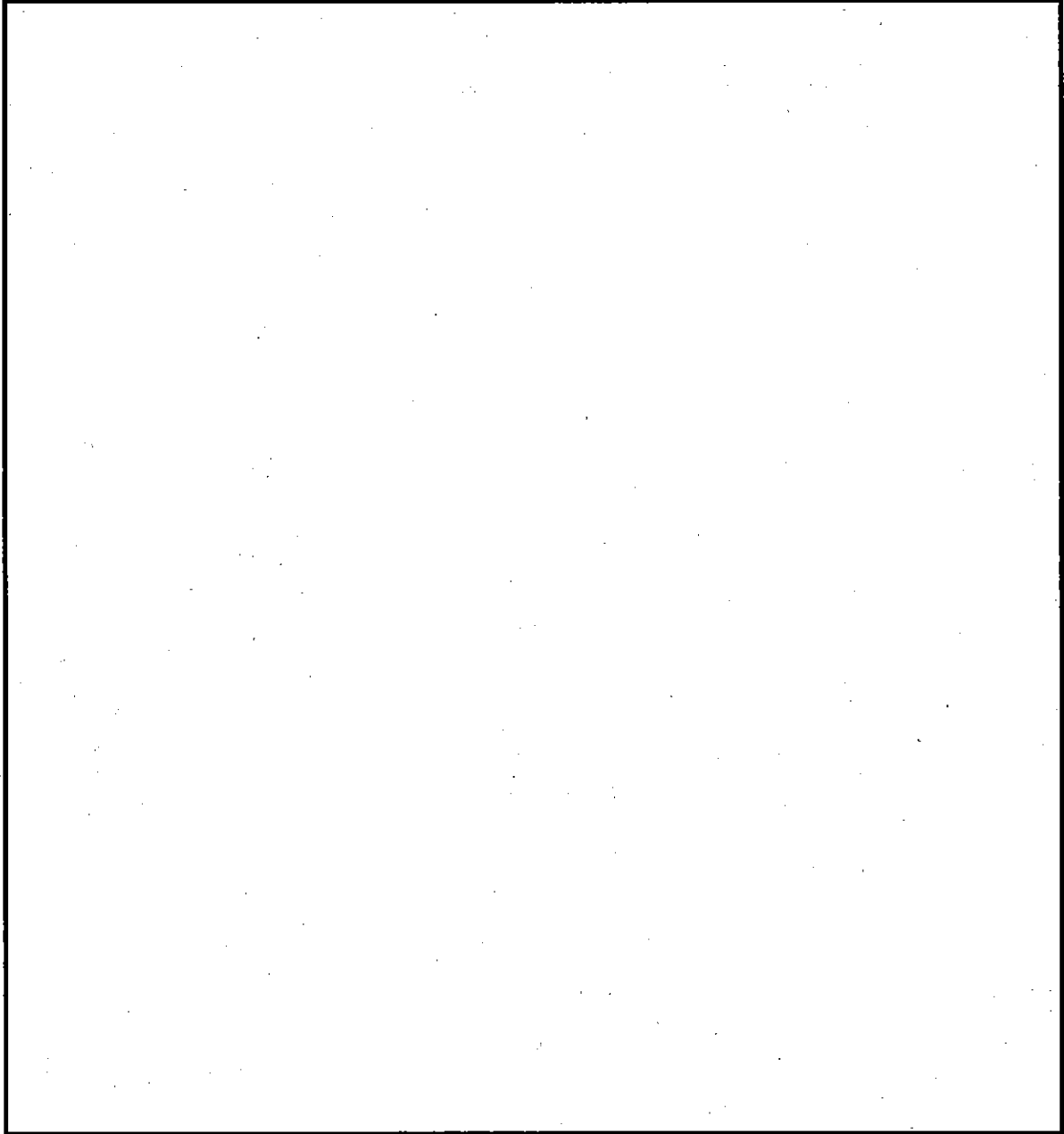
フィン a (板厚 : 30)

(単位 : mm)

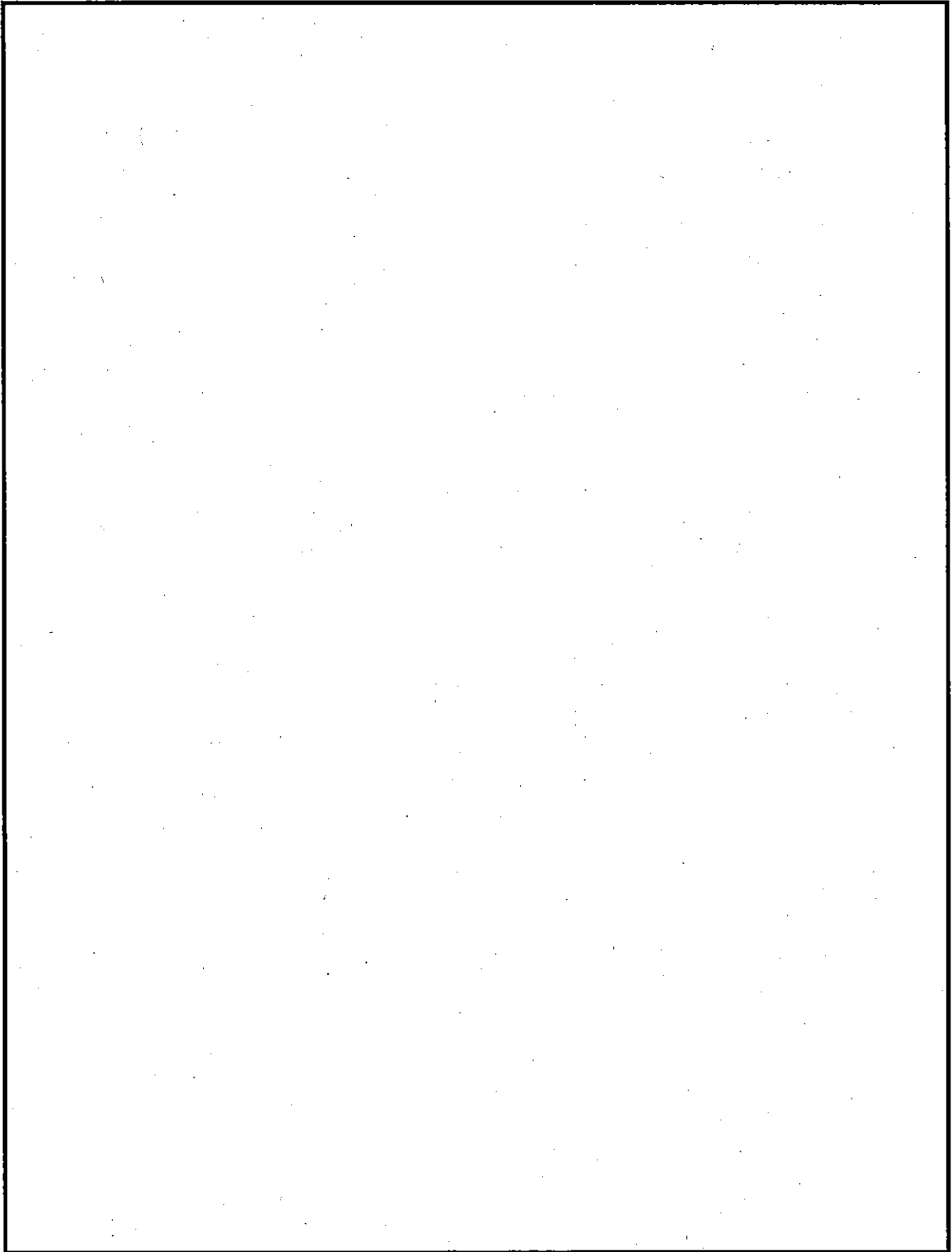
(1) 第 C. 8 図 底部フィンの形状



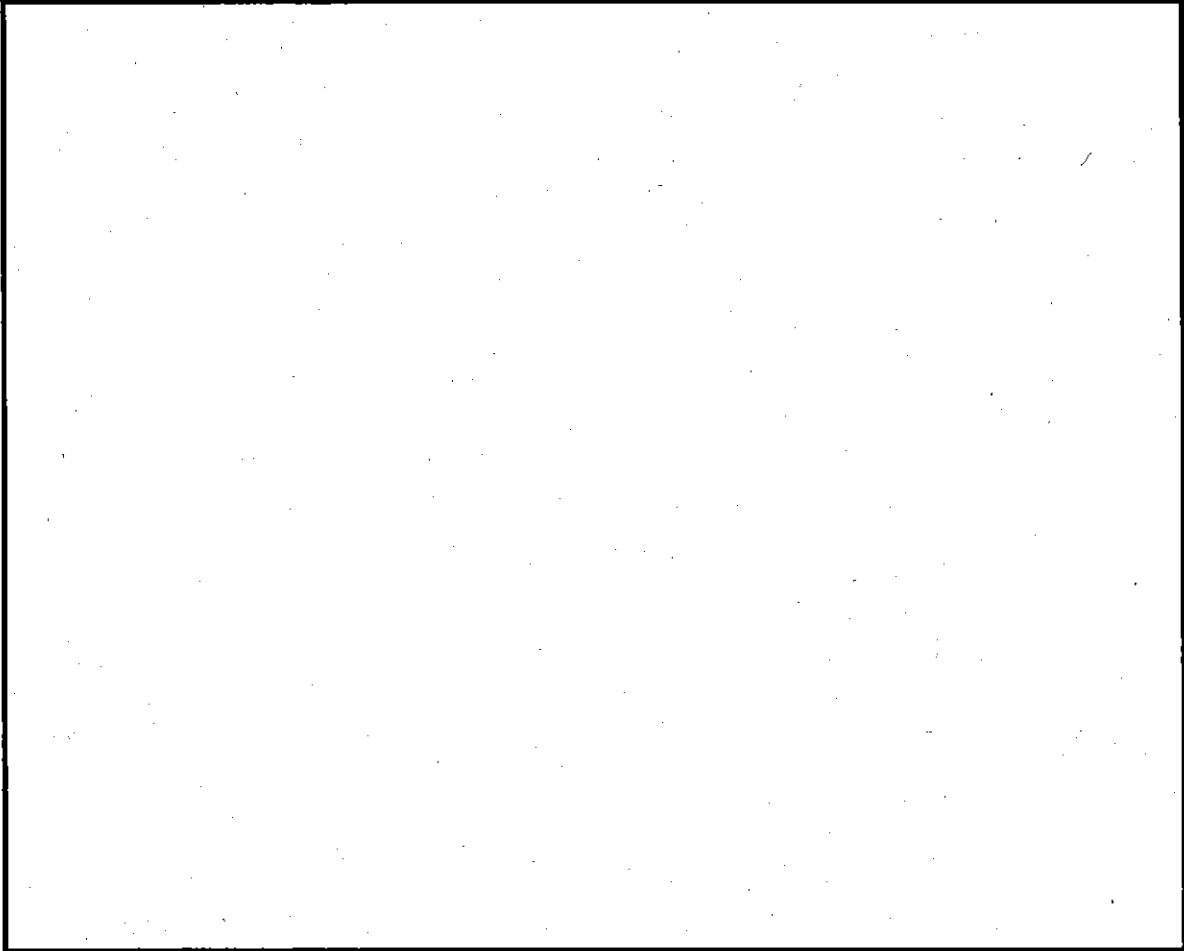
(イ)ー第C.9図 ベント及びドレンバルブ断面図



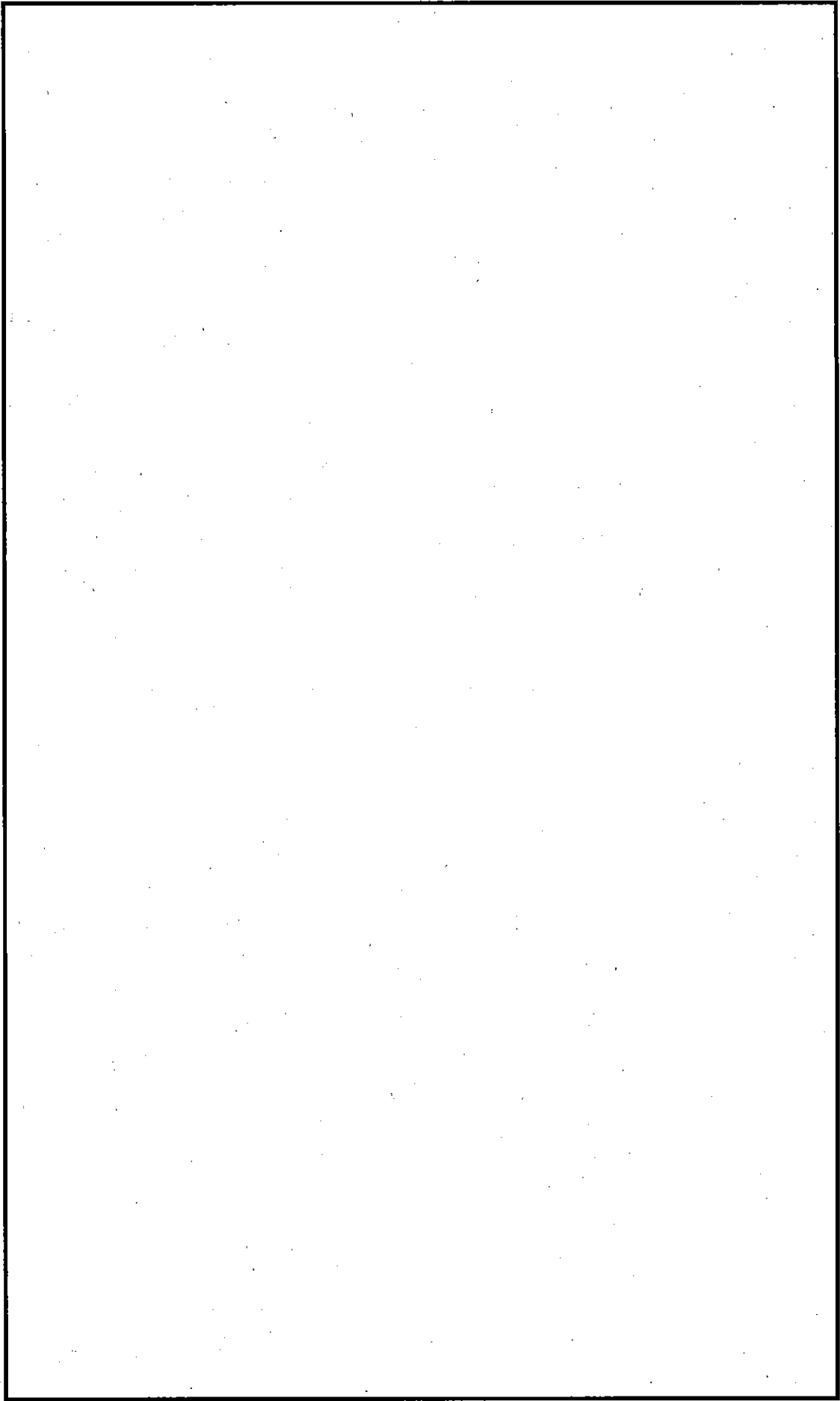
(イ) - 第C.10 図 ベント及びドレンバルブ平面図



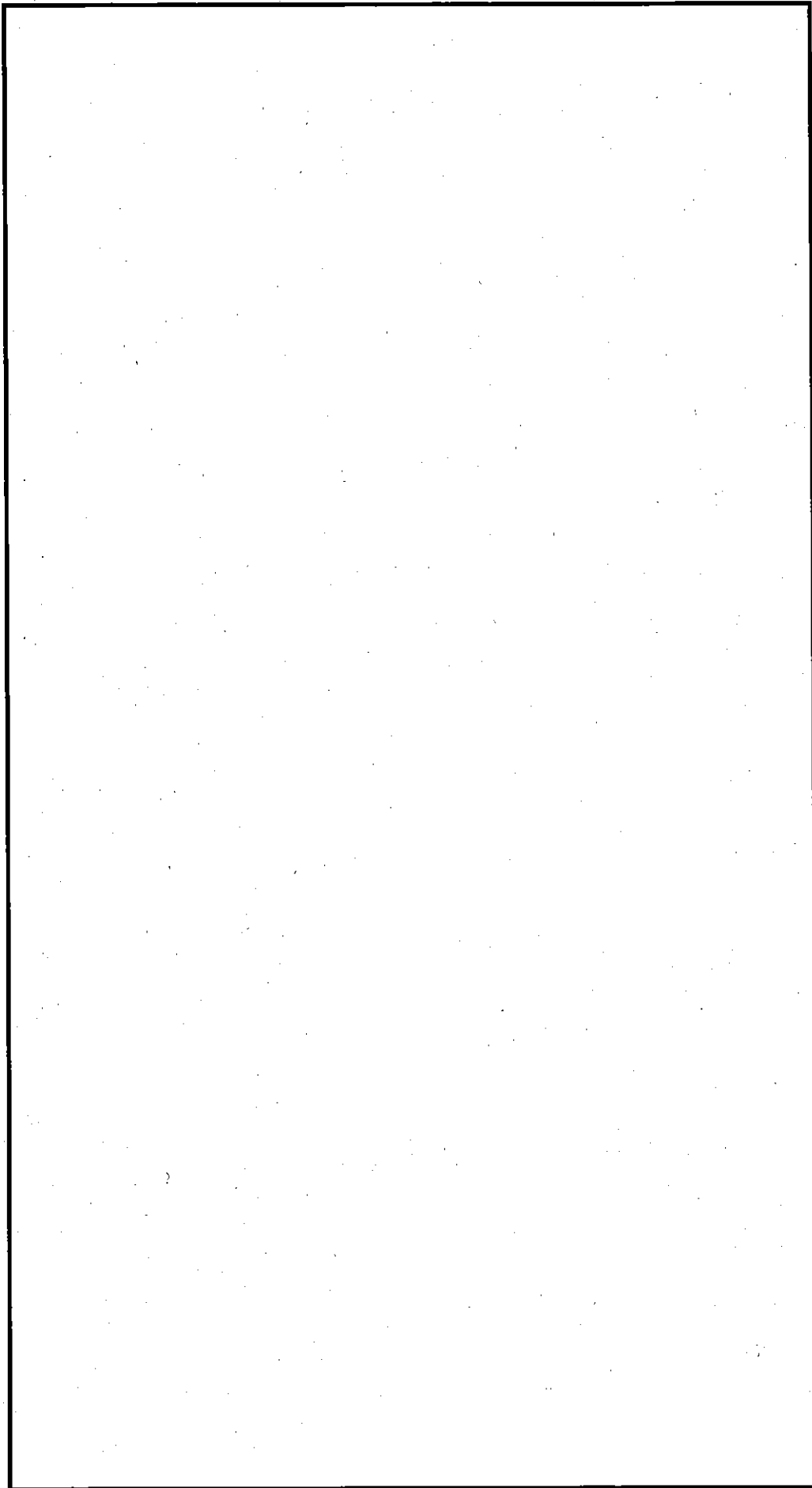
(イ) - 第C.11図 ドレンバルブ保護カバー



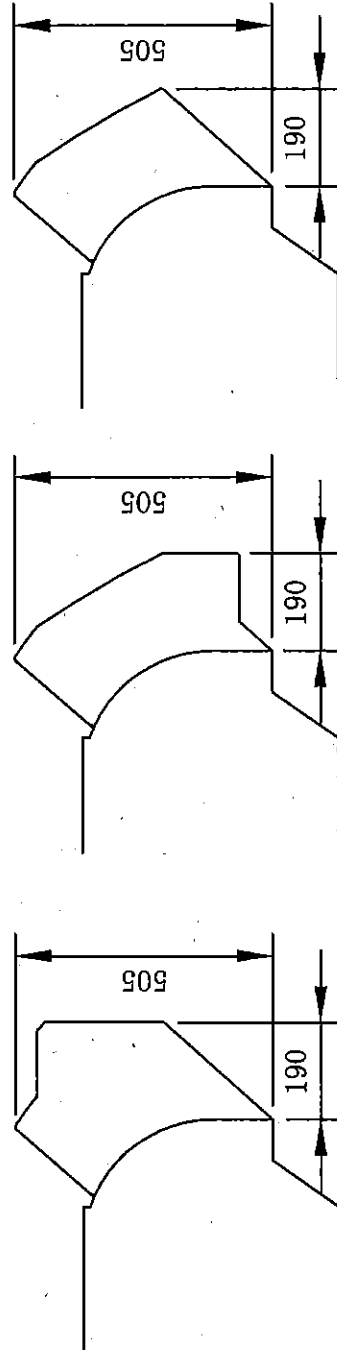
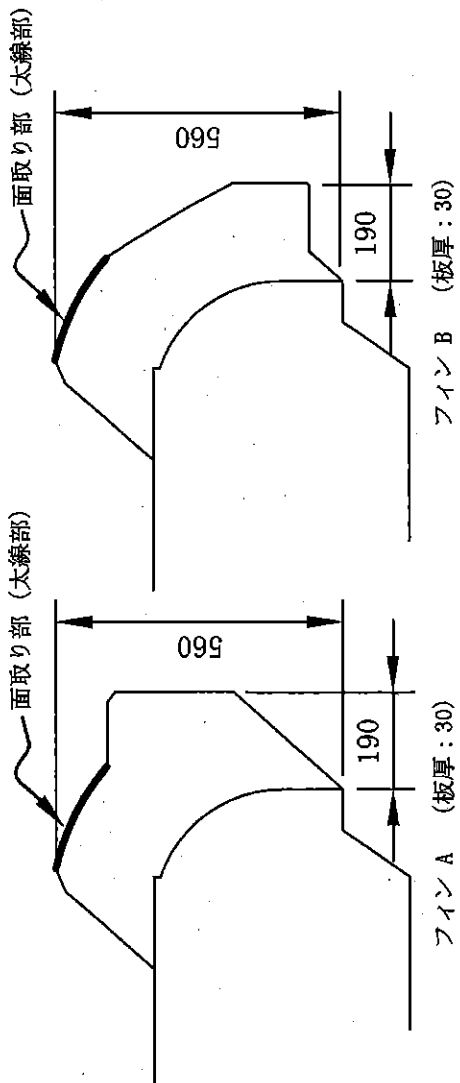
(1) - 第C.12 図 本体胴吊上金具



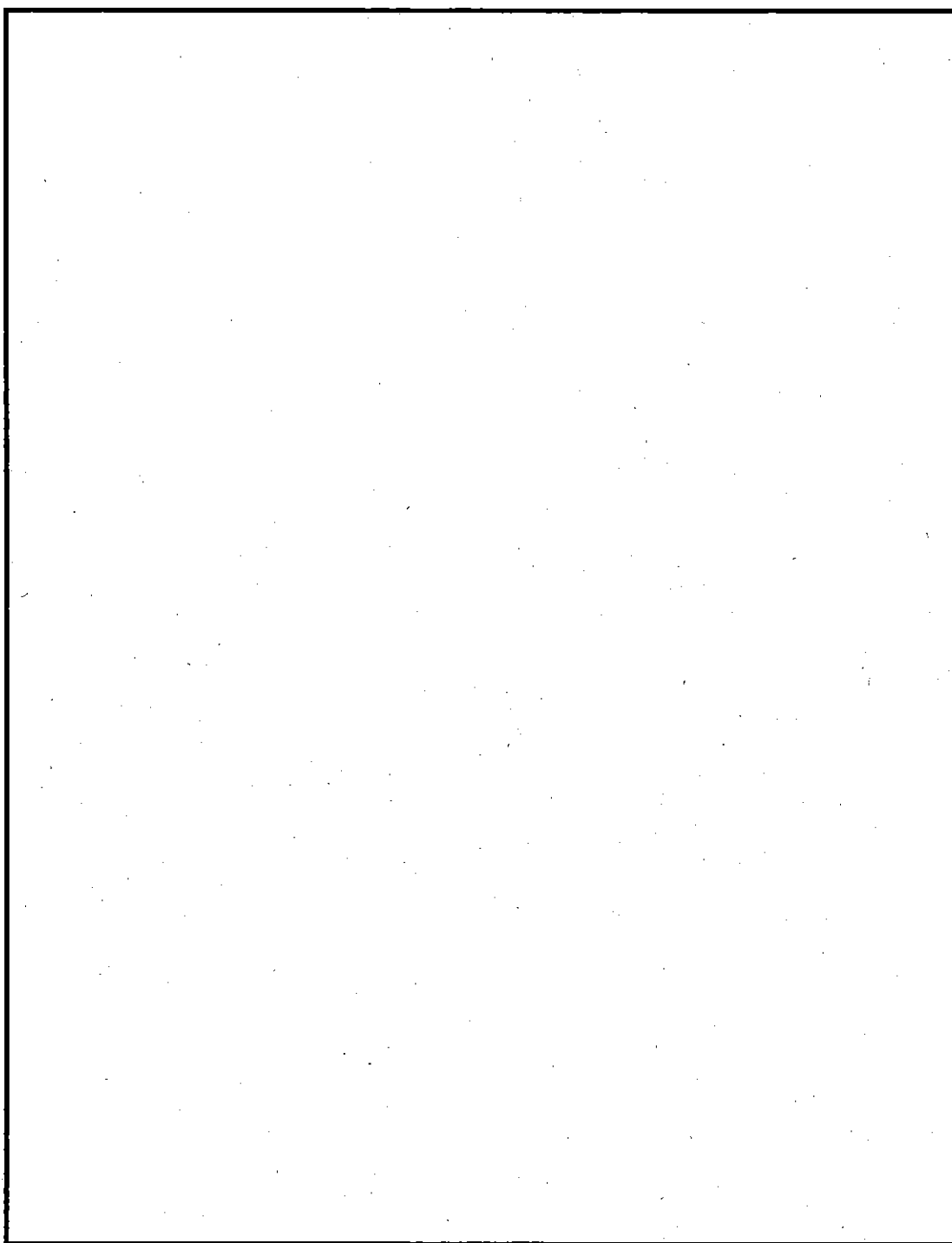
(1)-第C.13图 盖断面图



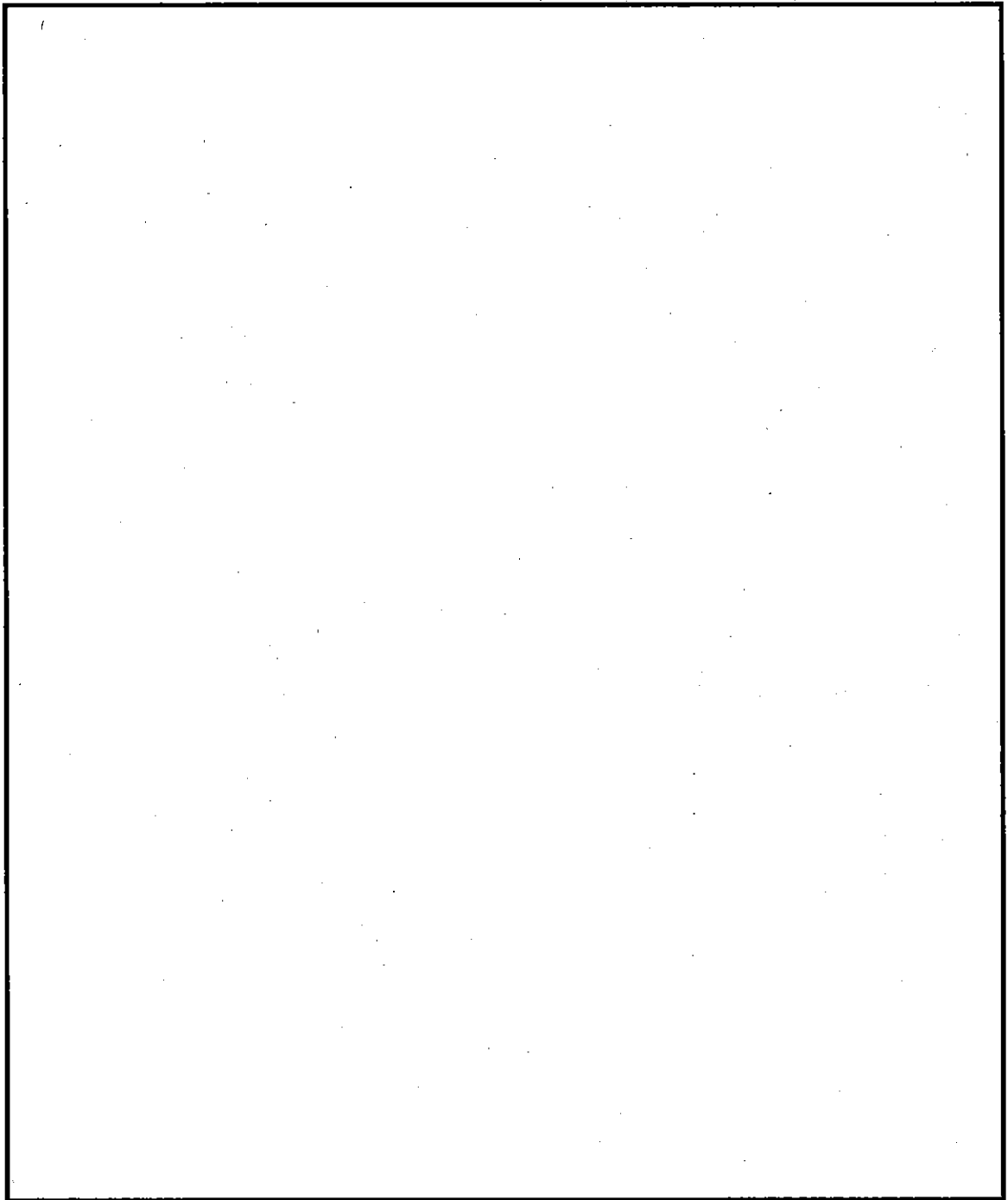
(1)-第C.14图 盖平面图



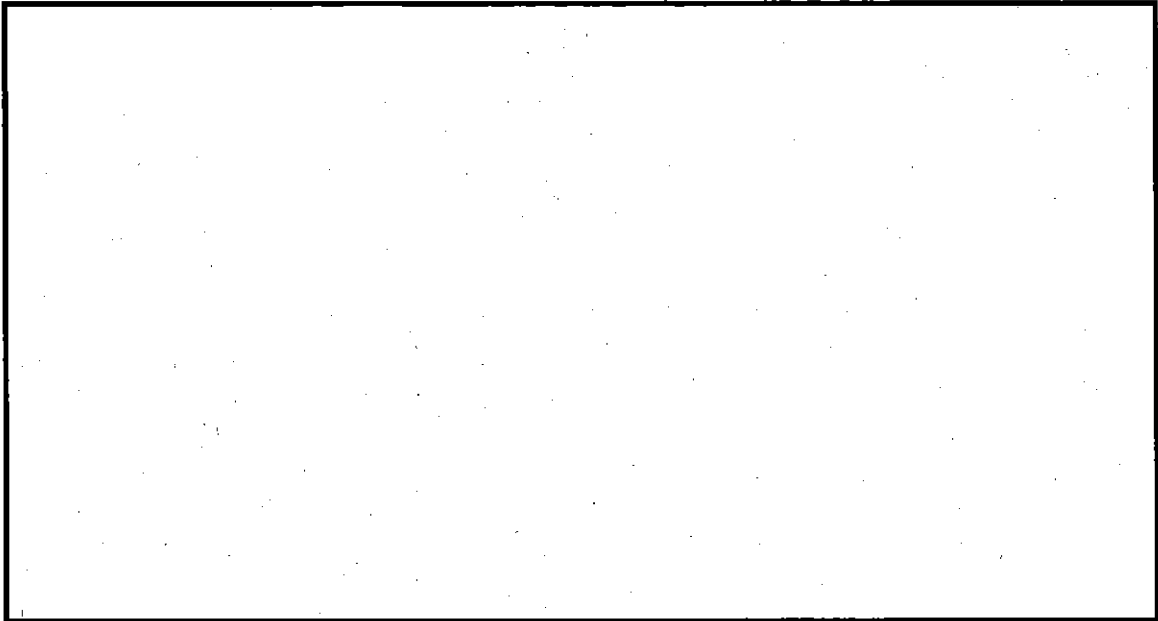
(イ) 第 C.15 図 頭部フィンの形状



(イ) - 第C.16 図 気密漏えい試験孔及び閉止プラグ




(イ) - 第C.17 図 ベントバルブ保護カバー




(イ) - 第 C. 18 図 蓋吊上金具

2.3 燃料バスケット


燃料バスケットは、個々の燃料要素を輸送容器に収納するためのもので、輸送中燃料要素を分散あるいは集合させず、かつ未臨界の状態を保持するよう考慮されている。

燃料バスケットは、(イ) - 第 C. 19 図及び(イ) - 第 C. 20 図に示す角型用及び(イ) - 第 C. 21 図及び(イ) - 第 C. 22 図に示す MNU 用のものの 2 種類がある。角型用バスケットには  の中性子吸収材が燃料バスケットに組み込まれている。

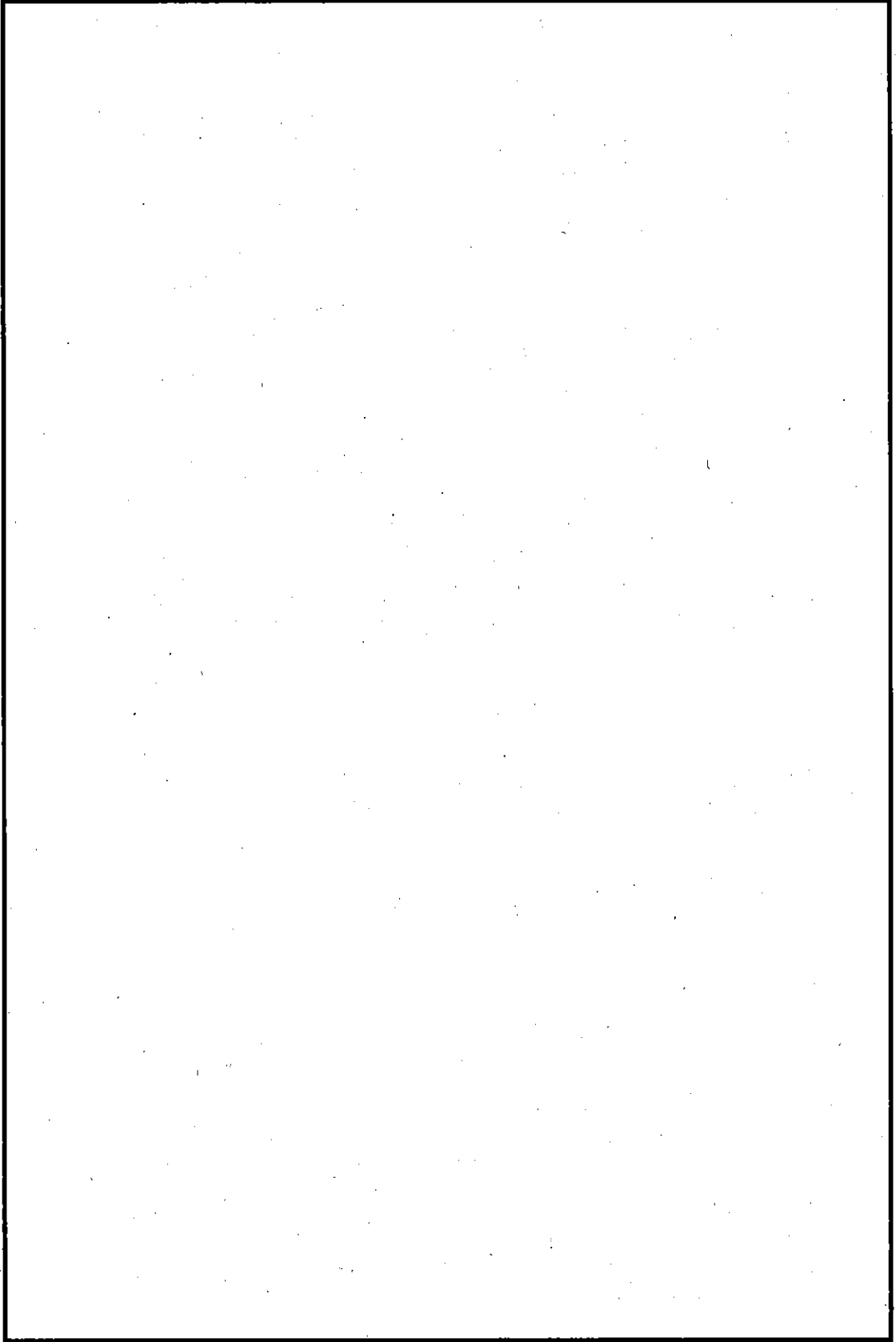
角型用バスケットは、中性子吸収材を囲むステンレス鋼板製の仕切板とステンレス鋼板のみから成る区切板とで格子状に区切られた 40 個の燃料挿入孔（角型用バスケットでは 1 辺  mm）をステンレス鍛造鋼製枠組で支持し、強度をもたせた構造になっている。

このステンレス鍛造鋼製枠組は遮蔽材としての役割をも兼ねている。

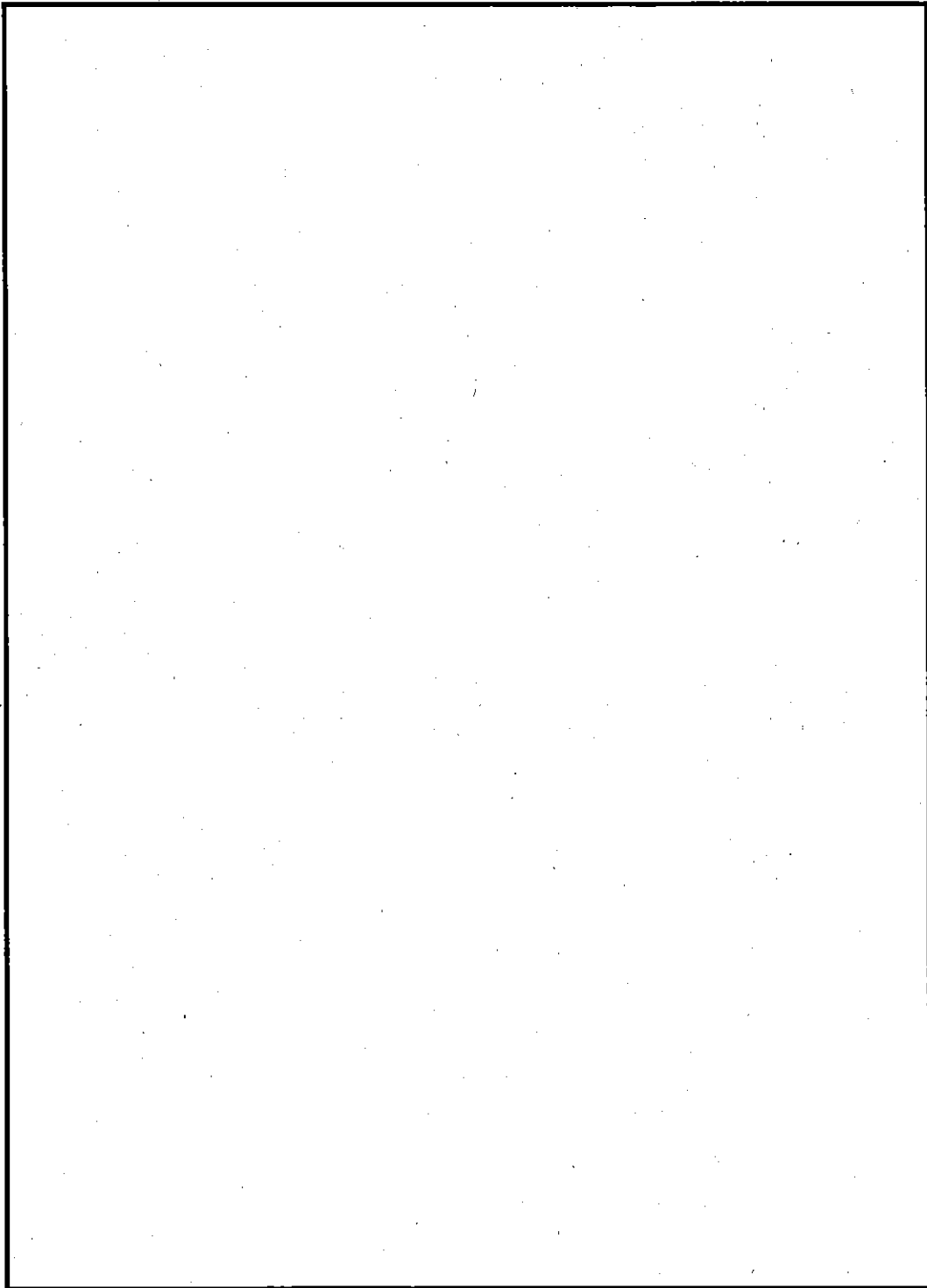
これらの組立は溶接で行っている。

角型用バスケットに収納されるフォロワ型燃料要素は、(イ) - 第 D. 1 図～(イ) - 第 D. 2 図に示されるように、標準型燃料要素に比べ断面の寸法が小さく、燃料要素挿入孔内面と燃料要素との間に大きな空間（燃料要素を片寄せした状態で約  mm）を生じる。そのため、フォロワ型燃料要素を角型用バスケットに収納する場合、伝熱部材として用いること及び輸送時の燃料の揺れを減少させる目的で燃料要素と燃料要素挿入孔との間に(イ) - 第 C. 23 図に示すアルミ合金製のスペーサを収納する。

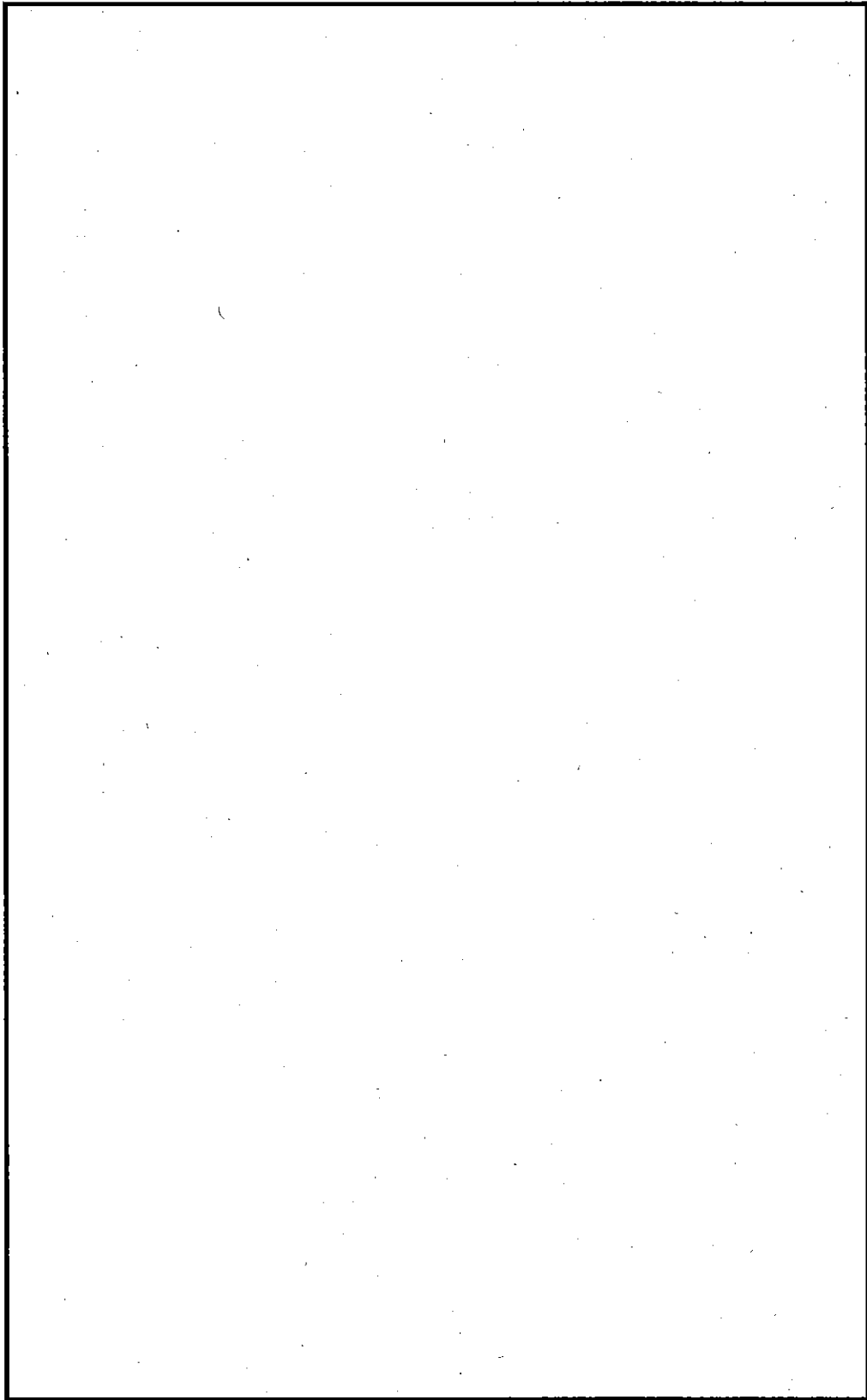
MNU 用バスケットはステンレス鋼製の 160 個の角型パイプを溶接で組み上げた構造である。



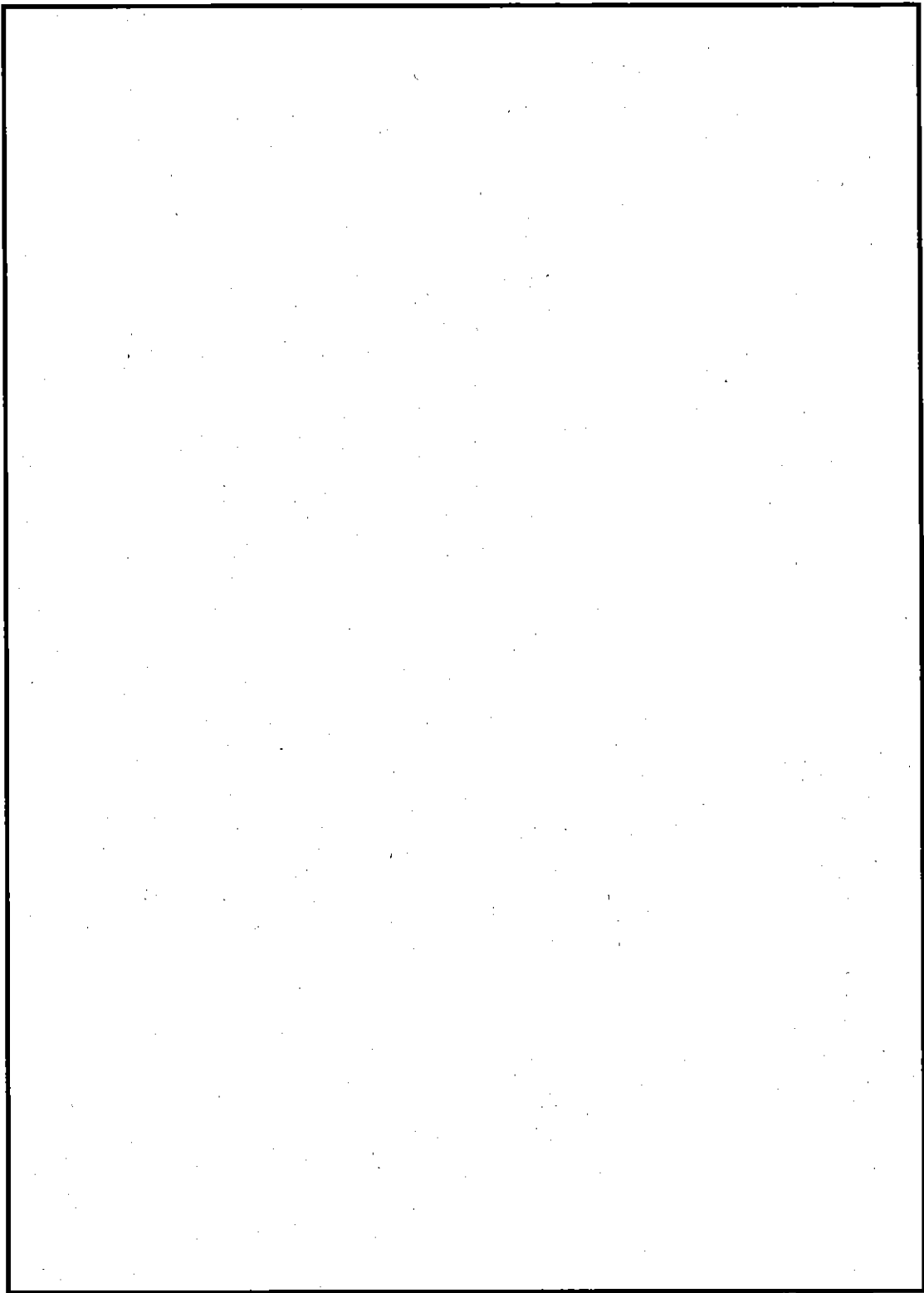
(イ) - 第C.19図 角型用バスケット



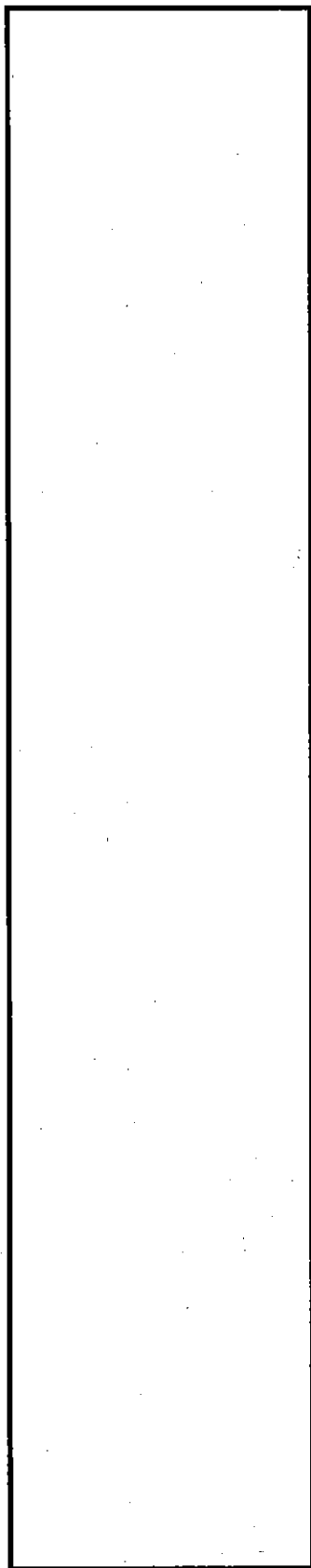
(イ) - 第C.20 図 角型用バスケット鳥瞰図



(イ) - 第C.21 図 MNU 用バスケット



(イ) - 第C.22図 MNU用バスケット鳥瞰図



(単位 : mm)

(イ) - 第 C. 23 図 スペーサ

3. 材 質

3.1 容器本体

(i) 胴	ステンレス鋼
(ii) 底 板	ステンレス鋼
(iii) 放熱兼緩衝用フィン	ステンレス鋼
(iv) 本体胴吊上金具	ステンレス鋼

3.2 蓋

(i) 蓋 板	ステンレス鋼
(ii) 蓋締付けボルト	ステンレス鋼
(iii) Oーリング	□
(iv) 蓋吊上金具	ステンレス鋼

3.3 ベント及びドレンバルブ

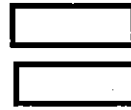
(i) 本 体	ステンレス鋼
(ii) 弁 座	ステンレス鋼、□
(iii) ベローズ	ステンレス鋼
(iv) Oーリング	□
(v) ガスケット	□
(vi) 閉止プラグ	ステンレス鋼
(vii) ボルト	ステンレス鋼
(viii) 保護カバー	ステンレス鋼

3.4 燃料バスケット (角型用)

(i) 中性子吸収材	□
(ii) 枠 組	ステンレス鋼
(iii) 底 板	ステンレス鋼
(iv) 仕切板	ステンレス鋼、□
(v) 区切板	ステンレス鋼
(vi) スペーサ	アルミニウム合金

4.3 蓋

(i) 蓋 外径
厚さ



(イ) - 第C.13 図、
(イ) - 第C.14 図参照

(ii) 頭部フィン

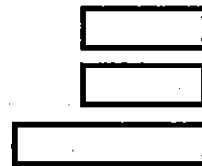
	高さ	厚さ	長さ	枚数
A	190 mm	30 mm	560 mm	16 枚
B	190 mm	30 mm	560 mm	16 枚
C	190 mm	30 mm	505 mm	16 枚
D	190 mm	30 mm	505 mm	12 枚
E	190 mm	33 mm	505 mm	4 枚
F	190 mm	33 mm	505 mm	4 枚
G	190 mm	33 mm	505 mm	4 枚

(イ) - 第C.15 図参照

4.4 燃料バスケット

(i) 角型用バスケット

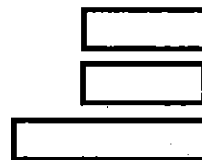
高さ
外径
燃料要素挿入孔内のり



(イ) - 第C.19 図～
(イ) - 第C.23 図参照

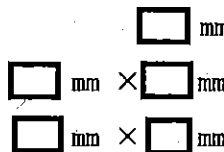
(ii) MNU 用バスケット

高さ
外径
燃料要素挿入孔内のり



(iii) スペーサ

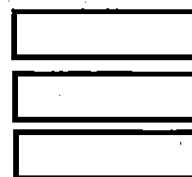
高さ
外面
内面



4.5 固縛装置

架台及び締付け装置

長さ
幅
高さ



(イ) - 第C.3 図参照

4.6 吊上用具

長さ

約 4,200 mm

5. 重量

- | | | | | |
|--|----------------|---|--|-------------------------|
| (a) 容器本体 (含フィン) | a | : | <input type="text"/> | kg |
| (b) 蓋、蓋締付けボルト | | | | |
| (i) 蓋 (含フィン) | b ₁ | : | <input type="text"/> | kg |
| (ii) 蓋締付けボルト | b ₂ | : | <input type="text"/> | kg |
| (c) 燃料バスケット | | | | |
| (i) 角型用バスケット | c ₁ | : | <input type="text"/> | kg |
| (ii) MNU 用バスケット | c ₂ | : | <input type="text"/> | kg |
| (iii) スペーサ (40 本) | c ₃ | : | <input type="text"/> | kg |
| (d) 固縛装置 | d | : | 1.9×10 ³ | kg |
| (e) 吊上用具 | e | : | 0.2×10 ³ | kg |
| (f) 燃料要素 | | | | |
| (i) 標準型燃料要素 (40 体) | f ₁ | : | <input type="text"/> | kg |
| (ii) フォロワ型燃料要素 (40 体) | f ₂ | : | <input type="text"/> | kg (スペーサを含む) |
| (iii) JRR-3 MNU 燃料要素 (160 本) | f ₃ | : | <input type="text"/> | kg |
| (g) 水 (内部空間が水で満たされた場合の水の重量) | | | | |
| (i) 標準型燃料要素又はフォロワ型燃料要素 | g ₁ | : | <input type="text"/> | kg |
| (ii) JRR-3 MNU 燃料要素 | g ₂ | : | <input type="text"/> | kg |
| (h) 核燃料輸送物総重量 (標準型又はフォロワ型燃料要素収納時については、最大のもの) | | | | |
| (i) 標準型又はフォロワ型燃料要素収納時 | | | [(a) + (b) + (c ₁) + (f ₁) 又は (f ₂)] | 23.2×10 ³ kg |
| (ii) JRR-3 MNU 燃料要素収納時 [(a) + (b) + (c ₂) + (f ₃)] | | | | 23.0×10 ³ kg |
| (i) 吊り上げ時総重量 (標準型又はフォロワ型燃料要素収納時については、最大のもの) | | | | |
| (i) 標準型又はフォロワ型燃料要素収納時 | | | [(a) + (b) + (c ₁) + (d) + (e) + (f ₁) 又は (f ₂)] | 25.3×10 ³ kg |
| (ii) JRR-3 MNU 燃料要素収納時 | | | [(a) + (b) + (c ₂) + (d) + (e) + (f ₃)] | 25.1×10 ³ kg |

D. 輸送容器の収納物

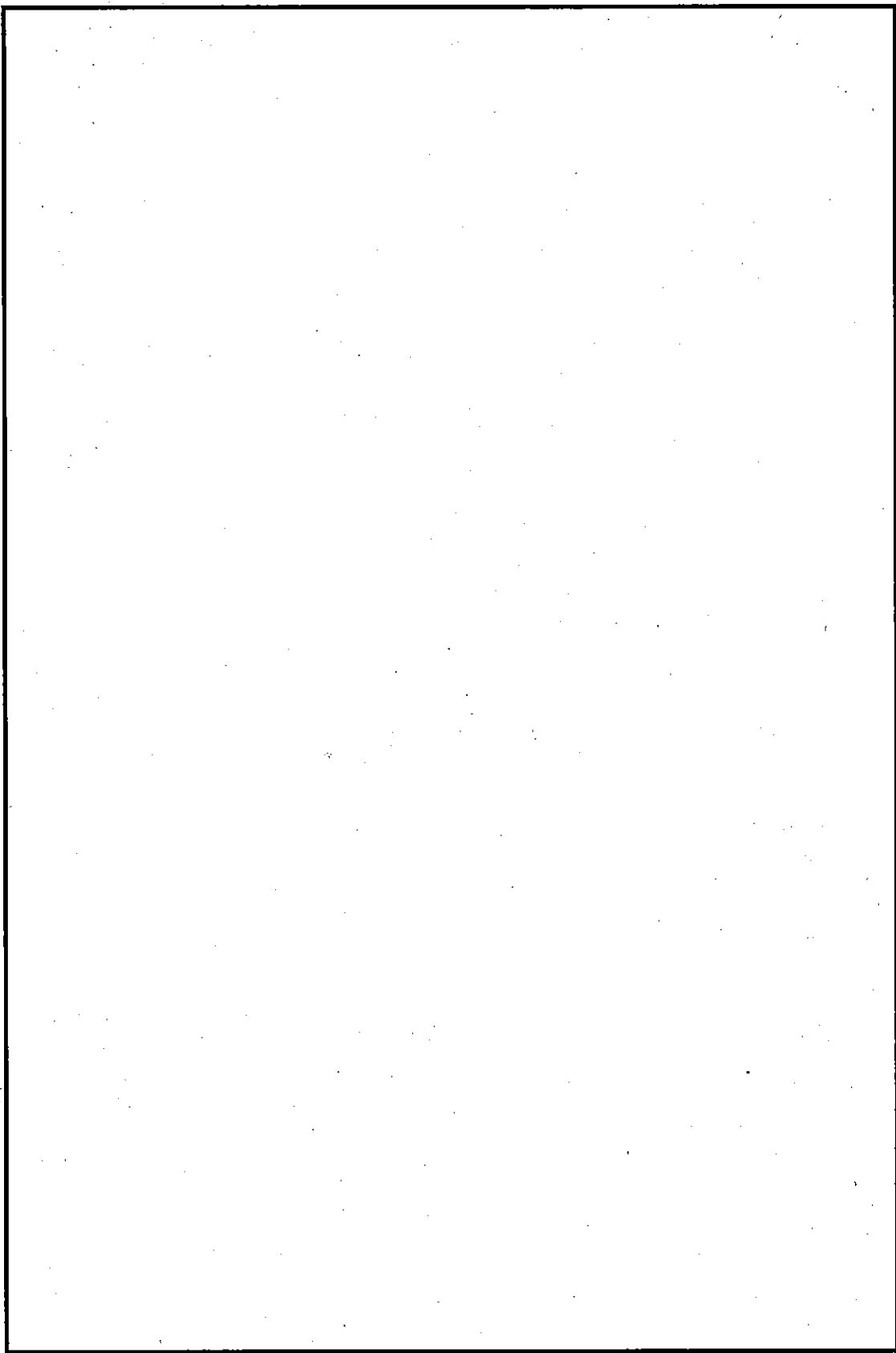
輸送容器の収納物は JRR-3 の使用済燃料要素である。標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素の燃料板はウランシリコンアルミニウム分散型合金の燃料芯材をアルミニウム合金で被覆したものである。JRR-3 MNU 燃料要素は、金属天然ウランをアルミニウム合金で被覆したものである。標準型燃料要素を (イ) - 第 D. 1 図に、フォロワ型燃料要素を (イ) - 第 D. 2 図に示す。また、JRR-3 MNU 燃料要素を (イ) - 第 D. 3 図及び (イ) - 第 D. 4 図に示す。

標準型燃料要素は、容器に収納される前にウランの入っていない上・下部分を切断し、所定の長さにして燃料バスケットに挿入する。フォロワ型燃料要素は切断せずに、燃料バスケットに挿入する。JRR-3 MNU 燃料要素は、燃料集合体を 3 つの燃料要素に切断したもので、その状態で燃料バスケットに挿入する。

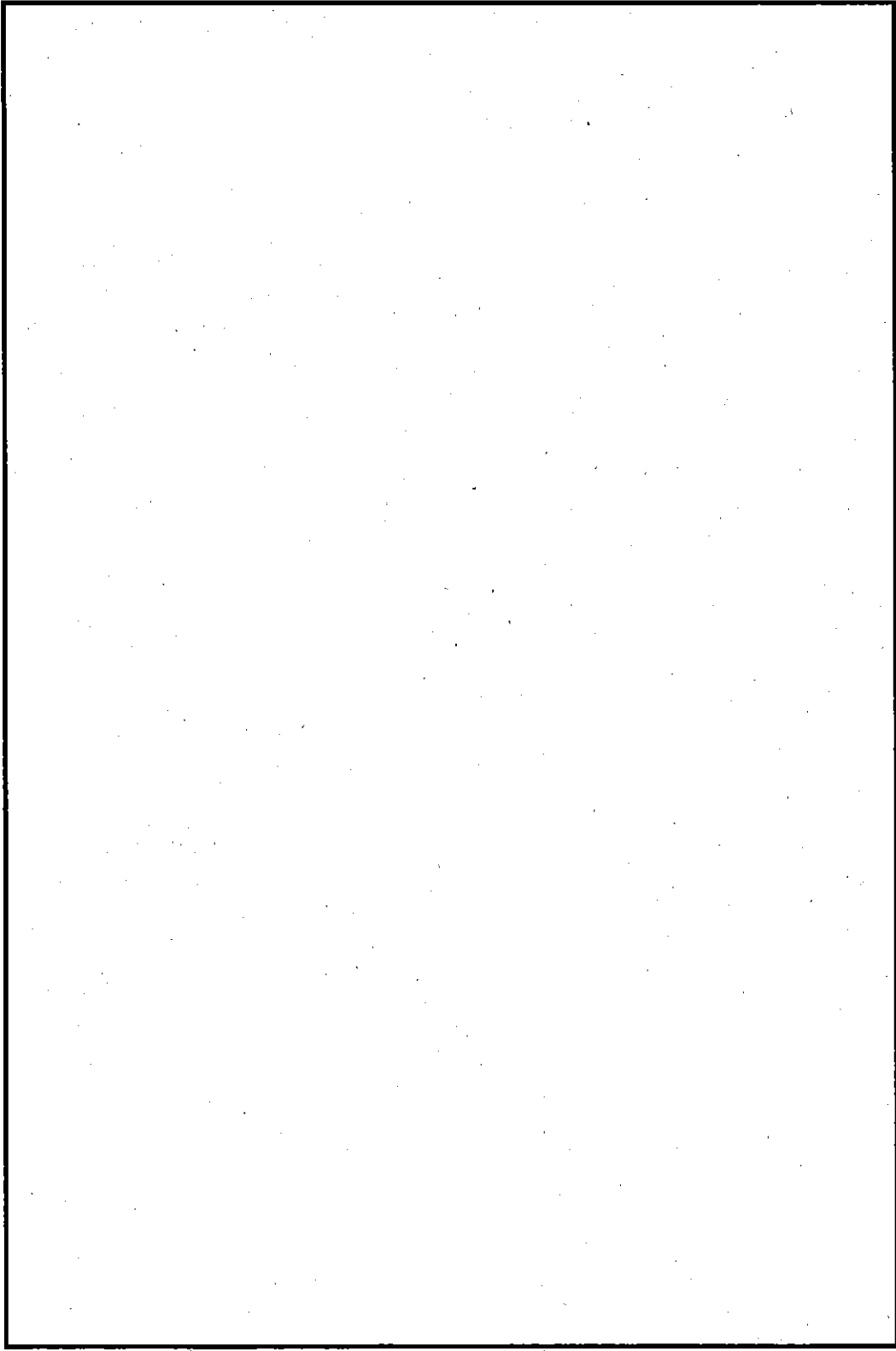
輸送容器の安全性評価に用いた燃料要素の仕様を燃料バスケットごとに (イ) - 第 D. 1 表に示す。

また、各燃料要素に含まれる主要な放射性核種の量を (イ) - 第 D. 2 表に示す。これらの燃料要素の健全性については、発送時検査において確認することとしている。

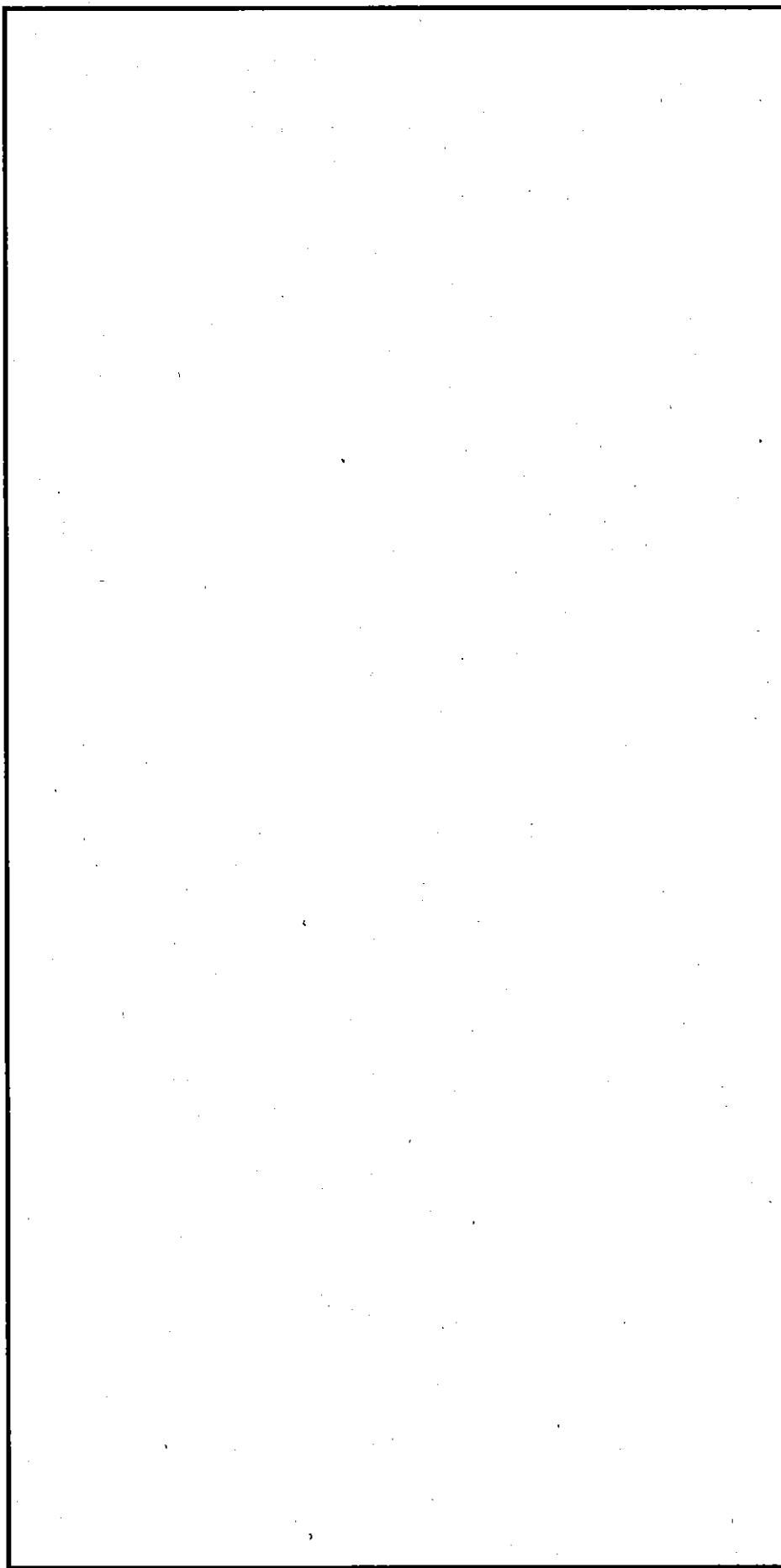
また、燃料要素を収納した容器は、発送前にベントバルブ及びドレンバルブを閉じ、熱平衡に達した後、一旦開いて内部圧力を大気に解放する。その後、再び各バルブを閉じる。したがって、輸送中に燃料要素の崩壊熱により輸送容器内の圧力上昇が生じることはない。



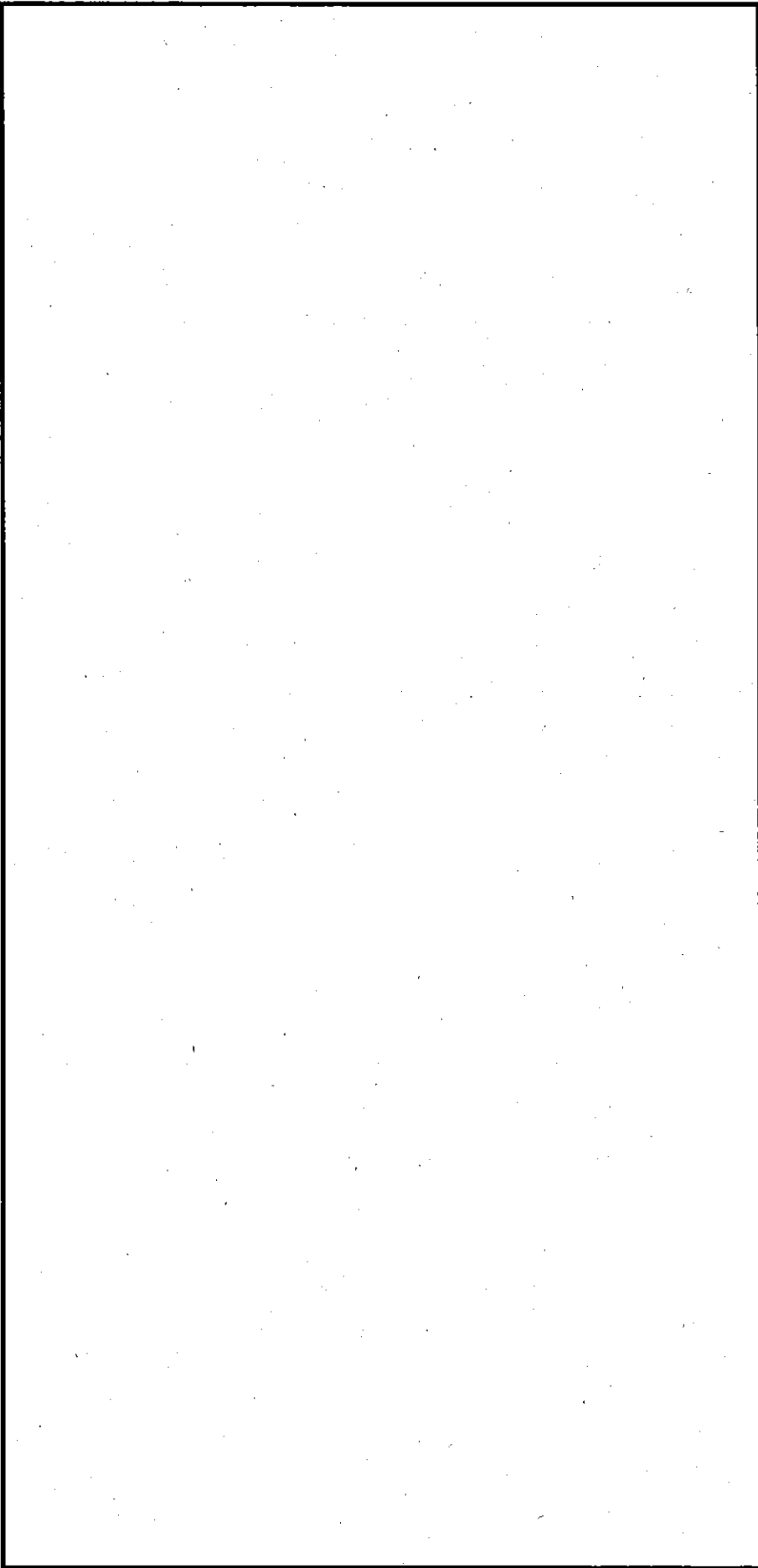
(イ) 第D.1図 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素



(イ)ー第D.2図 JRR-3 シリサイドフロロ型燃料要素



(イ) 第D.3図 JRR-3 MNU 燃料要素 (上、中要素)



(1)-第D.4図 JRR-3 MNU 燃料要素 (下要素)

(イ)-第D.1表 輸送容器に収納する燃料要素の仕様

分類	バスケット	角型用	角型用 (スベーパー付き)	MNU用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3	JRR-3
燃料要素	シリサイド標準型 燃料要素	シリサイド標準型 燃料要素	シリサイド フオロワ型燃料要素	MNU 燃料要素
項目				
型式	板状燃料	板状燃料	板状燃料	棒状燃料
全装荷数 (体)	40以下	40以下	40以下	160 (本) 以下
初期濃縮度 (%) ^{E(1)}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
²³⁵ U含有量 (g/体) ^{E(1)}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
U含有量 (g/体) ^{E(1)}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
燃焼度 (%) ^{E(2)}	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
冷却日数 (日)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
放射能の量 (Bq/基)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
崩壊熱 (W/基)	2.24×10 ³ 以下	2.24×10 ³ 以下	1.43×10 ³ 以下	7.24×10 ⁴ 以下
燃料芯材	ウランシリコン アルミニウム 分散型合金	ウランシリコン アルミニウム 分散型合金	ウランシリコン アルミニウム 分散型合金	金属天然ウラン
被覆材	アルミニウム合金	アルミニウム合金	アルミニウム合金	アルミニウム合金
側板等	アルミニウム合金	アルミニウム合金	アルミニウム合金	—
収納時の寸法： ^{E(3)} 幅×高×長 (mm)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
収納時の重量 (kg/体)	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注) 1つの輸送容器に使用済シリサイド標準型燃料要素及び使用済シリサイドフオロワ型燃料要素は混載できる。

注1) 核的仕様は、製作公差を含んだ上限値を示す。

注2) 燃焼度 (%) = (全消耗²³⁵U量÷初期²³⁵U量) × 100

注3) 収納時の状態は、(イ)-第D.1図~(イ)-第D.4図に示す収納寸法範囲である。

(イ)-第D.2表 主要核種の放射能の量 (核燃料輸送物I基あたり)

分類	バスケット		角型用 (スベーパー付き)		MNU用	
	原子炉	燃料要素	JRR-3	JRR-3 シリサイド フオロワ型燃料要素	JRR-3	MNU燃料要素
項目	シリサイド原種型 燃料要素					
希ガス等	(Bq)	(Bq)	(Bq)	(Bq)	(Bq)	(Bq)
H-3						
Kr-85						
I-129						
I-131						
Xe-131m						
重元素						
Pu-238						
Pu-239						
Pu-240						
Pu-241						
Am-241						
Cm-242						
Cm-244						
F. P.						
Sr-89						
Sr-90						
Y-90						
Y-91						
Zr-95						
Nb-95						
Ru-103						
Ru-106						
Te-129m						
Cs-134						
Cs-137						
Ba-140						
Ce-141						
Pr-143						
Ce-144						
Pm-147						
その他						
合計						

(口) 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、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号）」（以下「規則」という。）及び「平成 2 年科学技術庁告示第 5 号（核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示）」（以下「告示」という。）に基づいて BU 型核分裂性輸送物としての技術上の基準に適合することを示すために行う。以下に各解析の概要を示す。

(1) 構造解析

構造解析は、一般及び特別の試験条件下において熱応力及び内圧の評価には有限要素法解析コード ABAQUS 等を用い、落下試験解析には有限要素法解析コード LS-DYNA を用いた数値解析により、評価を行っている。

その結果、本核燃料輸送物が規則に定められた要件を全て満たし、一般及び特別の試験条件下においても、内外圧差及び熱的荷重を受けても必要な密封性能及び遮蔽性能を有する。また、本核燃料輸送物は 9m 水平落下時において一部に微少な塑性変形を生じる角型用バスケット以外、臨界及び熱解析の基本となる形状に影響を及ぼすような変形を起こさないことを確認した。

核分裂性輸送物に係る試験条件下においても、解析の結果、本核燃料輸送物の角型用バスケット以外、未臨界評価の基本となる形状に影響を及ぼさないことを確認した。

(2) 熱解析

熱解析では、一般の試験条件及び特別の試験条件下の各部温度評価は、信頼性の高い計算コード ABAQUS により計算を実施した。

その結果、一般及び特別の試験条件において規則で定められた基準値を満足し、かつ構造強度、密封性能及び遮蔽性能に有意な影響を及ぼさないことを確認した。

(3) 密封解析

密封解析では、一般及び特別の試験条件下の核燃料輸送物内部の放射能濃度を 3.7×10^6 TBq/m³ とし、気体の漏えい量は ANSI-N14.5 1997 年版を用いて放射性物質の漏えい量を求めた。

この結果、一般及び特別の試験条件において、規則及び告示に定められた放射性物質の漏えい量の基準値を満足することを確認した。

(4) 遮蔽解析

遮蔽解析は、線源評価を一点近似の燃焼計算コード ORIGEN 及び ORIGEN-JR で行い、ガンマ線量当量率の評価に点減衰核積分法に基づく遮蔽計算コード QAD-CGGP2R、中性

子線量当量率の評価に二次元輸送計算コード DOT3.5 を用いて行った。

その結果、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下において、本核燃料輸送物の表面及び表面から 1 m の線量当量率が規則に定められた各々の試験後の基準値に比べて、十分低い値であることを確認した。

(5) 臨界解析

臨界解析は、三次元モンテカルロコード KENO-Va を用いて評価を行った。

その結果、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及び特別の試験条件における孤立系及び配列系輸送物のいずれの場合にも未臨界であることを確認した。

(6) 核燃料輸送物の経年変化の考慮

使用を予定する期間中に想定される使用状況において、熱、放射線、化学的変化の要因については、経年変化の影響を評価した結果、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響を考慮する必要がないことを確認した。また、吊上装置及び密封装置については、繰り返し応力が発生するため、疲労による経年変化を考慮する必要がある。使用期間中に想定される保守的な繰り返し回数を考慮した上で吊上装置と密封装置に対し疲労を評価したところ、疲労破壊は起きないため、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。

(7) 規則及び告示に対する適合性の評価

前章（イ章）の核燃料輸送物の説明及び前述までの解析の結果より、本核燃料輸送物の設計が規則及び告示に定める BU 型核分裂性輸送物の技術上の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。

本安全解析では、保守的な評価を目的として、現在の収納物よりも厳しい条件を付与する以下の燃料要素を収納した場合を想定する。

燃料要素 A : JRR-3 アルミナイド標準型燃料要素 (崩壊熱、最高温度)

燃料要素 B : JRR-4 低濃縮燃料要素 (LEU) (中性子源強度)

A. 構造解析

A.1 構造設計

本解析では、核燃料輸送物の要件、一般及び特別の試験条件における本核燃料輸送物の構造強度等を評価する。

A.1.1 概要

本輸送容器は(イ)－第C. 5図に示すような直立円筒形容器本体と蓋からなり、蓋は容器本体に のボルトで締付け、この内 のボルトには 構造となっている。本輸送容器は、容器本体と蓋の接合面には のOリングを配し、内部空洞の密封性が確保できるよう考慮されている。ドレンバルブは容器本体、ベントバルブは蓋のくぼみ内にそれぞれ設け、更に保護カバーを被せて破損が生じないように考慮してある。また、保護カバーには不用意にバルブを操作することのないように 構造となっている。強度的には、容器本体（胴板厚 mm、底板最小板厚 mm）及び蓋（板厚 mm）は、それぞれステンレス鋼でできており、構造上、耐圧、耐振動、耐熱及び落下等の諸条件下でも十分耐える強度をもっている。

燃料バスケットは、(イ)－第C. 19図～(イ)－第C. 22図に示すように収納する燃料要素に応じて2種類設計され、一般及び特別の試験条件下において、未臨界性を維持できるように考慮されている。

本輸送容器の吊上げ及び吊下げは、容器本体側壁及び蓋上面に専用の吊り金具を取付けて安全に行える構造になっている。また、本輸送容器は、専用の固縛装置を用いて車両又は船舶に締付け具で強固に積み付け、輸送時における加速度及び減速度にも耐えるようになっている。

容器本体及び蓋の外表面には熱放散及び落下衝撃吸収機能を有するフィンを取付けてある。本輸送容器の外表面は、フィンを含めできるだけ凹凸を避ける構造としてあるため水切りを良くするとともに、除染が容易に行えるよう考慮してある。

なお、本核燃料輸送物の構造解析に当っては、モデル試験によらず、数値解析によって行う。また、本輸送容器の特徴としては、落下時におけるエネルギー吸収を、輸送容器上下及びコーナー部フィンによって受けもつよう考慮してある。

A. 1. 2 設計基準

1. 設計の基本

設計の基本としては、以下に示す技術基準及びその他の条件を満足すること。

1. 1 技術基準の条件

A. 核燃料輸送物の要件

- (a) 輸送容器の構造材間又は構造材と収納される核燃料物質等との間に化学的及び電気的作用がないこと。
- (b) 環境温度 -40°C において材料が低温脆性を起こさないこと。
- (c) 密封装置は不用意に開かれないこと。
- (d) 吊上装置は吊上荷重の3倍に耐えること。
- (e) 固縛装置は、輸送中発生する各方向加速度、進行方向 10g 、横方向 5g 及び垂直方向 3g に耐えること。
- (f) 核燃料輸送物は外気圧による影響に耐えること。
- (g) 輸送中の加速度及び振動について考慮すること。

B. 一般の試験条件

- (a) 容器本体及び蓋が使用圧力及び熱的条件下において、その応力が許容応力以下であること。
- (b) 水噴霧試験に耐えること。
- (c) 0.3m 自由落下及び 6kg 軟鋼棒落下試験に耐えること。
- (d) 5倍の荷重による圧縮試験に耐えること。

C. 特別の試験条件

- (a) 9m 落下試験に耐えること。
- (b) 1m 落下(対軟鋼丸棒)試験に耐えること。
- (c) 熱試験に耐えること。
- (d) 0.15MPa の浸漬試験に耐えること。
- (e) 環境温度 -40°C において材料が低温脆性を起こさないこと。

上記試験を行った後も、熱的、密封性、遮蔽能力及び未臨界性に対して健全性が維持されること。

1.2 その他の条件

(a) 本輸送容器の強度が水深 200m相当の外圧に耐え、かつ密封性が保持されること。

なお、参考として、次の条件についても検討した。

- ASME Code に合致していること。(本核燃料輸送物は、米国、英国等の許認可を取得することとしている。詳細は付属書類(ρ)-A.10.4に示す。)
- 輸送容器の強度が水深 5,000m相当の外圧に耐えること。(詳細については付属書類(ρ)-A.10.5に示す。)

2. 設計条件及び解析

設計の基本に従い、解析項目に対して参照図、材質、温度、負荷及び安全係数の設計条件を考慮して解析方法を決定する。設計条件、解析方法及び解析基準は(ρ)-第A.1表に示す。

解析基準値は、適用数式又は要素より求められる結果を評価するために用いられ、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。

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

したがって、余裕率が正であれば、それらの設計は安全であるとする。また、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、(ρ)章A.3に示す材料の機械的性質及び(ρ)章Bに示す温度等に基づいて決定する。また、解析に用いる数値の誤差は JIS 等に準拠する。なお、溶接効率については、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2012年版)等を準用して0.70とする。

解析結果は、(ρ)-第A.20表に記載した。

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法【核燃料輸送物の要件(その1)】

項目	設計			条件		解析方法		備考	
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	活荷	適用数式又は要素		
									要件
化学的及び電気的反応 化学的反応 電気的反応	(p)-第A.4表	ステンレス鋼 アルミニウム		腐食 "	1	活性 電位差		無 "	
低温強度 容器本体・蓋	(p)-第A.8図	SA-182 [] SA-240 []	-40℃	材質	1	低温脆性	標準使用温度の最低	-40℃	
燃料バスケット	"	7030合金 [] SA-564 []	-40℃ -40℃ -40℃	材質 " 落下試験	1 1 1	低温脆性 使用温度 脆性	標準使用温度の最低 標準使用温度の最低 標準使用温度の最低 $K = \sigma \cdot \left(\frac{D}{d}\right)^2 \cdot \sqrt{\pi \cdot D} \cdot F(d/D)$ $K_{1,d} = 15.87 C_v^{0.375}$	-40℃ K < K _{1,d}	K : 破壊靱性値 K _{1,d} : 動的破壊靱性値 σ : 応力 D : ボルト径 d : ボルト谷径 F(d/D) : D、dによる係数 C _v : シヤールビー衝撃値
容器本体胴と 燃料バスケットの 熱膨張	(p)-第A.11図 (p)-第A.12図 (p)-第A.13図	SA-182 []	-40℃	温度勾配	1	熱膨張	$\Delta r = 1.0 - \mu_{r,m} - \Delta r_b$ $\mu_{r,m} = \frac{2a\alpha \cdot H}{b^2 - a^2}$ $\Delta r_b = \alpha \sum_{i=1}^{n-1} (T_i - 20) \theta_i$	$\Delta r > 0$	Δr : 隙間 1.0 : 室温における初期ギャップ量1.0 mm μ _{r,m} : 胴部半径方向の内半径aにおける収縮量 a : 胴部の内半径 b : " の外半径 α : " の線膨張係数 H : 内・外面温度と内・外半径による係数 Δr _b : バスケット膨張量 α : " の線膨張係数 T _i : " の平均温度 θ _i : " の径方向長さ

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法〔核燃料輸送物の要件(その2)〕

項目	設計条件				解析方法		備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷要素		通用数式又は要素	解析基準
密封装置 ドレンバルブ及び ベントバルブ	(f)-第A.1図	SA-182  SA-240 		設操作による開放 "		設操作の可否 "	施錠の有無 "	有 "	
吊上装置 本体胴吊上金具 1) 正常な吊上げ時 溶接部 " "	(f)-第C.12図 (p)-第A.14図 " "	SA-240 " " "	□°C " " "	核燃料輸送物の 総重量 " " "	3 " " "	せん断 引張 せん断	$\tau = \frac{T_v}{\text{溶接ビード断面積}}$ $\sigma_b = \frac{M \cdot y}{I}$ $\tau = \frac{W}{A}$	0.6σ _y σ _y 0.6σ _y	τ: 応力 T _v : 垂直荷重 σ _b : 応力 M: 曲げモーメント y: 中立軸からの距離 I: 溶接部断面二次モーメント τ: 応力 W: 吊上負荷荷重 A: 穴上部せん断面積
2) 誤って片吊りした時 溶接部 溶接部 穴部	(p)-第A.15図 (p)-第A.16図 (p)-第A.17図 (p)-第A.17図 (p)-第A.18図	SA-240 " " "	□°C " " "	核燃料輸送物の 総重量 " " "	1 " " "	せん断 引張 せん断	$\tau = \frac{T_v}{\text{溶接ビード断面積}}$ $\sigma_t = \sigma_d + \sigma_b$ $\tau = \frac{W}{A}$	0.6σ _u σ _u 0.6σ _u	τ: 応力 T _v : 溶接面に平行な荷重 σ _t : 最大引張応力 σ _d : 溶接面の垂直荷重に よる引張応力 σ _b : 曲げモーメントによる 引張応力 τ: 応力 W: 吊上負荷荷重 A: 穴上部せん断面積

注) σ_r: 材料の降伏応力、σ_u: 材料の引張強さ、η: 溶接効率 (=0.70)

(ウ) - 第A.1表 構造設計の条件及び解析方法【核燃料輸送物の要件 (その3)】

項目	設計条件		条件		解析方法		備考
	参考図	材質	温度	種類	設計荷重係数	適用数式又は要素	
3) 疲労強度		SA-240	□℃	核燃料輸送物の総重量	3	疲労曲線	N : 許容繰返回数
蓋吊上金具 1) 戻って輸送物を吊上げた場合 溶接部	(ウ)-第A.19図	SA-240	□℃	核燃料輸送物の重量	1	$\tau = \frac{T_H}{\text{溶接ビード断面積}}$	τ : 応力 T_H : 溶接面に平行に作用する荷重
溶接部	"	"	"	"	"	$\sigma_t = \sigma_d + \sigma_b$	σ_t : 最大引張応力 σ_d : 溶接面の垂直荷重による引張応力 σ_b : 曲げモーメントによる引張応力
穴部	(ウ)-第A.21図	"	"	"	"	$\tau = \frac{T}{A}$	τ : 応力 T : 負荷荷重による吊上金具に掛かる力 A : 穴上部せん断面積
蓋締付けボルト	(ウ)-第A.23図	SA-564	□℃	締付け力	"	$\sigma = \frac{W}{A}$	σ : 応力 W : 締付け力 A : ボルトの断面積
蓋締付けボルト	"	"	"	核燃料輸送物の重量+締付け力	3	$\sigma = \text{締付け力による引張応力} + \text{吊上重量による引張応力}$	σ : 応力
容器本体ねじ部	(ウ)-第A.24図	SA-182	□℃	"	3	$\tau = \frac{W' + W}{S}$	τ : 応力 W : 初期締付け力 W' : 核燃料輸送物の吊上荷重によるボルトにかかる力 S : ボルト溝断面積

注) σ_r : 材料の降伏応力、 η : 溶接効率 (=0.70)、N : 許容繰返回数

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法〔核燃料輸送物の要件(その4)〕

項目	設計条件			解析方法		備考
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	
2) 誤って蓋を片吊りした場合は溶接部	(p)-第A.25図	SA-240	□℃	蓋の重量	1	せん断
	(p)-第A.26図	"	"	"	"	引張
	"	"	"	"	"	せん断
	"	"	"	"	"	疲労
3) 疲労強度						
固縛装置	(1)-第C.3図			自重の10g	1	圧縮
	(p)-第A.27図			自重の5g 自重の3g	1 1	圧縮 圧縮
進行方向 横方向 垂直方向 フィンボルトと接する部分の底部フィン	(p)-第A.28図	SA-240	□℃	F ₁ 、F ₂ 、F ₃ の最大荷重F	1	圧縮

解析方法		備考
適用数式又は要素	解析基準	
$\tau = \frac{T}{A}$	$0.6\sigma_u \eta$	τ : 応力 T: 吊上荷重による水平荷重 A: 溶接部のビード断面積
$\sigma_c = \sigma_d + \sigma_b$	$\sigma_u \eta$	σ_c : 最大引張応力 σ_d : 溶接面の垂直荷重による引張応力 σ_b : 曲げモーメントによる引張応力
$\tau = \frac{W_1}{A}$	$0.6\sigma_u$	τ : 応力 W ₁ : 吊上荷重 A: 穴上部せん断面積
設計疲労曲線	N	N: 許容繰返し回数
圧縮力 F ₁ 圧縮力 F ₂ 圧縮力 F ₃ $\sigma_c = \frac{F}{A}$	$1.5\sigma_T$	σ_c : 最大圧縮応力 F: 最大圧縮荷重 A: 底部フィンとフィンシユューとの接する面積

注) σ_T : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ、 η : 溶接効率 (=0.70)、N: 許容繰返し回数

(ウ) 第一A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [核燃料輸送物の要件 (その5)]

項目	設計条件				解析方法			備考	
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷重要素	適用数式又は要素		解析基準
架台と接する部分の底部 フィン	(ウ)-第A.29図 (ウ)-第A.30図 (ウ)-第A.31図 (ウ)-第A.32図 (ウ)-第A.33図	SA-240 □	□°C	F ₁ 、F ₂ 、F ₃ の 最大荷重F	1	座屈	$\sigma_c = \frac{F}{A}$ $\sigma_{cr} = K \cdot \frac{\pi^2 E}{12(1-\nu^2)} \cdot \left(\frac{t}{b}\right)^2$	σ_c : 応力 F: 圧縮荷重 A: 断面積 σ_{cr} : 限界座屈応力 K: 座屈係数 b: 板幅 t: 板厚 E: 縦弾性係数 ν : ポアソン比	
架台と接する部分の底部 フィン	"	"	"	"	"	圧縮	$\sigma_c = \frac{F}{A}$	σ_c : 応力 F: 圧縮荷重 A: 断面積	
圧力 輸送容器		SA-182 □	□°C	圧力	1	組合せ応力	ABAQUS		
振動 核燃料輸送物			□°C	共振	1	固有振動	$f_i = \frac{K_1}{2\pi} \sqrt{\frac{EI}{Ml^3}}$	f _i : 固有振動数 K ₁ : 定数 E: 縦弾性係数 I: 慣性モーメント l: 輸送容器の長さ M: 単位長さ当たりの質量	

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_{cr} : 限界座屈応力

(ウ) 第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [一般の試験条件 (その1)]

項目	設計条件				解析方法		備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷	要素		通用数式又は要素	解析基準
熱的試験 1) 熱膨張 容器本体・蓋 (軸方向) 燃料バスケット (軸方向) 角型用 MNU用	(p)-第A.35図	SA-182	□°C~□°C	温度勾配 初期締付け力 +内圧+温度 勾配	1	熱応力 組合せ	ABAQUS	$\Delta \theta_b$: バスケットの伸び A_i : バスケット各要素の断面積 E_i : 要素の縦弾性係数 T_i : 要素の平均温度 α_i : 要素の熱膨張係数 l_0 : 各燃料バスケットの全長	
	(p)-第A.39図								
	(p)-第A.40図								
	(p)-第A.36図	SA-240	□°C~□°C	温度勾配 "	1	熱膨張 "	ABAQUS及び $\Delta \theta_b = \frac{\sum_{i=1}^n A_i \cdot E_i \cdot (T_i - 20) \alpha_i}{\sum_{i=1}^n A_i \cdot E_i}$		
(p)-第A.37図									
容器本体・蓋 (径方向) 燃料バスケット (径方向) 角型用 MNU用	(p)-第A.40図	SA-182	□°C~□°C	初期締付け力 +内圧+温度 勾配	1	組合せ	ABAQUS	Δr_b : バスケットの膨張量 α_i : バスケット各要素の熱膨張係数 T_i : 要素の平均温度 l_0 : 要素の径方向長さ	
	(p)-第A.36図								
	(p)-第A.37図	SA-240	□°C~□°C	温度勾配 "	1	熱膨張 "	ABAQUS及び $\Delta r_b = \sum_{i=1}^n \alpha_i (T_i - 20) l_0$		
	(p)-第A.37図								

(ロ)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [一般の試験条件 (その2)]

項目	設計条件				解析方法			備考	
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷重要素	適用数式又は要素		解析基準
2) 熱応力 容器本体・蓋 燃料バスケット	(ロ)-第A.38図 ~39図	SA-182	□℃ □℃*1	初期締付け力 +内圧+温度 勾配	1	組合せ	ABAQUS	3S _m	σ_1 :バスケットの応力 E_1 :バスケット各要素の縦弾性係数 θ_1 :要素の長さ α_1 :要素の線膨張係数 $\Delta\theta_0$:軸方向伸び量
		SA-240 "	□℃~□℃ □℃*1	温度勾配	1	熱膨張	$\sigma_1 = \frac{E_1}{\theta_1} (\Delta\theta_0 - (T-20) \alpha_1 \cdot \theta_1)$	3S _m	
容器本体と蓋の 接合面の密封性	(ロ)-第A.43図	SA-182	□℃~□℃	初期締付け力 +内圧+温度 勾配	1	熱膨張		ABAQUS	圧縮状態
		SA-564 "	□℃	初期締付け力 +内圧+温度 勾配	1	熱応力	ABAQUS	2S _m	
蓋締付けボルト の疲労強度	(ロ)-第A.41図	"	"	"	1	疲労	設計疲労曲線	N	
水噴霧		SA-182	常温	水噴霧		吸収による 脆化 水溜り 腐食	吸収性 水切り 耐食性	無 良 有	

注) S_m:材料の設計応力強さ、N:許容繰返し回数、*1:許容応力用に安全側に設定

(ロ) 第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [一般の試験条件 (その3)]

項目	設計条件			解析方法		備考				
	参考図	材質	温度	設計・負荷						
				種類	係数・負荷係数		適用数式又は要素	解析基準		
自由落下 垂直 水 コーナ										
積み重ね試験 容器本体胴部	}	落下試験Ⅰの解析結果により解析する。								
		(ロ)-第A.44図	SA-182	□℃	自重の6倍荷重	6	圧縮	$\sigma = \frac{W_1}{A}$	σ_y	σ : 応力 W_1 : 自重の6倍相当荷重 A : 胴部の断面積
		(ロ)-第A.45図	SA-240	□℃	"	6	圧縮	$\sigma = \frac{W_1}{A_{min}}$	σ_y	σ : 応力 W_1 : 自重の6倍相当荷重 A_{min} : 最小断面積
容器本体底板・蓋	(ロ)-第A.46図	SA-182	□℃	"	6	曲げ	$\sigma_t = \frac{6M}{t^2}$	σ_y	σ : 応力 M : 自重の6倍相当荷重による曲げモーメント t : 蓋及び底板の板厚	
容器本体底板・蓋	(ロ)-第A.46図	"	"	"	6	せん断	$\tau = \frac{3}{2} \cdot \frac{Q}{t}$	$0.6\sigma_y$	τ : 応力 Q : 自重の6倍相当荷重による単位長さ当りのせん断力 t : 底板の板厚	
容器本体と蓋の接合面	(ロ)-第A.47図	"	"	"	6	圧縮	$\sigma = \frac{W_1}{A}$	σ_y	σ : 応力 W_1 : 自重の6倍相当荷重 A : 容器本体と蓋との接合面の受圧面積	
貫通		落下試験Ⅱの解析結果により解析する。								

注) σ_y : 材料の降伏応力

(ロ)ー第A.1表 構造設計の条件及び解析方法【特別の試験条件(その1)】

項目	設計条件			解析方法			備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷要素		適用数式又は要素	解析基準
落下試験Ⅰ 1) 衝撃解析 垂直落下 頭部垂直落下 底部垂直落下 水平落下 コーナー落下 頭部コーナー落下 底部コーナー落下 2) 垂直落下 容器本体胴部と蓋部の 接合面の密封性	(ロ)-第A.48図 ~ (ロ)-第A.52図 (ロ)-第A.53図 ~ (ロ)-第A.57図 (ロ)-第A.58図 ~ (ロ)-第A.62図 (ロ)-第A.63図 ~ (ロ)-第A.67図 (ロ)-第A.68図 ~ (ロ)-第A.72図	SA-240 [] "		落下試験* "		吸収試験* "	LS-DYNA "		
頭部垂直落下 ・蓋フランジ、容器本体 フランジの密封性 ・蓋締付けボルト 底部垂直落下 ・蓋フランジ、容器本体 フランジの密封性 ・蓋締付けボルト	(ロ)-第A.73図 (ロ)-第A.74図 (ロ)-第A.75図	SA-182 [] SA-564 []	□℃ □℃ □℃	落下試験* "	1 1	圧縮 引張	LS-DYNA "	弾性状態 σ_y	
	(ロ)-第A.76図 (ロ)-第A.77図 (ロ)-第A.78図	SA-182 [] SA-564 []	□℃ □℃ □℃	"	1 1	圧縮 引張	LS-DYNA "	弾性状態 σ_y	

注) σ_y : 材料の降伏応力

(c) 一第A.1表 構造設計の条件及び解析方法〔特別の試験条件(その2)〕

項目	設計条件			解析方法		備考			
	参考図	材質	温度	種類	設計荷重係数		適用数式又は要素	解析基準	
									種
バルブ主取付けボルト	(n)-第A.80図	SA-564 [] (SUS []相当)	□℃	落下試験	1	せん断	$\tau = \frac{W \cdot g \cdot G_v}{S}$	0.6σ _y	σ:応力 W:バルブ本体の質量 g:重力加速度 G _v :衝撃減速度 S:ボルトのせん断総面積
バルブ保護カバー取付けボルト	(n)-第A.81図	"	"	"	1	せん断	$\tau = \frac{W \cdot g \cdot G_v}{S}$	0.6σ _y	τ:応力 W:バルブ保護カバーの質量 g:重力加速度 G _v :衝撃減速度 S:ボルトのせん断総面積
燃料バスケット角型用・仕切板・区切板	"	SA-240 []	□℃	落下試験	1	圧縮	$\tau = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{A}$	1.5σ _{ay}	σ _a :応力 W _B :角型用バスケットの質量 g:重力加速度 G _v :衝撃減速度 A:垂直方向受圧面積
"	"	"	"	"	1	座屈	$\sigma_c = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{A}$	σ _{cr}	σ _c :応力 K:座屈係数 E:縦弾性係数 ν:ポアソン比 a:正方形断面の一辺の長さ t:板厚

注) σ_y: 材料の降伏応力、σ_c: 許容圧縮応力、σ_{ay}: 材料の動的降伏応力 (1.25σ_y)、σ_{cr}: 限界座屈応力

(ロ)一第A.1表 構造設計の条件及び解析方法【特別の試験条件(その3)】

項目	設計条件			解析方法			備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷要素		適用数式又は要素	解析基準
MNU用 受板	(ロ)-第A.82図	SA-240	□℃	落下試験	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W_b \cdot g \cdot G_v}{A}$	1.5σ _u	σ _c : 応力 W _b : MNU用バスケットの質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度 A: 垂直方向受圧面積 τ: 応力 W _b : 角型パイプの質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度 ℓ: 溶接線の長さ d: 溶接のど厚さ
角型パイプと 受板の溶接部	(ロ)-第A.82図	SA-240	□℃	落下試験	1	せん断	$\tau = \frac{W_b' \cdot g \cdot G_v}{\ell \cdot d}$	0.6σ _u η	
燃料要素 JRR-3シリサイド 標準型 側板	(ロ)-第D.1図	A 又は A	□℃	落下試験	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_v}{A}$	1.5σ _r	σ _c : 応力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度 A: 燃料要素側板の垂直方向受圧面積 F: 慣性力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度
燃料板	"	"	"	"	1	脱落	F = W · g · G _v	F _r	

注) σ_r: 材料の降伏応力、σ_w: 材料の動的降伏応力 (1.25σ_r)、η: 溶接効率 (=0.70)、τ: 溶接部の引張強さ、σ_u: 材料の引張強さ、F_r: ロール・スウェージカ (引張破断荷重)

(ロ)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [特別の試験条件 (その4)]

項目	設計条件				解析方法		備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数	荷要素		適用数式又は要素	解析基準
JRR-3シリサイド フォロ型 側板	(イ)-第D.2図	A 又は A	□℃	落下試験*	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_v}{A}$	1.5σ _y	σ _c : 応力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度 A: 燃料要素側板の垂直方向受圧面積 F: 慣性力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _v : 衝撃減速度
燃料板	"	"	"	"	1	脱落	$F = W \cdot g \cdot G_v$	F _r	
JRR-3 MNU	(イ)-第D.3図 (イ)-第D.4図 (ロ)-第A.83図								
(A)方向落下 7M30A被覆管 端 柱 金属天然ウラン	(ロ)-第A.84図 (ロ)-第A.85図	A A 金属天然ウラン	□℃	落下試験*	1	圧縮	ABAQUS	1.5σ _y	
(B)方向落下 7M30A被覆管 端 柱 金属天然ウラン	(ロ)-第A.86図 (ロ)-第A.87図	A A 金属天然ウラン	□℃	落下試験*	1	圧縮	ABAQUS	1.5σ _y	




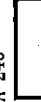
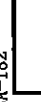
注) σ_r: 材料の降伏応力、F_r: ロール・スウェージ力 (引張破断荷重)

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [特別の試験条件 (その5)]

項目	設計条件				解析方法		備考	
	参考図	材質	温度	種類	適用数式又は要素			
					設計負荷	解析基準		
3) 水平落下 容器本体胴部と蓋部の 接合面の密着性 ・蓋フランジ、容器本体負 担時の密封シール部 ・蓋締付ボルト バルブ主取付け ボルト	(p)-第A.88図 (p)-第A.89図	SA-182 □	□℃ □℃	落下試験*	1 1	圧縮 引張	弾性状態 σ_y	$\tau = \frac{W \cdot g \cdot C_H}{S}$ τ : 応力 W : ペントバルブ本体の質 量 g : 重力加速度 C _H : 衝撃減速度 S : ボルトのせん断総面積
	(p)-第A.90図	SA-564 □	□℃	落下試験*	1	せん断	0.6σ _y	
	(p)-第A.91図	SA-564 □	□℃	落下試験*	1			

注) σ_y: 材料の降伏応力

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法〔特別の試験条件(その6)〕

項目	設計条件			解析方法		備考			
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷		適用数式又は要素	解析基準	
バルブ保護カバー 取付けボルト	(p)-第A.92図	SA-564 	□℃	落下=カサ-	1	せん断	$\tau = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{S}$	0.6σ _y	τ : 応力 W : バルブ保護カバーの質量 g : 重力加速度 G _H : 衝撃減速度 S : ボルトのせん断総面積
燃料バスケット 角型用	(p)-第A.93図								
X方向落下 仕切板・区切板	(p)-第A.94図 ~(p)-第A.97図	SA-240 	□℃	落下=カサ-	1	曲げ	ABAQUS	ε _u	
Y方向落下 仕切板・区切板	(p)-第A.98図 ~(p)-第A.99図	" 	"	"	1	曲げ	"	1.5σ _{0.2}	
仕切板・区切板 溶接部	(p)-第A.100図	SA-240 	□℃	落下=カサ-	1	せん断	$\tau = \frac{(W_1 + W_2) \cdot g \cdot G_H}{A}$	0.6σ _{0.2} η	τ : 応力 W ₁ : 燃料要素1個の質量 W ₂ : 区切板1枚の質量 g : 重力加速度 G _H : 衝撃減速度 A : 区切板の溶接断面積
枠組溶接部	(p)-第A.101図	SA-182 	□℃	落下=カサ-	1	曲げ	$\sigma_{b,max} = \frac{9 \cdot f \cdot R^2}{t^2}$	1.5σ _{0.2} η	σ _{b,max} : 応力 f : 等分布荷重 R : 枠組の半径 t : 板厚

注) σ_y : 材料の降伏応力、ε_u : 破断ひずみ、σ_{0.2} : 材料の動的降伏応力 (1.25σ_y)、η : 溶接効率 (=0.70)

(ロ) - 第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [特別の試験条件 (その7)]

項目	設計条件			解析方法		備考			
	参考図	材質	温度	設計種類	計負荷係数		荷要素	適用数式又は要素	解析基準
MNU用 角型パイプ	(ロ)-第A.103図 (ロ)-第A.102図	SA-240	□℃	落下ボール-	1	曲げ	$\sigma_{\text{max}} = \frac{M_{\text{max}} h_2}{2I}$	1.5σ _{br}	σ _{max} : 応力 M _{max} : 曲げモーメント I: 断面二次モーメント h ₂ : 角型パイプの辺長さ
"	"	"	"	"	1	せん断	$\tau = \frac{F}{A}$	0.6σ _{br}	τ: 応力 F: 端部のせん断力 A: 角型パイプ1個の断面積
支持板	(ロ)-第A.104図 (ロ)-第A.105図	"	"	"	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{A}$	1.5σ _{br}	σ _c : 応力 W: 燃料要素の質量及び燃料バスケットの質量 g: 重力加速度 G _H : 衝撃減速度 A: 支持板の断面積
燃料要素 JRR-3 シリサイド標準型	(ロ)-第A.106図	"	"	"	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{A}$	1.5σ _r	σ _c : 応力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _H : 衝撃減速度 A: 燃料要素側板断面積
JRR-3 シリサイドフロロ 型	(ロ)-第A.107図	"	□℃	"	1	圧縮	$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{A}$	1.5σ _r	σ _c : 応力 W: 燃料要素の質量 g: 重力加速度 G _H : 衝撃減速度 A: 燃料要素側板断面積
JRR-3 MNU 被覆管 金属天然ウラン	(ロ)-第A.108図 (ロ)-第A.109図	A 金属天然ウラン	□℃ "	" "	1 1	圧縮 圧縮	ABAQUS ABAQUS	1.5σ _r 1.5σ _r	

注) σ_r: 材料の降伏応力、σ_{br}: 材料の動的降伏応力 (1.25σ_r)

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法〔特別の試験条件(その8)〕

項目	設計条件			解析方法		備考				
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数		荷重要素			
								適用数式又は要素	解析基準	
4) コーナ-落下 容器本体と蓋の接合 面の密封性 ・ 蓋アング、容器本体 アングの密封シール部 ・ 蓋締付けボルト	(p)-第A.110図	SA-182	□℃	落下-ホパ-	1	圧縮	LS-DYNA	弾性状態 σ_y		
	(p)-第A.111図 (p)-第A.112図	SA-564	□℃	"	1	圧縮	LS-DYNA			
5) 傾斜落下										
落下試験II 容器本体胴部	(p)-第A.113図 (p)-第A.114図	SA-182	□℃	落下-ホパ-	1	曲げ	$\sigma_{max} = \frac{1}{2} \frac{L \cdot W \cdot g \cdot \sigma_{max}}{Z}$	1.5 σ_y	σ_{max} : 応力 W: 容器本体の質量 L: 容器本体の長さ g: 重力加速度 σ_{max} : 衝撃減速度 Z: 胴部の断面二次モーメント	
容器本体底板・蓋	(p)-第A.115図	"	"	"	1	曲げ	$\sigma_{max} = \frac{6M_{max}}{t^2}$	1.5 σ_y	σ_{max} : 応力 M _{max} : 曲げモーメント t: 板厚	
バルブ保護カバー A断面 B断面	(p)-第A.116図 "	SA-182 "	□℃ "	" "	1 1	せん断 "	$\tau_A = \frac{\pi/4 \cdot D_2^2 \cdot q}{\pi \cdot D_1 \cdot t}$	0.6 σ_u 0.6 σ_u	τ_A : せん断応力 D ₂ : 軟鋼線の直径 D ₁ : せん断部の直径 t: 板厚 q: 圧縮応力	
バルブ保護カバー	(p)-第A.117図	"	"	"	1	たわみ	$y_{max} = \frac{-a^2 \cdot W}{16 \pi D}$	バルブとの 隙間	y_{max} : たわみ量 a: バルブ保護カバーの半径 W: 圧縮荷重 D: 板の曲げ剛性	

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ

(v)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [特別の試験条件 (その9)]

項目	設計		条件		解析方法		備考
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷	要素	
熱的試験 1) 熱膨張 2) 許容応力との比較 容器本体・蓋	(v)-第A.118図 (v)-第A.119図 ~(v)-第A.121図	SA-182 []	[]°C~ []°C	温度勾配 初期締め付け 力+内圧+ 温度勾配	1 1	ABAQUS 熱応力 組合せ応力	ε _v 復元量 σ _v
	(v)-第A.122図 (v)-第A.121図	SA-564 []	(L) []°C []°C*1 (F) []°C []°C*1	" "	1 1	" "	
3) 容器本体胴部と 燃料バスケットの 熱膨張	(v)-第A.123図 ~(v)-第A.126図	SA-182 SA-240 [] []	[]°C~ []°C	温度勾配	1	Δr = 1.0 + μ _{rms} - ΔI _b $\mu_{rms} = \frac{2a\alpha \cdot H}{b^2 - a^2}$ ΔI _b = α ∑ _{i=1,2,3} (T _i - 20) ℓ _i	ΔI : 隙間 1.0 : 室温における初期キップ量1.0 mm μ _{rms} : 胴部径方向の熱膨張量 a : 内半径 b : 外半径 α : 線膨張係数 H : 内外面温度と内外半径による係数 ΔI _b : 燃料バスケット径方向の熱膨張量 T _i : 平均温度 ℓ _i : 半径方向長さ
	燃料バスケットの 熱応力	SA-182 SA-240 [] []	[]°C~ []°C []°C*1	温度勾配	1	σ _{max} = $\frac{E_0}{l_0} \{ \Delta l_0 - (T_{max} - 20) \alpha_0 \cdot l_0 \}$	σ _{max} : 応力 E ₀ : 縦弾性定数 l ₀ : バスケット長さ Δl ₀ : 軸方向の伸び量 T _{max} : 最大温度 α ₀ : 線膨張係数
低温強度	-	SA-182 SA-564 SA-240 7Mn2CrNi合金 [] [] [] []	-40°C	材質	1	標準使用温度の最低	-40°C

注) ε_v : 材料の破断ひずみ、σ_v : 材料の引張強さ、S_m : 材料の設計応力強さ、*1 : 許容応力用に安全側に設定

(p)-第A.1表 構造設計の条件及び解析方法 [特別の試験条件 (その10)]

項目	設計条件			解析方法		備考		
	参考図	材質	温度	種類	設計負荷係数		適用数式又は要素	解析基準
浸漬 水深15m相当の外圧	(p)-第A.127図	SA-182	□	外圧	1	組合せ	$S = \sigma_3 - \sigma_2$ σ_y	S : 応力 σ_3 : 径方向応力 σ_2 : 周方向応力
強化浸漬試験 水深200m相当の外圧 容器本体胴部	(p)-第A.128図	"	"	"	1	曲げ	$\sigma_r = \frac{6 \cdot M_r}{t^2}$ $1.5\sigma_y$	σ_r : 応力 M_r : 半径方向曲げモーメント t : 板厚
"	"	"	"	"	1	せん断	$\tau = \frac{3}{2} \cdot \frac{Q}{t}$ $0.6\sigma_y$	τ : 応力 Q : せん断力 t : 板厚
蓋締め付けボルト	-	SA-564	"	"	1	圧縮	$\sigma = P$ σ_y	σ : 応力 P : 外圧
容器本体・蓋	-	SA-182	□	温度降下	1	熱応力	$\sigma = \alpha \cdot \Delta T \cdot E$ σ_u	σ : 応力 α : 線膨張係数 E : 縦弾性係数 ΔT : 温度変化
容器本体と蓋の 接合面の密封性	(p)-第A.129図	SA-182	□	初期締め付け 力+外圧	1	圧縮	$\sigma = \frac{F}{A}$ $1.5\sigma_y$	σ : 応力 F : 圧縮応力 A : 受圧面積

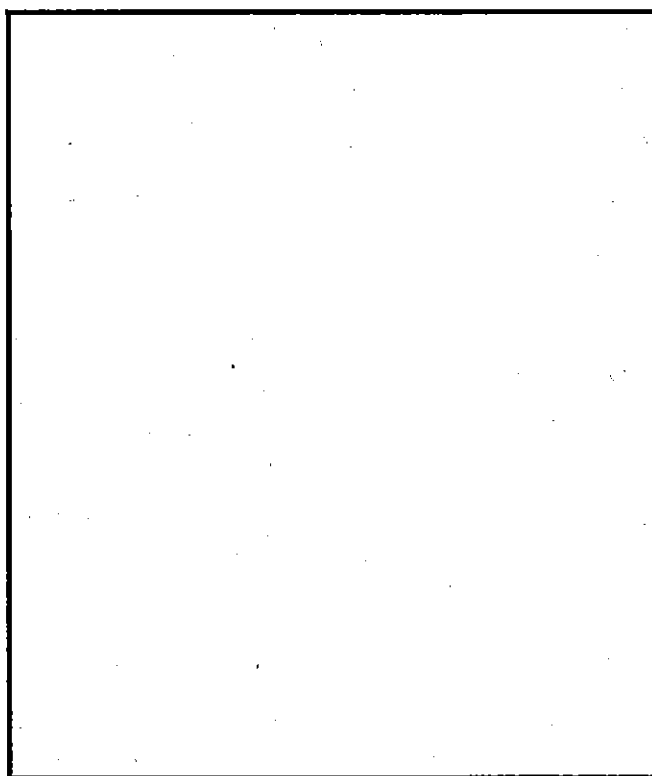
注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ

A.2 重量及び重心

核燃料輸送物を構成する要素の重量及び合計重量を(Ⅱ)-第A.2表に示す。

なお、特別の試験条件下における落下試験-Iの解析における重量は、核燃料輸送物の最大重量 $23.2 \times 10^3 \text{kg}$ を用いた。

また、燃料を収納した場合の核燃料輸送物の重心位置を(Ⅱ)-第A.1図に示す。



(Ⅱ)-第A.1図 核燃料輸送物の重心位置

(ロ) 第一A.2表 核燃料輸送物の重量

(単位: ×10³kg)

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付) *2	MNU用
原子炉	JRR-3		
燃料要素	シフト標準型 燃料要素	シフト74FD型 燃料要素	MNU 燃料要素
① 容器本体			
② 蓋			
③ 蓋締付けボルト			
④ バスケット			
⑤ 燃料要素 (1基当たり)			
容器重量 ①+②+③+④			
核燃料輸送物重量 *1 ①+②+③+④+⑤	23.2		23.0
⑥ 固縛装置	1.9		
⑦ 吊上用具	0.2		
全吊上重量 ①+②+③+④+⑤+⑥	25.1		24.9
総重量 ①+②+③+④+⑤+⑥+⑦	25.3		25.1

*1 : 下線付数字は核燃料輸送物の重量を示す。

*2 : フォロワ型燃料要素を収納する場合は、燃料要素挿入孔にアルミニウム合金製のスペーサを挿入する。

*3 : スペーサの重量 (kg) を含む。

A.3 材料の機械的性質

本輸送容器に用いられる主要材料の機械的性質を(ⅳ)-第A.3表に示す。

また、各材料の機械的性質の温度依存性を(ⅳ)-第A.2図～(ⅳ)-第A.7図に示す。

これらの値は、日本工業規格 (JIS) 及び米国規格 (ASME, SECTION III) 等に基づいている。また、ステンレス鋼の降伏応力及び引張強さについて発電用原子力設備規格材料規格 (2013年追補版) の値との比較を行ったが、その差異は極めて小さく、これによる現行の解析結果に及ぼす影響は軽微である。

(ⅳ)-第A.3表 材料の機械的性質

構成要素		材質	縦弾性係数 [MPa]	降伏応力 [MPa]	引張強さ [MPa]
容器本体・蓋*3)		SA-182 <input type="text"/> (SUS <input type="text"/> 相当*2)			
蓋吊上金具*3)		SA-240 <input type="text"/>			
本体吊上金具*3)		(SUS <input type="text"/> 相当*2)			
燃料	枠組*3)	SA-182 <input type="text"/> (SUS <input type="text"/> 相当*2)			
	バスケット	仕切板*3)			
区切板		(SUS <input type="text"/> 相当*2)			
蓋締付けボルト*3)		SA-564 <input type="text"/> (SUS <input type="text"/> 相当*2)			
燃料要素*1)	被覆材	A <input type="text"/>			
		A <input type="text"/>			
	側板	A <input type="text"/>			
	外筒	A <input type="text"/>			
JRR-3 金属 天然ウラン 燃料要素	被覆材	A <input type="text"/>			
		A <input type="text"/>			
	燃料	金属ウラン			

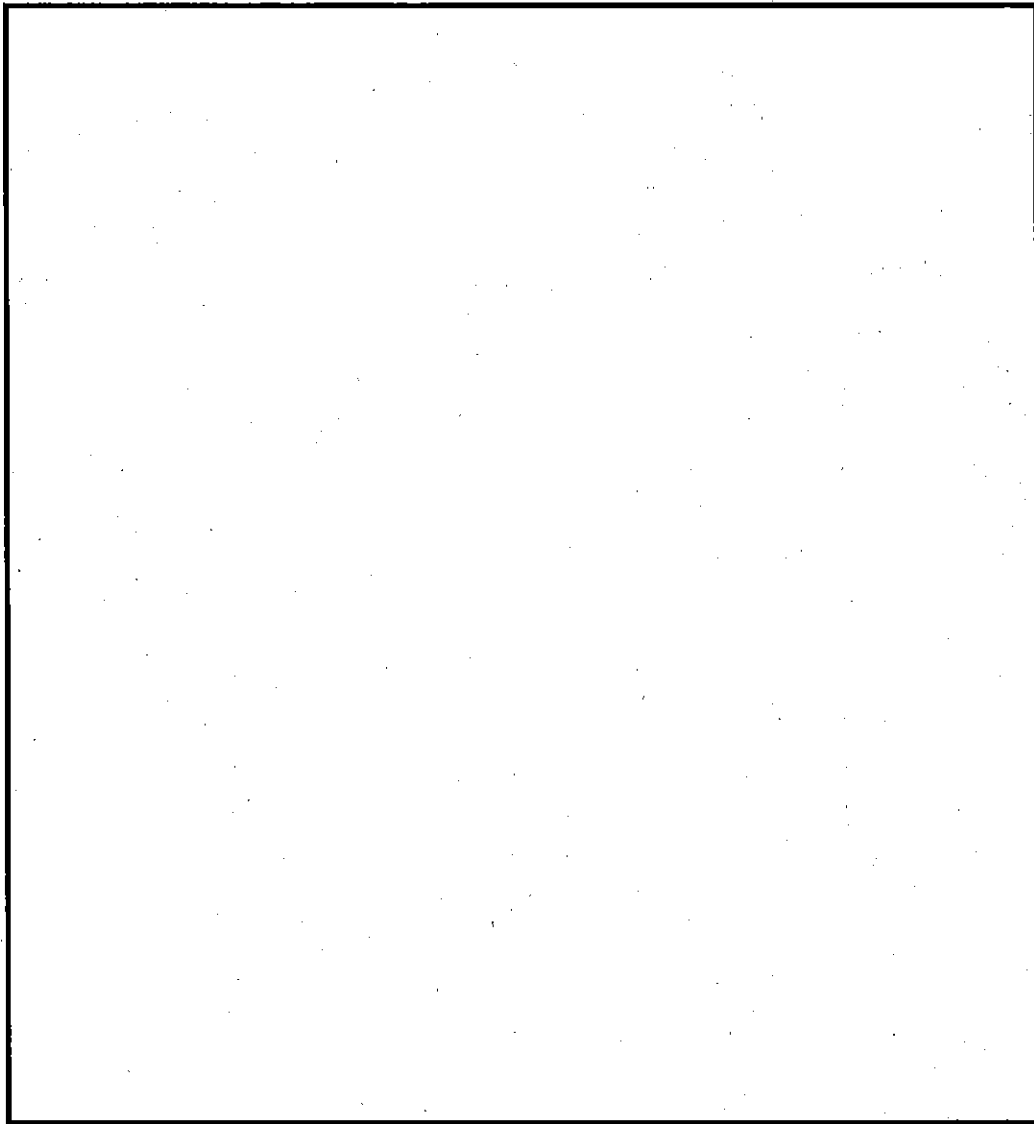
(ただし、常温におけるデータである。)

*1) JRR-3 金属天然ウラン燃料要素以外の燃料要素

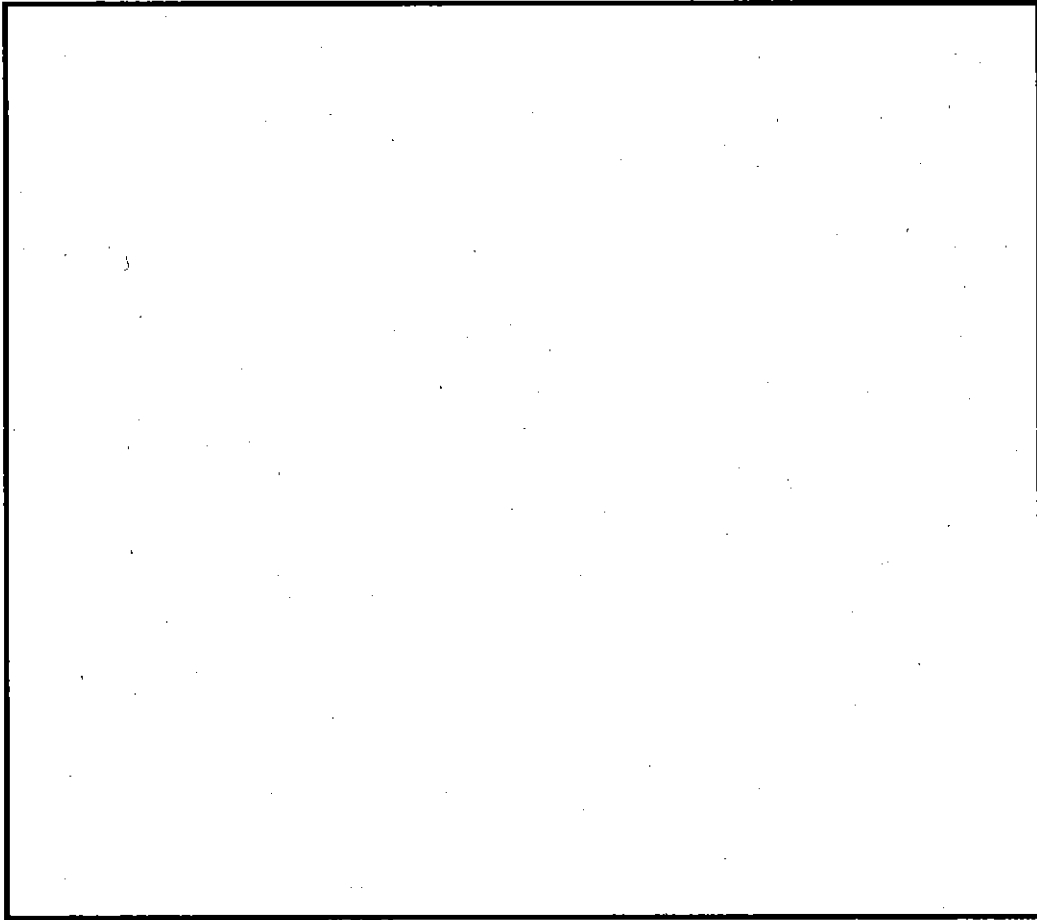
*2) () 内は JIS 相当品名

*3) ASME Code¹⁾ に基づく機械的性質である。

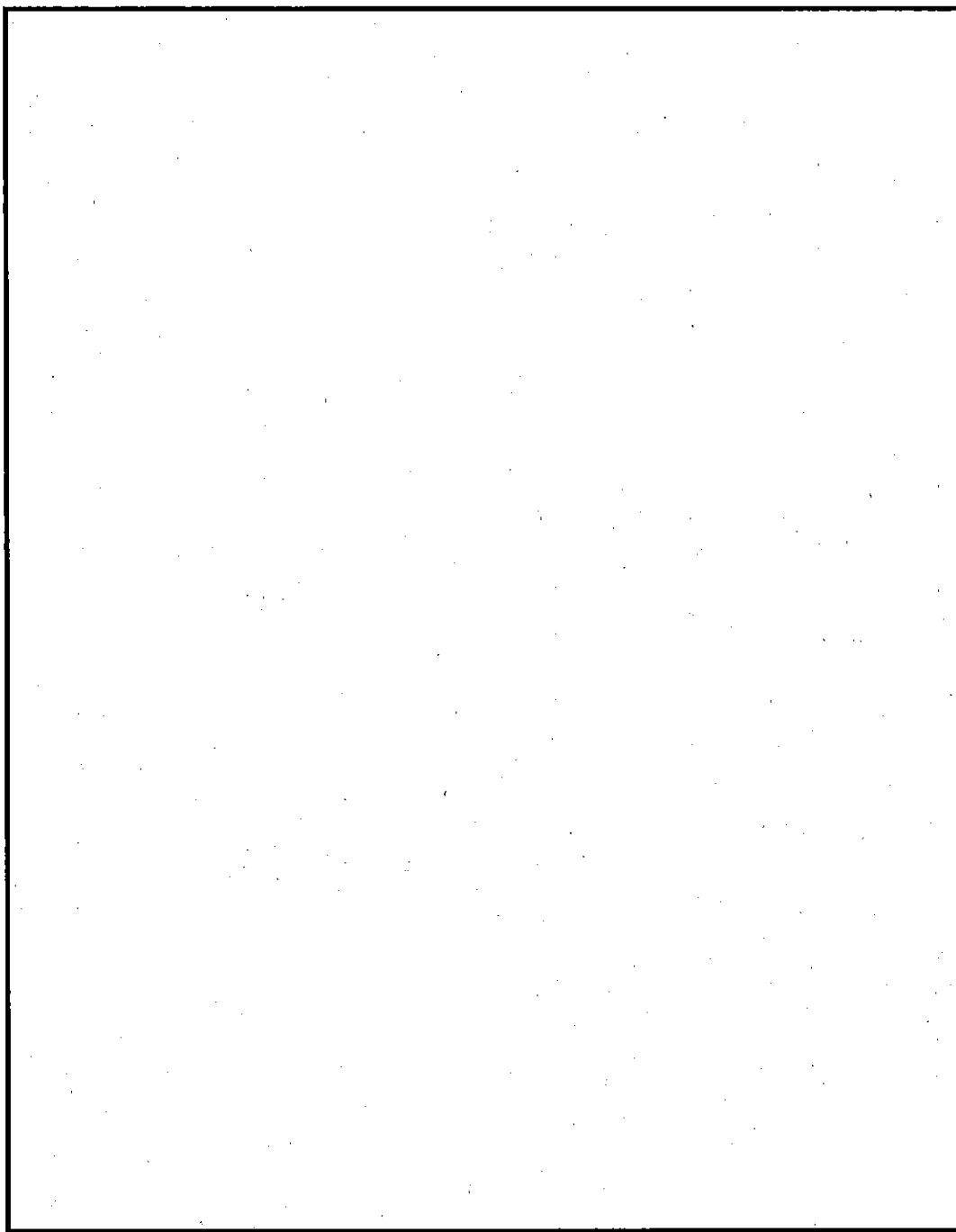
*4) 発電用原子力設備規格 材料規格 (2013年追補版)



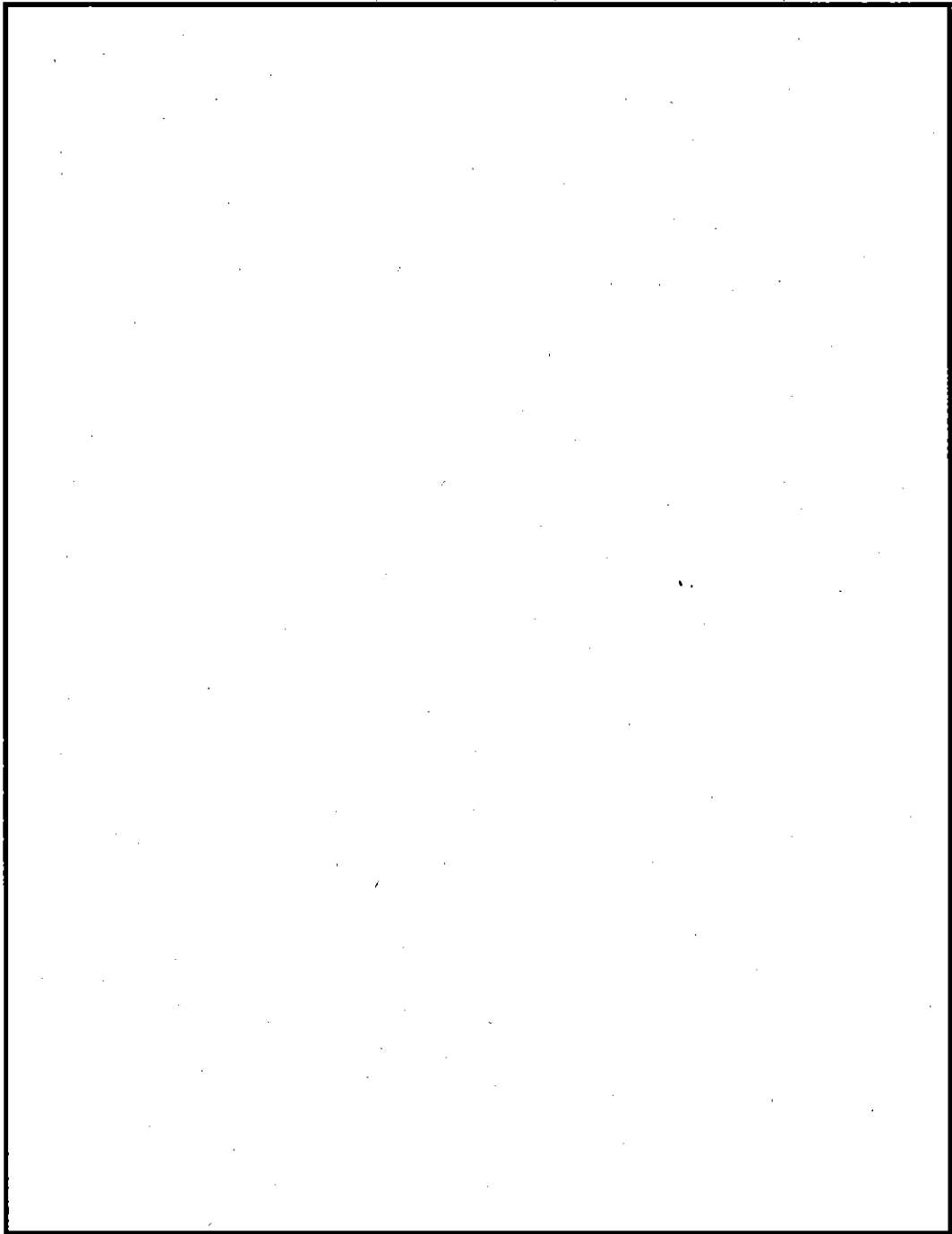
(□) - 第A. 2図 SA-182 及び SA-240 (SUS 相当) の
機械的性質の温度依存性



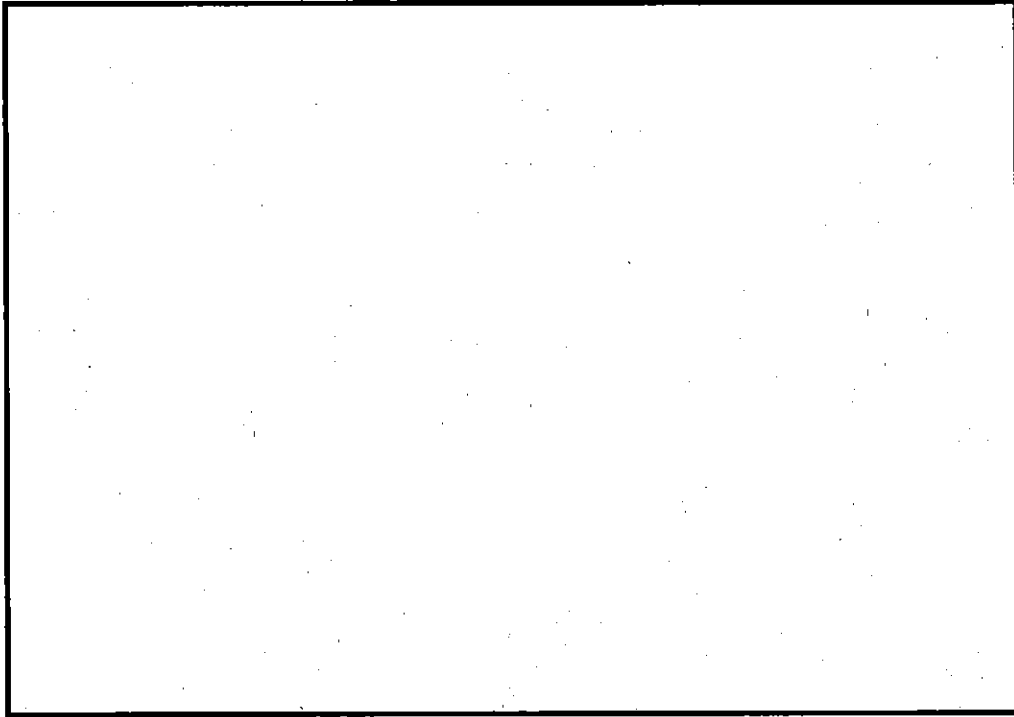
(p)-第A. 3図 SA (SUS 相当)の機械的性質の温度依存性¹⁾



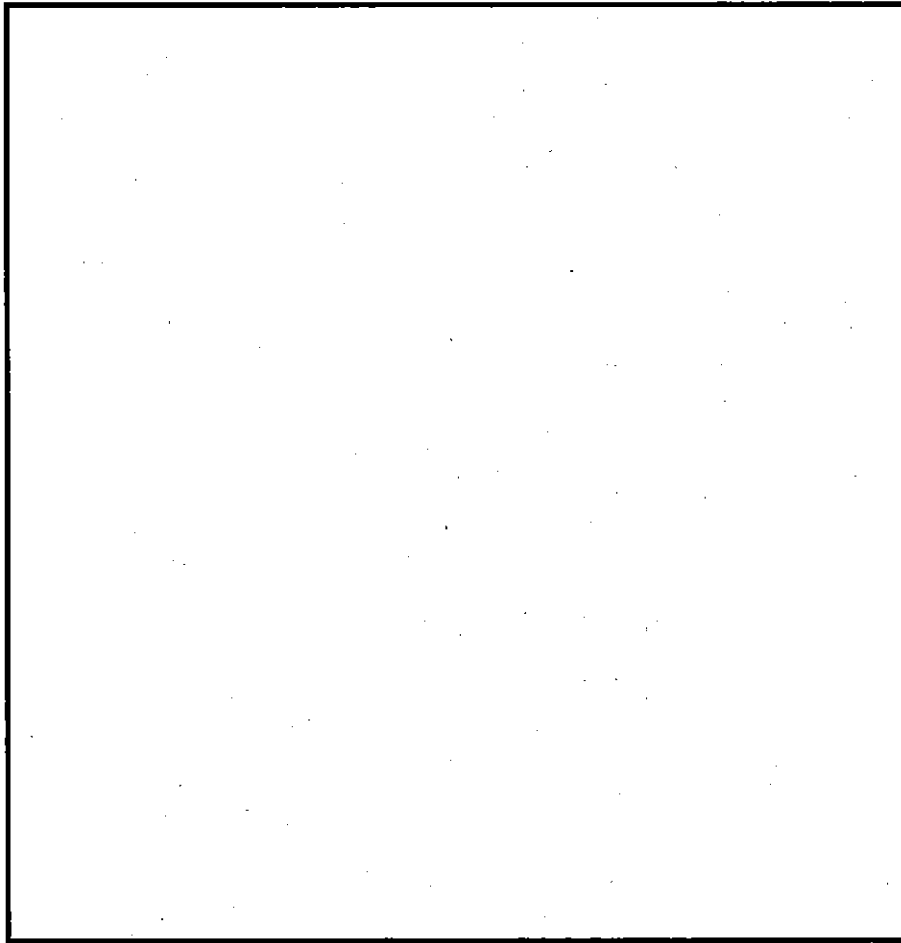
(p) - 第A. 4図 A の耐力²⁾



(v) - 第A. 5図 A の高温強度³⁾



(v)-第A.6図 A 及び A の降伏応力



(ロ) - 第A. 7図 金属天然ウランの降伏応力⁴⁾

A.4 核燃料輸送物の要件

A.4.1 化学的及び電氣的反応

輸送容器内で接触する異種材料の一覧表を(ロ)－第A.4表に示す。

(ロ)－第A.4表 接触する異種材料の一覧表

接 触 材 料	使 用 構 造 部
ステンレス鋼－ <input type="text"/>	シール部－パッキング
アルミニウム－ステンレス鋼	燃料要素－バスケット
〃	中性子吸収材－バスケット

表中のこれら接触材料は、水中又は空気中において、単独あるいは共存していても一般及び特別の試験条件下において電氣的及び化学的に反応することはなく、極めて安定である。

A.4.2 低温強度

本項では本輸送容器が -40°C の環境温度下で使用されても健全性が保証されることを示す。

以下の検討では核燃料輸送物各部の温度が外気温に等しい、すなわち -40°C と仮定している。

この仮定は、収納されている燃料要素から一切発熱がない場合に相当するが、実際は燃料要素から発熱があるため、核燃料輸送物各部の温度は当然 -40°C より高い。

したがって、上記仮定は安全側といえる。

- 1) 輸送容器及び燃料バスケットの材料である 及び
 [両者とも、SUS 相当 ()] のステンレス鋼は(ロ)－第A.8図に示すように -190°C までの使用に耐え、低温脆性破壊に対しては問題はない。
- 2) 蓋締付けボルトの材料である (SUS 相当) ステンレス鋼も同図及び後述の(ロ)－A.4.2-5)に示すように -40°C 以上では十分な靱性を有し、低温使用に耐え得る。
- 3) 燃料要素の被覆材であるアルミニウム合金は、低温下において鉄鋼材料と異なり低温脆性がない特長がある。したがって被覆材は低温下における使用に耐える。参考に JRR-3 燃料要素の被覆材であるアルミニウム合金 A の低温下における機械的性質を(ロ)－第A.9図に示す。
- 4) 密封装置 (容器本体と蓋の接合部及びバルブ) のパッキングに使用されている

製Oリングの標準使用温度の最低は(ロ)－第A. 5表に示されるように、 \square °Cである。したがって、本輸送容器の密封性は -40°C の環境下においても十分保たれる。

さらに、本核燃料輸送物は乾式であるから、冷却水を内封しておらず、したがって、凍結による輸送容器の破損の恐れはない。

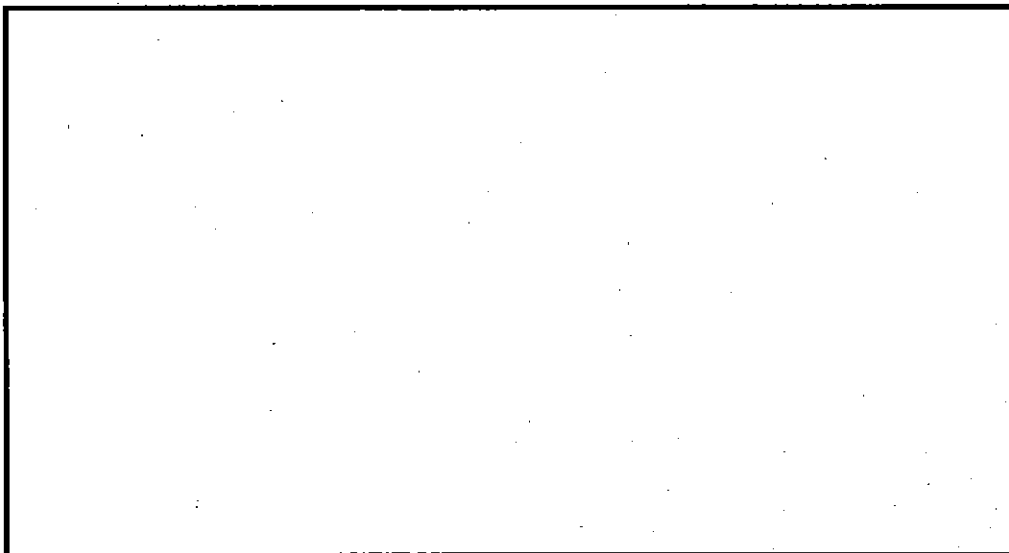
次に燃料要素の崩壊熱を考える。この場合、容器本体に働く熱応力に対しては、容器本体外表面の温度を環境温度に等しく -40°C としても、容器本体内外面間の最大熱勾配が大きい特別の試験条件下(火災事故)において健全性が保たれるので問題はない。また、熱膨張については、後述の(ロ)－A. 4. 2--6)に示すように容器本体が収縮し燃料バスケットを拘束するようなことはない。

以上のように本核燃料輸送物は -40°C の環境下においても、低温脆性、密封性、熱応力等の問題はない。

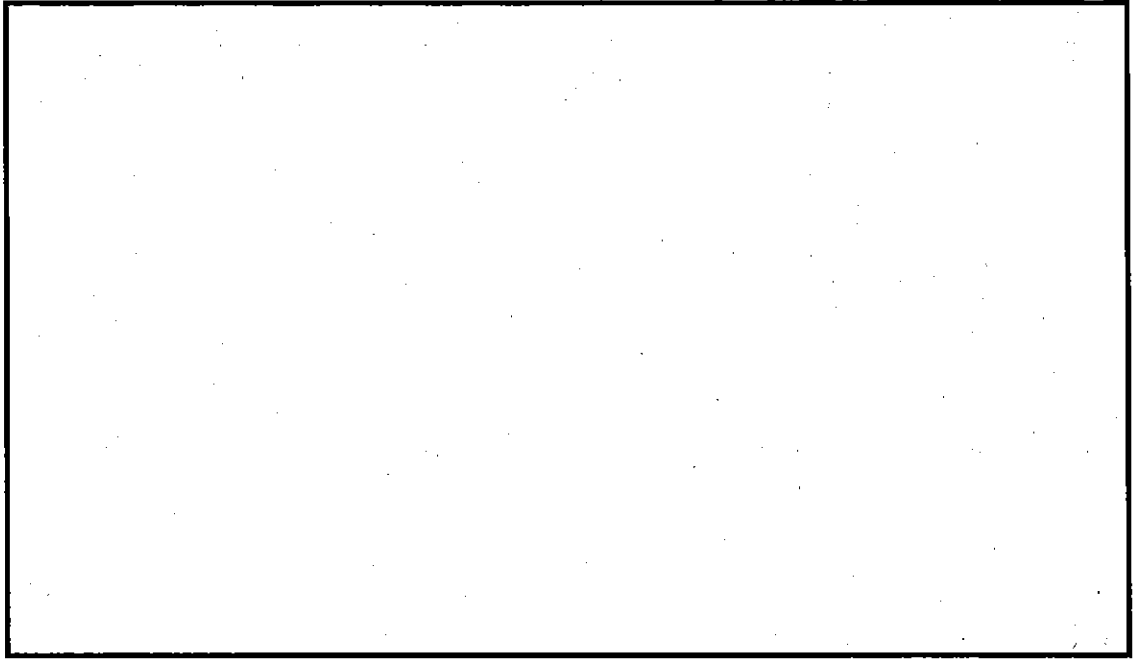
5) 環境温度 -40°C における蓋締付けボルトの強度

金属材料は、一般に低温になるにしたがって引張強さ、降伏強さなどが上昇するが、伸び等が低下する傾向にある¹¹⁾。

本項では、 -40°C の温度条件下で蓋締付けボルトに最大の応力が生じた場合でもボルトが靱性を有し、強度的に耐えることを以下に示す。



(ロ)－第A. 8図 各種金属材料の低温衝撃値^{8, 9)}



(v)-第A.9図 アルミニウム合金□の温度による機械的性質の変化

(ロ)一第A.5表 主なパッキングの材質別による使用標準¹⁰⁾

材 質 (ISO/R1629-71)	かたさ Hs (JIS)	適 応 規 格	主 用 途 (流 体)	標準使用温度 範囲 (°C)	最高使用 温度 (°C)	備 考

* 「O-リングの新しい使用方法」日本バルカー工業株式会社による。

この評価は、蓋締付けボルトの破壊靱性値(K値)¹²⁾と-40℃における動的破壊靱性値(K_{TD}値)¹³⁾との比較によって行う。K < K_{TD}であれば十分な強度(靱性)を有する。

蓋締付けボルトにかかる応力が最大となるのは、特別の試験条件下における落下試験-Iコーナー落下時であり、その値は $\sigma_{max} = \square$ MPa (この応力は谷径 \square で示した応力)である。ところで、ボルトの直径及び谷径はそれぞれD = \square 及びd = \square であるので、この応力をボルトの直径 \square の応力に換算すると

$$\square / \square = \square \text{ MPa}$$

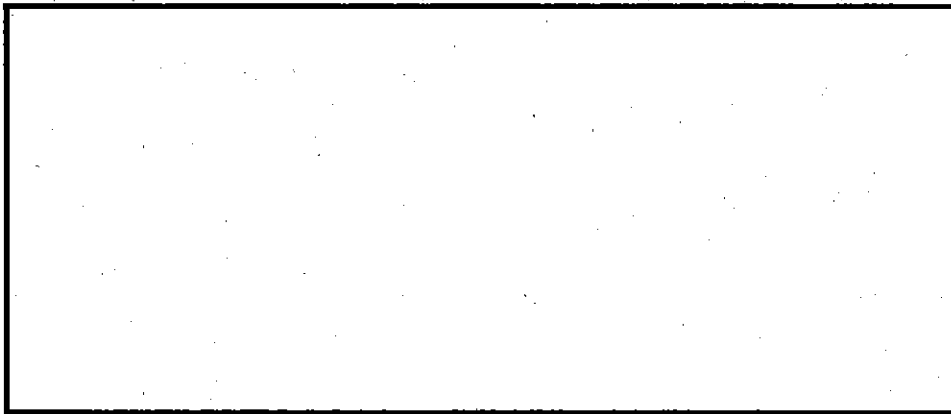
となる。

解析は(ロ)-第A.10図に示すモデルとし、引張応力 $\sigma = \square$ MPa が作用するとする。

また、ボルトの谷径は \square であるが、安全側となる \square であるとして行う。

蓋締付けボルトの破壊靱性値(K値)は次式で求められる。

$$K = \sigma \cdot \left(\frac{D}{d}\right)^2 \cdot \sqrt{\pi D} \cdot F_{(d/D)}$$



(ロ)-第A.10図 蓋締付けボルトの破壊靱性値解析モデル

ここで、 σ : ボルトにかかる応力 = \square MPa

D: ボルトの直径 \square

d: ボルトの谷径 \square

$$F_{(d/D)} \text{係数} = \frac{1}{2} \cdot \frac{d}{D} \cdot \frac{1 - d/D}{4 - 3 \cdot 2d/D} = \square$$

したがって、

$$K = \square \times \left(\square \right)^2 \cdot \sqrt{\pi \times \square \times \square}$$
$$= \square \text{ MPa} \cdot \sqrt{\text{mm}}$$

である。

一方、 \square の -40°C における動的破壊靱性値 K_{Id} は次式（実験相関式）によって求められる。

$$K_{Id} = 15.87 C_v^{0.375}$$

ここで、 C_v : -40°C におけるシャルピー衝撃値は $\square \text{ ft-lb}$ であるが、解析には安全側の -100°C における $\square \text{ ft-lb}$ を用いる。

よって、

$$K_{Id} = 15.87 \times \square^{0.375}$$
$$= \square (K_{si} \sqrt{\text{in}}) = \square \text{ MPa} \cdot \sqrt{\text{mm}}$$

となる。

したがって、 $\square < \square$: $K < K_{Id}$ ($\text{MPa} \cdot \sqrt{\text{mm}}$) となる。

また、安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

よって、蓋締付けボルトは、環境温度 -40°C においても十分な靱性を有し、低温使用に耐える。

6) 環境温度 -40°C 下における熱膨張

容器本体胴部の熱膨張量を求めるに当たって (p) - 第 A. 11 図に示す中空円筒モデルを考える。この変位量（膨張量）を求める。

ここで、

μ_r : 任意の半径 r における変位量

a : 内半径

b : 外半径

r : 任意の半径 ($a \leq r \leq b$)

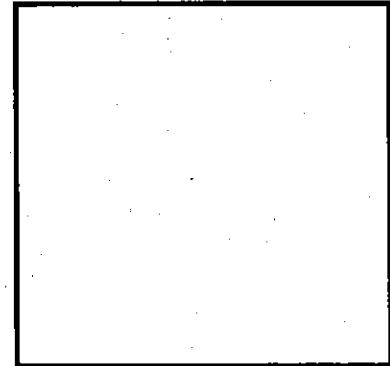
t_a : 内半径の温度

t_b : 外半径の温度

t : 半径 r における温度

α : 線膨張係数

ν : ポアソン比



(p)-第A.11図

中空円筒による熱膨張解析モデル

ただし、 t_a 、 t_b 及び t の値は基準温度 (膨張を生じない温度: 20°C) を差し引いた値である。

この場合の膨張量 μ_r は、次式によって求められる。

$$\mu_r = \frac{1+\nu}{1-\nu} \times \frac{\alpha}{r} \int_a^r t r dr + C_1 r + \frac{C_2}{r} \dots\dots\dots ①$$

ここで、

$$C_1 = \frac{(1+\nu)(1-2\nu)}{1-\nu} \times \frac{\alpha}{b^2-a^2} \int_a^b t r dr - \nu k_2 \dots\dots\dots ②$$

$$C_2 = \frac{1+\nu}{1-\nu} \times \frac{\alpha a^2}{b^2-a^2} \int_a^b t r dr \dots\dots\dots ③$$

$$k_2 = \frac{2\alpha}{b^2-a^2} \int_a^b t r dr \dots\dots\dots ④$$

i) 定常状態における軸対称温度分布 t の場合、半径 r における温度 t は

$$t = t_a + (t_b - t_a) \frac{\ell_n(r/a)}{\ell_n(b/a)}$$

となる。

ここで、 $\int_a^b t r dr$ の項をHとすると

$$H = \int_a^b t r dr = \int_a^b \left\{ t_a + (t_b - t_a) \frac{\rho_n(r/a)}{\rho_n(b/a)} \right\} r dr$$

$$= \frac{t_a}{2} (b^2 - a^2) + \frac{t_b - t_a}{\rho_n(b/a)} \left(\frac{b^2}{2} \rho_n b - \frac{b^2}{2} \rho_n a - \frac{b^2}{4} + \frac{a^2}{4} \right)$$

次に内半径 $r = a$ における変位量 $\mu_{r=a}$ は①式に $r = a$ とおくと①、②、③式は次のようになる。

$$\mu_{r=a} = C_1 a + \frac{C_2}{a} \dots\dots\dots ⑤$$

$$C_1 = \frac{(1+\nu)(1-2\nu)}{1-\nu} \cdot \frac{\alpha}{b^2 - a^2} \cdot H - \nu \cdot \frac{2\alpha}{b^2 - a^2} \cdot H \dots\dots\dots ⑥$$

$$C_2 = \frac{1+\nu}{1-\nu} \cdot \frac{\alpha a^2}{b^2 - a^2} \cdot H \dots\dots\dots ⑦$$

⑥、⑦式を⑤式に代入すると μ_r は

$$\mu_{r=a} = \frac{2a \alpha \cdot H}{b^2 - a^2} \dots\dots\dots ⑧$$

ここで、 $a = \square$ 、 $b = \square$ であるからHは、

$$H = \square \times \left\{ \frac{t_a}{2} - \frac{t_b - t_a}{\square} \right\} + \square \times (t_b - t_a) \dots\dots\dots ⑨$$

ii) 次に内半径 $r = a$ から外半径 $r = b$ の間で温度分布は直線的に変化する場合について考える。

半径 r における温度 t は

$$t = t_a - \frac{(t_a - t_b)}{b - a} (r - a)$$

となる。

i) の場合と同様に $\int_a^b t r dr$ を整理すると、

半径 r における温度 t は

$$H = \int_a^b t r dr = \frac{1}{6} (b - a) \{ t_a (2a + b) + t_b (a + 2b) \}$$

ここで、 $a = \square$ 、 $b = \square$ であるからHは

$$H = \frac{1}{6} \times \square (\square t_a + \square t_b) \dots \dots \dots \textcircled{10}$$

よって、内半径 $r = a$ における変位量 $\mu_{r=a}$ は

$$\mu_{r=a} = \frac{2a \alpha \cdot H}{b^2 - a^2} = \frac{2 \times \square \times \alpha \times H}{\square} \dots \dots \dots \textcircled{11}$$

a) 周囲温度 -40°C の場合の容器本体胴部と燃料バスケットとの間隙について

核燃料輸送物の周囲温度 -40°C の環境温度下に対して熱解析によって求められた温度分布を用いる。その温度分布の容器胴の外・内面の温度分布を(ρ)-第A.12図、バスケット温度分布を(ρ)-第A.13図に示す。ここで、バスケットについては、収納物よりも保守的な評価を行うため、通常時の膨張量が最も大きくなるよう想定した燃料要素(以下、燃料要素Aという。)収納時の角型用バスケットの温度分布である

ここでは、周囲温度 -40°C の場合の燃料バスケットの変位量(膨張量)と容器本体胴部の変位量(収縮量)の関係から評価する。

i) 容器本体内半径 ($r = \square$) における変位量(収縮量)

(ρ)-第A.12図から容器温度が最も低温となる、

外面側 $\square^{\circ}\text{C}$

内面側 $\square^{\circ}\text{C}$

したがって、

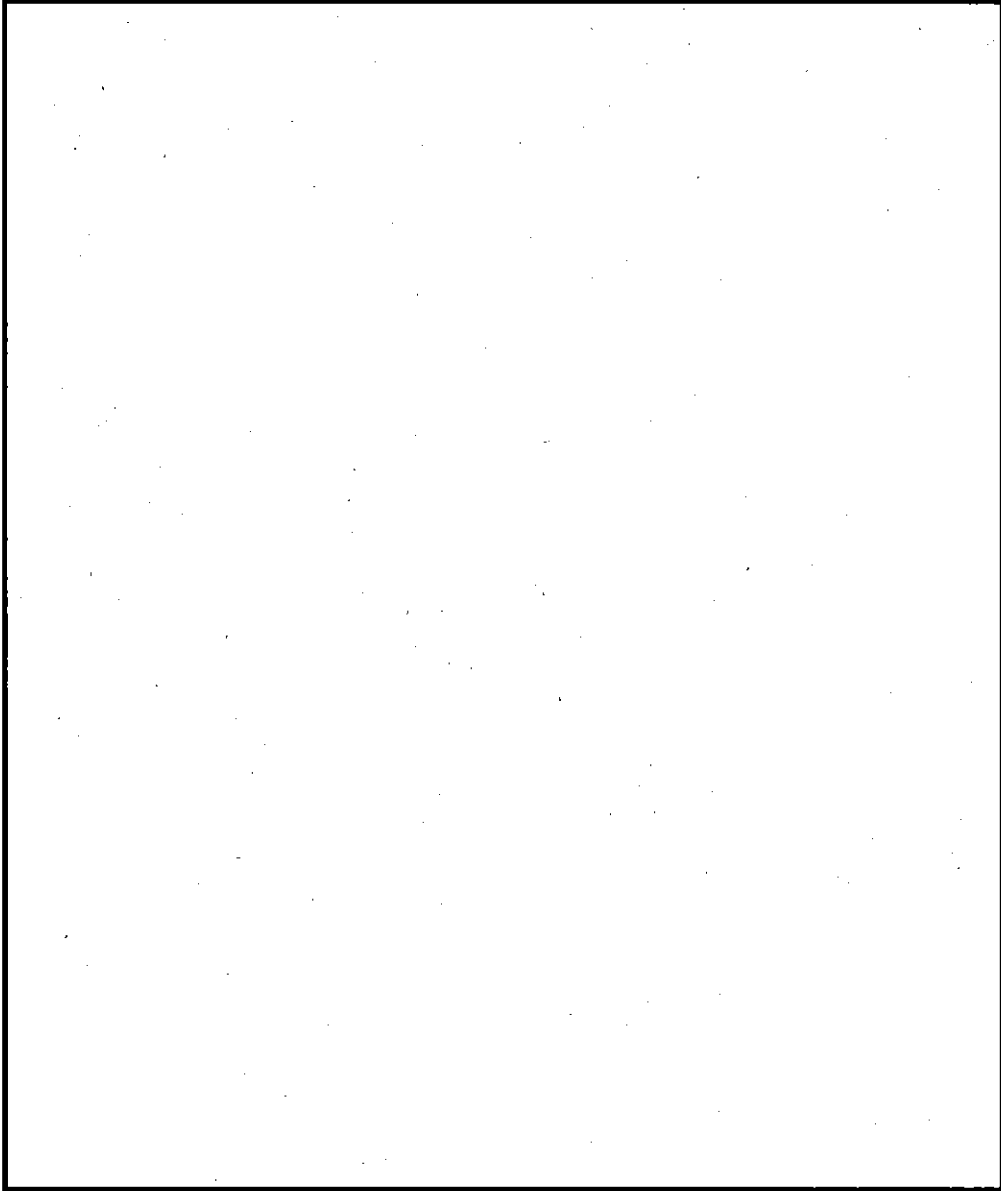
$$t_a = \square = \square (^{\circ}\text{C})$$

$$t_b = \square = \square (^{\circ}\text{C})$$

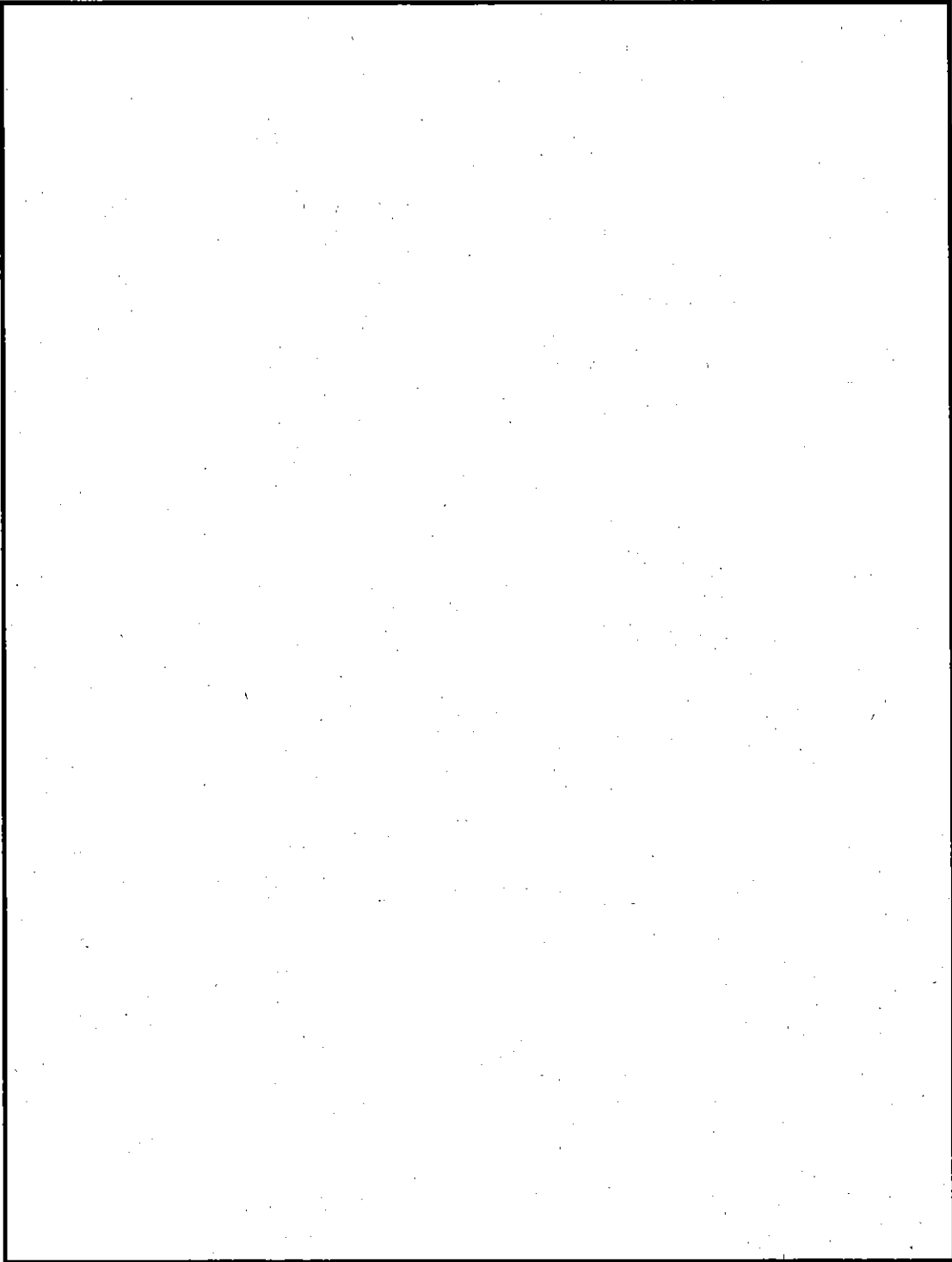
$$\alpha = \square (1/^{\circ}\text{C})$$

ここで上記の値を⑩、⑪式に代入すると、

$$H = \frac{1}{6} \times \square [\square \times \square + \square \times \square] = \square$$



(ロ)-第A.12 図 -40°Cにおける容器本体胴部の内外面の温度分布



(ロ) - 第A.13 図 -40℃における角型用バスケット内の温度分布

$$\mu_{r=a} = \frac{2 \times \square \times \square \times \square}{\square} = \square \quad (\text{mm})$$

したがって、容器本体胴部内面は径方向に \square (mm) 収縮する。

ii) 燃料バスケットの膨張量

各燃料バスケットの熱膨張による径方向の膨張量 (Δr_b) は中心軸を通る線上に位置する要素個々の径方向の膨張量を加算して求める。

計算は次式による。

$$\Delta r_b = \alpha \sum_{i=1 \sim n} (T_i - 20) \ell_i$$

ここで、 T_i : 要素 i 番目の平均温度

α : バスケットの最高温度 \square °Cでの線膨張係数

\square

ℓ_i : 要素 i 番目の径方向の長さ

したがって、

$$\begin{aligned} \Delta r_b &= \square \times [(\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square \\ &\quad + (\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square] \\ &= \square \quad (\text{mm}) \end{aligned}$$

上記の計算式による計算の結果、燃料バスケットの径方向の伸び Δr_b は径方向に \square (mm) 膨張する。

iii) 容器本体と燃料バスケットとの径方向間隙 Δr

$$\Delta r = 1 - \square - \square = \square \quad (\text{mm})$$

したがって、本核燃料輸送物は周囲温度 -40°C においても、容器本体内面と各燃料バスケットとの間に隙間 \square (mm) が存在する。また、運搬中に予想される周囲の温度変化 (-40°C から 38°C) を考慮した場合であっても、同一部材の温度幅に変化はないので、輸送容器本体の膨張量及び燃料バスケットの膨張量にも差異はなく、間隙量にも変化はない。

よって、各燃料バスケットは拘束による応力が生じない。

A.4.3 密装置

輸送容器の密封境界のパッキング部としては、「容器本体と蓋の接合面」、「容器本体及び蓋のそれぞれに設けられたドレンバルブ及びベントバルブ」がある。

容器本体と蓋の接合面は [] オーリングが取り付けられた蓋を [] の蓋締付けボルトで締付けることによってシールされている。蓋締付けボルトは、輸送時の振動等により緩まないように [] で締付けている。

これら [] のボルトのうち [] には [] になっている。

また、ドレンバルブ及びベントバルブ部は、いずれもオーリングを備えた閉止プラグにより閉じられ、次にオーリングを備えた保護カバーによって閉じられている。

保護カバーは落下事故時にバルブを保護するために取り付けられている。また、保護カバー用締付けボルトは [] になっている。

A.4.4 吊上装置

1. 概要

輸送容器の吊上装置は、①本体胴吊上金具、②蓋吊上金具からなっている。

したがって本項では、以下の場合について強度の評価を行う。

① 本体胴吊上金具について

- 1) 2個の吊上金具を使用して核燃料輸送物を正常に吊上げた場合。
- 2) 誤って1個の吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合。

② 蓋吊上金具について

- 1) 2個の吊上金具を使用して蓋を正常に吊上げた場合。
- 2) 誤って1個の吊上金具を使用して蓋を吊上げた場合。
- 3) 誤って2個の吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合。

なお、誤って2個の蓋吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合、蓋締付けボルトに掛かる応力についても評価する。この評価における負荷荷重は、(p) 一第A.2表における核燃料輸送物重量の値を用いた。

2. 吊上装置の強度

本体胴吊上金具及び蓋吊上金具の負荷条件、許容応力及び安全率を(□)-第A. 6表に示す。また、本解析に用いる核燃料輸送物等の重量は(□)-第A. 2表に基づいて、安全側の値を用いて計算を行った。

(□)-第A. 6表 吊上金具の負荷条件、許容応力及び安全率

	負 荷 条 件		許容応力*5 [MPa]	安全率*6 (設計目標値)
	吊上点数 (点)	吊上負荷荷重 kN (×10 ³ kgf)		
本体胴吊上 金 具	2	3 W ^{*2} = 745 (75.9)	$\sigma_y = \square$	□以上
	1	W ^{*2} = 249 (25.3)	$\sigma_u = \square$	□以上*1
蓋 吊 上 金 具	2	3 W ₁ ^{*4} = <input type="text"/>	$\sigma_y = \square$	□以上
	2	W ^{'*3} = 228 (23.2)	$\sigma_y = \square$ $\sigma_y = \square$ (蓋締付けボルト)	□以上
	1	W ₁ ^{*4} = <input type="text"/>	$\sigma_u = \square$	□以上*1

*1 労働安全衛生法に基づく安全率5～6による。

*2 W：容器本体＋蓋＋蓋締付けボルト＋燃料バスケット＋燃料要素＋固縛装置の重量による負荷荷重 = 249 kN (25.3×10³ kgf)

*3 W'：容器本体＋蓋＋蓋締付けボルト＋燃料バスケット＋燃料要素による負荷荷重 = 228 kN (23.2×10³ kgf)

*4 W₁：蓋の重量による負荷荷重 =

*5 許容応力

吊上金具： σ_y 及び σ_u はそれぞれ□°Cにおける降伏応力及び引張強さである。
蓋締付けボルト： σ_y は□°Cの降伏応力である。

*6 安全率は吊上負荷荷重及び許容応力の組合せによって余裕をみている。

2.1 本体胴吊上金具の強度

2.1.1 2個の吊上金具を使用して核燃料輸送物を正常に吊上げた場合の強度

本体胴吊上金具は(□)-第A. 1図及び(□)-第C. 12図に示すように容器本体胴に溶接によって2個取付けている。吊上金具1個に掛ける垂直荷重は、負荷荷重(□)-第A. 6表から7.45×10⁵Nの1/2となり3.73×10⁵Nである。したがって、この荷重3.73×10⁵Nが吊上金具1個に加わったときに各部に発生する応力について解析する。

1) 吊上金具にかかる力

負荷荷重は(Ⅱ)-第A. 6表から $7.45 \times 10^5 \text{N}$ である。(Ⅱ)-第A. 14図に示すように片方の吊上金具に掛かる垂直荷重 T_v は $3.73 \times 10^5 \text{N}$ である。



(Ⅱ)-第A. 14図 二点吊りの場合の本体胴吊上金具詳細

2) 溶接部の応力計算

垂直荷重 $T_v = 3.73 \times 10^5 \text{N}$ によって吊上金具溶接部に生じるせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{T_v}{\text{溶接部のビード断面積}}$$

ここで、 T_v : 垂直荷重 = $3.73 \times 10^5 \text{N}$

$$\text{溶接部のビード断面積} = 260 \times 30 \times 2 = 1.56 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

したがって、

$$\tau = \frac{3.73 \times 10^5}{1.56 \times 10^4} = 24.0 \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y \times \eta = 0.6 \times \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{24.0} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、本体胴吊上金具の溶接部の強度は、せん断応力に対して十分耐えられる。

また、垂直荷重 $3.73 \times 10^5 \text{ N}$ によって溶接部に曲げモーメントを生じる。このモーメントは(Ⅱ)-第A.14図のA部に σ_b の最大引張応力を生じる。すなわち、

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

ここに、M：曲げモーメント

y：中立軸からの距離

I：溶接ビードの断面二次モーメント

溶接ビードの溶接中心に対する断面二次モーメントIは、

$$I = \frac{30 \times 2 \times 260^3}{12} = 8.79 \times 10^7 \text{ mm}^4$$

曲げモーメントMは

$$M = 3.73 \times 10^5 \times 115 = 4.29 \times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$$

中立軸からの距離yは

$$y = 130 \text{ mm}$$

よって、A部に生じる最大引張応力 σ_b は、

$$\sigma_b = \frac{4.29 \times 10^7 \times 130}{8.79 \times 10^7} = 63.5 \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容引張応力 σ_a は、

$$\sigma_a = \sigma_y \times \eta = \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{63.5} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、本体胴吊上金具の溶接部の強度は、引張応力に対して十分に耐えられ安全である。

3) 本体胴吊上金具の穴上部のせん断強度 (□) (第 A.15 図参照) 穴部のせん断応力 τ は、

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

ここで、 W : 吊上負荷荷重 = 3.73×10^5 N

$$A : \text{穴上部せん断面積} = 59.5 \times 30 \times 2 \times 2 = 7.14 \times 10^3 \text{ mm}^2$$

したがって、

$$\tau = \frac{3.73 \times 10^5}{7.14 \times 10^3} = 52.3 \text{ MPa}$$

ここで、本体胴吊上金具の穴上部の許容せん断応力 τ_a は、

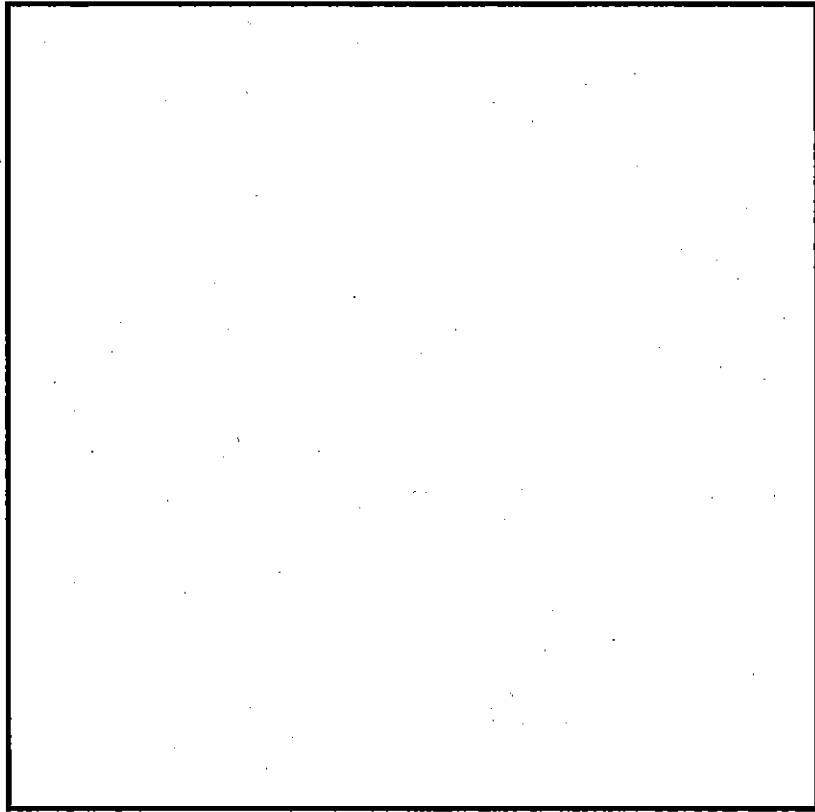
$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{52.3} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

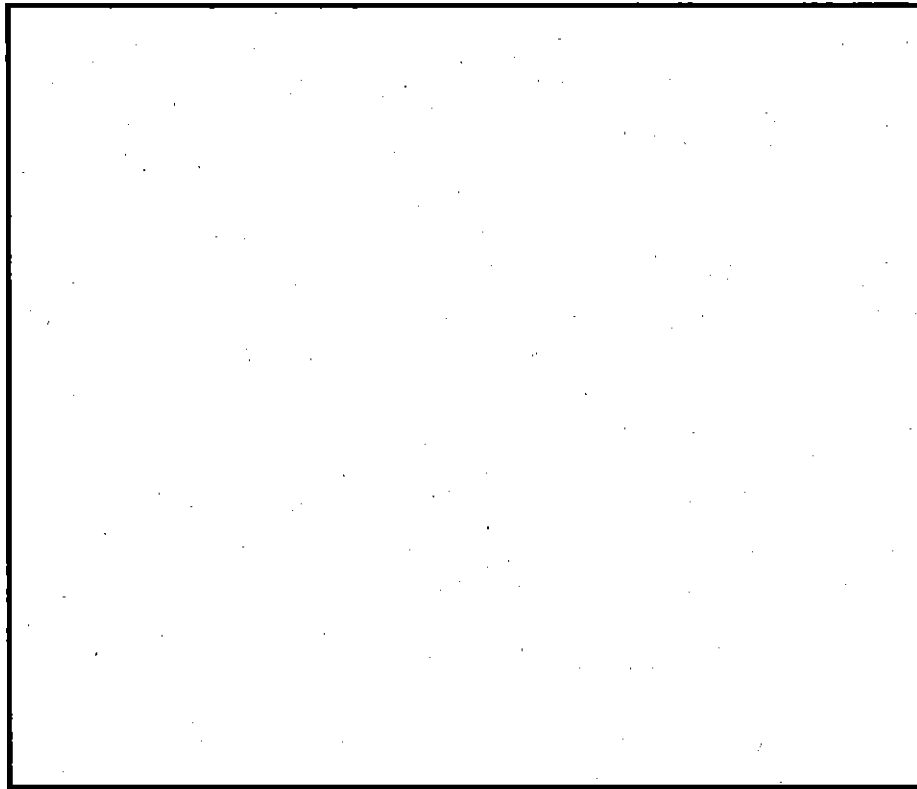
したがって、本体胴吊上金具穴部の強度は、せん断応力に対して十分に耐えられ安全である。



(a) - 第A.15 図 二点吊りの場合の本体胴吊上金具穴部詳細

2.1.2 誤って1個の本体胴吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた
場合の強度

吊上金具1個で吊上げた場合、輸送容器は中心軸に対して 1.335rad. (76.5°) の
角度で傾斜する。また、吊上金具に掛かる負荷荷重は、(a)-第A. 6表から $2.49 \times$
 10^5N となる。以下にこの状態での本体吊上金具の応力を解析する ((a)-第A. 16
図参照)。



(a)-第A. 16図 本体胴吊上金具1個で吊られる場合の荷重

1) 吊上金具にかかる力

(a)-第A. 17図に示すように溶接面に平行に作用する荷重 T_v は、

$$T_v = W \times \cos \phi$$

ここで、 W : 吊上負荷荷重 = $2.49 \times 10^5 \text{ N}$

ϕ : 容器の中心軸に対する吊上角度 = 1.335 rad. (76.5°)

したがって、

$$T_v = 2.49 \times 10^5 \times \cos 1.335 = 5.82 \times 10^4 \text{ N}$$

また、溶接面に垂直に作用する荷重 T_H は、

$$T_H = W \times \sin \phi$$

ここで、 W ：吊上負荷荷重 = 2.49×10^5 N

ϕ ：容器の中心軸に対する吊上角度 = 1.335 rad. (76.5°)

したがって、

$$T_H = 2.49 \times 10^5 \times \sin 1.335 = 2.43 \times 10^5 \text{ N}$$

2) 溶接部の応力計算

溶接面に平行に作用する荷重によって生じるせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{T_v}{\text{溶接部のビード断面積}}$$

ここで、

$$T_v = 5.82 \times 10^4 \text{ N}$$

$$\text{溶接部のビード断面積} = 260 \times 60 = 1.56 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

したがって、

$$\tau = \frac{5.82 \times 10^4}{1.56 \times 10^4} = 3.8 \text{ MPa}$$

ここで、本体胴吊上金具の溶接部の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_u \times \eta = 0.6 \times \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

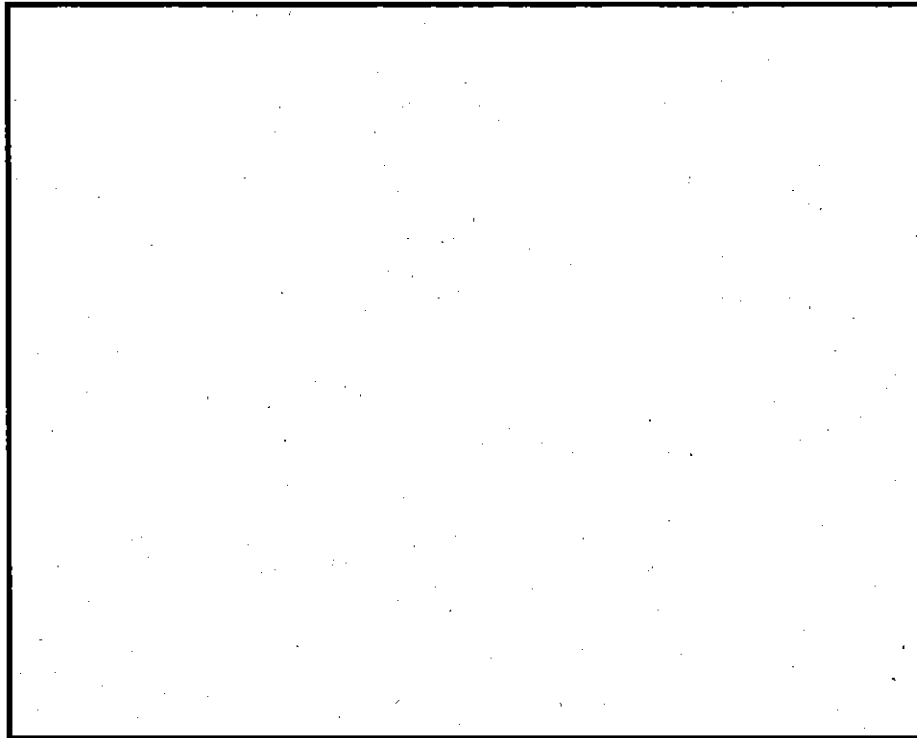
したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{3.8} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、本体胴吊上金具の溶接部の強度は、せん断応力に対して、

安全率 \square 以上であるから十分に耐えられ安全である。



(p)-第A.17図 一点吊りの場合の本体胴吊上金具詳細

溶接面に垂直に作用する荷重によって、溶接部に生じる引張応力 σ_d は、

$$\sigma_d = \frac{T_H}{\text{溶接部のビード断面積}}$$

ここで、

$$T_H = 2.43 \times 10^5 \text{ N}$$

$$\text{溶接部のビード断面積} = 1.56 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

$$\sigma_d = \frac{2.43 \times 10^5}{1.56 \times 10^4} = 15.6 \text{ MPa}$$

また、溶接面に平行に作用する荷重 $5.82 \times 10^4 \text{ N}$ によって、溶接部に曲げモーメントを生じる。このモーメントは(p)-第A.17図のA部に σ_b の最大引張応力を生じる。即ち、

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

ここに、M：曲げモーメント

y：中立軸からの距離

I：溶接ビードの断面二次モーメント

$$M = 5.82 \times 10^4 \times 115 = 6.70 \times 10^6 \text{ N}\cdot\text{mm}$$

$$I = 8.79 \times 10^7 \text{ mm}^4$$

$$y = 130 \text{ mm}$$

したがって、

$$\sigma_b = \frac{6.70 \times 10^6 \times 130}{8.79 \times 10^7} = 9.91 \text{ MPa}$$

したがって、溶接部に生じる最大引張応力 σ_t は、

$$\sigma_t = \sigma_d + \sigma_b = 15.6 + 9.91 = 25.6 \text{ MPa}$$

ここで、本体胴吊上金具の溶接部の許容引張応力 τ_a は、

$$\tau_a = \sigma_u \times \eta = \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

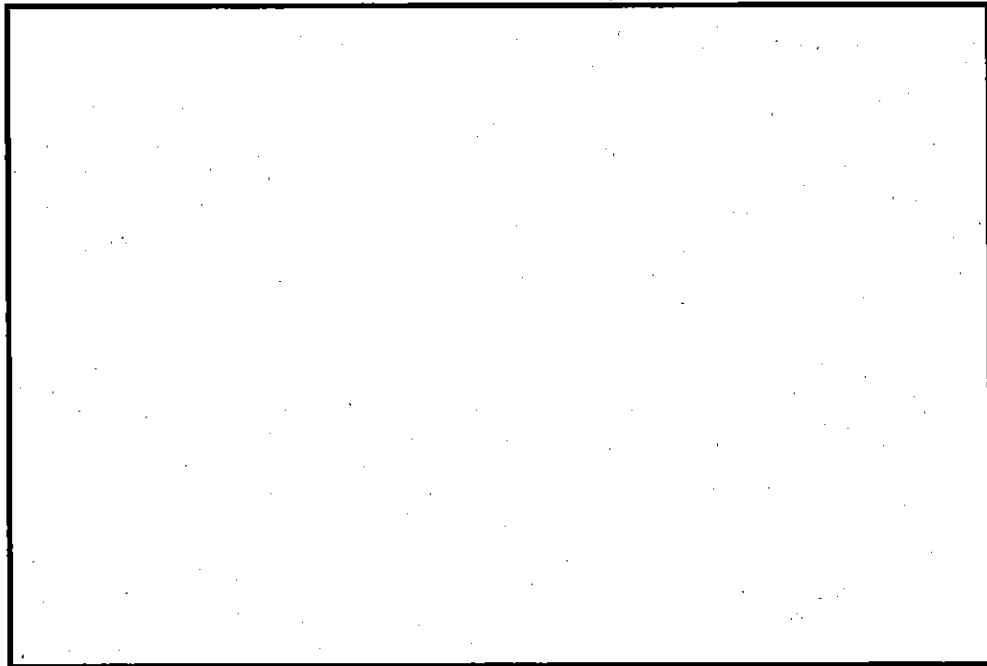
したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{25.6} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、本体胴吊上金具の溶接部は、せん断応力及び引張応力に対して安全率6以上であるから十分に耐えられ安全である。

3) 吊上金具穴上部のせん断応力 ((p)-第A.18図参照)



(p)-第A.18図 一点吊りの場合の本体胴吊上金具穴部詳細

吊上金具穴上部に生じるせん断応力 τ は、

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

ここで、W : 吊上負荷荷重 = 2.49×10^5 N

A : 穴上部せん断面積 = $52.7 \times 30 \times 2 \times 2 = 6.33 \times 10^3$ mm²

したがって、

$$\tau = \frac{2.49 \times 10^5}{6.33 \times 10^3} = 39.4 \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_u = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{39.4} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、本体胴吊上金具穴部は、せん断応力に対して、安全率□以上であるから強度的に耐えられる。

2.1.3 本体胴吊上金具の疲労強度

核燃料輸送物の取扱いにより、本体胴吊上金具には繰返し応力が生じる。この時の疲労強度を評価する。

解析は、吊上金具2個を用いた場合で最も厳しい応力が生じる溶接部について行う。

溶接部の曲げ応力 σ_b 及びせん断応力 τ は2.1.1 2) に示されるように、それぞれ

$$\sigma_b = 63.5 \text{ MPa}$$

$$\tau = 24.0 \text{ MPa}$$

である。

疲労評価に用いる応力集中を含む繰返し応力強さの振幅 S_{alt} は

$$S_{alt} = \frac{1}{2} |\sigma_1 - \sigma_2|$$

ここで、

$$\sigma_1 = \frac{K \sigma_b}{2} + \sqrt{\left(\frac{K \sigma_b}{2}\right)^2 + (K \tau)^2} \quad (\text{最大主応力})$$

$$\sigma_2 = \frac{K \sigma_b}{2} - \sqrt{\left(\frac{K \sigma_b}{2}\right)^2 + (K \tau)^2} \quad (\text{最小主応力})$$

$$K = 5 \quad (\text{応力集中係数})$$

である。

よって、

$$\begin{aligned} \sigma_1 &= \frac{5 \times 63.5}{2} + \sqrt{\left(\frac{5 \times 63.5}{2}\right)^2 + (5 \times 24.0)^2} \\ &= 159 + 199 = 358 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \sigma_2 &= \frac{5 \times 63.5}{2} - \sqrt{\left(\frac{5 \times 63.5}{2}\right)^2 + (5 \times 24.0)^2} \\ &= 159 - 199 = -40 \text{ MPa} \end{aligned}$$

したがって、

$$S_{alt} = \frac{1}{2} |358 + 40| = 199 \text{ MPa}$$

文献〔1〕の Fig. I-9.2.1 の設計疲労曲線から許容繰返し回数を算出するのに用いる S'_{alt} は次式より求まる。

$$S'_{alt} = S_{alt} \frac{E'}{E}$$

ここで、 E' : 設計疲労曲線での縦弾性係数

$$\boxed{} \text{ MPa}$$

E : 本体胴吊上金具溶接部の縦弾性係数

$$\boxed{} \text{ MPa (} \boxed{} \text{ } ^\circ\text{C)}$$

よって、

$$S'_{alt} = 199 \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

設計疲労曲線において、 S'_{alt} に対応する許容繰返し回数 N は、

$$N = 7.4 \times 10^5 \text{ 回}$$

である。

一方、使用予定年数を 70 年、使用回数として 1 年 1 回、1 回の輸送あたりの取扱い回数を 100 回とした場合、吊上げ繰返し回数 n は、 $n = 7000$ 回となる。ここで吊上げ繰返し回数を保守的に考慮し、計算上取扱う値は

$$n = 1 \times 10^4 \text{ 回}$$

である。

したがって、本体胴吊上金具の疲労強度に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{7.4 \times 10^5}{1 \times 10^4} = 74$$

$$MS = 74 - 1 = 73$$

したがって、本体胴吊上金具の溶接部の許容繰返し回数は、使用期間中における使用回数より十分大きいので、本体胴吊上金具の健全性は保たれる。

以上より、繰返し回数を保守的に設定し、疲労を評価した結果、疲労破壊が生

じないことを確認した。

2.2 蓋吊上金具の強度

蓋吊上金具の強度解析については、2個の蓋吊上金具を使用し、蓋を正常に吊上げた状態と、誤って蓋吊上金具を使用し核燃料輸送物を吊上げる場合が考えられるが、(p)-第A.6表に示されるように、吊上金具に掛かる負荷条件を比較すると、 $3W_1^{*1} < W'^{*2}$: $\square \text{kN} < 228 \text{kN}$ となる。したがって、ここでは後者の厳しい条件に基づいて解析を行う。また、本項では蓋吊上金具によって核燃料輸送物を吊上げた場合、蓋締付けボルトに掛かる吊上荷重による応力についても評価する。

また、誤って1個の蓋吊上金具を使用して蓋を吊上げた場合についても解析を行う。

*1 $3W_1$; 蓋重量による負荷荷重の3倍 ($\square \text{kN} \times 3 = \square \text{kN}$) を表す。

*2 W' ; 核燃料輸送物重量による負荷荷重 (228kN) を表す。

2.2.1 誤って2個の蓋吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合の強度

(ロ)-第A.19図参照)

蓋吊上金具は、(イ)-第C.1図及び(イ)-第C.18図に示すように蓋上面に溶接によって2個取付けている。吊上金具1個に掛かる垂直荷重は、負荷荷重(ロ-第A.6表から $2.28 \times 10^5 \text{N}$ の $1/2$ となり $1.14 \times 10^5 \text{N}$ である。したがって、この荷重 $1.14 \times 10^5 \text{N}$ が吊上金具1個に加わったときに各部に発生する応力について解析する。

1) 吊上金具に掛かる力

負荷荷重は(ロ-第A.6表から $2.28 \times 10^5 \text{N}$ である。(ロ)-第A.20図に示すように、片方の吊上金具に掛かる垂直荷重は $1.14 \times 10^5 \text{N}$ であるが、吊上げ時の方向が水平線に対し(1.05rad.) (60°)の角度をなしているので、その力Tは、

$$T = \frac{W}{\sin \phi}$$

ここで、W：吊上金具1個に掛かる負荷荷重

$$= 1.14 \times 10^5 \text{ N}$$

ϕ ：容器の中心軸に対する吊上角度 = 1.05 rad. (60°)

したがって、

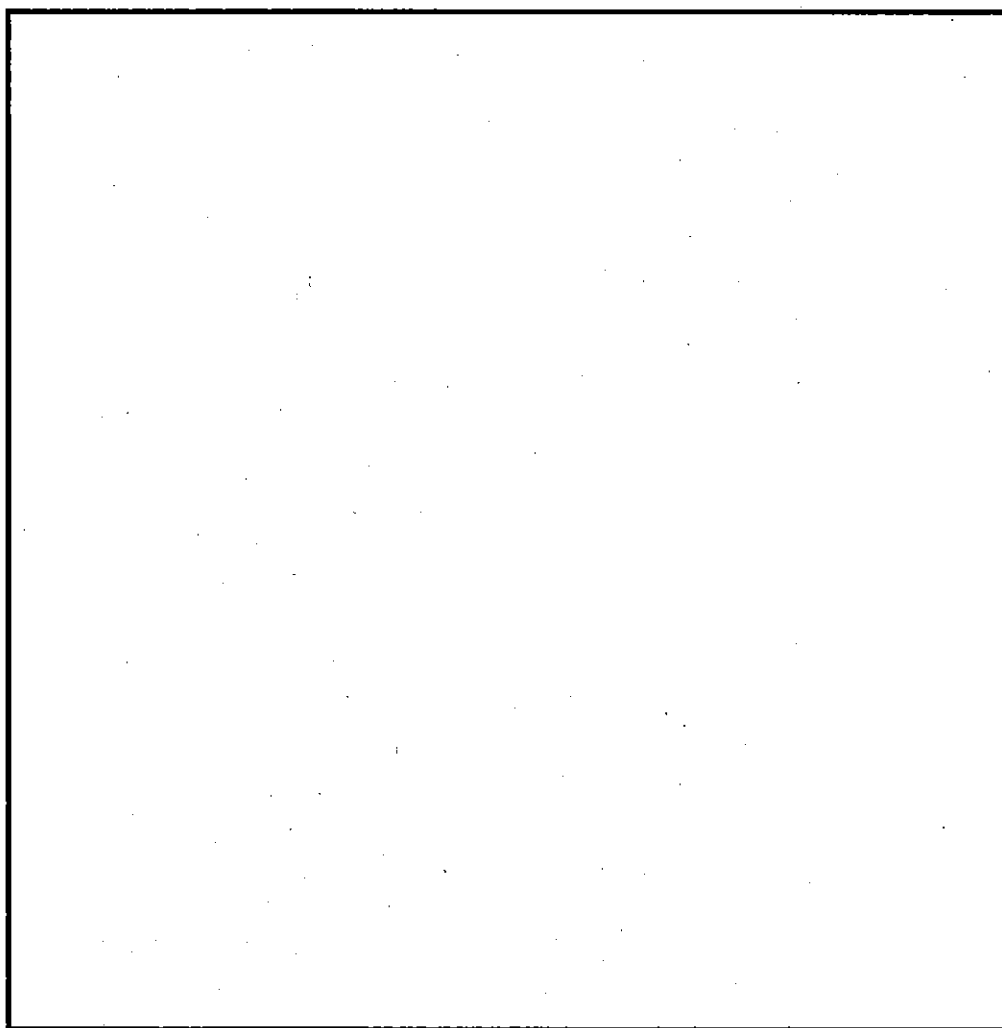
$$T = \frac{1.14 \times 10^5}{\sin 1.05} = 1.32 \times 10^5 \text{ N}$$

となる。

また、溶接面に平行に作用する荷重 T_H は、

$$T_H = T \times \cos \phi = 1.32 \times 10^5 \times \cos 1.05 = 6.60 \times 10^4 \text{ N}$$

となる。



(v) - 第A. 19 図 蓋吊上金具 2 個で核燃料輸送物を吊上げた場合の状態図



(p) - 第A.20 図 二点吊りの場合の蓋吊上金具詳細

2) 溶接部の応力計算

2)-1 溶接面に平行に作用する荷重によって生じるせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{T_H}{\text{溶接部のビード断面積}}$$

ここで、

$$T_H = 6.60 \times 10^4 \text{ N}$$

$$\text{溶接部のビード断面積} = 200 \times 25 \times 2 = 1.0 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

したがって、

$$\tau = \frac{6.60 \times 10^4}{1.0 \times 10^4} = 6.60 \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y \times \eta = 0.6 \times \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{6.60} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋吊上金具の溶接部の強度は、せん断応力に対して十分に耐えられる。

2)-2 垂直荷重によって溶接部に生じる引張応力 σ_d は、

$$\sigma_d = \frac{W}{\text{溶接部のビード断面積}}$$

ここで、

$$W = 1.14 \times 10^5 \text{ N} \quad (11.6 \times 10^3 \text{ kgf})$$

$$\text{溶接部のビード断面積} = 1.0 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

$$\sigma_d = \frac{1.14 \times 10^5}{1.0 \times 10^4} = 11.4 \text{ MPa}$$

また、水平荷重 $6.60 \times 10^4 \text{ N}$ によって溶接部に曲げモーメントを生じる。
このモーメントは、(p)-第A.20図のA部に σ_b の最大引張応力を生じる。

即ち、

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

ここに、M：曲げモーメント

y：中立軸からの距離

I：溶接ビードの断面二次モーメント

溶接ビードの溶接中心に対する断面二次モーメントIは、

$$I = \frac{50 \times 200^3}{12} = 3.33 \times 10^7 \text{ mm}^4$$

曲げモーメントMは、

$$M = 6.60 \times 10^4 \times 105 = 6.93 \times 10^6 \text{ N}\cdot\text{mm}$$

中立軸からの距離yは、

$$y = 100 \text{ mm}$$

よって、A部に生じる最大引張応力 σ_b は、

$$\sigma_b = \frac{6.93 \times 10^6 \times 100}{3.33 \times 10^7} = 20.9 \text{ MPa}$$

したがって、最大引張応力 σ_t は、

$$\sigma_t = \sigma_d + \sigma_b = 11.4 + 20.9 = 32.3 \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容引張応力 σ_a は、

$$\sigma_a = \sigma_y \times \eta = \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率 RF 及び余裕率 MS は、次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{32.3} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋吊上金具の溶接部の強度は、引張応力に対して十分に耐えられ安全である。

3) 吊上金具穴上部のせん断強度 ((v)-第A.21 図参照)

吊上金具穴上部に生じるせん断応力 τ は、

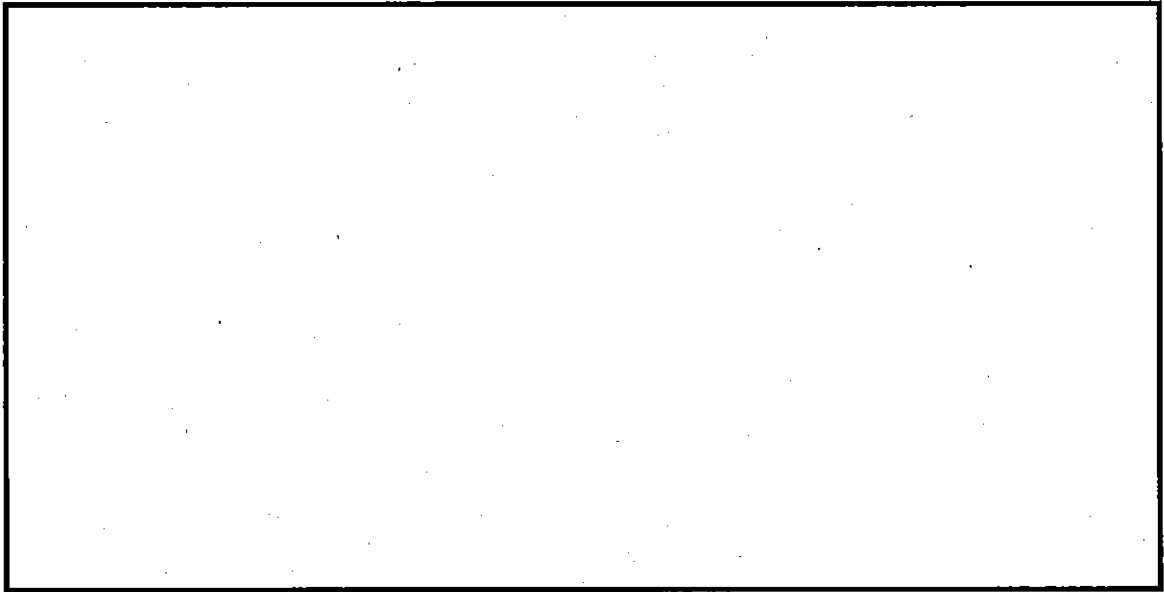
$$\tau = \frac{T}{A}$$

ここで、

$$T = 1.32 \times 10^5 \text{ N}$$

$$A : \text{穴上部せん断面積} = \left\{ 25 \times 30 + \frac{1}{2} \times (25 + 5) \times 20 \right\} \times 2 \times 2$$

$$= 4.2 \times 10^3 \text{ mm}^2$$



(v)-第A.21図 二点吊りの場合の蓋吊上金具穴部詳細

$$\tau = \frac{1.32 \times 10^5}{4.2 \times 10^3} = 31.4 \text{ MPa}$$

吊上金具の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{31.4} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋吊上金具穴部の強度は、せん断応力に対し十分に耐えられる。

2.2.2 誤って、2個の蓋吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合の蓋締め付けボルトの強度

蓋吊上金具を使用し核燃料輸送物を吊上げた場合、蓋締め付けボルトには、核燃料輸送物重量から蓋重量を除いた重量による引張荷重と初期ボルト締め付け力、輸送容器内圧力及び熱応力による荷重が働く。

本項ではボルトに初期締め付け力及び吊上げ時の荷重のかかったときの解析を行い、核燃料輸送物吊上げ状態時における蓋締め付けボルトが強度的に十分耐えられることを示す。なお、輸送容器内圧力及び熱応力については、A.5.1.4の3項で解析する。

1) 蓋締め付けボルトの強度計算

蓋締付けボルトの寸法を(□)－第A. 22 図に示す。

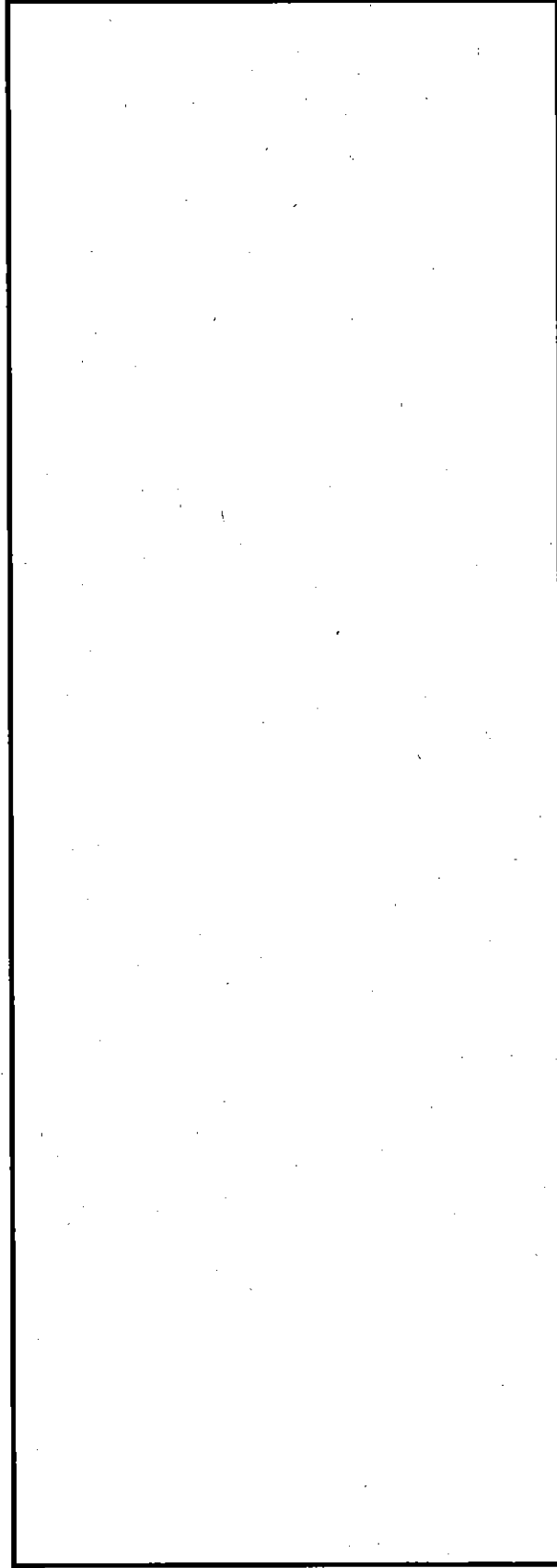
1)-1 ボルトの規格 (□)

本数	□本
サイズ	□ mm
長さL	□ mm
平均径D	□ mm
ピッチP	□ mm
ねじ山角度Q	□
摩擦係数 μ_0	0.14
接触面の平均径	□ mm
谷径	□ mm
ボルト頭径	□ mm
断面積S	□ mm ²
ねじ部のかみ合い部の長さ	□ mm
ねじ部の有効長さ	□ mm

1)-2 蓋締付けボルト及び容器本体胴部ねじ部の機械的性質

本蓋締付けボルトに使用されるボルト材は、□ ((□)－第A. 3表による) である。一般の試験条件下における蓋締付けボルトの温度は(□)－第B. 6表によると□以下である。本解析に当って、解析基準の降伏応力として、安全側となる□における値□ MPa を用いて行う。

また、本項では容器本体胴部のねじ部の強度についても検討する。ここでの解析基準の降伏応力として、□における値□ MPa を用いて行う。

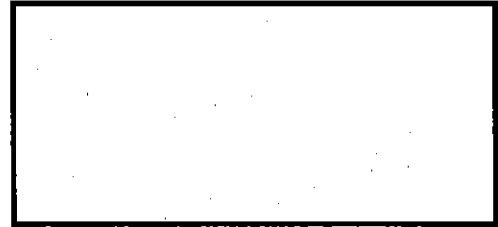


(p) - 第A.22 図 蓋締付けボルトの寸法

1)-3 締付け応力

ボルトは約 N・m のトルク P で締付ける。ボルトのリード角 α ((p)-第A.23 図) は、

$$\begin{aligned} \tan \alpha &= \frac{P}{\pi \cdot D} \\ &= \frac{\text{}}{3.14 \times \text{}} \\ &= \text{} \\ \alpha &= \text{$$



((p)-第A.23 図) ボルトのリード角

$$\begin{aligned} \text{見掛けの摩擦係数} &= \frac{\mu_0}{\cos \frac{\alpha}{2}} = \frac{0.14}{\cos \frac{\text{}}{2}} = \frac{0.14}{\text{}} \\ &= \text{} \text{ となる。} \end{aligned}$$

この見掛けの摩擦係数を角度に直すと、角度 ϕ は、

$$\phi = \tan^{-1} \text{} = \text{$$

となる。

また、ねじ溝の摩擦に打ち勝つのに必要なトルク P_1 は、

$$P_1 = W \cdot R_1 \tan(\alpha + \phi)$$

ここで、W : ボルト締付け力

$$R_1 : \text{摩擦領域の平均半径} = \text{} \text{ mm}$$

したがって、

$$\begin{aligned} P_1 &= W \cdot R_1 \tan(\text{}) \\ &= W \times \text{} \times \text{} = \text{} W \text{ N}\cdot\text{mm} \end{aligned}$$

ボルト頭の摩擦に打ち勝つのに必要なトルク P_2 は、

$$P_2 = W \cdot R_2 \cdot \mu_0$$

$$\text{ここで、} R_2 : \text{接触面の平均半径} = \text{} \div 2 = \text{} \text{ mm}$$

したがって、

$$P_2 = W \times \text{} \times \text{} = \text{} W \text{ N}\cdot\text{mm}$$

となる。

全締付けトルク = (ねじ溝 + ボルト頭) の摩擦に打ち勝つのに必要なトルク

Pは、

$$P = \boxed{} \text{ N} \cdot \text{mm} = \boxed{} W + \boxed{} W = \boxed{} W$$

締付け力Wは、

$$W = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ N}$$

したがって、ボルトに加わる応力 σ は、

$$\sigma = \frac{W}{A}$$

ここで、A : ボルトの断面積 = $\boxed{} \text{ mm}^2$

したがって、

$$\sigma = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

ここで、ボルトの許容引張応力 σ_a は $\boxed{}^\circ\text{C}$ において $\boxed{} \text{ MPa}$ である。したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、ボルトは約 $\boxed{} \text{ N} \cdot \text{m}$ のトルクPによる締付け力に対して十分耐えられる。

1)-4 蓋吊上金具による吊上げ時の蓋締付けボルト及び容器本体胴部ねじ部の強度

蓋締付けボルトに掛かる全荷重は $\boxed{} \text{ N}$ の3倍の荷重係数をとった場合、ボルト1本当りに掛かる荷重Wは

$$W = \frac{\boxed{} \times 3}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ N/本}$$

となる。

ボルトの引張応力はこの荷重によって生じる応力と初期締付け応力 $\boxed{}$

MPa を加えたものである。したがって、吊上げ時のボルトに掛かる引張応力 σ は、

$$\sigma = \square + \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

となる。

ここで、ボルトの許容引張応力 σ_0 は $\square^\circ\text{C}$ において \square MPa である。したがって、安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋締付けボルトの強度は、蓋吊上金具により核燃料輸送物を吊上げた場合でも十分荷重に耐えられる。

- 1)-5 次に、容器本体胴部のねじ部に核燃料輸送物の全重量 $2.28 \times 10^6 \text{ N}$ の 3 倍の荷重と蓋締付けボルトの初期締付け力による荷重が作用した場合のせん断強度について検討する。解析モデルを (p)-第 A. 24 図に示す。

核燃料輸送物の 3 倍の荷重によって、ボルト 1 本当りに掛かる荷重 W' は

$$W = \square \text{ N/本}$$

蓋締付けボルトの初期締付け力による荷重

W は、1)-3 より

$$W = \square \text{ N}$$

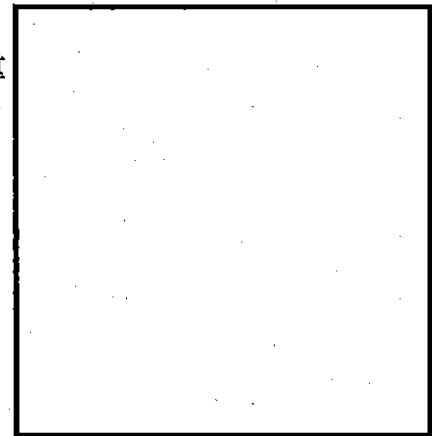
また、ねじ部のかみ合い長の長さ \square mm

ねじの平均径 \square mm

であるので、せん断を受ける面積 S は

$$S = 3.14 \times \square \times \frac{\square}{2}$$

$$= \square \text{ mm}^2$$



(p)-第 A. 24 図 ボルト溝の解析モデル

したがって、容器本体胴部のねじ部に

生じるせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{W + W}{S} = \frac{\square + \square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、

容器本体胴部のねじ部の許容せん断応力 τ_a は

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

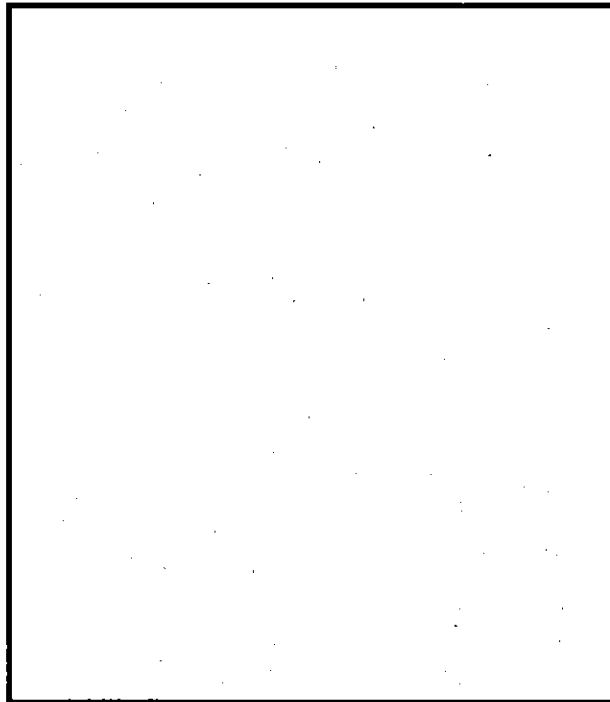
$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、容器本体胴部のねじ部の強度は、蓋吊上金具により容器本体を吊上げた場合でも十分荷重に耐えられる。

2.3 誤って1個の吊上金具を使用して蓋を吊上げた場合の強度

蓋吊上金具は、(イ)－第C. 1図及び(イ)－第C. 18図に示す。誤って1個の吊上金具によって、蓋を吊上げた場合に掛かる垂直負荷荷重は、(ロ)－第A. 6表から蓋の重量 \square N である。したがって、この荷重 (\square N) が吊上金具に加わったときに、各部に発生する応力について解析する。

1) 吊上金具に掛かる力



$$W_l : \square \text{ N}$$

$$\phi : 0.855 \text{rad. (49}^\circ)$$

$$T : \square \text{ N}$$

$$T_v : \square \text{ N}$$

(ロ)－第A. 25図 蓋吊上金具1個で蓋を吊上げた場合の状態図

負荷荷重は蓋重量 N である。(v)-第A.25 図及び(v)-第A.26 図に示すように吊上げ時の方向 (W_1) が水平面に対し、 0.855rad , (49°) の角度をなしているので、水平方向に作用する力 T は、

$$T = W_1 \times \cos \phi$$

ここで、 W_1 : 吊上荷重 = N

ϕ : 吊上角度 = 0.855rad , (49°)

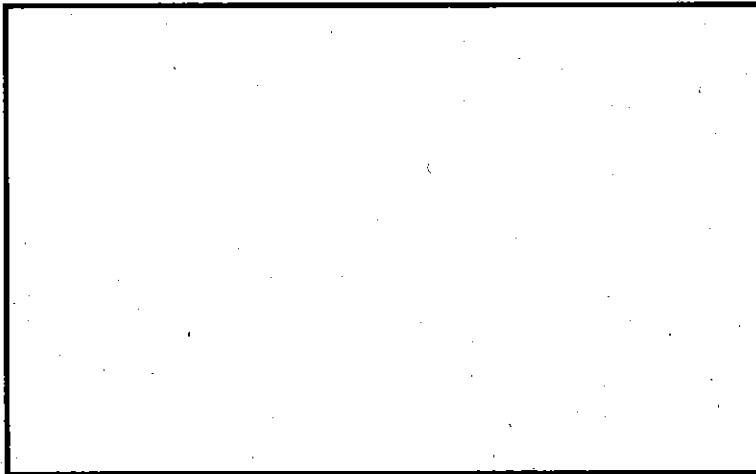
したがって、

$$T = \text{} \times \cos 0.855 = \text{} \text{ N となる。}$$

また、溶接面に垂直に作用する荷重 T_v は、

$$T_v = W_1 \times \sin \phi = \text{} \times \sin 0.855 = \text{} \text{ N}$$

となる。



W_1 : N
 ϕ : 0.855rad , (49°)
 T : N
 T_v : N

(単位 : mm)

(v)-第A.26 図 一点吊りの場合の蓋吊上金具詳細

2) 溶接部の応力計算

水平荷重 T によって生じるせん断応力 τ は、

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

ここで、 T : 水平荷重 = N

A : 溶接部のビード断面積 = $200 \times 25 \times 2 = 1.00 \times 10^4 \text{ mm}^2$

したがって、

$$\tau = \frac{\square}{1.00 \times 10^4} = \square \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_u \times \eta = 0.6 \times \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋吊上金具の溶接部は、せん断応力に対して安全率が \square 以上であるから、強度的に十分耐えられる。

また、垂直荷重によって溶接部に生じる引張応力 σ_d は、

$$\sigma_d = \frac{T_v}{A}$$

ここで、 T_v : \square N

A : $1.0 \times 10^4 \text{ mm}^2$

したがって、

$$\sigma_d = \frac{\square}{1.0 \times 10^4} = \square \text{ MPa}$$

また、水平荷重 \square N によって、溶接部に曲げモーメントを生じる。このモーメントは、(p)-第A.26図のA部に σ_b の最大引張応力を生じる。即ち、最大引張応力 σ_b は、

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

ここに、 M : 曲げモーメント = $\square \times 105 = \square \text{ N} \cdot \text{mm}$

y : 中立軸からの距離 = 100 mm

I : 溶接ビードの断面二次モーメント = $3.33 \times 10^7 \text{ mm}^4$

したがって、

$$\sigma_b = \frac{\square \times 100}{3.33 \times 10^7} = \square \text{ MPa}$$

したがって、溶接部に生じる最大引張応力 σ_t は、

$$\sigma_t = \sigma_d + \sigma_b = \square = \square \text{ MPa}$$

ここで、吊上金具の溶接部の許容引張応力 σ_a は、

$$\sigma_a = \sigma_u \times \eta = \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋吊上金具の溶接部は、引張応力に対して安全率が \square 以上であるから、十分に耐えられ安全である。

3) 吊上金具穴上部のせん断強度 ((p)-第A.26図参照)

吊上金具穴上部に生じるせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{W_1}{A}$$

ここで、 W_1 : 吊上荷重(蓋の重量) = \square N

$$A : \text{穴上部せん断面積} = \left\{ 25 \times 30 + \frac{1}{2} \times (25 + 5) \times 20 \right\} \times 2 \times 2 \\ = 4.2 \times 10^3 \text{ mm}^2$$

したがって、

$$\tau = \frac{\square}{4.2 \times 10^3} = \square \text{ MPa}$$

吊上金具板の許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_u = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

故に、蓋吊上金具穴上部は、せん断応力に対し、安全率が \square 以上であるから、十分に耐えられる。

2.2.4 蓋吊上金具の疲労強度

蓋吊上金具は、誤って2個の蓋吊上金具を使用して核燃料輸送物を吊上げた場合、疲労強度が最も厳しい蓋吊上金具の溶接部に最大の応力が生じるので、この場合において生じる応力を用いて安全側に蓋吊上金具の溶接部の疲労評価を行う。

溶接部の引張応力 σ_b 及びせん断応力 τ は 2.2.1. 2) に示されるように、それぞれ

$$\sigma_b = 32.3 \text{ MPa}$$

$$\tau = 6.6 \text{ MPa}$$

である。

疲労評価に用いる応力集中を含む繰返し応力強さの振幅 S_{alt}

$$S_{alt} = \frac{1}{2} |\sigma_1 - \sigma_2|$$

ここで、

$$\sigma_1 = \frac{K \sigma_b}{2} + \sqrt{\left(\frac{K \sigma_b}{2}\right)^2 + (K \tau)^2} \quad (\text{最大主応力})$$

$$\sigma_2 = \frac{K \sigma_b}{2} - \sqrt{\left(\frac{K \sigma_b}{2}\right)^2 + (K \tau)^2} \quad (\text{最小主応力})$$

$$K = 5 \quad (\text{応力集中係数})$$

である。

よって、

$$\begin{aligned} \sigma_1 &= \frac{5 \times 32.3}{2} + \sqrt{\left(\frac{5 \times 32.3}{2}\right)^2 + (5 \times 6.6)^2} \\ &= 81 + 88 = 169 \text{ MPa} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \sigma_2 &= \frac{5 \times 32.3}{2} - \sqrt{\left(\frac{5 \times 32.3}{2}\right)^2 + (5 \times 6.6)^2} \\ &= 81 - 88 = -7 \text{ MPa} \end{aligned}$$

したがって、

$$S_{alt} = \frac{1}{2} |169 + 7| = 88 \text{ MPa}$$

文献 [1] の Fig. I-9.2.2 の設計疲労曲線から許容繰返し回数を算出するのに用いる値 S'_{alt} は次式より求まる。

$$S'_{alt} = S_{alt} \frac{E'}{E}$$

ここで、 E' : 設計疲労曲線での縦弾性係数

□ MPa

E : 蓋吊上金具溶接部の縦弾性係数

□ MPa (□°C)

よって、

$$S'_{alt} = 88 \times \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

設計疲労曲線において、 S'_{alt} に対応する許容繰返し回数 N は、

$$N = \square \text{ 回}$$

である。

一方、本輸送容器の使用期間中における使用回数 n は、

$$n = 1 \times 10^4 \text{ 回}$$

である。

したがって、蓋吊上金具の疲労強度に対する安全率 $R F$ 及び余裕率 $M S$ は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{1 \times 10^4} = \square$$

$$M S = \square - 1 \approx \square$$

したがって、蓋吊上金具の溶接部の許容繰返し回数は使用期間中における使用回数より十分大きいので、蓋吊上金具の健全性は保たれる。

A.4.5 固縛装置

1. 概要

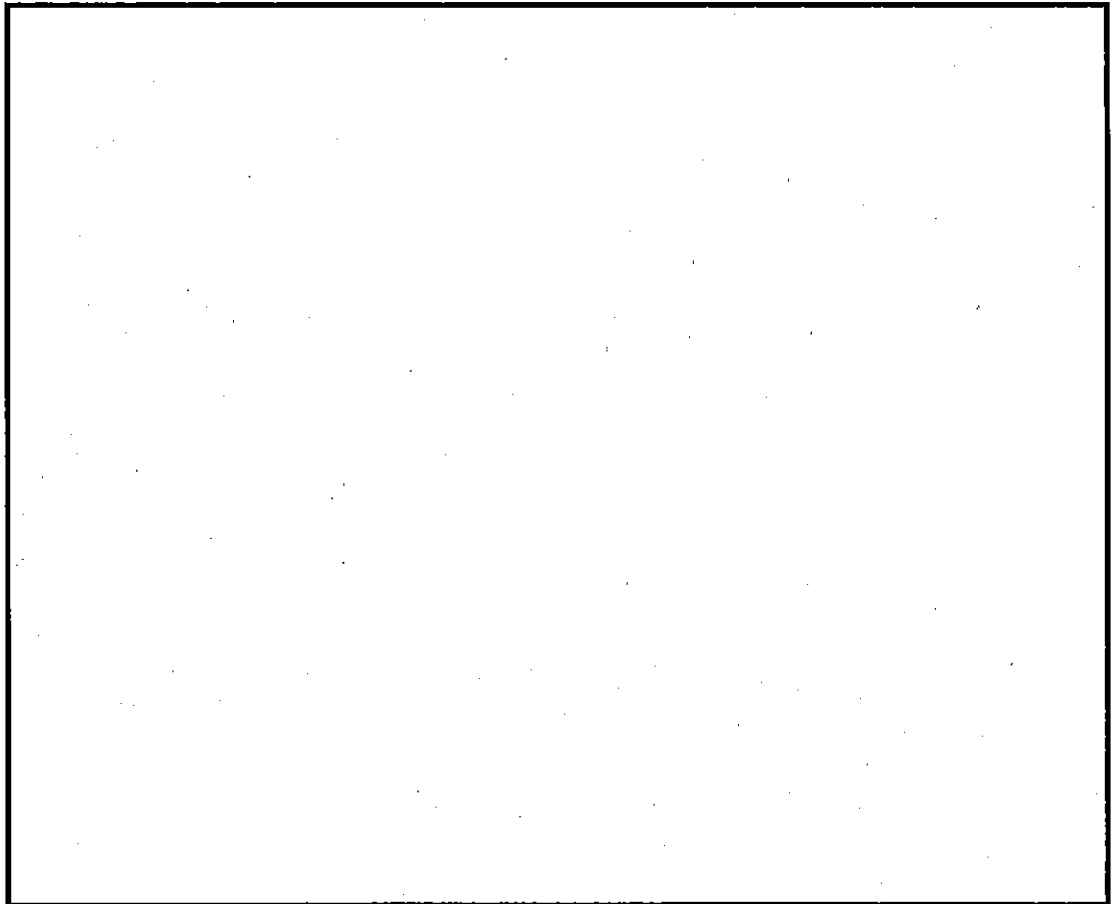
本輸送容器の車両及び船舶への積載は、固縛装置を用いて行われ、輸送容器の固縛装置への締付けは底部フィンを介して行われる（(イ)－第A.1図及び(イ)－第C.3図参照）。

固縛装置による核燃料輸送物への影響評価としては、最も厳しい加速度（減速度）条件となる進行方向 10 g、横方向 5 g 及び垂直方向 3 g における底部フィンの強度解析を行う。

また、本固縛装置の構造強度上の健全性については、「放射性物質の自動車運搬に係る積載方法の安全性に関する技術基準の適用指針」（平成 23 年 3 月）に基づいて、国土交通省自動車局で確認されている。

2. 底部フィンに作用する力

輸送容器の固縛方法は、底部フィンをフィンボルトで締付けることによって行っている。加速度によって作用する力は、進行方向に対しては前後各7枚、横方向に対しては左右各4枚の、また、垂直方向に対してはこれら全22枚の底部フィンで受ける。さらに、これらによる全荷重に対しては、ベースプレートに溶接される4枚の底部フィンと固縛装置の緩衝台で受けるようになっている。締付け部の詳細を(ロ)―第A.27図に示す。



(ロ)―第A.27図 固縛装置締付け部詳細

したがって、加速度が加わった場合に、輸送容器に力が作用する点は底部フィンボルトにおいて、フィンボルト（フィンシュー）と接する部分及び架台と接する部分となる。作用点において、1枚の底部フィンが受ける力の最大は(□)－第A. 7表に示すとおりである。

したがって、本項では底部フィンについて、これらの位置での強度を解析する。

(□)－第A. 7表 一枚の底部フィンが受ける力の最大値

	進行方向に10 g 作用した時の力 [N]	横方向に 5 g 作用した時の力 [N]	垂直方向に 3 g 作用した時の力 [N]
フィンボルトとの接点	□ ¹⁾	□ ¹⁾	2)
架台との接点	□	□	

- 1) 作用する力が Cos 分布するとして求めた最大値。
- 2) 垂直方向の場合、作用する力は等分布となり、かつ、その力は進行方向及び横方向に比べ小さいので省略する。

3. フィンボルトと接する部分の底部フィンの強度

フィンボルトと接する部分の底部フィンに作用する力は、加速度が横方向に 5 g 作用した場合に最大となり、その力Fは(□)－第A. 7表から

$$F = \square \text{ N}$$

である。

フィンボルトと底部フィンの間には、力を分散させるフィンシューがあり、フィンボルトに生じる力Fは、このフィンシューを介して底部フィンに伝えられる。したがって、底部フィンとフィンシューとが接する面積Aは、(□)－第A. 28 図に示すように

$$A = \square \times \square = \square \text{ mm}^2$$

である。

したがって、底部フィンに生じる圧縮応力 σ_c は

$$\begin{aligned} \sigma_c &= \frac{F}{A} = \frac{\square}{\square} \\ &= \square \text{ MPa} \end{aligned}$$

である。

ここで、底部フィンの接触面の許容

圧縮応力 σ_a は、

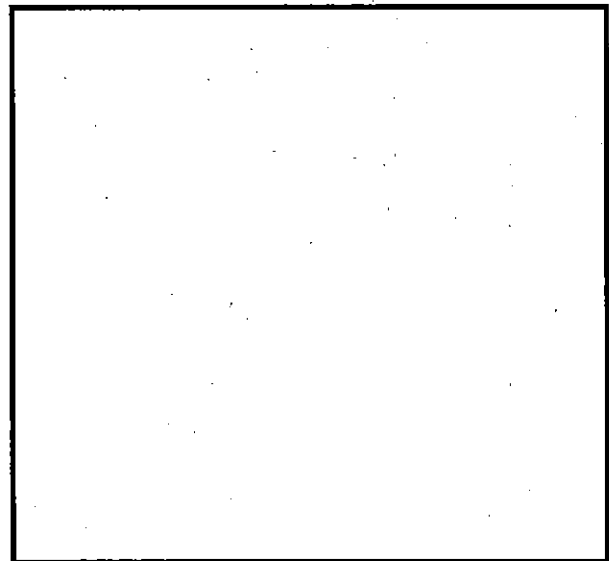
$$\sigma_a = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \square \\ = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

したがって、底部フィンのフィンボルトと接する部分は、進行方向 10 g、横方向 5 g 及び垂直方向 3 g の加速度が作用した場合でも十分耐えることができる。



(v)-第A.28図 フィンシユアの接する面積

4. 架台と接する部分の底部フィンの強度

4.1 進行方向 10 g が作用した場合に生じる圧縮応力

進行方向 10 g が作用した場合に、架台と接する部分の底部フィンに作用する力 F_{10} は、(v)-第A.7表から

$$F_{10} = \square \text{ N}$$

である。

作用する力を受ける架台と接する部分の底部フィン及び架台の緩衝台の断面積 S は、(v)-第A.29図、(v)-第A.30図及び(v)-第A.31図に示すように

$$A = S_f + S_{10} = (30 \times 130) + \{30 \times (2 \times 170 + 100)\} = 17100 \text{ mm}^2$$

ここで、 S_f : 底部フィンのモデル化した断面積

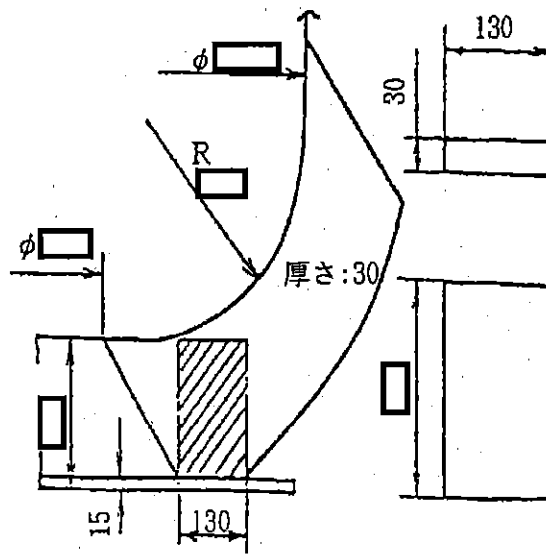
S_{10} : 緩衝台の断面積

である。

したがって、進行方向に 10 g の加速度が作用した場合に、架台と接する部分の底部フィンに生じる圧縮応力 σ_{c10} は、

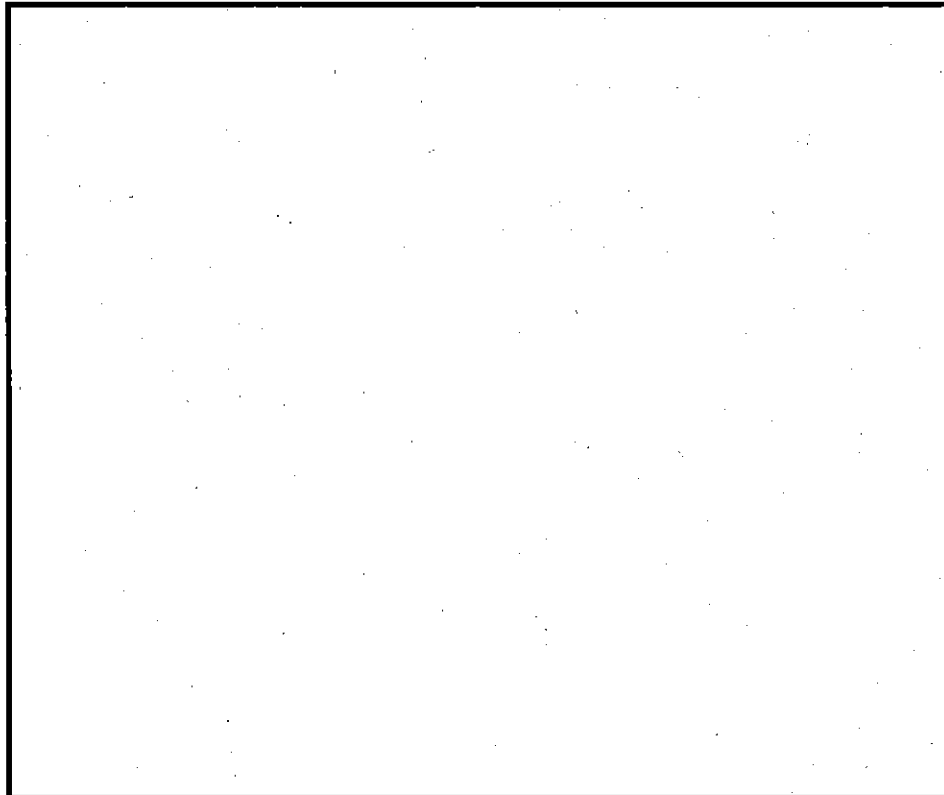
$$\sigma_{c10} = \frac{F_{10}}{A} = \frac{\square}{17100} \\ = \square \text{ MPa}$$

である。

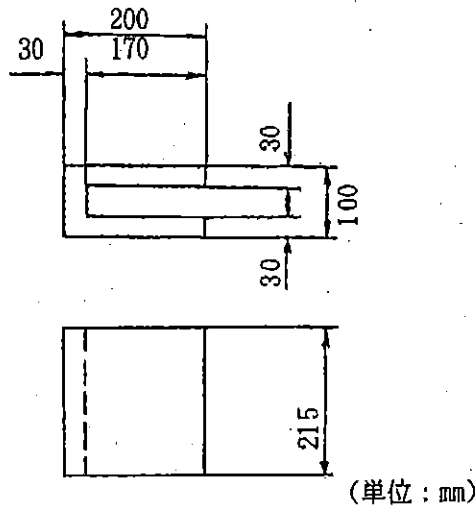


(単位 : mm)

(□)-第A. 29 図 輸送容器支持用底部フィンの形状寸法及び解析モデル



(□)-第A. 30 図 固縛装置の緩衝台取付け部



(a) 第一A. 31 図 進行方向の緩衝台の形状及び寸法

4.2 横方向 5 g が作用した場合に生じる圧縮応力

横方向 5 g が作用した場合に、架台と接する部分の底部フィンに作用する力 F_5 は、(a) 第一A. 7 表から

$$F_5 = \boxed{\quad} \text{ N}$$

である。

作用する力を受ける架台と接する部分の底部フィン及び架台の緩衝台の断面積 S は、(a) 第一A. 29 図及び (a) 第一A. 32 図に示すように

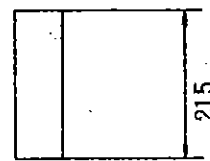
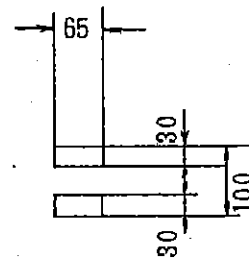
$$\begin{aligned} A = S_f + S_5 &= (30 \times 130) + (30 \times 2 \times 65) \\ &= 7800 \text{ mm}^2 \end{aligned}$$

ここで、 S_f : 底部フィンのモデル化した断面積

S_5 : 緩衝台の断面積

である。

したがって、横方向に 5 g の加速度が作用した場合に、架台と接する部分の底部フィンに生じる圧縮応力 σ_{c5} は、



(単位：mm)
(b) 第一A. 32 図 横方向の緩衝台の形状及び寸法

$$\sigma_{c5} = \frac{F_5}{A} = \frac{\boxed{}}{7800}$$

$$= \boxed{} \text{MPa}$$

である。

4.3 底部フィンの強度

架台と接する部分の底部フィンに発生する圧縮応力は、横方向に 5g の加速度が作用した場合に最大となり、その応力 σ_{c5} は、

$$\sigma_{c5} = \boxed{} \text{MPa}$$

である。

架台と接する底部フィンの形状を (p) - 第 A. 33 図のように安全側とし、境界条件を単純支持とすると、この場合の限界座屈応力 σ_{cr} は、次式によって表わされる。

$$\sigma_{cr} = K \frac{\pi^2 E}{12(1-\nu^2)} \cdot \left[\frac{t}{b} \right]^2$$

ここで、

K : $a/b = 1.65$, 単純支

持の座屈係数 = 4

b : 板幅 130 (mm)

t : 板厚 30 (mm)

E : 縦弾性係数 $\boxed{} \text{MPa}$ ($\boxed{}^\circ\text{C}$)

ν : ポアソン比 0.3

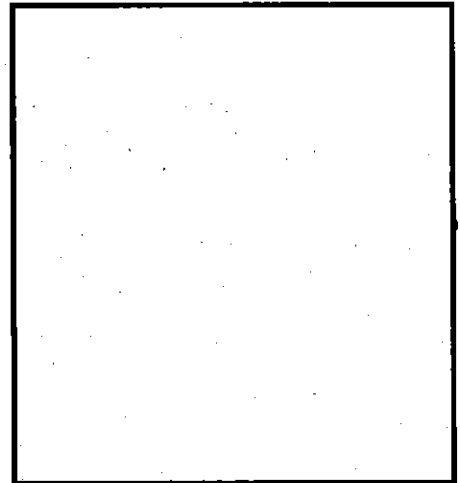
ゆえに、

$$\sigma_{cr} = 4 \times \frac{\pi^2 \times \boxed{}}{12 \times (1 - 0.3^2)} \cdot \left[\frac{30}{130} \right]^2 = \boxed{} \text{MPa}$$

したがって、座屈に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$



(p) - 第 A. 33 図 底部フィンの解析モデル

次に、圧縮応力を評価する。底部フィンの許容圧縮応力 σ_a は

$$\sigma_a = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、圧縮に対する安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

したがって、架台と接する部分の底部フィンは進行方向 10 g、横方向 5 g 及び垂直方向 3 g の加速度が作用しても圧縮によって塑性変形を生じない。

A.4.6 圧 力

本輸送容器の周囲圧力が 6.0×10^4 Pa に減少した場合の応力を A.5.1 熱的試験での応力計算結果を補正することにより評価する。一般の試験条件下の内部最大圧力は \square PaG であるが、安全側に評価し \square PaG を用いると、輸送容器内外の圧力差は、

$$\square + (\square - 6.0 \times 10^4) = \square \text{ Pa}$$

となる。これに対し、A.5.1.3 熱的試験での応力計算圧力は、一般の試験条件下の最大内圧 \square PaG を安全側に \square PaG として計算した。この時、周囲圧力は大気圧 (0 PaG) と仮定したので、輸送容器内の内外の圧力差は \square Pa である。

したがって、下式の結果から、輸送容器内外の圧力差 \square Pa による応力は圧力差 \square Pa に対して得られた応力の \square 倍となる。

$$\frac{\square}{\square} = \square$$

この内圧の上昇に相当する応力変化は、A.5.1.3 の内圧のみによる応力計算の結果から底板中央内表面の最大応力変化 (応力強さ) が \square MPa ($=0.06 \times \square - 0.06$) となり、僅かである。

したがって、周囲圧力が 6.0×10^4 Pa に減少した場合、輸送容器への影響は無視できる。

また、(a)-第 A.21 表に示す、特別の試験条件に対する蓋部密封境界の歪みレベル評価において、初期締付け応力の復元の確認及び初期締付け代 \square mm に対して、口開き量が \square mm 以下という結果であるため、密封性が維持されていることを確認している。

A.4.7 振 動

本核燃料輸送物は正立状態で輸送される。輸送における本核燃料輸送物の固有振動数 (f_1) は次式¹⁴⁾ によって求められる。

$$f_1 = \frac{K_1}{2\pi} \sqrt{\frac{EI}{Ml^4}}$$

ここで、 K_1 : 振動モードが1の時の定数 = 15.4 (一端ヒンジ、他端自由)

E : 縦弾性係数 MPa (°C)

I : 慣性モーメント

$$= \frac{\pi (d_2^4 - d_1^4)}{64} = \text{ mm}^4$$

ただし、 d_2 : 容器本体洞の外径 = mm

d_1 : 容器本体洞の内径 = mm

l : 輸送容器の長さ = mm

g : 重力加速度 = 9.8×10^3 mm/sec²

M : 単位長さ当りの質量

$$\begin{aligned} \frac{\text{核燃料輸送物重量(最大時)}}{\text{輸送容器の高さ} \times \text{重力加速度}} &= \frac{23.2 \times 10^3 \times 9.8}{2,100 \times 9.8 \times 10^3} \\ &= 1.10 \times 10^{-2} \text{ N} \cdot \text{sec}^2 / \text{mm}^2 \end{aligned}$$

したがって、

$$f_1 = \text{ Hz}$$

となり、輸送時に予想される有効な最大振動数 (約 Hz)¹⁵⁾ に対して本核燃料輸送物の固有振動数約 Hz であるから、輸送中に共振することはない。

応答倍率と振動数の比率の関係²⁴⁾ は、(p)-第A.34図に示す曲線で与えられる。ここで、輸送中に予想される振動数が Hz 程度であることから、応答倍率は以下のように求められる。

$$\begin{aligned} \text{振動数比} &= f / f_n \\ &= \text{} \end{aligned}$$

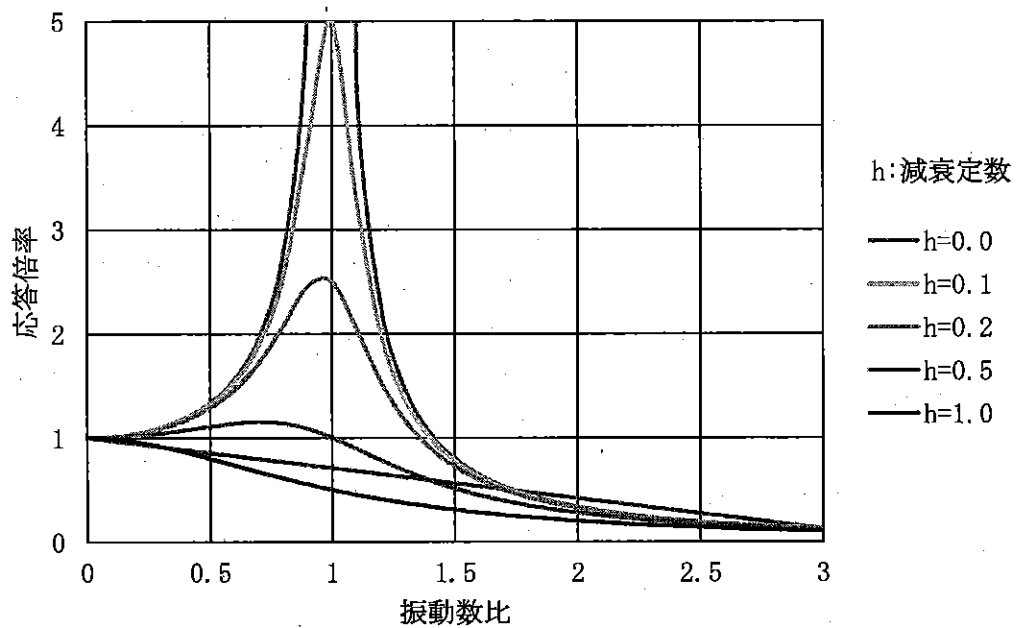
ここで、 f_n : 輸送物の固有振動数

f : 輸送中の振動数

よって、

応答倍率 ≈ 1

したがって、輸送中に振動による荷重の増幅の影響はなく、一般の試験条件における積み重ね評価((v)-A.5.4)において、自重の5倍+自重荷重がかかった評価でも、輸送容器に変形は生じないことを考慮しても、輸送中に発生する振動によって輸送容器に亀裂、破損等の生じるおそれがない。



(v)-第A.34図 応答倍率と振動比の関係

A.5 一般の試験条件

本輸送容器は、強度的要求よりむしろ遮蔽上の要求により決定された厚い壁を有しており、機械的強度は非常に高い。また、各燃料バスケットについても特別の試験条件下において耐えるように設計されている。したがって、以下の(□)－A.5.1～(□)－A.5.7に示されている如く、一般の試験条件下で遭遇する種々の応力は許容応力に比べ低い値となっている。

A.5.1 熱的試験

核燃料輸送物の一般の試験条件下における熱解析の結果は(□)－B.4に示す如く以下のように要約される。

- 1) 最高温度及び最大内圧は、保守的に考慮し、崩壊熱の最大な燃料要素Aを収納した場合の太陽輻射熱を受けた場合の環境下で発生する。
- 2) 最大熱応力は上記燃料要素を収納した場合で、輸送容器内外の両面温度差の最大となる日陰下における環境で発生する。
- 3) 最低温度は核燃料輸送物すべてが -40°C になるとしている。

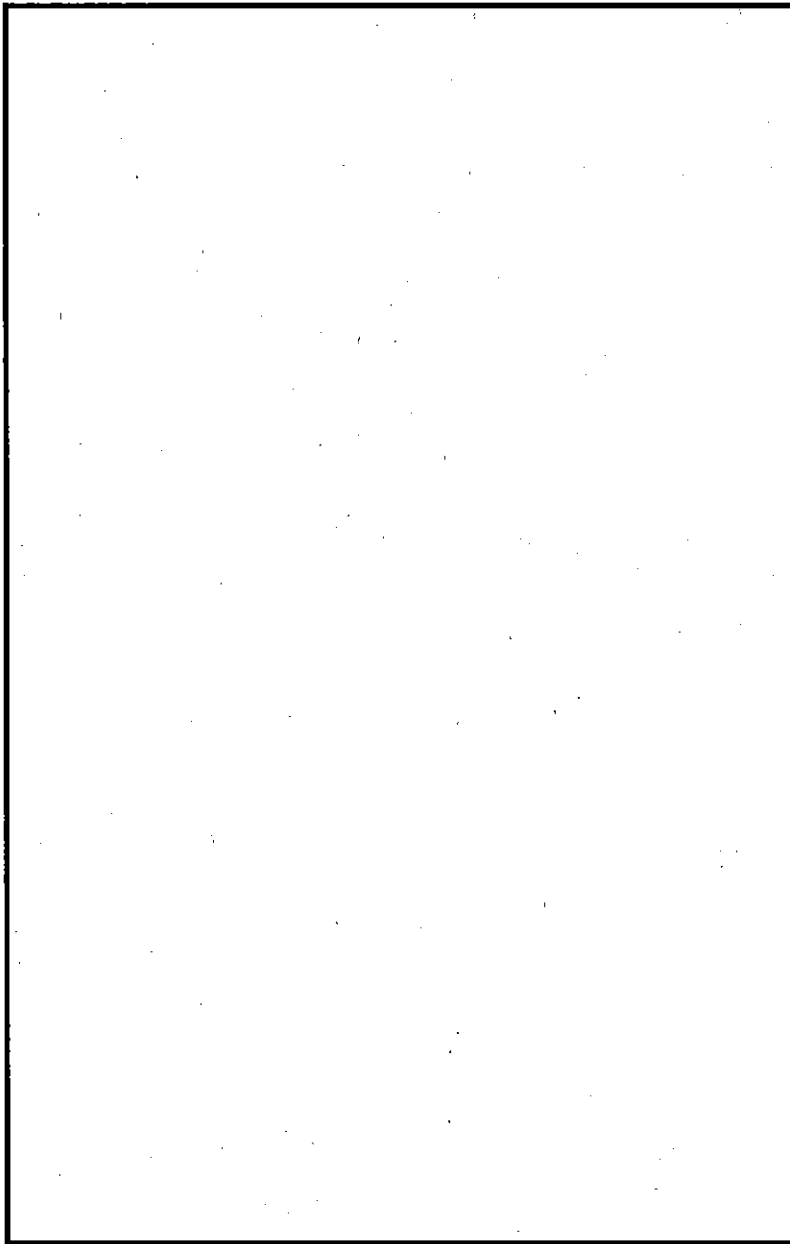
以下に詳細を記述する。

A.5.1.1 温度及び圧力の要約

一般の試験条件下における核燃料輸送物各部の圧力及び温度についての解析は(□)－B.4.2及び(□)－B.4.4に記述してあるが、その圧力と温度を要約して(□)－第A.8表に示す。

また、輸送容器及び各燃料バスケットの温度分布を(□)－第A.35図～第A.37図に示す。なお、(□)－第A.35図に示す輸送容器の各部の温度分布は、各燃料要素を収納した場合に最も大きな温度勾配を示した結果を示したものである。

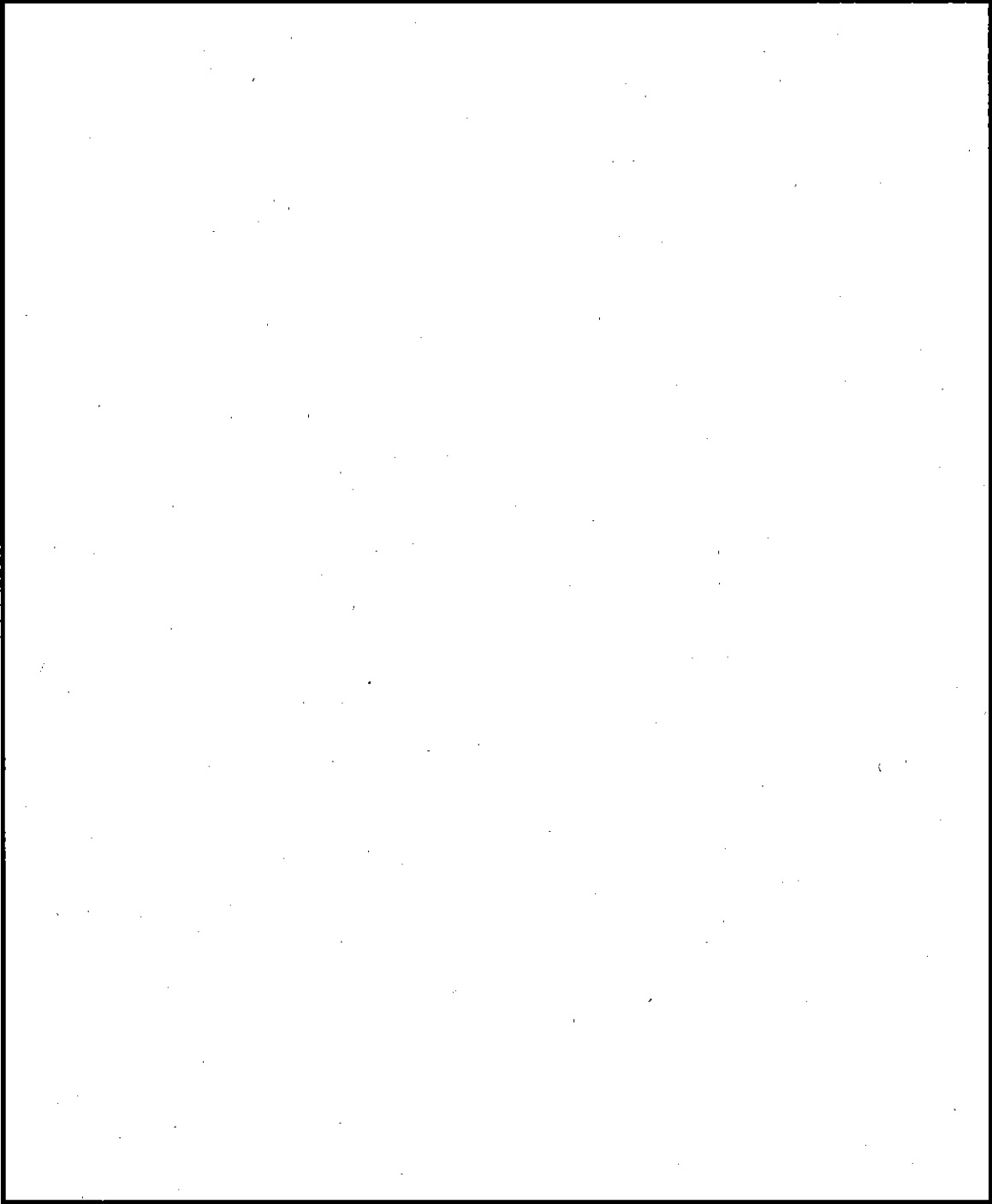
この時の収納燃料要素は燃料要素Aであり、太陽熱なしで 38°C の環境下における条件で熱解析された結果である。



レベル	温度(°C)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
9	
0	
A	
B	

(a)-第A.35図 輸送容器の温度分布

(ロ) 第A.36 図 角型用バスケット内の温度分布



(甲)一第A.37図 MNU用バスケット内の温度分布

(ロ)-第A. 8表 圧力と温度の要約 (一般の試験条件)

燃料バスケット	容器最高温度 (°C)	燃料バスケット 最高温度 (°C)	最大内圧 (×10 ⁴ PaG)
角型用バスケット			
MNU用バスケット			

*1) 燃料要素Aを収納した場合に、発熱量及び燃料バスケット内の温度勾配が最大となるため、この燃料要素を収納した場合の結果を示してある。

A. 5. 1. 2 熱膨張

本項目では、核燃料輸送物を日陰の 38°C の環境温度下におき、各燃料要素を収納した場合の輸送容器と燃料バスケットの熱膨張及び熱膨張による熱応力について検討する。

1. 輸送容器の熱応力及び変形

本輸送容器の熱応力及び変形についての解析は、「(ロ)章B. 熱解析」によって求められた温度分布及び圧力が本輸送容器に作用した場合について構造解析汎用プログラム ABAQUS[®]を用いて行う。

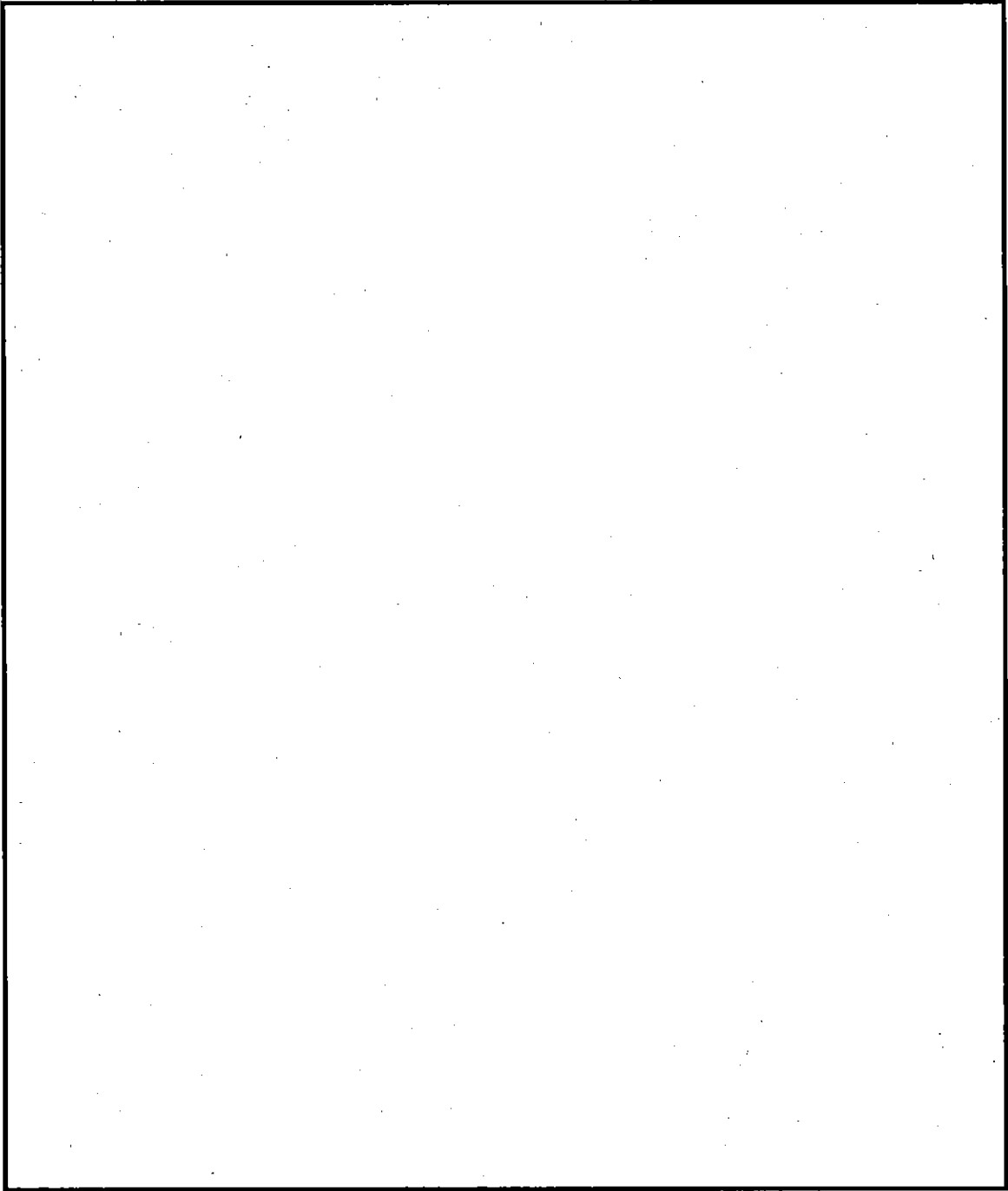
この解析に用いたモデルは(ロ)-第A. 38 図に示す。この解析モデルは、輸送容器外表面に取付けられたフィン、吊上金具及びサポート等が無いとして、容器本体(胴部、底板)及び蓋のみを軸対称8節点アイソパラメトリック要素を用いて分割し、容器本体と蓋とはその接合部(フランジ部)の接触を考慮した。

蓋ボルト穴及び蓋締付けボルトはそれぞれ断面積及びボルト径を考慮に入れて、等価な剛性をもつものである。

また、このモデルには、蓋締付けボルトを所定の荷重で締付けた後、内圧と温度分布を与えた。

なお、内圧としては最大内圧、すなわち燃料要素Aを収納した場合の値 PaG((ロ)-第A. 8表角型用バスケット値)を安全側にした PaGを用い、また、温度分布は最も大きな熱応力の発生することが予想される、すなわち、最も温度勾配の大きいもの(周囲温度 38°C、太陽輻射熱なし、燃料要素Aを収納した場合)を用いた。

本解析モデルによる熱応力及び変形の解析結果を(ロ)-第A. 39 図～(ロ)-第A. 41 図に示す。また、解析手法については(ロ)-A. 5. 1. 3 に記述する。



(v)-第A.38図 輸送容器本体の要素分割図及び境界条件

2. 燃料バスケットの熱応力と熱膨張

熱解析による各燃料要素を収納した時の各燃料バスケットの温度分布を示した (a) 第 A. 36 図及び (a) 第 A. 37 図より明らかなように、燃料バスケット中央部と周辺部では温度差があるとともに、燃料バスケットと容器本体間にも温度差があるため、燃料バスケットに熱応力が発生することが予想される。

以下に、燃料バスケットの熱膨張及び熱応力について計算する。

a) 軸方向の熱膨張及び熱応力

各燃料バスケットの熱膨張による軸方向の伸び ($\Delta \ell_b$) は、各燃料バスケットの全長を ℓ_0 とすると、力の釣合いにより次式であらわされる。

$$\Delta \ell_b = \frac{\sum_{i=1} A_i E_i (T_i - 20) \alpha_i}{\sum_{i=1} \frac{A_i E_i}{\ell_0}}$$

ここで、 T_i : 要素 i 番目の平均温度

A_i : 要素 i 番目の断面積

E_i : 要素 i 番目の縦弾性係数

α_i : 要素 i 番目の線膨張係数

上式による計算の結果、燃料バスケットの軸方向の伸び $\Delta \ell_b$ は (a) 第 A. 9 表に示すように求められた。なお同表には安全率及び余裕率もあわせて示した。

一方、室温 (20°C) における輸送容器内面と燃料バスケット間のギャップ量 g_0 は、安全側に

$$g_0 = \square \text{ mm}$$

と考える。

また、前項で求めた容器内全長の伸び $\Delta \ell_{\text{body}}$ は、(a) 第 A. 40 図より、

$$\Delta \ell_{\text{body}} = \ell' - \ell \text{ となる。}$$

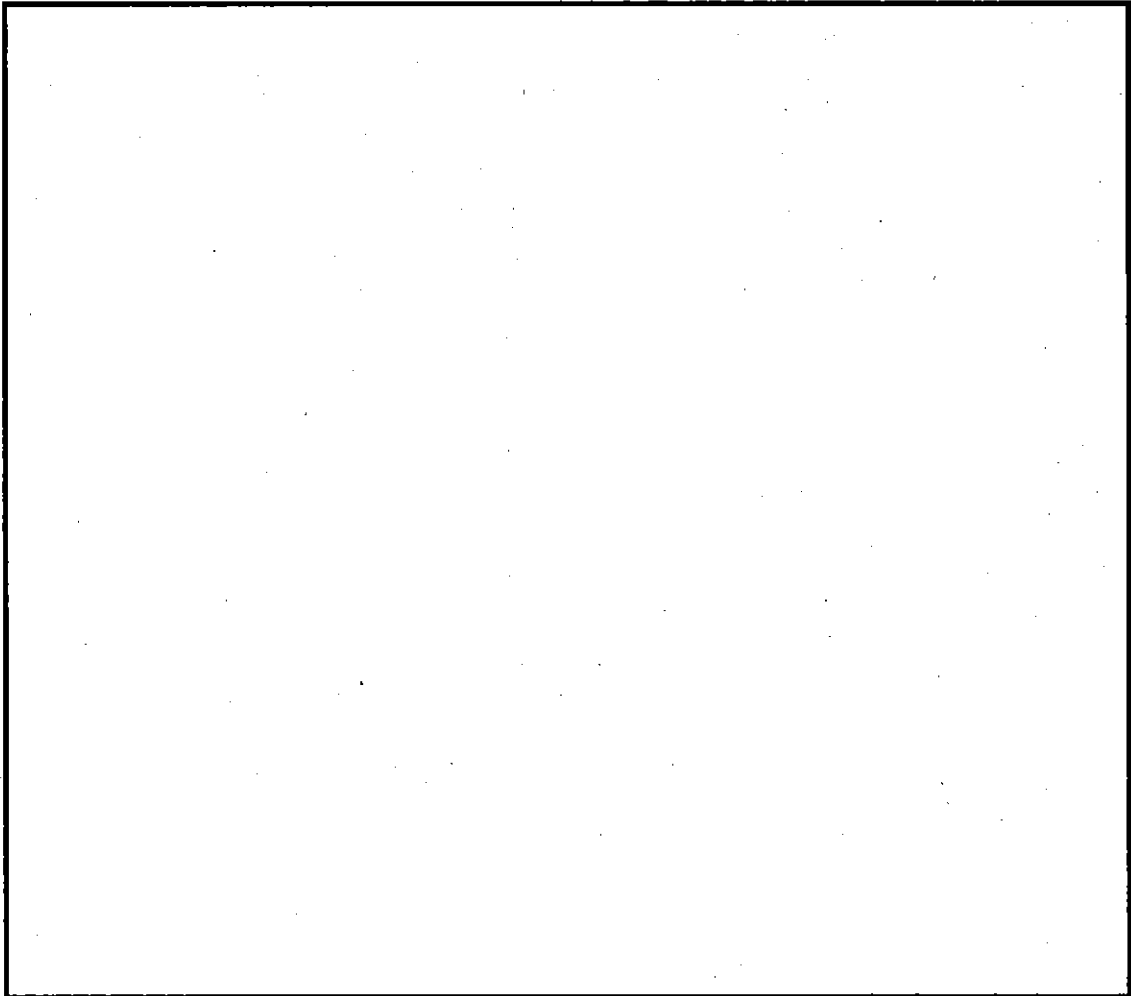
ここで、 ℓ : 変形前の容器内全長 = \square mm

ℓ' : 変形後の容器内全長 = \square mm

したがって、

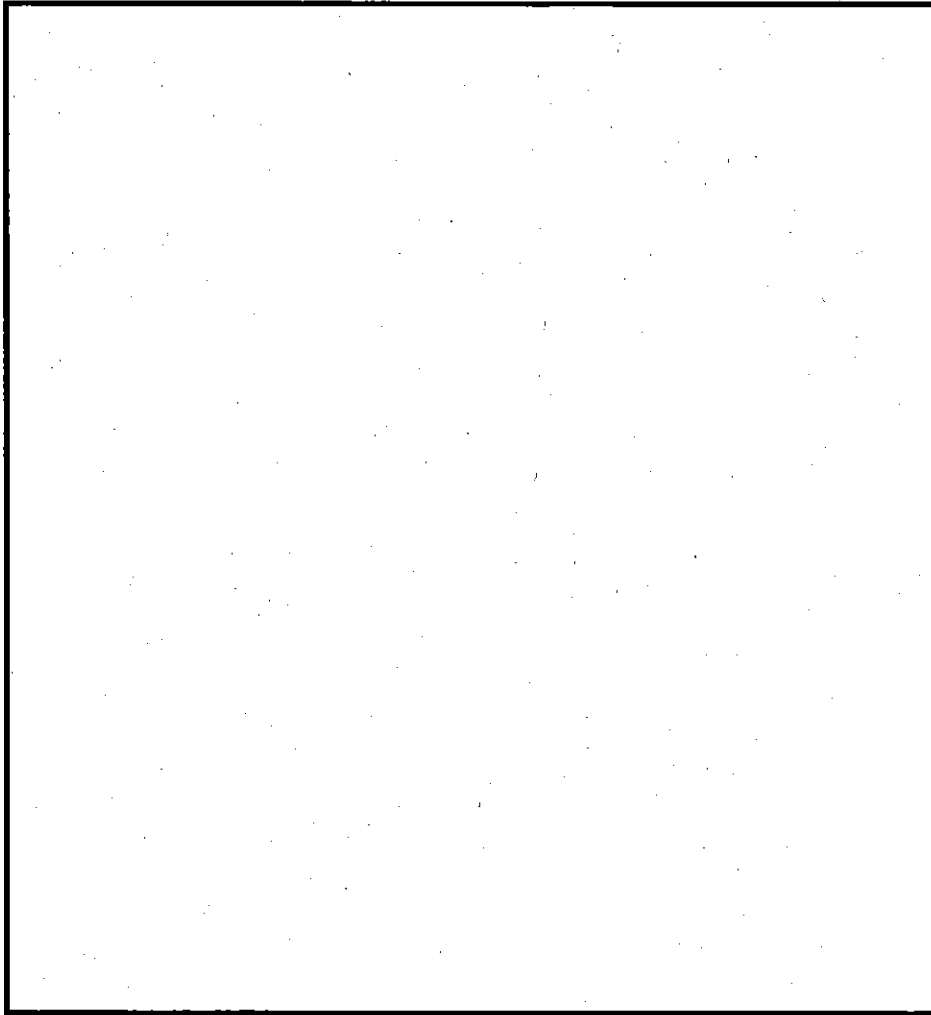
$$\Delta \ell_{\text{body}} = \square - \square = \square \text{ mm}$$

であり、燃料バスケットの軸方向への熱膨張量の最大となるのは、(a) 第 A. 9 表に示すように角型用バスケットの 1.44 mm である。

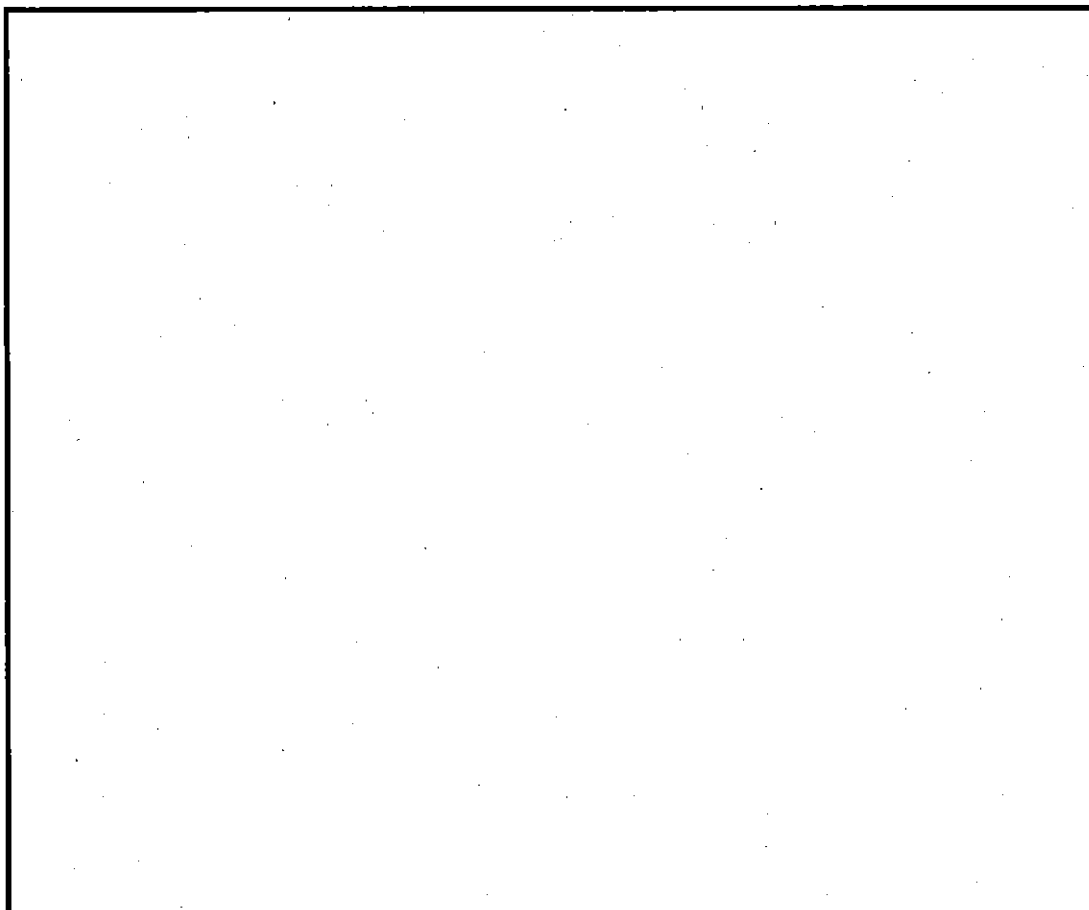


(a) - 第A.39 図 ミーゼスの相当応力分布図

(拡大率：100倍)



(㊦) - 第A.40 図 変形図



(a) - 第A.41 図 蓋締付けボルトの軸方向応力

(ロ) 第A.9表 燃料バスケット及び輸送容器本体の軸方向膨張量、安全率と余裕率

	室温における 初期ギャップ量 (g_0)*	輸送容器本体の 膨張 ($\Delta\theta_{body}$)*	$g_0 + \Delta\theta_{body}$ *	燃料バスケット 膨張 ($\Delta\theta_b$)*	安全率 (R.F)	余裕率 (M.S)
角型用バスケット	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	1.44	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
MNU用バスケット	<input type="checkbox"/>	—	—	0.66	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(*単位: mm)

注) MNU用のバスケットの安全率、余裕率は、室温における初期ギャップ量を基に算出した値である。

解析の結果

$$\Delta \ell_b < g_0 + \Delta \ell_{\text{body}} \quad (1.44 \text{ mm} < \boxed{} \text{ mm}) \quad \text{となる。}$$

故に、いずれの燃料バスケットにおいても

$$\Delta \ell_b < g_0 + \Delta \ell_{\text{body}}$$

となる。また、運搬中に予想される周囲の温度変化（-40℃から 38℃）を考慮した場合であっても、同一部材の温度幅に変化はないので、輸送容器本体の膨張量及び燃料バスケットの膨張量にも差異はなく、間隙量にも変化はない。したがって燃料バスケットは容器本体底板と蓋内面間で拘束されることはなく、燃料バスケットに発生する応力は、燃料バスケット自身の温度勾配による熱応力のみとなる。

この応力 σ_i は次式であらわされる。

$$\sigma_i = \frac{E_i}{\ell_i} \{ \Delta \ell_b - (T_i - 20) \alpha_i \ell_i \}$$

ここで、 T_i : 要素 i 番目の平均温度

E_i : 要素 i 番目の縦弾性係数

α_i : 要素 i 番目の線膨張係数

ℓ_i : 要素 i 番目の長さ

$\Delta \ell_b$: 軸方向の伸び量

上式による計算の結果求められた、各燃料バスケット内に生ずる応力を (p) - 第 A. 10 表に示す (同表の要素番号は (p) - 第 A. 36 図及び (p) - 第 A. 37 図に基づく)。

したがって、各燃料バスケット内に生ずる最大応力は (p) - 第 A. 10 表から次に示すと、

角型用バスケットの最大応力 : $\boxed{}$ MPa (圧縮応力)

MNU 用バスケットの最大応力 : $\boxed{}$ MPa (引張応力)

となる。

このときの許容応力をそれぞれの最高温度における $3 S_m$ とすると、各燃料バスケットの安全率 RF 及び余裕率 MS は (p) - 第 A. 11 表に示すとおりである。

(ア) 第A.10表 燃料バスケット内の応力

要素	角型用バスケット	MNU用バスケット

単位：MPa

(ロ) 第一A.11表 燃料バスケットに生ずる最大熱応力

	最大熱応力 [MPa]	最高温度*1 (°C)	許容応力*2 [MPa]	安全率 (R.F.)	余裕率 (M.S.)
角型バスケット	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
MNU用バスケット	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

*1; 解析結果の温度よりも安全側に設定 *2 最高温度における $S_m^{1/3} \times 3$

(ロ) 第一A.12表 燃料バスケット及び輸送容器本体の径方向膨張量、安全率と余裕率

	室温における 初期ギャップ量 (g_o)*	輸送容器本体の 膨張量 (Δr_{body})*	$g_o + \Delta r_{body}$ *	燃料バスケット 膨張量 (Δr_b)*	安全率 (R.F.)	余裕率 (M.S.)
角型バスケット	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	0.981	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
MNU用バスケット	<input type="checkbox"/>	-	-	0.338	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

(*単位: mm)

注) MNU用バスケットの安全率、余裕率は、室温における初期ギャップ量を基に算出した値である。

したがって、一般の試験条件下における各燃料バスケットに発生する軸方向の熱応力は許容応力以下であり、健全性は保たれる。

b) 径方向の熱膨張

各燃料バスケットの熱膨張による径方向の膨張量 (Δr_b) は、(p) ー第 A. 36 図及び (p) ー第 A. 37 図において、中心軸を通る線上に位置する要素個々の径方向の膨張量を加算して求める。計算は次式によった。

$$\Delta r_b = \sum_{i=1} \alpha_i (T_i - 20) \ell_i$$

ここで、 T_i : 要素 i 番目の平均温度

α_i : 要素 i 番目の線膨張係数

ℓ_i : 要素 i 番目の径方向の長さ

上記の計算式による計算の結果、燃料バスケットの径方向の伸び Δr_b は (p) ー第 A. 12 表に示す。同表には、室温における初期ギャップ量 g 、安全率及び余裕率をあわせて示す。

したがって、表より明らかなように、各燃料バスケットは、膨張後においても容器内面との間にギャップが存在する。よって、各燃料バスケットは拘束による応力が生じない。

また、運搬中に予想される周囲の温度変化 (-40°C から 38°C) を考慮した場合であっても、同一部材の温度幅に変化はないので、輸送容器本体の膨張量及び燃料バスケットの膨張量にも差異はなく、間隙量にも変化はない。

A. 5. 1. 3 応力計算

本項では、一般の試験条件下において輸送容器の温度勾配、圧力及び荷重によって生ずる応力を計算によって求める。解析は、(p) ー第 A. 38 図に示す解析モデルを用いて以下に示す順序で行った。

なお、燃料バスケットに生ずる熱応力については、前項「A. 5. 1. 2 (熱膨張)」に記述したとおりである。

計算順序

第 1 …… 蓋締付けボルトの初期締付け荷重に等しい引張荷重をボルト要素に与え、蓋と容器本体の接合面を圧着状態にする。ボルト要素に与える引張荷重 F_b はボルト 1 本当たり、

$$F_b = \boxed{} \text{ N}$$

である。なお、この締付け力は \square MPa の内圧に釣合う力である。

第2……一般の試験条件下において生ずる最大内圧を輸送容器内壁に負荷する。

第3……最大の熱応力を発生させる温度分布、すなわち最大の温度勾配を有する温度分布を各要素に与える。

以上の段階を経て得られた応力 ((p)-第A.39 図～(p)-第A.41 図参照) に基づいて、輸送容器各部の応力を評価する。

A.5.1.4 許容応力との比較

応力の種類により、材料破損への影響の違いを考えて、それぞれの応力に対して、異なる合理的な許容応力限界を設けている。文献1)-V-3220 にしたがって、(p)-A.5.1.2 及び (p)-A.5.1.3 で得られた応力を評価する。

1. 容器本体及び蓋の強度

1.1 許容応力

熱解析の結果、輸送容器の最高温度は一般の試験条件下において、容器底部中央で \square °C であるが、安全側に \square °C とする。容器本体及び蓋に用いられている SA-182 \square 鍛造材 (SUS \square 相当) の許容応力 (σ_a) は、熱応力を含むため次のとおりとなる。

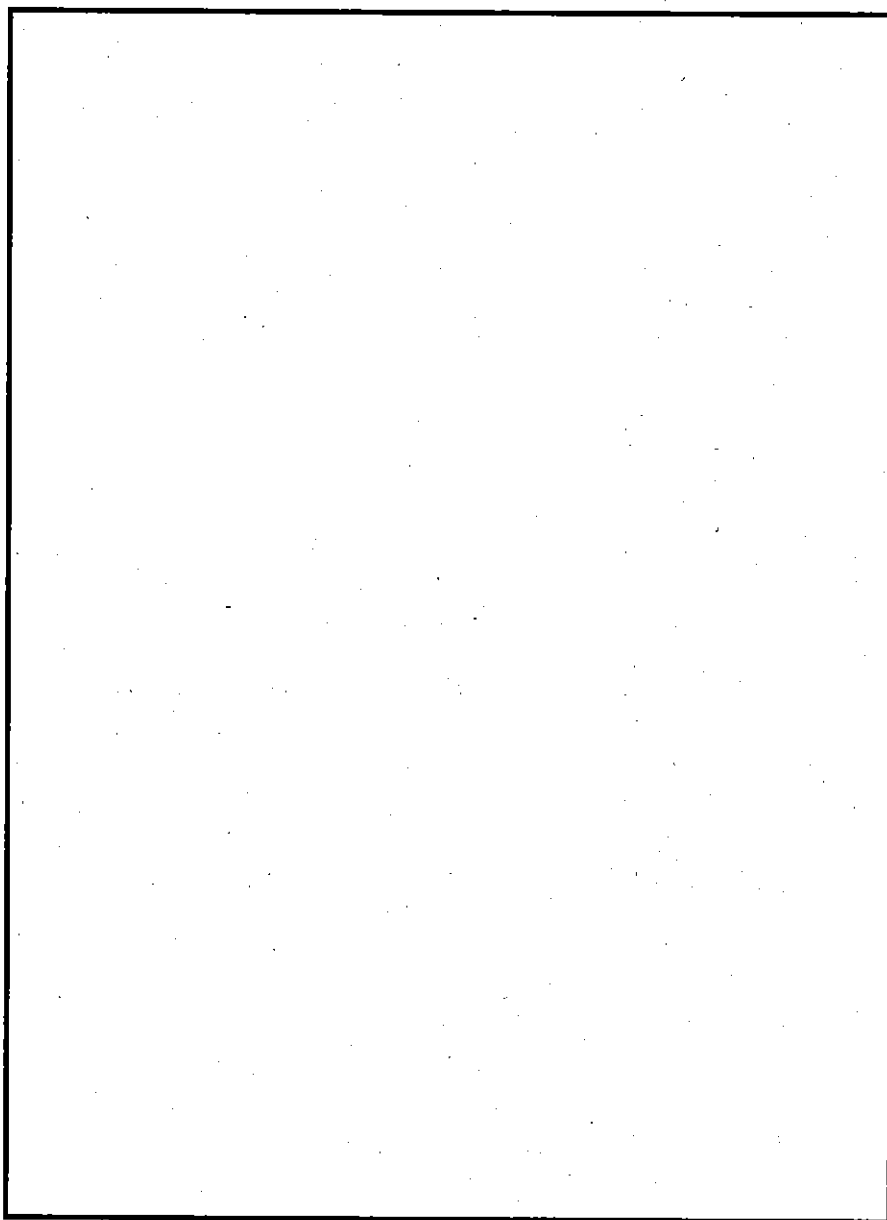
$$\sigma_a = 3 S_m^{1)} = 3 \times \square = \square \text{ MPa}$$

1.2 評価断面における応力強さの計算

容器本体及び蓋の形状及び荷重状態から (p)-第A.42 図に示す A～D 断面に大きな応力の発生することが予想される。このように応力を評価する断面を、以後評価断面と呼ぶ。

しかしながら、ミーゼスの相当応力を示した (p)-第A.39 図より明らかごとく、底板中央の評価断面に最大応力が認められる。

したがって、ここでは評価断面“A”のみについて発生する応力と許容応力を比較する。



(Ⅱ)-第A.42 図 評価断面の位置

評価断面“A”：径方向応力（ σ_{θ} ）及び板厚方向（ σ_r ）とすると最も大きい応力は内表面で、

$$\sigma_{\theta} = \boxed{} \text{ MPa} \qquad \sigma_r = \boxed{} \text{ MPa}$$

となる。

これらの応力は主応力であるから評価断面“A”の位置での応力強さSは、

$$S = |\sigma_{\theta} - \sigma_r| = \boxed{} \text{ MPa}$$

と求められる。なお、内圧のみによる評価断面“A”部の応力は

$$\sigma_{\theta} = \boxed{} \text{ MPa}、\sigma_r = \boxed{} \text{ MPa} \text{ で、応力強さは}$$

$$S = |\sigma_{\theta} - \sigma_r| = \boxed{} \text{ MPa} \quad \text{となり僅かである。}$$

ここで、輸送容器の許容応力 σ_a は、

$$\sigma_a = 3S_m = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、容器本体及び蓋の評価断面“A”における安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、一般の試験条件下での輸送容器各部に発生する応力は許容値内であるので、輸送容器の健全性は保たれる。

また、室温（20℃）から $\boxed{}$ ℃の温度変化による検討を行ったが、運搬中に予想される周囲の温度変化の最低温度である-40℃を考慮した場合、-40℃から $\boxed{}$ ℃で温度差は $\boxed{}$ ℃となる。このときの応力は、

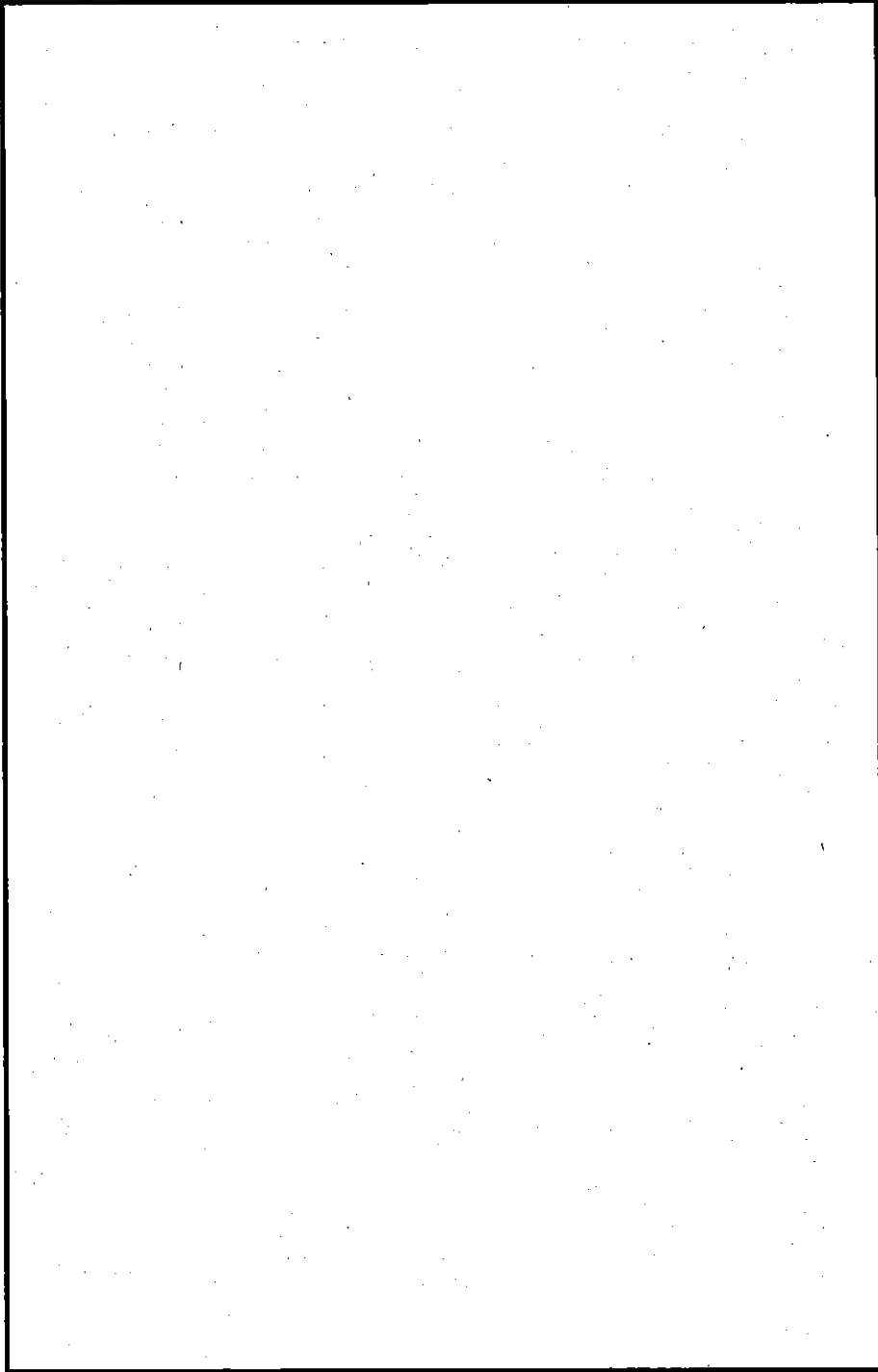
$$\boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \div \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

である。よって、運搬中に予想される周囲の温度変化を考慮した場合であっても、亀裂、破損等の生じるおそれがない。



(ロ) 第一A.43図 蓋と容器本体接合面の変形

2. 蓋と容器本体接合面の密封性

本解析では蓋と容器本体とがフランジ部で接触されているものとしてモデル化した。

ここでは、一般の試験条件下での蓋と容器本体接合面間の密封性を、 Oリングが位置するフランジ部の変形状態から評価する。

フランジ部の変形状態を(図)－第A. 43 図に示す。この結果、このフランジ部は接触状態にあり、接合面の密封性は保たれる。

3. 蓋締付けボルトの強度

3.1 許容応力

熱解析の結果、蓋締付けボルトの最高温度は一般の試験条件下において°Cであるが、安全側に°Cとする。本蓋締付けボルトに用いられている SA-564 (SUS 相当)の許容応力 (σ) ⁷⁾ は熱応力下で使用されるため次のようになる。

$$\sigma = 2S_m = 2 \times \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

3.2 蓋締付けボルトの応力

本蓋締付けボルト中央部の軸方向応力は、(図)－A. 5. 1. 3 に示す各計算段階において求められた。その結果を(図)－第A. 13 表に示す。((図)－第A. 41 図参照)

(図)－第A. 13 表 蓋締付けボルトの応力

	応力 [MPa]
初期締付け後	<input type="text"/>
内圧 6.0×10^4 PaG*1 作用時	<input type="text"/>
内圧及び温度作用時	<input type="text"/>

* 1 ; 最大内圧は(図)－第A. 8 表に示すように、 PaGであるが、ここでは安全側に PaGを与える。

同表から、最も蓋締付けボルトの応力が高くなるのは、荷重条件として内圧及び温度分布が与えられた場合であることがわかる。

この場合の応力(引張応力) Sは、

$$S = \square \text{ MPa}$$

となる。

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、一般の試験条件下における蓋締付けボルトに発生する応力は許容応力以下であり、蓋締付けボルトの健全性は保たれる。

3.3 蓋締付けボルトの疲労強度

蓋締付けボルトは、内圧及び温度分布を与えた場合、最も大きな応力を生じる。したがって、この場合の蓋締付けボルトの疲労強度について検討する。

(□) - 第A.13表に示されるように、蓋締付けボルトに生じる応力 σ は、

$$\sigma = \square \text{ MPa}$$

である。

ねじ部の応力はねじの谷で最も大きく、谷の曲率半径 $\square \text{ mm}$ (M \square メートル細目) に対応する応力集中係数 $K^{18)}$ は、

$$K = 6$$

である。

したがって、疲労評価に用いる応力集中を含む繰返し応力強さの振幅 S_{alt} は、

$$S_{alt} = \frac{1}{2} K \sigma = \frac{1}{2} \times 6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

である。

設計疲労曲線 (ASME Code Sec. III Div. 1-Appendices の Fig. I-9.4) から許容繰返し回数を算出するのに用いる値 S'_{alt} は次式より求まる。

$$S'_{alt} = S_{alt} \frac{E'}{E}$$

ここで、 E' : 設計疲労曲線での縦弾性係数

$$\square \text{ MPa}$$

E : 蓋締付けボルトの縦弾性係数

$$\boxed{} \text{ MPa } (\boxed{}^\circ\text{C})$$

よって、

$$S'_{\text{alt}} = \boxed{} \times \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

設計疲労曲線において S'_{alt} に対応する許容繰返し回数 N は

$$N = 3.4 \times 10^3 \text{ 回}$$

である。

一方、本輸送容器の使用期間中における使用回数 n は

$$n = 300 \text{ 回}^*$$

である。

蓋締付けボルトの疲労強度に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は、次のとおりである。

$$RF = \frac{3400}{300} = 11.3$$

$$MS = 11.3 - 1 = 10.3$$

以上より、繰返し回数を保守的に設定し、疲労を評価した結果、疲労破壊が生じないことを確認した。

* 使用回数 $n = 4 \text{ 回/年} \times 70 \text{ 年} \times \text{余裕度} = 300 \text{ 回}$

A.5.2 水 噴 霧

本輸送容器はステンレス鋼で製造されているために、耐食性は十分である。また、特別の試験条件である浸漬試験においても密封性が維持されるので、水噴霧によって密封性が損なわれることはない。

また、輸送容器の外表面は滑らかに仕上げられており、かつ、水の溜まらない構造となっているため、水切りは極めてよい。

A.5.3 自由落下

本核燃料輸送物の重量は(ρ) - 第A. 2に示すように、 23.2×10^3 kgである。技術基準に定める自由落下の高さは、重量が 15×10^3 kg を超えるものについては0.3mとなっている。したがって、本核燃料輸送物の自由落下高さは0.3mである。

一方、本核燃料輸送物は特別の試験の1つである9m落下試験において、落下によるエネルギーを容器本体及び蓋に取付けられているフィンの変形によって吸収される構造となっており、その変形による落下衝撃値に対して容器本体、蓋及び収納物等の健全性が確保されている。したがって、落下高さ0.3mの本試験においても核燃料輸送物は十分健全性が保証される。

A.5.4 積み重ね試験

本核燃料輸送物は正立状態で輸送される。したがって本項では核燃料輸送物が正立状態で圧縮される場合の影響を説明する。

本核燃料輸送物の重量は 2.28×10^5 N (23.2×10^3 kgf) であるので (自重の5倍) + 自重 = (自重の6倍) に相当する荷重 W_1 は

$$W_1 = 6 \times 2.28 \times 10^5 = 1.37 \times 10^6 \text{ N}$$

である。

一方、鉛直投影面積に 13kPa を乗じたときの荷重 W_2 は、輸送容器本体の外径が

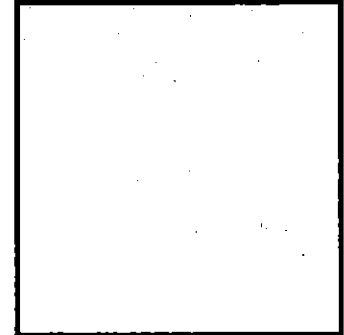
□m であるので、

$$W_2 = 13 \times 10^3 \times \frac{\pi}{4} \times \square^2 = \square \text{ N}$$

となる。

したがって、ここでは上記荷重の大きい方、すなわち W_1 を輸送容器に24時間かけた場合について、以下に示す各部の強度を評価する。

- ① 圧縮による容器本体胴部の強度
- ② 圧縮による容器本体底部フィンの強度
- ③ 圧縮による容器本体底板及び蓋の強度
 - 1) 底板及び蓋の曲げ応力に対する強度
 - 2) 底板及び蓋のせん断応力に対する強度
- ④ 容器本体と蓋の接合面の圧縮強度



(ロ) - 第A.44図 容器本体胴部の解析モデル

1. 圧縮による容器本体胴部の強度

(ロ) - 第A.44図に容器本体胴部の解析モデルを示す。容器本体胴部の圧縮応力 σ は

$$\sigma = \frac{W_1}{A}$$

ここで、 $W_1 = 1.37 \times 10^6$ N

$$A = \frac{\pi}{4} (\text{□}^2 - \text{□}^2) = \text{□} \text{ mm}^2$$

である。

したがって、

$$\sigma = \frac{1.37 \times 10^6}{\text{□}} = \text{□} \text{ MPa}$$

ここで、容器本体胴部の温度 $\text{□}^\circ\text{C}$ における許容圧縮応力 σ_a は

$$\sigma_a = \sigma_y = \text{□} \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\text{□}}{\text{□}} = \text{□}$$

$$MS = \text{□} - 1 = \text{□}$$

したがって、容器本体胴部は核燃料輸送物の6倍の圧縮荷重を受けても十分耐えることができる。

2. 圧縮による底部フィンの強度

輸送容器は4枚の容器本体底部フィン（板厚 30mm）によって支えられている。
ここでは、底部フィンの圧縮強度を評価する。

(□)－第A.45図に底部フィンの形状及び寸法を示す。最大圧縮応力 σ は

$$\sigma = \frac{W_1}{A_{\min}}$$

ここで、

$$W_1 = 1.37 \times 10^6 \text{ N}$$

$$A_{\min} : \text{最小断面積} = 130 \times 30 \times 4 = 1.56 \times 10^4 \text{ mm}^2$$

である。

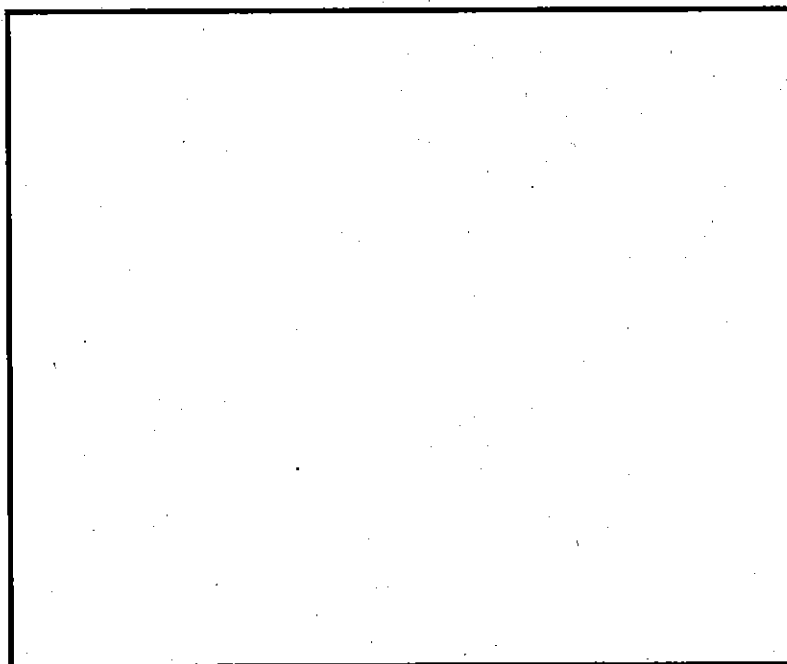
したがって、

$$\sigma = \frac{1.37 \times 10^6}{1.56 \times 10^4} = 87.9 \text{ MPa}$$

となる。

ここで、底部フィンの温度□°Cにおける許容圧縮応力 σ_a は、

$$\sigma_a = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$



(□)－第A.45図 輸送容器支持用底部フィンの形状及び寸法

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{87.9} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、輸送容器支持用底部フィンに核燃料輸送物の6倍の圧縮荷重を受けても十分耐えることができる。

3. 圧縮による容器本体底板及び蓋の強度

容器本体底板及び蓋の板厚はそれぞれ \square mm 及び \square mm であるので、ここでは板厚の小さい方の容器本体底板が核燃料輸送物重量の6倍の荷重を受ける場合の強度を評価する。

(p) 第A.46図に示すように、周辺固定の円盤が一様分布荷重を受ける解析モデルとなる。

一様分布荷重 q は

$$q = \frac{W_1}{A_1}$$

ここで、

$$W_1 = 1.37 \times 10^6 \text{ N}$$

$$D = \square \text{ mm}$$

$$A_1 = \frac{\pi}{4} \times D^2 = \frac{\pi}{4} \times \square^2 = \square \text{ mm}^2$$

である。

したがって、

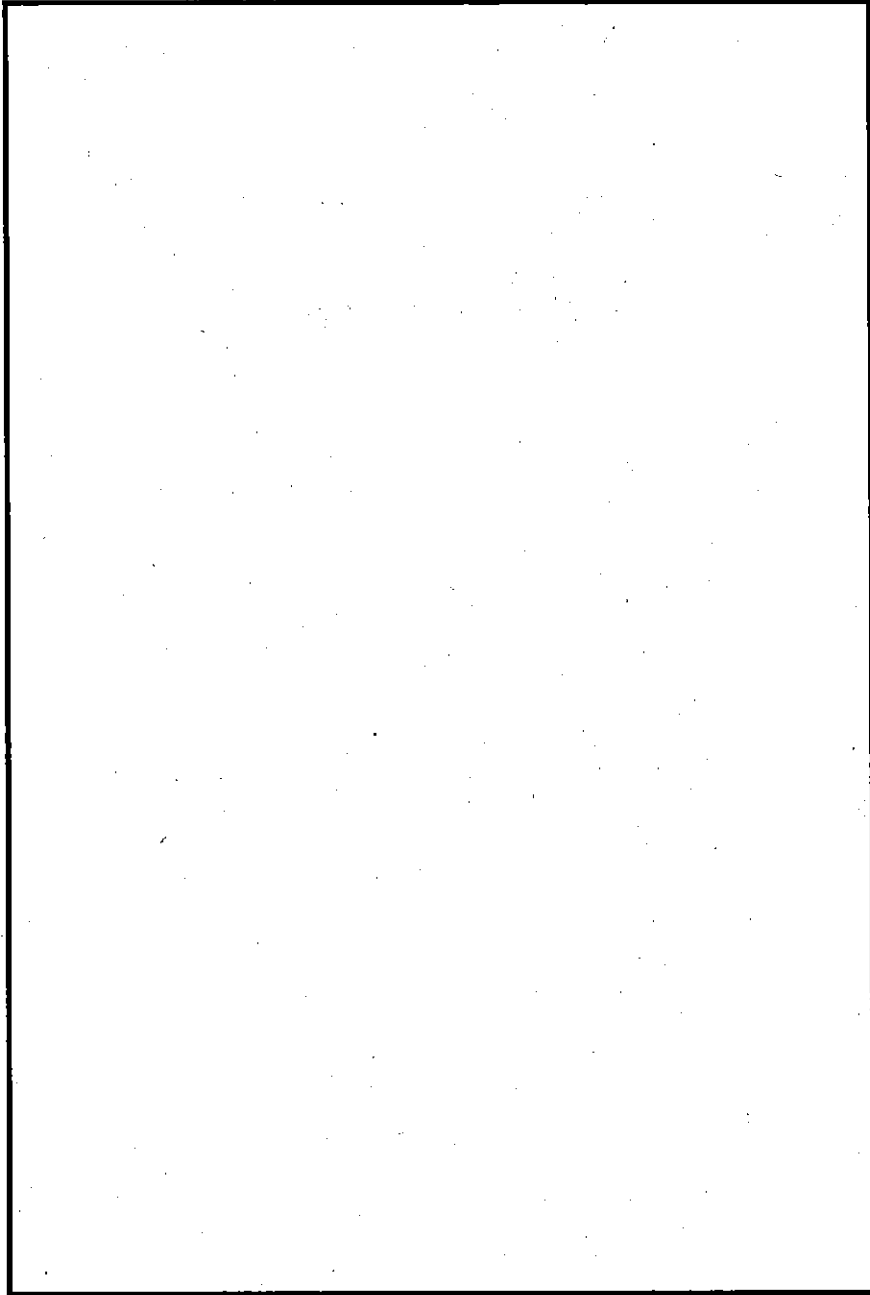
$$q = \frac{1.37 \times 10^6}{\square} = \square \text{ MPa}$$

となる。

周辺固定端に発生する単位長さ当りの半径方向及び周方向曲げモーメント¹⁴⁾ は、次のようになる。

半径方向の曲げモーメント M_r は

$$M_r = \frac{qb^2}{8} = \frac{\square \times \square^2}{8} = \square \text{ N} \cdot \text{mm/mm}$$



(ア) - 第A.46図 圧縮による容器本体底板の解析モデル

周方向曲げモーメント M_t は

$$M_t = \nu M_r$$

ここで、 ν : ポアソン比 = 0.3 とすると、

$$M_t = \square \times \square = \square \text{ N}\cdot\text{mm /mm}$$

また、単位長さ当りのせん断力 Q は

$$Q = \frac{qb}{2} = \frac{\square \times \square}{2} = \square \text{ N/mm}$$

となる。

底板の板厚を t とすると、最大応力は次のように求められる。底板外表面で、半径方向応力 σ_r は、

$$\sigma_r = \frac{6 \times M_r}{t^2} = \frac{6 \times \square}{\square^2} = \square \text{ MPa}$$

ここで、 t : 板厚 = \square mm

$$M_r : \square \text{ N}\cdot\text{mm/mm}$$

周方向応力 σ_t は、

$$\sigma_t = \frac{6 \times M_t}{t^2}$$

ここで、 M_t : 周方向曲げモーメント

$$= \square \text{ N}\cdot\text{mm/mm}$$

$$t : \text{板厚} = \square \text{ mm}$$

したがって、

$$\sigma_t = \frac{6 \times \square}{\square^2} = \square \text{ MPa}$$

軸方向応力 σ_o は、

$$\sigma_o = -q = -\square \text{ MPa}$$

板厚中心部でのせん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{3}{2} \times \frac{Q}{t}$$

ここで、 Q : 単位長さ当りのせん断力 = \square N/mm

$$t : \text{板厚} = \square \text{ mm}$$

したがって、

$$\tau = \frac{3}{2} \times \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

したがって、最大応力 σ_{\max} 及びせん断応力 τ_{\max} は次のように示される。

$$\sigma_{\max} = \sigma_r = \square \text{ MPa}$$

$$\tau_{\max} = \tau = \square \text{ MPa}$$

ここで、使用温度 $\square^\circ\text{C}$ における許容曲げ応力 σ_{ab} 及び許容せん断応力 τ_a は、

$$\sigma_{ab} = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、使用温度 $\square^\circ\text{C}$ における最大応力下における安全率 R F 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

また、使用温度 $\square^\circ\text{C}$ におけるせん断応力に対する安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋及び底板は核燃料輸送物の 6 倍の圧縮荷重を受けても十分耐えることができる。

4. 容器本体と蓋の接合面の圧縮強度 ((\square)-第 A. 47 図参照)

接合面に生じる圧縮応力 σ は、

$$\sigma = \frac{W_1}{A}$$

ここで、

$$W_1 = 1.37 \times 10^6 \text{ N}$$

A : O-リング部及び気密漏えい試験用溝の面積を減じた受圧面積 (mm^2)

$$= \frac{\pi}{4} \{ (\square^2 - \square^2) - (\square^2 - \square^2) - (\square^2 - \square^2) - (\square^2 - \square^2) \}$$

$$= \square \text{ (mm}^2\text{)}$$

よって、

$$\sigma = \frac{1.37 \times 10^6}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、使用温度として蓋部より高い容器本体の $\square^\circ\text{C}$ を用いる。 $\square^\circ\text{C}$ における接合面の許容圧縮応力 σ_a は

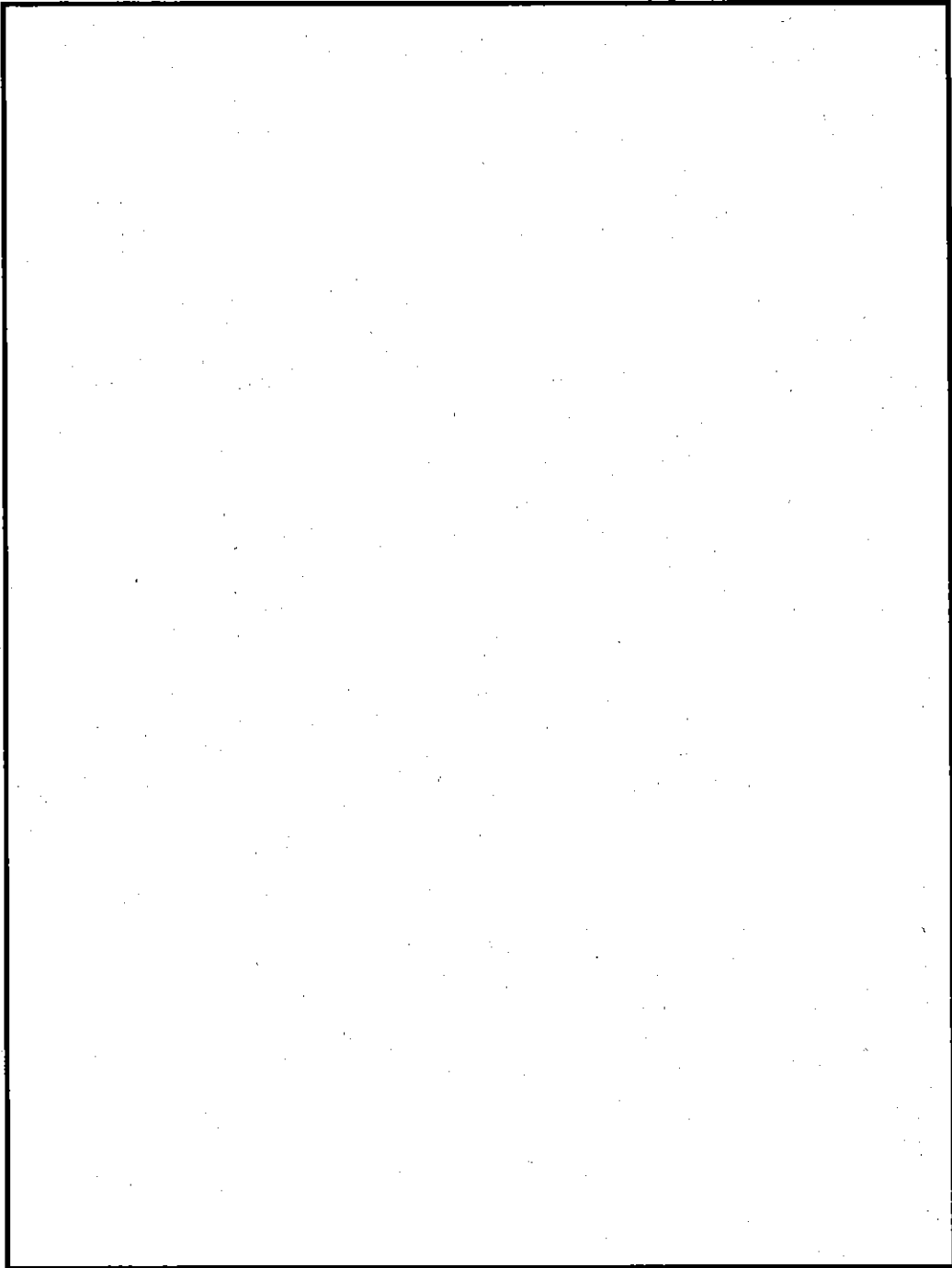
$$\sigma_a = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

したがって、容器本体と蓋の接合面の圧縮応力に対する安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

したがって、容器本体と蓋の接合面は核燃料輸送物の 6 倍の圧縮荷重を受けても十分耐えることができる。



(a)-第A.47図 容器本体と蓋の接合面

A.5.5 貫 通

一般の試験条件下において、質量 6 kg、直径 3.2cm の軟鋼棒を核燃料輸送物上に落下させた場合、衝撃のエネルギー E_1 は、

$$E_1 = m_1 g h_1 \text{ となる。}$$

ここで、 m_1 : 軟鋼棒の質量 = 6 kg

g : 重力の加速度

h_1 : 落下高さ = 1 m

一方、(v)-A.6.2 で記述する落下試験 II において、核燃料輸送物を直径 15cm の軟鋼丸棒上に落下させた場合、衝撃のエネルギー E_2 は、

$$E_2 = m_2 g h_2 \text{ となる。}$$

ここで、 m_2 : 核燃料輸送物の質量 = 23.2×10^3 kg

g : 重力の加速度

h_2 : 落下高さ = 1 m

両式で、 $h_1 = h_2$ であるから、核燃料輸送物に対する単位面積当りの落下による衝撃のエネルギーを比較すると、

$$D_1 : \text{軟鋼棒の直径} = 32 \text{ mm}$$

$$D_2 : \text{軟鋼棒の直径} = 150 \text{ mm}$$

であるので、

$$\frac{E_1}{\frac{\pi}{4} D_1^2} \ll \frac{E_2}{\frac{\pi}{4} D_2^2} : \frac{6 \times g \times h_1}{\frac{\pi}{4} 32^2} \ll \frac{23.2 \times 10^3 \times g \times h_2}{\frac{\pi}{4} 150^2}$$

すなわち、 $7.46 \times 10^{-3} \cdot g \cdot h_1 \ll 1.31 \cdot g \cdot h_2$ ($h_1 = h_2$) である。

以上の比較からも明らかなように、(v)-A.6.2 で記述する落下試験 II の方が厳しい条件となる。落下試験 II において、本輸送容器は軟鋼丸棒によって変形及び貫通することはないので、一般の試験条件下において、6 kg の軟鋼棒を落下させても容器外表面を貫通することはない。

また、バルブは輸送時に、貫通試験 ((v)-A.6.2 2項 落下試験 II 参照) に耐えられる保護カバーを取付け保護される。この他に蓋上部凹み内には、(i)-第 C.16 図に示す直径 20mm の気密漏えい試験孔用閉止プラグが取付けられている。しかし、直径 32mm の軟鋼棒が落下しても落下試験 II に対しても十分強度を有する蓋上面に当り凹み内の閉止プラグは直撃されない。

上記の結果、本核燃料輸送物は貫通試験に対して十分な強度を有している。

A.5.6 角又は縁落下

該当しない。

A.5.7 結果の要約及びその評価

以下に一般の試験条件の結果と評価のまとめを述べる。

(1) 熱的試験

本輸送容器及び燃料バスケットに生ずる熱応力計算の結果は、A.5.1.2～3 に示す様に胴、底板、蓋板、蓋締付けボルト及びバスケット共に許容応力を下回り、十分余裕をもって健全である事が確かめられた。

(2) 水噴霧

特に影響がない事が確かめられた。

(3) 自由落下

本核燃料輸送物は特別の試験の1つである9 m落下試験において、落下によるエネルギーを容器本体及び蓋に取付けられているフィンの変形によって吸収される構造となっており、その変形による落下衝撃値に対して容器本体、蓋及び収納物等の健全性が確保されている。したがって、落下高さ0.3 mの本試験においても核燃料輸送物は十分健全性が保証される。

(4) 積み重ね試験

本核燃料輸送物の縦置きの場合について、核燃料輸送物重量の5倍の荷重及び自重を加えて解析を行ったが、結果は解析基準値を十分下回り、本核燃料輸送物の健全性が損なわれないことが確かめられた。

(5) 貫通

落下試験Ⅱにおいて、本輸送容器は軟鋼丸棒によって変形及び貫通することはないので、一般の試験条件下において、質量6 kgの軟鋼棒を落下させても容器外表面を貫通することはない。

また、バルブは輸送時に、貫通試験((p)-A.6.2 2項 落下試験Ⅱ参照)に耐えられる保護カバーを取付け保護される。

(6) 歪みレベルの評価

ここでは、一般の試験条件下における熱応力及び内外圧力差による本核燃料輸送物の主要な密封装置である蓋締付けボルトの伸びの評価を行う。

$$\Delta \ell = \frac{\sigma_b}{E} \cdot \ell$$

ここで、 σ_b : 最大引張応力 : MPa

E : 縦弾性係数 : MPa (°C)

ℓ : リングフランジ締付けボルトのシャンク部の長さ : mm

したがって、

$$\Delta \ell = \frac{\text{}}{\text{}} \times \text{} = \text{} \text{ mm}$$

となり、この値 (mm) は、蓋板のガスケット (O-リング) の復元量 (約 m) と比較して微小である。このことより、本輸送容器の密封性は保持される。

又、0.3m落下試験における歪レベルの評価は、より条件が厳しい特別の試験条件の9m落下試験において行うものとする。

又、1m貫通試験については、A.5.5 に示した様に質量6kgの軟鋼棒が容器外表面を貫通しないため歪レベル評価部位に与える影響はない。

A.6 特別の試験条件

本項では、技術基準に定められた連続して起こる特別の試験条件下において、核燃料輸送物が技術基準に定められた構造上の条件を満足することを解析により示す。

本核燃料輸送物は、BU型輸送物である。故に、特別の試験は次に示される。

① 強度試験

1) 落下試験-I (9m落下時)

2) 落下試験-II (1m落下時)

② 熱的試験

③ 浸漬試験

④ 環境試験

特別の試験条件下における試験は、強度試験、熱的試験、浸漬試験、環境試験の順序で行う。また、強度試験における落下試験IとIIの試験順序は強度試験に引き続き行われる熱試験におよぼす影響を考慮して決める。強度試験により熱試験に影響をおよぼすと考えられるものは、フィンの変形である。これらの影響は落下試験IとIIの試験順序の違いによる差はほとんどないと予想されるのでここでは落下試験I及び落下試験IIの順序で行うものとする。

A.6.1 強度試験・落下試験I (9m落下時)

本解析は核燃料輸送物が最大破損及び最大衝撃を受けるように、降伏せず、かつ平らな落下試験台上に9mの高さから核燃料輸送物を落下させるものである。本核燃料輸送物は9m落下した場合、その落下エネルギーが輸送容器の容器本体及び蓋に取付けられたフィンによって吸収される構造となっている。本項では種々の落下姿勢においてフィンの変形量及び落下衝撃減速度を求め、その影響を検討する。

1. 解析法について

解析方法としては、衝撃解析コードLS-DYNA¹⁹⁾を用いて本核燃料輸送物の落下衝撃解析を行い、その変形量及び核燃料輸送物が受ける落下衝撃減速度を求める。

容器本体と蓋の接合面の密封性能に対しては落下衝撃解析の結果を直接用いて評価する。一方、収納物である燃料バスケット及び燃料要素に対しては、落下衝撃解析の結果から得られた減速度が対象とする部位に慣性力として静的に作用するものとして評価する。

なお、本解析に先立って、衝撃解析コードLS-DYNAがフィンの変形挙動の解析に適用できることを確認した。付属書類(ロ)-A.10.2に結果の要約を示す。

2. 解析条件

- (1) 落下衝撃解析においては、高さ 9mからの落下速度に相当する速度 13.3m/s を有する核燃料輸送物を降伏しない、かつ平らな剛体のターゲットに衝突させる。そして、落下前に蓋締付けボルトには初期締付け応力 MPa を与える。
- (2) 落下衝撃解析では、角型用バスケット（収納物：JRR-3シリサイド標準型燃料要素等）収納時に核燃料輸送物総質量が最大となるため、この時の値 $23.2 \times 10^3 \text{kg}$ を用いる。
- (3) 落下衝撃解析に用いる材料の使用温度は熱解析の「一般の試験条件」の結果（(ロ)－第B.6表）に基づき設定した。容器本体を °C、蓋、蓋締付けボルトを °C、またフィンを °Cと設定した。
- (4) 落下衝撃解析では落下衝撃を吸収するフィンについては、ひずみ速度依存性を考慮した応力-ひずみ曲線を用いる。一方、容器本体、蓋及び蓋締付けボルトについては静的な応力-ひずみ曲線を用いる。
詳細については付属書類(ロ)－A.10.1に示す。
- (5) 収納物（燃料バスケット、燃料要素）の落下衝撃減速度は核燃料輸送物のそれと等しいとする。
これらの解析条件を(ロ)－第A.14表に示す。

(ロ) - 第A.14表 落下衝撃解析の条件

落下高さ		9m
ターゲット		平らな剛体
核燃料輸送物の質量 (kg)		
輸 送 容 器	容器本体 (ステンレス鋼)	<input type="text"/>
	蓋 (ステンレス鋼)	<input type="text"/>
	蓋締付けボルト (ステンレス鋼)	<input type="text"/>
収 納 物	燃料バスケット+燃料要素	<input type="text"/> [角型用バスケット (収納物: JRR-3 シリサイド 標準型燃料要素等) 収納時]
核燃料輸送物総質量		23.2×10^3
材料の使用温度		
部位		温度 (°C)
容器本体		<input type="text"/>
蓋、蓋締付けボルト		<input type="text"/>
フィン		<input type="text"/>

3. 解 析

3.1 解析する落下方向

核燃料輸送物が最大破損を受ける落下方向としては以下に示す方向を考える。

(i) 垂直落下

- 頭部垂直落下
- 底部垂直落下

(ii) 水平落下

(iii) 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）

- 頭部コーナー落下
- 底部コーナー落下

(iv) 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。しかし、いずれの場合においても落下点が核燃料輸送物の重心を通る鉛直線上をはずれるため、落下エネルギーの一部が回転モーメントとして働き、コーナー落下と比較し緩い条件となるので、核燃料輸送物に対する影響は小さくなる。したがって、本項では傾斜落下についての解析を省略する。

3.2 垂直落下衝撃解析

3.2.1 頭部垂直落下

(1) 解析モデル

解析モデルを(□)－第A.48図に示す。

この図に示されるように、核燃料輸送物の構造の対称性を考慮して、核燃料輸送物の1/4の部分モデル化する。燃料バスケット及び燃料要素は均質体としてモデル化している。

解析モデルの総質量は核燃料輸送物の1/4をモデル化したことにより 5.8×10^3 kg となる。

(2) 解析結果

解析結果を(□)－第A.49図～(□)－第A.52図に示す。

(□)－第A.49図及び(□)－第A.50図はそれぞれ輸送容器の変形図及び頭部フィンの変位時刻歴を示す。(□)－第A.50図に示されるように、頭部フィンの最大変形量は約□mmである。

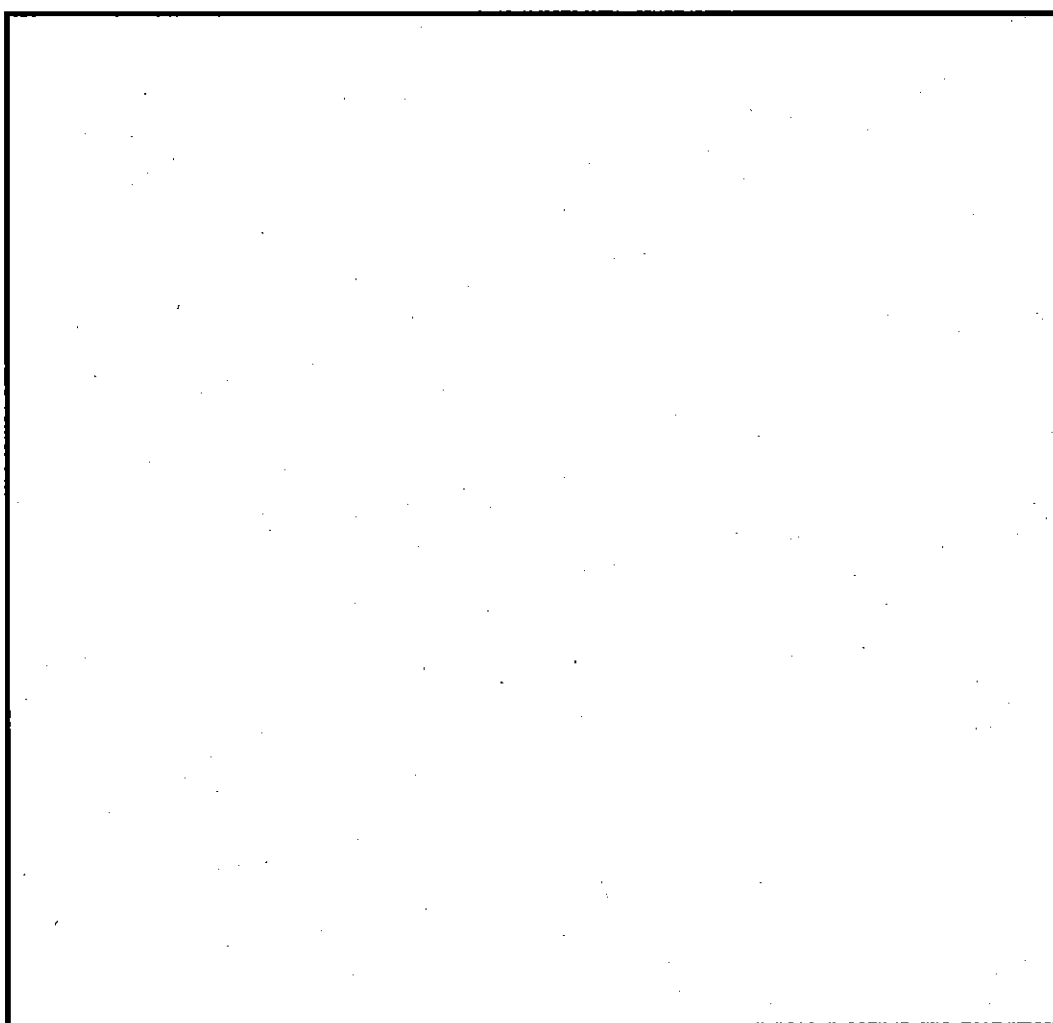
(□)－第A.51図及び(□)－第A.52図はそれぞれ落下方向の速度時刻歴及び衝撃減速度の時刻歴を示す。

(□)－第A.52図に示される衝撃減速度の時刻歴はIAEA規則の勧告書²³⁾に従い、ローパスフィルター(320Hz)でフィルター処理した場合の結果である。

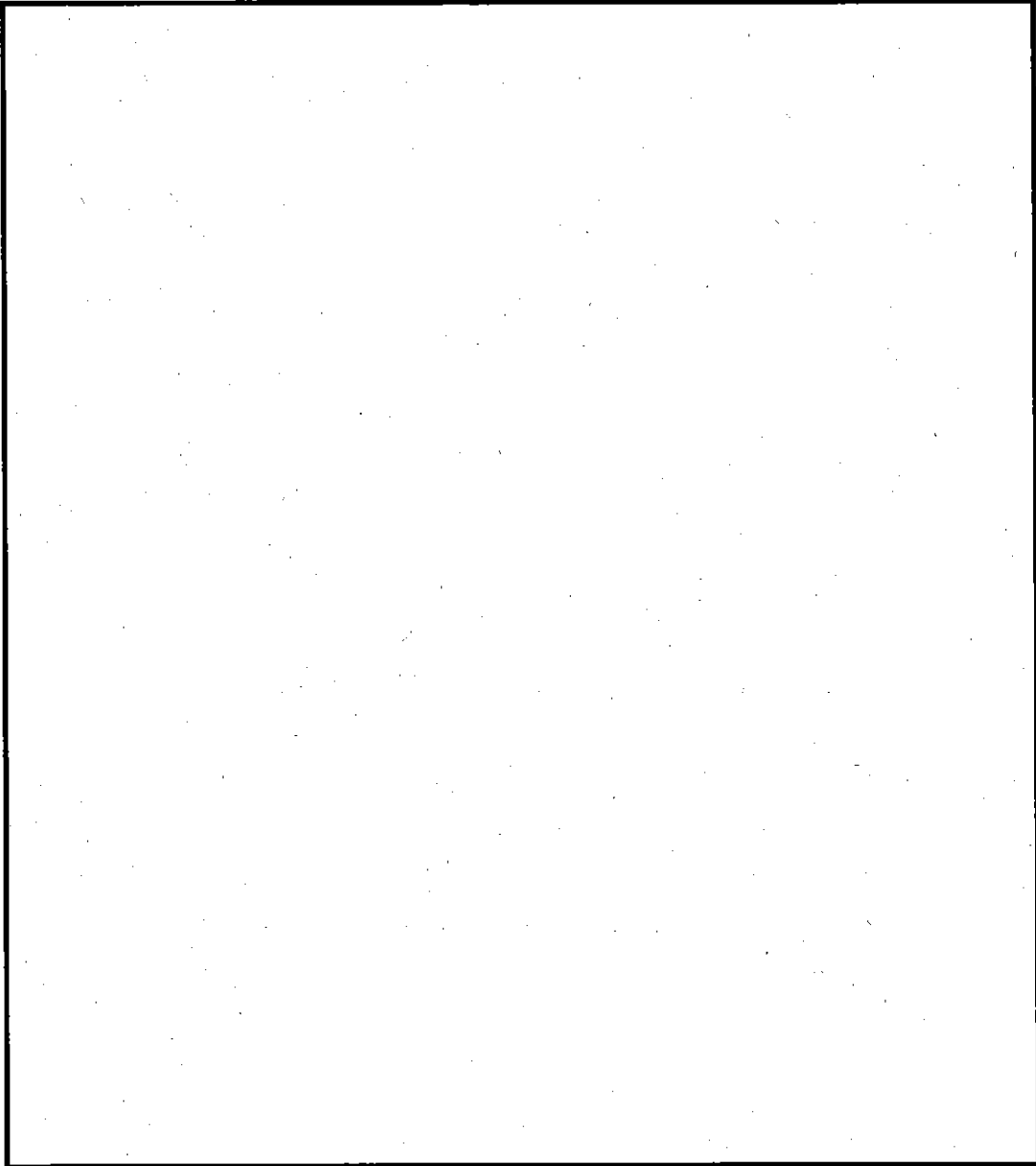
この図に示されるように、最大衝撃減速度 α は

$$\alpha = \square \text{ g}$$

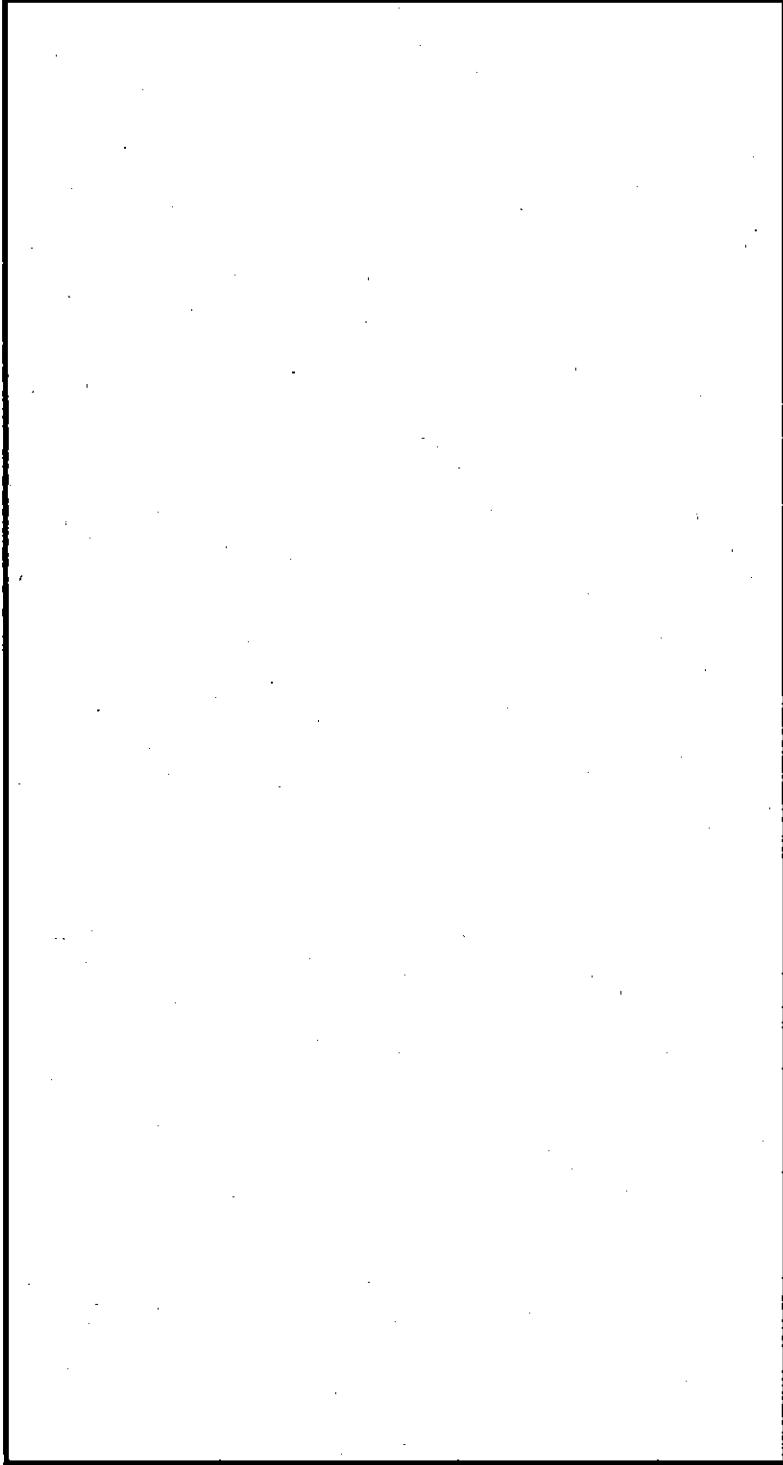
である。



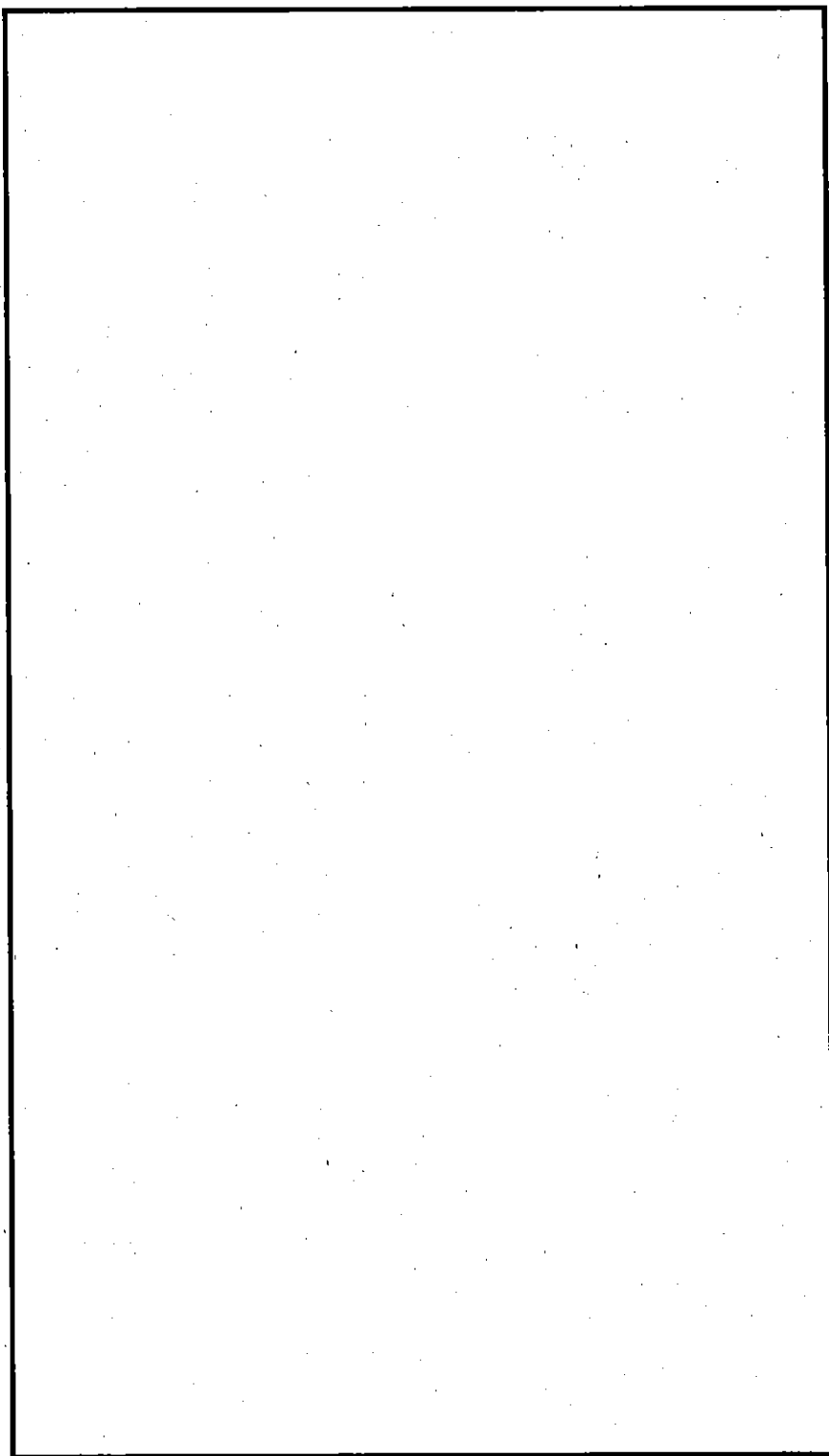
(ロ) 一第A.48図 9m頭部垂直落下の解析モデル



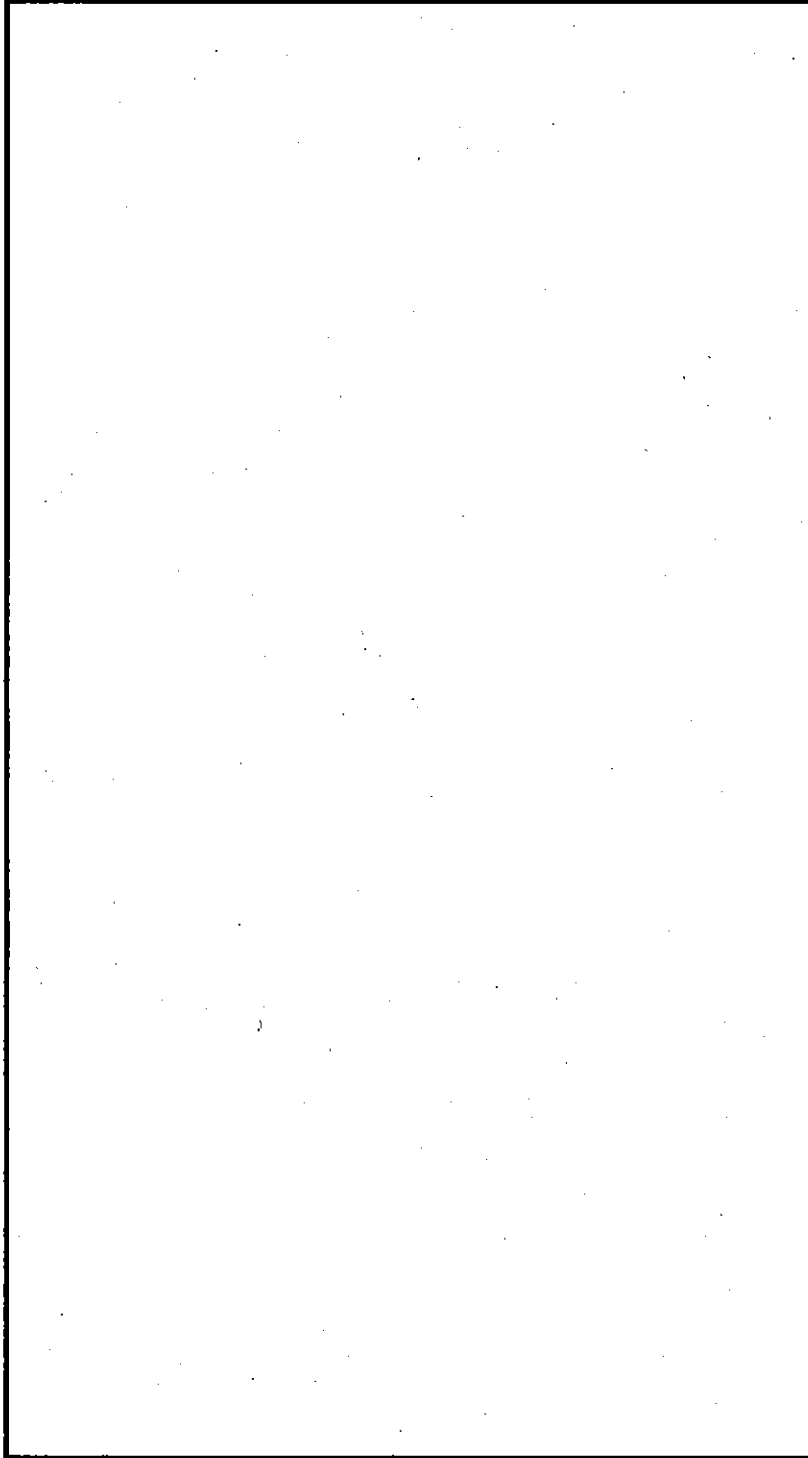
(ア) 第一A.49図 9 m 頭部垂直落下時の最大変位時刻 (6.9ms 後) における変形



(p) ー 第 A. 50 図 9 m 頭部垂直落下における落下方向の頭部フインの変形時刻歴



(ア) 第一A.51図 9 m頭部垂落下時の落下方向の速度時刻歴



(ロ) 第一A.52 図 9 m 頭部垂直落下時の衝撃減速度の時刻歴

3.2.2 底部垂直落下

(1) 解析モデル

解析モデルを(Ⅱ)-第A.53図に示す。

この図に示されるように、核燃料輸送物の構造の対称性を考慮して、核燃料輸送物の1/4の部分モデル化する。収納物、すなわち、燃料バスケット及び燃料要素は均質体としてモデル化している。

解析モデルの総質量は核燃料輸送物の1/4をモデル化したことにより 5.8×10^3 kg となる。

(2) 解析結果

解析結果を(Ⅱ)-第A.54図～(Ⅱ)-第A.57図に示す。

(Ⅱ)-第A.54図及び(Ⅱ)-第A.55図はそれぞれ輸送容器の変形図及び底部フィンの変形時刻歴を示す。(Ⅱ)-第A.55図に示されるように、底部フィンの最大変形量は約 \square mm である。

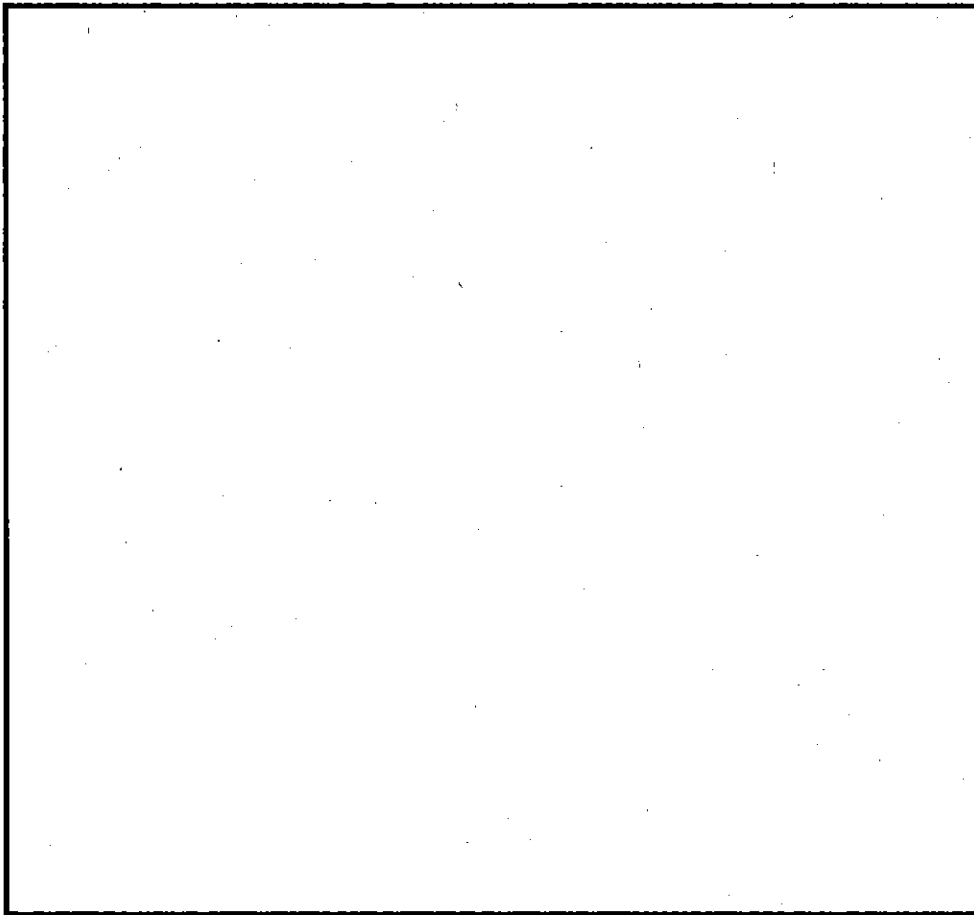
(Ⅱ)-第A.56図及び(Ⅱ)-第A.57図はそれぞれ落下方向の速度時刻歴及び衝撃減速度の時刻歴を示す。

(Ⅱ)-第A.57図に示される衝撃減速度の時刻歴はIAEA規則の勧告書に従い、ローパスフィルター(320Hz)でフィルター処理した場合の結果である。

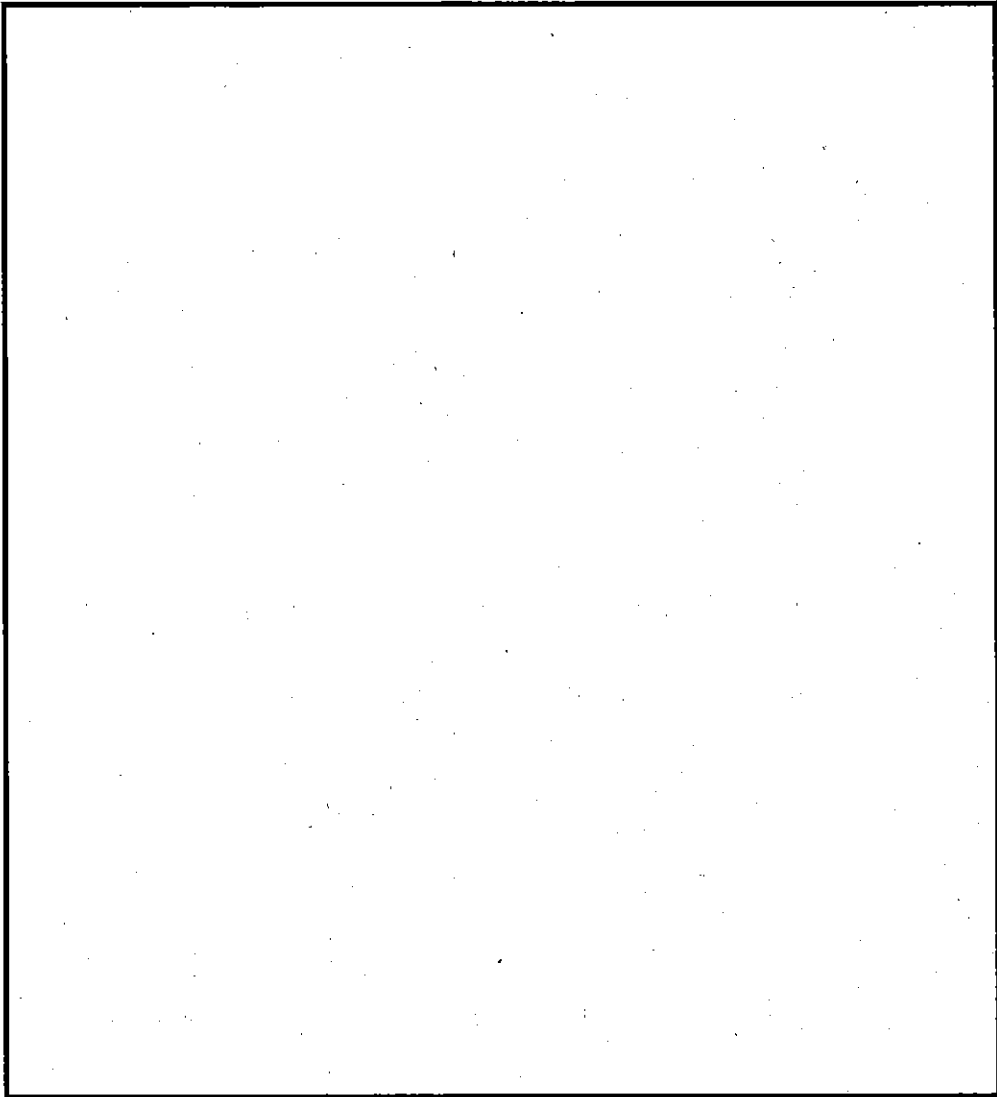
この図に示されるように、最大衝撃減速度 α は

$$\alpha = \square \text{ g}$$

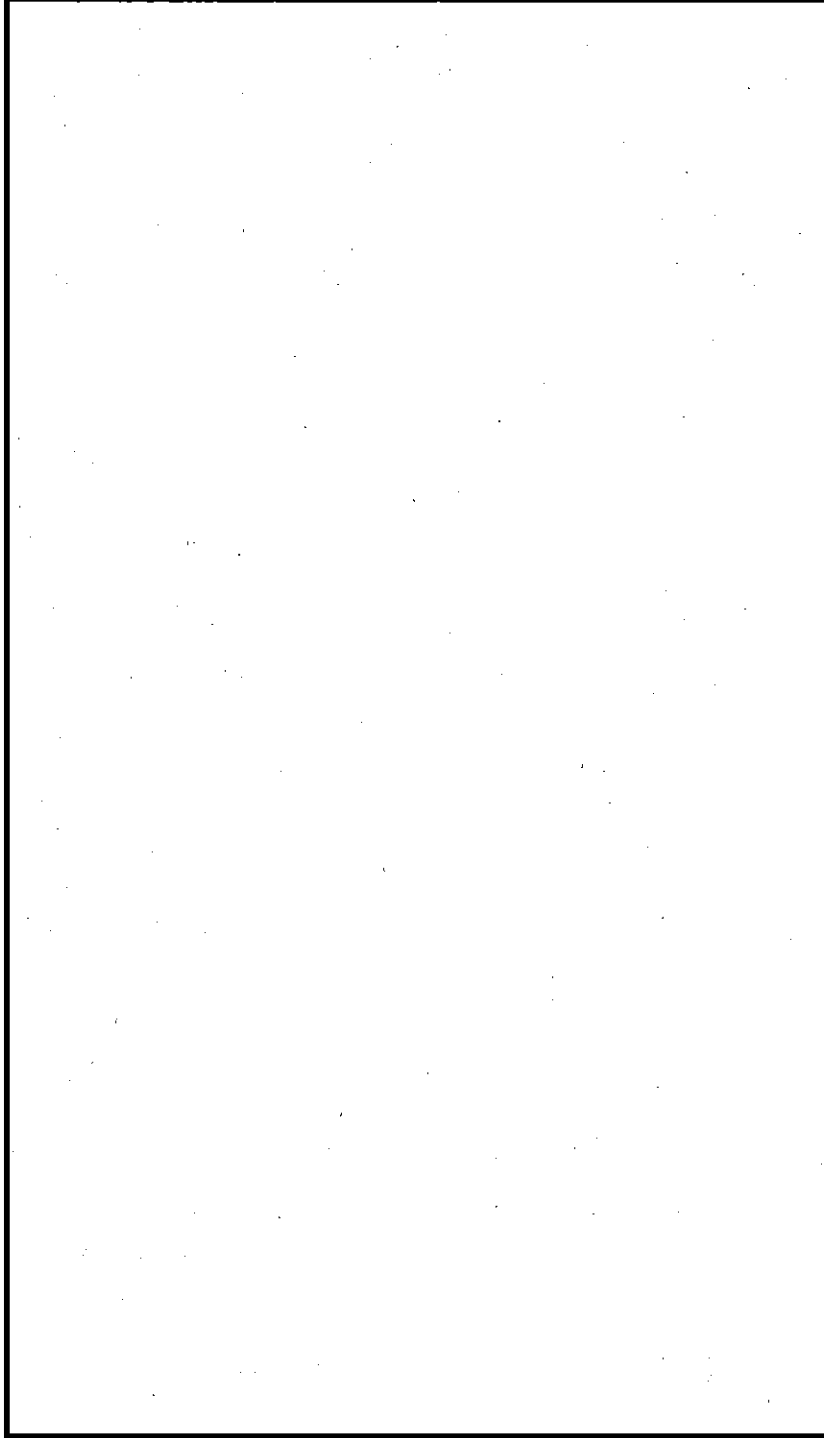
である。



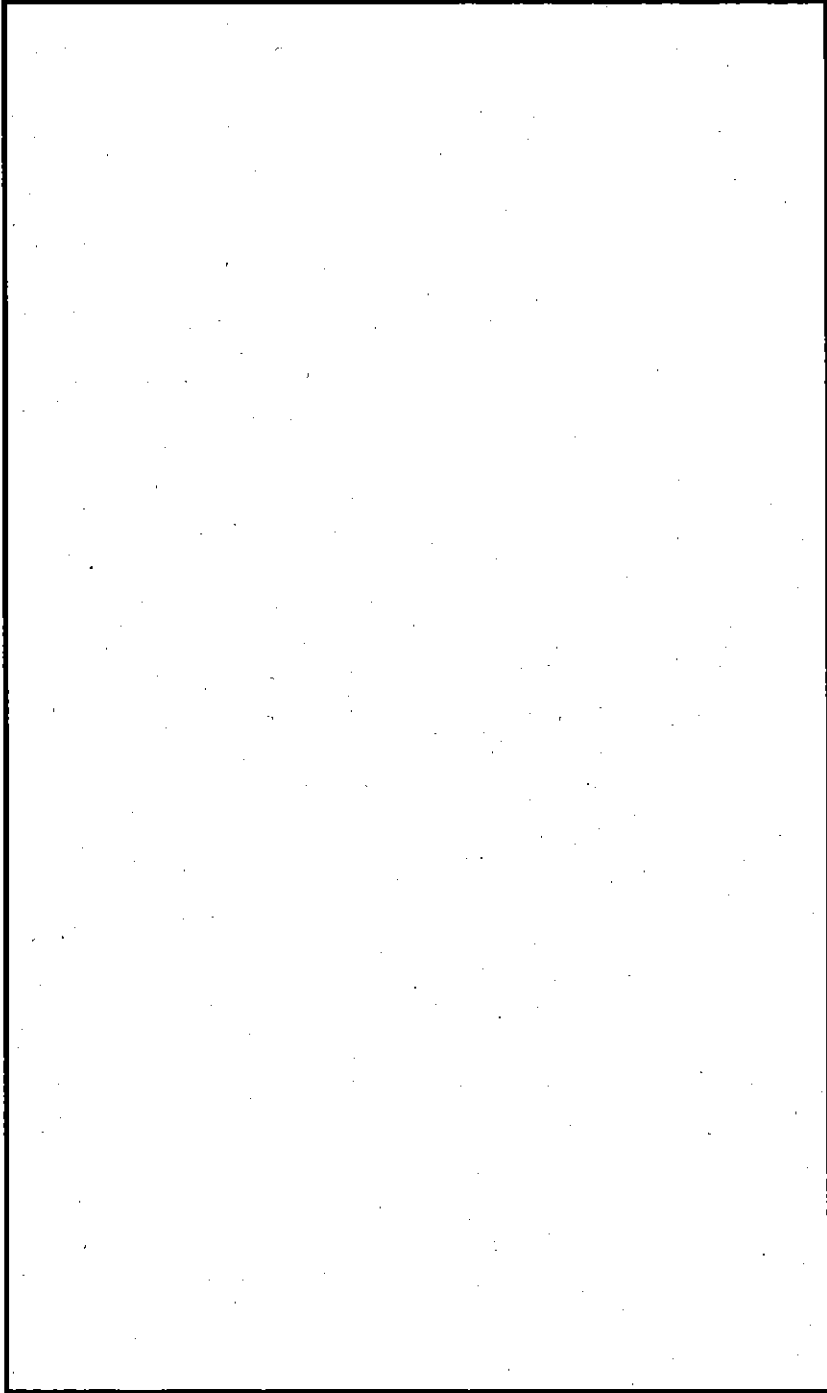
(ロ)一第A.53図 底部垂直落下解析の解析モデル



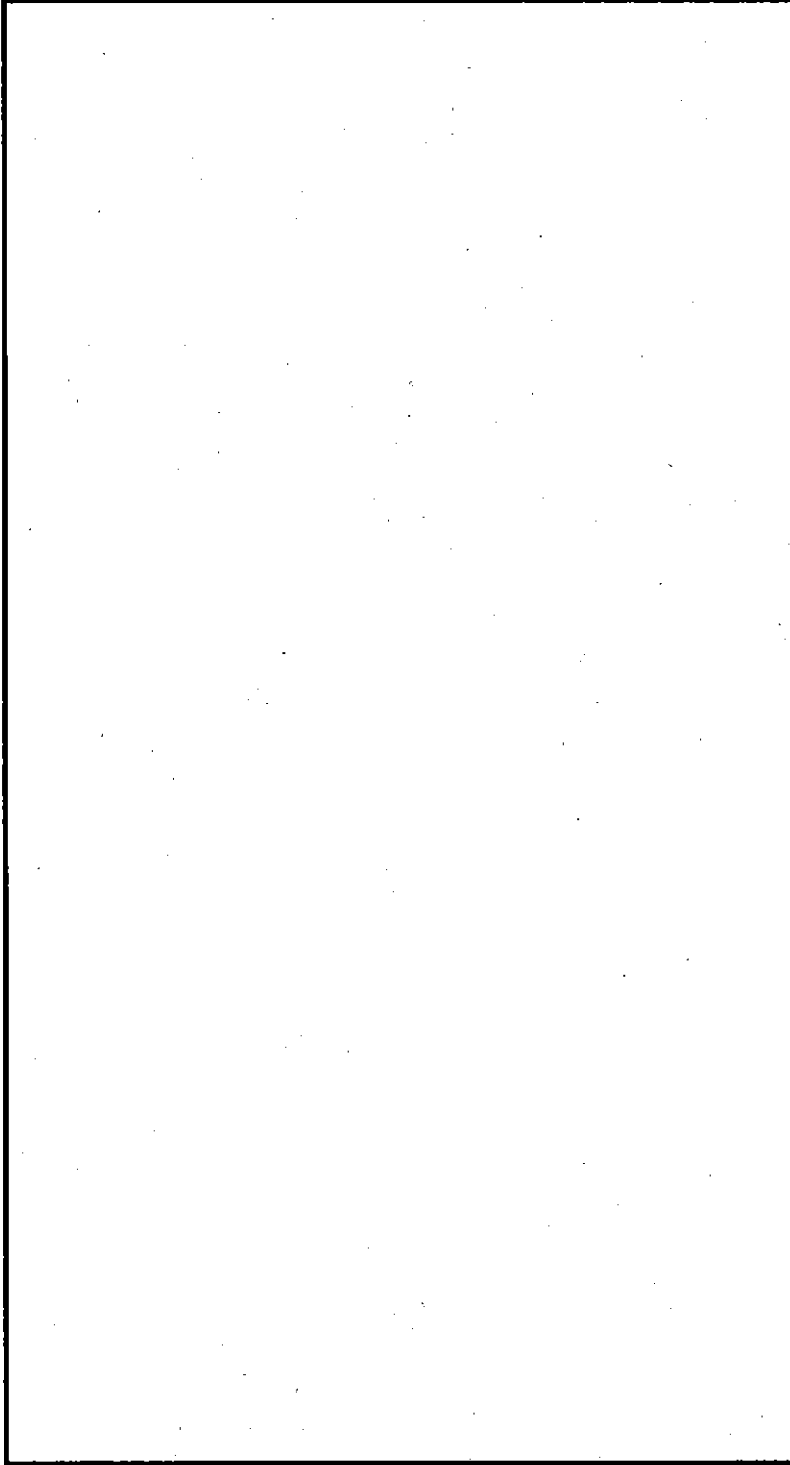
(p) 一第 A. 54 図 9 m 底部垂直落下時の最大変位時刻 (4. 9ms 後) における変形



(p) - 第A.55 図 9 m 底部垂直落下における落下方向の底部フインの変形時刻歴



(v) - 第A.56 図 9 m 底部垂直落下時の落下方向の速度時刻歴



(ロ)一第A.57図 9 m底部垂直落下時の衝撃減速度の時刻歴

3.3 水平落下

(1) 解析モデル

解析モデルを (p) - 第 A. 58 図に示す。

この図に示されるように、本解析では全体形状をモデル化したため、解析モデルの総質量は 23.2×10^3 kg となる。

この解析モデルに 9m 落下に相当する落下速度 13.3m/s を与え、衝撃解析を行った。

(2) 解析結果

解析結果を (p) - 第 A. 59 図 ~ (p) - 第 A. 62 図に示す。

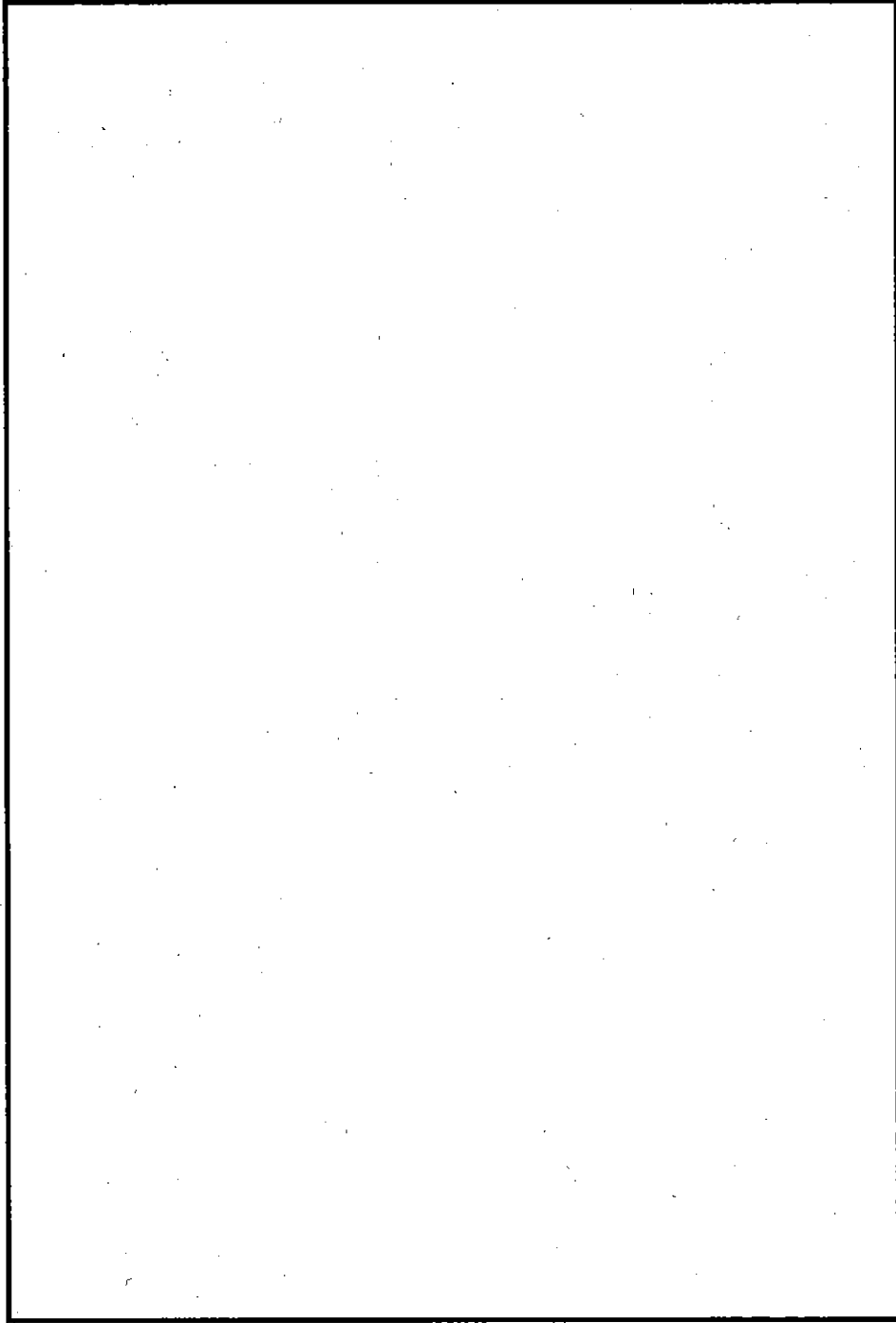
(p) - 第 A. 59 図及び (p) - 第 A. 60 図はそれぞれ輸送容器の変形図及びフィンの変形時刻歴を示す。(p) - 第 A. 60 図に示されるように、頭部及び底部フィンの最大変形量はそれぞれ \square mm 及び \square mm である。

(p) - 第 A. 61 図、及び (p) - 第 A. 62 図はそれぞれ落下方向の速度時刻歴及び衝撃減速度の時刻歴を示す。

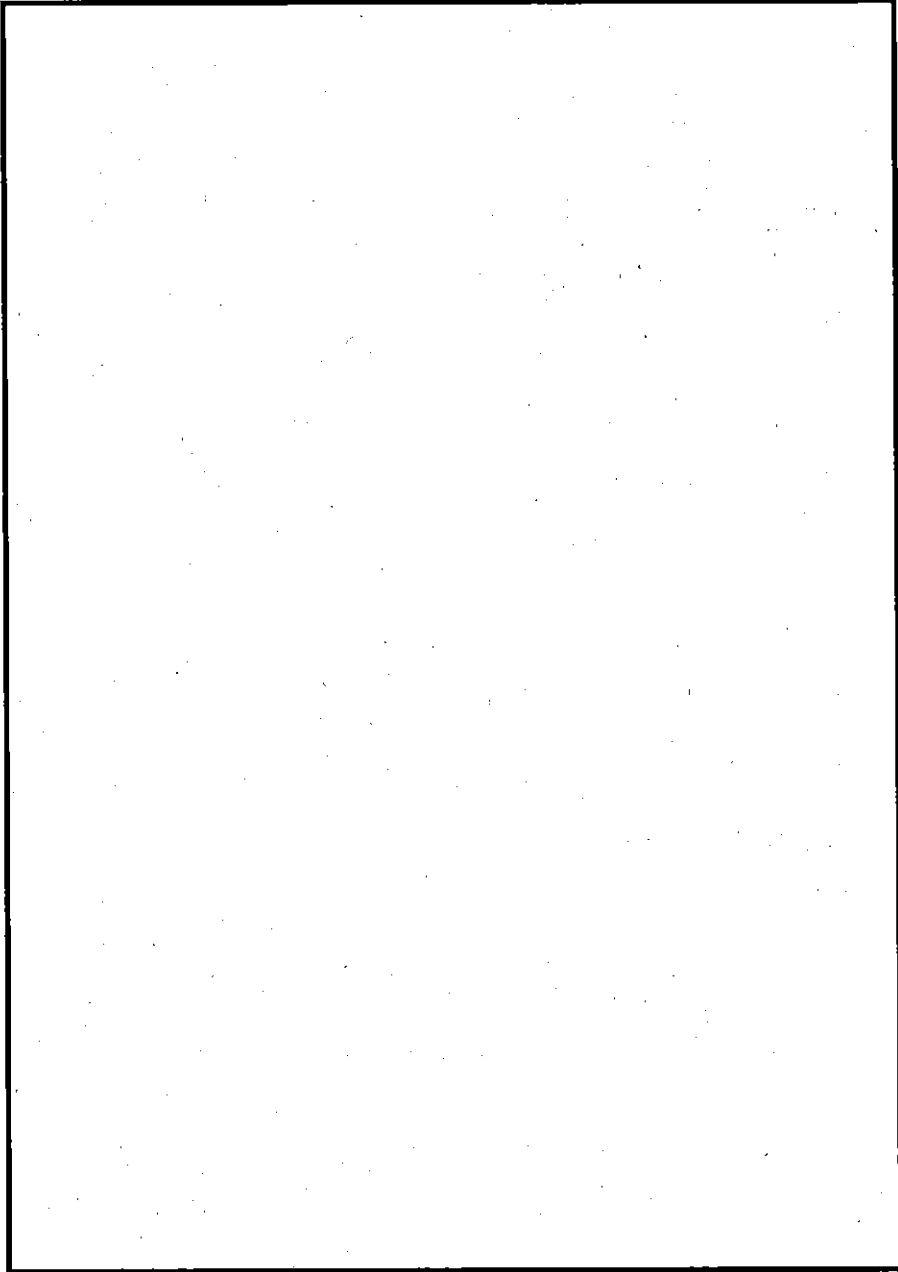
(p) - 第 A. 62 図に示される衝撃減速度の時刻歴はローパスフィルター (320Hz) でフィルター処理した結果であり、最大衝撃減速度 α は

$$\alpha = \square \text{ g}$$

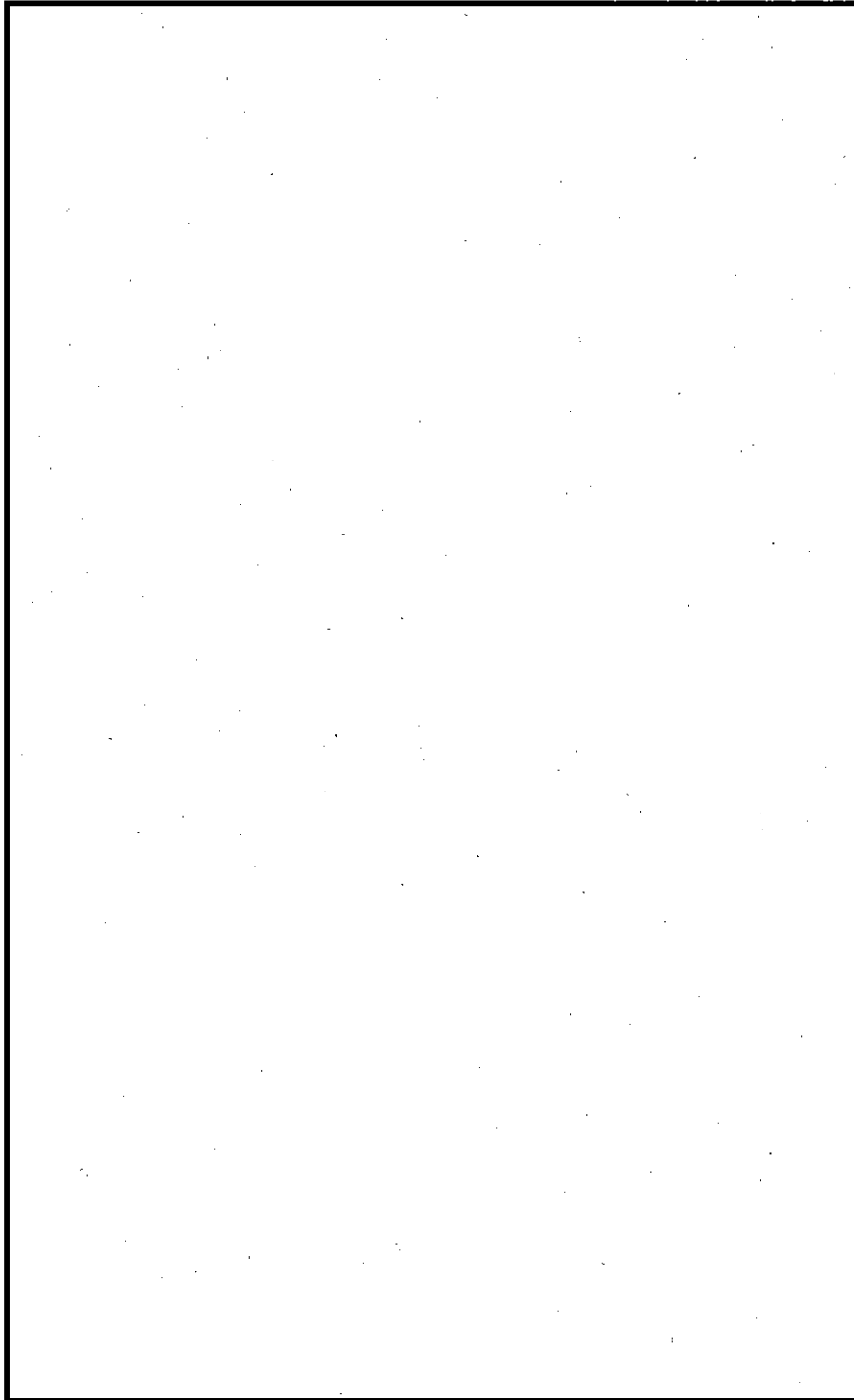
である。



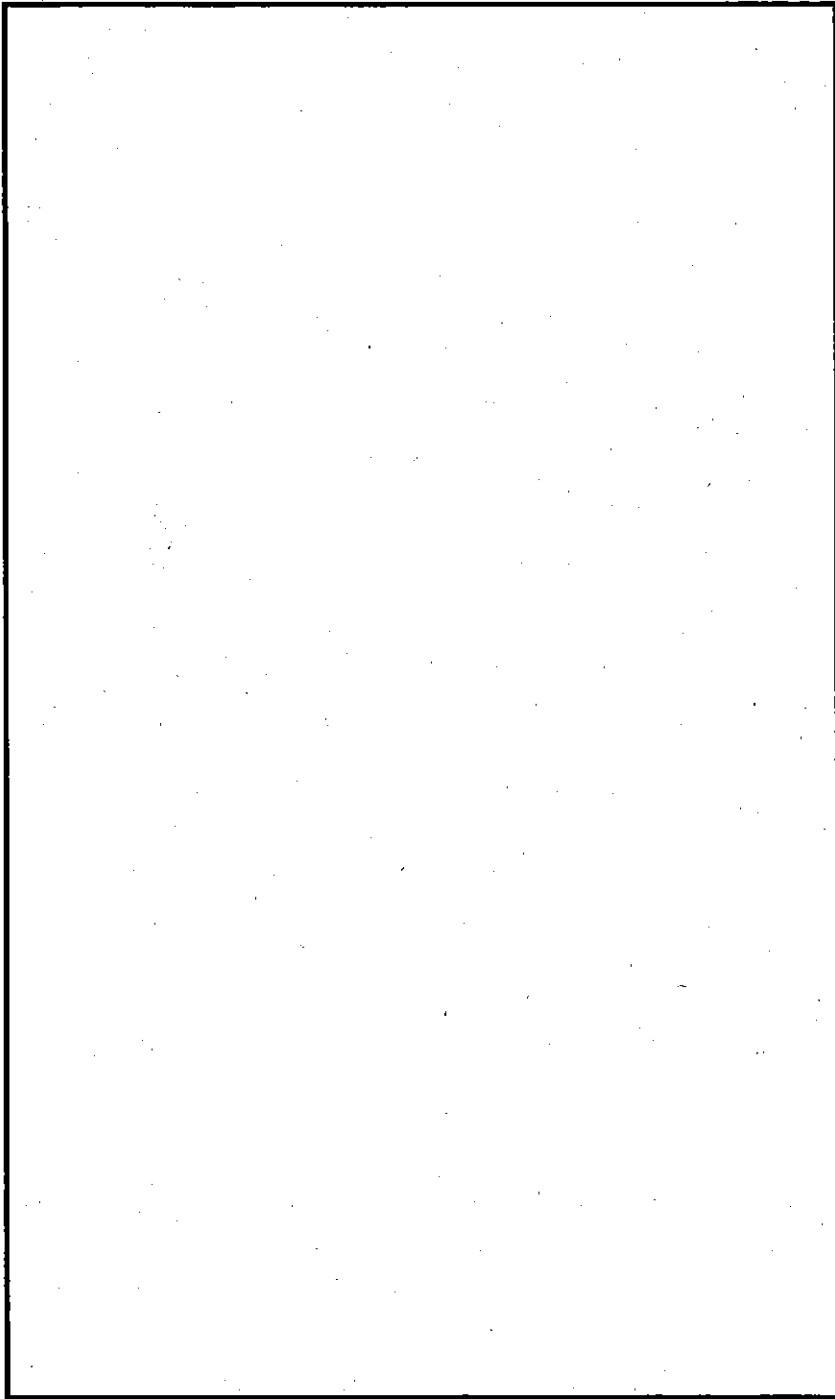
(a) 第一A.58 図 水平落下解析の解析モデル



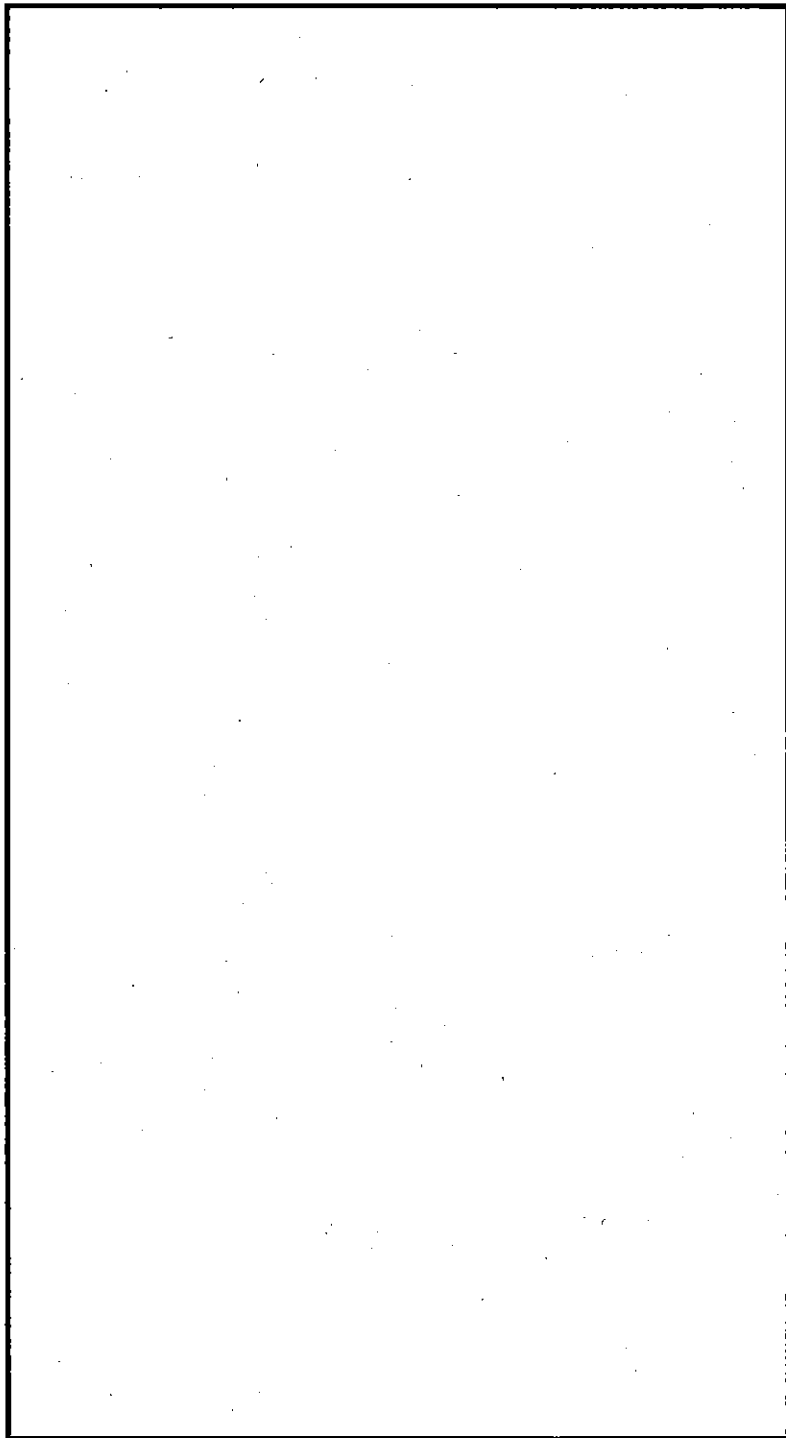
(p) - 第A.59 図 9 m水平落下時の最大変位時刻 (15.2ms 後) における変形



(p) - 第A.60 図 9 m水平落下時における落下方向のフインの変形時刻歴



(μ) - 第A.61 図 9 m水平落下時の落下方向の速度時刻歴



(p)-第A.62 図 9 m水平落下時の衝撃減速度の時刻歴

3.4 コーナー落下衝撃解析

3.4.1 頭部コーナー落下

(1) 解析モデル

解析モデルを(□)-第A.63図に示す。

この図に示されるように、本解析では水平落下解析と同様に全体形状をモデル化したため、解析モデルの総質量は 23.2×10^3 kg となる。

この解析モデルに9m落下に相当する落下速度 13.3m/s を与え、衝撃解析を行った。

(2) 解析結果

解析結果を(□)-第A.64図～(□)-第A.67図に示す。

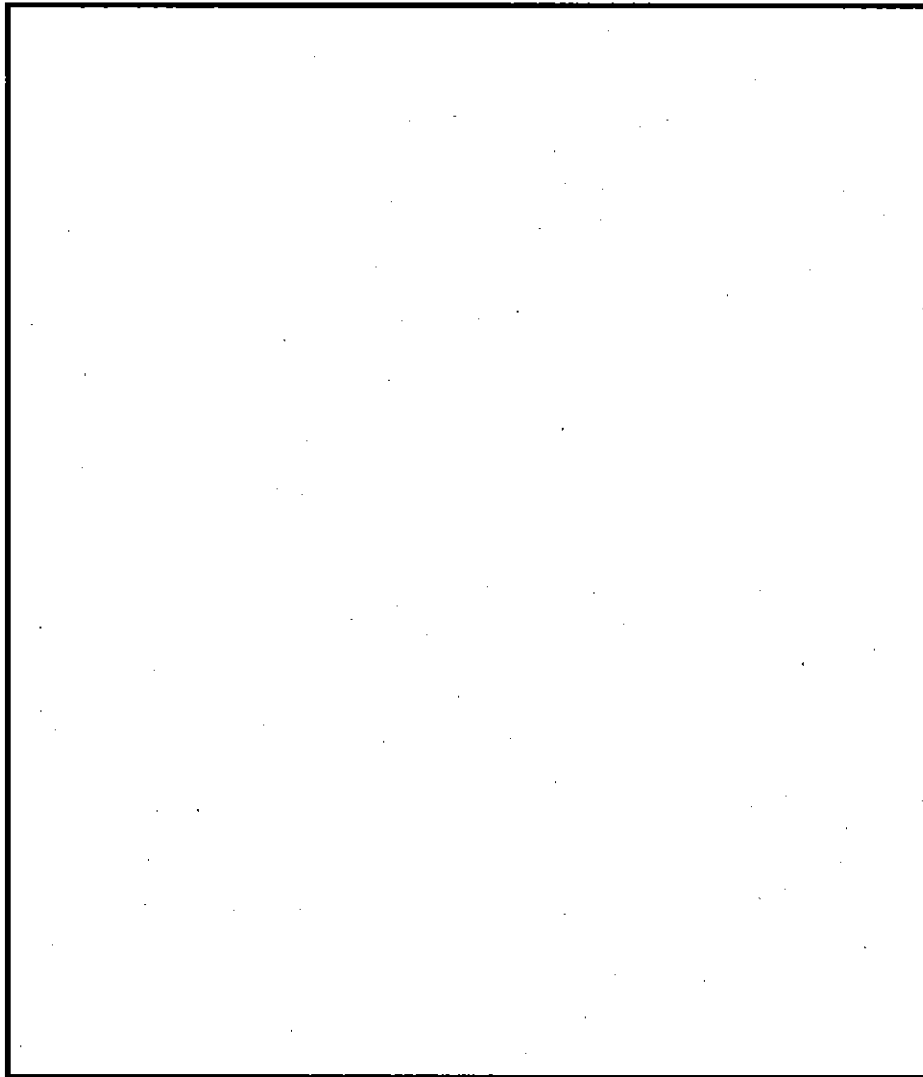
(□)-第A.64図及び(□)-第A.65図はそれぞれ輸送容器の変形図及び頭部フィンの変形時刻歴を示す。(□)-第A.65図に示されるように、頭部フィンの最大変形量は□mmである。

(□)-第A.66図及び(□)-第A.67図はそれぞれ落下方向の速度時刻歴及び衝撃減速度の時刻歴を示す。

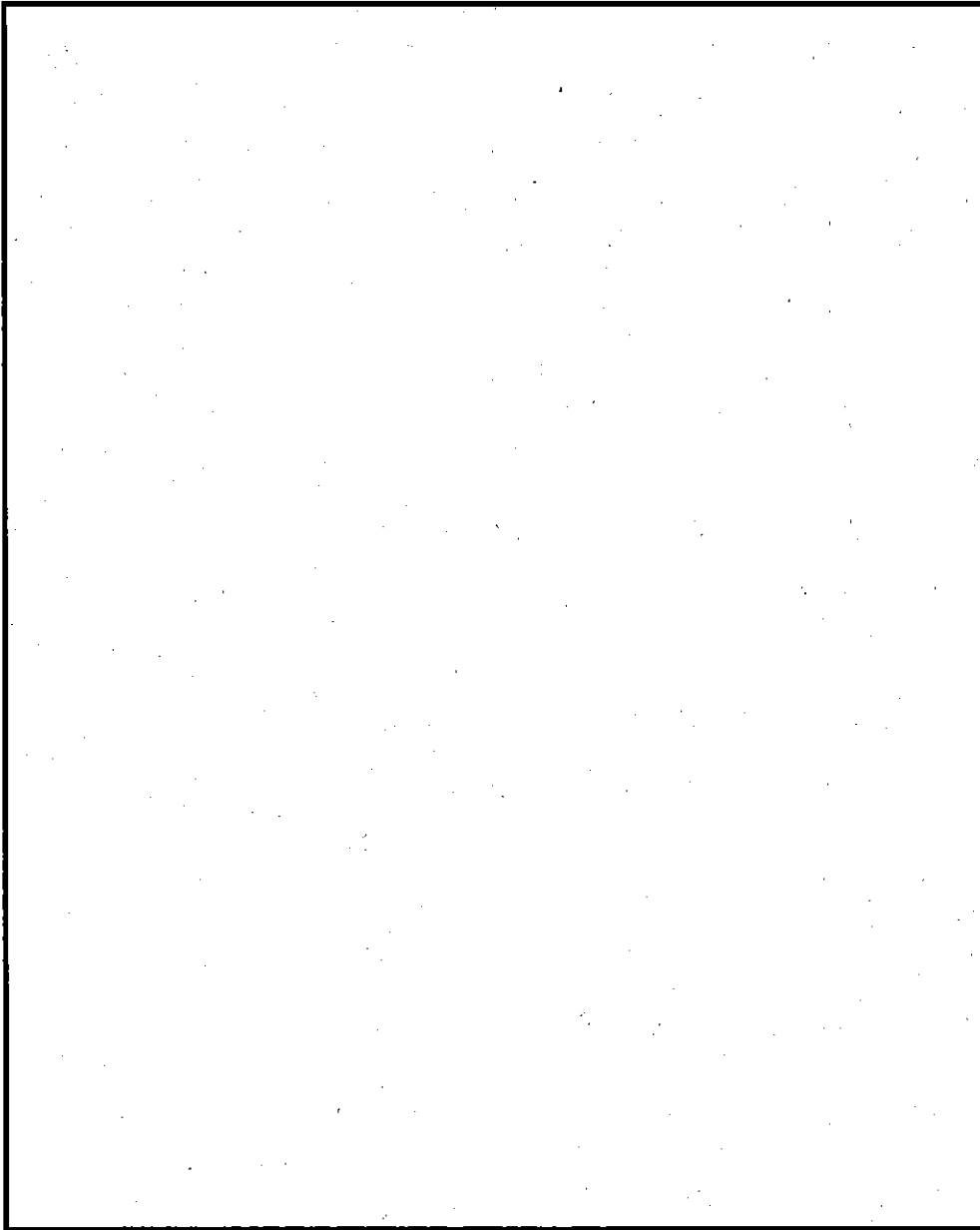
(□)-第A.67図に示される衝撃減速度の時刻歴はローパスフィルター (320Hz) でフィルター処理した結果であり、最大衝撃減速度 α は

$$\alpha = \square \text{ g}$$

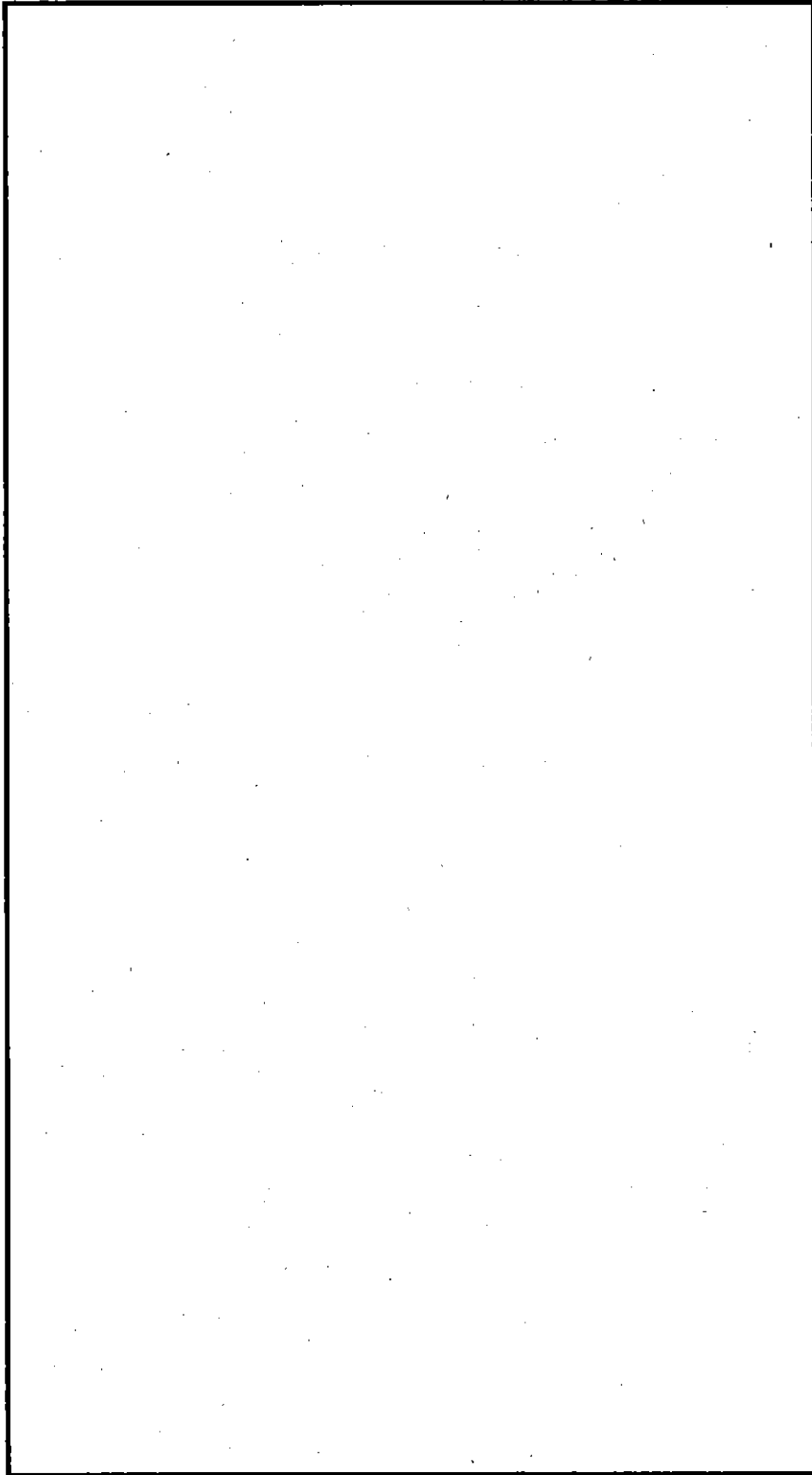
である。



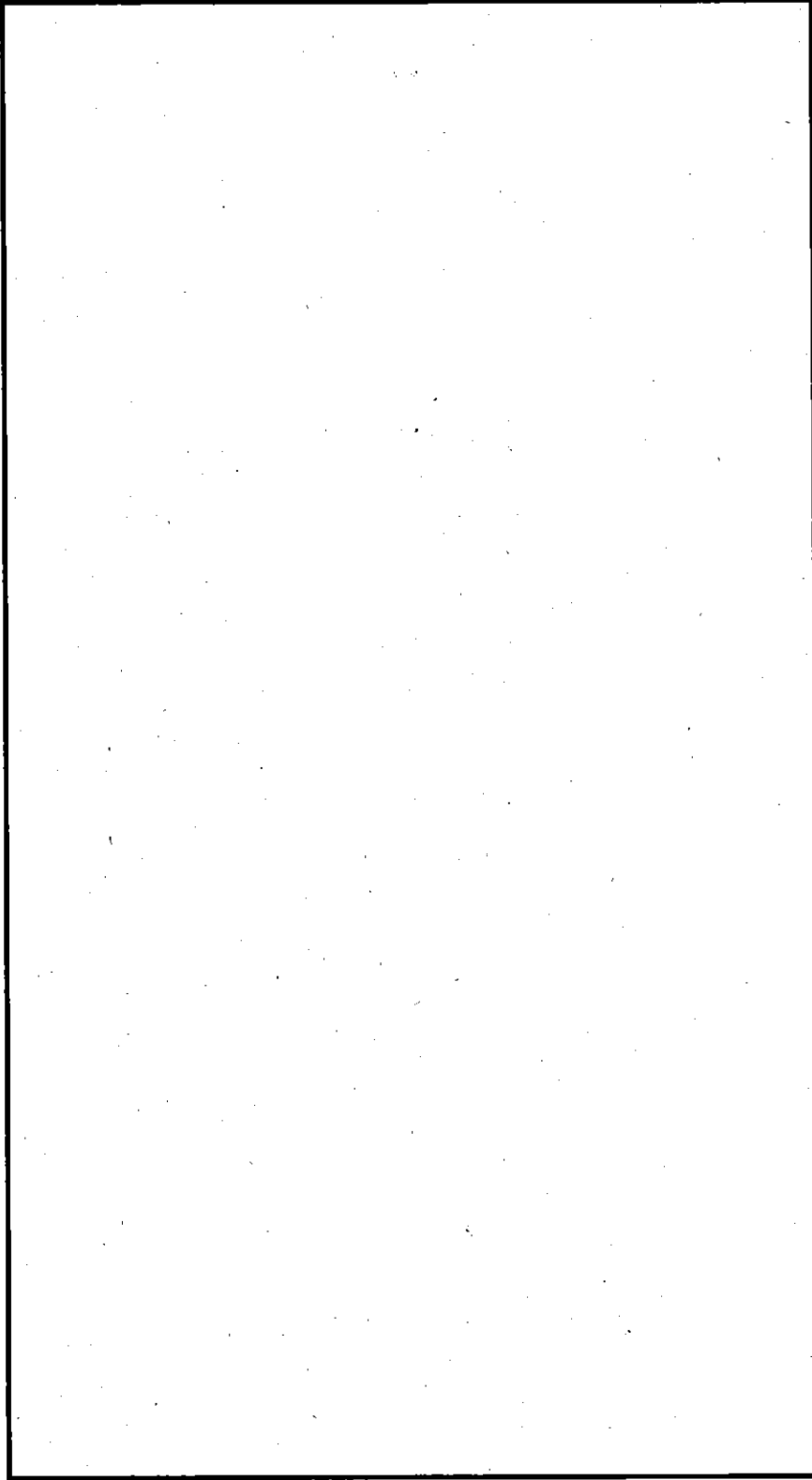
(ア) 第A.63 図 頭部コーナー落下解析の解析モデル



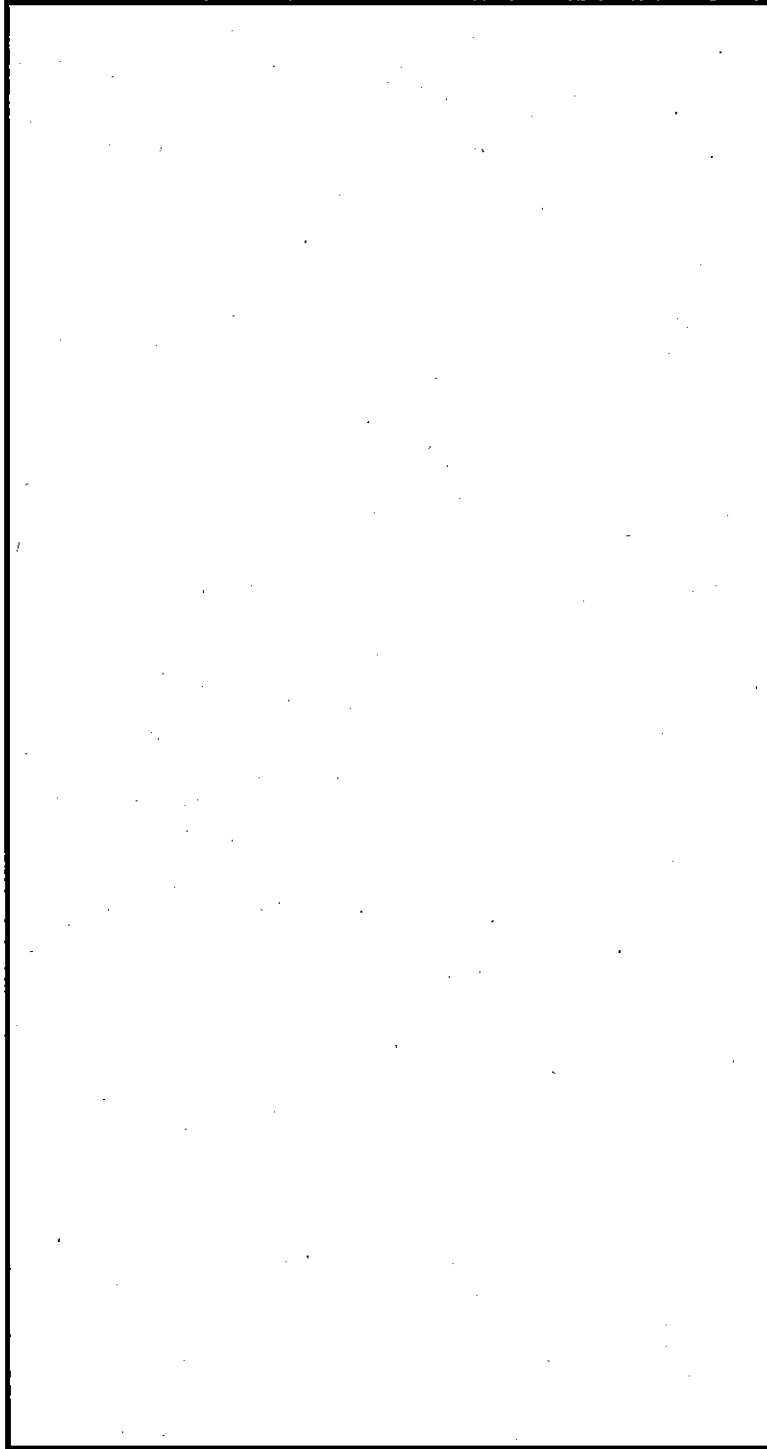
(□) 第一第A.64図 9 m頭部コーナー落下時の最大変位時刻 (20.4ms 後) における変形



(ア) 第一A.65 図 9 m 頭部コーナー落下時における落下方向の頭部フインの変形時刻歴



(ロ) ー第A.66 図 9 m 頭部コーナー落下時の落下方向の速度時刻歴



(ロ)一第A.67図 9 m頭部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻歴

3.4.2 底部コーナー落下

(1) 解析モデル

解析モデルを(□)-第A.68図に示す。

この図に示されるように、本解析では全体形状をモデル化した。解析モデルの総質量は 23.2×10^3 kg である。

この解析モデルに9m落下に相当する落下速度 13.3m/s を与え、衝撃解析を行った。

(2) 解析結果

解析結果を(□)-第A.69図～(□)-第A.72図に示す。

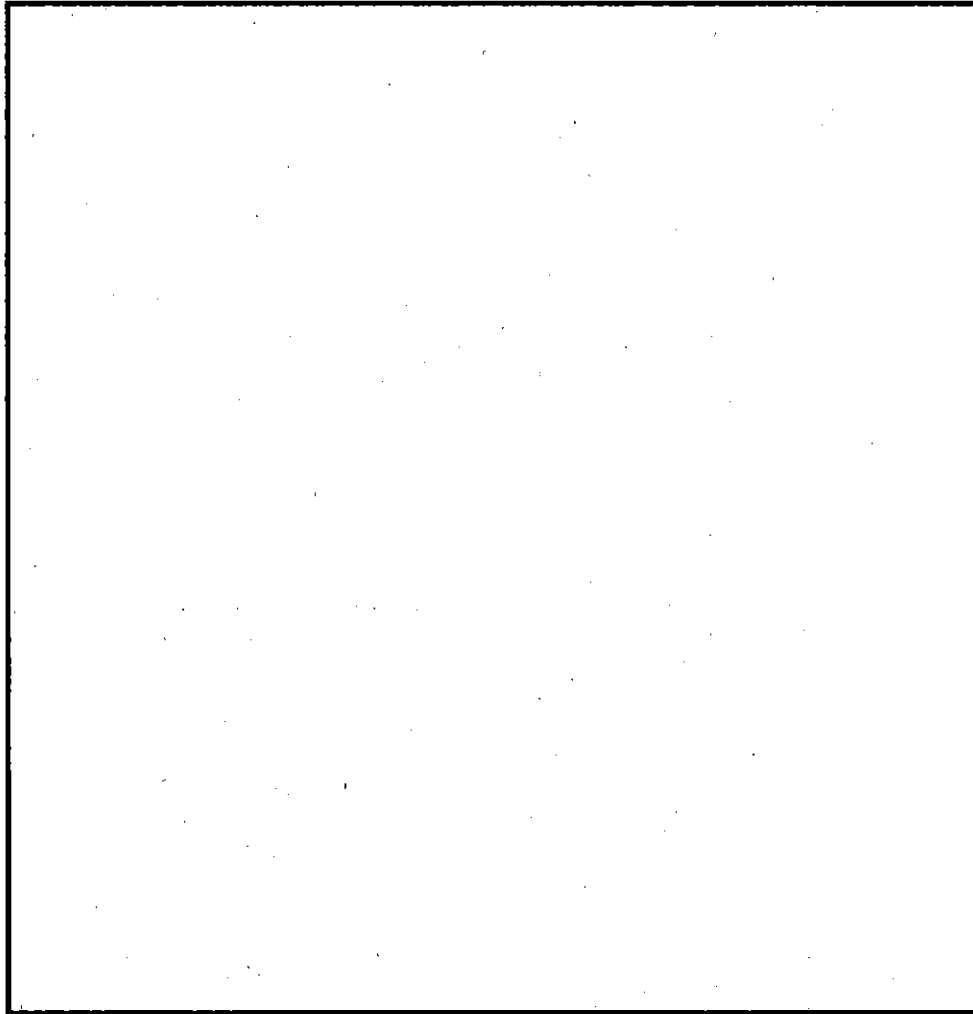
(□)-第A.69図及び(□)-第A.70図はそれぞれ輸送容器の変形図及び底部フィンの変形時刻歴を示す。(□)-第A.70図に示されるように、底部フィンの最大変形量は □ mm である。

(□)-第A.71図及び(□)-第A.72図はそれぞれ落下方向の速度時刻歴及び衝撃減速度の時刻歴を示す。

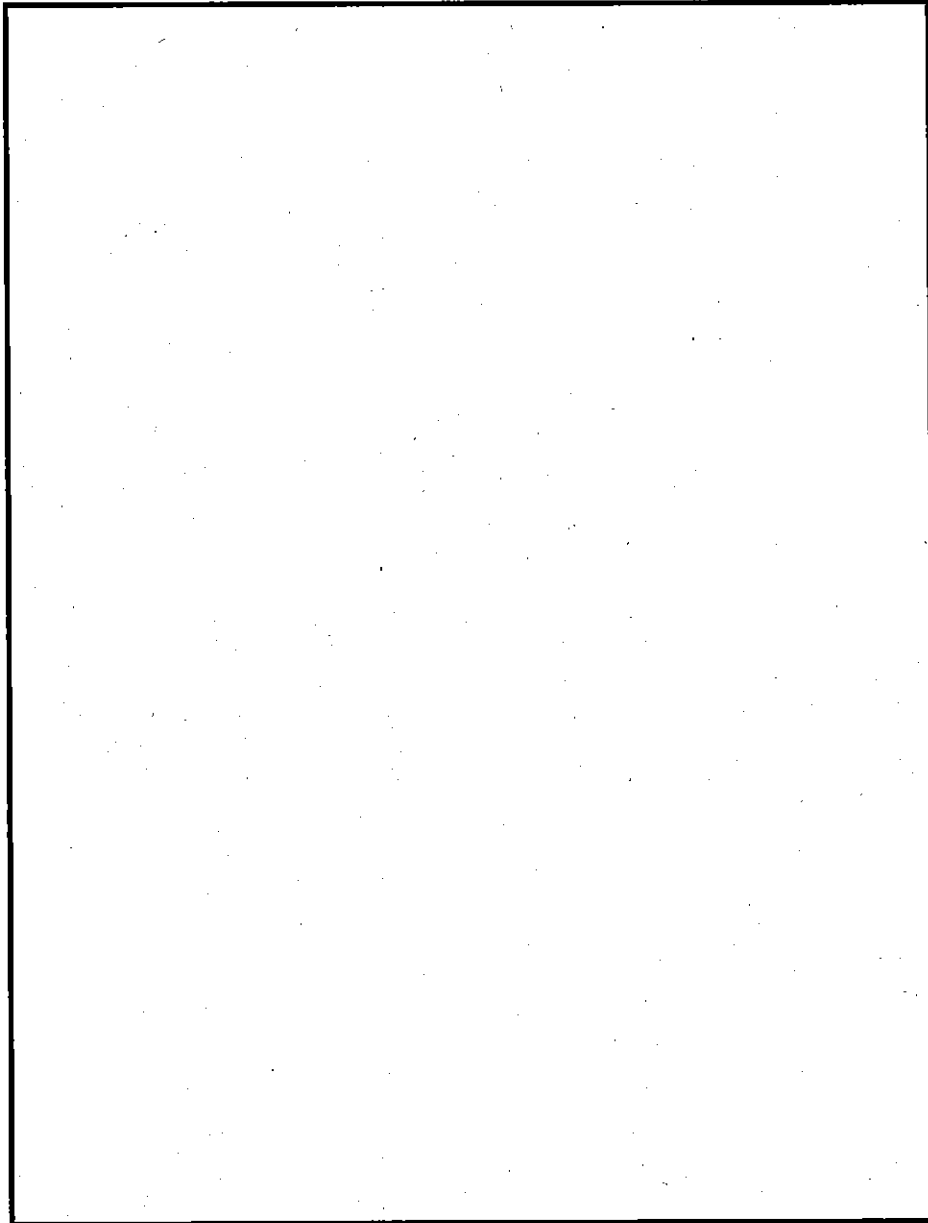
(□)-第A.72図に示される衝撃減速度の時刻歴はローパスフィルター (320Hz) でフィルター処理した結果であり、最大衝撃減速度 α は

$$\alpha = \square \text{ g}$$

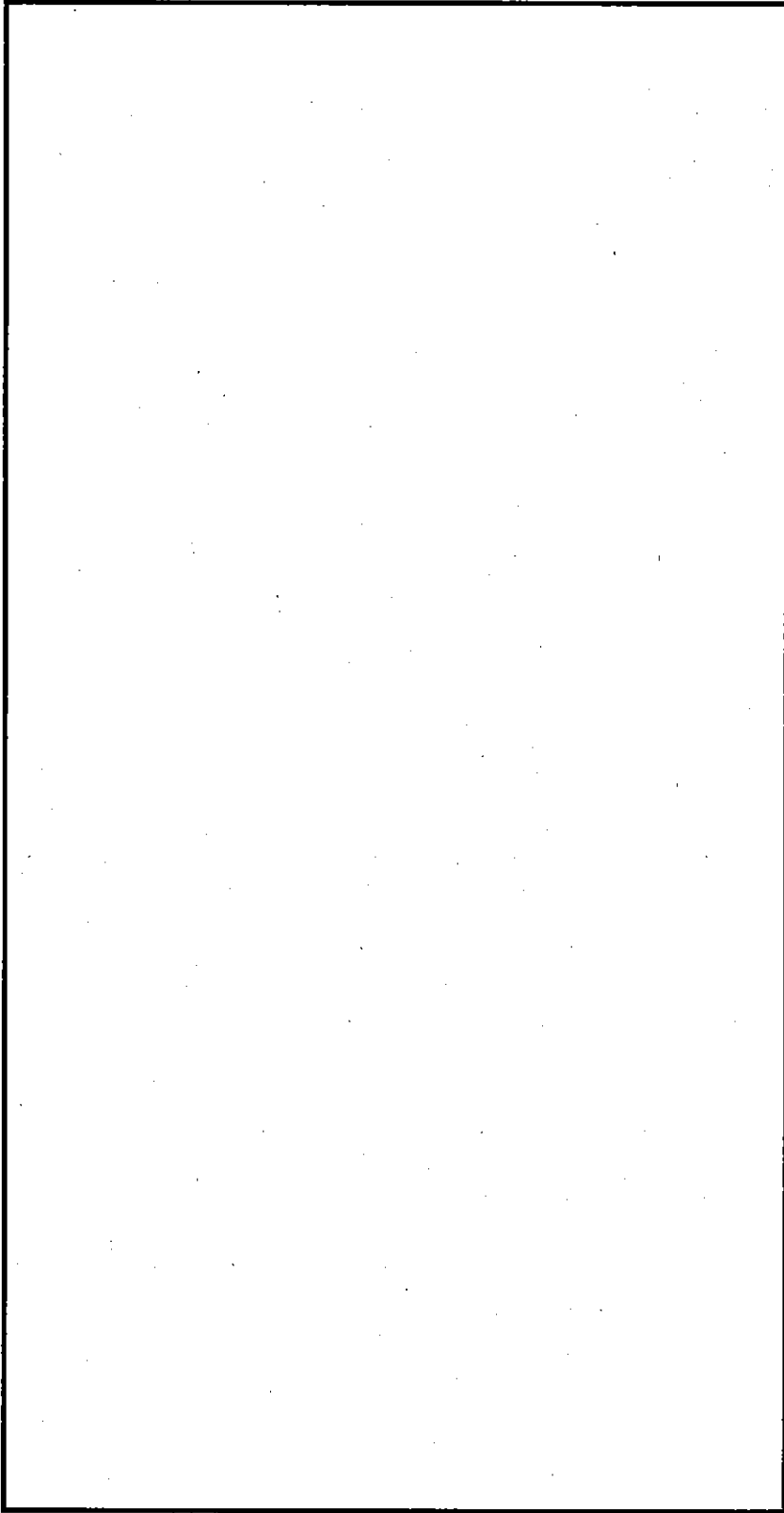
である。



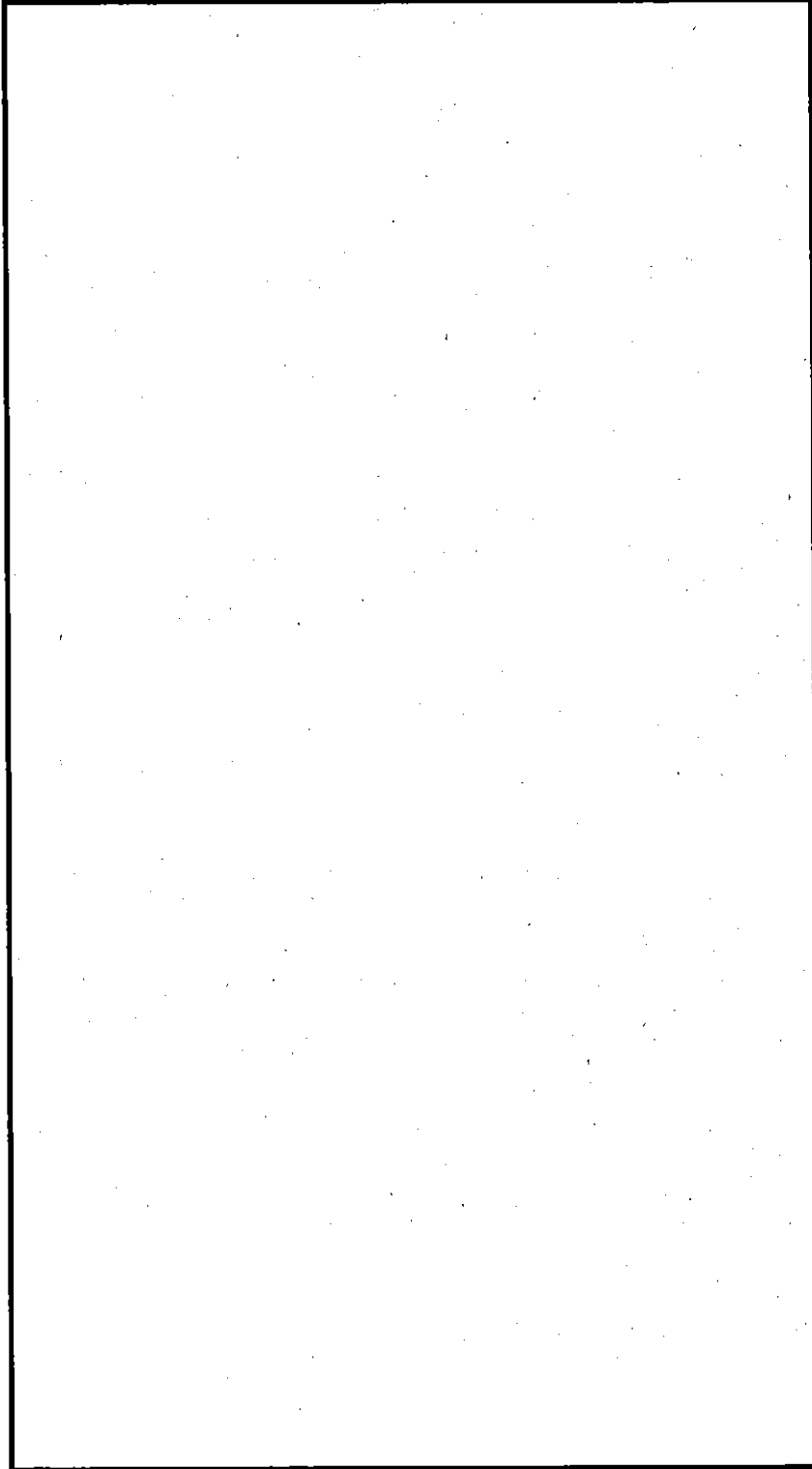
(p) - 第 A. 68 図 底部コーナーカー落下解析の解析モデル



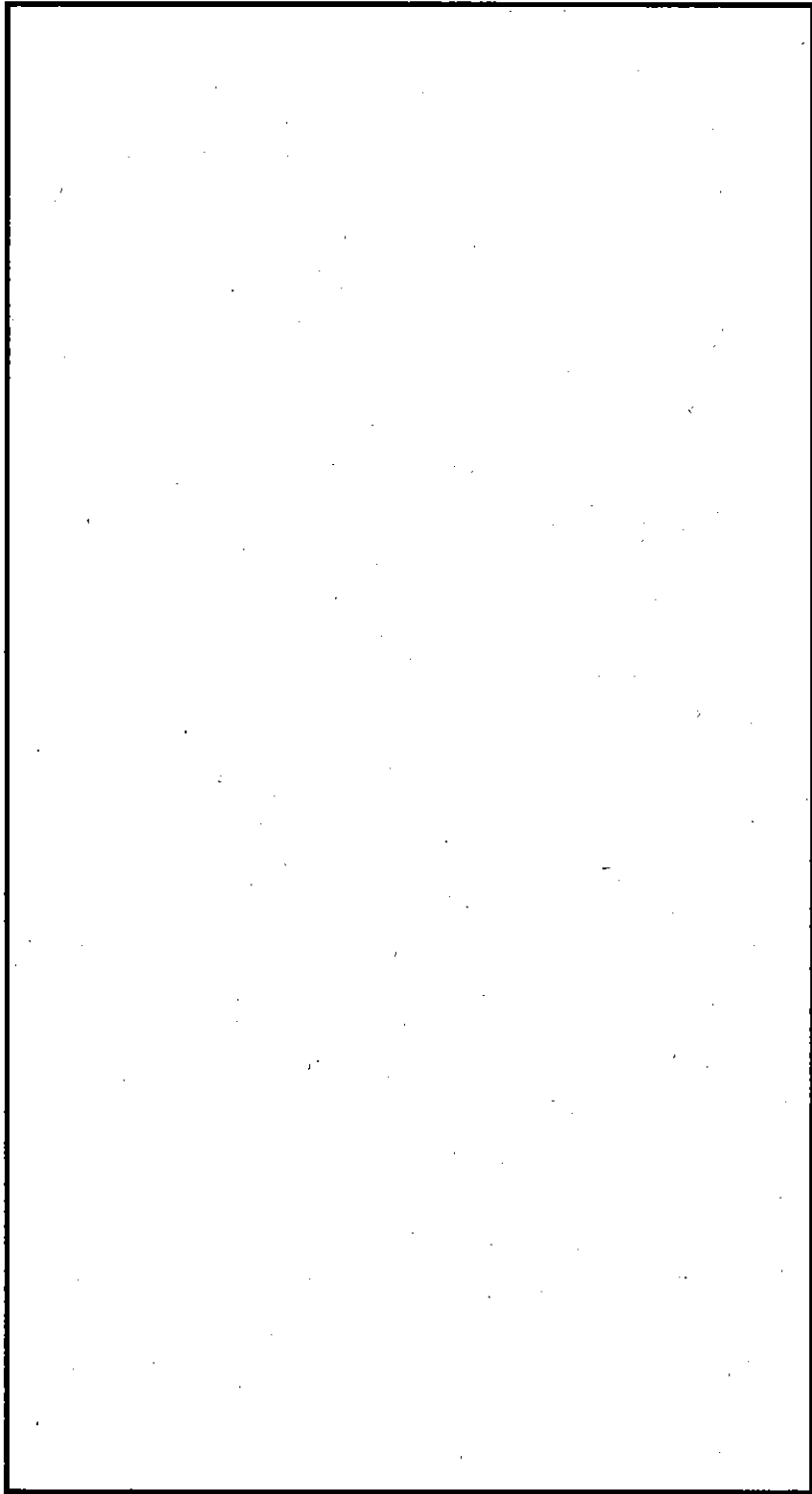
(ア) 第一A.69 図 9 m 底部コーナー落下時の最大変位時刻 (17.7ms 後) における変形



(a)-第A.70 図 9 m 底部コーナー落下時における落下方向の底部フインの変形時刻歴



(v) - 第A.71 図 9 m 底部コーナー落下時の落下方向の速度時刻歴



(□)-第A:72 図 9 m 底部コーナー落下時の衝撃減速度の時刻歴

A.6.1.1 垂直落下

9m垂直落下時において、輸送容器の容器本体、蓋及びバルブは十分な強度で密封性を保持し、輸送容器内部の燃料バスケット及び燃料要素は変形を生ずることがないことを示す。垂直落下は、頭部垂直落下と底部垂直落下に分けられる。頭部垂直落下及び底部垂直落下の最大衝撃減速度はそれぞれ□g、□gである。

A.6.1 に示すように、本核燃料輸送物に対する影響に関して、容器本体と蓋の接合面の密封性能に対しては落下衝撃解析の結果を直接用いて評価する。一方、収納物である燃料バスケット及び燃料要素に対しては、落下衝撃解析の結果から得られた最大衝撃減速度が対象とする部位に慣性力として静的に作用するものとして評価する。

輸送容器については、強度上最も厳しい容器本体と蓋の接合面に対して評価する。評価に当たっては、落下衝撃解析の結果を用いて評価する。

一方、収納物である角型用バスケット及び燃料要素に対しては、落下衝撃解析の結果から頭部垂直落下に比べ、底部垂直落下の衝撃減速度が大きいため、底部垂直落下から得られた最大衝撃減速度が対象とする部位に慣性力として静的に作用させるとものとして評価する。なお、MNU 用バスケットについては、底部垂直落下に比べ頭部垂直落下の場合が強度的に厳しいため、頭部垂直落下から得られた最大衝撃減速度を慣性力として静的に作用して評価する。

バルブの強度については収納物と同様に底部垂直落下の最大衝撃減速度が慣性力として静的に作用させるとものとして評価する。

本項では、垂直落下時において強度的に厳しいと考えられる以下の項目についてその強度上の健全性を示す。

1. 容器本体と蓋部の接合面の密封性
 - 1.1 頭部垂直落下
 - 1.2 底部垂直落下
2. バルブの強度
3. 燃料バスケットの強度
 - 3.1 角型用バスケット
 - 3.2 MNU 用バスケット
4. 燃料要素の強度
 - 4.1 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素
 - 4.2 JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素

4.3 JRR-3 MNU 燃料要素

1. 容器本体と蓋の接合面の密封性

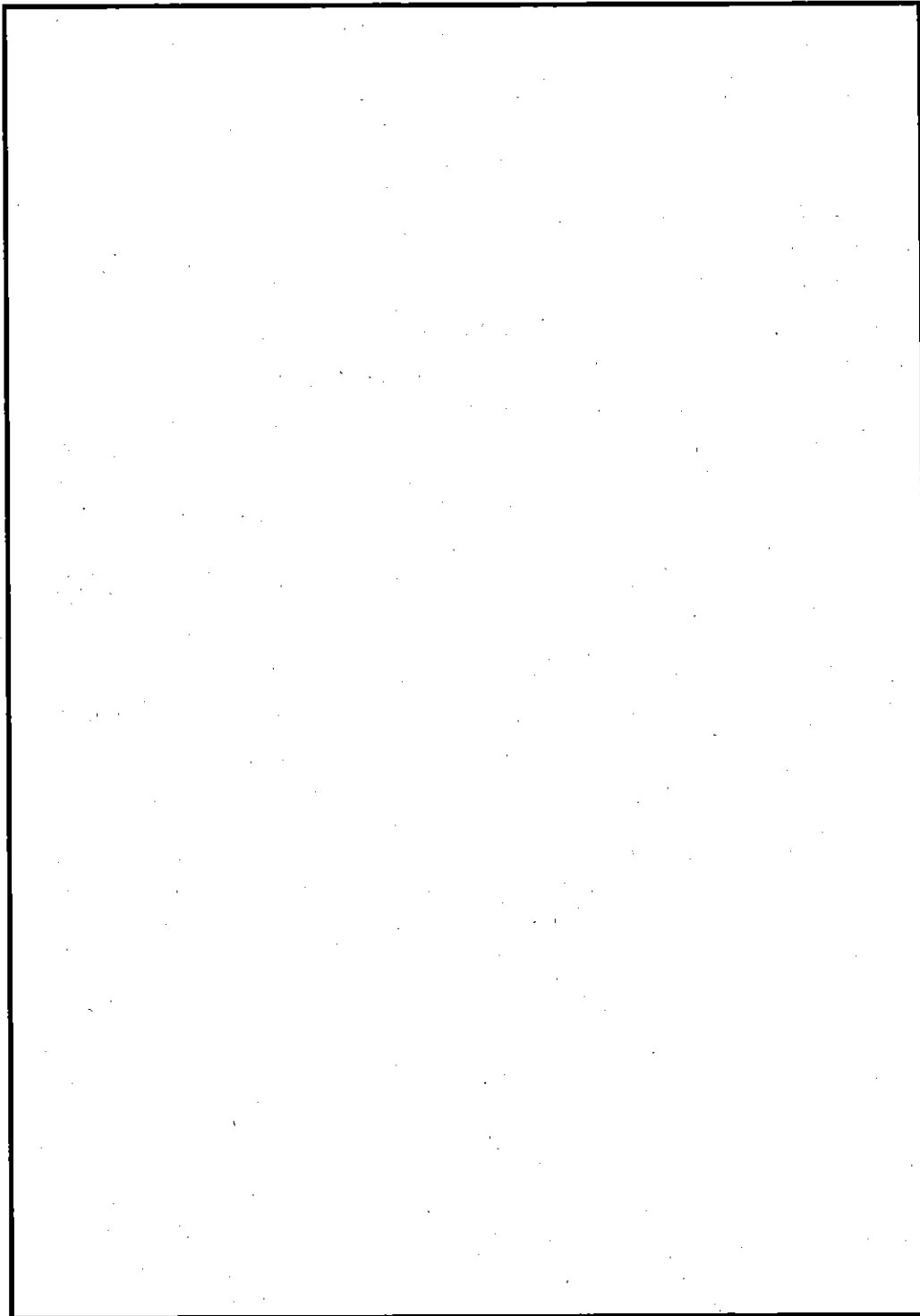
頭部垂直落下時に容器本体の慣性力が、Oリングが装填されるガスケットを有する蓋フランジ部に作用し、ガスケットが潰れ、密封性能が損なわれるおそれがある。そこで、本項では、その部分の変形挙動を評価し、密封性が維持されることを評価する。

1.1 頭部垂直落下

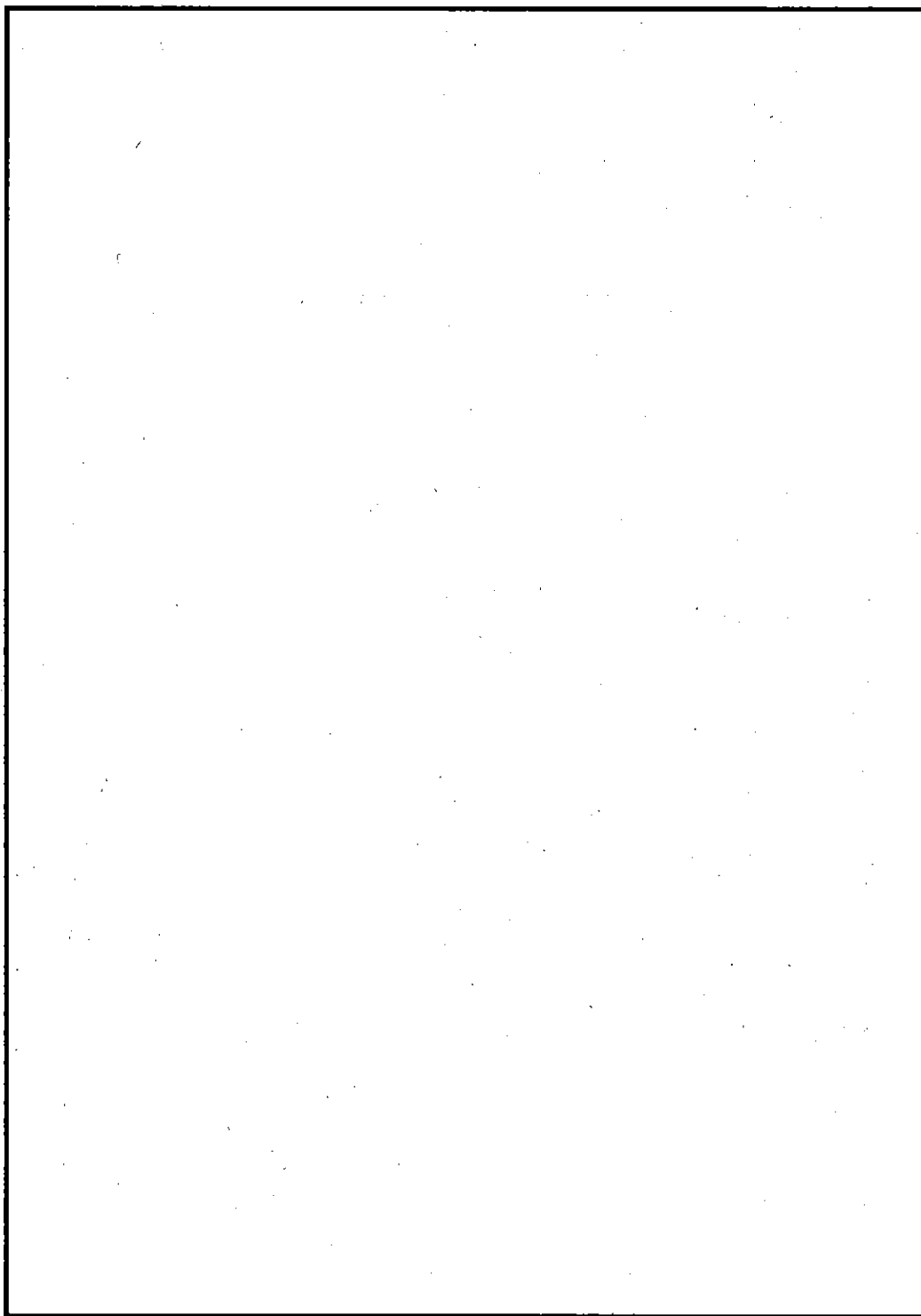
頭部垂直落下の蓋フランジ部及び容器本体のフランジ部の相当塑性ひずみ分布を(□)-第A.73図及び(□)-第A.74図に示す。これらの図より明らかなように、ガスケット近傍には塑性ひずみが生じなく、弾性域となっている。

また、蓋締付けボルトの応力時刻歴を(□)-第A.75図に示す。この図に示されるように、落下直後の衝撃変形時にはボルトの初期締付け力はフランジ部の変形により□MPaから約□MPa程度まで減少し、その後最大□MPaまで増加するが、衝撃終了時には、初期締付け力□MPaの状態に回復する。

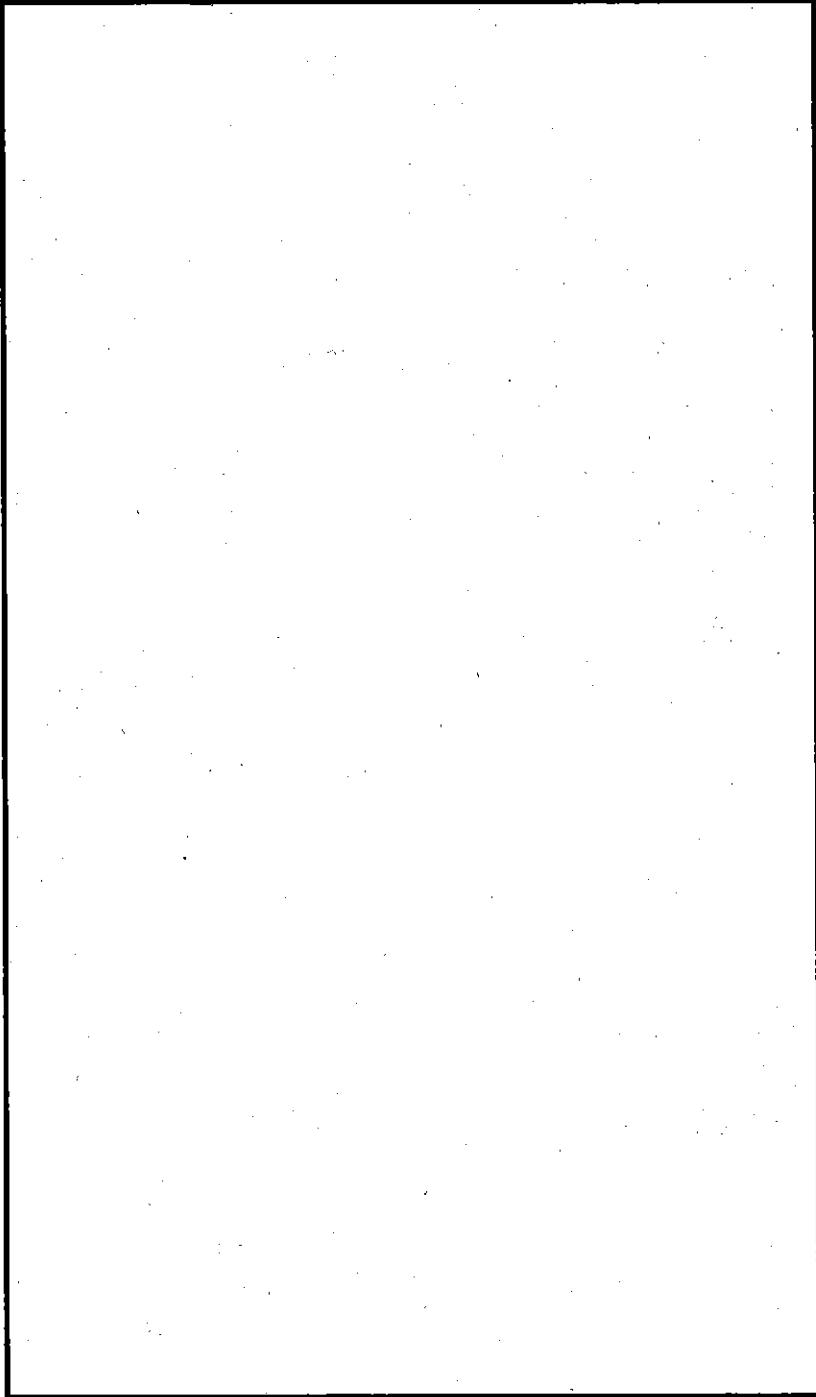
したがって、頭部垂直落下時において容器の密封機能は維持されると結論できる。



(ロ)一第A.73 図 頭部垂直落下時の蓋フランジ部の相当塑性ひずみコンター図



(ア) 第一A.74図 頭部垂直落下時の容器本体フランジ部の相当塑性ひずみコンタ—図



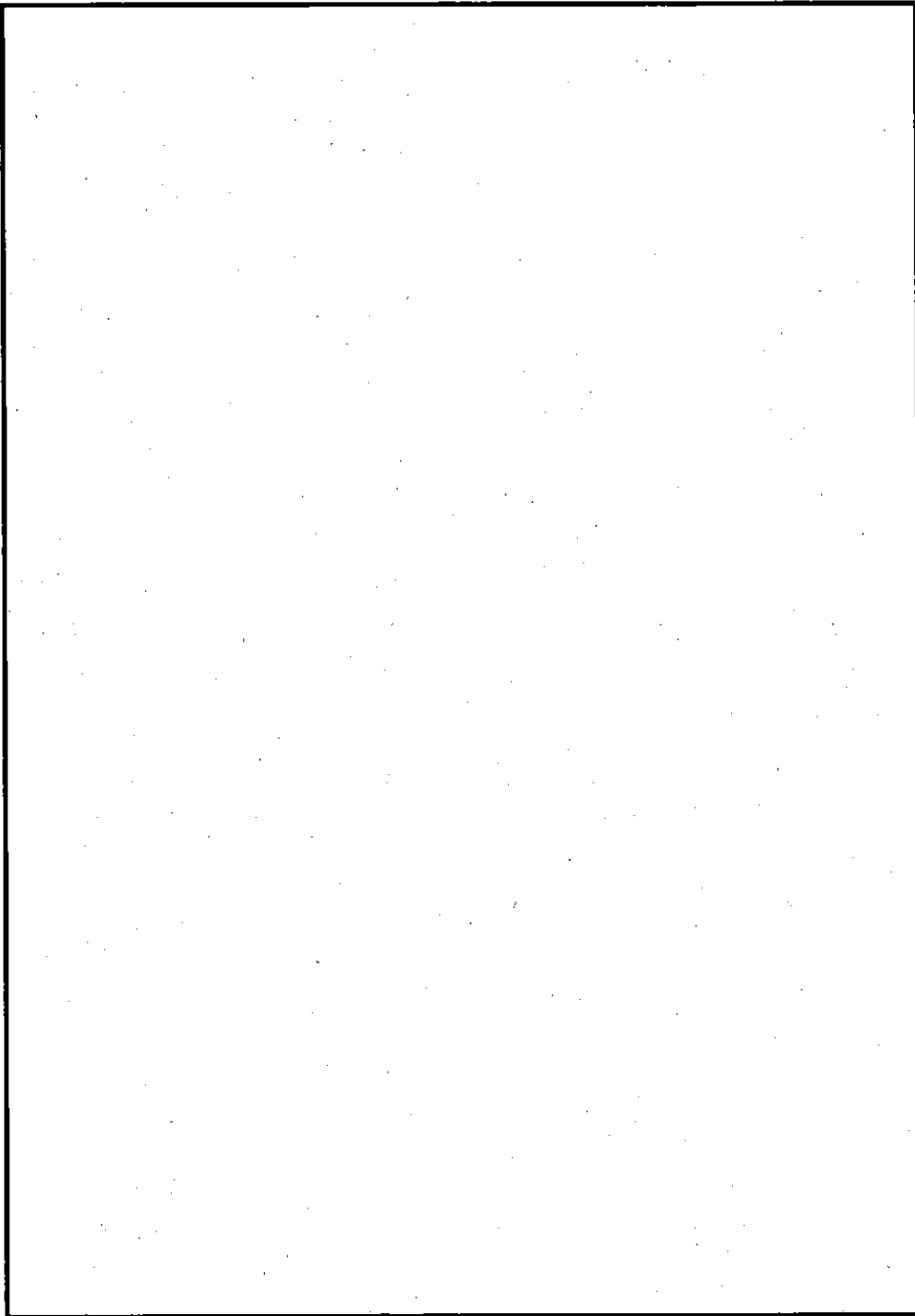
(P) 一第A.75 図 頭部垂直落下時における蓋縮付けボルトの軸応力時刻歴

1.2 底部垂直落下

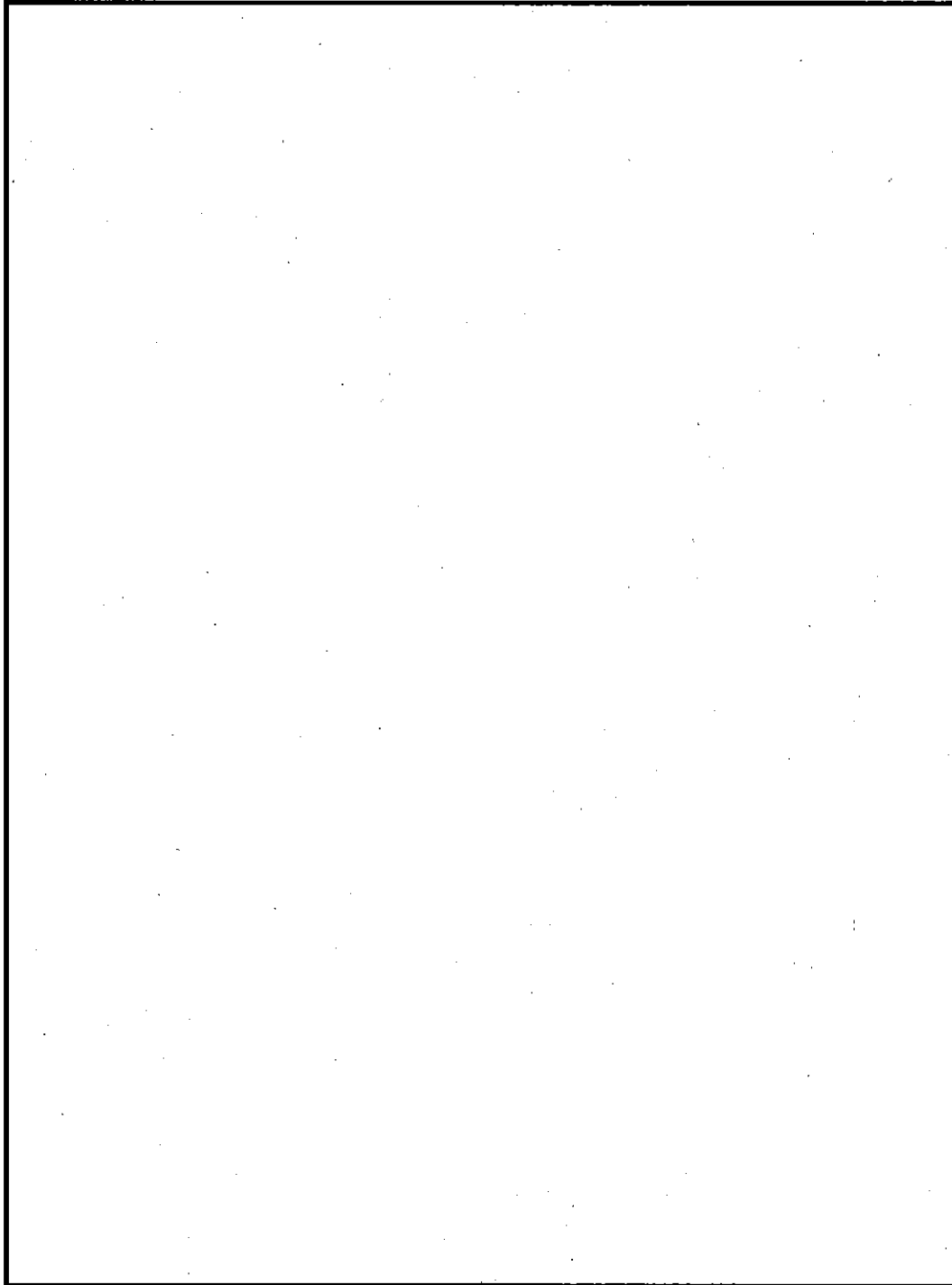
底部垂直落下の蓋フランジ部及び容器本体のフランジ部の相当塑性ひずみ分布を(□)-第A.76図及び(□)-第A.77図に示す。これらの図より明らかなように、ガスケット近傍には塑性ひずみが生じなく、すべて弾性域となっている。

また、蓋締付けボルトの応力時刻歴を(□)-第A.78図に示す。この図に示されるように、落下直後の衝撃変形時にはボルトの初期締付け力はフランジ部の変形により初期締付け応力□ MPa から約□ MPa 程度まで減少し、その後、最大□ MPa まで増加するが、衝撃終了時には、初期締付け力□ MPa 程度の状態に回復する。

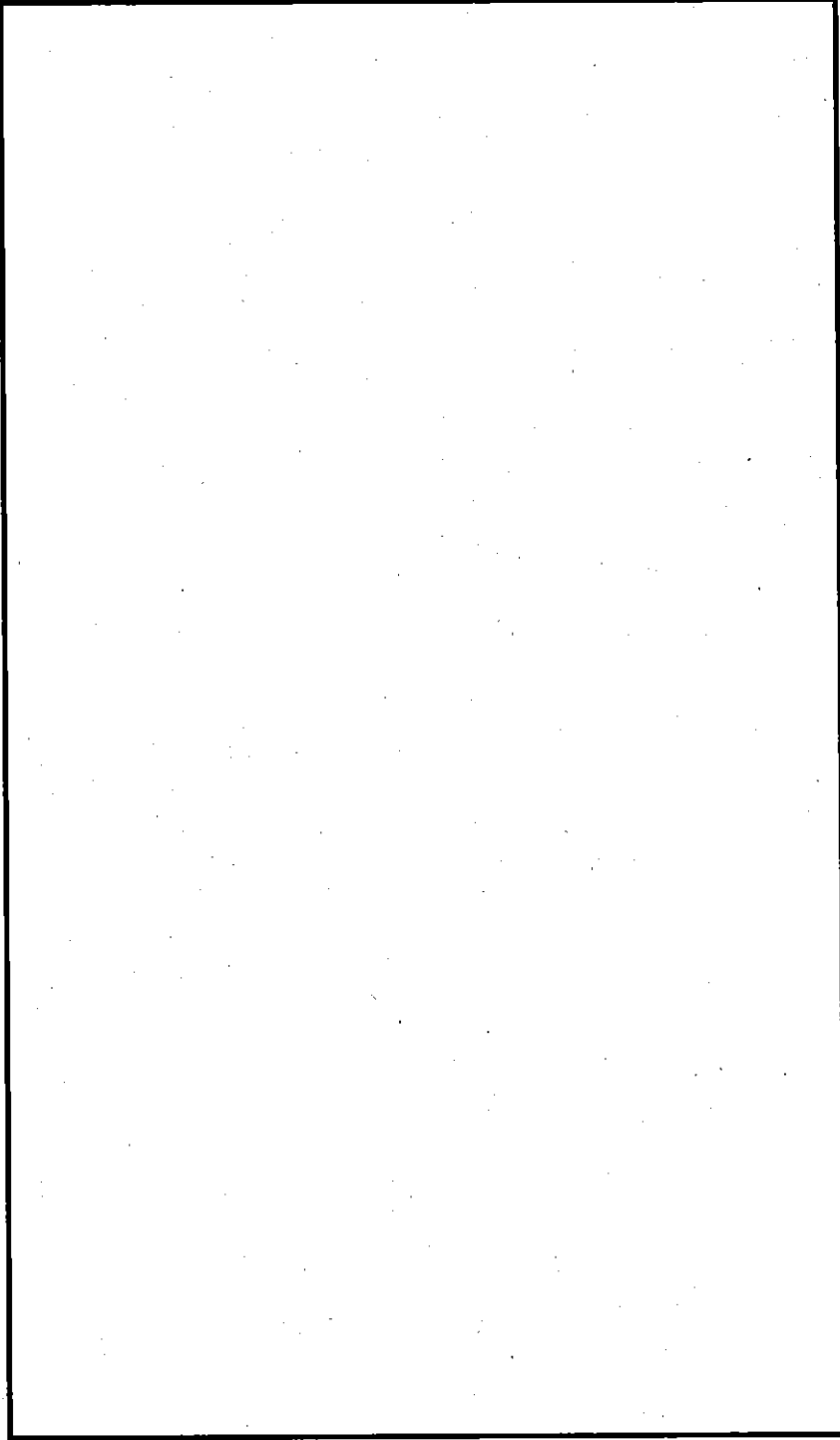
したがって、底部垂直落下時において容器の密封機能は維持されると結論できる。



(p) - 第A.76 図 底部垂直落下時の蓋フレンジ部の相当塑性ひずみコンター図



(ロ) - 第A.77 図 底部垂直落下時の容器本体フレンジ部の相当塑性ひずみコンター図



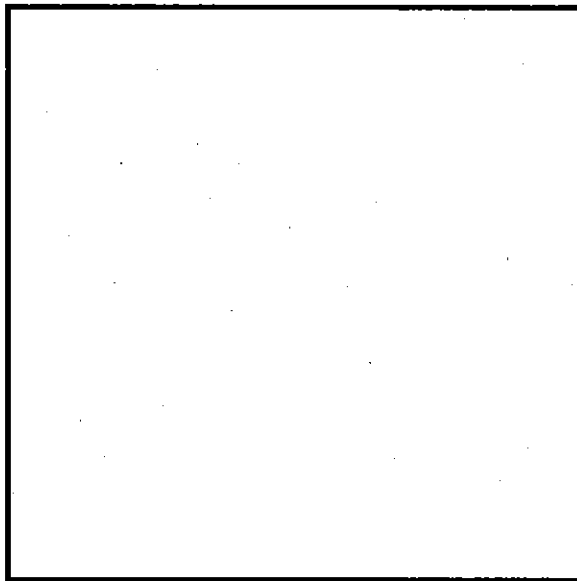
(ア) 第A.78図 底部垂直落下時における蓋締付けボルトの軸応力時刻歴

2. バルブの強度

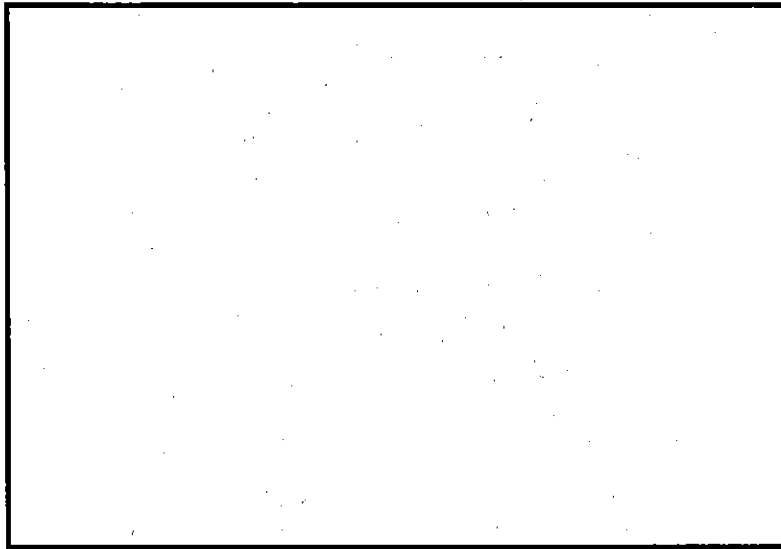
衝撃減速度が頭部垂直落下に比べ、大きい底部垂直落下において、強度上問題となるのはドレンバルブである。ドレンバルブは(図)－第A.79 図に示されるように垂直面に対して57°の傾きで取付けられているため、ドレンバルブに取付けられているボルトの軸方向に作用する衝撃減速度は底部垂直落下時の最大衝撃減速度 \square g より小さい。ここでは安全側にドレンバルブに最大衝撃減速度 \square g が作用するものとしてバルブの強度を検討する。

底部垂直落下によるフィンの変形は約 \square mmと小さく、バルブは直接落下面に接することはない。しかし、ドレンバルブの主取付けボルト及びバルブ保護カバー取付けボルトは落下によって衝撃力が作用する。ここではドレンバルブの主取付けボルト及びバルブ保護カバー取付けボルトが衝撃力に対して十分な強度を有することを示す。

まず、主取付けボルトについて検討する。主取付けボルトを(図)－第A.80 図に示す。



(図)－第A.79 図 ドレンバルブ



(ア) - 第A.80図 主取付けボルト

主取付けボルトのボルト定数 () は

平均径 () mm

谷径 () mm

断面積 () mm²

容器本体とねじ部のかみ合い長さ () mm

ベントバルブ本体（バルブ保護カバーを除く）の質量は () kg、衝撃減速度は () g である。主取付けボルトは () 本あるから、せん断を受ける総面積 S は

$$S = \left(\pi \times () \times \frac{()}{2} \right) \times () = () \text{ (mm}^2\text{)}$$

したがって、せん断応力 τ は

$$\tau = \frac{() \times 9.8 \times ()}{()} = () \text{ MPa}$$

ここで、ボルトの温度は () °C であるが安全側の () °C における許容せん断応力 τ_a は

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times () = () \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、主取付けボルトのせん断強度は十分ある。

次にフィンがついているドレンバルブのバルブ保護カバー取付けボルトについて検討する。バルブ保護カバー取付けボルトを(□)－第A.81図に示す。

バルブ保護カバー取付けボルトのボルト定数 (□)は

平均径 □ mm

谷径 □ mm

断面積 □ mm²

容器本体とねじ部のかみ合い長さ □ mm

フィンを含むバルブ保護カバーの質量は□ kg、衝撃減速度は□ gである。

また、バルブ保護カバー取付けボルトは□本であるから、せん断を受ける総面積Sは

$$S = \left(\pi \times \square \times \frac{\square}{2} \right) \times \square = \square \text{ (mm}^2\text{)}$$

したがって、せん断応力τは

$$\tau = \frac{\square \times 9.8 \times \square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ボルトの許容せん断応力τ_aは使用温度□℃で

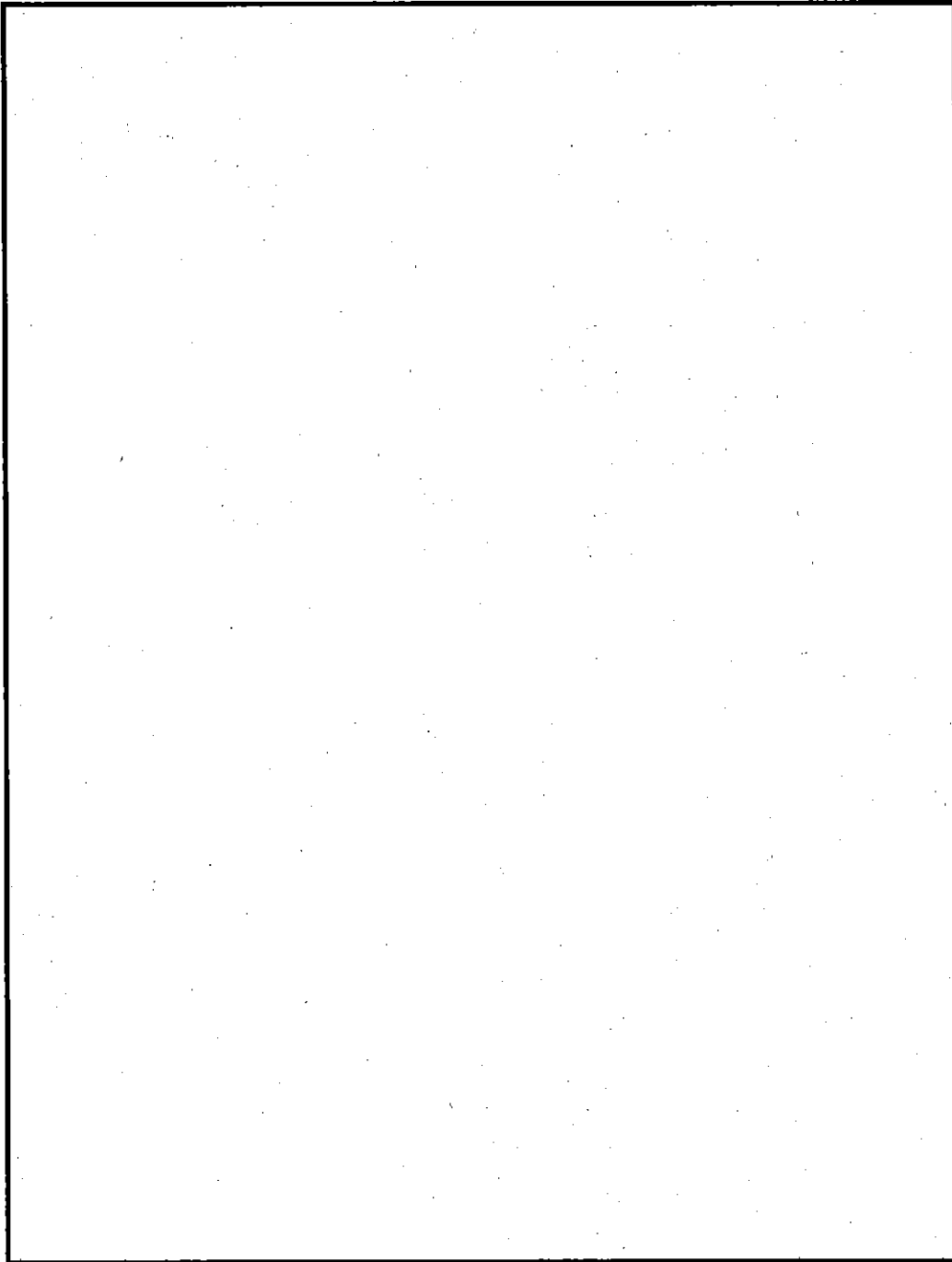
$$\tau_a = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、バルブ保護カバー取付けボルトのせん断強度は十分ある。



(a)-第A.81 図 バルブ保護カバー取付けボルト

3. 燃料バスケットの強度

垂直落下した場合、燃料バスケットには衝撃による慣性力が働く。このときの燃料バスケットに生じる応力の計算を行い、燃料バスケットが弾性座屈及び塑性変形しないことを示す。また、中性子吸収材が圧潰しないことを示す。

燃料バスケットに働く慣性力は次式で与えられる。

$$F = W_B \cdot g \cdot G_v$$

ただし、 F : 燃料バスケットに働く慣性力 (N)

W_B : 燃料バスケットの質量 (kg)

g : 重力加速度 (m/sec^2)

G_v : 衝撃減速度 (g)

この慣性力が垂直方向に働いた場合、燃料バスケットには圧縮応力が生ずる。この応力は次式で与えられる。

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

ただし、 σ_c : 圧縮応力 (MPa)

F : 燃料バスケットに働く慣性力 (N)

A : 燃料バスケットの垂直方向受圧面積 (mm^2)

したがって、

$$\sigma_c = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{A}$$

次に、燃料バスケットの限界座屈応力を以下に示す。

正方形断面の薄肉管の限界座屈応力¹⁶⁾は次式で与えられる。

$$\sigma_{cr} = \frac{k \pi^2 E}{12 (1 - \nu^2)} \cdot \left(\frac{t}{a}\right)^2$$

ただし、 σ_{cr} : 限界座屈応力 (MPa)

k : 座屈係数

E : 縦弾性係数 (MPa)

ν : ポアソン比

a : 正方形断面の一辺の長さ (mm)

t : 板厚 (mm)

3.1 角型用バスケット

3.1.1 バスケットの強度

垂直落下の場合、燃料バスケットには、落下による慣性力によって圧縮応力が生じる。この圧縮応力 σ_c は次式で与えられる。

$$\sigma_c = \frac{F}{A} = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{A}$$

ここで、 σ_c : 圧縮応力 (MPa)

A : 燃料バスケットの垂直方向受圧面積 = (mm²)

F : 燃料バスケットに働く慣性力 = $W_B \cdot g \cdot G_v$ (N)

W_B : 角型用バスケット質量

= (kg) ((p)-第A.2表参照)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_v : 衝撃減速度 = (g) ((p)-第A.6.1、3.2.2参照)

したがって、燃料バスケットに働く圧縮応力 σ_c は次のとおりである。

$$\sigma_c = \frac{\text{} \times 9.8 \times \text{}}{\text{}} = \text{} \text{ MPa}$$

ここで、バスケットの使用温度 °C における許容圧縮応力 σ_{ca} は、

$$\sigma_{ca} = 1.5 \times \sigma_{dy} = 1.5 \times \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

したがって、本バスケットの垂直落下による塑性変形に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

$$MS = \text{} - 1 = \text{}$$

したがって、角型用バスケットは落下による塑性変形を生じない。

次に、燃料バスケットの限界座屈応力を求める。

$$k = 4$$

$$E = \text{} \text{ MPa}$$

$$\nu = \text{}$$

$$a = \text{} \text{ mm}$$

$$t = \text{} \text{ mm (板厚 mm は安全側に最も小さいものを用いる)}$$

限界座屈応力 σ_{cr} は

$$\sigma_{cr} = \frac{k \pi^2 E}{12 (1-\nu^2)} \cdot \left(\frac{t}{a}\right)^2$$

$$= \frac{4 \times \pi^2 \times \square}{12 (1-\square^2)} \cdot \left(\frac{\square}{\square}\right)^2 = \square \text{ MPa}$$

ここで、慣性力によって生じる燃料バスケットの圧縮応力 σ_c は

$$\sigma_c = \square \text{ MPa} \text{ である。}$$

したがって、座屈に対する安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、角型用バスケットは垂直落下によって座屈を生じない。また、「(イ)章C. 輸送容器」に示すように、中性子吸収材はバスケットの仕切板に囲まれていることから、圧潰せず、未臨界性への影響を与えないことがわかる。

3.2 MNU 用バスケット

MNU 用バスケットの構造は、(ロ)－第A. 82 図に示すとおりである。同図から明らかなように、角型パイプと支持板は上下部で、のど厚 2mm で溶接され、受板の高さが角型パイプに比べて高いため、垂直方向の受圧面は受板の部分となる。これらの受板及び角型パイプと支持板との溶接部については、底部垂直落下に比べ頭部垂直落下の場合が強度的に厳しいため、頭部垂直落下から得られた最大衝撃減速度を慣性力として静的に作用して評価する。

3.2.1 受板の強度

頭部垂直落下の場合、受板には燃料バスケットの全重量による慣性力によって圧縮応力が生じる。この圧縮応力 σ_c は次式で与えられる。

$$\sigma_c = \frac{F}{A} = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{A}$$

ここで、 σ_c : 圧縮応力 (MPa)

A : 受板の垂直方向受圧面積 = \square (mm²)

F : 燃料バスケットに働く慣性力 = $W \cdot g \cdot G_v$ (N)

W_B : MNU 用バスケットの質量 = \square (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_v : 衝撃減速度 = \square (g)

したがって、受板に働く圧縮応力 σ_c は次のとおりである。

$$\sigma_c = \frac{\square \times 9.8 \times \square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、燃料バスケットの使用温度 $\square^\circ\text{C}$ における許容圧縮応力 σ_{ac} は

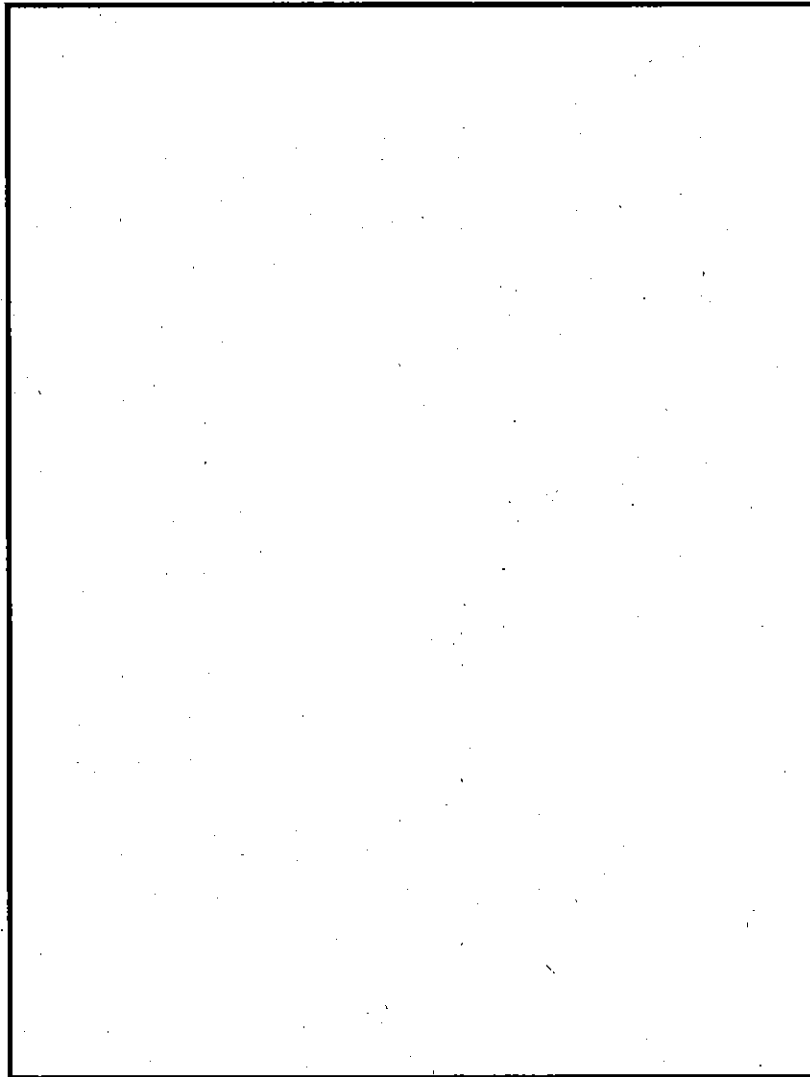
$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_{dy} = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、燃料バスケット受板の安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、MNU用バスケット受板は、落下による塑性変形を生じない。



(p)-第A.82図 MNU用バスケット

3.2.2 角型パイプと支持板との溶接部の強度

頭部垂直落下の場合、燃料バスケットの角型パイプと支持板との溶接部にせん断応力が生じる。解析としては、(p)-第A.81 図に示すように、a、b、c、d、e、f で囲む角型パイプの慣性力によって生じる a-b-c-d-e 部の溶接部のせん断応力を評価する。

このせん断応力 τ は次式で与えられる。

$$\tau = \frac{F}{A} = \frac{W_B \cdot g \cdot G_v}{\ell \cdot d}$$

ここで、 τ : 溶接部のせん断応力 (MPa)

A : 溶接部のビード断面積 = $\ell \cdot d$ (mm²)

ℓ : 溶接長さ (角型パイプの上下部を溶接してある)
= $46 \times 14 \times 2 = 1,288$ (mm)

d : 溶接のど厚さ = 2 (mm)

F : 溶接部に働く慣性力 = $W_B \cdot g \cdot G_v$ (N)

W_B : a、b、c、d、e、f で囲む角型パイプの質量
= = (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_v : 衝撃減速度 = (g)

したがって、溶接部に働くせん断応力 τ は次のとおりである。

$$\tau = \frac{\text{} \times 9.8 \times \text{}}{1288 \times 2} = \text{} \text{ MPa}$$

ここで、燃料バスケットの使用温度 °C における溶接部の許容せん断応力 τ_a は

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_U \times \eta = 0.6 \times \text{} \times 0.70 = \text{} \text{ MPa}$$

したがって、溶接部の安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\text{$$

$$MS = \text{$$

4. 燃料要素の強度

垂直落下時において各燃料バスケットは、(ロ)－A.6.1.1の3.で説明したように、座屈及び塑性変形することはないので燃料バスケットの変形による燃料要素の異常変形は生じない。したがって、本項では垂直落下時の衝撃力に対して各燃料要素が必要な強度を有していることを評価する。

なお、JRR-3 MNU 燃料要素を除く燃料要素の燃料板は、2枚の側板にロール・スウェージ法によって固定されているため、垂直落下時の衝撃力によって燃料板が脱落しないことを確認する。

4.1 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素の強度

垂直落下の場合燃料要素には、落下による慣性力が働く。この時の燃料要素の側板が十分な強度を有すること及び燃料板が脱落しないことを示す。

4.1.1 燃料要素の側板の強度

落下による燃料要素の側板に生じる圧縮応力 σ_c は次式で与えられる。

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

ここで、 σ_c : 圧縮応力 (MPa)

A : 燃料要素側板の垂直方向受圧面積

$$= \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

F : 燃料要素に働く慣性力 = $W \cdot g \cdot G_v$ (N)

W : 燃料要素の質量 = $\boxed{}$ (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_v : 衝撃減速度 = $\boxed{}$ (g)

したがって、燃料要素側板に働く圧縮応力 σ_c は次のとおりである。

$$\sigma_c = \frac{\boxed{} \times 9.8 \times \boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

ここで、燃料要素の使用温度 $\boxed{}^\circ\text{C}$ における許容圧縮応力 σ_{ac} は(ロ)－第A.6図より、 $\boxed{}^\circ\text{C}$ においてはA $\boxed{}$ 材の方がA $\boxed{}$ より低降伏材なので、A $\boxed{}$ 材の $\boxed{}^\circ\text{C}$ における降伏応力 $\sigma_y = \boxed{} \text{ MPa}$ を用いると、

$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、燃料要素側板の安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、燃料要素側板は、垂直落下による圧縮応力に対して強度的に十分耐えることができる。

4.1.2 燃料板の脱落

燃料板は、2枚の側板にロールスウェージ法によって取付けられている。この燃料板に働く慣性力(F)は次式で表される。

$$F = W \cdot g \cdot G_v$$

ここで、

W : 燃料要素の質量 □ (kg)

G_v : 垂直落下時の最大減速度 □ (g)

$$F = \square \times 9.8 \times \square = \square \text{ N}$$

となる。

燃料板がロールスウェージ法によって取付けられている結合強度(F_r)は、次式で表される。

$$F_r = n \cdot L \cdot q$$

ここで、

n : 燃料板枚数 □ (枚)

L : 取付けられている長さ □ (mm)

q : 燃料製作仕様による単位長さ当りの結合強度 □ (N/mm以上)

$$F_r = \square = \square \text{ N}$$

となる。

したがって、燃料板の固定に対する安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{F_r}{F} = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

となる。したがって、燃料板は脱落しない。

4.2 JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素と同様に、垂直落下の場合燃料要素には、落下による慣性力が働く。この時の燃料要素の取付け板が十分な強度を有すること及び燃料板が脱落しないことを示す。

4.2.1 燃料要素の側板の強度

落下による燃料要素の側板に生じる圧縮応力 σ_c は次式で与えられる。

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

ここで、 σ_c : 圧縮応力 (MPa)

A : 燃料要素側板の垂直方向受圧面積

$$= \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

F : 燃料要素に働く慣性力 = $W \cdot g \cdot G_v$ (N)

W : 燃料要素の質量 = $\boxed{}$ (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_v : 衝撃減速度 = $\boxed{}$ (g)

したがって、燃料要素の側板に働く圧縮応力 σ_c は次のとおりである。

$$\sigma_c = \frac{\boxed{} \times 9.8 \times \boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

ここで、燃料要素の使用温度 $\boxed{}$ °Cにおける許容圧縮応力 σ_{ac} は(ア)－第A. 6図より、 $\boxed{}$ °CにおいてはA $\boxed{}$ の方がA $\boxed{}$ 材より低降伏材なので、A $\boxed{}$ 材の $\boxed{}$ °Cにおける降伏応力 $\sigma_y = \boxed{} \text{ MPa}$ を用いると、

$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、燃料要素側板の安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、燃料要素側板は、垂直落下による圧縮応力に対して強度的に十分耐えることができる。

4.2.2 燃料板の脱落

燃料板は、2枚の側板にロールスウェージ法によって取付けられている。
この燃料板に働く慣性力（F）は次式で表される。

$$F = W \cdot g \cdot G_v$$

ここで、

W : 燃料要素の質量 (kg)

G_v : 垂直落下時の最大減速度 (g)

$$F = \text{} \times 9.8 \times \text{} = \text{} \text{ N}$$

となる。

燃料板がロールスウェージ法によって取付けられている結合強度（F_r）は、
次式で表される。

$$F_r = n \cdot L \cdot q$$

ここで、

n : 燃料板枚数 (枚)

L : 取付けられている長さ (mm)

q : 燃料製作仕様による単位長さ当りの結合強度
 (N/mm以上)

$$F_r = \text{} = \text{} \text{ N}$$

となる。

したがって、燃料板の固定に対する安全率R_F及び余裕率MSは次のとおりである。

$$R_F = \frac{F_r}{F} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

$$MS = \text{} - 1 = \text{}$$

となる。したがって、燃料板は脱落しない。

4.3 JRR-3 MNU 燃料要素

JRR-3 MNU 燃料要素の形状は、(イ)－第D.3 図及び(イ)－第D.4 図に示すように構造的に同一な上、中燃料要素と下燃料要素の2種類あるが、形状の違いにより、(ロ)－第A.83 図に示す上、中燃料要素が下燃料要素よりも応力的に厳しいため、ここでは上、中燃料要素についての強度計算を示す。

また、(ロ)－第A.83 図に示すように、A、Bの二方向の落下について検討した。

計算で用いた材料特性を(ロ)－第A.15 表に示す。本計算は構造解析汎用プログラム ABAQUS を用い、Z軸に関して軸対称であるとして計算を行った。

(ロ)－第A.15 表 JRR-3 MNU 燃料要素の材料特性

材 質	密 度 (kg/m ³)	縦弾性係数 [MPa]	ポアソン比	降伏応力 [MPa] □℃
A0合金 (A □)	□	□	0.3	□*3
A0合金 (A □)	□	□	0.3	□*1
U-metal*2	□	□	0.23	□

ただし、*1：アルミニウムハンドブックによる。

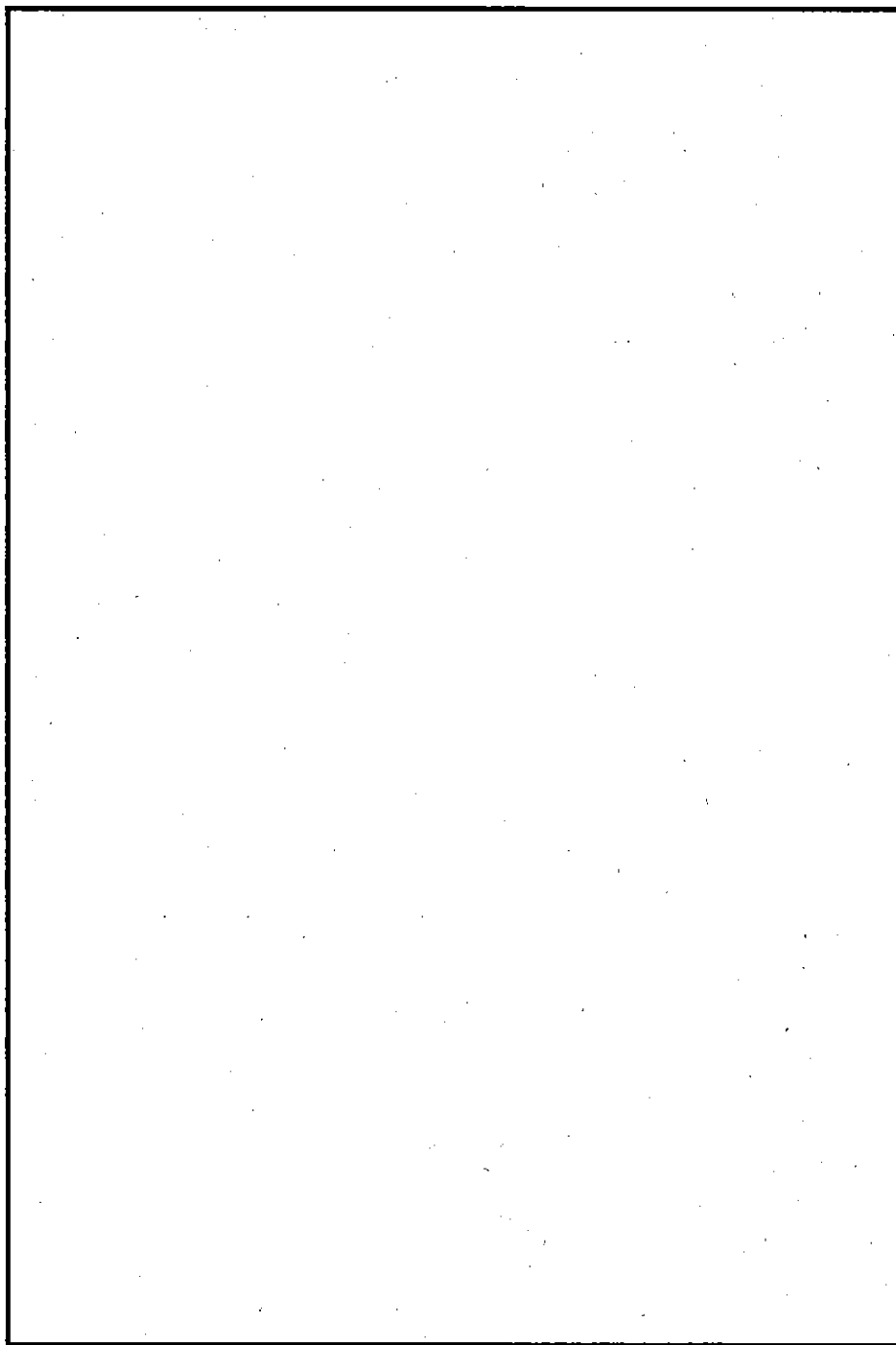
*2：原子力ハンドブックによる。

*3：住友アルミニウムハンドブックによる。

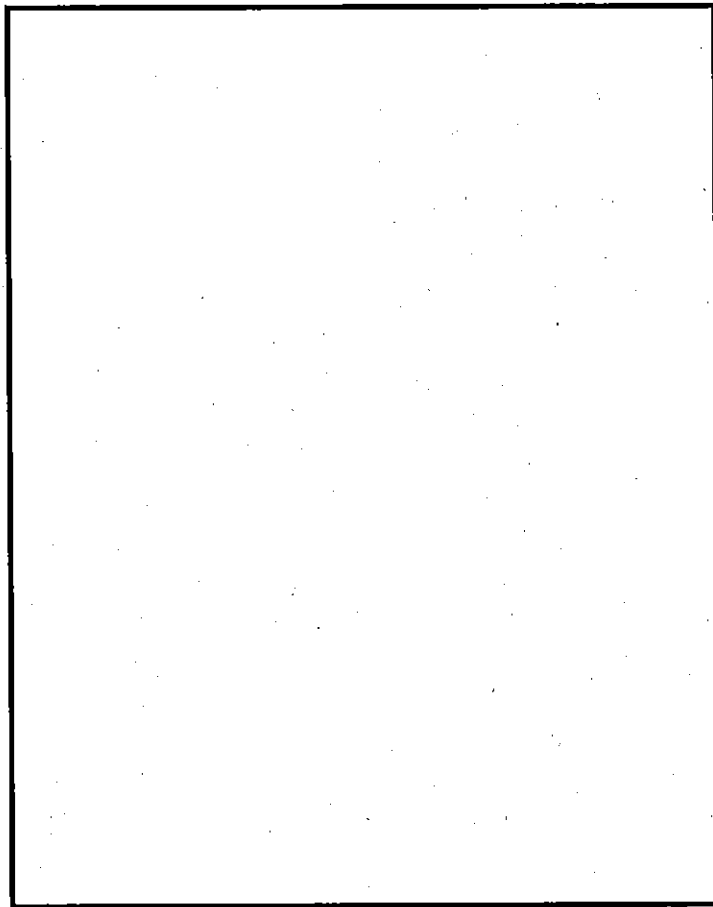
4.3.1 A方向の落下

A方向落下の場合の境界条件を(ロ)－第A.84 図に、落下衝撃減速度 □g における応力を(ロ)－第A.85 図に示す。計算の結果、アルミニウム被覆管、端栓及び金属天然ウランの最大応力は、それぞれ □MPa、□MPa 及び □MPa である。このときの許容圧縮応力を降伏応力の1.5倍とすると、A方向落下時のJRR-3 MNU 燃料要素各部の安全率RF及び余裕率MSは(ロ)－第A.16 表に示すとおりである。

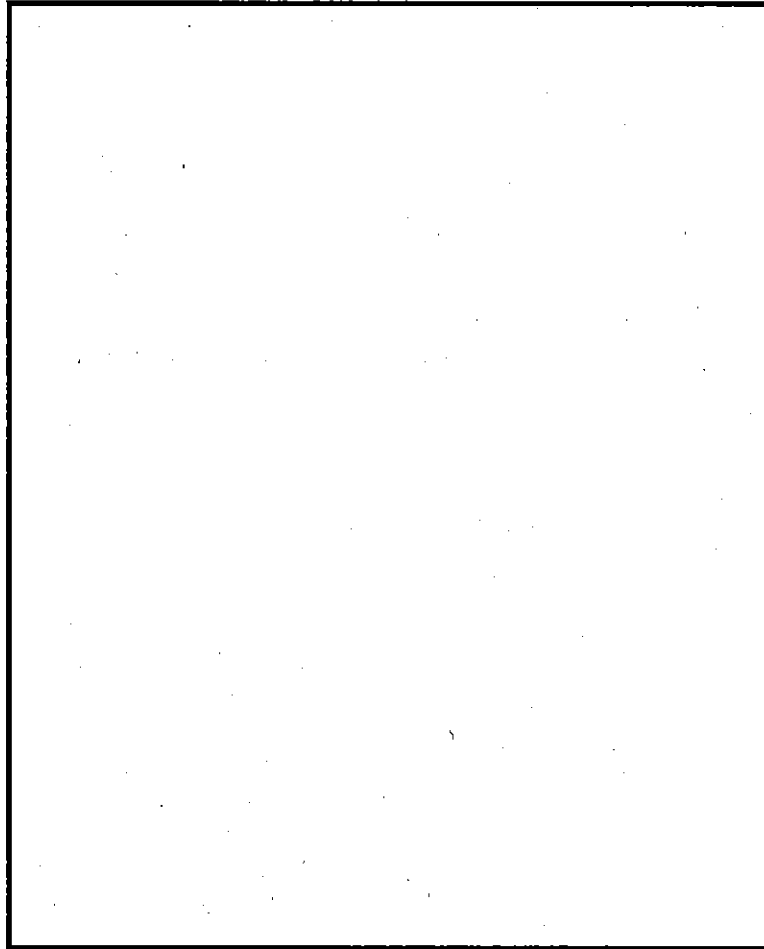
同表に示されるように、A方向の垂直落下に対してJRR-3 MNU 燃料要素は十分な強度を有する。



(㊦)-第A.83 図 JRR-3 MNU 燃料要素の形状



(□) - 第A.84図 A方向落下の場合の境界条件



(p) - 第A.85図 A方向落下の場合の応力

(ロ) - 第A.16表 JRR-3 MNU 燃料要素A方向落下時の最大応力、安全率及び余裕率

	最大応力 [MPa]	許容圧縮応力 [MPa]	安全率 (RF)	余裕率 (MS)
アルミニウム被覆管	□	□	□	□
端 栓	□	□	□	□
金属天然ウラン	□	□	□	□

4.3.2 B方向の落下

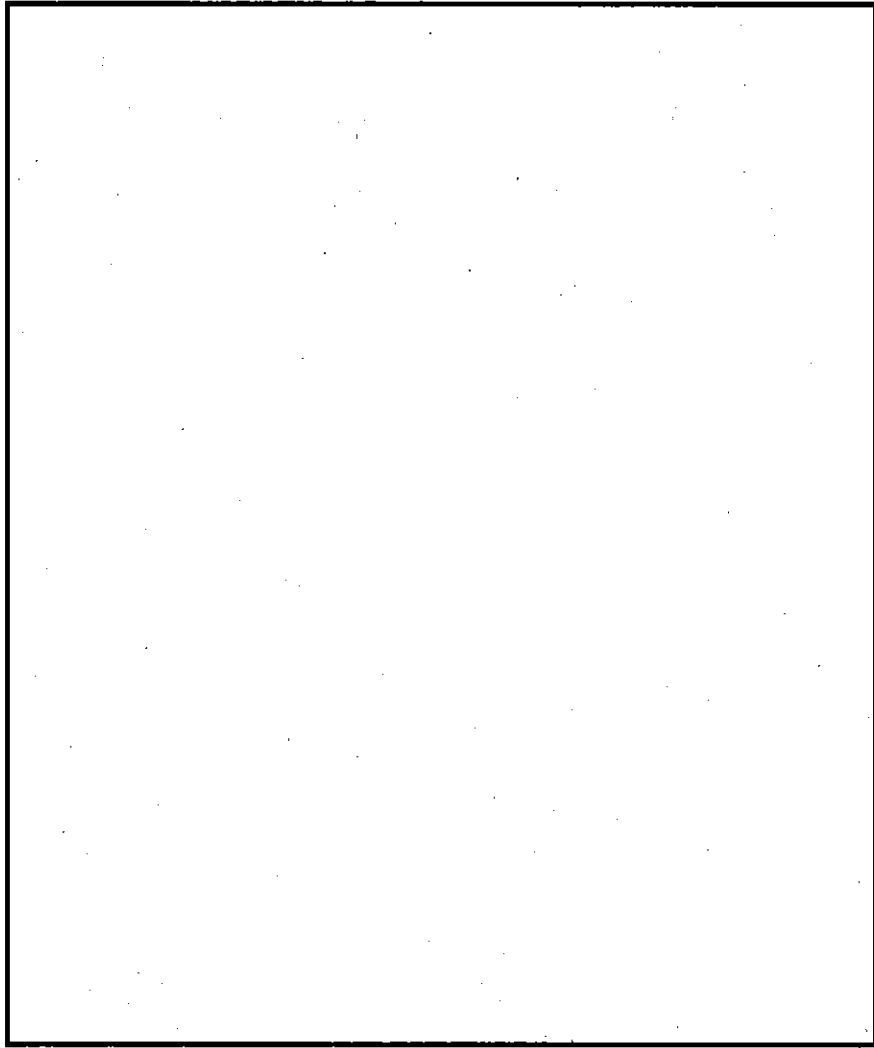
B方向落下の場合の境界条件を(ロ) - 第A.86 図に、落下衝撃減速度 □g おける応力を(ロ) - 第A.87 図に示す。

アルミニウム被覆管、端栓及び金属天然ウランの最大応力はそれぞれ □MPa、□MP 及び □MPa である。このときの許容圧縮応力を降伏応力の 1.5 倍とすると、B方向落下時の JRR-3 MNU 燃料要素各部の安全率RF及び余裕率MSは(ロ) - 第A.17表に示すとおりである。

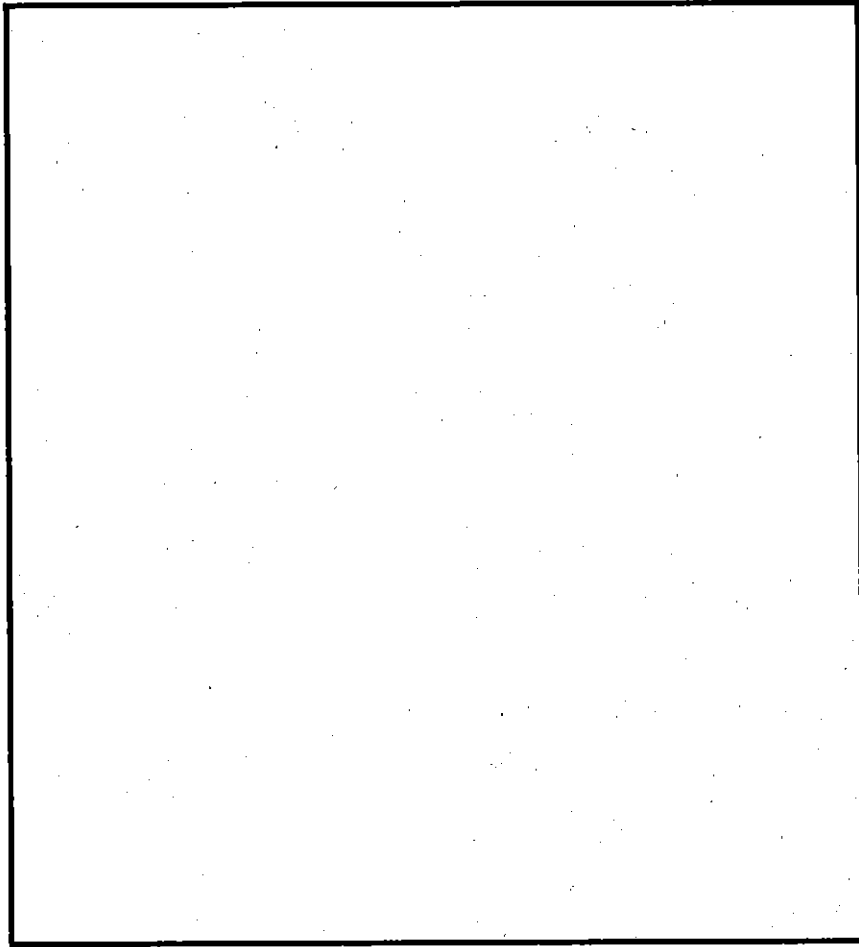
同表に示されるように、B方向の垂直落下に対して、JRR-3 MNU 燃料要素は十分な強度を有する。

(ロ) - 第A.17表 JRR-3 MNU 燃料要素B方向落下時の最大応力、安全率及び余裕率

	最大応力 [MPa]	許容圧縮応力 [MPa]	安全率 (RF)	余裕率 (MS)
アルミニウム被覆管	□	□	□	□
端 栓	□	□	□	□
金属天然ウラン	□	□	□	□



(v) - 第A. 86 図 B 方向落下の場合の境界条件



(㊦)-第A.87図 B方向落下の場合の応力

A.6.1.2 水平落下

9m水平落下時において、輸送容器の容器本体、蓋及びバルブは十分な強度で密封性を保持し、容器内部の燃料バスケット及び燃料要素は強度上問題がないことを示す。

垂直落下の場合と同様な方法で各部の強度を検討する。すなわち、輸送容器において、強度上最も厳しい容器本体と蓋の接合面について評価する。その評価に当たっては落下衝撃解析の結果を直接用いる。一方、収納物である燃料バスケット及び燃料要素に対しては、落下衝撃解析の結果から得られた最大衝撃減速度を対象とする部位に慣性力として静的に作用するものとして評価する。

なお、バルブの強度については収納物と同様に最大衝撃減速度が慣性力として静的に作用させるものとして評価する。

以下に示す解析では、本核燃料輸送物各部に加わる最大衝撃減速度として $\square g$ (□-第A.6.1の3.3参照)を用いて行う。

1. 容器本体部と蓋部の接合面の密封性
2. バルブの強度
3. 燃料バスケットの強度
 - 3.1 角型用バスケット
 - 3.2 MNU 用バスケット
4. 燃料要素の強度
 - 4.1 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素
 - 4.2 JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素
 - 4.3 JRR-3 MNU 燃料要素

1. 容器本体と蓋の接合面の密封性

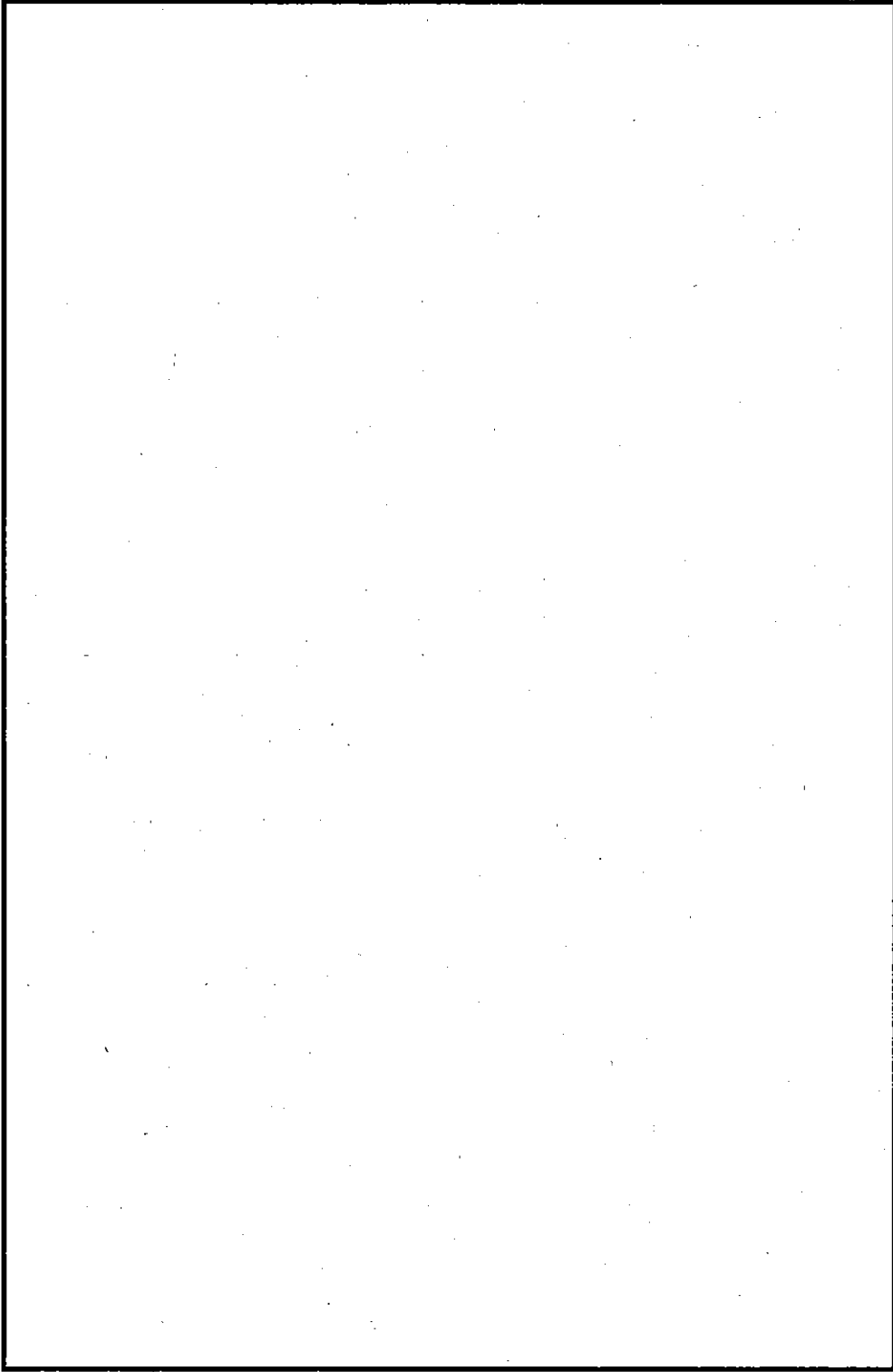
水平落下時における容器本体と蓋の接合面の密封性が維持されることを示す。

蓋フランジ部及び容器本体フランジ部の相当塑性ひずみ分布をそれぞれ (p) - 第 A. 88 図及び (p) - 第 A. 89 図に示す。これらの図に示されるように、フランジ部の密封部であるガスケット部には塑性ひずみは生じなく、弾性状態である。

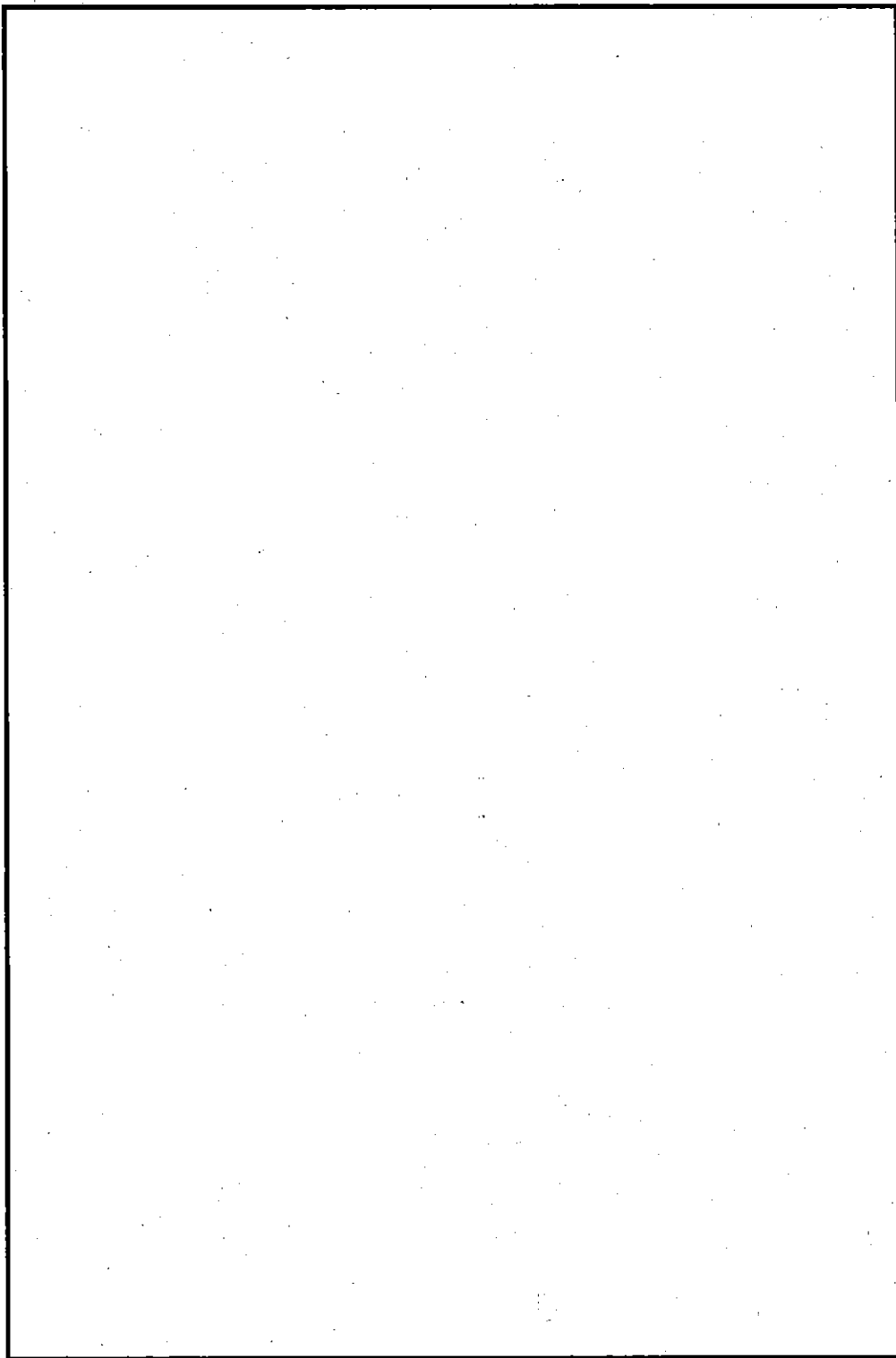
(p) - 第 A. 90 図は蓋締付けボルトの軸応力の時刻歴を示したものである。

(p) - 第 A. 90 図に示されるように、落下時にターゲットに衝突する近傍の蓋締付けボルトに、最大応力 \square MPa が生じるが、その応力は蓋締付けボルトの降伏応力 \square MPa より小さい。また、その応力は落下終了時にはほぼ初期締付け応力の状態に回復している。

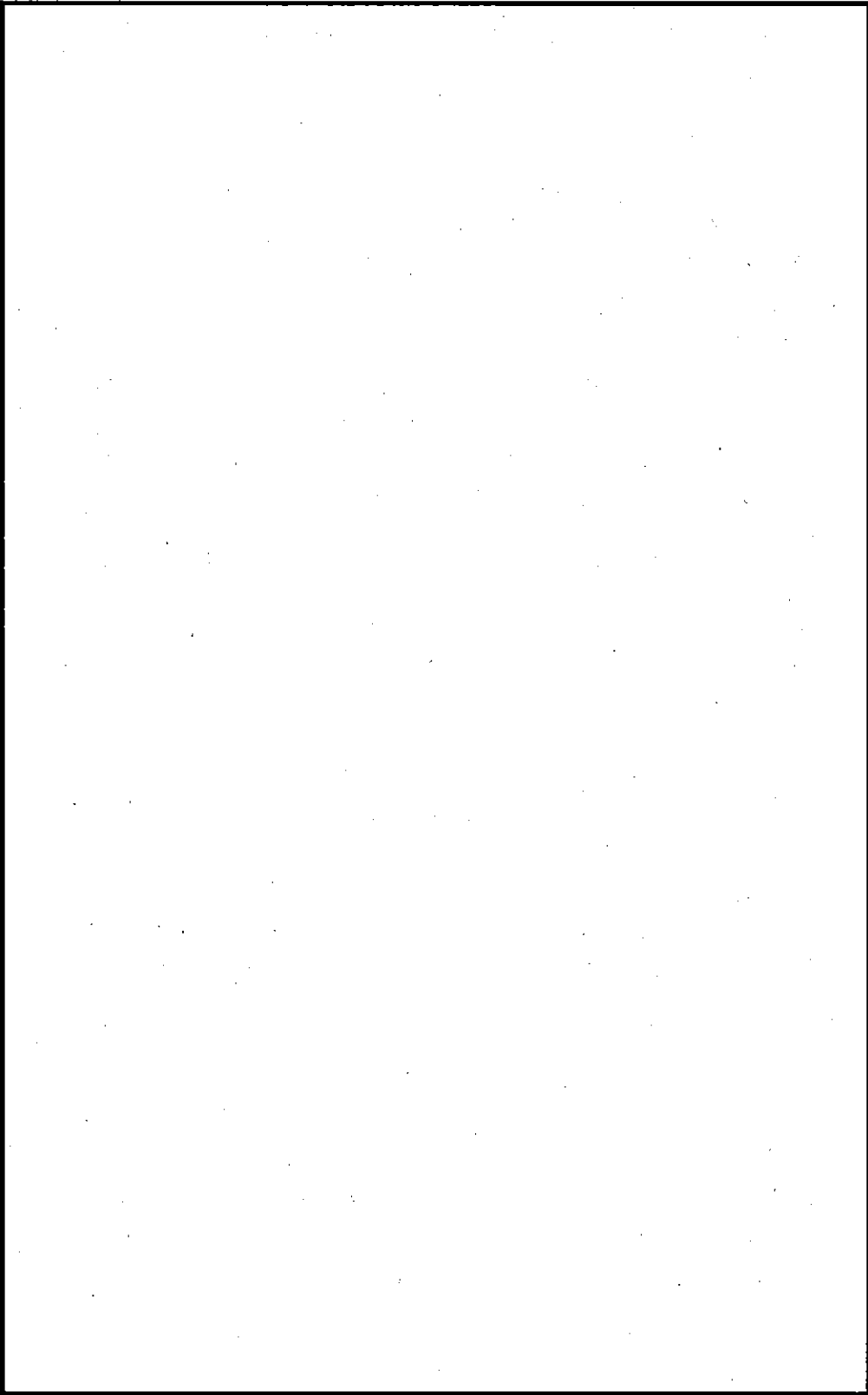
したがって、水平落下時において容器の密封機能は維持されと考えられる。



(p)-第A.88 図 水平落下時の蓋フランジ部の相当塑性ひずみコンター図



(ロ)一第A. 89 図 水平落下時の容器本体フランジ部の相当塑性ひずみコンター図

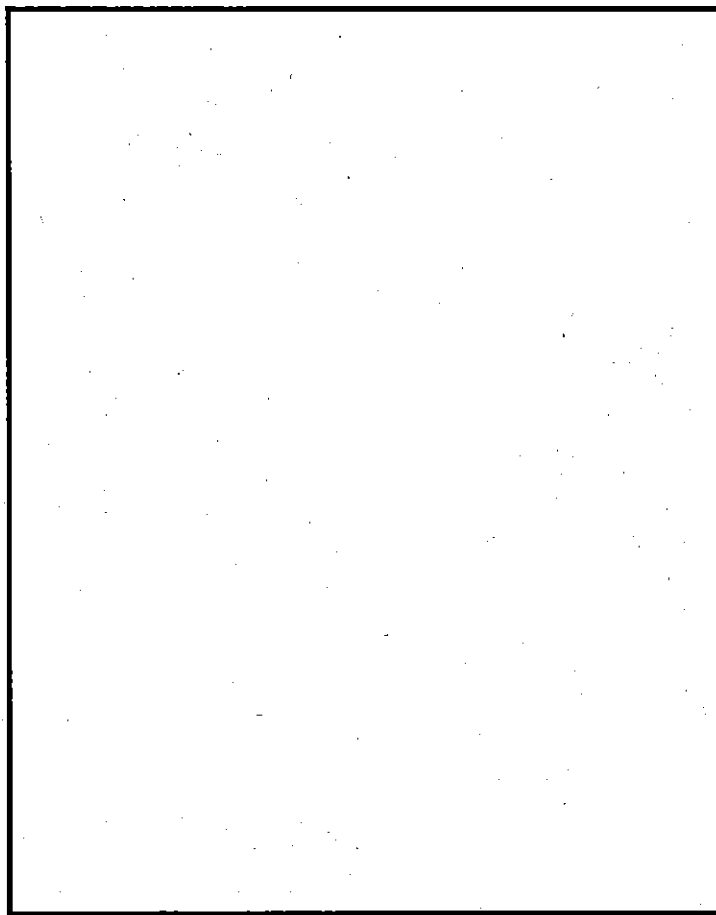


(p) - 第A.90 図 水平落下時の蓋締付けボルトの軸応力時刻歴

2. バルブの強度

ベントバルブ及びドレンバルブは(イ)－第C. 4 図に示すように容器本体に埋め込みで取付けられ、保護カバーで覆われ、かつフィンの谷間に設けられているため、水平落下した場合、バルブが直接落下面に接することはない。しかし、ベントバルブ及びドレンバルブの主取付けボルト、バルブ保護カバー取付けボルトには落下によって衝撃力が作用する。ここでは、これらのボルトが衝撃力に対し十分な強度を有することを示す。

まず、主取付けボルトについて検討する。主取付けボルトを(ロ)－第A. 91 図に示す。



(ロ)－第A. 91 図 主取付けボルト

主取り付けボルトのボルト定数 () は、

平均径 mm

谷 径 mm

断面積 mm²

ベントバルブ本体 (バルブ保護カバーを除く) の質量は kg、衝撃減速度は g である。主取り付けボルトは本あるから、せん断を受ける総面積 S は

$$S = \times = \text{ (mm}^2\text{)}$$

したがって、せん断応力 τ は

$$\tau = \frac{F}{S} = \frac{\times 9.8 \times}{\text{}} = \text{ MPa}$$

ここで、ボルトの温度は °C であるが安全側の °C における許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \text{ } = \text{ MPa}$$

したがって、安全率 R F 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$R F = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{ }$$

$$M S = \text{ } - 1 = \text{ }$$

したがって、主取り付けボルトのせん断強度は十分ある。

次に、バルブ保護カバー取り付けボルトについて検討する。ベントバルブのバルブ保護カバーにはフィンが付いていないが、ドレンバルブのバルブ保護カバーにはフィンが付いているため、バルブ保護カバー取り付けボルトの強度を検討する場合、安全側としてフィンが付いているドレンバルブのバルブ保護カバー取り付けボルトについて考える。バルブ保護カバー取り付けボルトを (p) - 第 A. 92 図に示す。

バルブ保護カバー取り付けボルトのボルト定数 () は、

平均径 mm

谷 径 mm

断面積 mm²

フィンを含むバルブ保護カバーの質量は kg、衝撃減速度は g である。バルブ保護カバー取り付けボルトは本あるから、せん断を受ける総面積 S は、

$$S = \text{ } = \text{ (mm}^2\text{)}$$

したがって、せん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{F}{S} = \frac{\times 9.8 \times}{\text{}} = \text{ MPa}$$

ここで、ボルトの温度は□°Cであるが安全側の□°Cにおける許容せん断応力 τ_a は、

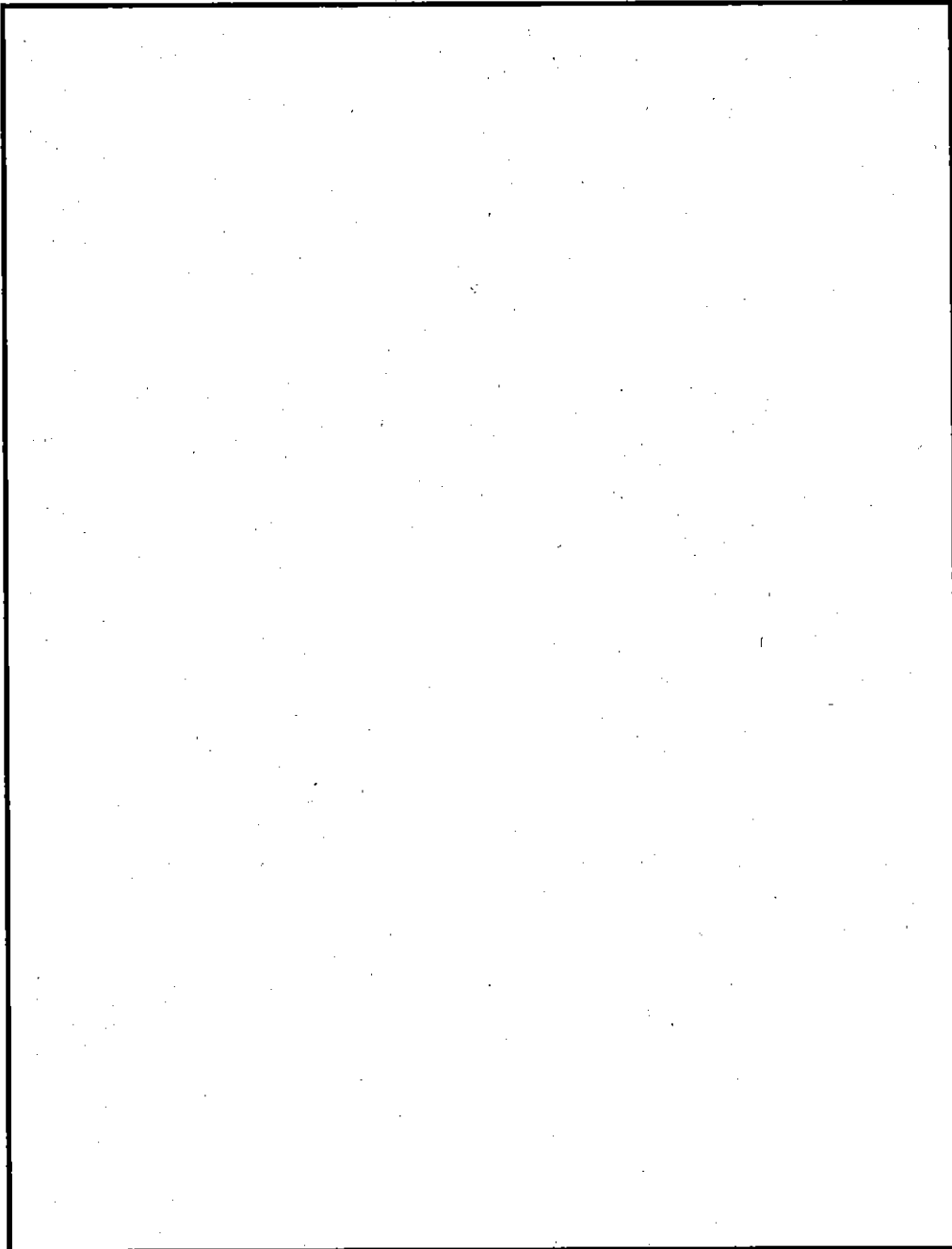
$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、バルブ保護カバー取付けボルトのせん断強度は十分ある。



(□) - 第A. 92 図 バルブ保護カバー取付けボルト

3. 燃料バスケットの強度

水平落下した場合、燃料バスケットには燃料バスケット及び内部に収納した燃料要素の慣性力が働く。このとき燃料バスケットに生じる応力について評価する。

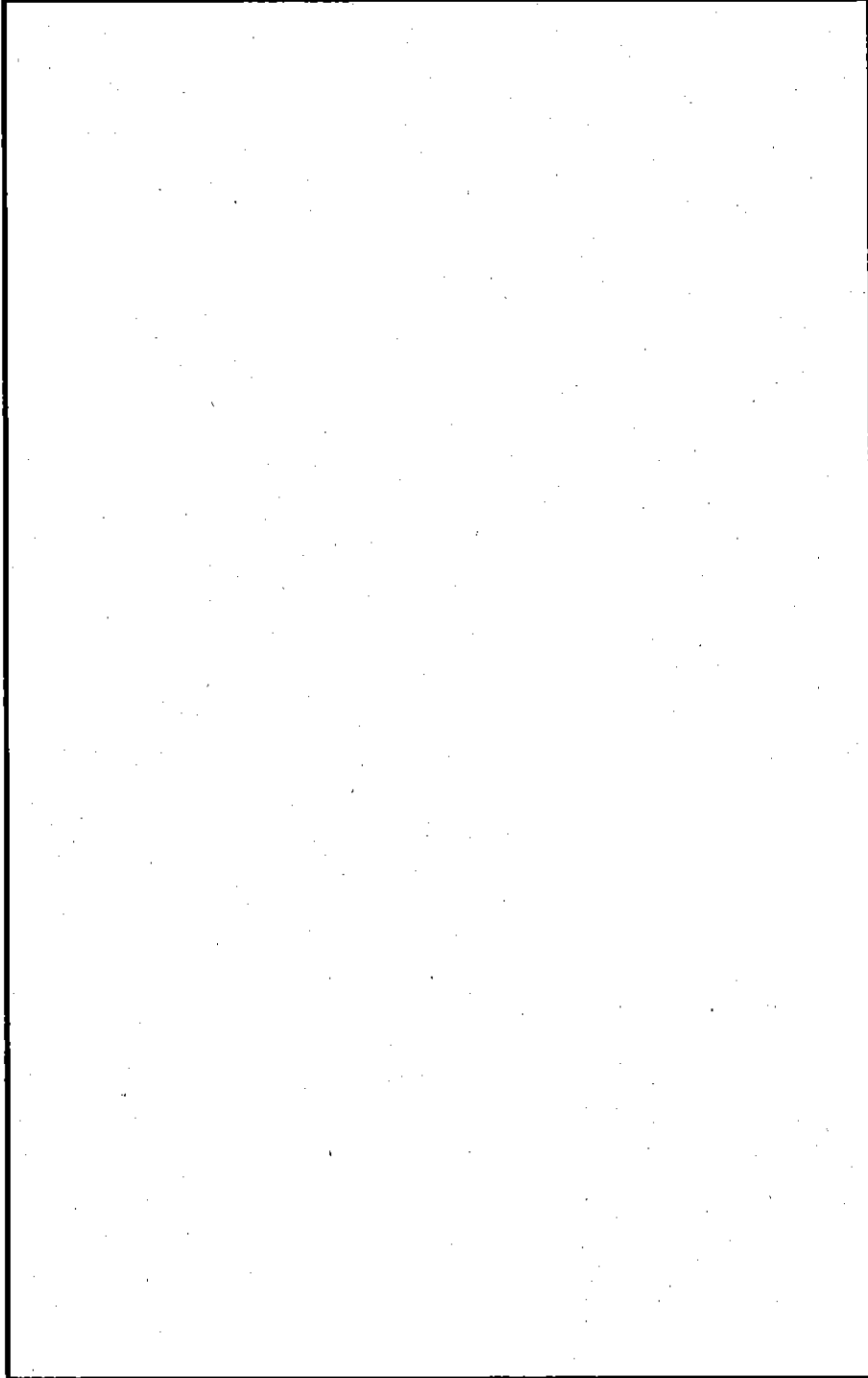
本項では、角型用バスケットの水平落下において強度上厳しいX方向落下時の仕切板・区切板の強度を構造解析プログラム ABAQUS コードを用いて、弾塑性解析を実施する。

解析に用いる仕切板・区切板の材料部材 (SA-240) としては、容器本体と同様に、付属書類(ロ)-A.10.1 に示す②式を基に求めた静的な応力-ひずみ曲線を用いる。この場合、②式の値は常温の値であるから、それから求めた応力に $\left\{ \left(\text{使用温度の降伏応力値} \right) / \left(\text{常温の降伏応力値} \right) \right\}$ を乗じた値を用いる。

3.1 角型用バスケット

3.1.1 仕切板・区切板の強度

角型用バスケットの水平落下時の応力計算は(ロ)-第A.93 図に示すX方向及びY方向の2方向の落下時について行った。燃料バスケット本体の応力計算は構造解析汎用プログラムABAQUSを用いて行った。また、仕切板と区切板の溶接部のせん断強度についても解析を行った。



(ア) 第A.93図 角型用バスケットの水平落下の方向

a) X方向の落下における強度

本解析では、衝撃減速度によって生じるバスケット自体の慣性力、燃料要素・中性子吸収材による慣性力を考慮する。

また、解析では、仕切板・区切板をシェル要素でモデル化する。燃料要素の質量としては、最も質量が大きい標準型燃料要素（代表して JRR-3 シリサイド標準型燃料要素）の値を用いる。燃料要素は断面が矩形（ \square mm \times \square mm）であり、等価な剛性を有するソリッド要素でモデル化する。

等価剛性 E_{eq} は次式で求めた。

$$E_{eq} = E \times \frac{A_1}{A_2}$$

ここで、

E : アルミニウム合金 ($A\square$) の $\square^\circ\text{C}$ における縦弾性係数
 \square MPa

A_1 : 燃料要素の断面におけるアルミニウム合金の断面積
 \square mm²

A_2 : モデル化された燃料要素の矩形断面の断面積 \square mm²
よって、

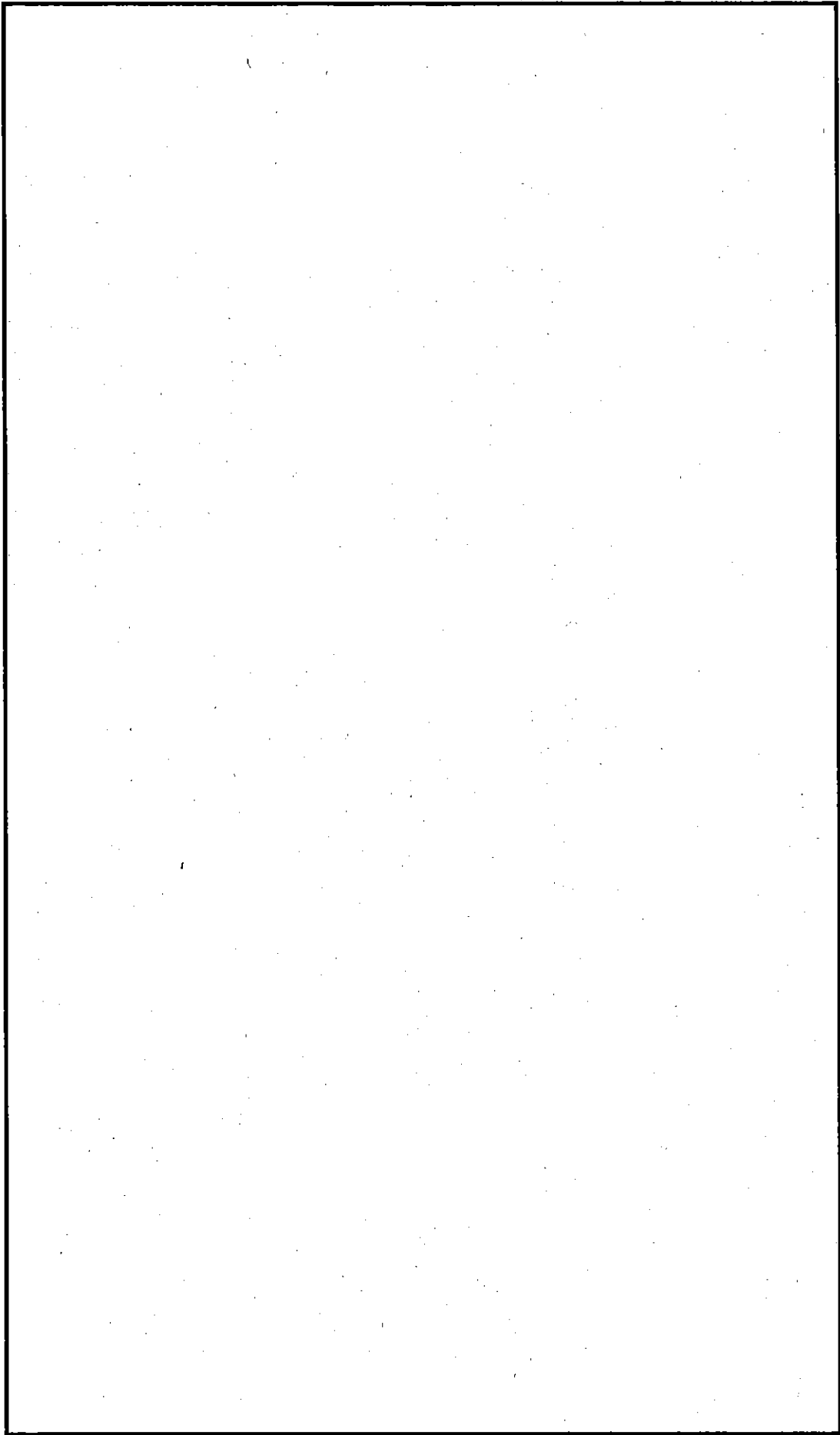
$$E_{eq} = \square \times \frac{\square}{\square}$$
$$= \square \text{ MPa}$$

解析モデルを (p)-第A.94 図に示す。

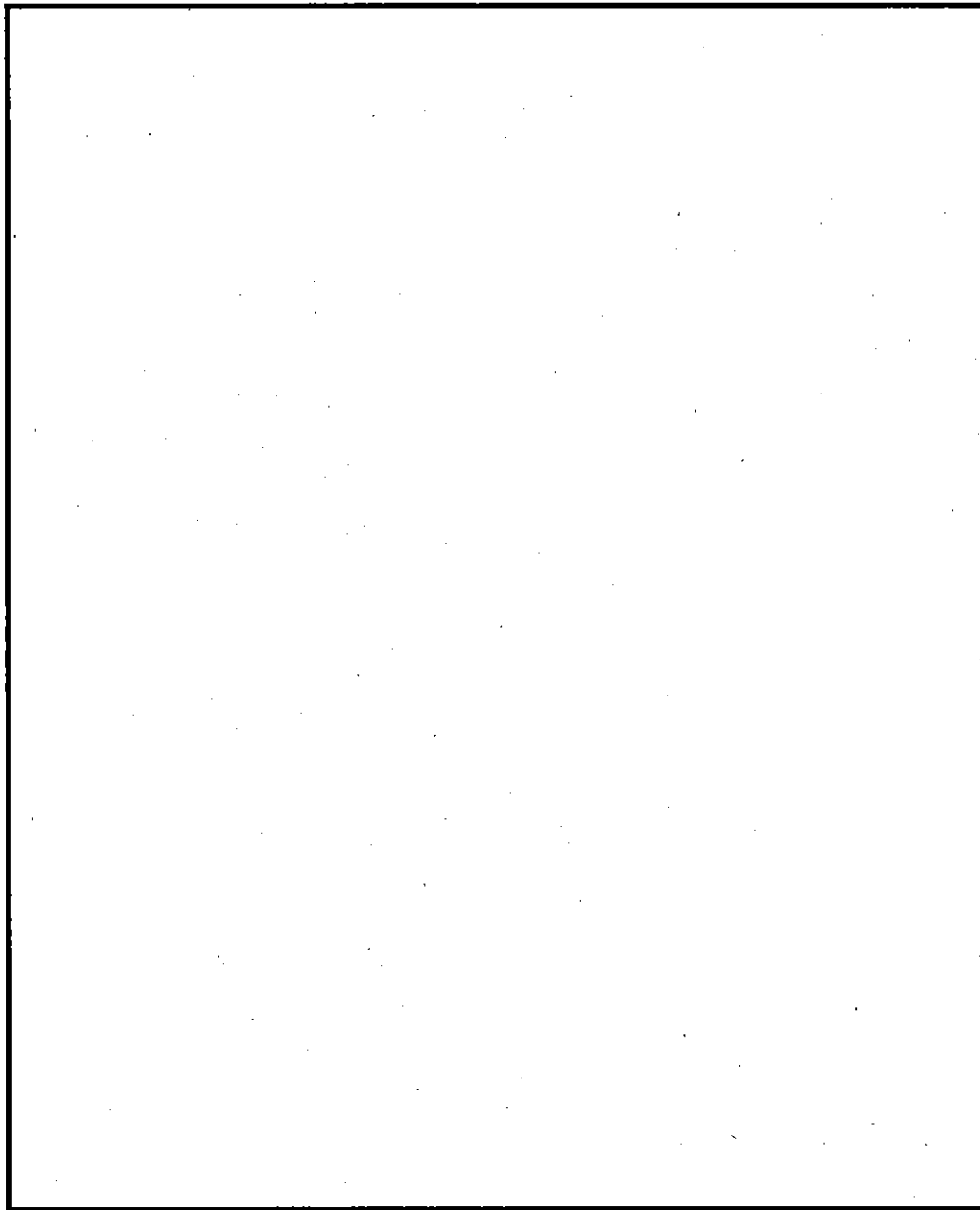
その解析結果を (p)-第A.95 図～(p)-第A.97 図に示す。

(p)-第A.95 図、及び (p)-第A.96 図はそれぞれ衝撃減速度 \square g 負荷時の変形、及び除荷時の変形である。負荷時、及び除荷時の最大変形量はそれぞれ \square mm、及び \square mm である。

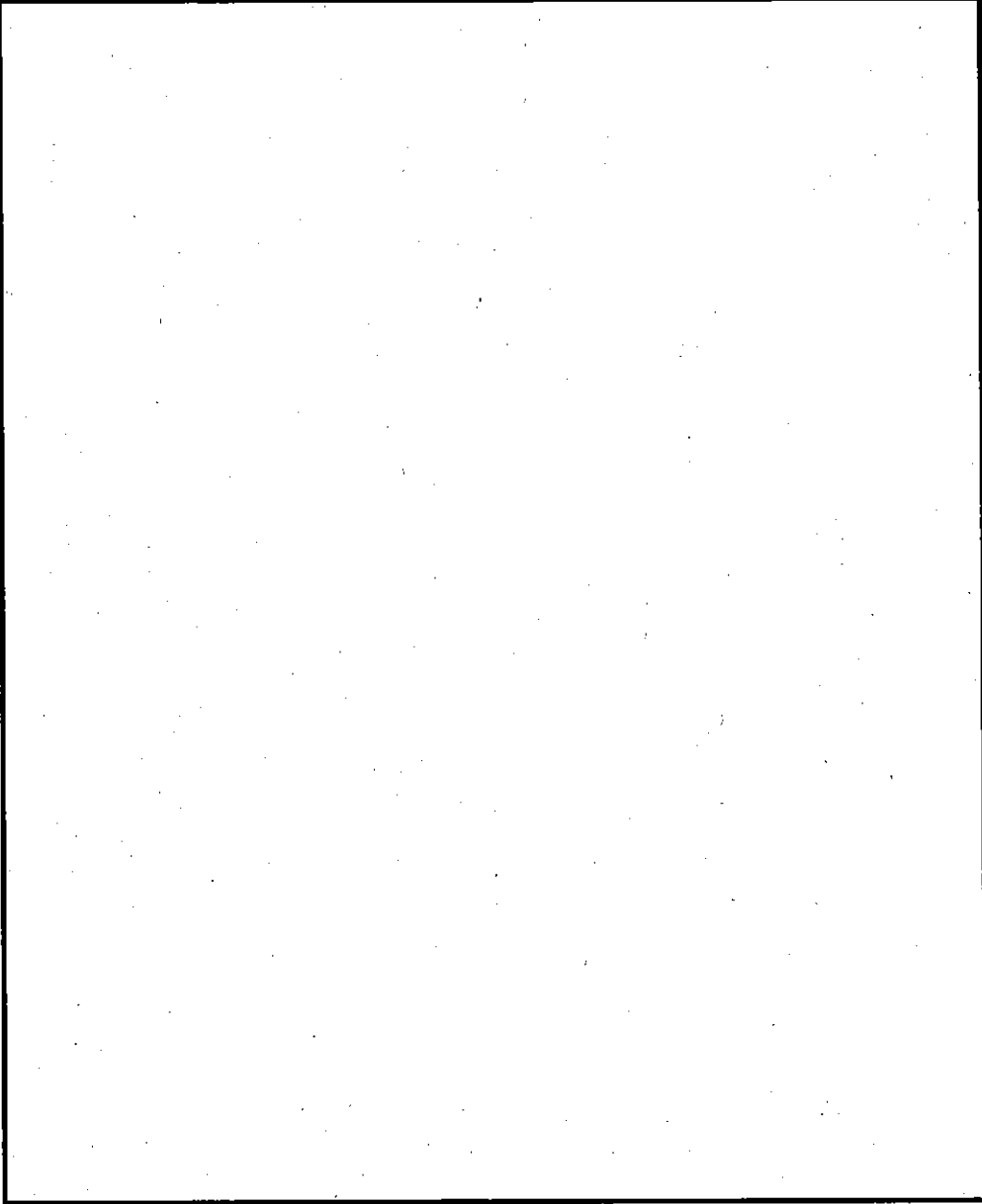
また、(p)-第A.97 図は衝撃減速度 \square g 負荷時の相当塑性ひずみの分布を示す。これらの図に示されるように、最大の塑性ひずみはA部に生じ、その値は約 \square % である。この値は材料の破断ひずみ \square % より小さいため、仕切板・区切板が破損することはない。



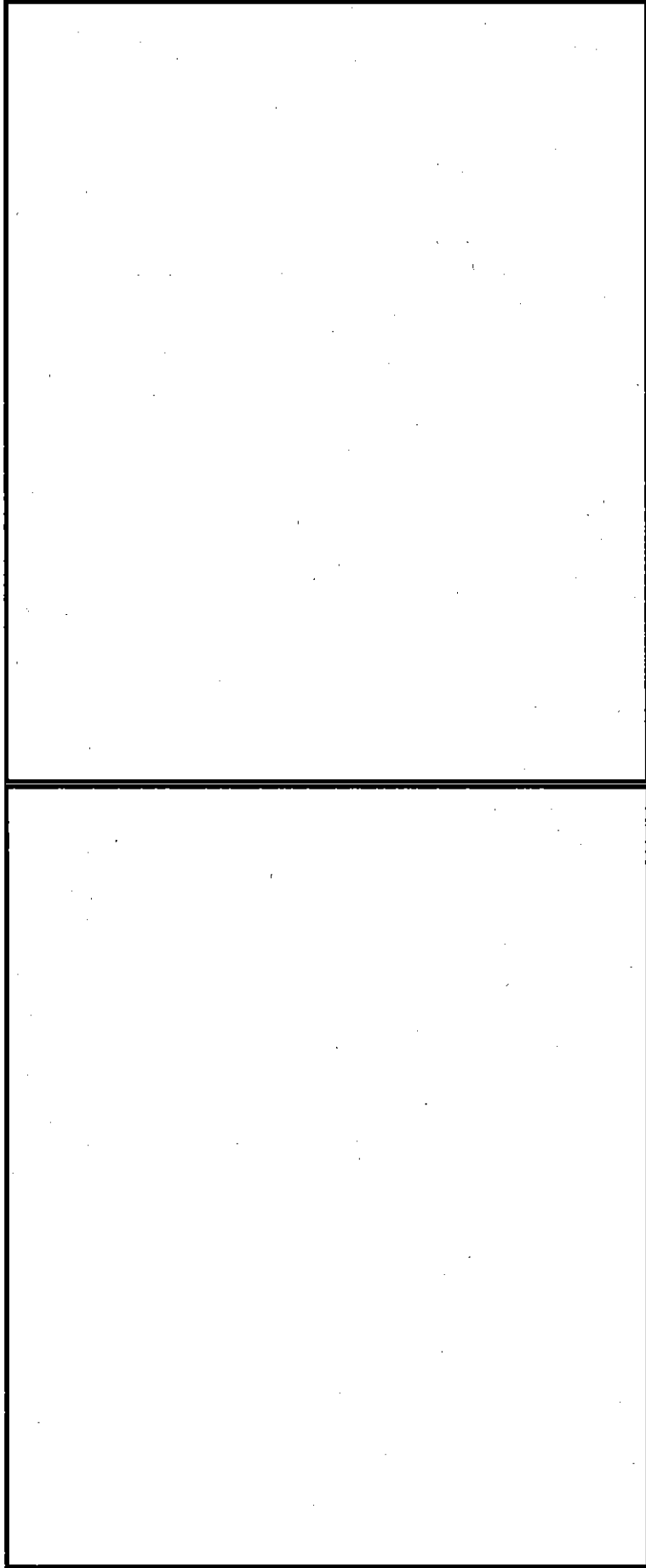
(ロ)一第A.94図 X方向水平落下時における角型用バスケットの解析モデル



(ロ) 第一A.95 図 角型用バスケットのX方向落下時における変形図 (衝撃減速度 \square g 負荷時)



(p) 第一 A. 96 図 角型用バスケット X 方向落下時における変形図 (衝撃減速度 \square g 除荷時)



(下面側)

(上面側)

(p)一第A.97図 角型用バスケットX方向落下時における相当塑性歪み分布図(衝撃減速度□g負荷後)

b) Y方向の落下における強度

Y方向の落下時の強度計算を行った。解析では、X方向の落下時と同様なモデル化を行う。すなわち、仕切板・区切板をシェル要素でモデル化し、燃料要素は断面が矩形 () であり、等価な剛性を有するソリッド要素でモデル化する。また、燃料要素の質量としては、最も質量が大きい標準型燃料要素 (代表して JRR-3 シリサイド標準型燃料要素) の値を用いる。

燃料要素の等価剛性 E_{eq} も X方向の落下時と同じである。

解析モデルを (p)-第A.98 図に示す。

その解析結果を (p)-第A.99 図に示す。

発生応力はすべて弾性範囲内であり、(p)-第A.99 図の “a” 部に最大の圧縮応力 (σ_{max}) が生じる。その値は

$$\sigma_{max} = \text{ } \text{MPa}$$

である。

ここで、区切板の最高使用温度 $\text{ }^{\circ}\text{C}$ における許容圧縮応力 σ_{ac} は、次のようになる。

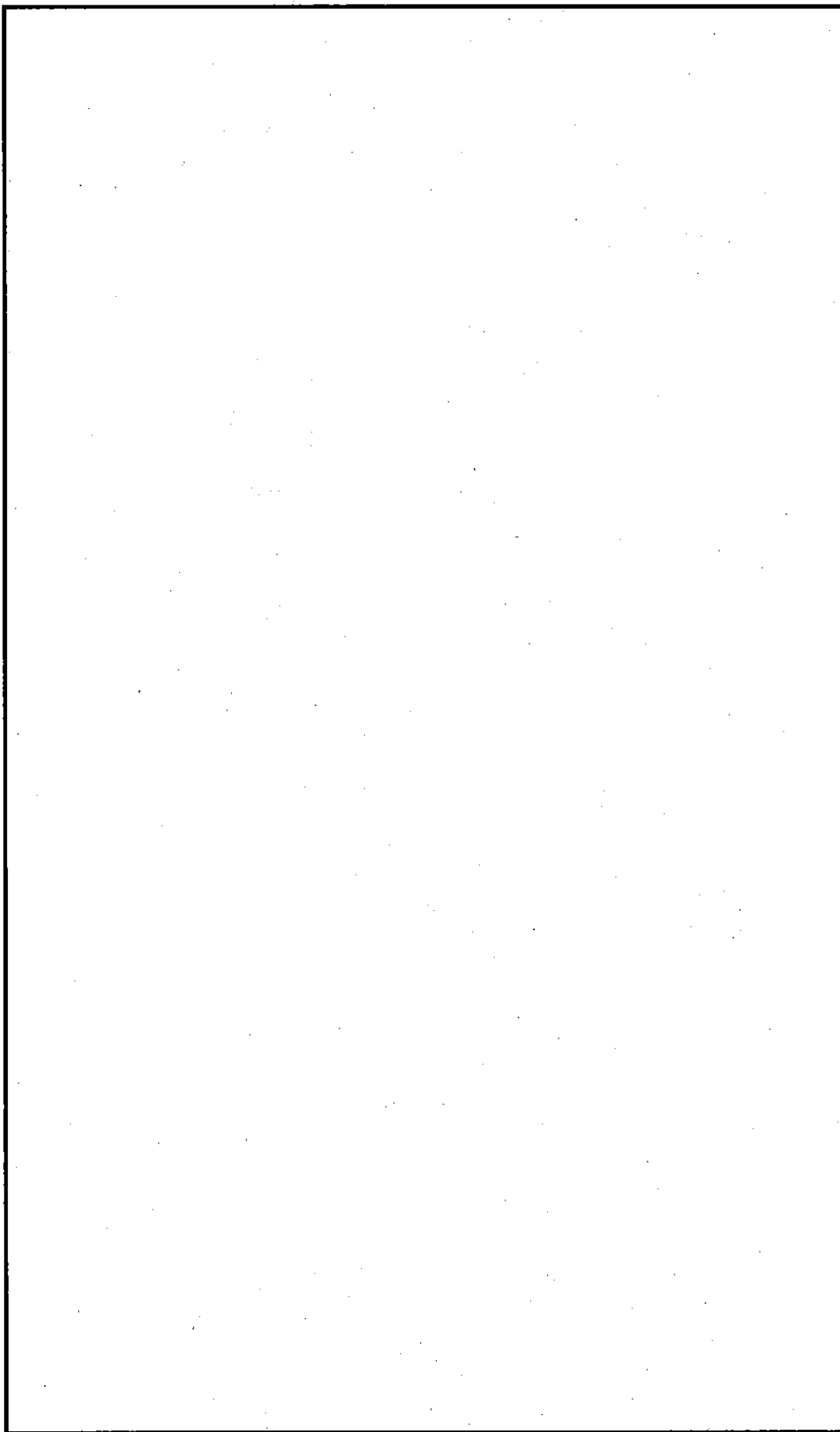
$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_{dy} = 1.5 \times \text{ } = \text{ } \text{MPa}$$

したがって、区切板の安全率 $R F$ 及び余裕率 $M S$ は次のようになる。

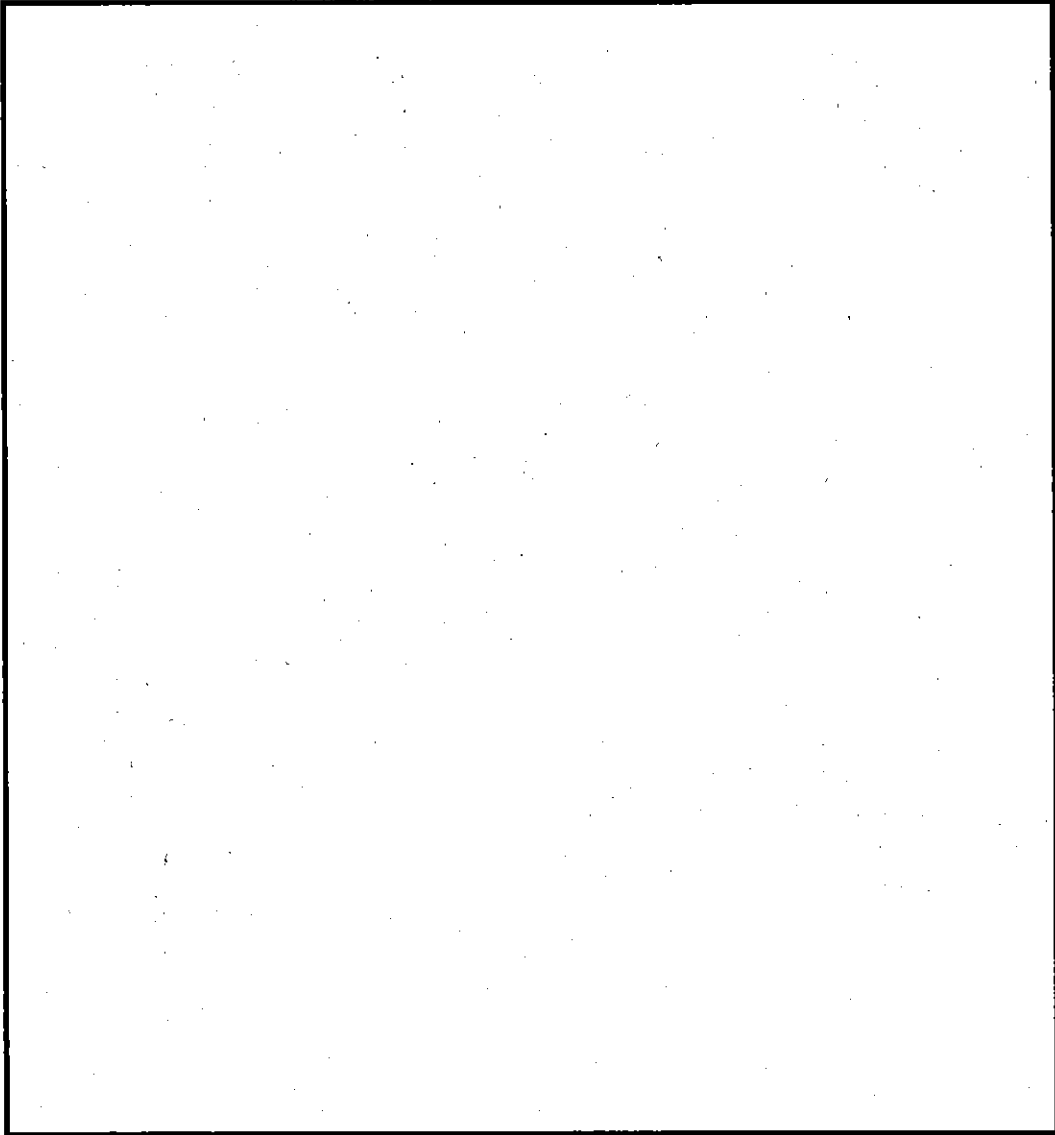
$$R F = \frac{\text{ }}{\text{ }} = \text{ }$$

$$M S = \text{ } - 1 = \text{ }$$

よって、角型用バスケットはY方向の水平落下時において塑性変形が生じない。したがって未臨界性に対して影響はない。



(甲) - 第A. 98 図 Y 方向水平落下時における角型用バスケットの解析モデル結果



(ロ)一第A.99 図 Y方向水平落下時における角型用バスケットの応力

c) 溶接部のせん断強度

仕切板と区切板の溶接部のせん断強度を示す。

(p) - 第A.100 図に示すように溶接部のせん断強度はX方向に比べてY方向の落下で厳しいので、この部分の溶接部について検討する。

燃料要素及び区切板の自重によるせん断応力 τ は

$$\tau = \frac{(W_1 + W_2) \cdot g \cdot G_H}{A}$$

ここで、 τ : せん断応力 (MPa)

W_1 : 燃料要素 1 個の質量 = (kg)

W_2 : 区切板 1 枚の質量 ((p) - 第A.100 図参照)

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

A : 区切板の溶接断面積 = = (mm²)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_H : 衝撃減速度 = (g)

したがって、

$$\tau = \frac{\text{} \times 9.8 \times \text{}}{\text{}} = \text{} \text{ MPa}$$

ここで、区切板の使用温度 °C における許容せん断応力 τ_a は

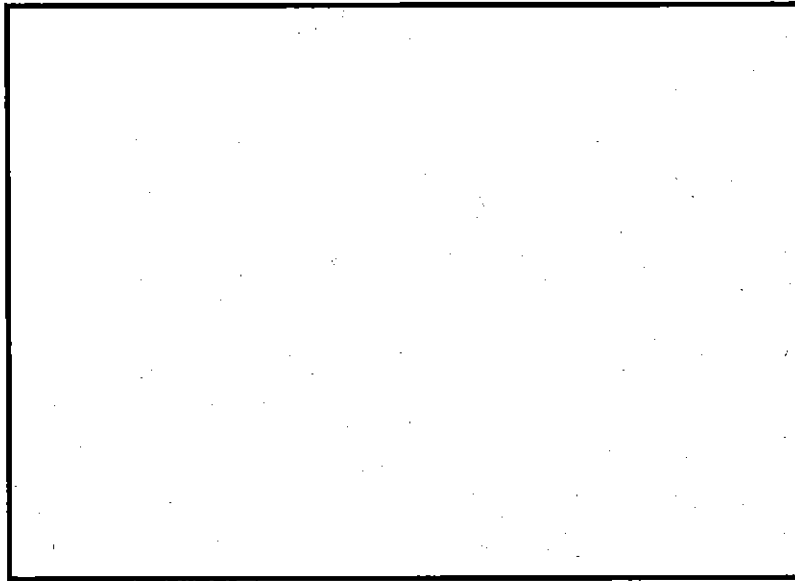
$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_{dy} \times \eta = 0.6 \times \text{} \times 0.70 = \text{} \text{ MPa}$$

したがって、区切板の安全率RF及び余裕率MSは次のとおり、

$$RF = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

$$MS = \text{} - 1 = \text{}$$

よって、溶接部は変形を生じなく、未臨界性に対して影響はない。



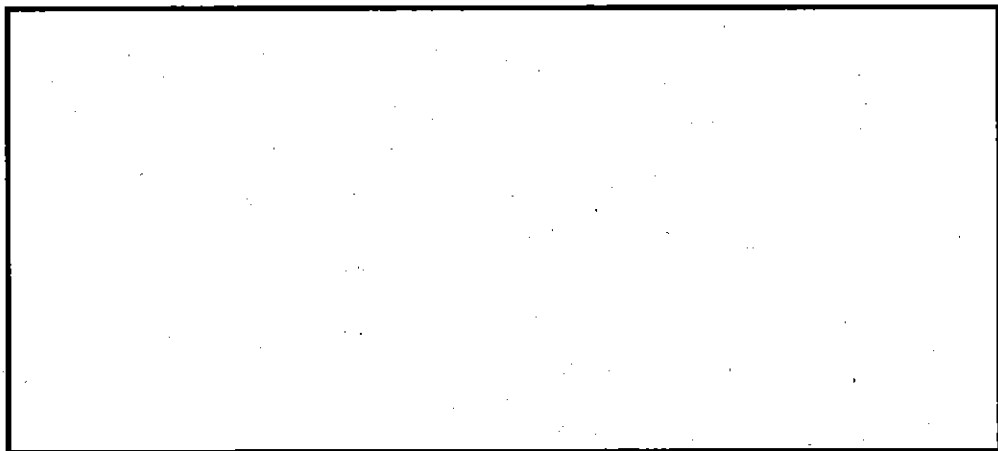
(単位：mm)

(a) ー第A.100 図 角型用バスケットの溶接部解析モデル

3.1.2 バスケット枠組の溶接強度

水平落下した場合、衝撃力によって燃料バスケット枠組の溶接箇所には曲げ応力が生じる。ここでは、枠組の溶接部が曲げ応力によって変形しないことを示す。

バスケット枠組は、のど厚 \square mm で溶接されるため、バスケット枠組溶接部の解析モデルとして、(a) ー第A.101 図に示すように厚さ \square mm のリングを考える。



(a) ー第A.101 図 角型用バスケットの枠組溶接部の解析モデル

水平落下による最大曲げ応力 σ_{bmax} は次式で与えられる。

$$\sigma_{bmax} = \frac{M_{max}}{I} \cdot \frac{t}{2}$$

ここで、 σ_{bmax} : 最大曲げ応力¹⁴⁾ (MPa)

M_{max} : 最大曲げモーメント ((p) - 第A.101 図参照)

$$= \frac{3}{2} f R^2$$

f : 燃料バスケット枠組の円周上に働く等分荷重量 (N/mm²)

$$= \frac{W \cdot g \cdot G_H}{2 \pi R}$$

R : 燃料バスケット枠組の半径 = (mm)

W : 燃料バスケット+燃料要素の単位長さ当りの質量 (kg/mm)

((p) - 第A.2 表参照)

燃料バスケット+燃料要素の質量

$$= \text{} = \text{} \text{ kg}$$

$$\text{したがって、} W = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ (kg/mm)}$$

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_H : 衝撃減速度 = (g)

I : 燃料バスケット枠組の板厚の単位幅当たりの断面二次モーメント

$$I \text{ (mm}^4\text{/mm)} = \frac{t^3}{12}$$

t : 板厚 = (mm)

したがって、

$$f = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{2 \pi R} = \frac{\text{} \times 9.8 \times \text{}}{2 \times \pi \times \text{}} = \text{} \text{ N/mm/mm}$$

$$\begin{aligned} \sigma_{bmax} &= \frac{M_{max}}{I} \cdot \frac{t}{2} = \frac{\frac{3}{2} f R^2}{\frac{t^3}{12}} \times \frac{t}{2} = \frac{9 f R^2}{t^2} \\ &= \frac{9 \times \text{} \times \text{}^2}{\text{}^2} = \text{} \text{ MPa} \end{aligned}$$

次に径方向の最大変位量を求める。最大変位量 ω_{max} はBCで生じ、その値は次式によって得られる。¹⁴⁾

$$\omega_{max} = 0.4292 \frac{f R^4}{E I} = \frac{0.4292 \times \text{} \times f \times R^4}{E t^3}$$

ここで、E：縦弾性係数 (MPa)

使用温度 $\square^\circ\text{C}$ において $E = \square$ MPa

したがって、

$$\omega_{\max} = \frac{0.4292 \times \square \times \square \times \square^4}{\square \times \square^3} = \square \text{ (mm)}$$

しかしながら、燃料バスケットの枠組と容器本体胴部との隙間は \square mm であるから、実際に生じる最大曲げ応力 σ'_{bmax} は、

$$\sigma'_{\text{bmax}} = \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、燃料バスケット枠組の使用温度 $\square^\circ\text{C}$ における許容曲げ応力 σ_{ab} は、

$$\sigma_{\text{ab}} = 1.5 \times \sigma_{\text{dy}} \times \eta = 1.5 \times \square \times 0.70 = \square \text{ MPa}$$

したがって、燃料バスケット枠組の溶接部の安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

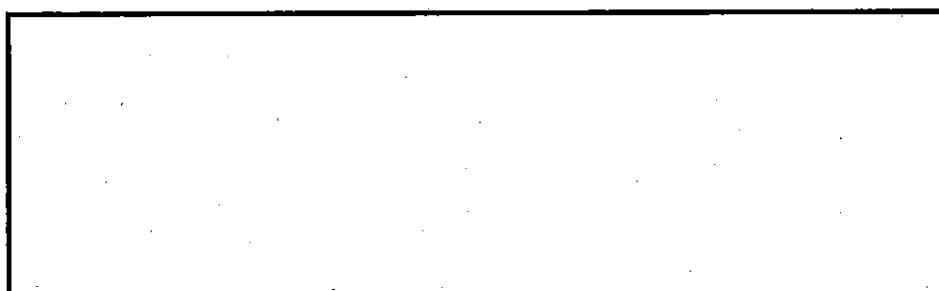
$$M S = \square - 1 = \square$$

よって、燃料バスケットの枠組は 9m 水平落下時においても強度的に耐えることができる。

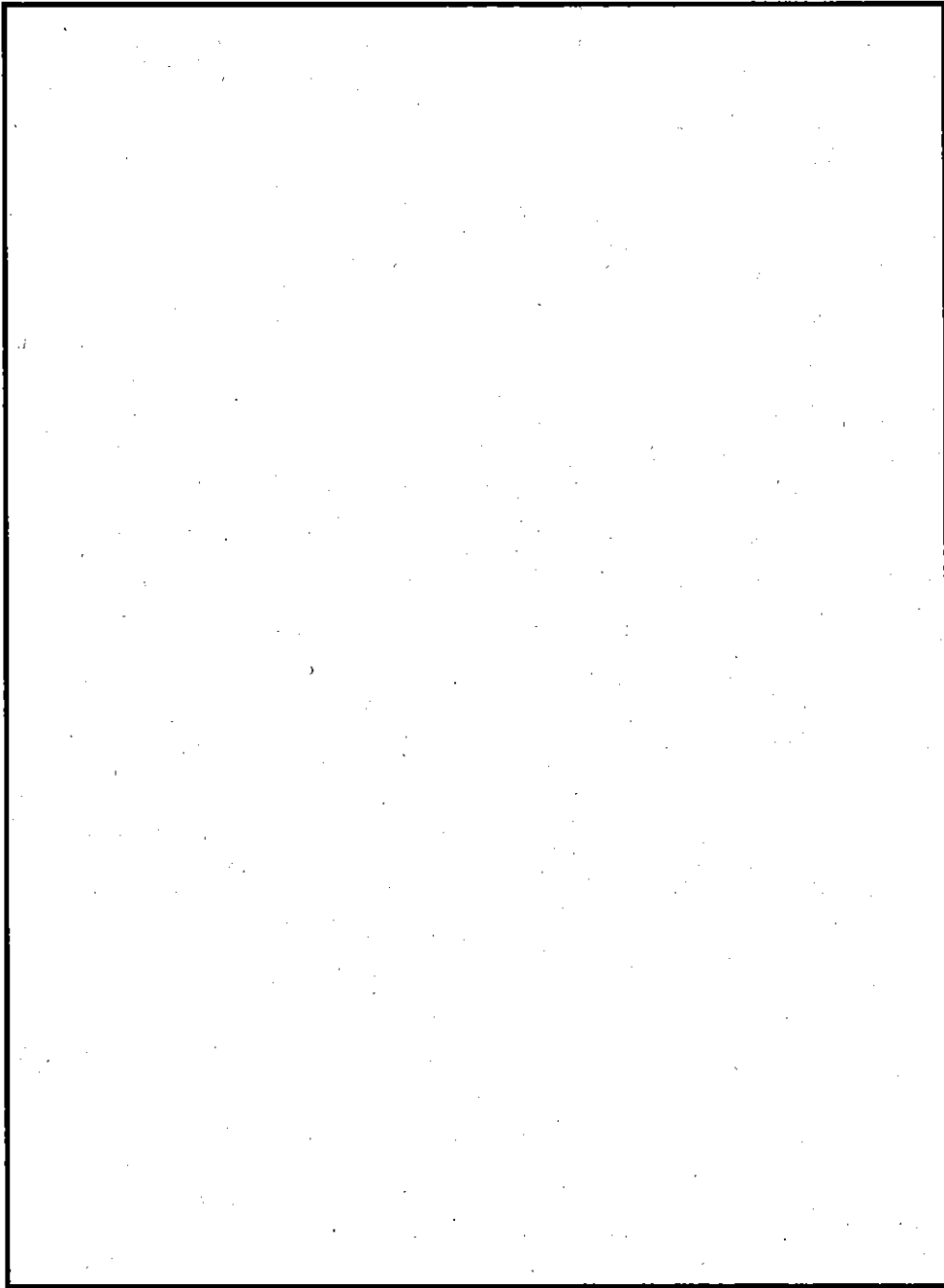
3.2 MNU 用バスケット

3.2.1 角型パイプの強度

MNU 用バスケットの水平落下時は(□)－第A.103 図に示すように X、Y 方向落下において、それぞれの最下段の角型パイプ a、b で厳しい条件となる。X、Y 軸に関して 1/4 対称であるから、X 方向落下時における最下段の角型パイプの強度のみを示す。(□)－第A.103 図に示すように角型パイプは7枚の支持板で固定されている。したがって、解析モデルは(□)－第A.102 図に示すように、両端固定のボックス梁に一樣分布荷重が作用しているものとする。



(□)－第A.102 図 水平落下時の MNU 用バスケットの解析モデル



(ア) - 第A.103 図 MNU 用バスケットの水平落下の方向

水平落下によって、固定端には最大曲げ応力及びせん断応力が生じる。

この最大曲げ応力 σ_{bmax} 及びせん断応力 τ は次式によって与えられる。

$$\begin{aligned}\sigma_{bmax} &= \frac{M_{max}}{I} \cdot \frac{h_2}{2} \\ &= \frac{\frac{w\ell^2}{12}}{\frac{(h_2^4 - h_1^4)}{12}} \cdot \frac{h_2}{2} = \frac{w\ell^2}{(h_2^4 - h_1^4)} \frac{h_2}{2} \\ \tau &= \frac{F}{A}\end{aligned}$$

ただし、 σ_{bmax} : 最大曲げ応力 (MPa)

M_{max} : 最大曲げモーメント (N・mm)

I : 断面二次モーメント (mm⁴)

ℓ : スパン長 = (mm)

w : X方向に積まれた角型パイプ・燃料要素の単位長さ当りの慣性力 (N/mm)

τ : 最大せん断応力 (MPa)

A : 角型パイプ1個の断面積 (mm²)

F : 端部のせん断力 = $\frac{w\ell}{2}$ (N)

h_1 : 角型パイプの内辺長さ = (mm)

h_2 : 角型パイプの辺長さ = (mm)

ここで、

イ) 単位長さ当りの角型パイプの質量 w_1 は、

$$w_1 = A \cdot \rho$$

A : 角型パイプ1個の断面積 = = (mm²)

ρ : 角型パイプの密度 = (kg/mm³)

したがって、

$$w_1 = \text{} = \text{} \text{ (kg/mm)}$$

ロ) 単位長さ当りの燃料要素の質量 w_2 は、

$$w_2 = \frac{w_2'}{\ell'}$$

w_2' : 燃料要素の質量 = (kg)

ℓ' : 燃料要素の長さ = (mm)

したがって、

$$w_2 = \frac{\square}{\square} = \square \text{ (kg/mm)}$$

ハ) X方向に積まれた角型パイプ・燃料要素の単位長さ当りの慣性力wは、X方向には□個の角型パイプと□本の燃料要素が積まっている。

また、衝撃減速度 G_H は□(g)である。

したがって、

$$w = (w_1 + w_2) \times \square \times g \times G_H \\ = (\square + \square) \times \square \times 9.8 \times \square = \square \text{ N/mm}$$

したがって、最大曲げ応力 σ_{\max} は

$$\sigma_{\max} = \frac{\square \times \square^2}{\square} \times \frac{\square}{2} = \square \text{ MPa}$$

また、端部のせん断力Fは、

$$F = \frac{\square \times \square}{2} = \square \text{ N}$$

であるから、せん断応力 τ は、

$$\tau = \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、燃料バスケットの使用温度□°Cにおける許容曲げ応力 σ_{ab} 及び許容せん断応力 τ_a は次のとおりである。

$$\sigma_{ab} = 1.5 \times \sigma_{dy} = 15 \times \square = \square \text{ MPa}$$

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_{dy} = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、角型パイプの曲げ強度及びせん断強度に対する安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

角型パイプの曲げ強度に対して、

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

角型パイプのせん断強度に対して

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

以上の結果、MNU 用バスケットの角型パイプは、水平落下時に際して変形しない。したがって未臨界性に影響はない。

3.3.2 支持板の強度

水平落下時における燃料バスケットは、(p)－第A.104 図に示すように板厚10mm の支持板7枚によって角型パイプを支持する構造となっている。

強度解析は、燃料要素装荷後荷重的に最も厳しい条件となる最上段に配置されているものについて行う。一枚の支持板に働く慣性力は次式によって得られる。

$$F = \left(\frac{W_1 \ell_1'}{\ell_1} + \frac{W_2 \ell_2'}{\ell_2} \right) g \cdot G_H$$

ただし、 W_1 : 燃料バスケットの質量 = (kg)

W_2 : 燃料要素の質量 = (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_H : 衝撃減速度 = (g)

ℓ_1 : 燃料バスケットの全長 = (mm)

ℓ_2 : 燃料要素の全長 = (mm)

ℓ_1' : 一枚の支持板が支持する燃料バスケットの範囲 = (mm)

ℓ_2' : 一枚の支持板が支持する燃料要素の範囲 = (mm)

したがって、

$$F = \frac{\text{} \times \text{}}{\text{}} + \frac{\text{} \times \text{}}{\text{}} \times 9.8 \times \text{} = \text{} \text{ N}$$

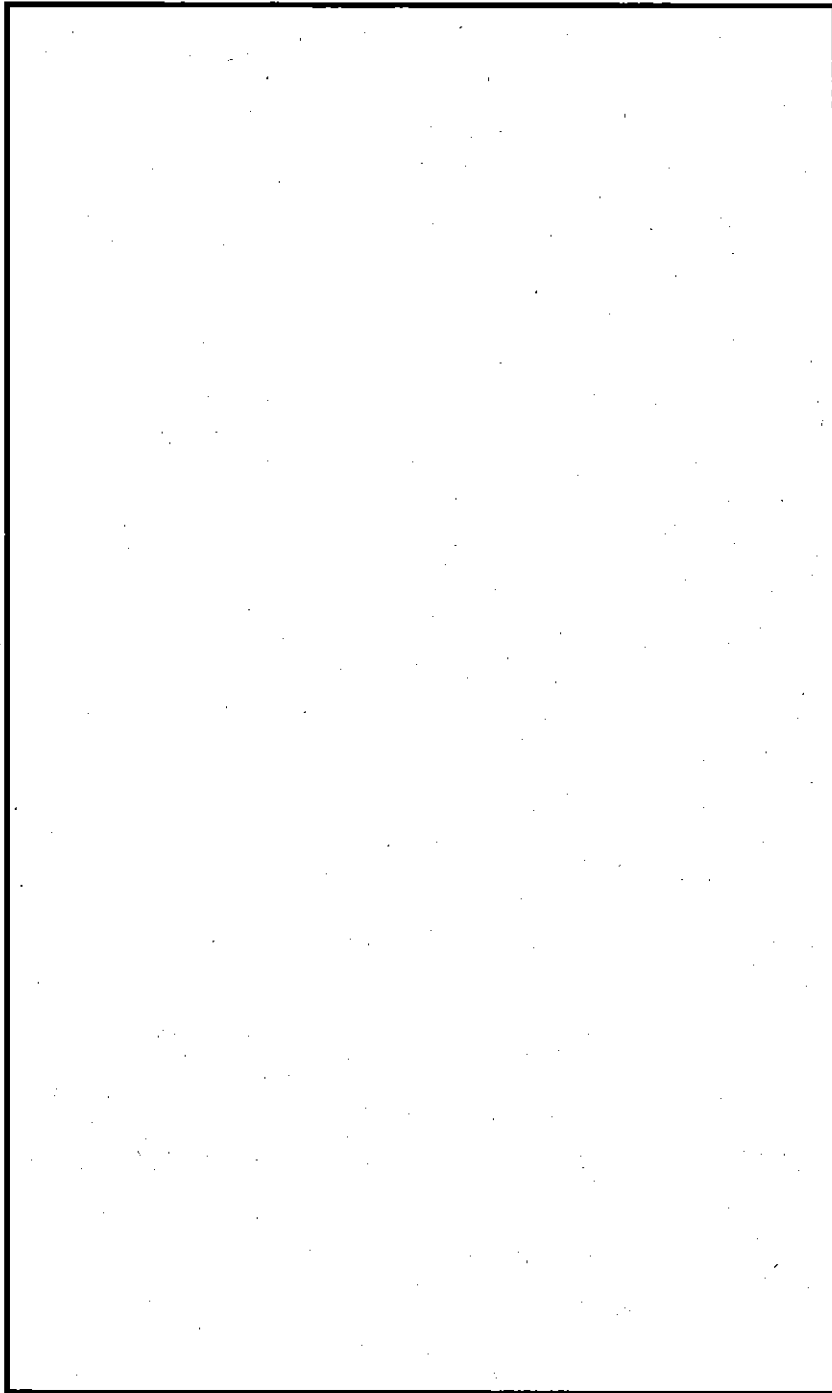
一方、水平位置での支持板と本体胴部との隙間は半径当たり最大mm であるから、(p)－第A.105 図に示すように \widehat{AB} で支持され、支持板に働く慣性力は安全側にCDに働くと考える。この時生じる圧縮応力は次式によって得られる。

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

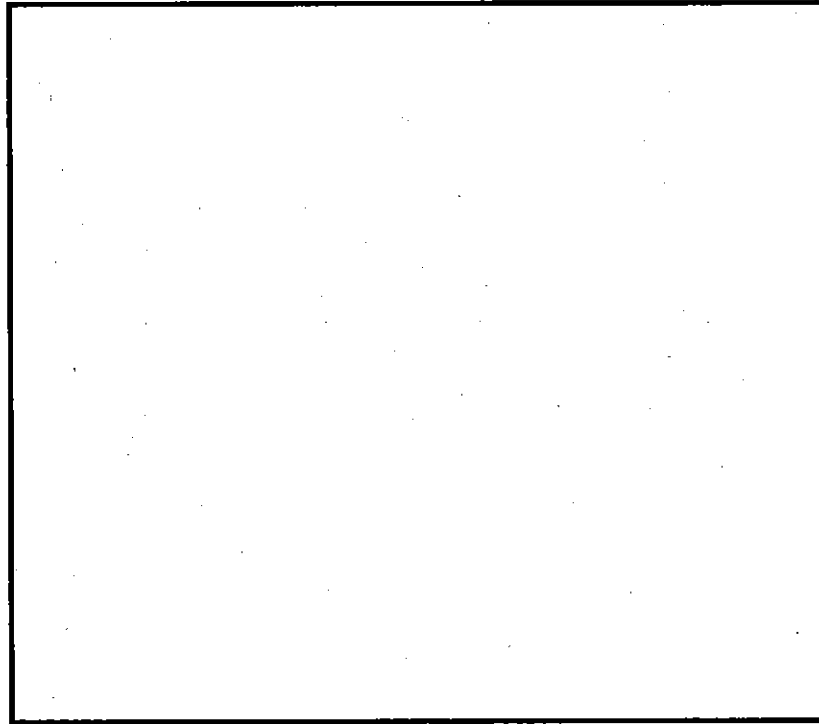
ただし、 A : CD部の断面積 = × × = (mm²)

したがって、

$$\sigma_c = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{} \text{ MPa}$$



(ロ) - 第A.104 図 MNU 用バスケットの一枚の支持板が支持する範囲



(p)-第A.105 図 MNU 用バスケットの支持板の解析モデル

ここで、燃料バスケットの使用温度 \square °C における許容圧縮応力 σ_{ac} は、

$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_{dy} = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、支持板の安全率 R F 及び余裕率 M S は次のようになる。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

以上の結果、支持板の強度は 9m 水平落下時に耐えることができる。

4. 燃料要素の強度

(p)-A.6.1.2, 3で説明したように、水平落下時において、各燃料バスケットは十分な強度を有しているため、燃料バスケットの変形による燃料要素の異常変形は生じない。本項では水平落下時の慣性力によって各燃料要素が破損しないことを示す。

4.1 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素の強度

水平落下の方向は(p)-第A.106 図に示すようにX、Y方向が考えられるが、燃料要素に生じる圧縮応力はX方向がY方向に比べ受圧面積が小さいため、厳しい条件となる。

したがって、ここでは燃料要素の側板に対する圧縮強度について示す。

慣性力による圧縮応力は σ_c 。次式によって得られる。

$$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{A}$$

ここで、W : 燃料要素の質量 = \square (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_H : 衝撃減速度 = \square (g)

A : 燃料要素側板断面積 = $\square \times \square \times \square = \square$ (mm²)

したがって、

$$\sigma_c = \frac{\square \times 9.8 \times \square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、燃料要素の使用温度 \square °Cにおける許容圧縮応力 σ_{ac} は(p)-第A.6 図より、 \square °Cにおいては A \square 材の方が A \square より低降伏材なので、A \square 材の \square °Cにおける降伏応力 $\sigma_y = \square$ MPaを用いると

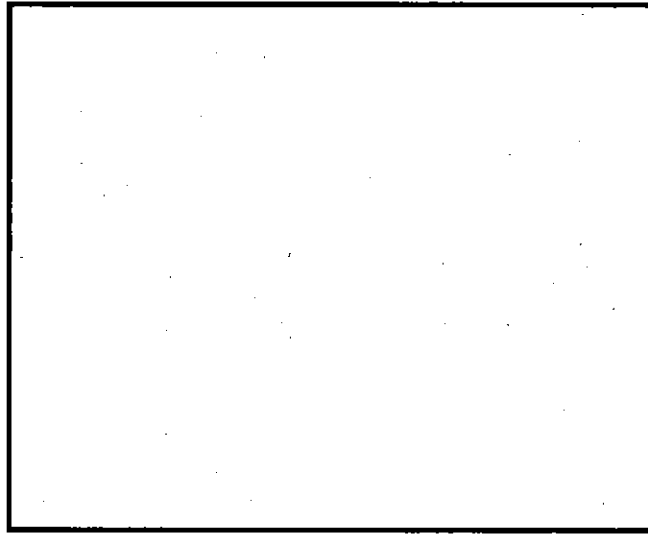
$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のようになる。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

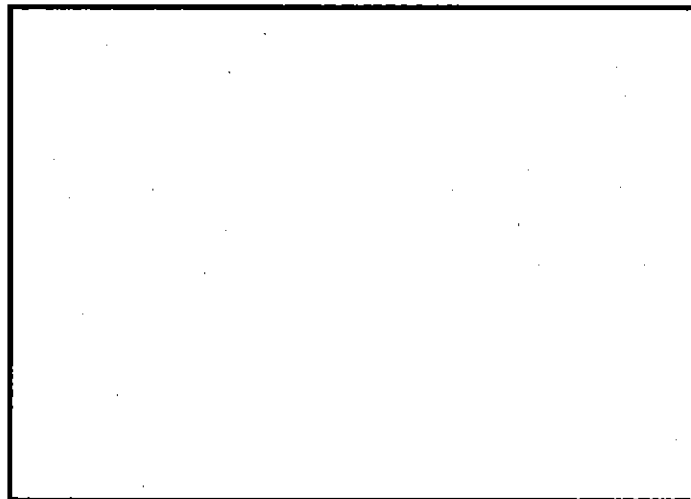
以上の結果、燃料要素側板は9m水平落下による圧縮応力に対して、強度的に十分耐えることができる。



(p)-第A.106 図 JRR-3 シリサイド標準型燃料要素の水平落下の方向

4.2 JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素の強度

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素と同様に、水平落下の方向は(p)-第A.107 図に示すようにX、Y方向が考えられるが、燃料要素に生じる圧縮応力はX方向がY方向に比べ受圧面積が小さいため、厳しい条件となる。



(p)-第A.107 図 JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素
の水平落下の方向

したがって、ここではX方向落下時燃料要素の側板に対する圧縮強度について示す。慣性力による圧縮応力 σ_c は次式によって得られる。

$$\sigma_c = \frac{W \cdot g \cdot G_H}{A}$$

ここで、W : 燃料要素の質量 = (kg)

G_H : 衝撃減速度 = (g)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

A : 燃料要素側板断面積 = × × = (mm²)

したがって、

$$\sigma_c = \frac{\text{} \times 9.8 \times \text{}}{\text{}} = \text{} \text{ MPa}$$

ここで、燃料要素の使用温度 °Cにおける許容圧縮応力 σ_{ac} は(□) - 第A.

6 図より、 °CにおいてはA の方がA より低降伏材なので、A
材の °Cにおける降伏応力 $\sigma_y = \text{}$ MPa を用いると

$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、次のようになる。

$$RF = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

$$MS = \text{} - 1 = \text{}$$

以上の結果、燃料要素側板は 9m水平落下による圧縮応力に対して、強度的に十分耐えることができる。

4.3 JRR-3 MNU 燃料要素の強度

9m水平落下時の JRR-3 MNU 燃料要素の計算は構造解析汎用プログラム ABAQUS を用いて行った。解析モデルを(□) - 第A. 108 図に示す。

各要素に働く慣性力Fは次式によって得られる。

$$F = W \cdot g \cdot G_H$$

ここで、F : 単位体積当りに働く慣性力 (N/mm³)

W : 密度 (kg/mm³)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

G_H : 衝撃減速度 = (g)

材料特性は(□) - 第A. 15 表の値を用いた。

単位体積当りのアルミニウム被覆管の要素に働く慣性力F₁は、

$$F_1 = \text{} \times 9.8 \times \text{} = \text{} \text{ N/mm}^3$$

単位体積当りの金属天然ウランの要素に働く慣性力 F_2 は、

$$F_2 = \boxed{} \times 9.8 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ N/mm}^3$$

これらの慣性力が作用した場合の JRR-3 MNU 燃料要素に生じる最大応力を (p) 一第 A.109 図に示す。アルミニウム被覆管及び金属天然ウランの最大応力はそれぞれ $\boxed{}$ MPa、 $\boxed{}$ MPa である。(p)一第 A.16 表により、アルミニウム被覆管及び金属天然ウランの許容応力は、それぞれ $\boxed{}$ MPa、 $\boxed{}$ MPa である。

したがって、アルミニウム被覆管及び金属天然ウランの安全率 RF、余裕率 MS は次のようになる。

・アルミニウム被覆管

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

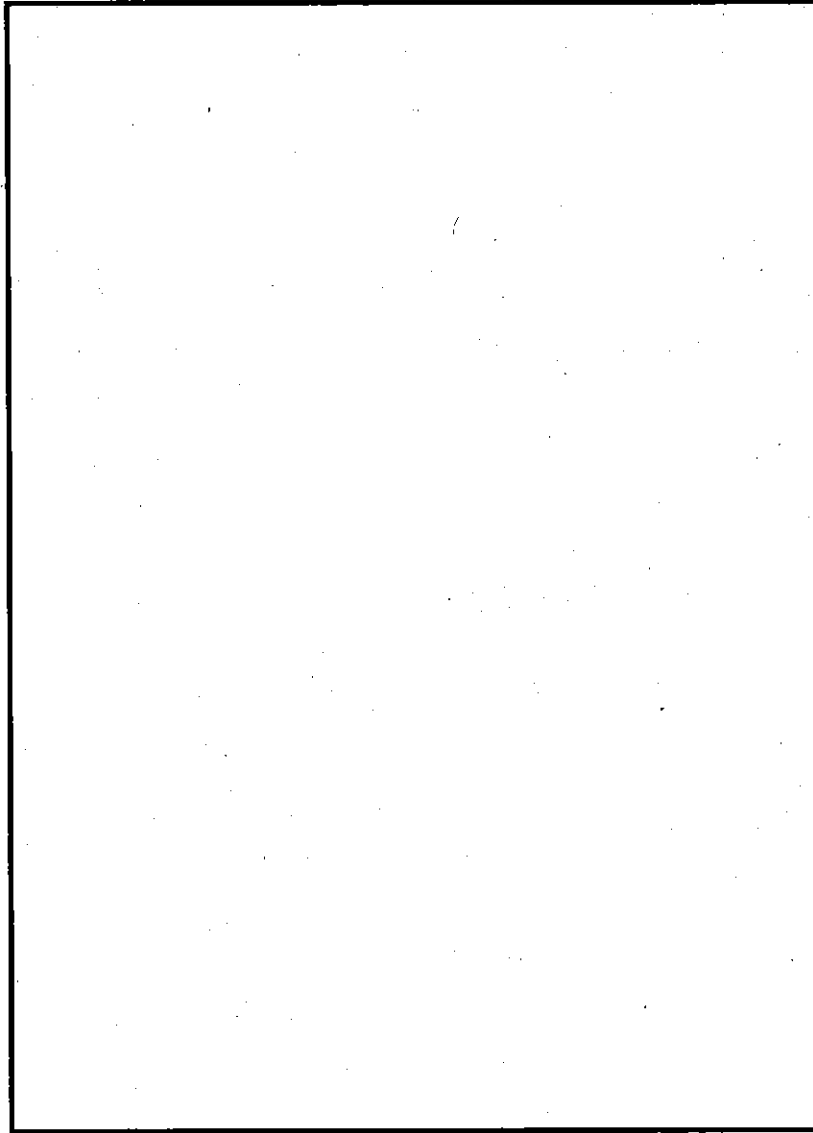
$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

・金属天然ウラン

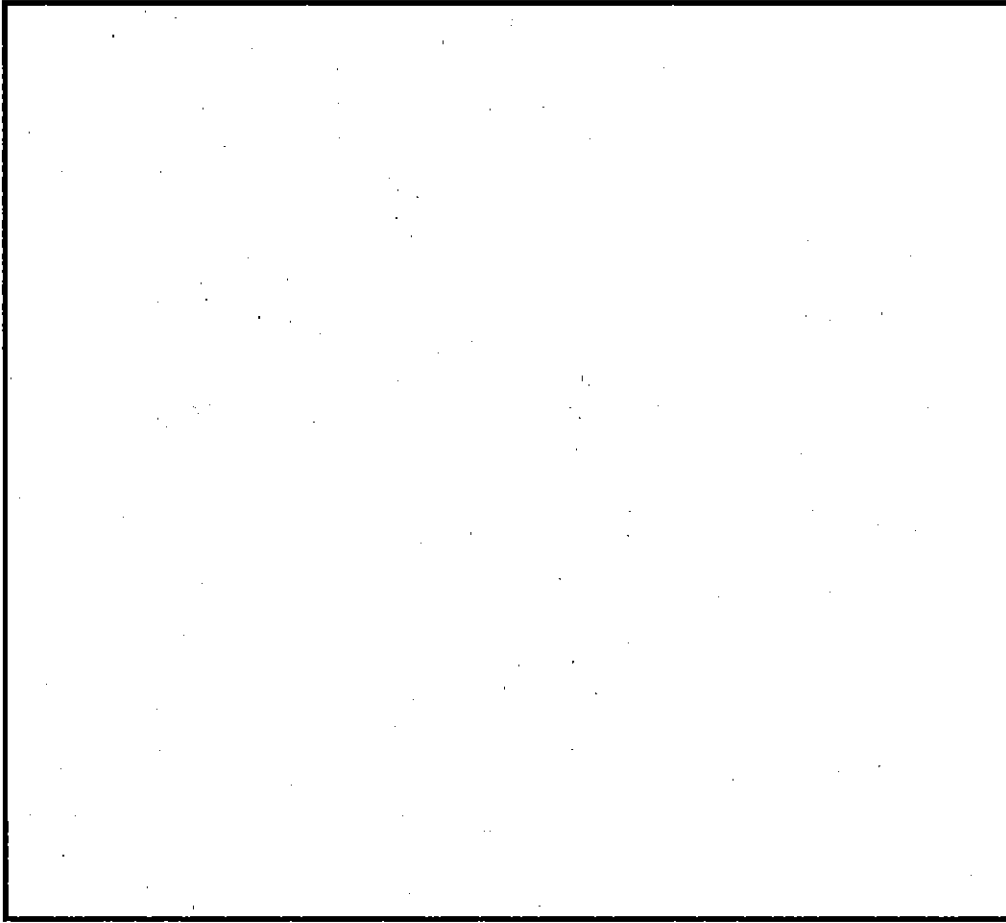
$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

以上の結果、9m水平落下に対して JRR-3 MNU 燃料要素は十分な強度を有する。



(ロ) - 第A.108 図 水平落下時の JRR-3 MNU 燃料要素の解析モデル



(a) - 第A.109 図 水平落下時の JRR-3 MNU 燃料要素の応力

A.6.1.3 コーナー落下

コーナー落下は核燃料輸送物の重心が落下点の垂線上に位置するように容器を傾斜させて落下させるもので、(p)-A.6.1.4 傾斜落下の中で容器が一番大きな落下衝撃を受けるものである。このコーナー落下は頭部コーナー落下と底部コーナー落下に分けられ、それぞれの落下方向の最大衝撃減速度は(p)-A.6.1の3.4項で得られたように \square g、 \square gである。これらの最大衝撃減速度は容器の軸方向成分と容器の径方向成分に分解され、これらの成分は頭部コーナー落下でそれぞれ \square g、 \square g、底部コーナー落下で \square g、 \square gとなる。頭部垂直落下時 \square g、底部垂直落下時 \square g、水平落下時 \square gと比較すると小さい。したがって、輸送容器本体は、変形することなく容器内部の燃料バスケット及び燃料要素も変形を生じることはない。

しかし、頭部コーナー落下時においては、容器本体胴部と蓋部の接合面のガスケット部及び蓋締付けボルトに大きな応力の発生が予想されるため、本項ではそれらの強度を検討する。

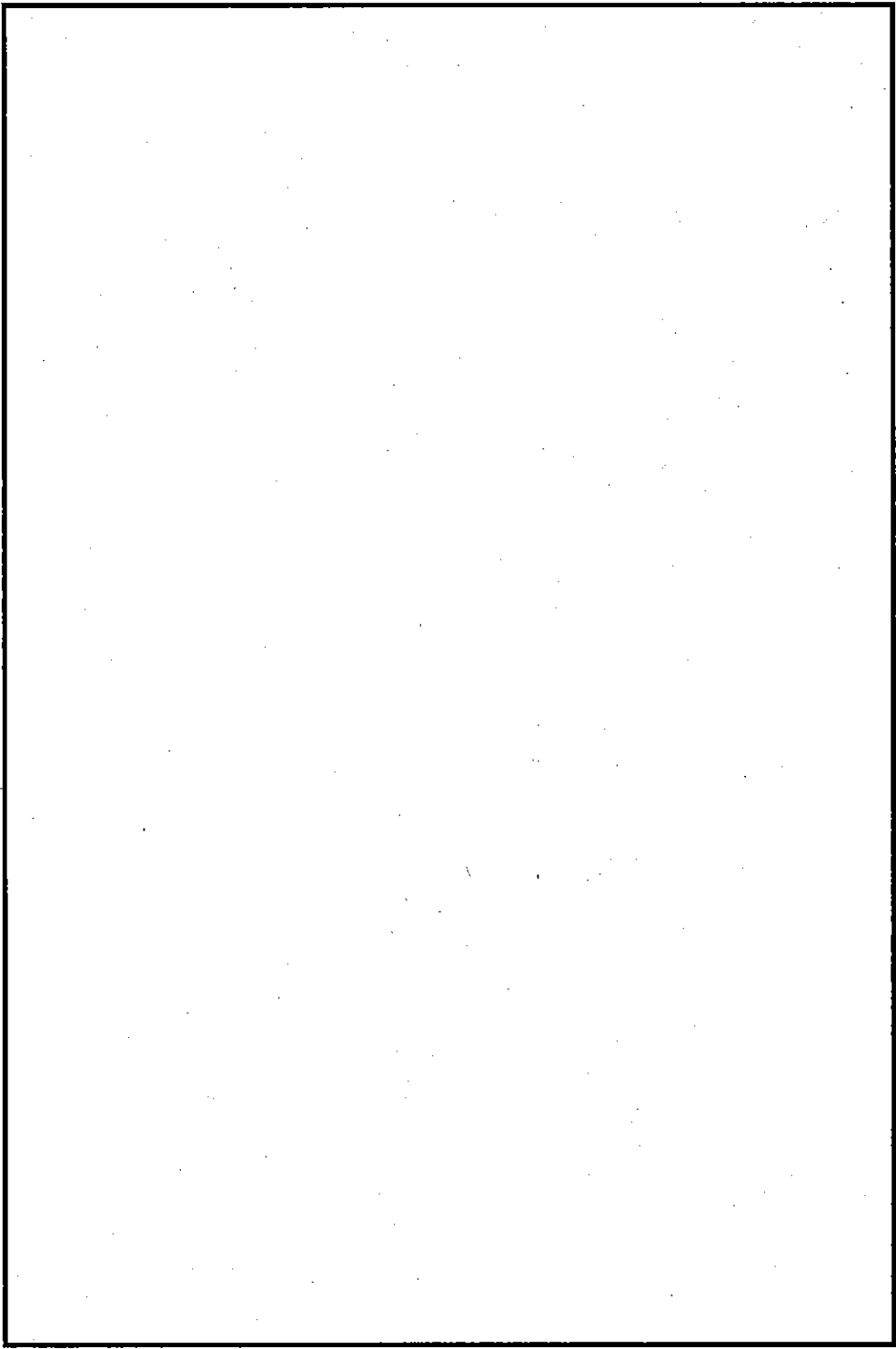
(1) 容器本体と蓋の接合面の密封性

蓋部及び容器本体のフランジ面のガスケット部の相当塑性ひずみ分布をそれぞれ(p)-第A.110図及び(p)-第A.111図に示す。これらの図に示されるように、ガスケット部には塑性ひずみを生じなく、弾性状態である。

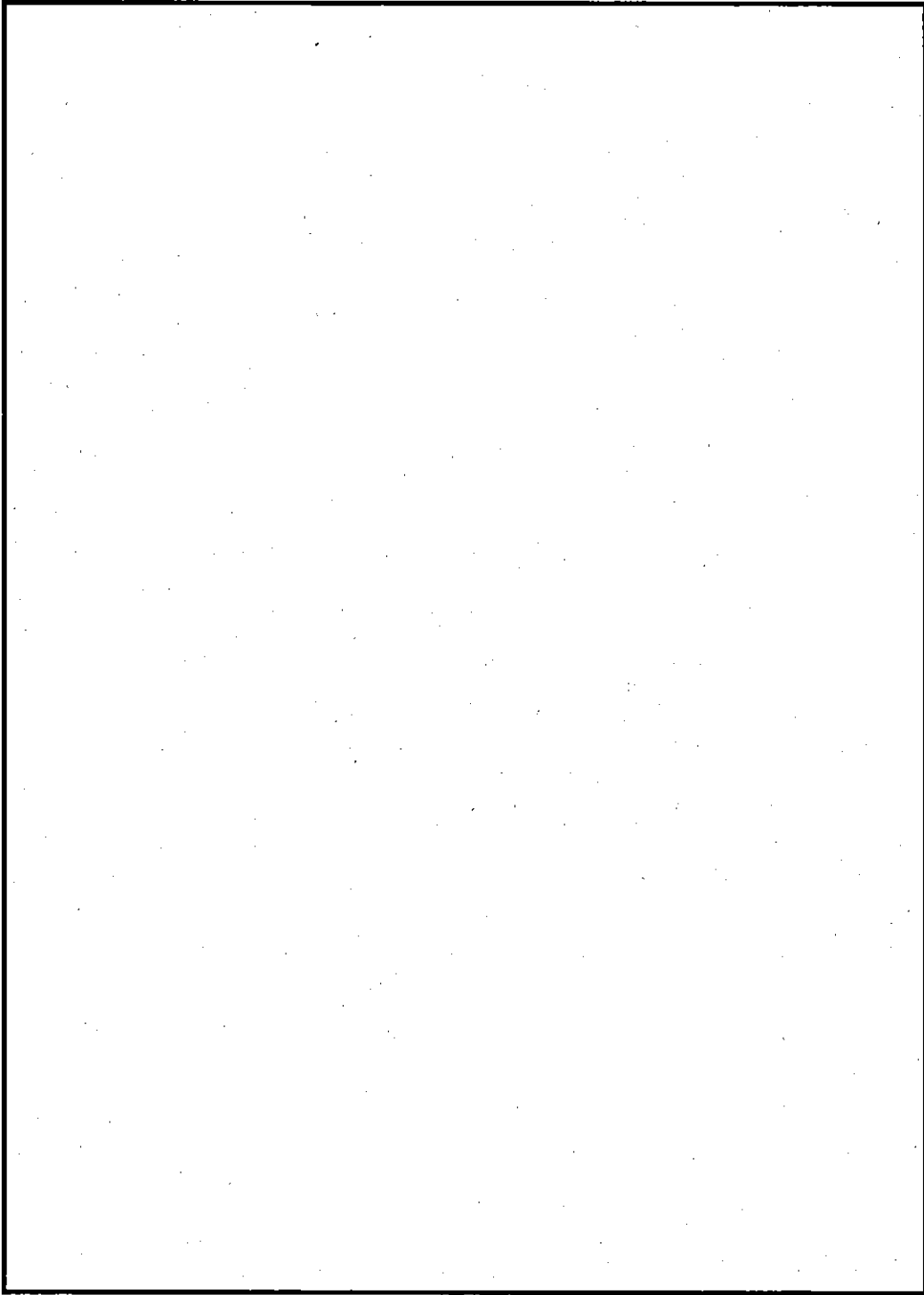
(p)-第A.112図は蓋締付けボルトのコーナー落下時の軸応力の時刻歴を示したものである。

この図に示されるように、落下時にターゲットに衝突する部分より最も離れた上部(180°)の蓋締付けボルトには、最大応力 \square MPaが生じるが、その応力は蓋締付けボルトの降伏応力 \square MPaより小さい。また、その応力は落下終了時にはほぼ初期締付け応力の状態に回復している。

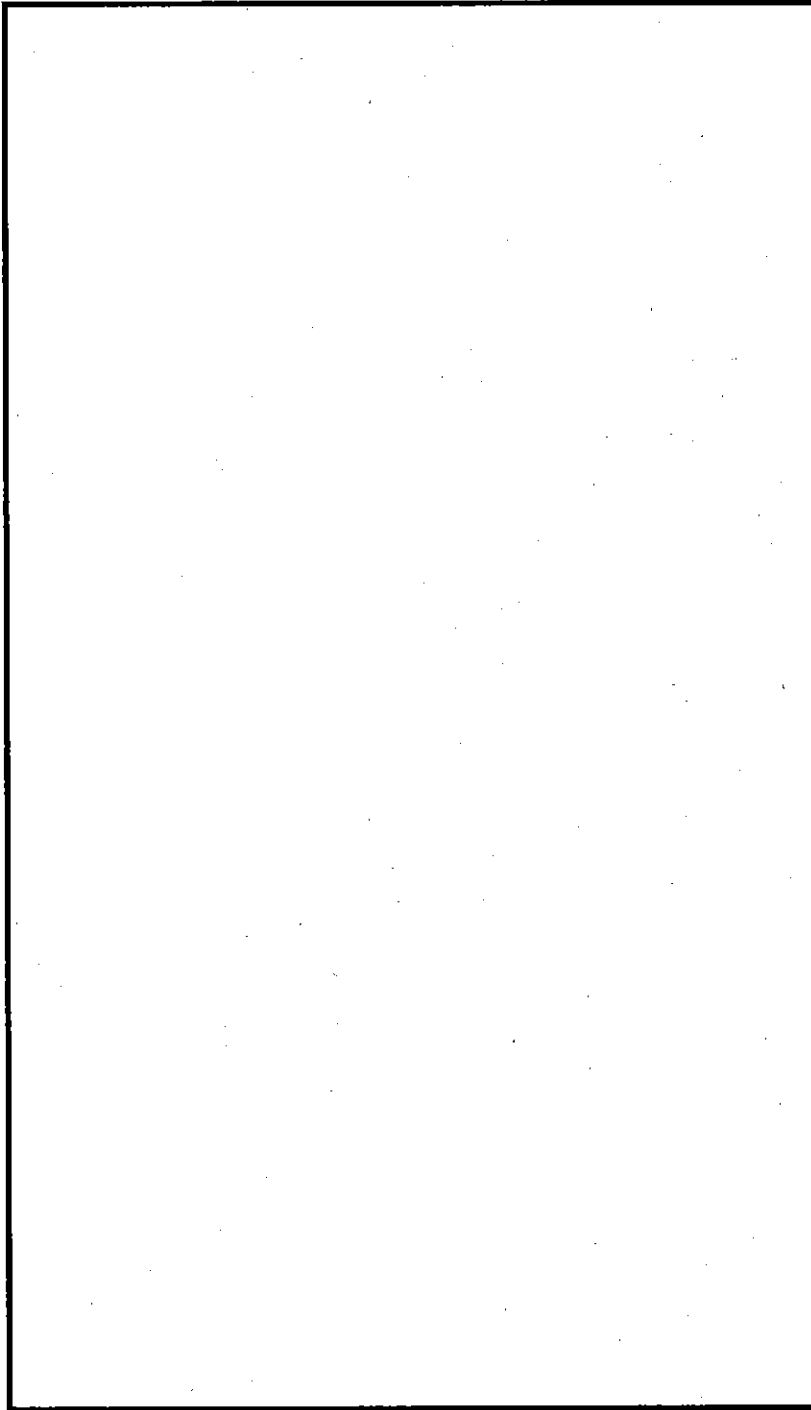
したがって、頭部コーナー落下時において容器の密封機能は維持されることが考えられる。



(p) ー第A.110 図 頭部コーナーナー落下時の蓋フランジ部の相当塑性ひずみコンター図



(㊦)ー第A.111 図 ー 頭部コーナー落下時の容器本体フランジ部の相当塑性ひずみコンター図



軸応力(MPa)

時間(ms)

(a) 第一A.112図 頭部コーナー落下時の蓋締付けボルトの軸応力の時刻歴

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。前者の場合には落下エネルギーの吸収が垂直落下とコーナー落下の間になり、また、後者の場合には落下エネルギーの一部が回転モーメントとして働き、最終的に水平落下の場合と同様の状態でエネルギー吸収が行われるため、傾斜落下の条件はこれらの落下条件より緩い条件となる。したがって、輸送容器は変形することなく、容器内部の燃料バスケット及び燃料要素も変形を生じることはない。

A.6.1.5 結果の要約

1. 解析では、核燃料輸送物の落下標的が無限大の剛性をもつと仮定して、衝撃解析コード LS-DYNA を用いて核燃料輸送物の落下衝撃解析を行い、最大衝撃減速度を求めた。

解析で得られた最大衝撃減速度を (p) - 第 A. 18 表 に示す。

(p) - 第 A. 18 表 落下試験 I の最大衝撃減速度

落下方向	最大衝撃減速度 (g)
頭部垂直落下	<input type="text"/>
底部垂直落下	<input type="text"/>
水平落下	<input type="text"/>
頭部コーナー落下	<input type="text"/>
底部コーナー落下	<input type="text"/>

2. 輸送容器の容器本体及び蓋は、頭部垂直落下時に最も厳しいが、ガスケット部は弾性状態である。また、蓋締付けボルトも弾性状態であり、落下終了時期は初期締め付け応力を維持している。そのため、容器本体と蓋の接合面の密封性は保持され、遮蔽性能も損なわれない。
3. 蓋締付けボルトはいずれの落下姿勢においても落下後に十分な締め付け応力が残留し、容器本体と蓋の接合面の密封性は保持される。
4. 各燃料バスケットのうち、水平落下時に角型用バスケットの一部に微少な塑性変形が生じた。
5. 各燃料要素は (p) - 第 A. 18 表 に示す最大衝撃減速度に対し、十分な強度を有する。

A.6.2 強度試験・落下試験Ⅱ (1m落下時)

本項では、核燃料輸送物が 1m の高さから貫通用軟鋼棒の上に落下した場合の核燃料輸送物に対する影響を説明する。

核燃料輸送物は重心を通し、試験用軟鋼棒を直撃した場合に最も厳しい条件となる。

したがって、ここでは、この条件下における各部の強度について検討する。

衝突箇所は、輸送容器で最も肉厚の薄い底板（中央部及び周辺部でそれぞれ板厚 \square mm 及び \square mm であるが、解析には安全側にすべて \square mm を用いる）とする。また、各バルブのバルブ保護カバーの強度を確認することによって、バルブの密封性が確保されることを示す。

その他、燃料バスケット、蓋締付けボルト及び燃料要素に対する影響は本試験に比べて厳しい条件となる落下試験Ⅰ (9m落下) においても健全性が確保されているので、本項での解析は省略する。

輸送容器が軟鋼棒を直撃する場合の解析モデルは (p) - 第 A. 113 図のように示す。

容器本体底板が軟鋼棒を直撃した場合、図に示す斜線部に大きなせん断応力が発生することになる。

この斜線部がせん断応力で降伏するときの圧縮荷重 F_s は、Tresca¹⁷⁾ の降伏条件を用いることによって次のように求められる。

$$F_s = A \times \sigma_y / 2$$

ここで、 A : せん断面積

$$\sigma_y : \text{容器本体の降伏応力} = \square \text{ MPa}$$

したがって、

$$F_s = \square \times \pi \times \square \times \square / 2 = \square \text{ N}$$

一方、直径 150mm の軟鋼棒の耐荷重 F_m は次のように求められる。

$$F_m = \frac{\pi}{4} \times 150^2 \times \sigma_B$$

ここで、 σ_B : 軟鋼棒の引張強さ = 402 MPa

よって、

$$F_m = \frac{\pi}{4} \times 150^2 \times 402 = 7.10 \times 10^6 \text{ N}$$

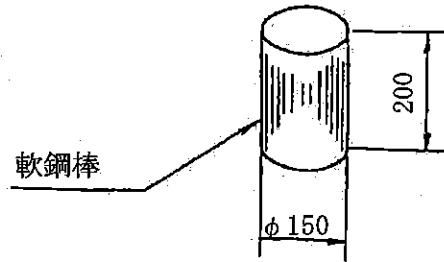
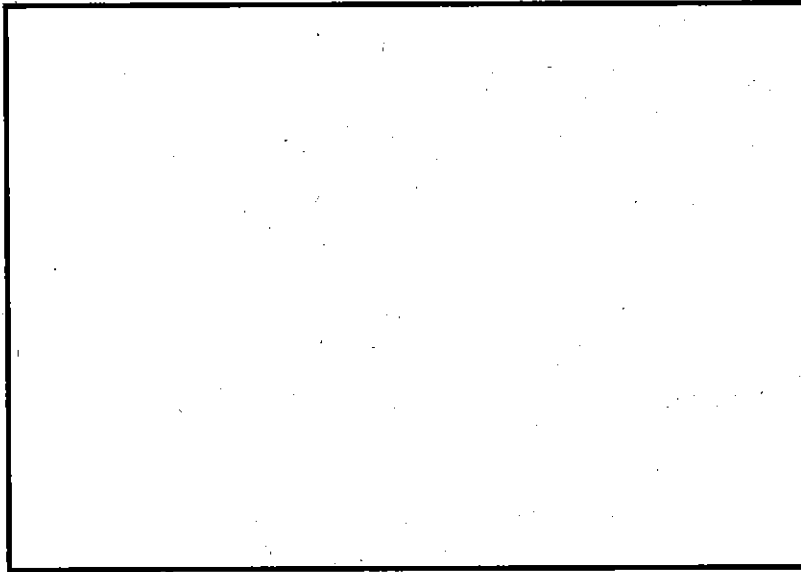
となる。

したがって、

$$F_s > F_m$$

となるので、輸送容器で最も薄い底板が損傷する前に軟鋼棒は圧潰することになる。

よって、落下試験Ⅱにおいて輸送容器の健全性が損なわれることはない。



(単位：mm)

(ロ) 第A.113図 輸送容器が軟鋼棒を直撃する場合の解析モデル

なお、この場合、輸送容器の受ける最大衝撃減速度 α_{\max} は次式によって得られる。

$$\alpha_{\max} = \frac{F_m}{W \times g} \quad (\text{g})$$

ここで、W : 核燃料輸送物の質量 = 23.2×10^3 (kg)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

よって、

$$\alpha_{\max} = \frac{7.10 \times 10^6}{23.2 \times 10^3 \times 9.8} = 31.3 \quad (\text{g})$$

となる。

したがって、本落下試験において核燃料輸送物は 31.3 g の最大衝撃減速度が加わる。よって、本項における解析では、この最大衝撃減速度 (31.3 g) が核燃料輸送物に作用した場合の健全性について以下に示す。

1. 容器本体に生じる応力

容器本体が軟鋼棒を直撃した場合に本体に生ずる応力を評価する。

1.1 水平落下

輸送容器が軟鋼部にあたると、(p)-第A.114 図のように輸送容器は曲がり、輸送容器胴部に曲げ応力が発生する。

輸送容器胴部に発生する最大曲げ応力 σ_{\max} は次式で与えられる。

$$\sigma_{\max} = \frac{M_{\max}}{Z}$$

ここで、 M_{\max} : 重心を通る垂直断面に発生する最大曲げモーメント

Z : 断面係数

$$= \frac{\pi (D^4 - d^4)}{32D} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)}$$

前項で得られた最大衝撃減速度 α_{\max} を用いて、最大曲げモーメントが与えられる。

$$M_{\max} = \frac{1}{2} L \frac{W \cdot g \cdot \alpha_{\max}}{2}$$

ここで、 L : 輸送容器本体の長さ = $\boxed{}$ (mm)

g : 重力加速度 = 9.8 (m/sec²)

である。

したがって、最大曲げ応力は

$$\sigma_{\max} = \frac{\frac{1}{4} \times \boxed{} \times 23.2 \times 10^3 \times 9.8 \times \boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

となる。

ここで、容器本体の使用温度 $\boxed{}$ °C における許容曲げ応力 σ_c は、

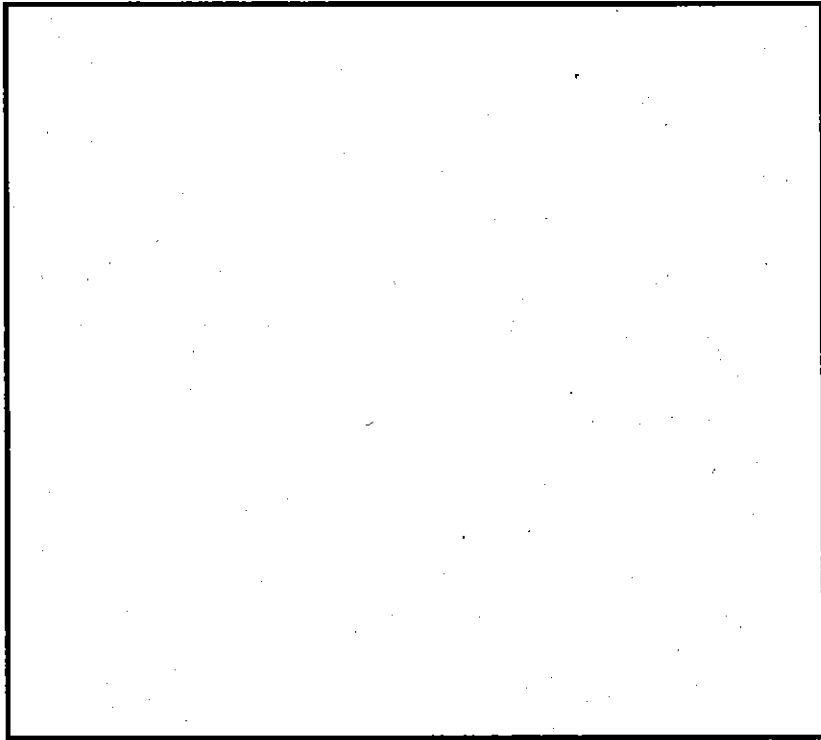
$$\sigma_c = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、安全率 RF 及び余裕率 MS は、それぞれ次のとおりとなる。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、輸送容器胴部は本落下試験条件下においても健全性が損なわれることはない。



(単位 : mm)

(a) - 第A. 114 図 輸送容器胴部の曲がり

1.2 垂直落下

最も板厚の薄い底板を直撃する場合について応力を評価する。これは、底板より蓋の方が板厚が大きいゆえに安全側といえる。

解析モデルを (v) 第 A. 115 図に示す。

文献 [14] の Table 24. Case 17 によれば、最大曲げモーメント M_{max} は $r = 0$ で発生し、

$$M_{max} = \frac{W \cdot g \cdot \alpha_{max}}{4\pi} (1 + \nu) \ln \frac{a}{r_0'}$$

$$r_0' = \sqrt{1.6 r_0^2 + t^2} - 0.675t \quad (r_0 < 0.5t \text{ の場合})$$

ここで、 α_{max} : 最大衝撃減速度 = (g)

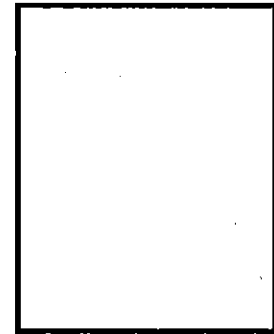
W : 核燃料輸送物の最大質量
= 23.2×10^3 (kg)

g : 重力加速度
= 9.8 (m/sec²)

a : 底板の半径 = (mm)

r_0 : 軟鋼棒の半径 = 75 (mm)

ν : ポアソン比 = 0.3



(v) 第 A. 115 図

底板が軟鋼棒を直撃する場合の解析モデル

である。

よって、

$$r_0' = \sqrt{1.6 \times 75^2 \times \text{}^2 - 0.675 \times \text{}} = \text{}$$

$$M_{max} = \frac{23.2 \times 10^3 \times 9.8 \times \text{}}{4 \times \pi} (1 + 0.3) \ln \frac{\text{}}{\text{}}$$

$$= \text{} \text{ N}\cdot\text{mm}$$

したがって、最大曲げ応力 σ_{max} は、

$$\sigma_{max} = \frac{6M_{max}}{t^2} = \frac{6 \times \text{}}{\text{}^2} = \text{} \text{ MPa}$$

となる。

ここで、容器本体の使用温度 °C における許容曲げ応力 σ_c は、

$$\sigma_c = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、それぞれ次のとおりとなる。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、底板は本落下試験条件下においても健全性が損なわれることはない。

2. バルブ保護カバーが軟鋼棒に直撃する場合

本輸送容器には、蓋及び容器本体底部コーナー部にそれぞれベントバルブ及びドレンバルブが取付けられている。

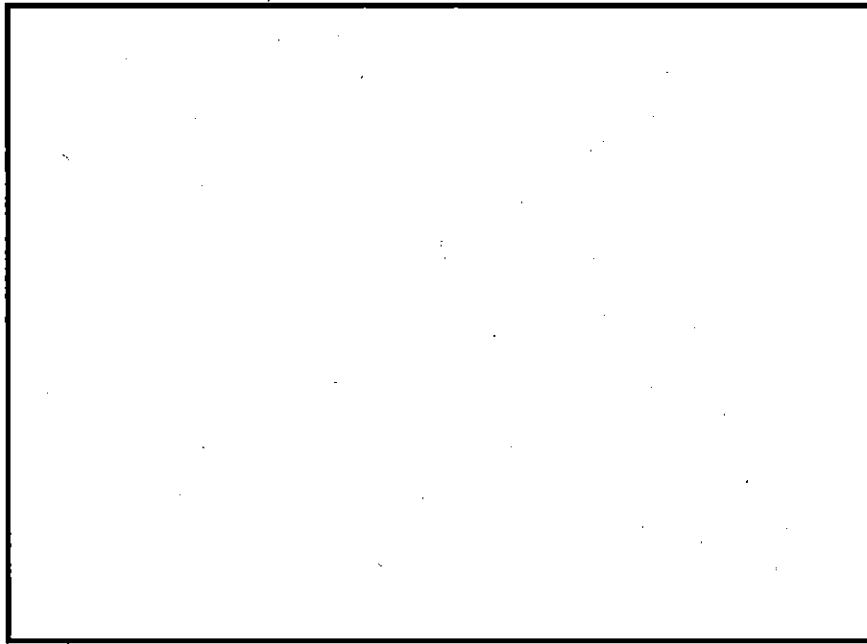
解析は、厳しい条件となる衝撃緩衝用フィンの無いベントバルブ保護カバーが軟鋼丸棒に直撃した場合について行い、強度的に確保されることによってバルブが保護され密封性が保持されることを示す。((H)-第A.116図参照)

解析は、保護カバーが軟鋼丸棒の中心を通るように直撃した場合に応力的に最も厳しくなるため、この条件にて解析を行う。

保護カバーは軟鋼丸棒に直撃した時、(H)-第A.116図中のA及びB断面に大きなせん断応力が発生する。以下に両断面について評価する。

1) A断面に作用するせん断応力 τ_A は次式で求められる。

$$\tau_A = \frac{A \times q}{A} = \frac{\frac{\pi}{4} \times D_2^2 \times q}{\pi \times D_1 \times t}$$



(単位：mm)

(p) - 第A.116図 バルブ保護カバーが軟鋼丸棒に直撃した場合の状態図

ここで、A : せん断面積

D_1 : A断面直径 = (mm)

t : A断面部の保護カバー厚さ = (mm)

A' : A断面部に作用する軟鋼棒圧潰断面積

D_2 : A断面部に作用する軟鋼棒直径 = 110 (mm)

q : 軟鋼棒の圧潰応力 = 402 (MPa)

よって、

$$\tau_A = \frac{\frac{\pi}{4} \times 110^2 \times 402}{\pi \times \text{} \times \text{} \text{ MPa}$$

B断面に作用するせん断応力 τ_B は次式で求められる。

$$\tau_B = \frac{A' \times q}{A} = \frac{\frac{\pi}{4} \times D_2^2 \times q}{\pi \times D_1 \times t}$$

ここで、A : せん断面積

D_1 : B断面直径 = (mm)

t : B断面部の保護カバー厚さ = (mm)

A' : B断面部に作用する軟鋼棒圧潰断面積

D_2 : B断面部に作用する軟鋼棒直径 = 150 (mm)

q : 軟鋼棒の圧潰応力 = 402 (MPa)

よって、

$$\tau_B = \frac{\frac{\pi}{4} \times 150^2 \times 402}{\pi \times \square \times \square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、保護カバーの許容せん断応力 τ_a は、

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_u = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

となるから、各断面の安全率 R F 及び M S は次のようになる。

$$\text{A断面: } R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

$$\text{B断面: } R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

したがって、保護カバーが軟鋼棒に直撃した場合、最も大きなせん断応力が作用する A 及び B 断面においても発生するせん断応力は許容応力以下であり、保護カバーは強度的に耐えられる。よって、バルブは保護され密封性が保持される。

次に、保護カバーの撓み量を求める。(p)-第 A. 117 図参照)

保護カバーの板厚は中央部 \square mm、周辺部 \square mm であるが、解析では全て \square mm として評価する。

上記仮定下で得られた撓み量は実際のものより大きくなるため安全側の仮定といえる。

保護カバーの最大撓み量 y_{\max} は中心部に生じ、文献 [14] の Table 24 Case 17 により、次式で求められる。

$$y_{\max} = \frac{-a^2 W}{16 \pi D}$$

ここで、D : 板の曲げ剛性

$$= \frac{E t^3}{12 (1 - \nu^2)}$$

a : バルブ保護カバーの半径 = \square (mm)

E : 縦弾性係数 = \square (MPa)

t : バルブ保護カバーの板厚 = \square (mm)



(p)-第 A. 117 図 バルブ保護カバーの解析モデル

ν : ポアソン比 = 0.3

W : 軟鋼棒の圧潰荷重、

$$= \pi \times r_0^2 \times q$$

ここで、

r_0 : 軟鋼棒の半径 = 75 (mm)

q : 軟鋼棒の圧潰応力 = 402 MPa

であるから、

$$W = \pi \times 75^2 \times 402 = 7.10 \times 10^6 \text{ N}$$

したがって、

$$y_{\max} = \square \text{ (mm)}$$

ここで、バルブと保護カバーとの初期隙間は \square mm である。

したがって、安全率 R F 及び余裕率 M S は次のとおりである。

$$R F = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$M S = \square - 1 = \square$$

よって、バルブは保護カバーの撓みによって接触することなく保護される。

したがって、密封性は保持される。

A.6.2.1 結果の要約

本輸送容器を 1m の高さから直径 15cm の軟鋼丸棒の上に落下させた場合、輸送容器の最小板厚部である底板は貫通せず、かつ、輸送容器本体及び蓋に発生する応力は許容値以下である。

また、バルブ保護カバーを軟鋼棒が直撃した場合でも、強度的に耐えられる。

したがって、本輸送容器の健全性は確保でき、密封性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

特別の試験条件下（火災事故時）における圧力と温度の要約を(ρ)-第A.19表に示す。

また、熱解析の結果、最大の温度勾配を示した火災発生後□分における輸送容器本体の温度分布を(ρ)-第A.118図に示す。

A.6.3.2 熱膨張

本項は、以下に示す輸送容器各部の応力及び熱膨張を計算し、基準に合致していることを確認する。

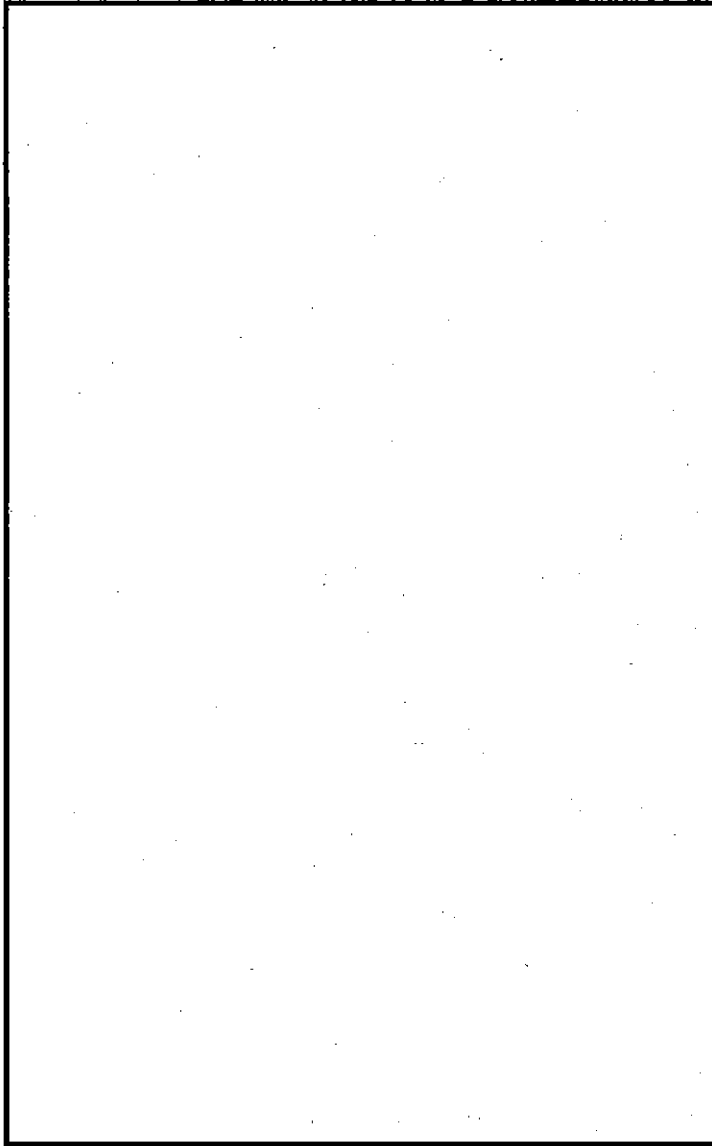
解析は、①容器本体及び蓋の強度、②蓋と容器本体接合面の密封性、③蓋締付けボルトの強度、④容器本体胴部と燃料バスケットとの間隙、⑤燃料バスケットの熱応力、⑥特別の試験条件下における低温強度等について行う。

解析モデル及び手法は(ρ)-A.5.1に述べたものと同じであるので、ここでは説明を省略する。

荷重としては、蓋締付けボルトの初期締付け力、内圧及び熱荷重である。内圧は(ρ)-第A.19表に示すように、□PaGであるが、ここでは安全側に□PaGを与える。

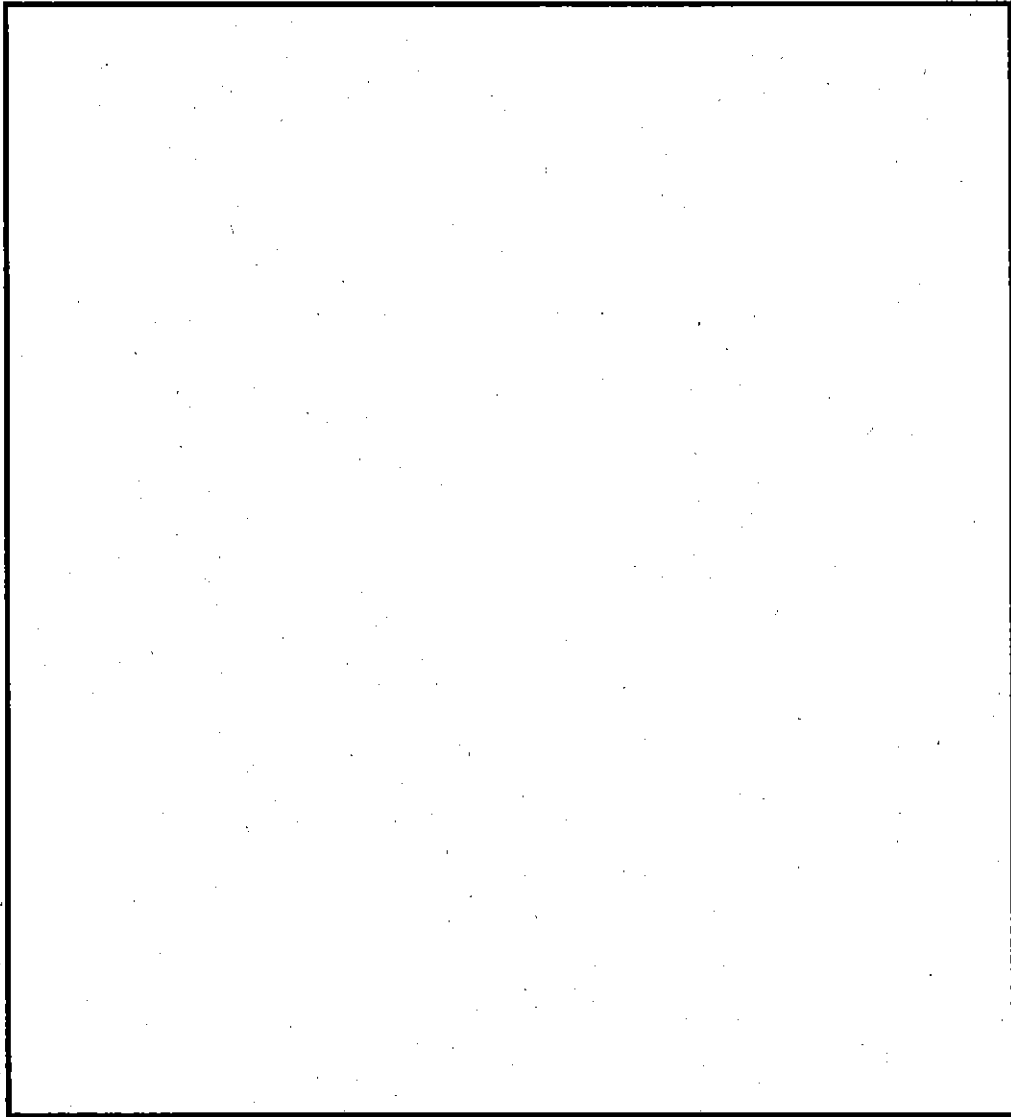
核燃料輸送物各部の熱応力は火災発生後□分で最大となる。したがって、火災事故時の温度分布としては、火災発生後□分の温度分布を入力データとして与え、弾塑性解析を行った。

最大熱応力を生じる JRR-3 MNU 燃料要素を収納した場合の火災発生後□分における熱応力解析の結果を(ρ)-第A.119図～(ρ)-第A.121図に示す。

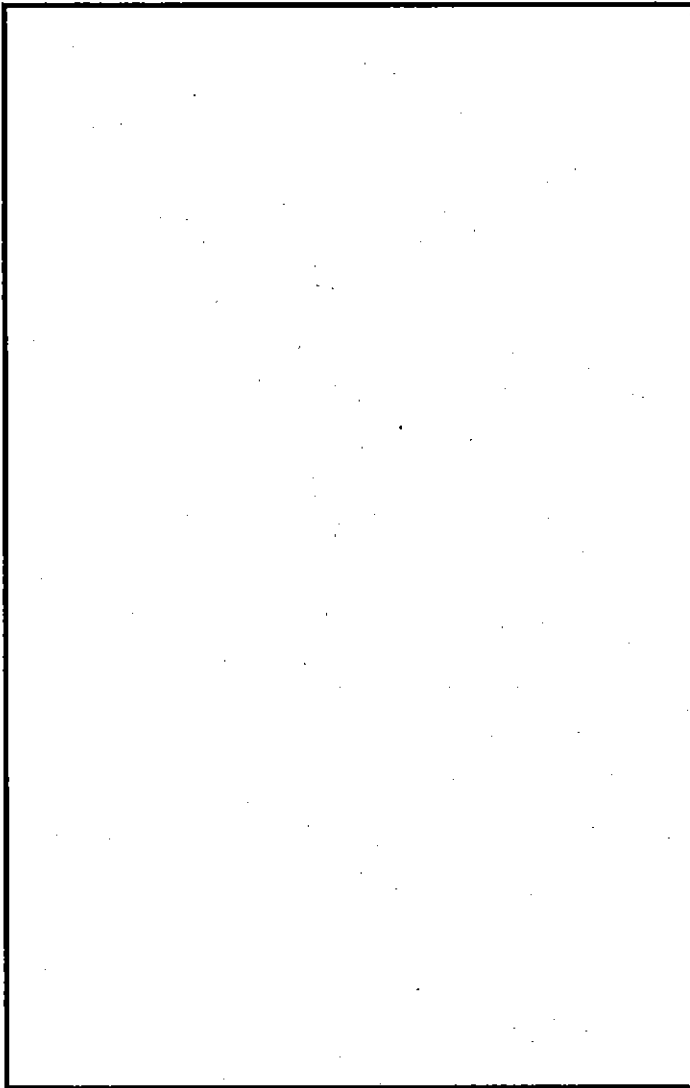


場所	温度 (°C)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
9	
0	
A	
B	

(ロ) - 第A. 118 図 輸送容器の温度分布 (火災発生 分後)

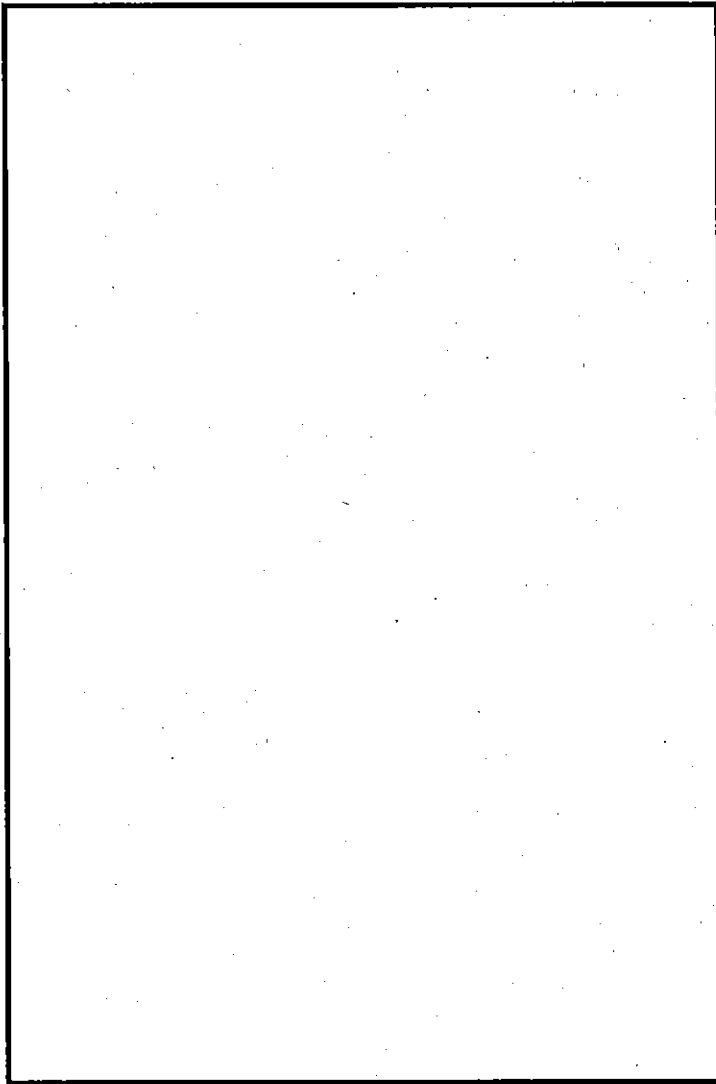


(□)-第A.119図 変形図 (火災発生□分後)



レベル	相当塑性歪み (%)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
9	
0	
A	
B	

(p)-第A.120図 相当塑性ひずみ分布図 (火災発生□分後)



バネ	応力値 (MPa)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
9	
0	
A	
B	

(□) - 第 A. 121 図 蓋締付けボルトの軸方向応力分布図
(火災発生 □ 分後)

(a) - 第A.19表 圧力と温度の要約 (特別の試験条件)

収納燃料バスケット	容器最高温度 (°C)	最大内圧 ($\times 10^4$ Pa)
角型用バスケット	<input type="text"/>	<input type="text"/>
MNU 用バスケット	<input type="text"/>	<input type="text"/>

A.6.3.3 許容応力との比較

1. 容器本体及び蓋

火災事故時の熱応力解析の結果、最大塑性ひずみ ε_p は (a) - 第A.120 図に示されるように、底板外表面に生じ、その値は、

$$\varepsilon_p = \text{} \%$$

である。

一方、材料の破断ひずみ ε_u は、

$$\varepsilon_u = \text{} \%$$

である。

したがって、安全率RF及び余裕率MSは、それぞれ次のとおりとなり、

$$RF = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$$

$$MS = \text{} - 1 = \text{}$$

したがって、火災事故時に輸送容器各部に発生するひずみは破断ひずみより小さいため、輸送容器の健全性は保たれる。

2. 蓋と容器本体接合面の密封性

火災事故時における蓋と容器本体接合面の密封性について以下に示す。

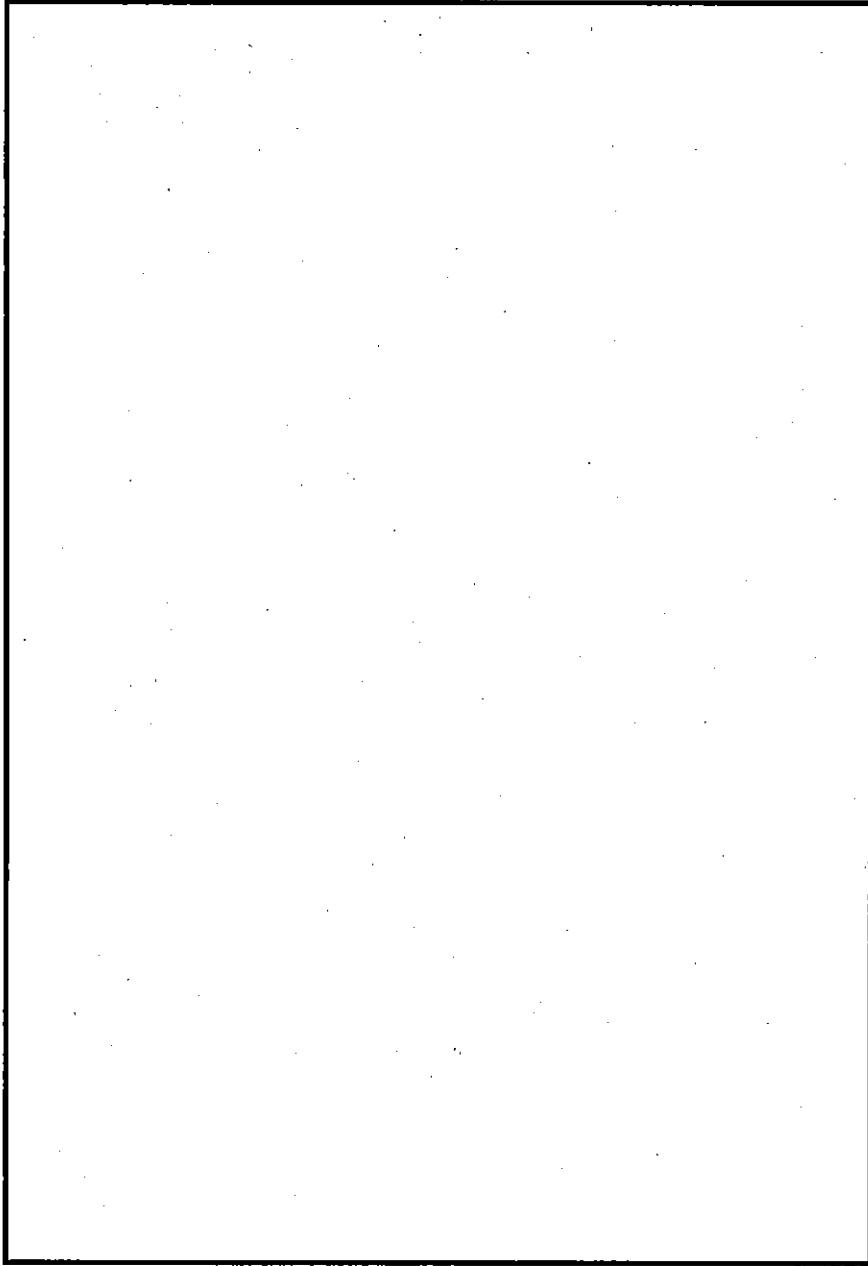
弾塑性解析による蓋と容器本体接合部の変形量を(□)-第A.122 図に示す。同図より、その隙間は□ O-リング位置で □ mm、□ O-リング位置で □ mm であり、O-リングの復元量 □ mm に比べ小さい値である。

評価にあたっては、隙間の大きい □ O-リング位置の □ mm を用いると、その安全率RF及び余裕率MSは、それぞれ次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋と容器本体接合面の密封性は、火災事故時の厳しい温度勾配を受けても保持される。



(p)-第A.122図 蓋と容器本体接合部の変形

3. 蓋締付けボルト

3.1 許容応力

最大温度勾配を生じる火災発生後□分において、蓋締付けボルトの軸方向の温度分布は上下部で大きく異なる。JRR-3 MNU燃料要素収納時にその上部及び下部はそれぞれ□℃及び□℃である。

また、容器本体フランジと接合する蓋締付けボルト下部はネジを有しているが、それ以外の上部は直径□mmの丸棒となっており、形状も異なる。

そのため、蓋締付けボルトの許容応力 σ_a は上部と下部の箇所それぞれ設定する。

上部及び下部の使用温度はそれぞれ□℃及び□℃であるが、安全側にそれぞれ□℃及び□℃とする。蓋締付けボルトの許容応力 σ_a として、それらの引張強さ σ_u を用いると、次のようになる。

$$\square^\circ\text{Cで} \quad \sigma_a = \square \text{ MPa}$$

$$\square^\circ\text{Cで} \quad \sigma_a = \square \text{ MPa}$$

3.2 蓋締付けボルトの応力

(□)-A.5.1.3で述べた解析モデル及び手法によって解析した。蓋締付けボルトの軸方向応力分布を(□)-第A.121図に示す。

蓋締付けボルト(JIS-□)を谷径でモデル化しているが、その上部は直径□mmの丸棒である。そのため、ボルト上部の最大応力 σ_1 は断面積比で換算する。一方、ボルト下部の最大応力 σ_2 はネジを有しているため、解析値をそのまま用いる。

蓋締付けボルト上部の最大応力 σ_1 は次のようになる。

$$\sigma_1 = \sigma_m \times \frac{A_1}{A_2}$$

ここで、 A_1 ：谷径の断面積 □ mm²

A_2 ：直径□mmの断面積 □ mm²

σ_m ：解析結果による最大応力 □ MPa

よって、

$$\begin{aligned} \sigma_1 &= \square \times \frac{\square}{\square} \\ &= \square \text{ MPa} \end{aligned}$$

一方、蓋締付けボルト下部の最大応力 σ_2 は

$$\sigma_2 = \boxed{} \text{ MPa}$$

である。

蓋締付けボルトの安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

上部で

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

下部で

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、蓋締付けボルトに生じる応力は許容応力より小さく、蓋締付けボルトの健全性は保たれる。

4. 火災事故時における容器本体胴部と燃料バスケットの熱膨張

容器本体胴部の熱膨張量を求めるに当たって(図)－第A.123 図に示す中空円筒のモデルを考える。この変位量(膨張量)を求める。

ここで、

μ_r : 任意の半径 r における変位量

a : 内半径

b : 外半径

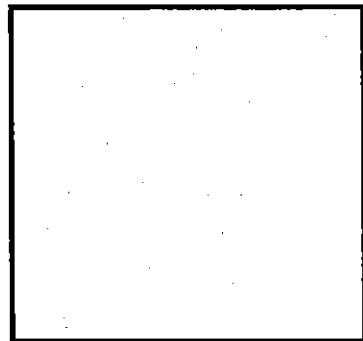
r : 任意の半径 ($a \leq r \leq b$)

t_a : 内半径の温度

t_b : 外半径の温度

α : 線膨張係数

ν : ポアソン比



(図)－第A.123 図 中空円筒による
熱膨張解析モデル

ただし、 t_a 、 t_b 及び t の値は基準温度

(膨張を生じない温度：20°C) を差し引いた値である。この場合の膨張量 μ_r は次式によって求められる。

$$\mu_r = \frac{1 + \nu}{1 - \nu} \times \frac{\alpha}{r} \int_a^r t r dr + C_1 r + \frac{C_2}{r} \dots \dots \dots \textcircled{1}$$

ここで、

$$C_1 = \frac{(1 + \nu)(1 - 2\nu)}{1 - \nu} \times \frac{\alpha}{b^2 - a^2} \int_a^b t r dr - \nu k_2 \dots \dots \dots \textcircled{2}$$

$$C_2 = \frac{1 + \nu}{1 - \nu} \times \frac{\alpha a^2}{b^2 - a^2} \int_a^b t r dr \dots \dots \dots \textcircled{3}$$

$$k_2 = \frac{2\alpha}{b^2 - a^2} \int_a^b t r dr \dots \dots \dots \textcircled{4}$$

i) 定常状態における軸対称温度分布 t の場合、半径 r における温度 t は、

$$t = t_a + (t_b - t_a) \frac{\ln(r/a)}{\ln(b/a)}$$

となる。

ここで、 $\int_a^b t r dr$ の項を H とすると、

$$\begin{aligned}
H &= \int_a^b t r dr = \int_a^b \left\{ t_a + (t_b - t_a) \frac{\ln(r/a)}{\ln(b/a)} \right\} r dr \\
&= \frac{t_a}{2} (b^2 - a^2) + \frac{(t_b - t_a)}{\ln(b/a)} \left(\frac{b^2}{2} \ln b - \frac{b^2}{2} \ln a - \frac{b^2}{4} + \frac{a^2}{4} \right) \\
&= (b^2 - a^2) \left[\frac{t_a}{2} - \frac{t_b - t_a}{4 \ln(b/a)} \right] + \frac{b^2}{2} (t_b - t_a)
\end{aligned}$$

次に内半径 $r = a$ における変位量 $\mu_{r=a}$ は①式に $r = a$ とおくと、①、②、③式は次のようになる。

$$\mu_{r=a} = C_1 a + \frac{C_2}{a} \dots \dots \dots \textcircled{5}$$

$$C_1 = \frac{(1+\nu)(1-2\nu)}{1-\nu} \times \frac{\alpha}{b^2 - a^2} \cdot H - \nu \cdot \frac{2\alpha}{b^2 - a^2} \cdot H \dots \dots \textcircled{6}$$

$$C_2 = \frac{1+\nu}{1-\nu} \times \frac{\alpha \cdot a^2}{b^2 - a^2} \cdot H \dots \dots \dots \textcircled{7}$$

⑥、⑦式を⑤に代入すると μ_r は、

$$\mu_{r=a} = \frac{2 a \alpha \cdot H}{b^2 - a^2} \dots \dots \dots \textcircled{8}$$

ここで、 $a = \square \text{mm}$ 、 $b = \square \text{mm}$ であるから H は、

$$H = \square \times \left[\frac{t_a}{2} - \frac{t_b - t_a}{\square} \right] + \square \times (t_b - t_a) \dots \dots \textcircled{9}$$

ii) 次に、内半径 $r = a$ から外半径 $r = b$ の間で温度分布は直線的に変化する
 場合について考える。

半径 r における温度 t は、

$$t = t_a + \frac{(t_b - t_a)}{b - a} (r - a)$$

となる。

i) の場合と同様に、 $\int_a^b t r dr$ を整理すると、

$$H = \int_a^b t r dr = \frac{1}{6}(b-a)\{t_a(2a+b) + t_b(a+2b)\}$$

ここで、 $a = \square$ mm、 $b = \square$ mm であるから H は

$$H = \frac{1}{6} \times \square (\square t_a + \square t_b) \dots \dots \dots \textcircled{10}$$

よって、内半径 $r = a$ における変位量 $\mu_{r=a}$ は

$$\mu_{r=a} = \frac{2a\alpha \cdot H}{b^2 - a^2} = \frac{\square \times H \times \alpha}{\square} \dots \dots \dots \textcircled{11}$$

a) 火災事故時における容器本体胴部と燃料バスケットとの間隙について

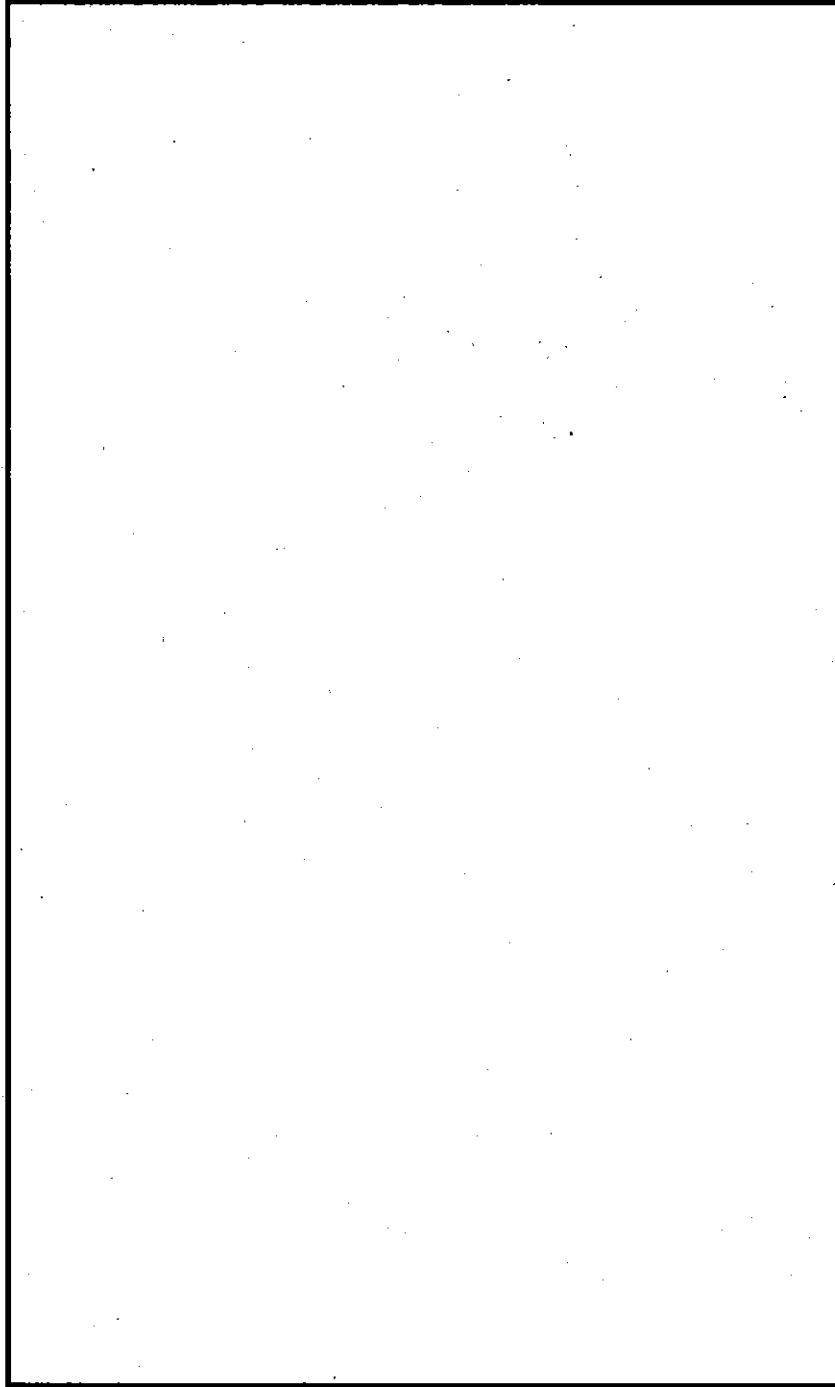
本項では、解析がより保守的となるよう収納物より発熱量が大きく、容器本体
 胴部と燃料バスケットとの間隙が最小となる燃料要素（以下、燃料要素Aという。）
 を収納した場合の角形用バスケットについて検討する。

燃料バスケットの経時温度変化を (p)-第 A. 124 図に示す。

解析は、以下に示す最も厳しい条件下においても容器本体胴部と燃料バス
 ケットとの間に隙間が有することを示す。

燃料バスケットの中心近傍温度が最大となる時刻（火災発生 \square 時間）にお
 いて、燃料バスケットの最大熱膨張が想定されるので、この時刻における燃
 料バスケット温度分布を用いて燃料バスケットの熱膨張の解析を行う。

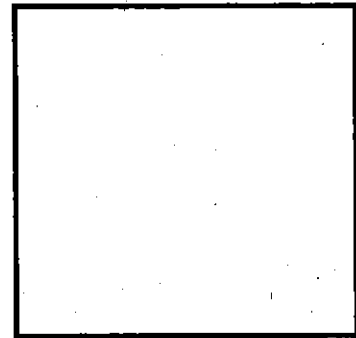
容器本体胴部においては火災前温度の膨張変形が最小なので、この時刻に
 おける容器本体胴部の温度を用いて安全側に容器本体の熱膨張変形の解析を
 行う。



(p) - 第 A. 124 図 燃料要素 A を収納した場合の角型用バスケットの経時温度変化

① 容器本体内面 (r = □ mm) における変位量 (膨張量) 解析に当って、容器本体内面と外面との間の温度分布

(火災前温度) は (p) - 第 A. 125 図に示すように直線的に変化していると考え。



$$t_a = \square = \square \text{ (}^\circ\text{C)}$$

$$t_b = \square = \square \text{ (}^\circ\text{C)}$$

$$\alpha = \square \text{ (1/}^\circ\text{C)}$$

(p) - 第 A. 125 図 火災事故時における
容器本体胴熱膨張解析温度分布モデル

⑩、⑪式に代入すると、

$$H = \frac{1}{6} \times \square (\square \times \square + \square \times \square)$$

$$= \square$$

$$\mu_{r-a} = \frac{\square \times \square \times \square}{\square} = \square \text{ (mm)}$$

② 燃料バスケットの熱膨張量

火災発生 □ 時間後における角型用バスケットの温度分布を (p) - 第 A. 126 図に示す。

ここで、燃料バスケットの熱膨張による径方向の膨張量 (Δr_b) は、(p) - 第 A. 126 図において、中心軸を通る線上に位置する要素個々の径方向の膨張量を加算して求める。

径方向の膨張量 Δr_b は次式によって求められる。

$$\Delta r_b = \alpha \sum_{i=1 \sim n} (T_i - 20) \ell_i$$

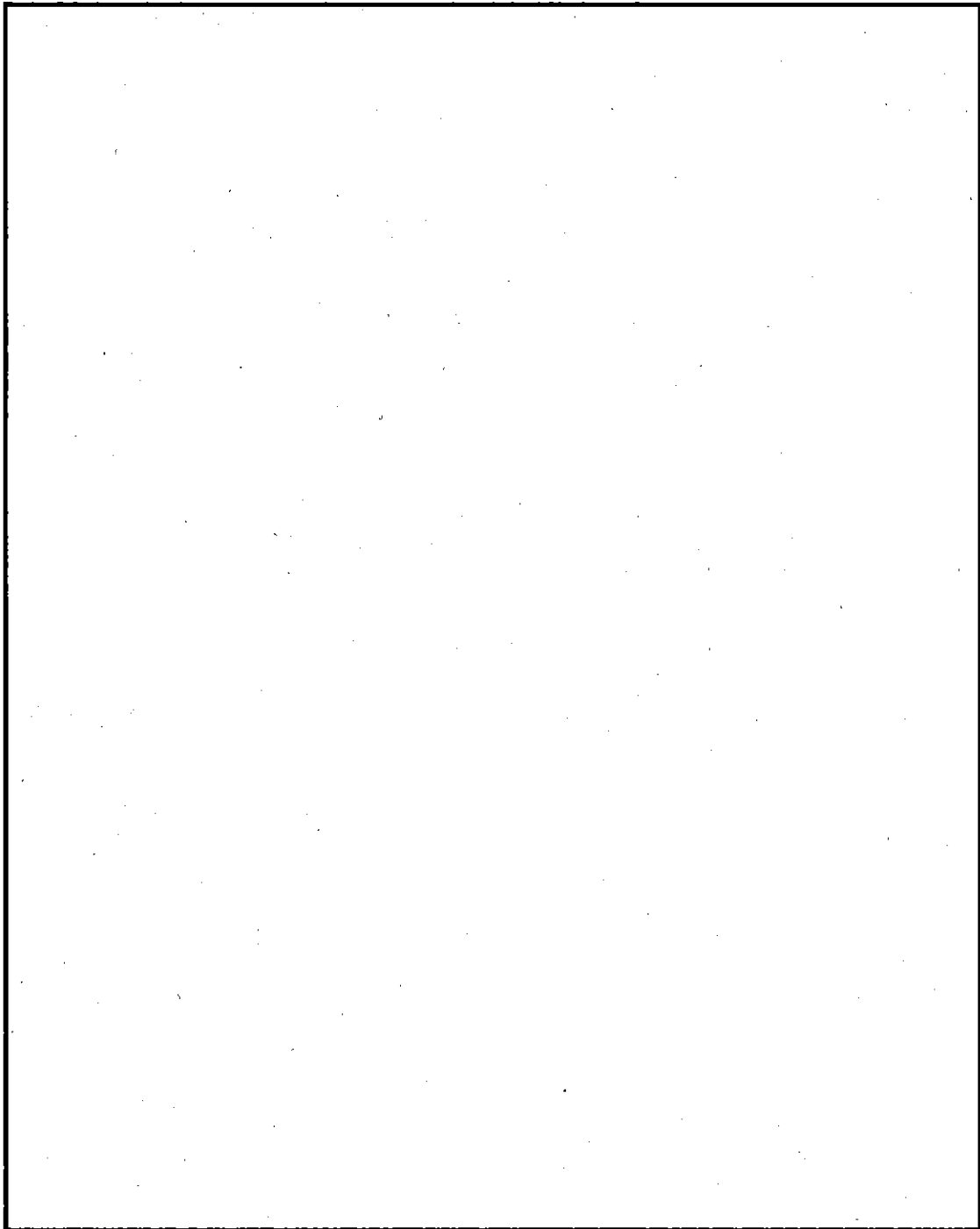
ここで、 T_i : 要素 i 番目の平均温度

ℓ_i : 要素 i 番目の径方向の長さ

α : 線膨張係数 = □ (1/°C)

したがって、 Δr_b は、

$$\begin{aligned} \Delta r_b &= \square \times [(\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square \\ &\quad + (\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square + (\square - 20) \times \square] \\ &= \square \text{ (mm)} \end{aligned}$$



(p) - 第A.126 図 角型用バスケット内の温度分布 (火災発生から□時間後)

したがって、容器本体と燃料バスケットとの間隙 Δr は、

$$\Delta r = 1 + \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm)}$$

したがって、火災事故時における容器本体と燃料バスケットとの隙間は $\boxed{}$ (mm) 存在する。よって、各燃料バスケットは拘束による応力が生じない。

5. 火災事故時における燃料バスケットの熱応力

本項では、収納物の発熱量が最も大きく、また火災事故時に最も高い温度となる角型用バスケットについて解析する。

燃料バスケットは前述のごとく火災事故時において容器本体胴部とのギャップが存在するので拘束による応力は生じない。

したがって、燃料バスケット内に発生する応力は温度勾配による熱応力のみとなる。

燃料バスケットにおける最大応力 σ_{\max} は次式であらわされる。

$$\sigma_{\max} = \frac{E_0}{l_0} \{ \Delta l_b - (T_{\max} - 20) \alpha_0 l_0 \}$$

ここで、 T_{\max} : 燃料バスケットの要素中での最大温度 $\boxed{}$ °C

E_0 : 最大温度に対する燃料バスケットの縦弾性定数

$\boxed{}$ MPa

α_0 : 最大温度に対する燃料バスケットの線膨張係数

$\boxed{}$ 1/°C

l_0 : バスケットの長さ $\boxed{}$ mm

Δl_b : バスケットの軸方向の伸び量

(計算式は A. 5. 1. 2 の 2 項参照) $\boxed{}$ mm

したがって、

$$\begin{aligned} \sigma_{\max} &= \frac{\boxed{}}{\boxed{}} \{ \boxed{} - (\boxed{} - 20) \times \boxed{} \times \boxed{} \} \\ &= \boxed{} \text{ MPa} \end{aligned}$$

一方、火災事故時における燃料バスケットの最高温度 $\square^{\circ}\text{C}$ であるが、安全側に $\square^{\circ}\text{C}$ とすれば許容圧縮応力 σ_{ac} は

$$\sigma_{ac} = 3S_m^{1)} = 3 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、燃料バスケットは火災事故時における熱応力に対して強度的に耐えられる。

6. 特別の試験条件下における低温強度

本核燃料輸送物は、火災試験の後 -40°C の環境下におかれるが、上記試験によって構造材の機械的性質の低下はない*1。したがって(p)-A.4.2 低温強度で記述したように、本核燃料輸送物の健全性が損なわれない。

*1 \square を使用している蓋締付けボルトの火災事故時の最高温度は $\square^{\circ}\text{C}$ であり、参考資料-I-A.2.3 に記述するように熱処理温度 $\square \sim \square^{\circ}\text{C}$ を十分下回っている。

A.6.4 浸漬

本核燃料輸送物は、 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が収納されている輸送物（収納される収納物の放射能と A_2 値 10 万倍の比は、約 \square で 1 を超す）であるため、200m 浸漬試験に対して密封装置の破損がないことを評価する。

水深 15m 浸漬よりも厳しい条件となる強化浸漬（水深 200m の水中浸漬）において、本輸送容器に永久変形が生じることはなく、密封性能の健全性が損なわれないことが確認された。

したがって、本輸送容器は水深 15m の位置における水圧（0.15MPa abs）の外圧において、密封性能及び遮蔽性能が劣化するおそれはない。

なお、参考として輸送容器が水深 5,000m 相当の外圧を受けた場合でも本輸送容器が十分な強度を有することを A.10.5 付属書類 5 に示す。

A.6.5 結果の要約及びその評価

特別の試験条件下における解析結果の要約を各試験項目にしたがって説明する。また、(p)-第A.20表に構造解析結果の要約を示す。

1. 落下試験 I (9m落下)

本試験における結果の要約を以下に示す。

- (1) 輸送容器本体において、強度上最も厳しい蓋フランジのガスケット部は、いずれの落下姿勢でも弾性状態であり、また、蓋締付けボルトは落下後においてもほぼ初期締付け力の状態に回復する。そのため、容器本体と蓋の接合面の密封性は保持され、遮蔽性能も損なわれない。

((p)-第A.20表のその⑦、その⑧、その⑩、その⑫参照)

- (2) 蓋締付けボルトは、いずれの落下姿勢においても、その発生応力は降伏応力より小さく、落下後もほぼ初期締め付け応力を維持する。

((p)-第A.20表のその⑦、その⑧、その⑩、その⑫参照)

- (3) 各燃料バスケットのうち、水平落下時に角型用バスケットの一部に微少な塑性変形を生じるが、その塑性変形を考慮した臨界解析においても(p)-E.7.3付属書類-3に示すように、臨界への影響はほとんどない。

((p)-第A.20表のその⑧、その⑪参照)

- (4) 燃料要素において、MNU燃料要素を収納した場合の垂直落下時に最も厳しい応力が生じるが、その応力値に対する安全率は \square であり、十分な強度を有する。

((p)-第A.20表のその⑨、その⑩、その⑪、その⑫参照)

したがって、燃料バスケット及び燃料要素も破損しないので放射性物質の放出はない。

2. 落下試験 II (貫通試験)

本試験において、保護カバーに軟鋼棒が直撃した場合最も厳しい応力が生じ、その応力値に対する安全率は \square となり、軟鋼棒が輸送容器を貫通することはない。したがって、輸送容器の密封性は保持される。

((p)-第A.20表のその⑬参照)

3. 熱的試験

本試験では、最大温度勾配に対して最も厳しい応力が蓋締付けボルトに生じ、その応力値に対する安全率は□である。

したがって、輸送容器は破損することなく、健全性を保持し、密封性を保つことができる。
(p) - 第A. 20表のその⑬、その⑭参照)

4. 浸漬試験

本試験では、輸送容器は水深15m相当の外圧(0.15 MPa)に対しても十分な密封性が保持される。
(p) - 第A. 20表のその⑭参照)

5. 蓋部Oリングの密封性能の評価(歪レベルの評価)

各試験条件において蓋部に作用する荷重に対してOリング位置での変形量を各項目において求めた。その変形量とOリングの初期締付け代との比較を(p) - 第A. 21表に示すが、各条件においていずれも基準値の初期締付け代より変形量は小さく、密封性能が損なわれることはない。

(ロ) 第一A.20表 構造解析結果 (その①)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考	
核燃料輸送物の要件	・ <u>化学的及び電氣的反応</u> 化学的反應 電氣的反應	— —	— —	— —	— —	— —	化学的及び電氣的に反応することなく極めて安定である。	
	・ <u>低温強度</u> 容器本体、蓋 燃料バスケット 燃料要素 パッキング 蓋締め付けボルト 容器本体銅と燃料バスケットの熱膨張	最低使用温度 " " 靱性 隙間	-40℃ " " \square MPa・ $\sqrt{\text{mm}}$ $0 < \Delta r$	-40℃でも使用に耐える " " \square MPa・ $\sqrt{\text{mm}}$ \square mm	基準に適合 " " \square \square	 $\Delta r = \text{隙間}$		
	・ <u>密封装置</u> 蓋 ドレンバルブ及びベントバルブ	— —	— —	— —	— —	— —	— —	\square 部は \square 製O-リングからなり、また、取付け部は \square によって管理される。

(B)-第A.20表 構造解析結果(その②)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考	
核燃料輸送物の要件	・吊上金具 本体胴吊上金具 1) 正常な吊上げ時							
	溶接部	$0.6\sigma_y \times \eta$	MPa	MPa				
	〃	$\sigma_y \times \eta$	MPa	MPa				
	穴部	$0.6\sigma_y$	MPa	MPa				
	2) 誤って片吊りした場合							
	溶接部	$0.6\sigma_u \times \eta$	MPa	MPa	MPa			
	〃	$\sigma_u \times \eta$	MPa	MPa	MPa			
	穴部	$0.6\sigma_u$	MPa	MPa	MPa			
	3) 疲労強度	N	7.4×10^5 回	1×10^4 回		74	73	
	・蓋吊上金具 1) 誤って核燃料輸送物を吊り上げた場合							
溶接部	$0.6\sigma_y \times \eta$	MPa	MPa	MPa				
〃	$\sigma_y \times \eta$	MPa	MPa	MPa				
穴部	$0.6\sigma_y$	MPa	MPa	MPa				
蓋締付けボルト	σ_y	MPa	MPa	MPa				
〃	σ_y	MPa	MPa	MPa				
容器本体ネジ部	$0.6\sigma_y$	MPa	MPa	MPa				

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ、 η : 継手効率 (=0.7)、N: 許容繰返回数

(ロ) - 第A.20表 構造解析結果 (その③)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
核燃料輸送物の要件	2) 誤って蓋を片吊りした場合						
	溶接部	$0.6\sigma_u \times \eta$	MPa	MPa			
	"	$\sigma_u \times \eta$	MPa	MPa			
	穴部	$0.6\sigma_u$	MPa	MPa			
	3) 疲労強度	N	回	1×10^4 回			
核燃料輸送物の要件	固縛装置の核燃料輸送物への影響						
	進行方向	自重の10g					
	横方向	" の 5g					
	垂直方向	" の 3g					
	フィンボルトと接する部分の底部フィン	$1.5\sigma_y$	MPa	MPa	MPa		
	架台と接する部分の底部フィン	σ_{cr}	MPa	MPa	MPa		
	架台と接する部分の底部フィン	$1.5\sigma_y$	MPa	MPa			

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ、 η : 継手効率 (=0.7)、N: 許容繰返し回数、 σ_{cr} : 限界圧屈応力

(P) - 第A.20表 構造解析結果 (その④)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
核燃料輸送物の要件	・ <u>圧力</u> 輸送容器		6.0×10 ⁴ Paへの 周囲圧力の低下	応力変化は微小で密封性が 損なわれることはない。	基準に 合致		
	・ <u>振動</u> 核燃料輸送物	共振	最大周波数 □ Hz	□ Hz	基準に 合致		
一般の試験条件	・ <u>熱的試験</u> 1) 熱膨張						
	容器本体, 蓋 (軸方向)		—	□ mm	—	—	
	燃料バスケット (軸方向)						
	角型用	隙間	□ mm	□ mm	□	□	
	MNU用	隙間	□ mm	□ mm	□	□	
	容器本体, 蓋 (径方向)		—	□ mm	—	—	
	燃料バスケット (径方向)						
	角型用	隙間	□ mm	□ mm	□ mm	□	□
MNU用	隙間	□ mm	□ mm	□ mm	□	□	

(D)-第A.20表 構造解析結果(その⑤)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
一般の試験条件	2) 熱応力						
	容器本体, 蓋	3 Sm	□ MPa	□ MPa	□	□	
	燃料バスケット						
	角型用	3 Sm	□ MPa	□ MPa			
	MNU 用	3 Sm	□ MPa	□ MPa			
	容器本体と蓋の接合面の密封性	圧縮状態			圧縮状態		
蓋締付けボルト	2 Sm	□ MPa	□ MPa	□ MPa			
蓋締付けボルトの疲労強度	N		3.4 × 10 ³ 回	300回	11.3	10.3	

注) Sm: 材料の設計応力強さ、 N: 許容繰返し回数

(ロ) 第一A.20表 構造解析結果(その⑥)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
一般の試験条件	・水噴霧	—	—	—	基準に 合致		ステンレス鋼により制作 され、外表面は滑らかに 仕上げられている。
	吸水性	—	—	—	〃		
	水切り	—	—	—	〃		
	耐食性	—	—	—			
	・自由落下						
	垂直						
	水平						
	コーナー						
	・貫通						
	・圧縮(積み重ね試験)						
容器本体胴部	σ_y		MPa	MPa			
容器本体底部フィン	σ_y		MPa	MPa			
容器本体底板, 蓋	σ_y		MPa	MPa			
〃	0.6 σ_y		MPa	MPa			
容器本体と蓋の接合面	σ_y		MPa	MPa			

より厳しい落下試験Ⅰの解析により、評価しても基準に合致している。

より厳しい落下試験Ⅱの解析により評価しても貫通しない。
よって基準に合致している。

注) σ_y : 材料の降伏応力

(P)-第A.20表 構造解析結果(その①)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	・落下試験Ⅰ						
	1) エネルギー吸収と衝撃力						
	垂直落下						
	頭部垂直落下	衝撃減速度:	<input type="text"/> (g)				
	底部垂直落下	"	<input type="text"/> (g)				
	水平落下	"	<input type="text"/> (g)				
	コーナー落下						
	頭部コーナー落下	"	<input type="text"/> (g)				
	底部コーナー落下	"	<input type="text"/> (g)				
	傾斜落下	—	—				
	各落下時における収納物等の強度解析は左記の衝撃減速度 (g値) を用いて行う。						
特別の試験条件	2) 垂直落下						
	・容器本体と蓋の接合面の密封性	弾性状態	<input type="text"/> MPa	弾性状態	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	基準に 致合
	頭部垂直落下	弾性状態	<input type="text"/> MPa	弾性状態	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
	蓋フランジ、容器本体フランジの密封シール部	σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
蓋締付けボルト							

注) σ_y : 材料の降伏応力

(ロ) - 第A.20表 構造解析結果(その⑧)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	底部垂直落下 蓋フランジ、容器本体フランジの密封シール部	弾性状態 σ_y	弾性状態 \square MPa	弾性状態 \square MPa	基準に 適合 \square	\square	
	蓋締付けボルト						
	バルブ						
	主取付けボルト	$0.6\sigma_y$	\square MPa	\square MPa	\square	\square	
	バルブ保護カバー 取付けボルト	$0.6\sigma_y$	\square MPa	\square MPa	\square	\square	
	燃料バスケット ・角型用						
	仕切板、区切板	$1.5\sigma_{ay}$	\square MPa	\square MPa	\square	\square	
	〃	σ_{ax}	\square MPa	\square MPa	\square	\square	
	中性子吸収材 ・MNU用	$1.5\sigma_y$	\square MPa	\square MPa	\square	\square	
	受板 角型パイプと受板の 溶接部	$1.5\sigma_{ay}$ $0.6\sigma_{ux} \times \eta$	\square MPa	\square MPa	\square MPa \square MPa	\square	\square

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_{ax} : 限界座屈応力、 σ_{ay} : 材料の動的降伏応力 ($1.25\sigma_y$)、 σ_{ux} : 材料の引張強さ、 η : 継手効率 (=0.7)

(F)-第A.20表 構造解析結果(その⑨)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	燃料要素						
	・JRR-3シリサイド標準型						
	側板	1.5 σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	燃料板	Fr	<input type="text"/> N	<input type="text"/> N			
	・JRR-3シリサイドフオロワ型						
	側板	1.5 σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	燃料板	Fr	<input type="text"/> N	<input type="text"/> N			
	・JRR-3 MNU (A方向落下)						
	被覆管	1.5 σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	端栓	1.5 σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
	金属天然ウラン	1.5 σ_y	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/>	<input type="text"/>	

注) σ_y : 材料の降伏応力、Fr: ロール・スウェージ力 (引張破断荷重)

(ロ) 第一A.20表 構造解析結果 (その⑩)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	(B方向落下)						
	被覆管	1.5 σ_y	MPa	MPa			
	端 栓	1.5 σ_y	MPa	MPa			
	金属天然ウラン	1.5 σ_y	MPa	MPa			
	3) 水平落下						
	・容器本体と蓋の接合面の密封性	弾性状態	弾性状態	弾性状態	弾性状態	基準に 合致	
	蓋フランジ、容器本体フランジの密封シール部	σ_y	MPa	MPa	MPa		
	蓋締付けボルト						
	バルブ						
	主取付けバルブ	0.6 σ_y	MPa	MPa	MPa		
バルブ保護カバー 取付けボルト	0.6 σ_y	MPa	MPa	MPa			

注) σ_y : 材料の降伏応力

(p)-第A.20表 構造解析結果(その①)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	燃料バスケット						
	・角型用						
	(X方向落下)						
	仕切板, 区切板	ϵ_u	\square %	\square %	\square	\square	
	(Y方向落下)						
	仕切板, 区切板	$1.5\sigma_{ay}$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square	
	仕切板, 区切板	$0.6\sigma_{ay} \times \eta$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square	
	溶接部	$1.5\sigma_{ay} \times \eta$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square	
	碎組溶接部						
	・MNU用						
角型パイプ	$1.5\sigma_{ay}$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square		
〃	$0.6\sigma_{ay}$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square		
支持板	$1.5\sigma_{ay}$	MPa	\square MPa	\square MPa	\square		

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_{ay} : 材料の動的降伏応力 ($1.25\sigma_y$)、 η : 継手効率 (=0.7)、 ϵ_u : 材料の破断ひずみ

(ア) 第一A.20表 構造解析結果 (その⑫)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	燃料要素						
	・JRR-3シリサイド標準型	1.5 σ_y	<input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
	・JRR-3シリサイドフオロワ型	1.5 σ_y	<input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
	・JRR-3 MNU被覆管 金属天然ウラン	1.5 σ_y 1.5 σ_y	<input type="checkbox"/> MPa <input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/> MPa <input type="checkbox"/> MPa	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
	4) コーナー落下 ・容器本体と蓋の接合面の密封性 蓋フランジ、容器本体フランジの密封シール部 蓋締付けボルト	弾性状態 σ_y	弾性状態 <input type="checkbox"/> MPa	弾性状態 <input type="checkbox"/> MPa	基準に適合 <input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	

注) σ_y : 材料の降伏応力

(E)-第A.20表 構造解析結果(その⑬)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	5) 傾斜落下						
	・落下試験Ⅱ						
	容器本体胴部	1.5 σ_y	MPa	MPa			
	容器本体底板・蓋	1.5 σ_y	MPa	MPa			
	バルブ保護カバー						
	A 断面	0.6 σ_u	MPa	MPa			
	B 断面	0.6 σ_u	MPa	MPa			
	バルブ保護カバー	バルブの隙間		mm	mm		
	・熱的試験						
	1) 熱膨張						
2) 許容応力との比較							
容器本体、蓋	ϵ_u	%	%	%			
パッキング	復元量	mm	mm	mm			
蓋締付けボルト	σ_u		(上) MPa (下) MPa	MPa MPa			

注) σ_y : 材料の降伏応力、 σ_u : 材料の引張強さ、 ϵ_u : 材料の破断ひずみ

(ロ) - 第A.20表 構造解析結果 (その④)

条件	項目	解析基準	解析基準値	解析結果	安全率	余裕率	備考
特別の試験条件	容器本体胴部と燃料バスケットの熱膨張		$0 < \Delta r$	<input type="text"/> mm			
	燃料バスケットの熱応力	3 Sm	<input type="text"/> MPa	<input type="text"/> MPa	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
特別の試験条件	特別の試験条件下における低温強度	最低使用温度	-40°C	-40°Cでも使用に耐える	基準に 合致		
	水深15m相当の外圧						より厳しい条件となる強化浸漬 (水深200mの水中浸漬) において、永久変形が生じることではなく、密封性及び遮蔽性能が劣化するおそれはない。

注) Sm : 材料の設計応力強さ

(p)一第A.21表 特別の試験条件に対する蓋部密封境界の歪みレベル評価

条 件		Oリング位置での蓋と本体胴との 相対口開き変形量	基 準 値
9 m 落 下	頭部垂直	蓋のガスケット部及び蓋締付けボルトは、落下時の衝撃に対して弾性状態を維持する。蓋締付けボルトにおいて、落下時にその締付け応力が約□MPaまで減少し、その後最大約□MPaまで増加するが、落下終了後、ほぼ初期締付け応力□MPaの状態に回復する。	Oリングの 初期締付け代 =約□mm
	底部垂直	蓋のガスケット部及び蓋締付けボルトは、落下時の衝撃に対して弾性状態を維持する。蓋締付けボルトにおいて、落下直後、その締付け応力が約□MPaまで減少し、その後最大約□MPaまで増加するが、落下終了後、ほぼ初期締付け応力□MPaの状態に回復する。	
	水 平	蓋のガスケット部及び蓋締付けボルトは、落下時の衝撃に対して弾性状態を維持する。蓋締付けボルトにおいて、落下直後、その締付け応力が約□MPaまで増加するが、落下終了後、ほぼ初期締付け応力□MPaの状態に回復する。	
	頭部コーナー	蓋のガスケット部及び蓋締付けボルトは、落下時の衝撃に対して弾性状態を維持する。また、落下時のターゲットに衝突する部分より最も離れた蓋締付けボルトに、最大応力□MPaが生じるが、落下終了後、ほぼ初期締付け応力□MPaの状態に回復する。	
1 m 落下	頭部垂直	より厳しい条件となる9 m落下試験において密封性が維持されるため、1 m落下試験においても密封性は維持される。	
熱的 試験	熱膨張 (圧力を含む)	□ mm 以下	
1.5 m浸漬		外圧が蓋を本体胴に押しつける方向に作用するので、ボルトに引張応力は生じない。	

A.7 強化浸漬試験

本核燃料輸送物は、 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が収納されている輸送物（収納される収納物の放射能と A_2 値 10 万倍の比は、約□で 1 を超す）であるため、200m浸漬試験に対して密封装置の破損がないことを評価する。

1. 水深 200m相当の外圧を受けた場合の本輸送容器の強度

1.1 容器本体胴部の強度

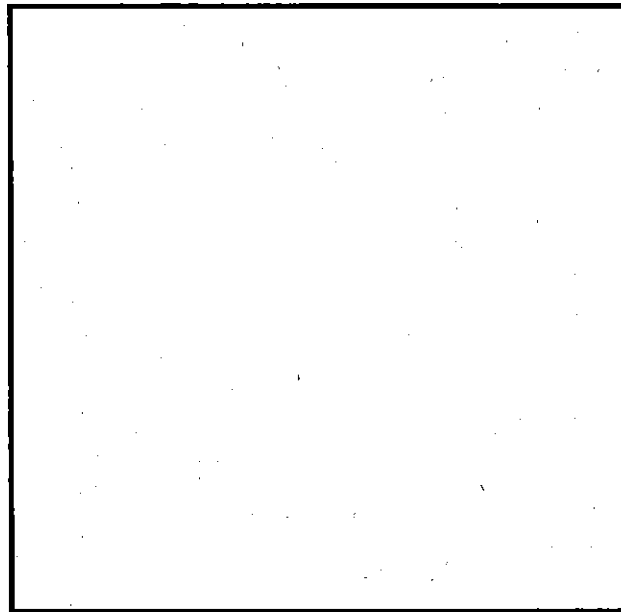
外圧を受ける本体胴部応力解析モデルを(p)一第A.127図に示す。文献〔14〕の表 32 Case 1c 及び 1d に示されており、水深 200m相当の外圧下における容器本体胴部の主応力は

$$\sigma_1 = -\frac{qa^2}{a^2 - b^2} \dots \dots \dots \text{(軸方向応力)}$$

$$\sigma_2 = -q \frac{a^2 (r^2 + b^2)}{r^2 (a^2 - b^2)} \dots \dots \dots \text{(周方向応力)}$$

$$\sigma_3 = -q \frac{a^2 (r^2 - b^2)}{r^2 (a^2 - b^2)} \dots \dots \dots \text{(径方向応力)}$$

とあらわされる。



(ロ)-第A.127図 容器本体胴部の解析モデル

応力強さSは、胴内壁 (r = b) で最大値を示す。

a = mm 及び b = mm だから

$\sigma_2 =$ 、 $\sigma_3 =$ となる。

よって、

$S = \sigma_3 - \sigma_2 =$ - = q

となる。

水深 200m相当の外圧 q は

q = 2.0 MPa

だから、

S = × 2.0 = MPa

となり、容器本体胴部の許容応力 σ_0 を降伏応力 σ_y とすると、

$$\sigma_a = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

となるから、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりとなる。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

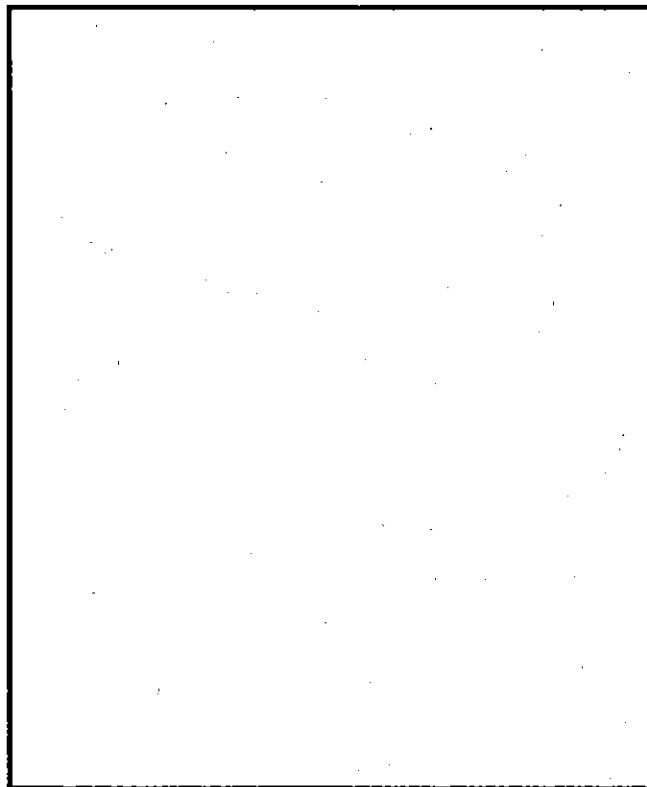
したがって、輸送容器は水深 200m相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

1.2 蓋及び容器本体底板の強度

底板及び蓋の板厚はそれぞれ \square mm 及び \square mm であるので、ここでは板厚の小さい方の底板について強度を評価する。

解析モデルを (p) - 第A. 128 図に示すが、周辺固定の円盤が一様分布圧力を受ける解析条件となる。

文献 [14] の Table 24 Case 10b によれば、最大曲げモーメントは周辺固定端で発生し、単位長さ当りの曲げモーメントは次のようになる。



(p) - 第A. 128 図 底板の解析モデル

半径方向曲げモーメント：

$$M_r = \frac{q b^2}{8} = \frac{2.0 \times \square^2}{8}$$
$$= \square \text{ N}\cdot\text{mm}/\text{mm}$$

ここで q は水深 200m 相当の外圧 2.0 MPaG、 b は容器本体胴部半径
(= \square mm)

周方向曲げモーメント：

$$M_t = \nu M_r = \square \text{ N}\cdot\text{mm}/\text{mm}$$

ここで、 ν はポアソン比 (=0.3) である。

また、単位長さ当りのせん断力 Q は、

$$Q = \frac{q b}{2} = \frac{2.0 \times \square}{2} = \square \text{ N}\cdot\text{mm}/\text{mm}$$

となる。

底板の板厚を t とすると、最大応力は次のように求められる。

底板外表面で、

$$\text{半径方向応力} : \sigma_r = \frac{6 \times M_r}{t^2} = \frac{6 \times \square}{\square^2} = \square \text{ MPa}$$

$$\text{周方向応力} : \sigma_t = \frac{6 \times M_t}{t^2} = \frac{6 \times \square}{\square^2} = \square \text{ MPa}$$

$$\text{軸方向応力} : \sigma_o = -q = -2.0 \text{ MPa}$$

板厚中心部で、

$$\text{せん断応力} : \tau = \frac{3}{2} \times \frac{Q}{t} = \frac{3}{2} \times \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

したがって、最大応力及びせん断応力はそれぞれ次のように示される。

$$\text{最大応力} : \sigma_{\max} = \sigma_r = \square \text{ MPa}$$

$$\text{最大せん断応力} : \tau_{\max} = \tau_r = \square \text{ MPa}$$

ここで、容器本体底板の許容曲げ応力 σ_{ab} 及び許容せん断応力 τ_a は、それぞれ

$$\sigma_{ab} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、曲げ応力に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

せん断応力に対する安全率RF及び余裕率MSは次のようになる。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋及び底板は水深 200m相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

1.3 蓋締付けボルトの強度

外圧を受けた場合のボルトに生じる応力については、初期締付け力による引張応力がないものとし、外圧 2.0MPa が作用した場合を考える。2.0MPa の外圧が作用するため、ボルト軸方向応力には 2.0MPa の圧縮応力が生じる。

ここで、蓋締付けボルトの許容圧縮応力 σ_{ac} は

$$\sigma_{ac} = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSはそれぞれ次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{2.0} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

となる。

したがって、蓋締付けボルトは水深 200m相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

1.4 海中落下中の熱応力

核燃料輸送物が海水に接した直後に外表面（極めて薄い表面層）が急激に冷却され引張応力が働く。この応力によって、容器表面に亀裂が生じないことを示す。なお、容器本体については、(p)章B.「熱解析」特別の試験条件下で示すように、

熱容量が大きいいため、海中を落下するにつれ輸送容器本体の温度勾配は減少し、一様に冷却されるので、この状態での熱応力は問題ない。

解析は、輸送容器表面が海水の温度約0℃*に急激に冷却されるとし、この温度降下で発生する熱応力（引張応力）が許容引張応力 σ_u 以下であることを示す。

上記条件における温度降下で発生する熱応力 σ は

$$\sigma = \alpha \Delta T E$$

ここで、 α : 線膨張係数 = 1/℃ (温度℃)

ΔT : 温度変化 = = ℃

E : 縦弾性係数 = MPa (平均温度℃)

となる。

よって、

$$\sigma = \text{} \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ MPa}$$

ここで、輸送容器本体の許容引張応力 σ_u は MPaである。

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\text{$$

$$MS = \text{$$

したがって、輸送容器表面は海中落下中に急激に冷却されて熱応力が発生しても亀裂が生じることはない。

2. 水深200m相当の外圧を受けた場合の蓋と容器本体接合面の密封性

本項では、容器本体が水深200m相当の外圧(2.0MPa)を受けた場合の蓋と容器本体接合面の密封性が保持されることを示す。

蓋部の接合面を(図)-第A.129図に示す。

この接合面において、外圧は外側のO-リングよりさらに外側の位置“a”まで作用すると安全側に仮定する。

その場合、蓋部の接合面に生じる圧縮力Fをa-b面で受け、圧縮応力 σ_c が生じる。

この圧縮応力 σ_c は次式によって求められる。

* 冬期海水温度……理科年表(2002年)による。

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

ここで、F : a-b 面が受ける力(N)

$$F = \frac{\pi}{4} \times \square^2 \times 2$$

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

A : O-リング部及び気密漏えい試験用溝の面積を減じた受圧面積(mm²)

$$= \frac{\pi}{4} \{ (\square^2 - \square^2) - (\square^2 - \square^2) \}$$

$$- (\square^2 - \square^2) - (\square^2 - \square^2) \}$$

$$= \square \quad (\text{mm}^2)$$

したがって、

$$\sigma_c = \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa}$$

ここで、蓋の 20°Cにおける許容圧縮応力 σ_{ac} は、

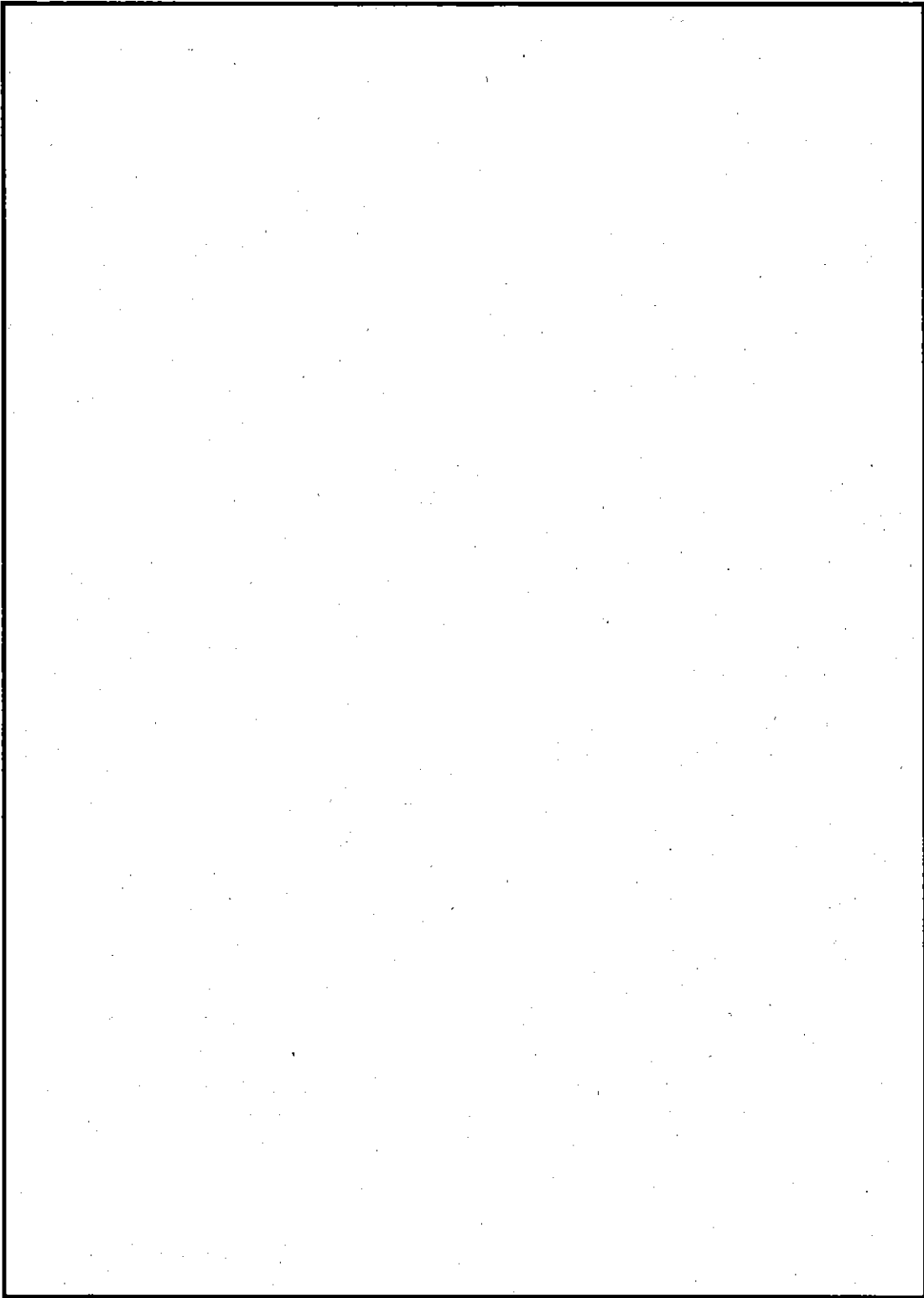
$$\sigma_{ac} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \square = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSは次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

したがって、蓋部の接合面は圧縮応力状態にあり、かつ塑性変形することはない、O-リングは初期締付け時の \square mm 圧縮された状態に維持されているので、密封性は保持される。



(ア) 第A.129図 オーリング部及び漏えい試験用溝

A.8 放射性収納物

輸送容器の収納物は次に示す3種類である。

- 1) JRR-3 シリサイド標準型燃料要素
- 2) JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素
- 3) JRR-3MNU 燃料要素

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素及び JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素はウランシリコンアルミニウム分散型合金をアルミニウム合金で被覆した板状燃料である。

また、JRR-3 MNU 燃料要素は金属天然ウランをアルミニウム合金で被覆した円柱状燃料である。

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素は、本容器に収納する前にウランの入っていない上・下の部分が切断され、所定の長さにされた後、容器の燃料バスケットに収納される。

この状態における重量は(i)-C-5、(f)で記述したとおりであり、その形状を(i)-第D.1図に示す。

燃料要素の外表面のアルミニウム合金は、水中において極めて安定した酸化被覆を形成しており、これは輸送容器内の乾燥状態においてもまた安定している。(p)-C.4.1に記述するように、最小被覆材厚 mm を考えると輸送中に腐食によりアルミニウム被覆が破損することはない。また、照射による材料の機械的性質（降伏強さ、引張強さ、硬度、伸び）の変化はいずれも小さく、本解析上問題とはならない。またブリスタ発生については、(p)-C.4.1に記述するように本核燃料輸送物の耐火試験時の温度下においても問題はない。

各燃料要素は、特別の試験条件下の落下試験において破損することはない(A.6.1)。

また、熱試験においても破損・溶融することはない((p)-B.5.6)。

以上のように、本核燃料輸送物の収納物は、一般及び特別の試験条件下においても健全性を損なうことはなく、構造強度、熱的性能、密封性、遮蔽能力及び未臨界性への問題はない。

A.9 核分裂性輸送物

本核燃料輸送物は技術基準に定める核分裂性輸送物に該当する。したがって、本項では口章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評価する。

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わる一般の試験条件の試験手順は以下の順に実施される。

- (1) 50mm/h の雨量に相当する水の1時間吹き付け。(水噴霧)
- (2) 0.3m落下試験(最大破損方向)
- (3) 積み重ね試験及び1m貫通試験

以下に各試験後の本核燃料輸送物の状態について述べる。

A.9.1.1 水噴霧

A.5.2に示される様に本核燃料輸送物には影響はない。

A.9.1.2 0.3m落下試験

9mコーナー落下の解析結果より推定すると、垂直、水平、コーナー落下を含めても、フィンが数mm変形する程度であり、臨界解析に影響を及ぼす様な形状変化はない。

A.9.1.3 積み重ね試験及び6kg棒貫通

A.5.4に示される様に、積み重ね試験で発生する応力は許容応力の基準値を十分下回っており、又、6kg棒貫通試験についても、6kgの軟鋼棒はエネルギー評価で容器外表面を貫通しない事が確かめられた。

よって、本試験によって臨界解析に影響を及ぼす形状変化はない。

以上の結果により、核分裂性輸送物に係わる一般の試験条件下における本核燃料輸送物の状態を(Ⅱ)-第A.22表に示す。本核燃料輸送物の構成部品に1辺10cmの立方体を包含する様なくぼみは生じることはなく、外径約1.9m、高さ2.1mである核燃料輸送物に対し、フィンの変形量が□mmに留まるため、外接する立方体の各辺は10cm以上である。また、A.4.2に示されるように本輸送容器は-40℃の環境温度下でも健全性が保証される。よって、本核燃料輸送物については本試験より臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はない。

(p) - 第A.22表 核分裂性輸送物に係わる一般の試験条件下の
核燃料輸送物の損傷状態

試験条件	輸送物の損傷状態	備考
水噴霧	損傷なし	——
0.3m落下	フィンの変形	フィンは臨界解析で無視する。 落下衝撃減速度、輸送容器各部の 応力等は9m落下試験時の結果を 超えない。
積み重ね	損傷なし	——
6kg棒貫通	損傷なし	——

A.9.2 核分裂性輸送物に係る特別の試験条件

本核燃料輸送物においては、核分裂性輸送物に係わる特別の試験条件の試験手順のうちA.6.4に示す15m浸漬を含む試験よりも下記に示す手順が最も大きな影響を及ぼすため、以下の順序に従い評価を行う。

- (1) 前項の一般の試験条件下に置く。
- (2) 9m落下試験
- (3) 1m落下試験
- (4) 耐火試験 (800°C、30分)
- (5) 0.9m浸漬

A.9.2.1 一般の試験条件

前項で述べた様に、本核燃料輸送物は、一般の試験条件下で最大破損を与えるケースでもフィン部の数mm程度の変形であり、臨界解析に影響を及ぼす様な形状変化はない。又、核燃料輸送物内部のバスケット等についても本条件下の衝撃減速度が、後述する9m落下連続試験に比べて小さくなるため、各構造材の基準値を十分下回る応力となり、内部の変形もない。

A.9.2.2 9m落下試験

前項で述べた一般の試験条件後の9m落下試験において、最大破損が考えられる落下姿勢と順序を(p) - 第A.23表に示す。

落下高さとしては、0.3m落下と9m落下との合計9.3mを与えて、9m落下解析と同様に、衝撃解析コードLS-DYNAで解析する。解析では、高さ9.3mからの落下速度に相当する速度13.5m/sを有する核燃料輸送物を降伏しなく、かつ平らな剛体のターゲットに衝突させる。その場合、落下前に蓋締付けボルトには初期締付け力 MPa を与える。

本核燃料輸送物本体の変形量と衝撃減速度が最も大きくなると考えられるケースにおける解析の結果を(□)－第A.24表に示す。以下に解析結果を示す。

この表にはA.6.1項で述べた9m落下試験に対する衝撃減速度の相対値を載せているが、変形量と衝撃減速度共に増加量は軽微である。

角型用バスケットに微小な塑性ひずみを生じる水平落下では1.02倍増加する。その形状変化を考慮した臨界解析で影響がないことを評価する。

余裕率が最も小さい頭部コーナー落下時の蓋締付けボルトにおいては、衝撃減速度の増加量は1.02倍であり、余裕率 より小さいため、蓋締付けボルトは弾性範囲内にあり密封機能上問題がない。

また、その他の部位は十分な余裕率を持っているため、強度上問題がない。

以上の結果により、各落下姿勢共に基準値を満足することが確かめられた。

(□)－第A.23表 連続落下試験の落下姿勢と順序

	備 考
垂 直 落 下	0.3m垂直落下 ↓ 9m垂直落下
水 平 落 下	0.3m水平落下 ↓ 9m水平落下
コ ー ナ ー 落 下	0.3mコーナー落下 ↓ 9mコーナー落下

(ロ) - 第A.24表 9 m落下試験における累積変形量と衝撃減速度

落下姿勢		累積変形量 (mm)	衝撃減速度 (g)	A.6.1 落下試験 I における衝撃減速度との比
		フィン		
垂直	頭部			
	底部			
水平				
コーナー	頭部			
	底部			

A.9.2.3 1 m落下試験

本試験の前に、9 m落下試験で形状が変形している部位は、フィンの一部であるが、更に1 m落下試験が実施されても、変形は全て核燃料輸送物の外表面にとどまるため、A.6.2 に示す様に、各落下姿勢において、直径 150mm、長さ 200mm の軟鋼丸棒が本核燃料輸送物の健全性を損う事はなく、臨界解析に影響を及ぼす様な形状変化は起こさない。

A.9.2.4 耐火試験

本試験により核燃料輸送物の健全性が損われる事はない。又、本試験の前に、前述の連続落下試験が行われていても、A.6.3 に示す様に各部位とも、熱応力に対して基準を満足しており、臨界解析に影響を及ぼす様な形状変化は起こさない。

A.9.2.5 0.9m浸漬

耐火試験に引き続き、本試験が実施された場合でも、A.6.4 の 15m浸漬に示す様に本核燃料輸送物に及ぼす影響はなく、臨界解析に及ぼす様な形状変化はない。

A.9.2.6 核燃料輸送物の損傷状態の要約

(p) - 第A.25表に特別の試験条件下の核燃料輸送物の損傷状態の要約を示す。

(p) - 第A.25表 核分裂性輸送物に係わる特別の試験条件下の核燃料輸送物の損傷状態

試験条件	輸送物の損傷状態	備 考
9 m 落下	フィンの変形 角型用バスケットの変形	フィンは臨界解析で無視。角型用バスケットは水平落下時に僅かに塑性変形するため、臨界解析で影響を評価する。
1 m 貫通	フィンの変形	フィンは臨界解析で無視。
熱的試験 (火災)	各部位の温度が上昇。	フィンは臨界解析で無視。臨界解析上安全側には水密度を 1.0g/cm^3 燃料温度を 20°C としている。
0.9m 浸漬	損傷なし (浸水なし)	配列系で水の浸入を仮定。

以上の結果及びA.4.2.に示されるように本輸送容器は -40°C の環境温度下でも健全性が保証されることにより、核分裂性核燃料輸送物に係わる特別の試験条件下に本核燃料輸送物が置かれた場合でも、臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はないことが確認された。

A.10 付属書類

A.10.1 付属書類-1

落下衝撃解析に用いられる材料物性について

A.10.2 付属書類-2

LS-DYNA を用いたフィンの衝撃変形解析及び試験結果との比較

A.10.3 付属書類-3

吊上用具の強度解析

A.10.4 付属書類-4

設計条件下における ASME Code への適合性

A.10.5 付属書類-5

水深 5,000 m 相当の外圧に対する輸送容器の強度

A.10.6 付属書類-6

ABAQUS コードの説明

A.10.7 付属書類-7

LS-DYNA コードの説明

A.10.8 付属書類-8

参考文献

A.10.1 付属書類-1

落下衝撃解析に用いられる材料物性について

落下衝撃を吸収するフィンについては、ひずみ速度依存性を考慮した応力-ひずみ曲線を用いた。一方、容器本体、蓋及び蓋締付けボルトについては静的な応力-ひずみ曲線を用いた。

フィン及び容器本体・蓋はそれぞれ SA-240 及び SA-182 であり、これらは ステンレス鋼である。 ステンレス鋼の応力-ひずみ曲線を文献 [21] より設定した。

文献 [21] から ステンレス鋼の応力-ひずみ曲線の構成方程式は次式で表せる。

$$\sigma = (\sigma_0 + A \varepsilon_t^n) \cdot (\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_c)^m \quad \text{-----} \quad \text{①}$$

ここで、 $\dot{\varepsilon}$ 、 $\dot{\varepsilon}_c$ はひずみ速度を表す。

そして、 $\dot{\varepsilon}_c = 10^{-2} \text{s}^{-1}$ を示す。

$\dot{\varepsilon} < \dot{\varepsilon}_c$ の場合、

$$m = 0$$

であり、①式は次のようになる。

$$\sigma = (\sigma_0 + A \varepsilon_t^n) \quad \text{-----} \quad \text{②}$$

また、 $\dot{\varepsilon} > \dot{\varepsilon}_c$ の場合、

$$m = 0.037$$

であり、①式は次のようになる。

$$\sigma = (\sigma_0 + A \varepsilon_t^n) \cdot (\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_c)^{0.037} \quad \text{-----} \quad \text{③}$$

ここで、 σ_0 、 A 、及び n は次のように表せる。

$$\sigma_0 = \text{} \text{ (MPa)}$$

$$A = \text{} \text{ (MPa)}$$

$$n = \text{}$$

容器本体・蓋の応力-ひずみ曲線は②式を用いる。フィンについてはひずみ速度依存性を考慮した応力-ひずみ曲線③式を用いる。

また、蓋締付けボルト (SA-564) については、加工硬化は降伏応力から引張強さに相当する破断伸び (規格値) まで直線に変化すると設定する。

容器本体・蓋 (SA-182)、蓋締付けボルト及びフィン (SA-240) の使用温度としては、安全解析書の熱解析における「一般の試験条件」の結果より、それぞれ次の値を用いる。

容器本体：°C

蓋、蓋締付けボルト：°C

フィン：°C

これらの材料の縦弾性係数、ポアソン比及び降伏応力 (静的) は下記の値を用いた。

・容器本体 (SA-182) (°Cにおいて)

ヤング率： (MPa) (文献 [21] による)

ポアソン比：0.3

降伏応力 (静的)： (MPa)

・蓋 (SA-182) (°Cにおいて)

ヤング率： (MPa) (文献 [21] による)

ポアソン比：0.3

降伏応力 (静的)： (MPa)

・蓋締付けボルト (SA-564) (°Cにおいて)

ヤング率： (MPa) (文献 [21] による)

ポアソン比：0.3

降伏応力 (静的)： (MPa)

・フィン (SA-240) (°Cにおいて)

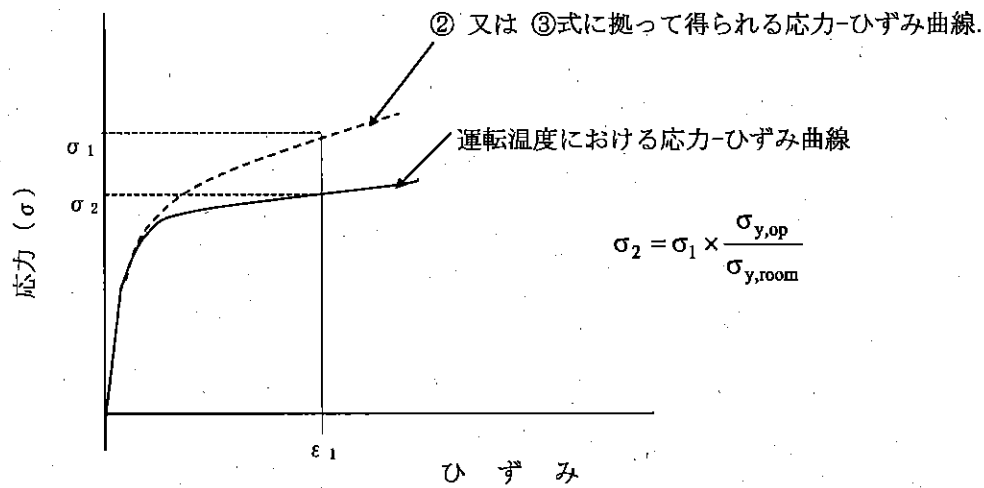
ヤング率： (MPa) (文献 [21] による)

ポアソン比：0.3

降伏応力 (静的)： (MPa)

容器本体・蓋及びフィンの応力-ひずみ曲線に用いる②式及び③式の値は室温の値であるから、この解析で用いられる応力-ひずみ曲線の応力は(ロ)－第A.付.1.1図に示されるように、これらの式で得られた応力-ひずみ曲線の応力を $\sigma_{y,op} / \sigma_{y,room}$ 倍にした値である。

ここで、 $\sigma_{y,op}$ 及び $\sigma_{y,room}$ はそれぞれ使用温度及び室温の降伏応力である。



(ロ)－第A.付.1.1図 応力-ひずみ曲線

A. 10.2 付属書類-2

LS-DYNA を用いたフィンの衝撃変形解析及び試験結果との比較

1. 概要

モンサコの文献²⁰⁾に記載されているフィンの衝撃試験結果と比較するために、衝撃解析コード LS-DYNA を用いて衝撃解析を実施した。

本付属書類は JRC-80Y-20T 型核燃料輸送物に対する特別の試験条件である 9m 落下試験の衝撃解析を実施するに先だって、LS-DYNA を用いた解析にてモンサコの試験がシミュレーション出来ることを確認するために実施したものである。

2. 結果の概要

材質が炭素鋼 (ASTM A285 Grade C) で作られた幅 : 2 インチ、高さ : 8 インチ、厚さ : 3/8 インチの単一フィンの試験片に落下ハンマー (重量 : 60 ポンド) を高さ 30 フィートから落下させた場合の試験結果について、衝撃解析を実施した結果、フィンの変形モード・変形量及びピーク荷重とも概ね試験結果と良く合うことが明らかとなった。

3. 材料物性

本レポートではモンサコの文献に報告されているテストシリーズ 7384 について解析した。

テストシリーズ 7384 の材料は ASTM A285 Gr. C (炭素鋼) であり、フィン板厚は 3/8 インチである。また、その降伏応力は同文献より 266 MPa であり、材料物性については、この値のみが記載されている。

ASTM A285 Gr. C のヤング率、ポアソン比及び降伏応力 (静的) として、

ヤング率 : 2.03×10^5 (MPa) (文献 [21] による)

ポアソン比 : 0.3

降伏応力 (静的) : 266 (MPa)

を用いた。

材料物性についてはひずみ速度依存性を考慮した構成方程式²¹⁾を用いて、決定した。

炭素鋼のひずみ速度依存性の構成方程式は以下のように表される。

$$\dot{\varepsilon} < \dot{\varepsilon}_0 \quad (\dot{\varepsilon} \approx 10^{-2} \sim 10^{-1} \text{ s}^{-1}) \text{ で}$$

$$\sigma = \sigma_s$$

①

$$\dot{\varepsilon} > \dot{\varepsilon}_0 \text{ で}$$

$$\sigma = \sigma_s + \sigma_0 \cdot \log(\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_0) \text{ ----- ②}$$

ここで、 σ_s 、 $\dot{\varepsilon}_0$ 、 $\dot{\varepsilon}$ 、及び $\sigma_0 \cdot \log(\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_0)$ はそれぞれ

σ_s : ひずみ速度に依存しない静的特性の応力

$\dot{\varepsilon}_0$: 特定のひずみ速度 ($\approx 10^{-2} \sim 10^{-1} \text{ s}^{-1}$)

$\dot{\varepsilon}$: 任意のひずみ速度

$\sigma_0 \cdot \log(\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_0)$: ひずみ速度に依存する項

である。

σ_s については

$$\sigma_s = A \quad (\varepsilon < \varepsilon_{sy} \text{ で})$$

$$\sigma_s = B \cdot \varepsilon^\ell \quad (\varepsilon > \varepsilon_{sy} \text{ で}) \text{ ----- ③}$$

とし、他は次のように指数則のみ

$$\sigma_0 = C \cdot \dot{\varepsilon}^m$$

$$\dot{\varepsilon}_0 = D \cdot \dot{\varepsilon}^n \text{ ----- ④}$$

とした。一定の降伏ひずみを示す ε_{sy} は

$$\varepsilon_{sy} = \left(\frac{A}{B} \right)^{\frac{1}{\ell}} \text{ ----- ⑤}$$

である。

ここで、A, B, ℓ , C, D, m, 及び n は、炭素含有量から決まる定数である。

また、降伏応力 σ_y は

$$\sigma_y = \sigma_s + \sigma_0 \cdot \log(\dot{\varepsilon} / \dot{\varepsilon}_0) \text{ ----- ⑥}$$

である。

本解析では炭素含有量 0.19% の値を用いた。その場合の A, B, ℓ , C, m, D, 及び n は、それぞれ

$$A = 228 \text{ (MPa)}$$

$$B = 889 \text{ (MPa)}$$

$$\ell = 0.3038$$

$$C = 26.1 \text{ (MPa)}$$

$$m = -0.2155$$

$$D = 0.00126$$

$$n = -0.8172$$

ただし、ひずみ速度依存性がない場合の降伏応力 σ_y は文献 [21] では、

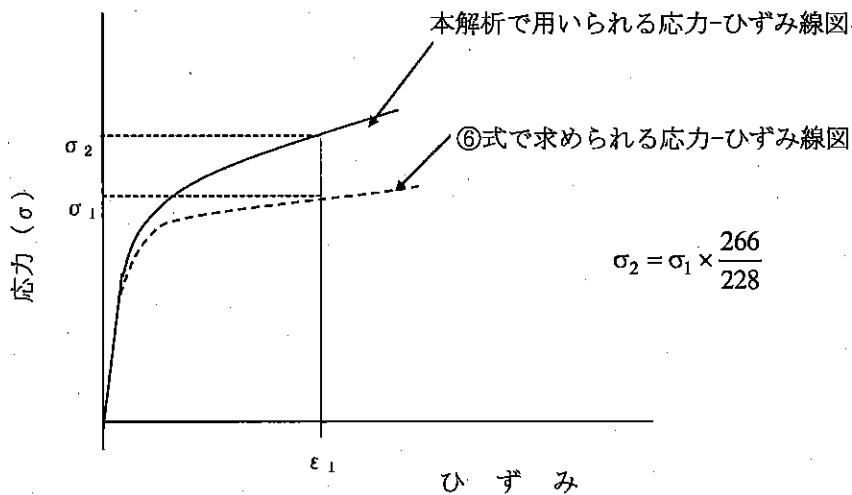
$$\sigma_y = 228 \text{ MPa}$$

であるが、文献 [20] では

$$\sigma_y = 266 \text{ MPa}$$

となる。

そのため、本解析に用いられる応力-ひずみ線図の応力は、(p)-第 A. 付. 2.1 図に示されるように上式で求められた応力-ひずみ線図の応力を 266/228 倍にした値を用いた。



(p)-第 A. 付. 2.1 図 応力-ひずみ線図

4. テストピースの形状・条件及び試験結果

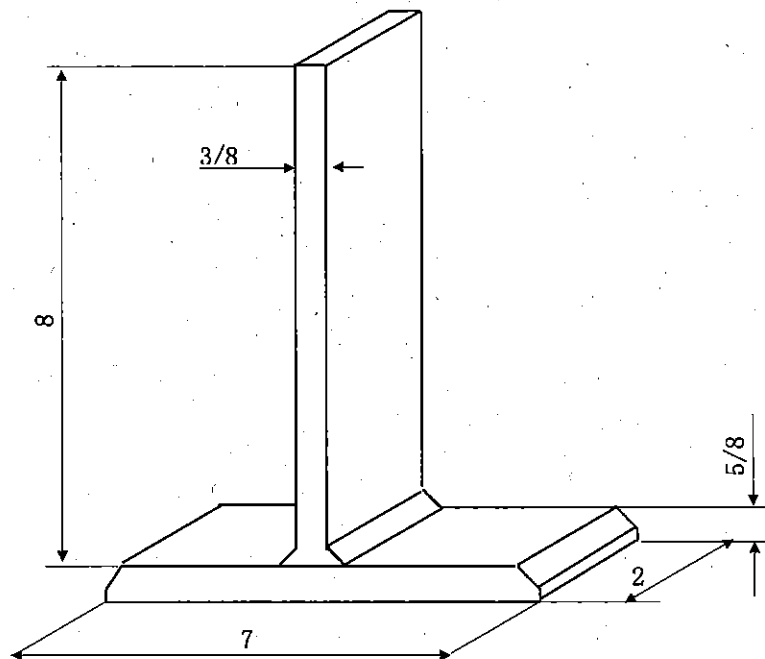
解析は文献 [20] に記載してあるテストシリーズ 7384 のテストピースについて解析を実施した。そのテストピースの形状、試験条件及び試験結果を以下に示す。

テストピースの形状は (p) - 第 A. 付. 2. 2 図に示すように、フィン高さ 8 インチ (203. 2 mm)、フィン板厚 3/8 インチ (9. 5 mm) 及びそれは垂直に立っている。また、そのフィンに落とす落下ハンマーの重量及び落下高さはそれぞれ 60 ポンド (267 N) 及び 30 フィート (9. 1 m) である。

6 個のテストピースが試験され、それらの試験結果を (p) - 第 A. 付. 2. 1 表及び (p) - 第 A. 付. 2. 3 図に示す。(p) - 第 A. 付. 2. 1 表及び (p) - 第 A. 付. 2. 3 図はそれぞれ試験結果から得られたピーク荷重・変形量及びフィンの変形状態を示したものである。

(p) - 第 A. 付. 2. 1 表に示されるように、試験結果から得られたフィンのピーク荷重及び変形量はそれぞれ $3. 05 \times 10^5 \sim 3. 40 \times 10^5$ N、及び 17. 3~26. 4 mm の範囲にある。

また、(p) - 第 A. 付. 2. 3 図から明らかなように、フィンの変形モードは二つのグループに分けられる。すなわち、一つは、フィンの上部で曲がった変形モード 1 であり、もう一方はフィンの高さ方向の中央部で曲がるケースの変形モード 2 である。



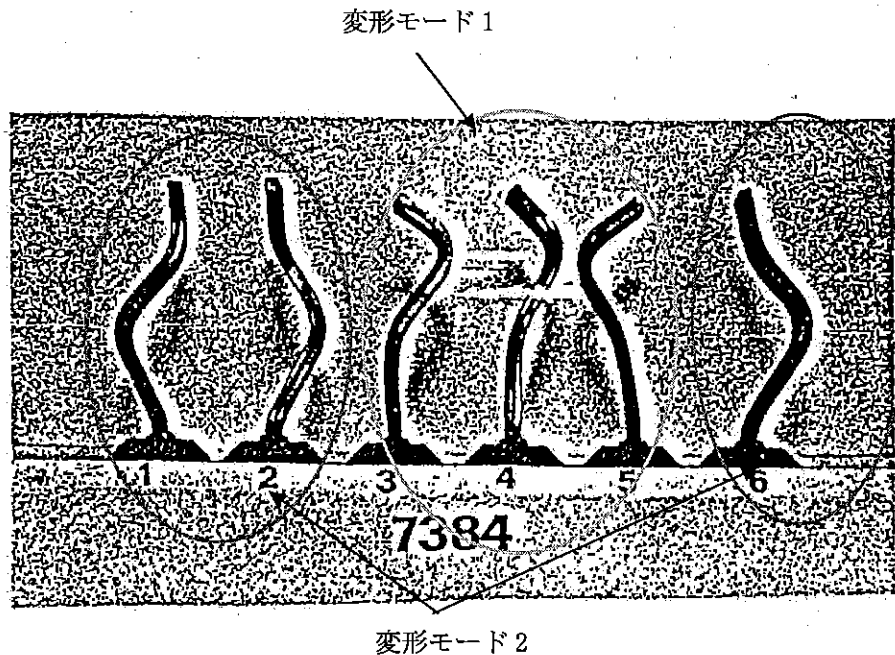
(単位：インチ)

(p) - 第 A. 付. 2. 2 図 テストピースの形状

(ロ) - 第A. 付. 2.1 表 フィンのピーク荷重及び変形量 (試験結果)

フィン ID No.	荷重		変形	
	*1 フィンの単位幅当 たりのピーク荷重	ピーク荷重	*1 変形率	変形量
	(lbs/in)	($\times 10^5$ N)	(%)	(mm)
73842	37636	3.35	8.5	17.3
73843	37636	3.35	13.0	26.4
73844	37082	3.30	9.0	18.3
73845	38189	3.40	12.5	25.4
73846	37636	3.35	11.0	22.3
73847	34315	3.05	13.0	26.4

*1: 文献 [20] に記載の数値



(ロ) - 第A. 付. 2.3 図 フィンの変形モード

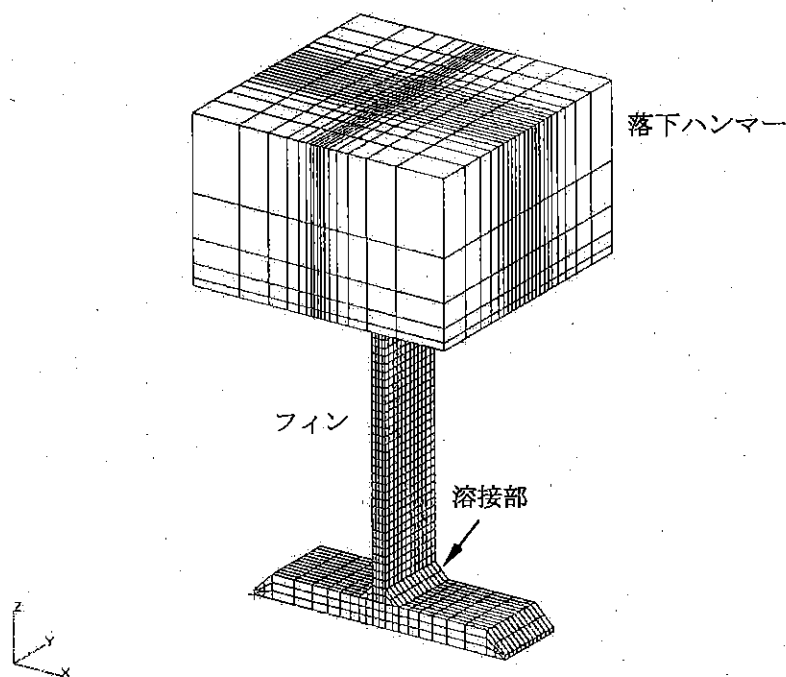
5. 解析モデル

解析モデル図及び解析条件図をそれぞれ(□)-第A.付.2.4図及び(□)-第A.付.2.5図に示す。

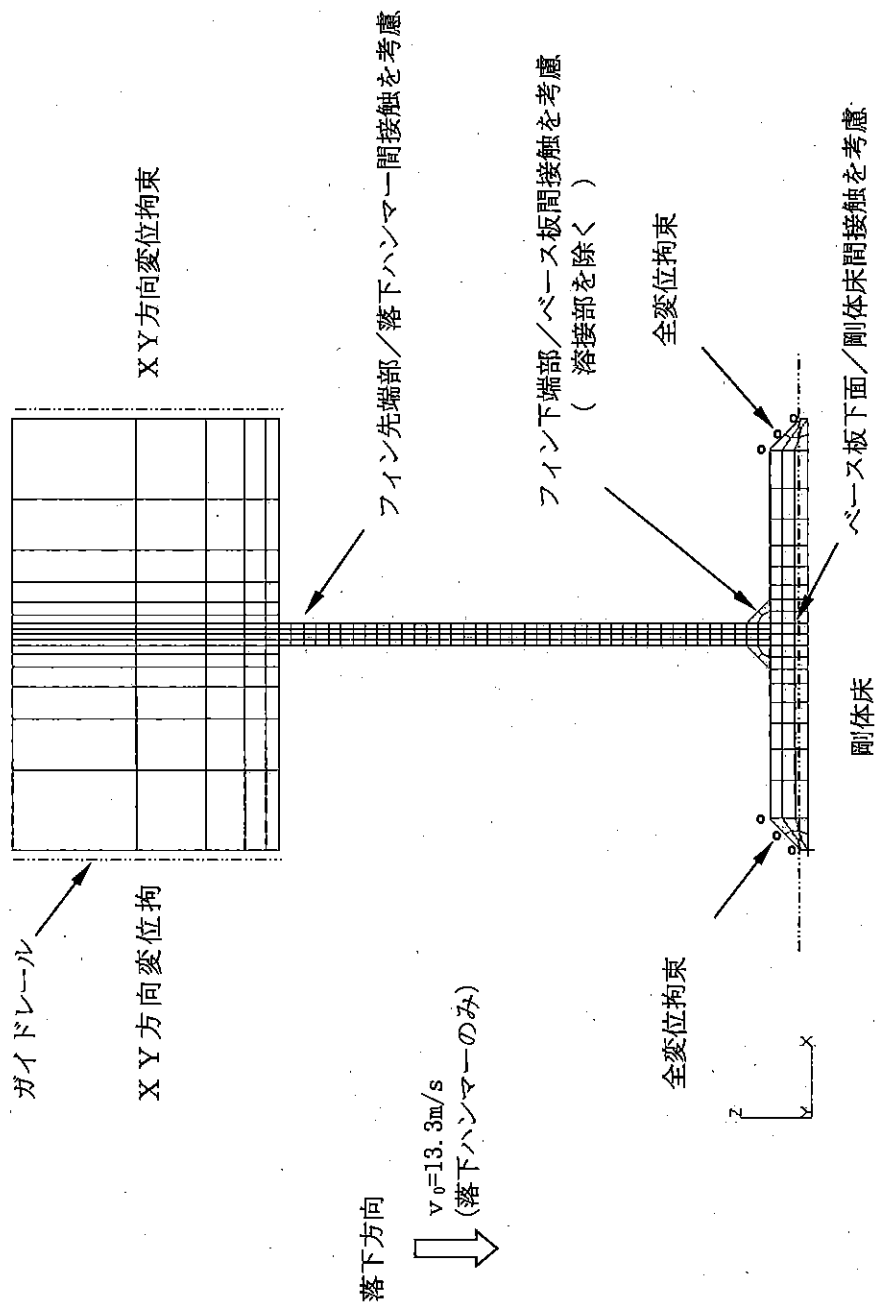
本書ではこれらのフィンの変形モード及びピーク荷重をシミュレーションするため、解析モデルに2種類の異なる初期不整を与えた。

フィンが上部で変形する変形モード1をシミュレートするために、フィンの初期不整及び落下する落下ハンマー面がフィン上端面にある角度を有して衝突することを考慮し、落下ハンマーが衝突するフィン上端面に微少な傾きを仮定した。

一方、フィンが高さ方向の中央部で変形する変形モード2をシミュレーションするために、フィンの初期不整を考慮し、フィンが高さの中央部に微少な初期不整(面外変形)を仮定した。



(□)-第A.付.2.4図 解析モデル



(a) 第A.付.2.5図 解析条件図

6. 解析結果、及び試験結果との比較

解析モデル1及び解析モデル2について、衝撃解析コードLS-DYNAを用いて解析した結果を以下に示す。

解析モデル1の解析結果を(□)-第A.付.2.6図～(□)-第A.付.2.8図に示す。

(□)-第A.付.2.6図はフィンの変形図である。この図に示されるように、この変形モードは試験結果の変形モード1と同様に、フィンの上部で変形するモードである。

(□)-第A.付.2.7図はフィンの変位の時刻歴を示したものであり、落下後の変形量は17.4mmである。一方、試験結果でのフィンの変形量は17.3～26.4mmの範囲にあり、解析値はその範囲にある。

また、(□)-第A.付.2.8.図は落下ハンマーに生じた反力の時刻歴を示したものである。この図に示されるように、最大反力は 3.20×10^5 Nである。この値は(□)-第A.付.2.1表に示される試験結果のピーク荷重 3.05×10^5 N ～ 3.40×10^5 Nの範囲にある。

解析モデル2の解析結果を(□)-第A.付.2.9図～(□)-第A.付.2.11図に示す。

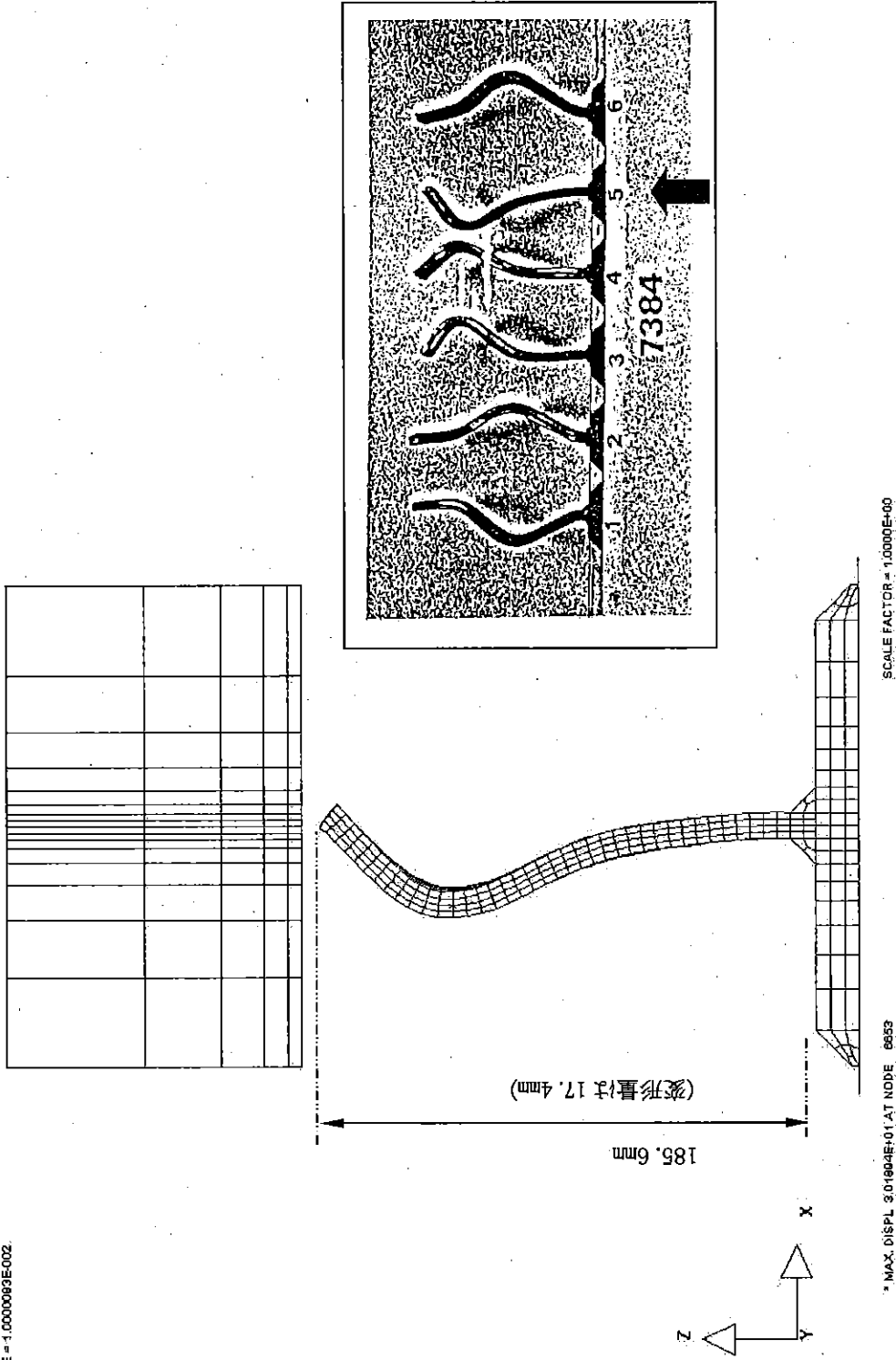
(□)-第A.付.2.9図はフィンの変形図である。この図に示されるように、この変形モードは試験結果の変形モード2と同様に、フィンの高さの中央部で変形するモードである。

(□)-第A.付.2.10図はフィンの変位の時刻歴を示したものであり、落下後の変形量は19.2mmである。この値も試験結果でのフィンの変形量の範囲17.3～26.4mmにある。

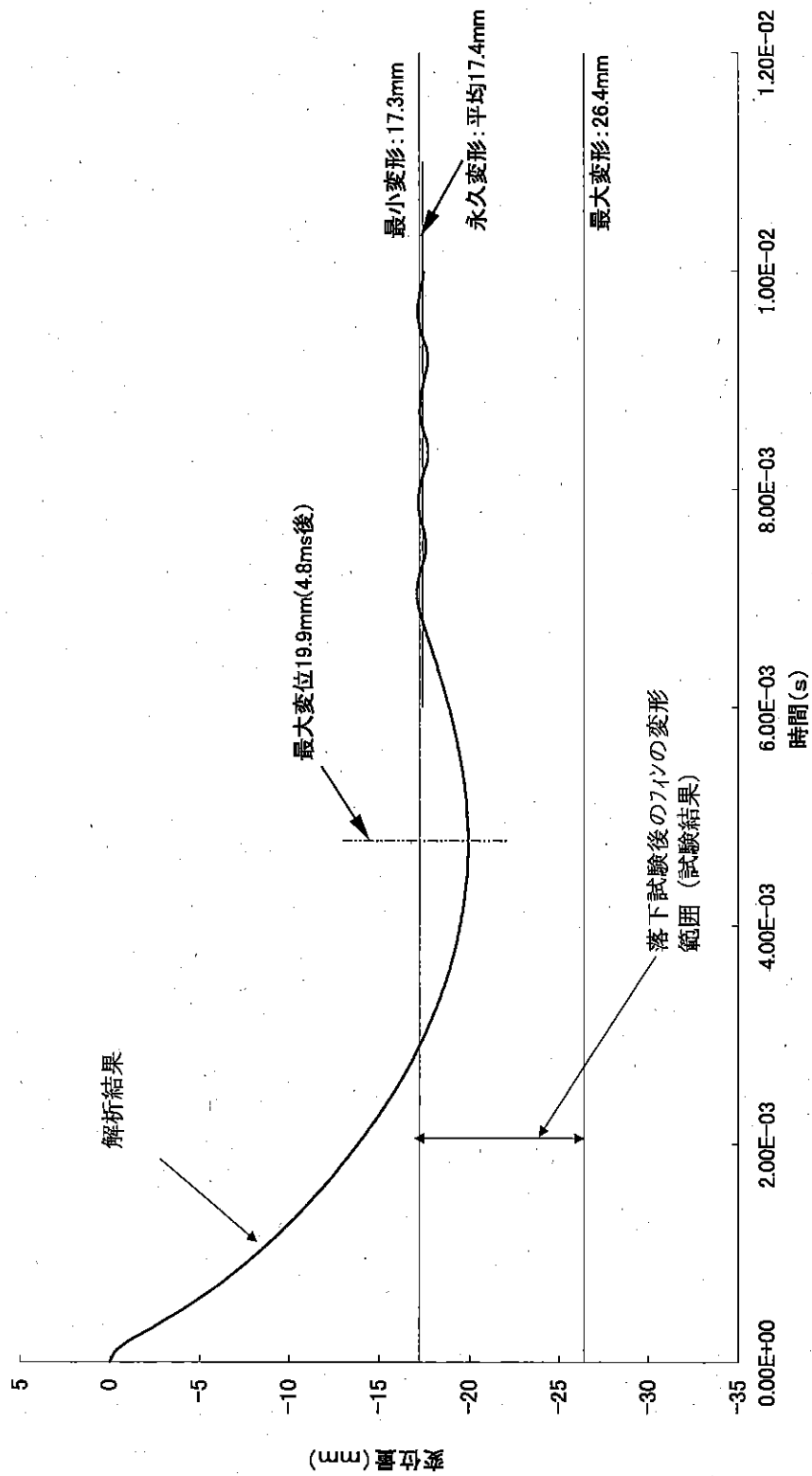
また、(□)-第A.付.2.11図は落下ハンマーに生じた反力の時刻歴を示したものであり、その最大反力は 3.26×10^5 Nである。この値も試験結果のピーク荷重 3.05×10^5 N ～ 3.40×10^5 Nの範囲にある。

このように、解析結果は試験結果の変形モード、変形量及びピーク荷重ともに概ね一致を示している。

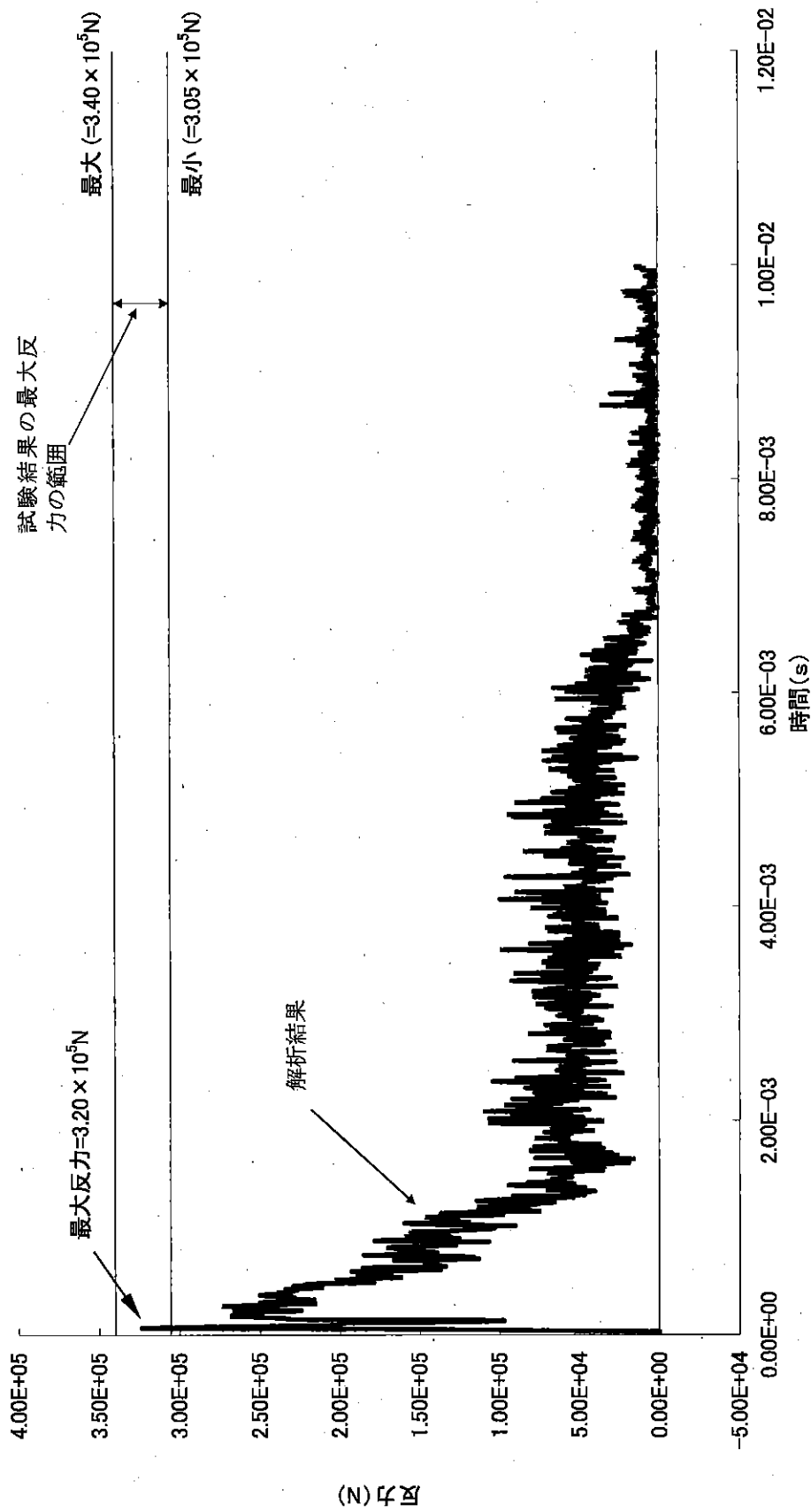
STEP 61 TIME = 1.00000092E-002



(ロ) 第一A.付.2.6図 解析モデル1の変形図

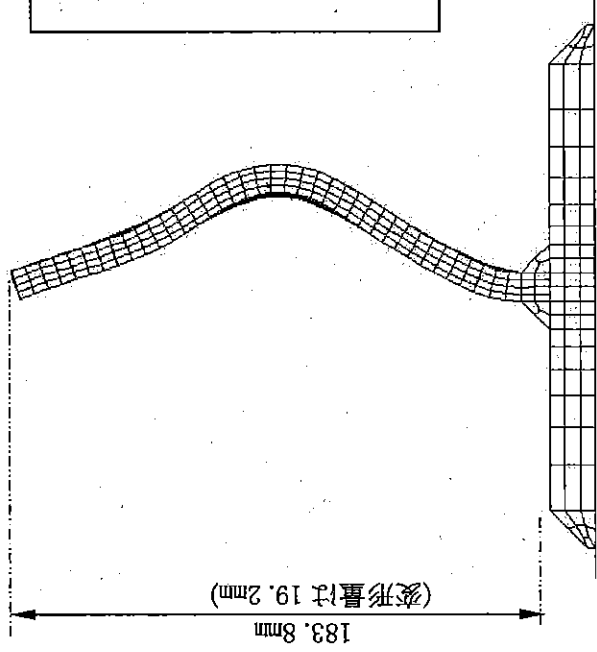
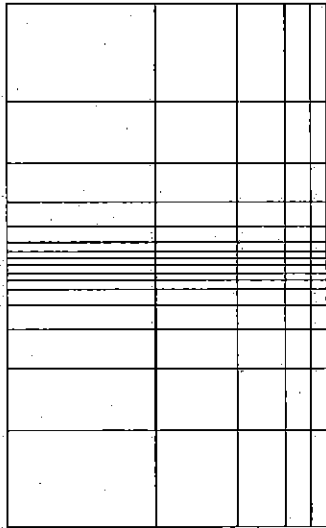


(p) 第一A.付.2.7 図 ワイヤの変位時刻歴



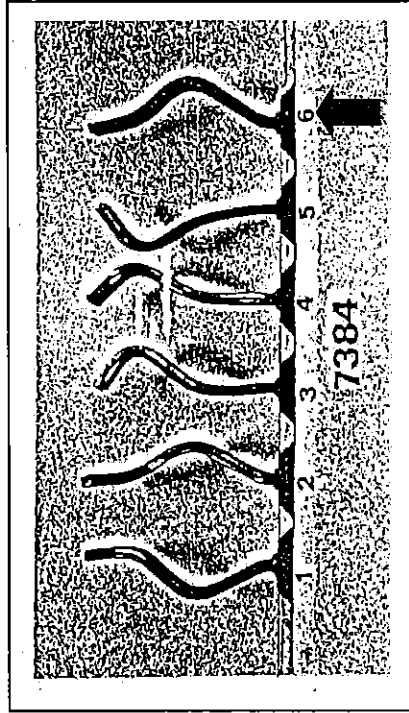
(p) - 第A.付. 2. 8 図 落下ハンマー面に発生した反力の時刻歴

STEP,51, TIME = 1.0000241E-002

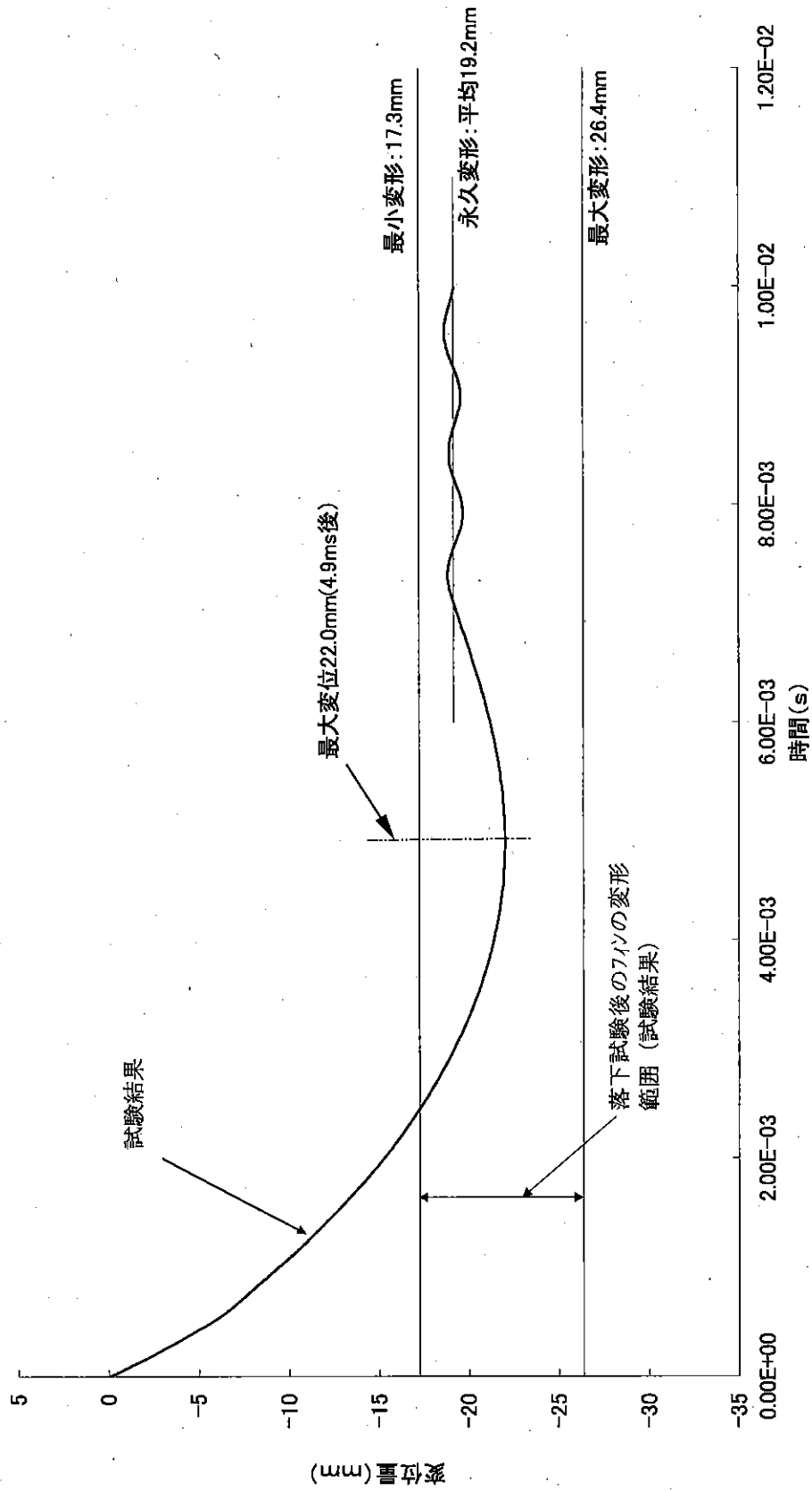


* MAX. DISPL. 3.76863E+01 AT NODE 5695

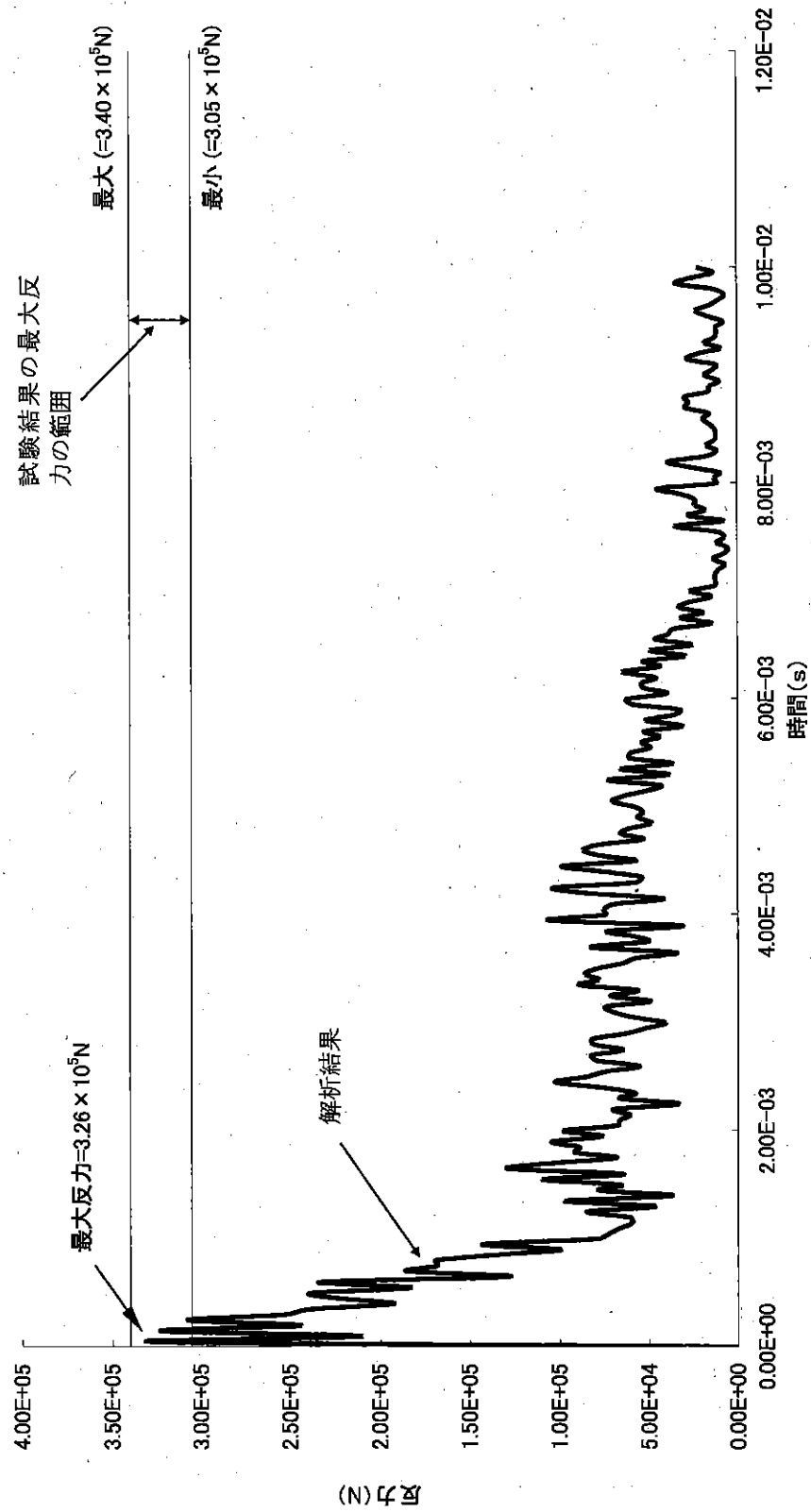
SCALE FACTOR = 1.0000E+00



(P) 第一A.付.2.9図 解析モデル2の変形図



(甲) 第一A.付.2.10 図 フィンの変位時刻歴



(p) - 第A.付.2.11 図 落下ハンマー面に発生した反力の時刻歴

A.10.3 付属書類-3

吊上用具の強度解析

本核燃料輸送物の吊上用具としては、ワイヤーロープ及びシャックルがある。これらは次の規格に合致したもので、十分な強度を有している。

- (1) ワイヤーロープ 規格：心線 JIS B2801 SUS 304
ロープ径 40mm (7×19)
切断荷重： 844×10^3 N (86×10^3 kgf)
使用荷重： 140×10^3 N (14.3×10^3 kgf) (安全率
=6)
- (2) シャックル 規格：JIS B2801 SB65
使用荷重： 294×10^3 N (30×10^3 kgf)

A.10.4 付属書類-4

設計条件下における ASME Code への適合性

1. 概要

本核燃料輸送物は、JRR-3 シリサイドの標準型、JRR-3 シリサイドのフォロー型、JRR-3 MNU の使用済燃料要素を再処理のため国外（米国、英国等）の再処理施設へ輸送することを目的としており、日本政府の他に米国及び関係各国の許認可も併せて取得する必要がある。

米国政府（ASME Code）により、本核燃料輸送物を構成する容器本体及び蓋は圧力容器としての性能を要求される。このため参考に本項では以下の項目について解析を行う。

- 容器本体及び蓋の必要板厚
- 蓋締付けボルトの必要寸法
- バルブディスクの必要板厚
- バルブの主取付けボルトの必要断面積
- バルブカバー取付けボルトの必要断面積
- バルブの孔の補強
- 疲労解析免除規定

解析の結果、本輸送容器の諸寸法は(□)-第A.付.4.1図に示すごとく ASME Code の要求を満たしたものとなっている。

2. 設計条件

圧力：P = □ kPaG (□ kgf/cm²G)

温度：□ °C

3. 許容応力

3.1 本体胴部、底板及び蓋

材質：SA-182 □ 鍛造材 (SUS □ 相当)

文献〔1〕の Table I-10.2 から

$$S_m = \square \text{ MPa} \quad (\square \text{ kgf/mm}^2)$$

3.2 蓋締付けボルト

材質：SA-564 (SUS 相当)

文献〔1〕の Table I-1.3 から

$$S_m = \text{ MPa} \quad (\text{ kgf/mm}^2) \quad \text{となる。}$$

4. 本体胴部の板厚 ((φ)-第A.付.4.1図参照)

4.1 データ

材質：SA-182 鍛造材 (SUS 相当)

許容応力： $S_m = \text{ MPa}$ (kgf/mm²)

内半径： $R = \text{ mm}$

板厚： $t = \text{ mm}$

4.2 必要最小板厚 (t_m)

文献〔7〕の NE 3324.3 に従えば、

$$t_m = \frac{P \times R}{S_m - 0.6 \times P}$$

ただし、 $t_m < \frac{R}{2}$ かつ $P < 0.385 S_m$

よって、必要最小板厚は

$$t_m = \text{ mm}$$

となる。

4.3 結論

本体胴部の板厚は ASME Code で要求されている最小値よりも大きい。

5. 底板の板厚 ((φ)-第A.付.4.1図参照)

5.1 データ

材質：SA-182 鍛造材 (SUS 相当)

許容応力： $S_m = \text{ MPa}$ (kgf/mm²)

底板の内部直径： $d = \text{ mm}$

板厚： $t = \text{ から mm}$

5.2 必要最小板厚 (t_m)

文献 [7] の NE 3325.2 に従えば、底板の必要最小板厚は次式で求められる。

$$t_m = d \sqrt{C P / S_m}$$

ただし、Cは文献 [7] の NE 3325.3 より決められる定数であり、0.3か0.33 × t_r / t_s のいずれか大きい方である。

t_r : 胴の必要最小板厚 = mm

t_s : 腐食代を除いた本体胴部の実際の板厚 = mm

かくて $0.33 \times t_r / t_s =$

したがって、 $C=0.3$ であり、かつ $t_m =$ mm となる。

備考 : NE 3358.4 の要求事項が満たされていないが、(v)-A.5.1.3 で構造解析汎用プログラム ABAQUS を用いて解析を行い、その継手部において強度上問題がないことを確認している。

5.3 結 論

以上の計算により、底板の板厚は ASME Code で要求されている必要最小板厚より大きいことがわかる。

6. 蓋の板厚 ((v)-第A.付.4.1図及び(v)-第A.付.4.2図を参照)

6.1 データ

材 質 : SA-182 鍛造材 (SUS 相当)

許容応力 : $S_m =$ MPa (kgf/mm²)

文献 [7] の Fig. 3325.1 (k) により決められる外径 : $d =$ mm

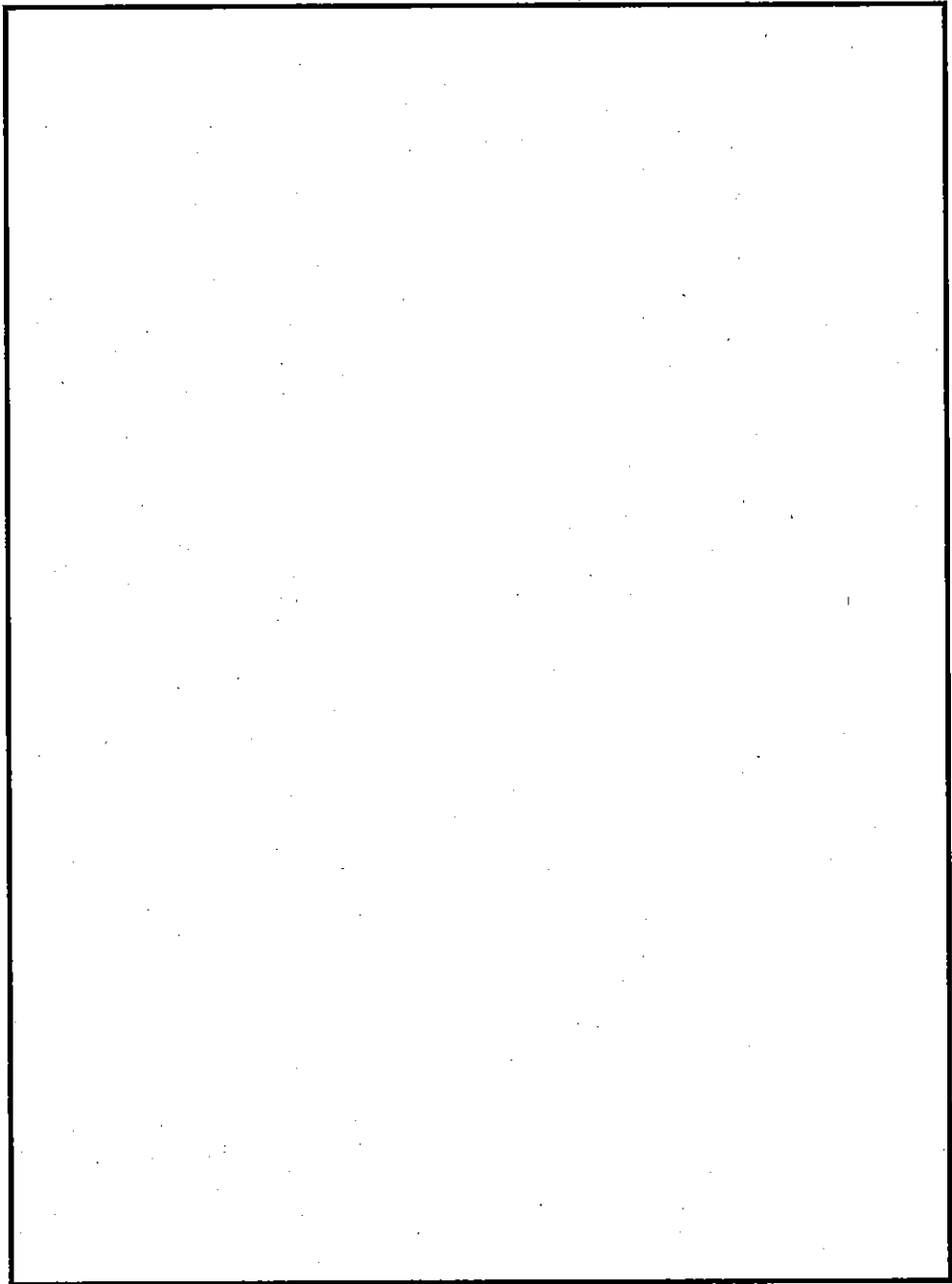
ボルトの初期締付け荷重 :

$$W = \frac{\pi}{4} d^2 P = \frac{\pi}{4} \times \text{}^2 \times \text{} = \text{} \text{ N (kgf)}$$

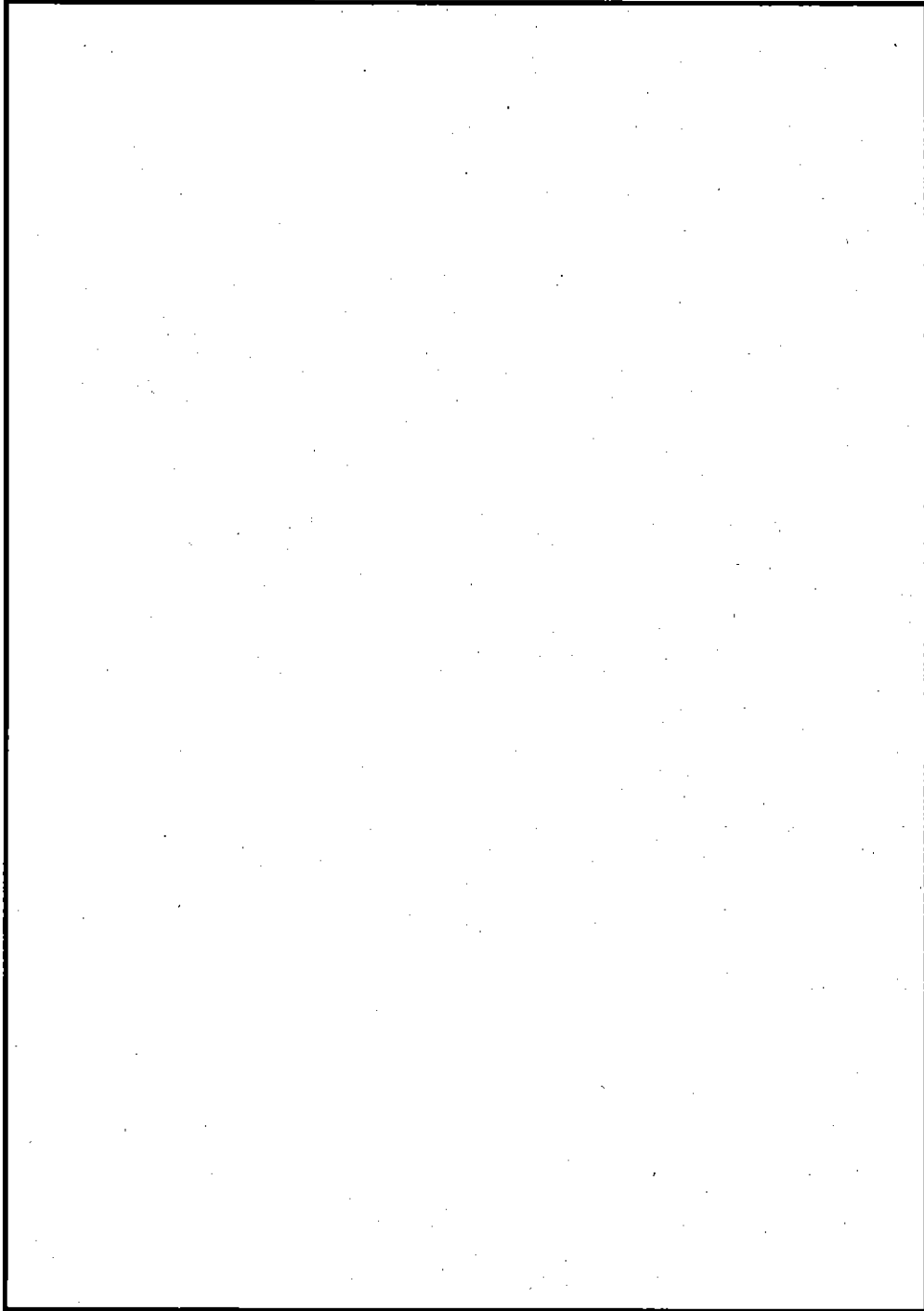
締付け相当内圧 : $P =$ MPaG (kgf/mm²G)

ガスケット接触円とボルト穴中心円間の距離 : $h_c =$ mm

蓋の板厚 : $t =$ mm



(㊦)-第A.付.4.1図 輸送容器本体の寸法



(㊦)-第A.付.4.2図 蓋の寸法

6.2 蓋の板厚

必要最小板厚は、文献〔7〕のNE 3325.2に示されている(2)式によって求められる。

$$t_m = d \sqrt{C P / S_m + 1.27 W h_G / (S_m d^3)}$$

ここで、文献〔7〕のFig. NE. 3325.1 (k)によりC=0.2である。

したがって、

$$t_m = \square \text{ mm}$$

となる。

ただし、Pとしては設計内圧 (\square MPaG (\square kgf/mm²G)) と締付け相当内圧 (\square MPaG (\square kgf/mm²G)) のうち大きい方を用いた。

6.3 結 論

蓋の板厚はASME Codeで要求される必要最小板厚よりも大きいものとなっている。

7. 蓋締付けボルトの寸法 ((v)-第A.付.4.3図参照)

7.1 データ

材 質 : SA-564 \square (SUS \square 相当)

許容応力 : $S_m = \square$ MPa (\square kgf/mm²)

ガスケット接触円の半径 : $G = \square$ mm

ボルト1本の横断面積 : \square mm²

ネジ部のかみ合い長さ : $L = \square$ mm

ネジ部の有効長さ : $L = \square$ mm

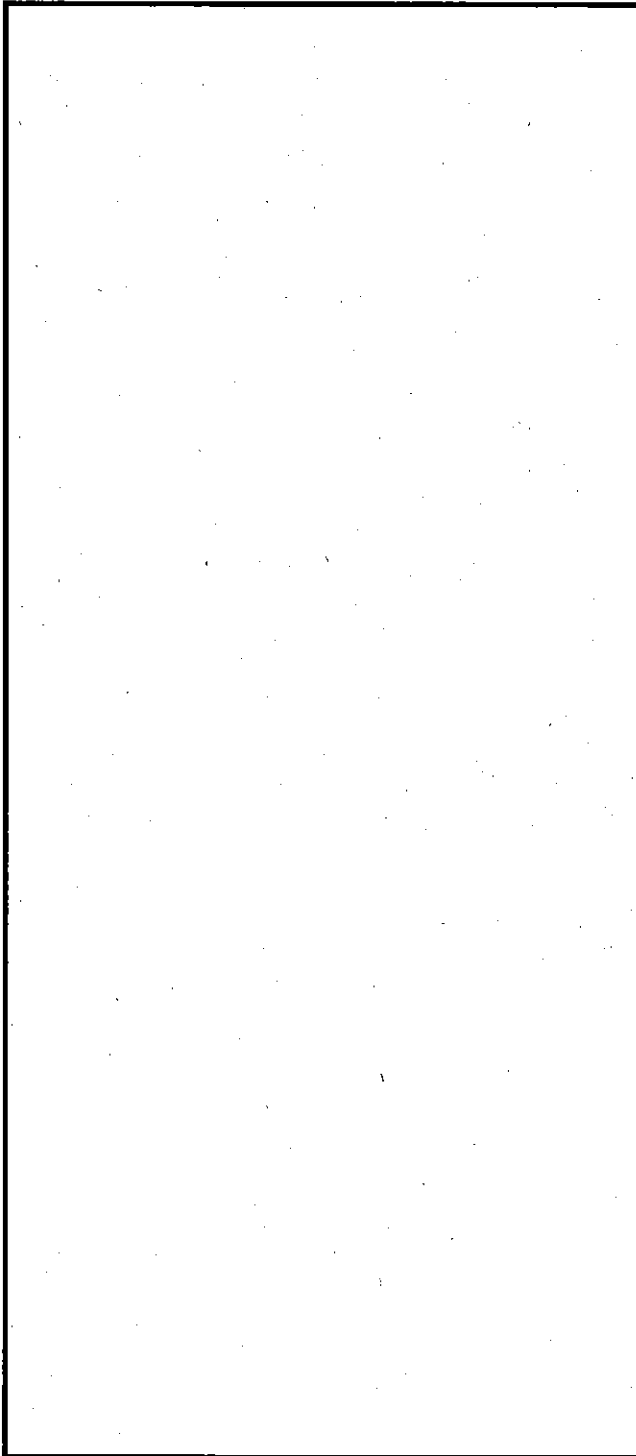
ボルトの公称径 : $d_s = \square$ mm

7.2 必要最小断面積 (A_m)

文献〔1〕のXI-3221.1及びXI-3221.3に従えば、ボルト締付けに必要な最小荷重は次のようになる。

$$W = 0.785 G^2 P = \square \text{ N } (\square \text{ kgf})$$

ここで、Pとしては締付け相当内圧 (\square MPaG (\square kgf/mm²G)) を用いた。



(ロ)一第A.付.4.3 図 蓋締付けボルトの寸法

$$A_m = \frac{W}{16 S_m} = \frac{\square}{16 \times \square} = \square \text{ mm}^2 \quad \text{となる。}$$

7.3 ネジ部の長さ

文献 [7] の NE 3362(b) に従えば、ボルトネジ部の必要最小長さ L_m は

$$L_m = 0.75 \times 48 \times \frac{S_m}{S'_m}$$

となる。ここで S_m 及び S'_m は、それぞれボルト材及び蓋材の $\square^\circ\text{C}$ における許容応力である。

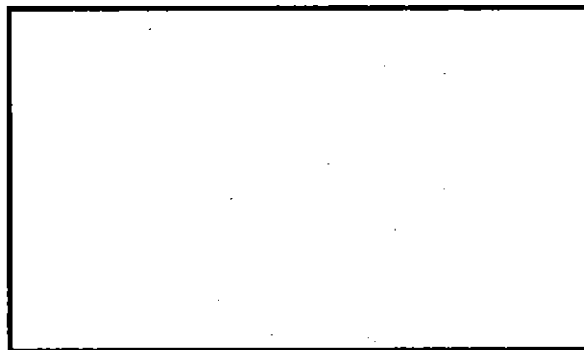
$$L_m = 0.75 \times 48 \times \frac{\square}{\square} = \square \text{ mm}$$

7.4 結 論

蓋締付けボルトの横断面積及びネジ部の長さは、いずれも ASME Code で要求されている必要最小値よりも大きいものとなっている。

8. バルブのディスクの板厚

ディスクの形状を (a) - 第 A. 付. 4. 4 図に示す。



(a) - 第 A. 付. 4. 4 図 バルブのディスクの形状

8.1 データ

材 質 : SA-182 鍛造材 (SUS 相当)

許容応力 : $S_m =$ MPa (kgf/mm²)

ガスケットの平均径 : $d =$ mm

板 厚 : $t =$ mm

8.2 必要最小板厚

文献 [7] の NE 3325.2 (b) から、必要最小板厚 t_m は次式で求められる。

$$t_m = d \sqrt{C P / S_m}$$

ここで、定数 C は文献 [7] NE-3325-1(n) に与えられており、 $C=0.2$ となる。

よって

$$t_m = \text{ mm}$$

となる。

8.3 結 論

ディスクの板厚は ASME Code で要求される必要最小板厚よりも大きいものとなっている。

9. バルブの主取付けボルト

バルブの主取付けボルトの形状を (v)-第 A. 付. 4.5 図に示す。

9.1 データ

材 質 : SA-564 (SUS 相当)

許容応力 : $S_n =$ MPa (kgf/mm²)

横断面積 : $A =$ mm²

内圧作用半径 : $d =$ mm

ボルトの本数 : $n =$

9.2 バルブの主取付けボルトの必要最小断面積

バルブの主取付けボルト 1 本当りに作用する力 F は、

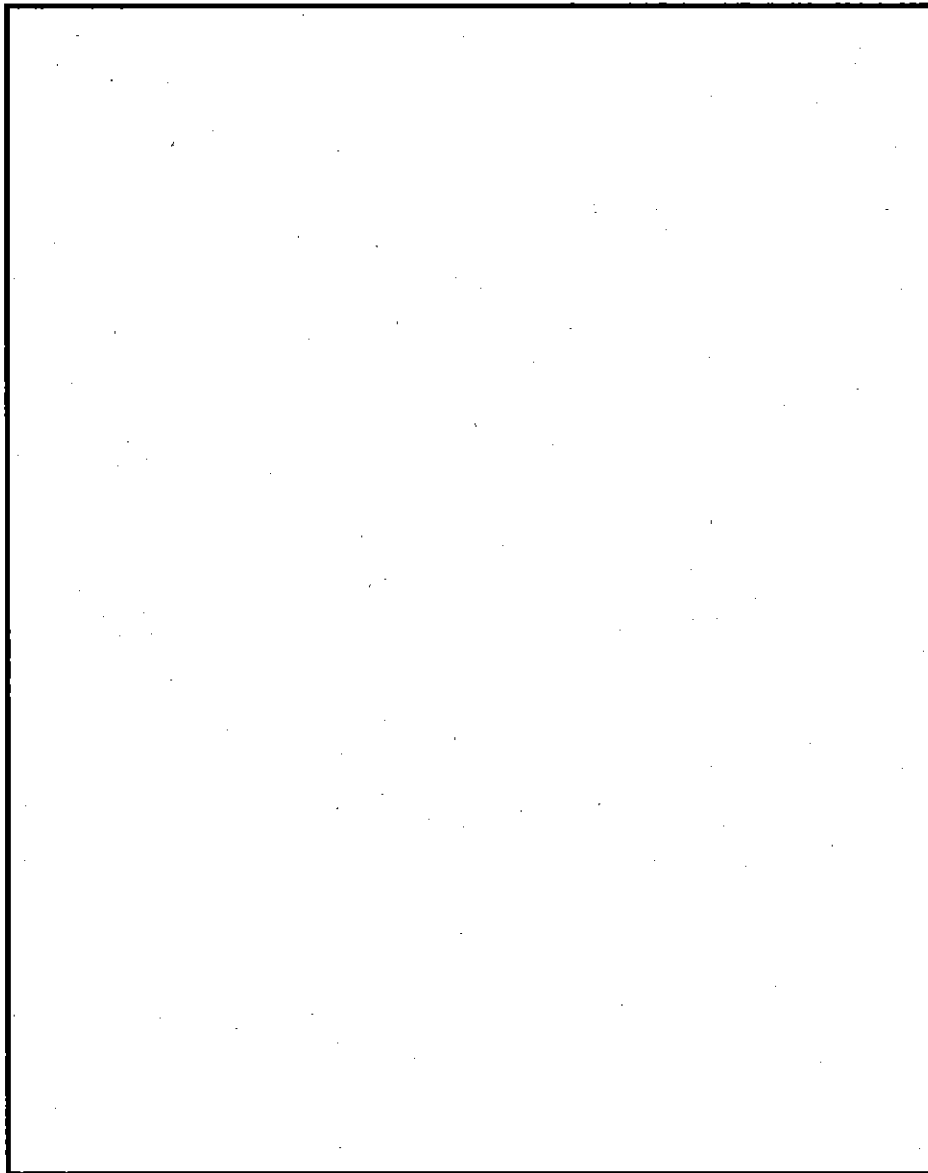
$$F = \frac{\pi d^2 P}{n} = \frac{\pi \times \text{}^2 \times \text{}}{\text{}} = \text{ N (kgf)}$$

となる。

バルブの主取付けボルトの必要最小断面積は

$$A_m = \frac{F}{S_m} = \frac{\square}{\square} = \square \text{ mm}^2$$

となる。



(ア) 第A. 付. 4.5 図 バルブの主取付けボルトの形状

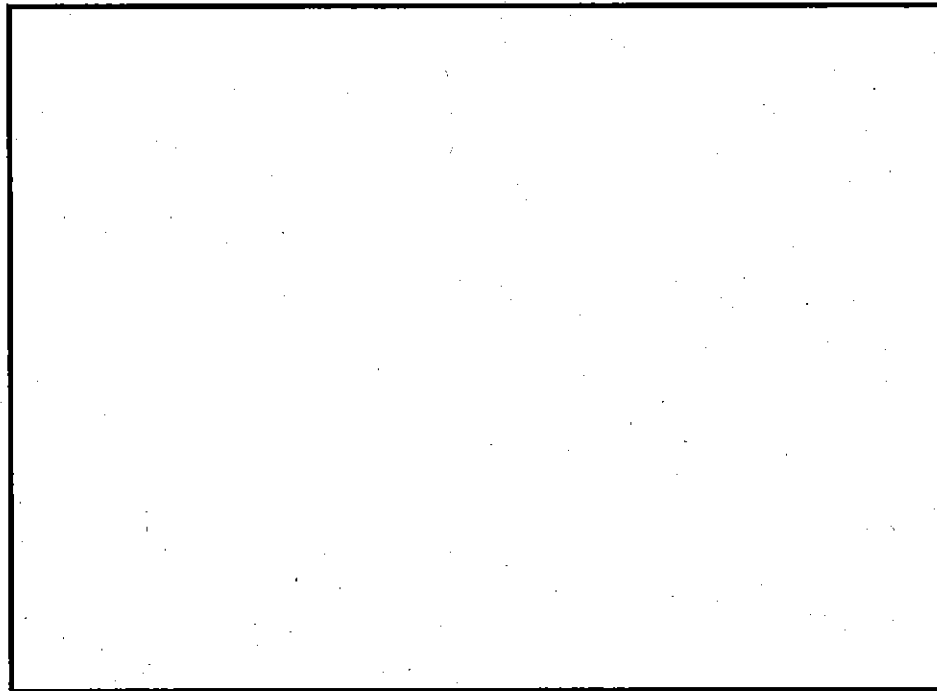
9.3 結 論

バルブの主取付けボルトの横断面積は、ASME Code で要求される必要最小断面積よりも大きいものとなっている。

10. バルブカバー取付けボルト

(a) 第 A. 付. 4. 6 図にバルブカバー取付けボルトの形状を示す。

ディスク取付けボルトに作用する力はディスクに働く内圧に釣り合うものであるが、ここでは安全側の評価を行うため、ディスクシール部から漏れた場合を想定し、より大きな力をバルブカバー取付けボルトに作用させることにする。



(a) 第 A. 付. 4. 6 図 バルブ保護カバー取付けボルトの形状

10.1 データ

材 質 : SA-564 (SUS 相当)

許容応力 : $S_a =$ MPa (kgf/mm²)

横断面積 : $A =$ mm²

内圧作用半径 : $d =$ mm

ボルトの本数 : $n =$

10.2 バルブカバー取付けボルトの必要最小断面積

バルブカバー取付けボルト1本当りに作用する力Fは、

$$F = \frac{\frac{\pi}{4} d^2 P}{n} = \frac{\frac{\pi}{4} \times \square^2 \times \square}{\square} = \square \text{ N } (\square \text{ kgf})$$

となる。

バルブカバー取付けボルトの必要最小断面積は

$$A_m = \frac{F}{S_m} = \frac{\square}{\square} = \square \text{ mm}^2$$

となる。

10.3 結 論

バルブカバー取付けボルトの横断面積は、ASME Codeで要求される必要最小横断面積よりも大きいものとなっている。

11. バルブ孔の補強

ドレン及びベントバルブの直径はいずれも \square mm であるので、文献 [7] の NE-3332.1^(註) により孔の補強は必要でない。

注) 孔に対する補強の免除規定を示したもので、「孔の直径が $2 \frac{1}{2}$ in. (64mm) 以下ならば補強は必要でない」と記載されている。

12. 繰返し

以下に示すように、文献 [7] の NE 3221-5 (d) に規定されているすべての要求事項は満たされている。したがって、特別な解析は必要でない。

12.1 大気圧と使用時圧の繰返し

$$S_a = 3 \times \square = \square \text{ MPa } (\square \text{ kgf/mm}^2)$$

文献 [1] の Fig. I-9.2.1 によれば、上記 S_a 値に対応する繰返し数は約 \square 回である。予想される最大使用回数は 300 回であるため、ASME Code の要求事項は満たされている。

12.2 通常使用時の圧力変動

$$P_d = P \times \frac{1}{3} \times \frac{S_a}{S_b} = \square \times \frac{1}{3} \times \frac{\square}{\square} = \square \text{ MPa} (\square \text{ kgf/mm}^2)$$

ここで、 P_d : 設計圧力

S_a : 10^6 回における疲労強度

通常輸送時の圧力変動が上記値を超えることは予想されない。

したがって、ASME Code の要求事項は満たされている。

12.3 温度差一起動と停止

隣接する 2 点間の最大距離(d)は、

$$d = 2 \sqrt{Rt}$$

である。

ここで、 R = 圧力容器の平均半径 = \square mm

t = 容器本体の板厚 = \square mm

よって、 $d = \square$ mm

本体に生じる極端な温度は $\square^\circ\text{C}$ と $\square^\circ\text{C}$ である。

また、その時の平均温度は $\square^\circ\text{C}$ である。

この温度における本体材料の縦弾性係数 E 及び線膨張係数 α は、それぞれ文献 [1] の Table I- 5.0 及び I- 6.0 に示されており、

$$E = \square \text{ MPa}$$

$$\alpha = \square \text{ } 1/^\circ\text{C}$$

である。

疲労強度 S_a が \square MPa (繰返し数 300) であるから、許容できる温度差 ΔT は、

$$\Delta T = \frac{S_a}{2E\alpha} = \square \text{ } ^\circ\text{C}$$

となる。

容器本体に生じる最大温度差は $\square^\circ\text{C}$ であるから、ASME Code の要求事項は満たされている。

12.4 温度差—通常使用

温度差の有意な変化は次式で求められる。

$$\frac{S_a}{E \alpha} = \frac{\square}{\square \times \square} = \square \text{ } ^\circ\text{C}$$

ここで、 S_a は 10^6 回における疲労強度 (= \square MPa (\square kgf/mm²))

通常輸送時に上記値を超すような温度差変化は予想されない。

したがって、ASME Code の要求事項は満たされている。

12.5 温度差—異種材料

本体はすべてステンレス鋼で構成されているために、本項目は該当しない。

12.6 機械荷重による応力

本輸送容器は、輸送中固縛装置により固定されているために、本項目で検討するような機械荷重に基づく応力は生じない。

13. 結 論

本輸送容器が ASME Code で規定されている要求事項の主な結果を(ロ)―第A. 付.4.1表に示す。この表からわかるように、ASME Code の要求事項を本輸送容器は満足している。

(ロ)―第A. 付.4.1表 許容値と実際寸法の比較

	ASME Code で要求される最小値	実際寸法
胴の板厚 (mm)	□	□
底板の板厚 (mm)		
蓋の板厚 (mm)		
蓋締付けボルトの横断面積 (mm ²)		
バルブのディスクの板厚 (mm)		
バルブの主取付けボルトの横断面積 (mm ²)		
バルブカバー取付けボルトの横断面積 (mm ²)		

A.10.5 付属書類-5

水深 5,000m 相当の外圧に対する輸送容器の強度

輸送容器の各主構成部品が水深 5,000m相当の外圧を受けた場合の応力を計算し、それが降伏応力を超えないことを示す。

1. 容器本体胴部の強度

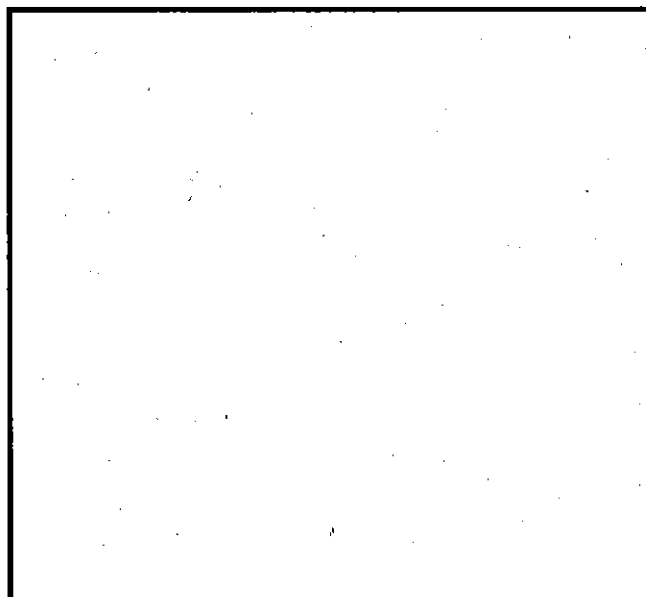
外圧を受ける本体胴部応力解析モデルを(□)-第A.付.5.1 図に示す。文献 [14] の表 32 Case 1C 及び 1d に示されており、水深 5000m相当の外圧下における容器本体胴部の主応力は

$$\sigma_1 = - \frac{q a^2}{a^2 - b^2} \dots \dots \dots \text{(軸方向応力)}$$

$$\sigma_2 = - q \frac{a^2 (r^2 + b^2)}{r^2 (a^2 - b^2)} \dots \dots \dots \text{(周方向応力)}$$

$$\sigma_3 = - q \frac{a^2 (r^2 - b^2)}{r^2 (a^2 - b^2)} \dots \dots \dots \text{(径方向応力)}$$

とあらわされる。



(□)-第A.付.5.1 図 容器本体胴部の解析モデル

応力強さ S は、胴内壁 ($r = b$) で最大値を示す。

$$a = \square \text{ mm} \text{ 及び } b = \square \text{ mm} \text{ だから}$$

$$\sigma_2 = \square, \quad \sigma_3 = \square \text{ となる。}$$

よって、

$$S = \sigma_3 - \sigma_2 = \square - \square = \square q$$

となる。

水深 5,000m 相当の外圧 q は

$$q = 50 \text{ MPaG}$$

だから、

$$S = \square \times 50 = \square \text{ MPa}$$

となり、容器本体胴部の許容応力 σ_a を降伏応力 σ_y とすると、

$$\sigma_a = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

となるから、安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりとなる。

$$RF = \frac{\square}{\square} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

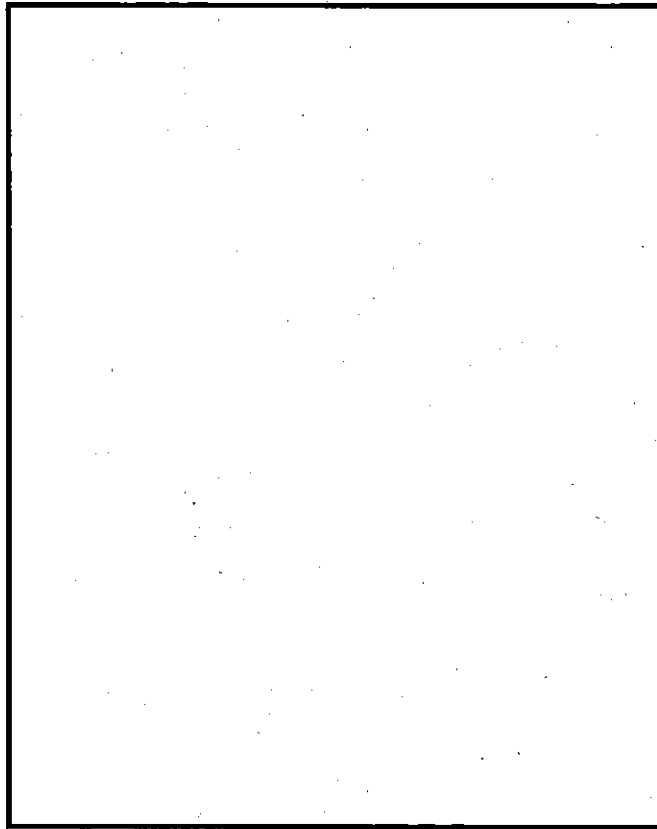
したがって、輸送容器は水深 5,000m 相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

2. 蓋及び容器本体底板の強度

底板及び蓋の板厚はそれぞれ \square mm 及び \square mm であるので、ここでは板厚の小さい方の底板について強度を評価する。

解析モデルを (p) - 第 A. 付. 5. 2 図に示すが、周辺固定の円盤が一様分布圧力を受ける解析条件となる。

文献 [14] の Table 24 Case 10b によれば、最大曲げモーメントは周辺固定端で発生し、単位長さ当りの曲げモーメントは次のようになる。



(a) - 第A. 付. 5. 2 図 底板の解析モデル

半径方向曲げモーメント：

$$M_r = \frac{q b^2}{8} = \frac{50 \times \square^2}{8}$$

$$= \square \text{ N} \cdot \text{mm/mm}$$

ここで q は水深 5, 000m 相当の外圧 50 MPaG、 b は容器本体胴部半径
(= \square mm)

周方向曲げモーメント：

$$M_t = \nu M_r = \square \text{ N} \cdot \text{mm/mm}$$

ここで、 ν はポアソン比 (= 0. 3) である。

また、単位長さ当りのせん断力 Q は、

$$Q = \frac{qb}{2} = \frac{50 \times \square}{2} = \square \text{ N}$$

となる。

底板の板厚を t とすると、最大応力は次のように求められる。

底板外表面で、

$$\text{半径方向応力: } \sigma_r = \frac{6 \times M_r}{t^2} = \frac{6 \times \boxed{}}{\boxed{}^2} = \boxed{} \text{ MPa}$$

$$\text{周方向応力: } \sigma_t = \frac{6 \times M_t}{t^2} = \frac{6 \times \boxed{}}{\boxed{}^2} = \boxed{} \text{ MPa}$$

$$\text{軸方向応力: } \sigma_o = -q = -50 \text{ MPa}$$

板厚中心部で、

$$\text{せん断応力: } \tau = \frac{3}{2} \times \frac{Q}{t} = \frac{3}{2} \times \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、最大応力及びせん断応力はそれぞれ次のように示される。

$$\text{最大応力} \quad : \sigma_{\max} = \sigma_r = \boxed{} \text{ MPa}$$

$$\text{最大せん断応力: } \tau_{\max} = \tau = \boxed{} \text{ MPa}$$

ここで、容器本体底板の許容曲げ応力 σ_{ab} 及び許容せん断応力 τ_a は、それぞれ

$$\sigma_{ab} = 1.5 \times \sigma_y = 1.5 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ MPa}$$

$$\tau_a = 0.6 \times \sigma_y = 0.6 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ MPa}$$

したがって、曲げ応力に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のとおりである。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

せん断応力に対する安全率 RF 及び余裕率 MS は次のようになる。

$$RF = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}$$

$$MS = \boxed{} - 1 = \boxed{}$$

したがって、蓋及び底板は水深 5,000m 相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

3. 蓋締付けボルトの強度

外圧を受けた場合のボルトに生じる応力については、初期締付け力による引張応力がないものとし、外圧 50MPaG が作用した場合を考える。50MPaG の外圧が作用するため、ボルト軸方向応力には 50MPaG の圧縮応力が生じる。

ここで、蓋締付けボルトの許容圧縮応力 σ_{ac} は

$$\sigma_{ac} = \sigma_y = \square \text{ MPa}$$

したがって、安全率RF及び余裕率MSはそれぞれ次のとおりである。

$$RF = \frac{\square}{50} = \square$$

$$MS = \square - 1 = \square$$

となる。

したがって、蓋締付けボルトは水深5,000m相当の外圧を受けても十分耐えることができる。

A.10.6 付属書類-6

ABAQUS コードの説明

1. 概要

ABAQUS とは、HKS (HIBBITT, KARLSSON&SORENSEN, INC.) において、開発・整備されている有限要素法による汎用プログラム・システムである。

このプログラムは、構造解析の分野における線形及び非線形問題を解析するために開発されたものであり、大変形問題、接触問題及び座屈問題などのような幾何学的非線形解析、弾塑性問題やクリープ問題などの材料非線形解析、動的解析及び熱応力問題に対する温度解析などの幅広い解析が可能である。

さらに種々の形状に対して応用するため、2次元連続体、3次元連続体、シェル、はりなどの構造に対して、多くの要素ライブラリが用意されている。要素ライブラリには非圧縮性材料に関するものや、配管系エルボ部分に関するものなどの特殊な問題に対するものも含まれている。

ABAQUS プログラムの構成

このシステムは次のプログラムから構成されている。

- ・プリプログラム

- ・メインプログラム

プリプログラムはメインプログラムのプリプロセッサで、これは、入力データチェック及びワークスペースの割当て等を行う。メインプログラムは、このシステムの中心となるものであり、上記の機能を有している。さらにメインプログラムでは、2次元及び3次元のメッシュ・プロット機能も含まれている。メッシュ・プロット機能は時間履歴や応力-ひずみ関係などのX-Yプロットを行うためのものである。

2. ABAQUS における解析方法

ABAQUS は次のようなステップで構造モデルの解析を行う。

第1段階として、実際の構造モデルが節点とよばれる有限の数の点を結ぶ基本要素の集合として近似される。第2段階として、各要素は要素間の連続性を失わないよう仮定された変位場で強制的に変形される。そして節点での変位-荷重の関係を表す要素剛性方程式を組み立てる。この方程式は要素形状、部材特性の関数になっており、 $\{f\}$: 節点荷重ベクトル、 $[K]$: 剛性マトリックス、 $\{\delta\}$: 節点変位ベクトルとすれば、

$$\{f\} = [K] \{\delta\}$$

で表せる。

この一連の要素剛性方程式を各節点の拘束条件、構造モデルの境界条件を考慮して未知数節点変位について解析する。

以上のように、この手法は構造物を基本要素（四角形、梁部材等）で分割し、各要素の変形を簡単な関数でかつ節点を通して、全ての外力が伝達されると仮定して解析を行う手法である。

剛性マトリックス $[K]$ は次の一般式で表される。

$$[K] = \int_V [B]^T [D] [B] dv$$

ここで、 V : 要素の体積、 $[B]$: 節点変位ひずみマトリックス、 $[D]$: 応力ひずみマトリックス、 $[]^T$ は転置行列。

このように剛性マトリックスは、各要素の節点座標とその部材特性（ヤング率等）により決定される。構造を構成するすべての要素についての剛性行列を求め、構造全体の剛性行列を作成する。荷重ベクトルも節点に対応したものとして作成される。拘束条件（境界条件）を入れて行列を修正し、連立方程式が解かれ、各節点の変位が求められる。さらに、その変位から応力、拘束節点の反力も求められる。

そのフローチャートを(ロ) - 第A. 付. 6.1 図に示す。

ABAQUS は、変位法による線形及び非線形解析のプログラム・システムであり、非線形問題に対しては、Newton 法* が用いられている。

現在、ABAQUS では問題の規模に応じて、次の (i) ~ (iii) のオプションがある。

* Newton 法. 出発値 x を適当にとり、下記の計算を反復する。

$$x^{(k+1)} = x^{(k)} - \frac{f(x^{(k)})}{f'(x^{(k)})}$$

ただし、このままだと発散することがあるので、

$$|f(x^{(k+1)})| < |f(x^{(k)})|$$

になるか否かを調べ、これが成立しない場合には修正量を小さくする。すなわち、

$$x^{(k+1)} = x^{(k)} - C \frac{f(x^{(k)})}{f'(x^{(k)})}$$

C の値は、ひとまず 1/2 とし、それでも関数値の絶対値が減少しないようであれば 1/4, 1/8, ... とする。

なお、(i)、(ii)は、どちらか一方をプログラムが自動的に選択するようになっている。

- (i) コア内での剛性マトリックスの組立てと連立一次方程式の計算（比較的小規模の問題）
- (ii) 外部記憶装置を用いた剛性マトリックスの組立てと連立一次方程式の計算（大規模の問題）
- (iii) 剛性マトリックスを部分的に組み立てるリスタート方式。外部記憶装置を用いる場合、その部分をECS（Extended Core Storage）に割当てすることも可能である。

このプログラムでは直交変換により、節点の自由度を全体座標系から、局所座標に変換することができ、これにより斜交した境界などを導入することができる。さらに、一般化した拘束条件として、節点変位の間に関係式を導入することもできる。これを、応用する例として、次のものが考えられる。

- ・スライド条件の導入
- ・構造の1部分に特別な変位モードを強制する場合（たとえば、構造の部分に剛体要素が含まれる場合）
- ・シェルと連続体を適合させて結合する場合
- ・あらいメッシュを適合させて結合する場合

3. 弾塑性解析

要素ライブラリに含まれるすべての有限要素について弾塑性解析が可能であり、この場合に微小変位による剛性マトリックス $[K^e]$ は次のようになる。

$$[K^e] = [K_0] - [K_p] \quad (4)$$

ここで $[K_0]$ は線形弾性に対するもの、 $[K_p]$ は塑性により生じるものである。

このプログラムで考慮されている降伏条件としては、次のものがある。

- ・Von Mises の等方性降伏条件
- ・Hill の静水圧非依存の異方性降伏条件
- ・流れ則

Von Mises の条件に従う材料の場合、ひずみ硬化を考慮することもでき、この場合の負荷過程として次のものを考えることができる。

- ・等方硬化モデル

- ・移動硬化モデル
- ・ORNL 則モデル

4. 熱伝導解析

ABAQUS には、熱伝導問題の解析機能が用意されており、線形及び非線形問題に対して、定常及び非定常の解析を行うことができる。

定常問題の解は、時間積分を行うことなく直接求めることが可能である。非定常問題に対しては、後退差分法（修正 Crank-Nicholson 法）による時間積分が行われる。この積分法は線形問題に対しては無条件安定である。

熱伝導解析は、熱応力解析に用いる温度場を得るために行われることが多い。ABAQUS は、熱伝導解析から出力された結果ファイルを、応力解析の入力データとするための使い易いインタフェースを用意している。

ABAQUS は、非線形熱伝導問題の解析にくり返し計算を行う。その方法は基本的にはニュートン法であるが、強い非線形の潜熱が存在する場合の安定性を確保するために、修正が加えられている。

熱伝導解析のための要素ライブラリは、ほとんどの問題をモデル化することが可能となるように準備されている。シェル構造物の解析のためには、シェル型の熱伝導要素が用意されている。

熱伝導解析における境界条件には、熱流束（分布又は集中）、温度指定、対流、ふく射等の熱伝達がある。これらはいずれも時間の関数として与えることができる。

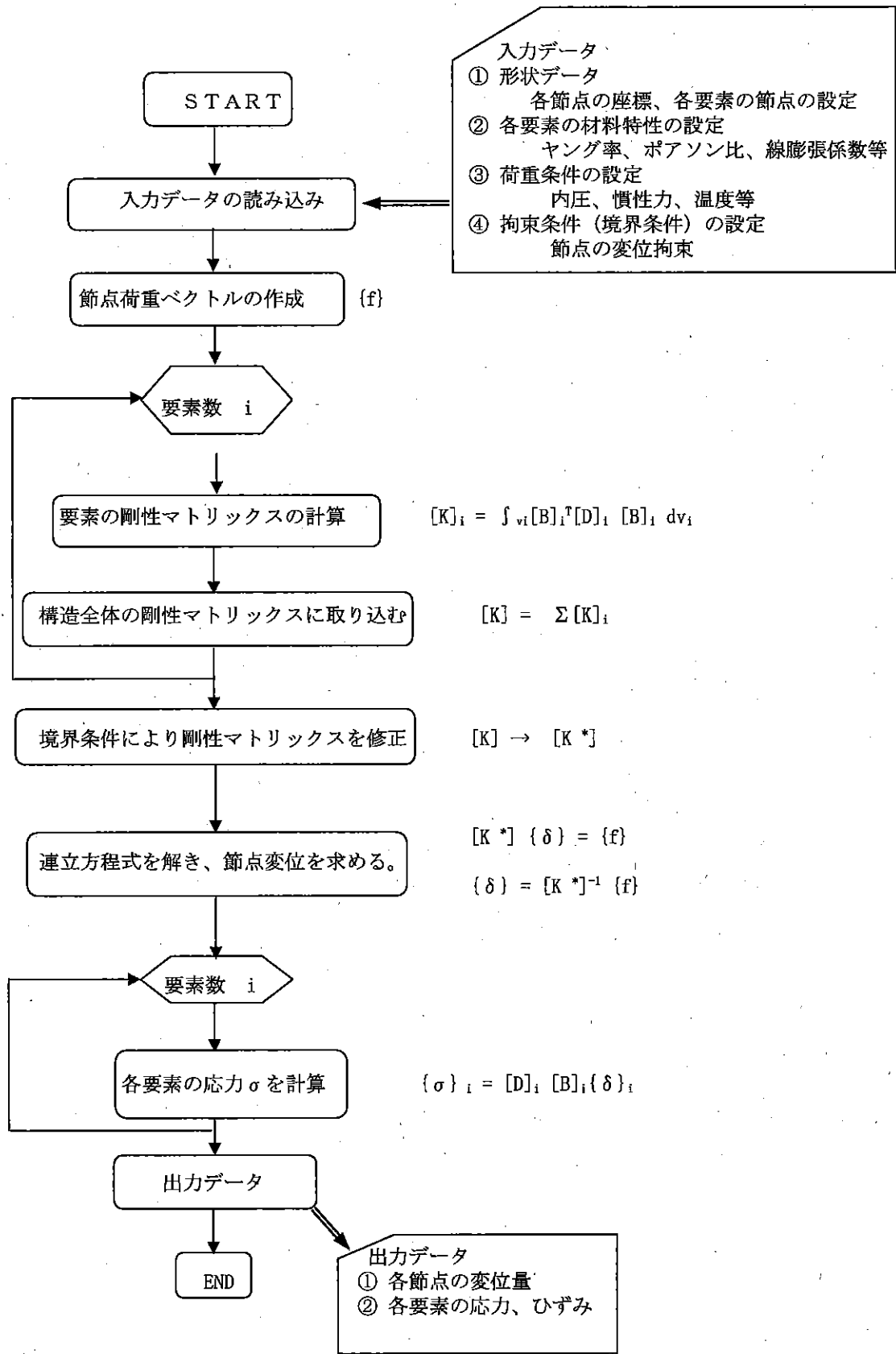
熱伝導と応力の問題を完全に連成させた解析機能も用意されている。

定常熱伝導解析のフローチャートは (n) - 第 A. 付. 6.1 図に示されるものと同じである。熱伝導解析では、 $[K]$ 、 $\{f\}$ 及び $\{\delta\}$ はそれぞれ熱伝導マトリックス、熱流束ベクトル及び節点温度ベクトルとなる。

入力データは下記のものである。

- ① 形状データ：各節点の座標、各要素の節点
- ② 各要素の材料特性：熱伝導率（非定常解析では、さらに比熱、密度）
- ③ 熱流束：崩壊熱
- ④ 境界条件：節点の指定温度、対流、ふく射等の熱伝達

また、出力データとしては、各節点の温度の値である。



(p)-第A.付.6.1図 解析のフローチャート (応力解析)

A.10.7 付属書類-7

LS-DYNA コードの説明

1. 概要

LS-DYNA は米国のローレンス・リバモア国立研究所 (LLNL) の Dr. ハルキストが中心となって開発した DYNA-3D (Public Domain) に多くの改良を加え、1989年に LSTC 社 (Livermore Software Technology Corporation) からリリースされた汎用陽解法有限要素解析に基づく 3次元非線形衝撃応答解析コードである。

LS-DYNA は、接触問題の取扱いが容易で、種々の材料に適用でき、計算時間が短い等の長所を有しており、自動車分野をはじめ、航空・宇宙、交通、電気製品、製造工程、防衛関係及び原子力等のエネルギー分野で幅広く適用されており信頼性が高い解析コードである。使用済燃料輸送容器は一般に容器本体と蓋がボルトで締付けられた構造であり、衝撃吸収材は衝撃時に降伏応力を超え、塑性変形することによって衝撃エネルギーを吸収するため、材料の非線形性を考慮する必要がある。このように構造体の衝撃解析には LS-DYNA の特質が最も発揮される問題であり、解析例も数多く報告されている。

2. 構成

LS-DYNA は、3次元連続体の静・動的方程式を 3次元ラグランジェ座標系を用いて表し、これらを陽解法の有限要素法で解くもので、次の 4項目から構成されている。

- (1) 入力
- (2) 再スタート
- (3) 初期値設定
- (4) 有限要素法解析

各要素は、ビーム要素、シェル要素及びソリッド要素で表される。

また、ポストプロセッサを用いて、物体の変形、応力状態、各種状態量の時間的変化及び 3次元空間における分布図を作成することが可能である。

3. 特徴

- (1) 高い処理能力

LS-DYNA の時間積分に中央差分による陽解法を用い、また、質量マトリックスを対角化しているため、計算時間が比べ大幅に短縮されている。さらに、領域積分において、剛性マトリックスを作成しないために、計算時間の節約とコアメモリーの低減が図られている。

LS-DYNA は構造の物理挙動をシミュレートするための多くの能力を持っている。

- ・非線型動的解析
- ・熱解析
- ・破壊解析
- ・クラックの進展解析
- ・接触解析
- ・貫入・貫通
- ・イローディング（要素の消滅）
- ・準静的解析
- ・Eulerian 定式
- ・ALE 定式
- ・流体 - 構造連成解析
- ・熱 - 構造連成解析
- ・音響解析

(2) 接触機能

LS-DYNA は、完全自動接触機能やエラーチェック機能等があり、多くの複雑な衝撃や加工問題等のユーザの幅広い要求を可能としている。

また、20 を越える接触オプションが有効であり、接触面には固着、剥離、接触、滑り、摩擦などの条件が設定できる。また、面と面の接触状態だけでなく、辺と辺、節点と面の接触も可能である。さらに、イローディング（要素の消滅）などの特殊な条件も扱うことができる。

- ・4 角形薄肉シェル要素
- ・3 角形シェル要素

- ・膜要素
- ・厚肉シェル要素
- ・ソリッド要素
- ・ビーム要素
- ・2 節点トラス要素
- ・ケーブル要素
- ・スプリング・ダンパー要素
- ・lumped mass
- ・シートベルト要素
- ・剛体要素

(3) 豊富な材料モデル

LS-DYNA は 80 を越す金属、非金属材料モデルを持っている。

- ・ハニカム材料
- ・ウレタン材料
- ・コンポジット材料
- ・ガラス材料
- ・塑性異方性材料
- ・ユーザ定義

(4) 豊富なインターフェース

- ・CAD インターフェース
 - ・IGES
 - ・VDA
- ・Pre プロセッサ インターフェース
 - ・I-DEAS
 - ・PATRAN
 - ・NASTRAN バルクデータ
- ・FEA インターフェース

- ANSYS
- NASTRAN

(5) 適用分野

- 衝突解析
 - 自動車、飛行機、電車、船
- 安全解析
 - エアバッグ、シートベルト
- 金属加工
- 地震応答解析
- 落下解析

(6) メモリーとディスク

LS-DYNA は問題の規模に応じて、計算途中に動的に必要なメモリーを割り当てるので、コンピュータ資源を有効に使用できる。

(7) 計算時間

CPU 時間は問題の規模（要素数）、ステップ数、平均サイクル時間に依存し、次式により決まる。

$$\text{CPU time} = \text{ステップ数} \times \text{要素数} \times \text{平均サイクル時間}$$

$$\text{ステップ数} = \text{計算終了時間} / \text{時間増分}$$

ここで、平均サイクル時間は要素の種類、材料の種類、接触の種類、マシンの種類に依存する。

また、時間増分 Δt は、最小要素の辺長を L 、材料の伝播速度を c 、材料の密度を ρ 、ヤング率を E 、ポアソン比を ν とすると、次式から求められる。（シェル要素の場合）

$$c = \sqrt{\frac{E}{\rho \cdot (1 - \nu^2)}}$$

$$\Delta t = \frac{L}{c}$$

3. 理論

(1) 時間積分法

LS-DYNA は、時間積分に中央差分による陽解法を用いている。

陽解法とは、時間増分を Δt とすると、時刻 $(t + \Delta t)$ の解が時刻 (t) における解を用いて表示される手法で、この陽解法に対して、陰解法は時刻 $(t + \Delta t)$ の解が時刻 $(t + \Delta t)$ の加速度に関係し、時刻 (t) の解だけで表示できない手法である。

中央差分による陽解法について下記に示す。

運動方程式は力の釣り合いから、次式で表される。

$$[M]\{\ddot{\delta}\} + [K]\{\delta\} = \{F\} \quad \text{-----} \text{①}$$

ここで、 $[M]$ は質量マトリックス、 $[K]$ は剛性マトリックス、 $\{\delta\}$ は節点変位ベクトル、 $\{F\}$ は節点荷重ベクトルである。また $\{\ddot{\delta}\}$ 、 $\{\dot{\delta}\}$ は加速度と速度を表すものとする。

t を時間とすると、 $t=0$ での初期条件は

$$\{\delta(0)\} = \{\delta\}_0, \quad \{\dot{\delta}(0)\} = \{\dot{\delta}\}_0 \quad \text{-----} \text{②}$$

とする。

時間ステップ幅は一定とし Δt とすると、 $t=t_n = n\Delta t$ での、 $\{\ddot{\delta}\}$ 、 $\{\dot{\delta}\}$ は次のように中央差分式により表せる。

$$\{\ddot{\delta}\}_n = (\{\delta\}_{n-1} - 2\{\delta\}_n + \{\delta\}_{n+1}) / (\Delta t)^2 \quad \text{-----} \text{③}$$

$$\{\dot{\delta}\}_n = (\{\delta\}_{n+1} - \{\delta\}_{n-1}) / (2\Delta t) \quad \text{-----} \text{④}$$

式①を $t=t_n$ で考え、式③、④を①式の左辺に代入して $\{\ddot{\delta}\}_n$ 、 $\{\dot{\delta}\}_n$ を消去し、

$\{\delta\}_{n+1}$ について整理すると、次のようになる。

$$\frac{[M]}{(\Delta t)^2} \{\delta\}_{n+1} = [F]_n - \left([K] - \frac{2[M]}{(\Delta t)^2} \right) \{\delta\}_n - \frac{[M]}{(\Delta t)^2} \{\delta\}_{n-1} \quad \text{-----⑤}$$

式⑤を用いれば、 $\{\delta\}_n$ 、 $\{\delta\}_{n-1}$ が判っているときに、 $\{\delta\}_{n+1}$ を計算できる。

式⑤で $n=0$ を考えると、右辺で $\{\delta\}_0$ と $\{\delta\}_{-1}$ が必要である。 $\{\delta\}_0$ は式②の初期条件で与えられるが、 $\{\delta\}_{-1}$ は直接与えられない。そこで、次のような手法が用いられる。式③、④で $n=0$ とおき、両辺を用いて $\{\delta\}_1$ を消去すると次式を得られる。

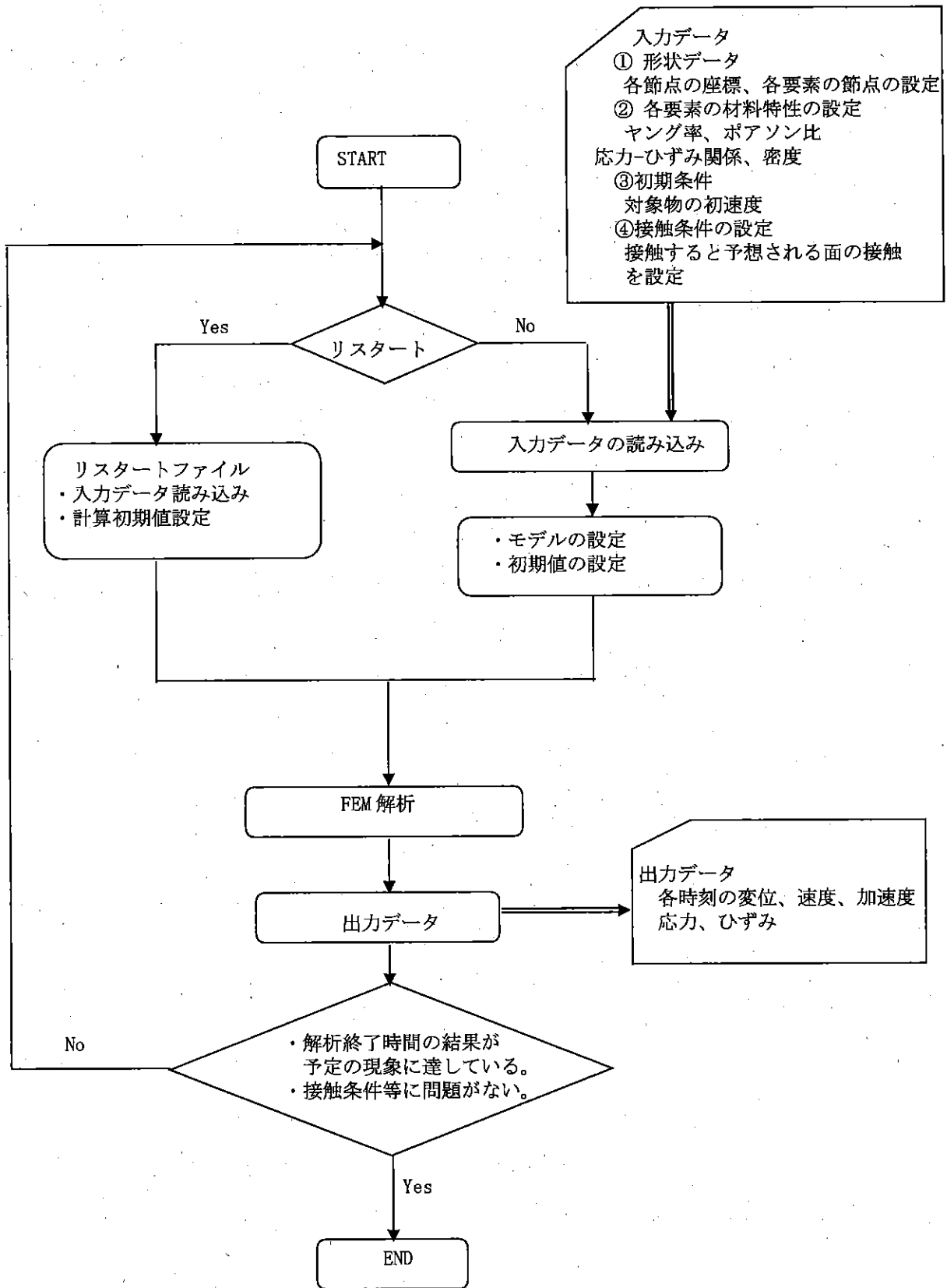
$$\{\delta\}_{-1} = \{\delta\}_0 - \Delta t \dot{\{\delta\}}_0 + \frac{(\Delta t)^2}{2} \ddot{\{\delta\}}_0 \quad \text{-----⑥}$$

上式の右辺の $\{\delta\}_0$ と $\dot{\{\delta\}}_0$ は式②の初期条件で指定される。 $\ddot{\{\delta\}}_0$ については式①で $t=0$ において、 $\{\delta\}_0$ を代入すれば求めることが出来る。このようにして、 $\{\delta\}_0$ 、 $\{\delta\}_{-1}$ が求められるので、後は順に $\{\delta\}_{n+1}$ ($n = 0, 1, 2, \dots$) を式⑤より求めることが出来る。

しかし、陽解法では条件付き安定であり、時間増分を Δt 、波動の伝播速度を c 、要素の最小長さを L とすれば、 $\Delta t \leq L/c$ が安定条件となる。

LS-DYNA は時間増分 Δt を L/c 以下で自動的に決定される。

(ロ) 第A. 付. 7.1 図に解析フローの概念図を示す。



(p)-第A.付.7.1図 解析フローの概念図

A.10.8 付属書類-8

参考文献

- 1) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1 Appendices, 1986 Edition including 1986 Addenda.
- 2) アルミニウムハンドブック, 軽金属協会編 (1973)
- 3) 住友アルミニウムハンドブック (1971)
- 4) 原子力ハンドブック, 材料編, 商工出版
- 5) 神鋼アルミニウムハンドブック
- 6) ABAQUS, Non-Linear Finite Element Analysis Program, User's Manual by Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc. in USA.
- 7) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, Subsection NE, 1986 Edition including 1986 Addenda.
- 8) ステンレス鋼技術講座テキスト「腐食・熱処理・溶接・低温性質について」, ステンレス協会
- 9) Aerospace Structural Metals Handbook, Vol.2, 1978
- 10) 日本バルカー工業株式会社, TR-No. 41 「O-リングの新しい使用方法」 (1975 : 7)
- 11) 機械工学辞典, 日刊工業新聞社
- 12) P. C. Paris, G. C. Sih : "Stress Analysis of Crack" Fracture Toughness Testing and Its Application ASTM STP No. 381
- 13) R. H. Sailors and H. T. Corten : "Relationship between Material Fracture Toughness using Fracture Mechanics and Transition Temperature Tests"
- 14) R. J. Roark and W. C. Young, Formulas for Stress and Strain, MC Grow Hill Co., New York (1975)
- 15) IMV TECHNICAL REPORT, 国際機械振動研究所, 1971
- 16) チュモシエンコ, 座屈理論
- 17) 安藤, 岡林著 : 原子力プラントの構造設計, 東京大学出版会
- 18) 西田正孝, 応力集中, 森北出版
- 19) LS-DYNA, USER'S MANUAL, LIVERMORE SOFTWARE TECHNOLOGY Co.

- 20) Verification of the performance of impact limiting fins
for transportation containers, Part II Monserco Limited, Sept. 5, 1986
- 21) 幾島、永田、 衝撃計算用材料データ集 (JAERI-M 88-191) , p179
- 22) ASME Code, Sec. II-D, 2003 Addenda July 1, TABLE TM-1
- 23) IAEA ST-2 Para. 701.9
- 24) 機械工学便覧, 日本機械学会編 (1987)

B. 熱解析

本解析では、一般及び特別の試験条件下における本核燃料輸送物の熱的性能を評価する。

B.1 概要

本熱解析は本核燃料輸送物の熱設計が

- ① 収納物から発生する崩壊熱の輸送容器外部への放散性が十分であること。
- ② 火災事故時における収納物等の温度上昇の抑制が十分であること。
- ③ 核燃料輸送物は低温下においても健全性が維持できること。

すなわち、技術基準に定める一般及び特別の試験条件下における熱的性能を満足し、構造強度、密封性、遮蔽能力及び未臨界性に対して健全であることを確認するためを行う。

技術基準に定める一般及び特別の試験条件下における熱的条件は次のとおりである。

(1) 一般の試験条件

- (イ) 核燃料輸送物の表面温度は、気温 38℃の日陰において 85℃を超えないこと。
- (ロ) 核燃料輸送物は 38℃の大気において太陽輻射熱を受ける。
- (ハ) 核燃料輸送物は、-40℃の環境下においても健全性が維持できること。

(2) 特別の試験条件

- (イ) 核燃料輸送物は、0.9の熱輻射率を有する 800℃の熱輻射環境に 30 分間さらされること(火災事故時評価)。火災時の核燃料輸送物は、太陽輻射熱を受ける。
- (ロ) 火災前後の核燃料輸送物は、38℃の大気において太陽輻射熱を受ける。

本核燃料輸送物の概要を以下に記述する。

本核燃料輸送物は、ステンレス鋼製フィン付きの容器の内部に燃料バスケットを保有する。その燃料バスケットには燃料要素の種類に応じた挿入孔が設けられており、挿入孔内に使用済燃料要素を収納する構造のものである。核燃料輸送物内部には、密封時において大気圧の空気が封入されている。本核燃料輸送物の冷却方法は自然冷却方式である。すなわち、使用済燃料要素から発生する崩壊熱は核燃料輸送物内の空気及び燃料バスケット構造材の中性子吸収材やステンレス鋼を通じて、容器本体及び蓋に伝わり、さらにフィンを含む外表面より大気との自然対流及び輻射により放散される。これらの熱伝達の解析は、計算モデルで行っている。

燃料要素の崩壊熱は、収納する種類により異なる。詳細を(ロ) - 第B.4表に示す。評

価には核燃料輸送物 1 基あたりの崩壊熱が最大となるよう、収納物より保守的な燃料要素（以下、燃料要素 A という。）40 体を収納した場合を想定し、その値は 2.25kW とした。

これらの崩壊熱は燃焼計算コード ORIGEN 及び ORIGEN-JR で求めた。

本解析の結果を以下に要約する。

(1) 一般の試験条件下

本核燃料輸送物の日陰における表面温度の最高は、燃料要素 A を収納した場合の容器本体表面において $\square^{\circ}\text{C}$ で、技術基準に定める 85°C を越えることはない。また太陽輻射熱を受けた場合の最高温度についても、燃料要素 A を収納した場合において生じ、 $\square^{\circ}\text{C}$ である。また最大内圧はこの時発生し、 $\square\text{MPaG}^*)$ である。これらを (ロ) 第 B. 6 表に示す。これらの値に対し、燃料被覆材のアルミニウム合金の融点は $\square^{\circ}\text{C}$ であり、また輸送容器の耐圧試験圧力（水圧）は 0.98MPaG ($10\text{kgf/cm}^2\text{G}$) 以上である。さらに -40°C の環境下における核燃料輸送物については、すべての温度が -40°C になった場合、また崩壊熱を考慮した場合も評価している。

(2) 特別の試験条件下

本条件下における最高温度は、燃料要素 A を収納した場合に生じ、燃料要素で $\square^{\circ}\text{C}$ 、輸送容器の外表面では $\square^{\circ}\text{C}$ 、密封境界におけるパッキングではドレンバルブで $\square^{\circ}\text{C}$ である。また最大内圧はこの時発生し、 $\square\text{MPaG}^*)$ である。これらを (ロ) 第 B. 8 表に示す。以上の最高温度に対し、燃料被覆材のアルミニウム合金の融点は $\square^{\circ}\text{C}$ であり、輸送容器の主要な材料のステンレス鋼の融点は $\square\text{MPaG}$ $\square^{\circ}\text{C}$ である。またパッキング材の \square の標準使用温度（常用）の最大は $\square^{\circ}\text{C}$ であり、最高使用可能温度は $\square^{\circ}\text{C}$ である。

以上の一般及び特別の試験条件下における最低温度、最高温度及び最大内圧に対して、

*) 両試験条件下での圧力上昇の値は、構造解析では一般及び特別の試験条件下で用いた圧力はそれぞれ $\square\text{MPaG}$ 及び $\square\text{MPaG}$ と安全側に評価し、各応力計算に当っては、得られた応力値を安全側に切り上げ評価し、また密封解析ではこれらの内圧が $\square\text{PaG}$ ($\square\text{kgf/cm}^2\text{G}$) まで上昇すると仮定し安全側に評価している。

核燃料輸送物は、

- ① 輸送容器の主要な材料のステンレス鋼及び燃料被覆材のアルミニウム合金は十分な靱性を有しており、低温脆性の問題はない。また、これらの材料の融点はいずれも解析値を十分上まわっている。
- ② 密封境界における容器本体・蓋接合部の□□オーリング及び各バルブのパッキング材の□□□□の標準使用温度（常用）は $-□□^{\circ}\text{C}\sim+□□^{\circ}\text{C}$ であり、解析温度はいずれもこの範囲内である。
- ③ 輸送容器の受ける熱変形及び熱応力の最大は、一般の試験条件下では燃料要素Aを収納した場合の日陰において発生し、また特別の試験条件下では JRR-3 MNU 燃料要素を収納した場合において発生する。しかし、いずれの場合においても値は極めて小さく、許容応力を下まわっている。

したがって、本核燃料輸送物は熱的性能を満足し、構造強度、密封性、遮蔽能力及び未臨界性に対して健全性が維持できる。

B.2 材料の熱的性質

熱解析に用いる各材料の熱的性質を(□)―第B.1表にまとめて示す。これらのデータは文献1)～6)から引用している。なお、燃料芯材(U-Si-Alの分散型及びU)については、各々の燃料要素内での熱伝達を評価し、妥当な位置に発熱部を設けているので、解析には用いていない(付属書類(□)-B.6.1 1項参照)。

B.3 構成要素の仕様

本核燃料輸送物に取付けられている構成要素としては、ベントバルブ、ドレンバルブ及び気密漏えい試験孔用閉止プラグがある。ベントバルブ及びドレンバルブは、完成時に耐圧試験及び気密漏えい試験を、また、燃料装荷後の発送前に気密漏えい試験を行い、密封性が確認される。パッキン材の□□□□の標準使用温度範囲（常用）は、 $-□□^{\circ}\text{C}\sim+□□^{\circ}\text{C}$ であり、最高使用可能温度は $□□^{\circ}\text{C}$ である。構成要素の仕様を(□)―第B.2表に要約する。また、材料のステンレス鋼の機械的性質については(□)―A.3及び(□)―A.4.2に、□□□□の熱的性質については(□)―C.2.1に記述する。なお本核燃料輸送物には、熱絶縁や表面塗装は施されていない。

B.4 一般の試験条件

本核燃料輸送物が、一般の試験条件下において、技術基準を満足することを以下に説明する。

B.4.1 熱解析モデル

本条件下における輸送容器各部の温度の評価は、試験モデルによらず計算モデルによって行っている。計算モデルの解析手法は次の方法による。

熱解析は核燃料輸送物の構造が非常に複雑であるので、詳細な温度分布を得るため核燃料輸送物をモデル化し、信頼性の十分な汎用解析コード ABAQUS を使用して行う。

熱解析コード ABAQUS は、定常、非定常のいずれの解も得ることができ、一次元、二次元あるいは三次元の流れ（直交座標系、円筒座標系あるいは極座標系）、任意の形状や構造に対して解くことが可能である。

手法による計算を行った部分については、後述の付属書類(ロ)-B.6.1、(ロ)-B.6.2 及び(ロ)-B.6.4 に示す。

(ウ) - 第B.1表 熱的性質 (その1)

1. SUS ^{1), 2)}

温度 t (°C)	密度 ρ (kg/m ³)	比熱 C _p (J/gK)	熱伝導率 k (W/mK)
-40			
0			
200			
400			
800			

融点 = °C、輻射率 $\epsilon = 0.15$

2. Al 合金^{3, 4, 5)}

温度 t (°C)	密度 ρ (kg/m ³)	比熱 C _p (J/gK)	熱伝導率 k (W/mK)
-40			
20			
100			
300			

融点 = °C、輻射率 $\epsilon = 0.11$

3. 中性子吸収材 ()⁶⁾

温度 t (°C)	密度 ρ (kg/m ³)	比熱 C _p (J/gK)	熱伝導率 k (W/mK)
25			

融点 = °C

(ロ) - 第B.1表 熱的性質 (その2)

4. 空気³⁾

温度 (°C)	比重量 γ (kg/m ³)	比熱 C_P (J/gK) [(kcal/kg°C)]	粘性係数 η (kg s/m ² ×10 ⁻⁶)	動粘性係数 ν (m ² /s×10 ⁻⁴)	熱伝導率 k (W/mK) [(kcal/mhr°C)]	温度伝導率 a (m ² /hr)
-50	1.533	1.005 [0.240]	1.49	0.095	0.0200 [0.0172]	0.0468
-20	1.348	1.005 [0.240]	1.65	0.120	0.0224 [0.0193]	0.0597
0	1.251	1.005 [0.240]	1.76	0.138	0.0241 [0.0207]	0.0689
20	1.166	1.005 [0.240]	1.86	0.156	0.0257 [0.0221]	0.0789
40	1.091	1.009 [0.241]	1.95	0.175	0.0272 [0.0234]	0.0892
60	1.026	1.009 [0.241]	2.05	0.196	0.0287 [0.0247]	0.100
80	0.968	1.009 [0.241]	2.14	0.217	0.0302 [0.0260]	0.111
100	0.916	1.013 [0.242]	2.23	0.239	0.0316 [0.0272]	0.123
120	0.869	1.013 [0.242]	2.32	0.262	0.0331 [0.0285]	0.135
140	0.827	1.017 [0.243]	2.40	0.285	0.0345 [0.0297]	0.148
160	0.789	1.017 [0.243]	2.48	0.308	0.0359 [0.0309]	0.161
180	0.754	1.022 [0.244]	2.56	0.333	0.0372 [0.0320]	0.174
200	0.722	1.026 [0.245]	2.64	0.358	0.0386 [0.0332]	0.188
250	0.652	1.034 [0.247]	2.83	0.426	0.0418 [0.0359]	0.223
300	0.596	1.047 [0.250]	3.01	0.495	0.0449 [0.0386]	0.259
350	0.548	1.059 [0.253]	3.18	0.569	0.0479 [0.0412]	0.298
400	0.508	1.068 [0.255]	3.34	0.645	0.0508 [0.0437]	0.337
500	0.442	1.093 [0.261]	3.65	0.810	0.0562 [0.0483]	0.419
600	0.391	1.118 [0.267]	3.94	0.989	0.0613 [0.0527]	0.506
800	0.319	1.156 [0.276]	4.47	1.37	0.0709 [0.0610]	0.693

圧力: 0.098MPa (1 kgf/cm²) (飽和水蒸気を除く)

(ロ) - 第B.2表 構成要素の仕様

項目 位置	使用目的	形状	主要材質	密封部材質	閉止プラグ材質	試験温度	試験圧力
ベントバルブ	空気抜き	(イ) - 第C.4図及び (イ) - 第C.9図参照	ステンレス鋼	ステム(弁座): ステンレス鋼 ガスケット: □	ステンレス鋼	常温	耐圧試験 0.98MPaG (10 kgf/cm ² G) 以上 水圧 気密漏えい試験 0.42 MPaG 以上 気圧 (空気、窒素)
ドレンバルブ	水抜き	(イ) - 第C.4図及び (イ) - 第C.9図参照	ステンレス鋼	ステム(弁座): ステンレス鋼 ガスケット: □	ステンレス鋼	常温	0.42 MPaG 以上 気圧 (空気、窒素)
気密漏えい試験 孔用閉止プラグ	漏えい試験 孔の閉止	(イ) - 第C.16図参照	ステンレス鋼	O-リング: □	ステンレス鋼	—	—

B.4.1.1 解析モデル

本核燃料輸送物の冷却方法は自然冷却方式である。使用済燃料要素から発生する崩壊熱は、核燃料輸送物内の空気及び燃料バスケット構造材の中性子吸収材やステンレス鋼を通じて容器本体及び蓋に伝わり、さらにフィンを含む外表面より大気其自然対流及び輻射により放散される。

なお、解析に当って、モデルは次の理由により変形及び破損はないものとしている。つまり、一般の試験条件下の落下試験等における輸送容器の変形及び破損は、容器外表面のフィンの極めて局所的な変形にとどまり、そのフィンの変形量も極めてわずかである。フィンは飛散することはないので受熱、断熱の効果は相殺されると考えられる。

以上にしたがって、本項では、

- (1) 解析項目及び解析条件
- (2) 崩壊熱
- (3) 評価モデル
- (4) 核燃料輸送物内部の熱伝達
- (5) 核燃料輸送物外部の熱伝達

に分けて記述する。

1. 解析項目及び解析条件

解析は、以下の3つの環境下においた場合の核燃料輸送物の温度等の評価について行う。解析条件を(ロ)―第B.3表に示す。

- i) 日陰における温度評価を行い、容器外表面の温度が技術基準に定める85℃以下を満足することを示す。
- ii) 太陽輻射熱を考慮することにより核燃料輸送物の最高温度等を評価する。
- iii) 環境温度-40℃における核燃料輸送物の温度を評価する。

2. 崩壊熱

本輸送容器に収納する燃料要素は3種類である。

各燃料要素の崩壊熱は燃焼計算コードORIGEN及びORIGEN-JRで求めた。これを(ロ)―第B.4表にまとめて示す。

解析モデルにおける燃料要素1体あたりの発熱体としては、燃料要素内の熱伝達を評価し、角型形状の標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素については燃料バスケットへの伝熱が支配的な側板に、また円形断面のJRR-3 MNU燃料要素については外筒の

燃料被覆管にそれぞれ仮定する。また、それらの崩壊熱は、その位置で均一に発生するものとする。

(v) - 第B. 3表 一般の試験条件下の熱的条件

(1) 環境条件

評価項目 条 件	i) 日陰における 温度評価	ii) 最高温度評価	iii) 最低温度評価
環境温度	38 °C	38 °C	-40 °C
太陽輻射熱	なし	あり	なし
周囲輻射率	1.0	1.0	1.0
表面輻射率	0.15	0.15	0.15

(2) 太陽輻射熱による伝熱量 (IAEA 規則 1996 年版 2003 年改訂)

核燃料輸送物表面の形状及び位置	1日あたり12時間の輻射入熱 (単位: W/m ²)
(1) 水平に輸送される平面 (イ) 下向きの表面 (ロ) 上向きの表面	0 800
(2) 垂直に輸送される表面及び 水平に輸送されない下向きの表面	200
(3) その他の表面	400

(ロ)一第B.4表 総 崩 壊 熱

バスケット	角 型 用	角 型 用 (スペーサ付)	MNU 用	角 型 用
原 子 炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
燃料要素	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フオロワ型 燃料要素	MNU 燃料要素	評価用 燃料要素A
全装荷数 (体)	40 以下	40 以下	160 (本) 以下	40 以下
崩壊熱 (W/基)	2.24×10^3 以下	1.43×10^3 以下	7.24×10^4 以下	2.25×10^3 以下
1体当たり の崩壊熱 (W/体)	56.00 以下	35.75 以下	0.4525 (W/本)以下	56.25 以下

3. 評価モデル

本輸送容器に収納する燃料要素は3種類である。

JRR-3 シリサイド標準型及び JRR-3 シリサイドフォロー型については角型用バスケットに、JRR-3 MNU 燃料要素は MNU 用バスケットに収納するので、燃料バスケットは2種類である。したがって、解析のための評価モデルとしては、以下に示すように燃料バスケット2種類について考える。上記の燃料要素を収納する2種類の燃料バスケットについては、崩壊熱の最も大きい燃料要素を収納した場合を考える。

3.1 角型用バスケット収納時の評価モデル

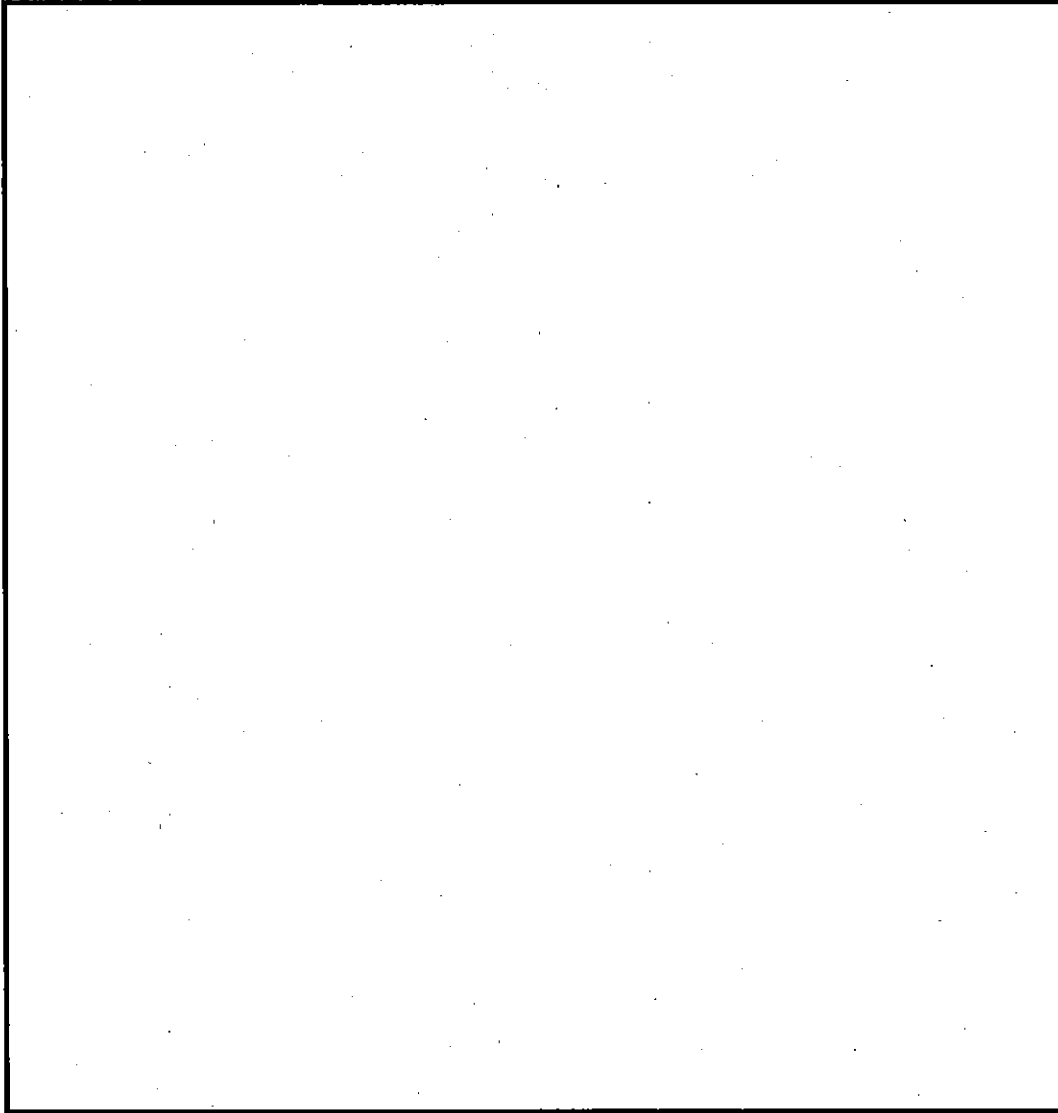
角型用バスケットには JRR-3 シリサイド標準型及び JRR-3 シリサイドフォロー型の2種類の燃料要素を収納する。

解析モデルとしては、燃料要素、燃料バスケット及び輸送容器をモデル化し、輸送容器及び燃料バスケットの構造は1/4対称であるので、中心角 90° の1/4セクターの三次元モデルを採用している。

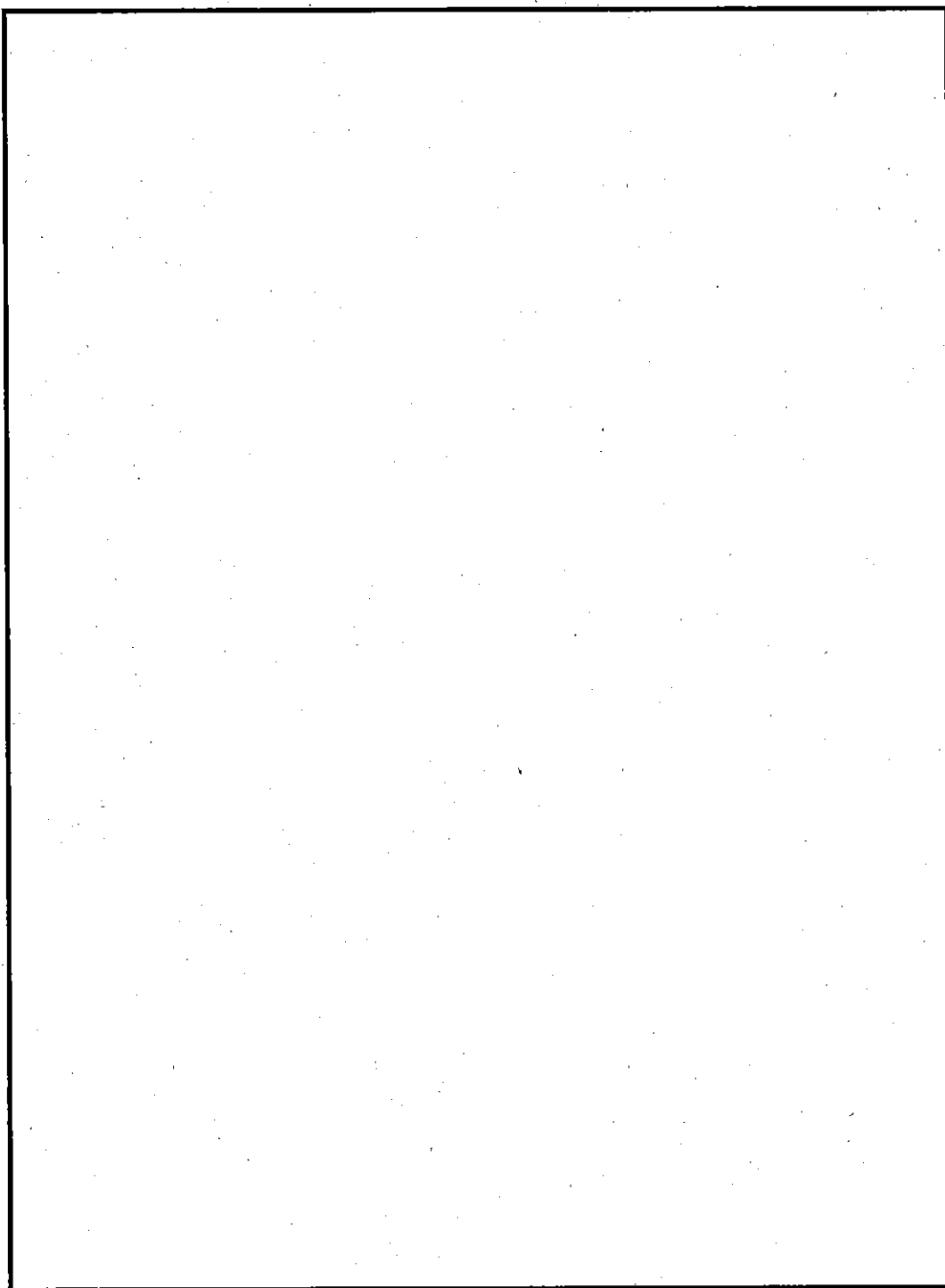
本解析モデルの全体図、軸方向断面図及び燃料要素を横切る径方向断面図をそれぞれ (p)-第B.1図、(p)-第B.2図及び(p)-第B.3図に示す。

燃料要素の種類としては、前述したように崩壊熱が最大の燃料要素Aとしている。

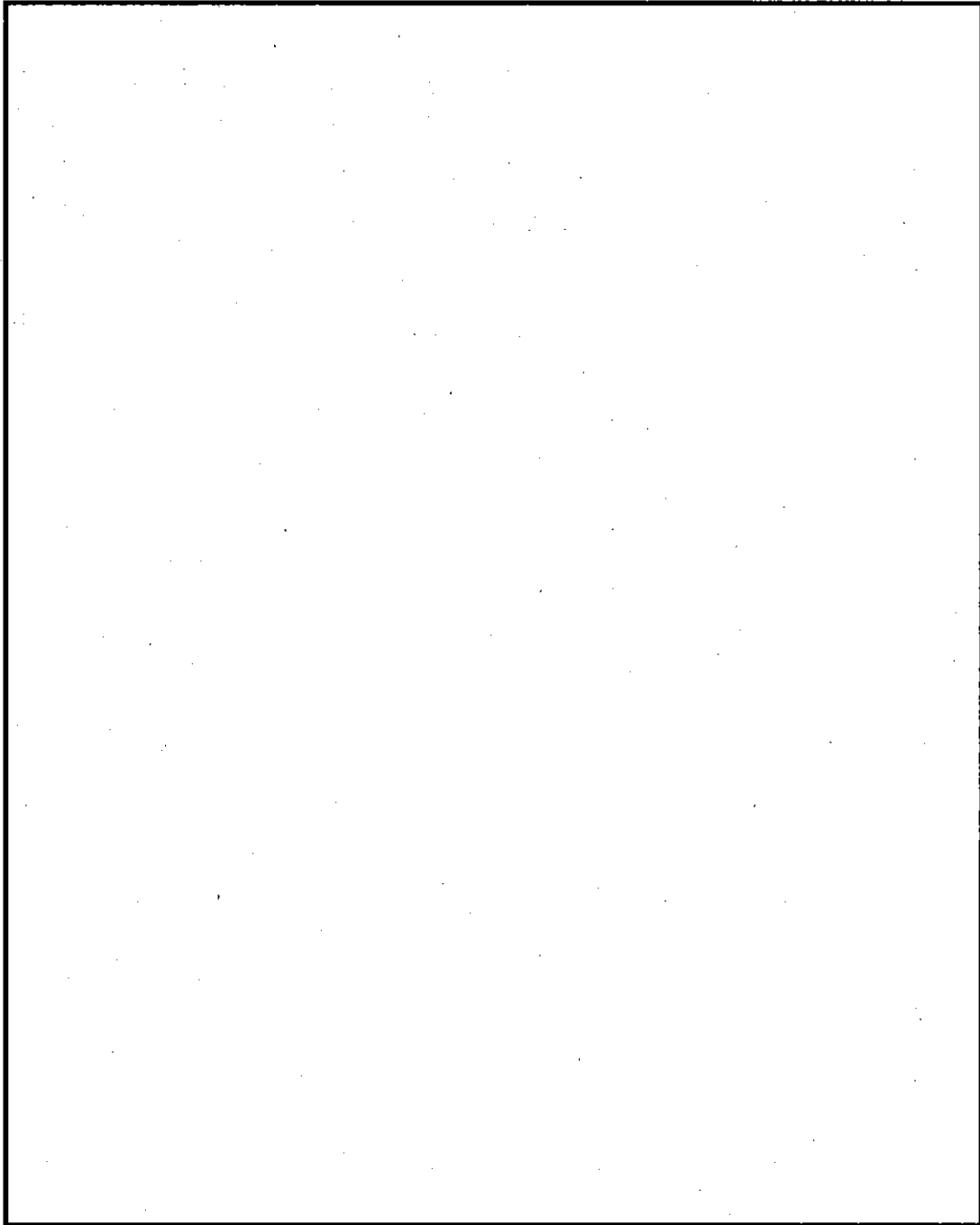
詳細な熱伝達については、本項の4及び付属書類(p)-B.6.1及び(p)-B.6.2で述べる。



(ロ) -第B. 1 図 角型用バスケット収納時の評価モデルの全体図
(燃料要素A収納時)



(ロ)-第B.2図 角型用バスケット収納時の評価モデルの軸方向断面図 (燃料要素A収納時)



(ロ) -第B. 3図 角型用バスケット収納時の評価モデルの径方向断面図 (燃料要素A収納時)

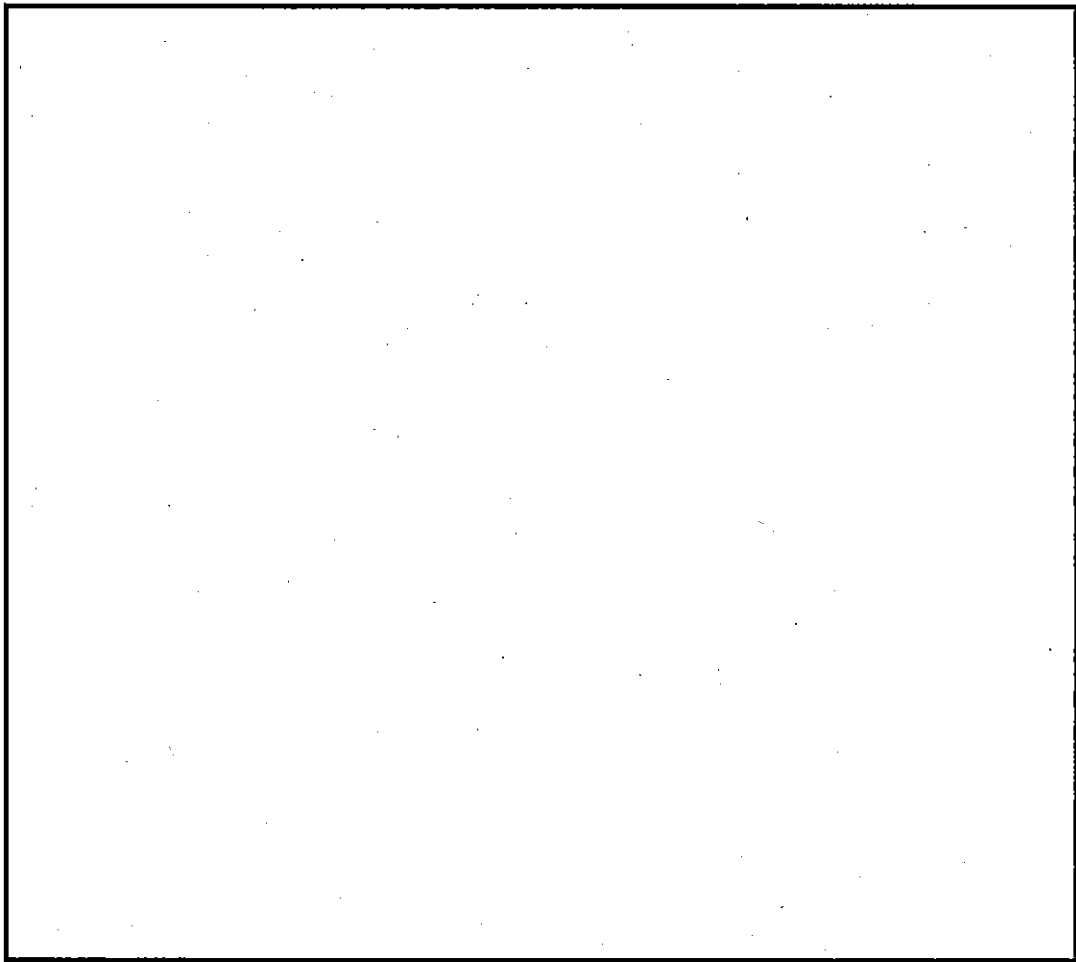
3.2 MNU用バスケット収納時の評価モデル

MNU用バスケットにはJRR-3 MNU燃料要素を収納する。

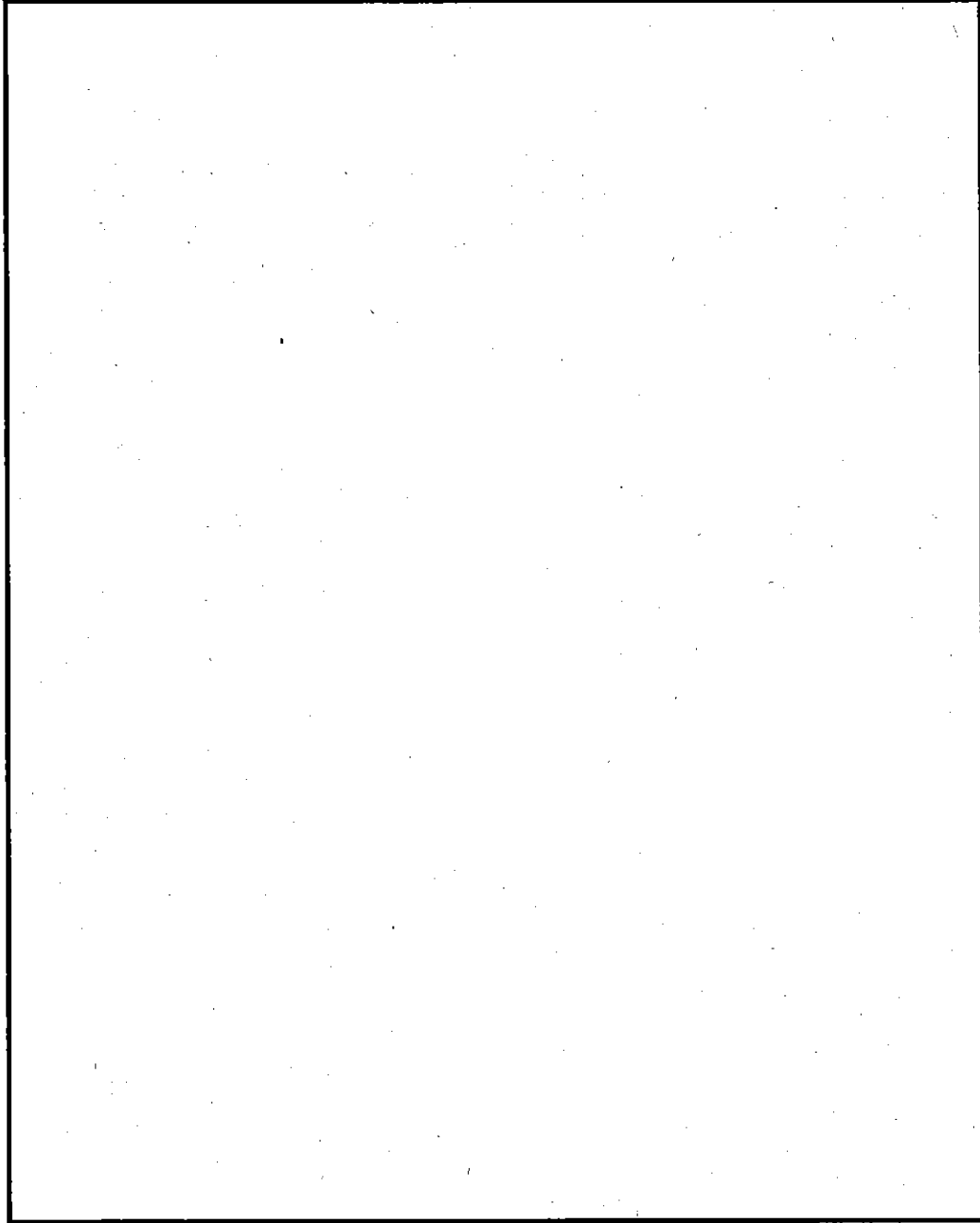
このバスケットは、角型用バスケットと大きく異なった形状をしている。すなわち燃料バスケット周辺に大きな空気層が存在している。このため、胴内壁（側壁）への伝熱は微少であり、崩壊熱のほとんどが燃料芯材、被覆管あるいは角型パイプを通じて燃料バスケット底板経由で容器本体に流れるものと考えられる。そこで、解析モデルは、燃料被覆管を発熱部とし、熱はそこから燃料バスケット底板を通じて容器本体に流れるものとする。また、解析モデルは角型用バスケットと同様に、構造の対称性を考慮して中心角 90° の1/4セクターの三次元モデルでモデル化する。

本解析モデルの全体図、軸方向断面図及び燃料要素を横切る径方向断面図をそれぞれ (a) - 第B. 4図、(b) - 第B. 5図及び(c) - 第B. 6図に示す。

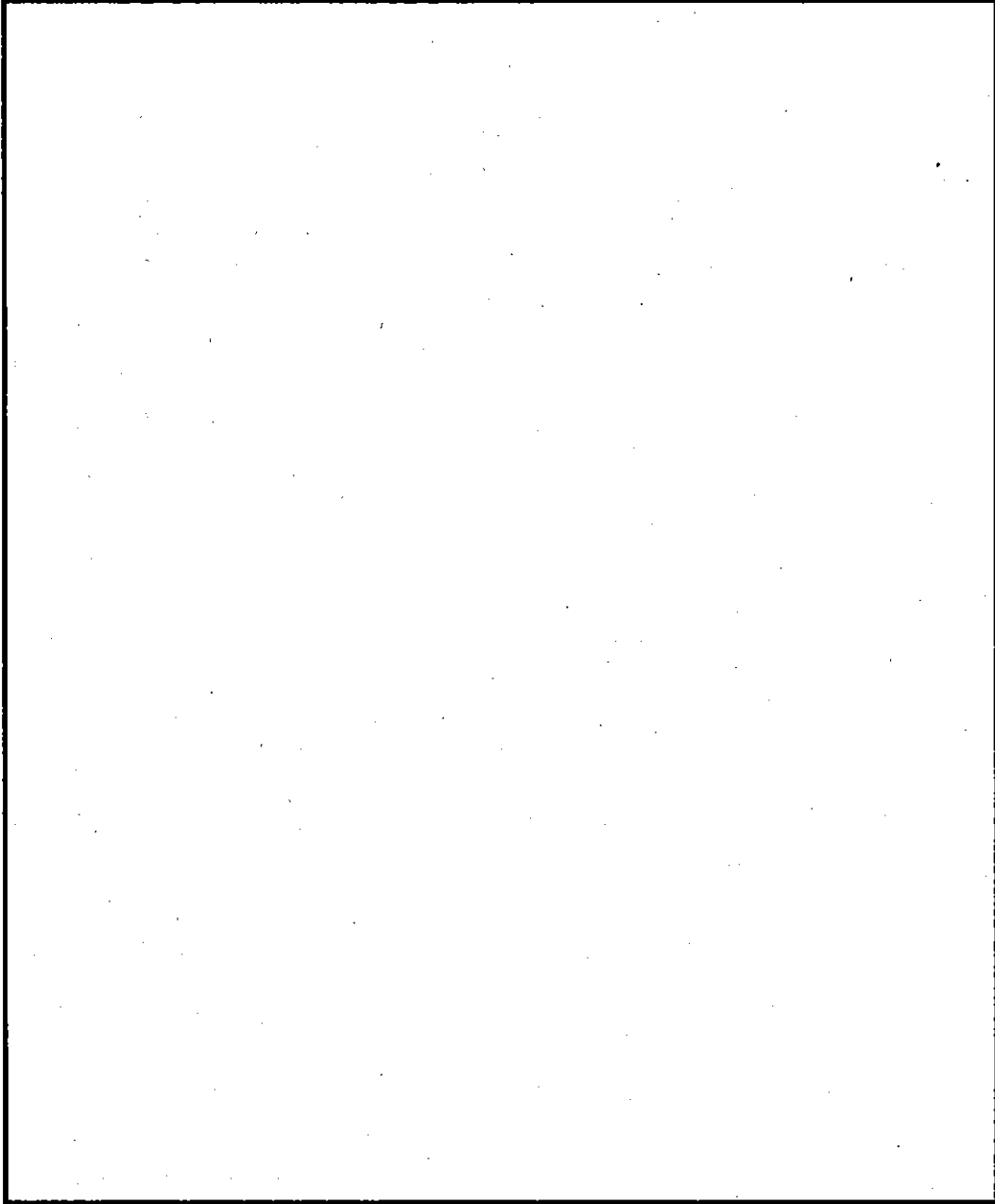
詳細な熱伝達については、本項の4及び付属書類(a) - B. 6.1 及び(b) - B. 6.2で述べる。



(ロ)-第B.4図 MNU用バスケット収納時の評価モデルの全体図
(JRR-3 MNU 燃料要素収納時)



(ロ) -第B.5図 MNU用バスケット収納時の評価モデルの軸方向断面図 (TRR-3 MNU 燃料要素収納時)



(ロ)-第B.6図 MNU用バスケット収納時の評価モデルの径方向断面図 (TRR-3 MNU燃料要素収納時)

4. 核燃料輸送物内部熱伝達

各バスケットを収納した場合の核燃料輸送物内における熱伝達について以下に記述する。

4.1 角型用バスケット収納時の核燃料輸送物内部熱伝達

固体材料内では伝導による熱伝達を考える。

輸送容器内部の空気層に対しては、各位置において対流と伝導のどちらが支配的であるか検討を加えて、さらに輻射の有効性を考慮して熱伝達の評価を行う。たとえば、燃料要素Aを収納した場合においては、中心軸付近にある中性子源挿入孔と燃料要素から上に存在する空気層において対流が支配的であり、他の位置では伝導の方が対流よりも勝っている。輻射による熱伝達を考慮した所は、燃料要素側板と燃料バスケット格子側面間、燃料バスケット上面と蓋内壁間、燃料バスケット側面と容器本体内壁間、未臨界測定用中性子源挿入孔における上部底板と蓋内壁間、それに燃料要素上部空間における燃料要素上面と蓋内壁間である。また、燃料要素側板と燃料バスケット格子側面間、燃料要素下面と燃料バスケット上部底板間、燃料バスケット下面と燃料バスケット上部底板間、燃料バスケット上部底板と燃料バスケット下部底板の間、燃料バスケット下部底板と容器本体底板間、燃料バスケット上面と蓋内壁間、燃料バスケット側面と容器本体内壁間、さらに燃料バスケットの構造上、中性子吸収材と仕切板間の隙間については、それぞれ妥当な空気層厚さを仮定して空気の伝導による熱伝達を考える。伝熱面積及び伝熱距離については実際に即した値を用いて評価を行う。

なお、核燃料輸送物内部熱伝達についての詳細は付属書類(ロ)－B.6.1 にまとめて記述する。

4.2 MNU用バスケット収納時の核燃料輸送物内部熱伝達

固体材料内では伝導による熱伝達を考える。

この燃料バスケットはB.4.1.1 3.2項に示すように、角型用バスケットと大きく異なり、燃料バスケット周辺に大きな空気層が存在している。また、この燃料バスケットに収納されるJRR-3 MNU燃料要素の崩壊熱は小さい。そのため、燃料要素から容器本体内壁間等への対流・輻射による熱伝達は微少であり、崩壊熱のほとんどが燃料芯材、被覆管あるいは角型パイプを通じて燃料バスケット底板経由で容器本体に流れるものと考えられる。

解析では、収納される JRR-3 MNU 燃料要素の断面がほぼ円形であるため、発熱は外筒の燃料被覆管で周方向に均一であるとし、その内部の燃料芯材は断熱体として扱う。また、角型パイプはモデル化せず、燃料要素の崩壊熱は燃料被覆管のみから燃料バスケット底板を通して容器本体底板に熱伝達されるものとする。

この場合、燃料要素下面と燃料バスケット底板上面間、また、燃料バスケット底板下面と容器本体底板間についてはそれぞれ妥当な空気層厚さを仮定して空気の伝導による熱伝達を考える。伝熱面積及び伝熱距離については、実際に即した値を用いて評価を行う。

なお、核燃料輸送物内部熱伝達についての詳細は付属書類(α)-B.6.1 にまとめて記述する。

5. 核燃料輸送物外部熱伝達

核燃料輸送物の外表面における熱伝達について以下に記述する。

核燃料輸送物周囲の外部環境条件は、(α)-第 B.3 表に示したとおりである。

熱伝達法としては、周囲空気の対流によるものと周囲空気への輻射による放熱を考える。

対流項の熱伝達係数推定には、各位置に応じた信頼性の高い経験式を適用する。すなわち、フィンと容器本体側面に対しては垂直平板の自然対流式、容器本体上面に対しては、上向き熱面の自然対流式、そして容器本体底面に対しては、下向き熱面の自然対流式をそれぞれ用いて評価を行う。輻射項で重要な外表面の形態係数は、各位置で実際に即した形状で算出する。すなわち、フィンのない部分の輸送容器外表面については形態係数を 1 とし、フィンのついている輸送容器外表面については、フィンに囲まれた面と外側の空気との輻射として扱う。フィンについては、端面での形態係数は 1 とし、平面は各位置ごとにそれぞれに対応する外部雰囲気モデル化した閉空間を設定し、ABAQUS コードで各部の形態係数が算出される。またフィン間の輻射熱交換も考慮する。なお、輻射率は、輸送容器本体等外表面、フィンともに 0.15 とする。

フィンの形状は実際に即してモデル化している。また一般の試験条件の落下試験等における輸送容器の変形及び破損については前述したようにないものとして取扱う。

太陽輻射熱については、各位置ごとに(ロ)－第B. 3表にもとづいて対応する吸収熱量を求めて輸送容器外表面に与えて評価を行う。

なお、外部熱伝達についての詳細は、付属書類(ロ)－B. 6.2にまとめて示す。

B.4.1.2 試験モデル

計算モデルを採用し、試験モデルは採用していない。

B.4.2 最高温度

(ロ)－B.4.1.1で述べた解析条件及びモデルにもとづき、ABAQUSコードを用いて求めた本核燃料輸送物の一般の試験条件下におけるi)日陰における温度評価及びii)最高温度評価結果について以下に記述する。

1. 日陰における温度評価

本評価では、日陰において38℃の大気中に核燃料輸送物を静置した場合の熱平衡に達した時の温度分布を求める。

2種類の燃料バスケットに対して得られた結果を(ロ)－第B. 5表にまとめて示す。

燃料要素Aを収納した角型用バスケット評価モデルの主要な断面における温度分布を(ロ)－第B. 7図及び(ロ)－第B. 8図に、JRR-3 MNU燃料要素を収納したMNU用バスケット評価モデルの主要な断面における温度分布を(ロ)－第B. 9図及び(ロ)－第B. 10図に示す。

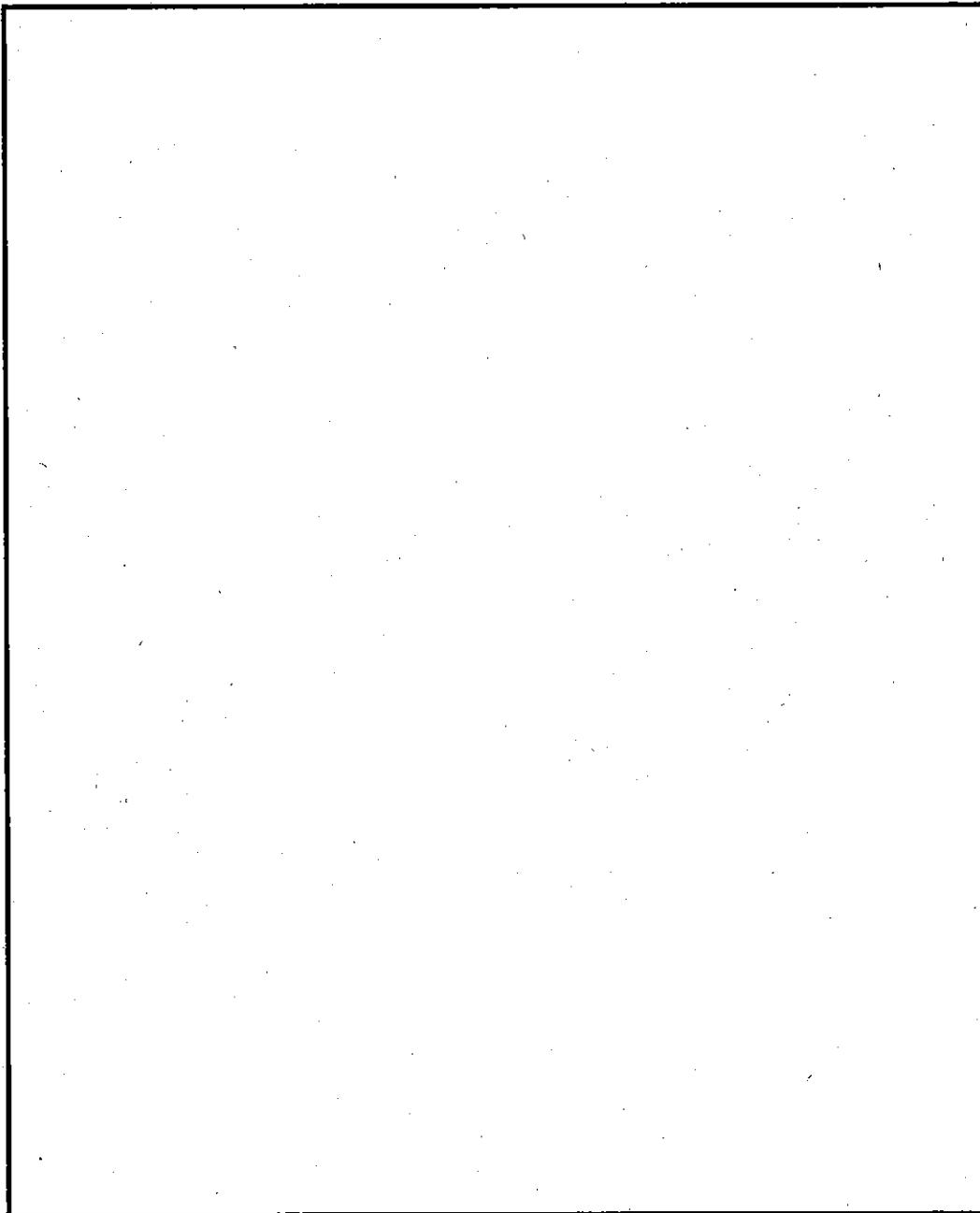
この結果、輸送容器表面での最高温度は、最大崩壊熱を発生する燃料要素Aを収納した場合において容器本体底部中央外表面で□℃である。したがって、いずれの種類の燃料要素を収納した場合においても、本核燃料輸送物の表面温度は技術基準に定める気温38℃の日陰において85℃を超えることはない。

(v)-第B.5表 日陰における温度評価結果

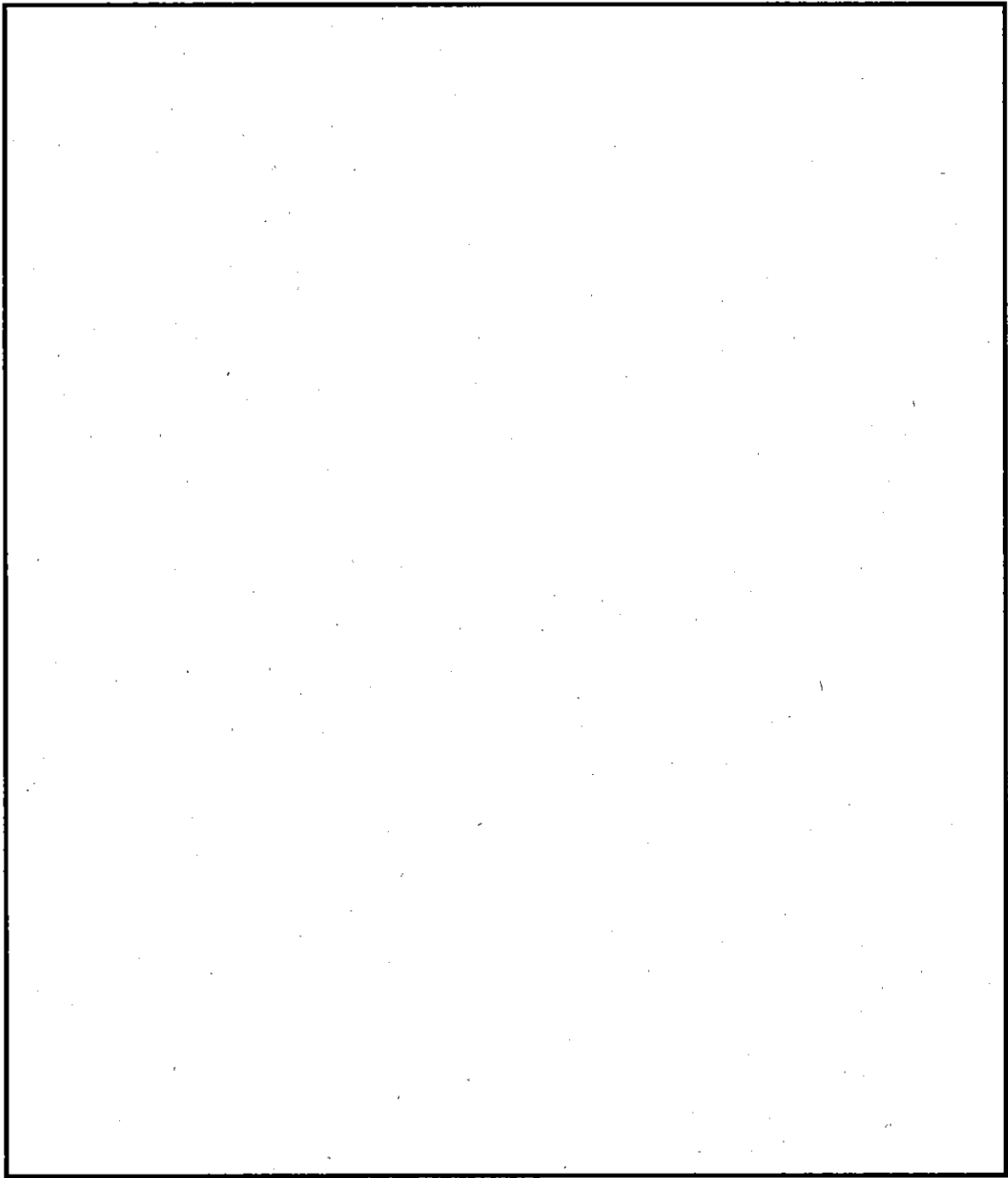
(単位: °C)

位置		バスケット名	角型用バスケット	MNU用バスケット
		燃料要素	燃料要素A	JRR-3 MNU 燃料要素
内部	燃料要素			
	燃料バスケット 中心軸付近			
	燃料バスケット 外壁			
輸送容器	内壁 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	O-リング部			
	蓋締付けボルト			
	ベントバルブ			
	ドレンバルブ			
	外表面 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
頭部フィン先端				
胴部	〃			
底部	〃			
最大内圧 (MPaG) *1				

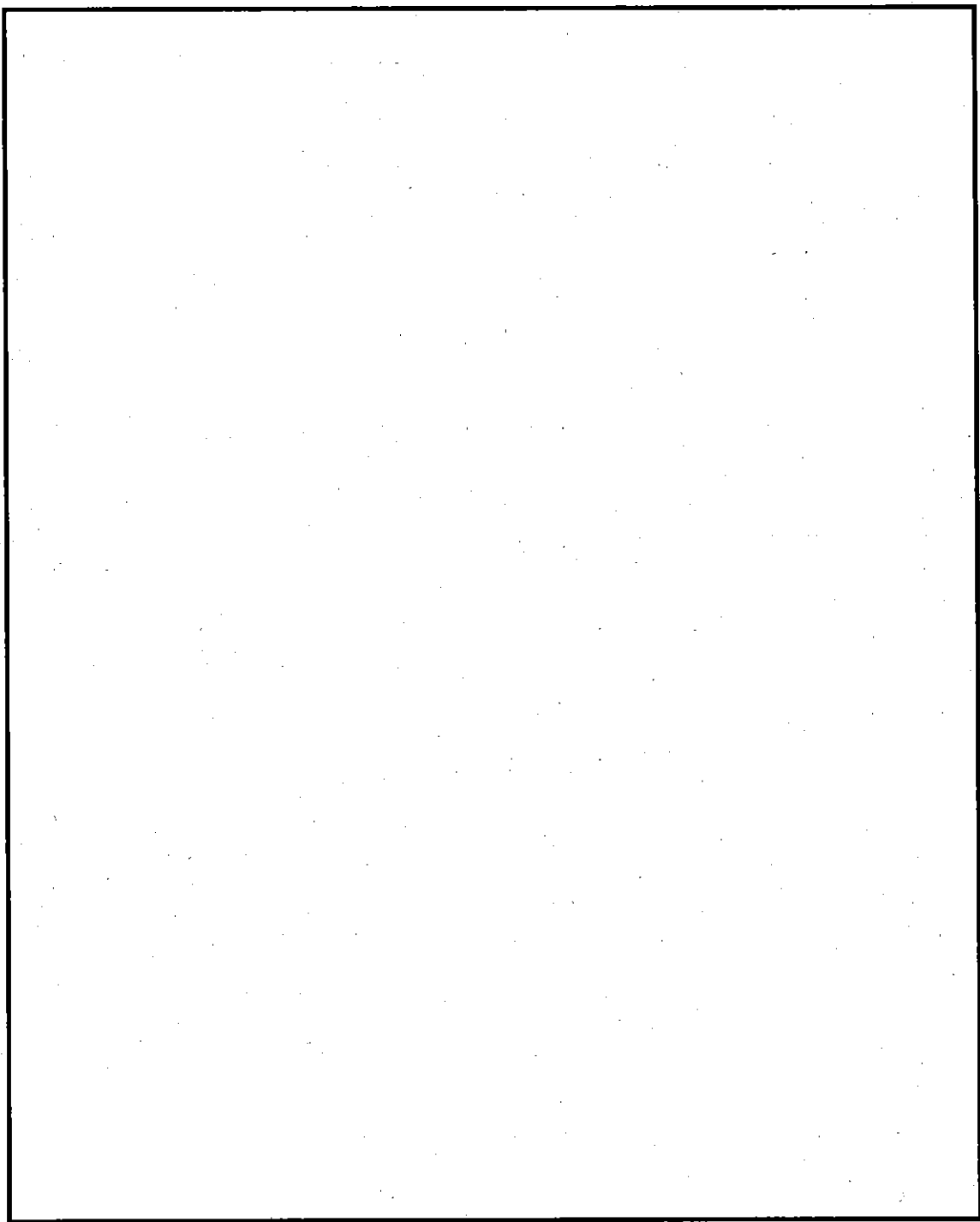
*1 本核燃料輸送物は燃料要素を収納し、熱平衡に達した後密封する。



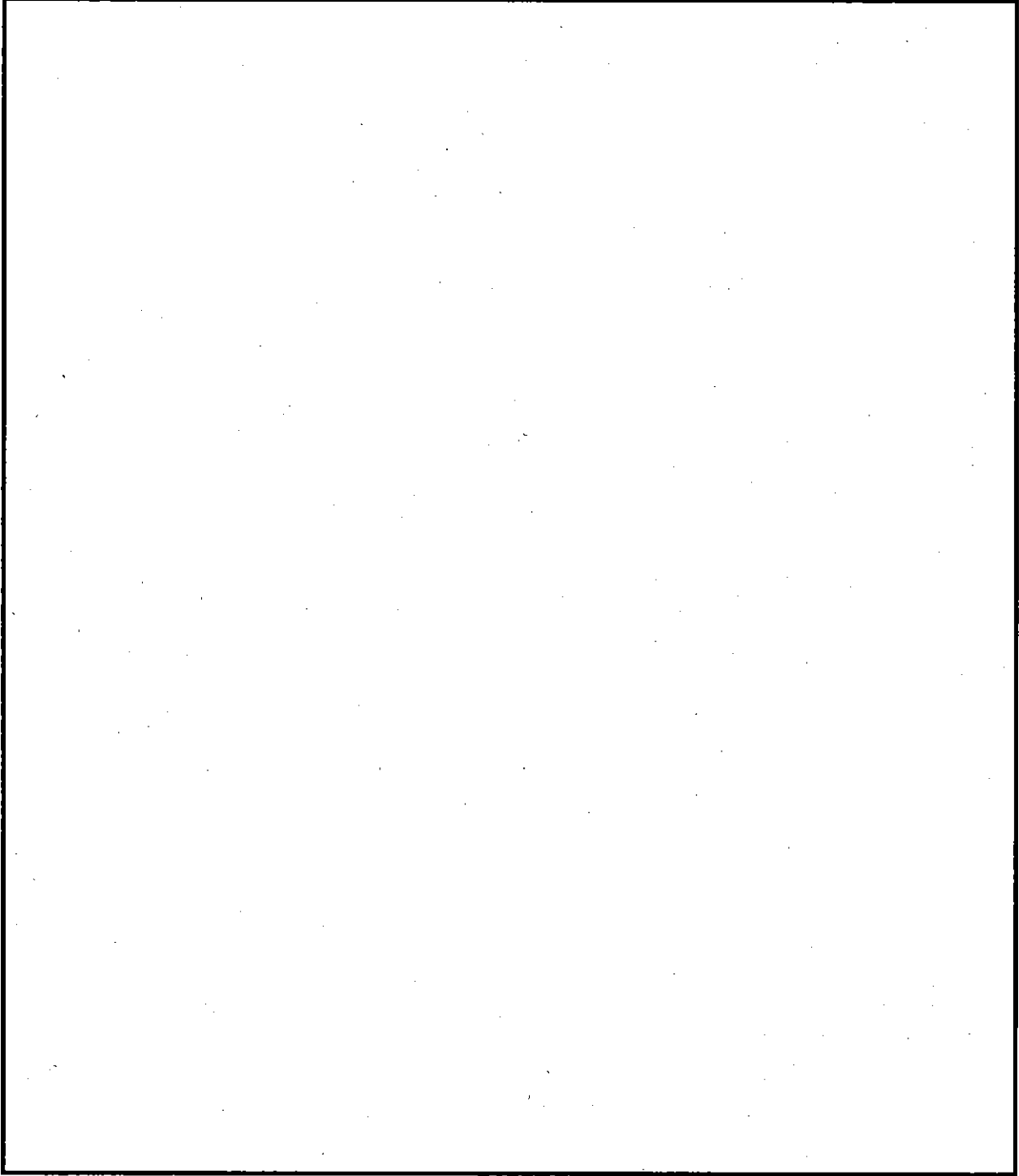
(ロ)-第B.7図 燃料要素A収納時の日陰における温度結果 (軸方向断面)



(ロ)-第B.8図 燃料要素A収納時の日陰における温度結果 (径方向断面)



(ロ) -第B.9図 JRR-3 MNU 燃料要素収納時の日陰における温度結果 (軸方向断面)



(ロ) - 第B.10図 JRR-3 MNU 燃料要素収納時の日陰における温度結果 (径方向断面)

2. 最高温度評価

本評価では核燃料輸送物が 38℃の大気中において、太陽輻射熱を受けながら静置している場合の熱平衡に達した時の温度を求める。

解析により得られた核燃料輸送物各部における最高温度は(ロ)-第B. 6表に示した値に要約される。この表には参考のために前項の日陰における温度評価の結果もあわせて示す。

燃料要素Aを収納した角型用バスケット評価モデルの主要な断面における温度分布を(ロ)-第B. 11図及び(ロ)-第B. 12図に、JRR-3 MNU 燃料要素を収納した MNU 用バスケット評価モデルの主要な断面における温度分布を(ロ)-第B. 13図及び(ロ)-第B. 14図に示す。

結果を要約すると、核燃料輸送物各部の最高温度は、最大崩壊熱の燃料要素Aを収納した場合においても燃料要素において □℃である。これは燃料被覆材のアルミニウム合金の融点 □℃以下である。また、密封境界でのパッキングの最高温度は、本体容器・蓋接合部の □○リングのパッキングで □℃である。これはパッキングの材料の □ の標準使用温度範囲(常用)の最高 □℃以下である。したがって、本核燃料輸送物はいずれの種類燃料要素を収納した場合においても、気温 38℃の環境下で太陽輻射熱を受けても密封性能が保持される。

(ロ) - 第B.6表 (その1) 最高温度評価結果

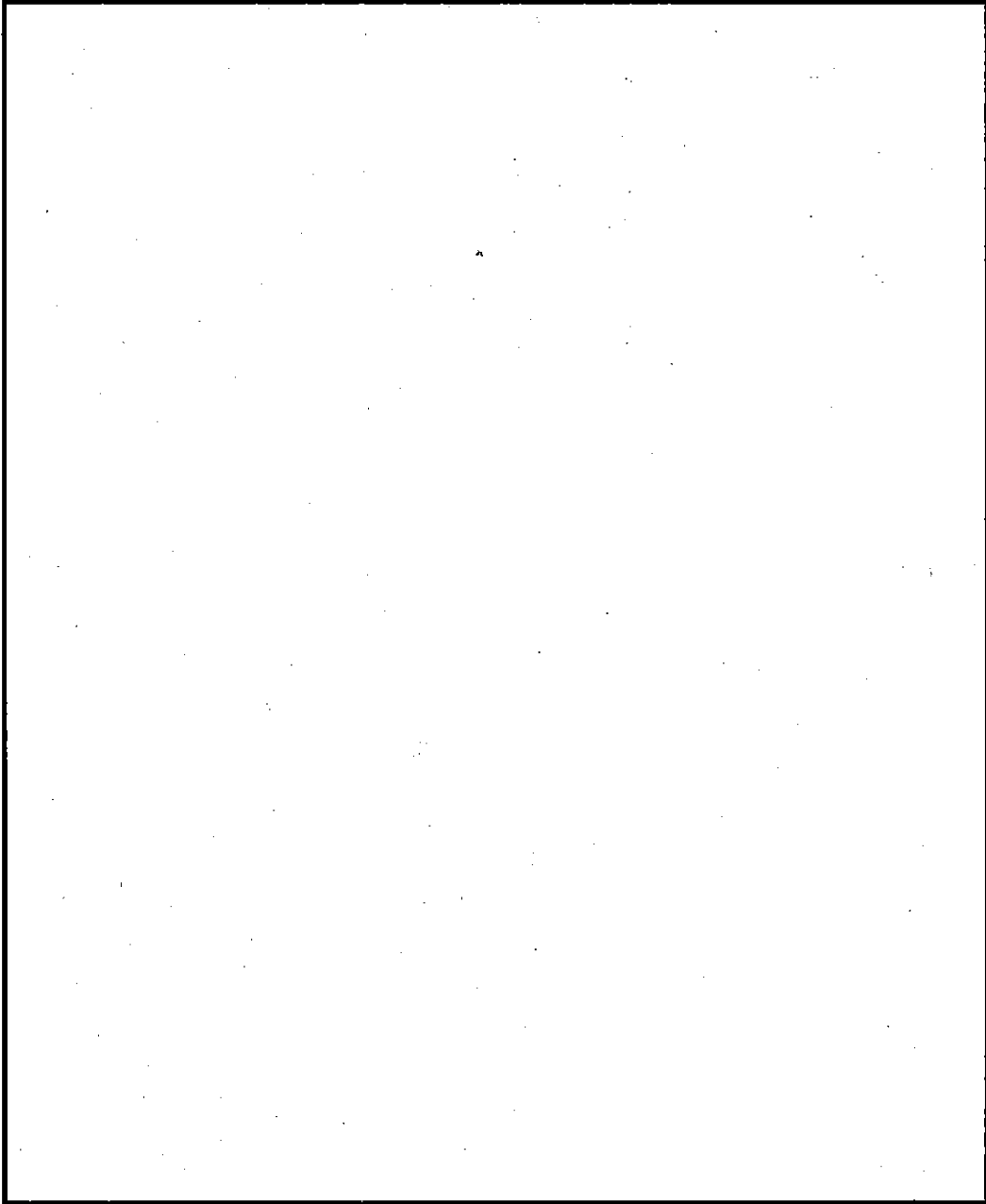
・燃料要素Aを収納した角型用バスケットの場合

位置		日陰における温度 (°C)	最高温度 (°C)	最大内圧 (MPaG)
内部	燃料要素			
	燃料バスケット中心軸付近			
	燃料バスケット外壁			
輸送容器	内壁 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	オーリング部			
	蓋締付けボルト			
	ベントバルブ			
	ドレンバルブ			
	外表面 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	頭部フィン先端			
胴部	〃			
底部	〃			

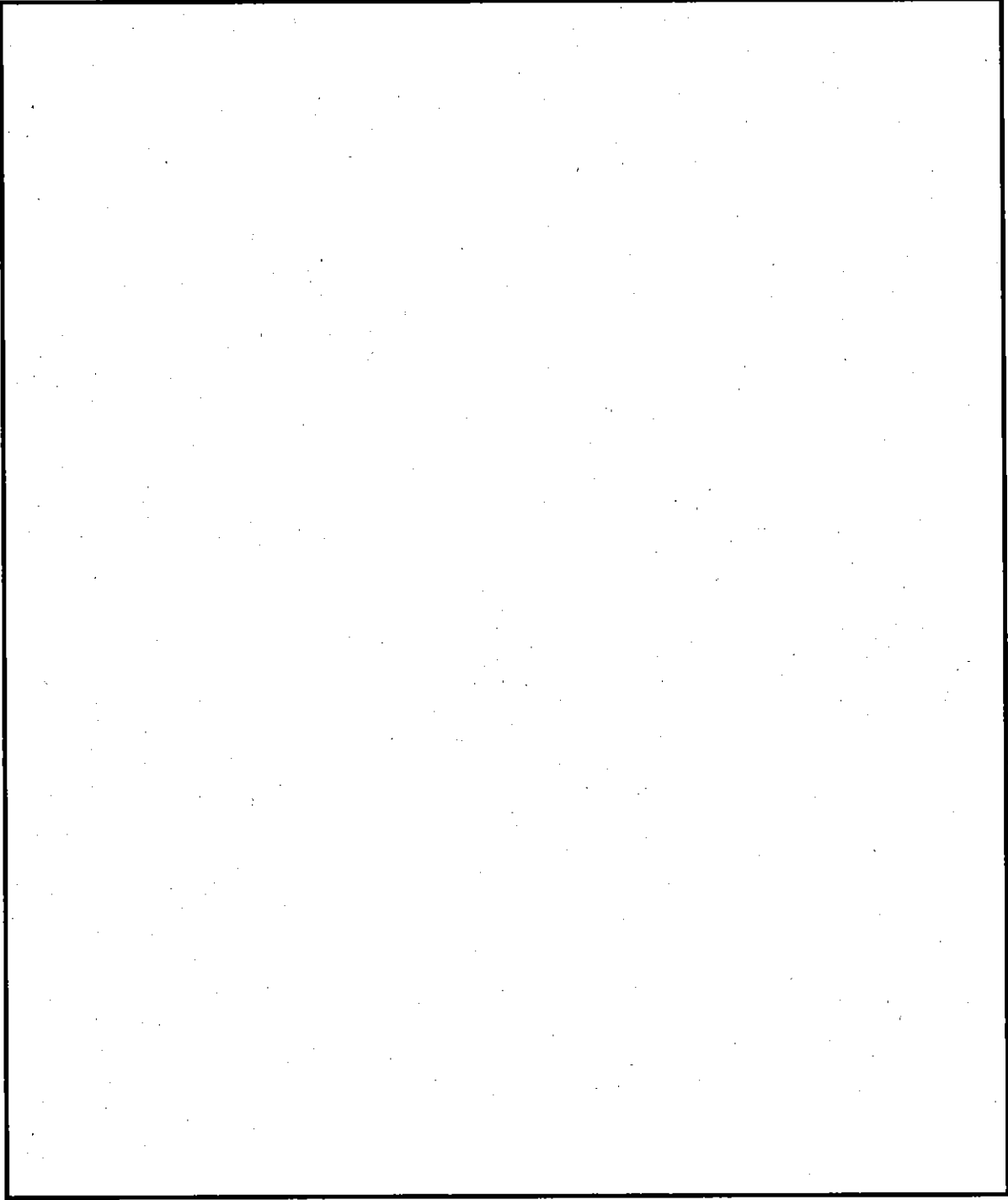
(ロ) - 第B.6表 (その2) 最高温度評価結果

・ JRR-3 MNU 燃料要素を収納した MNU 用バスケットの場合

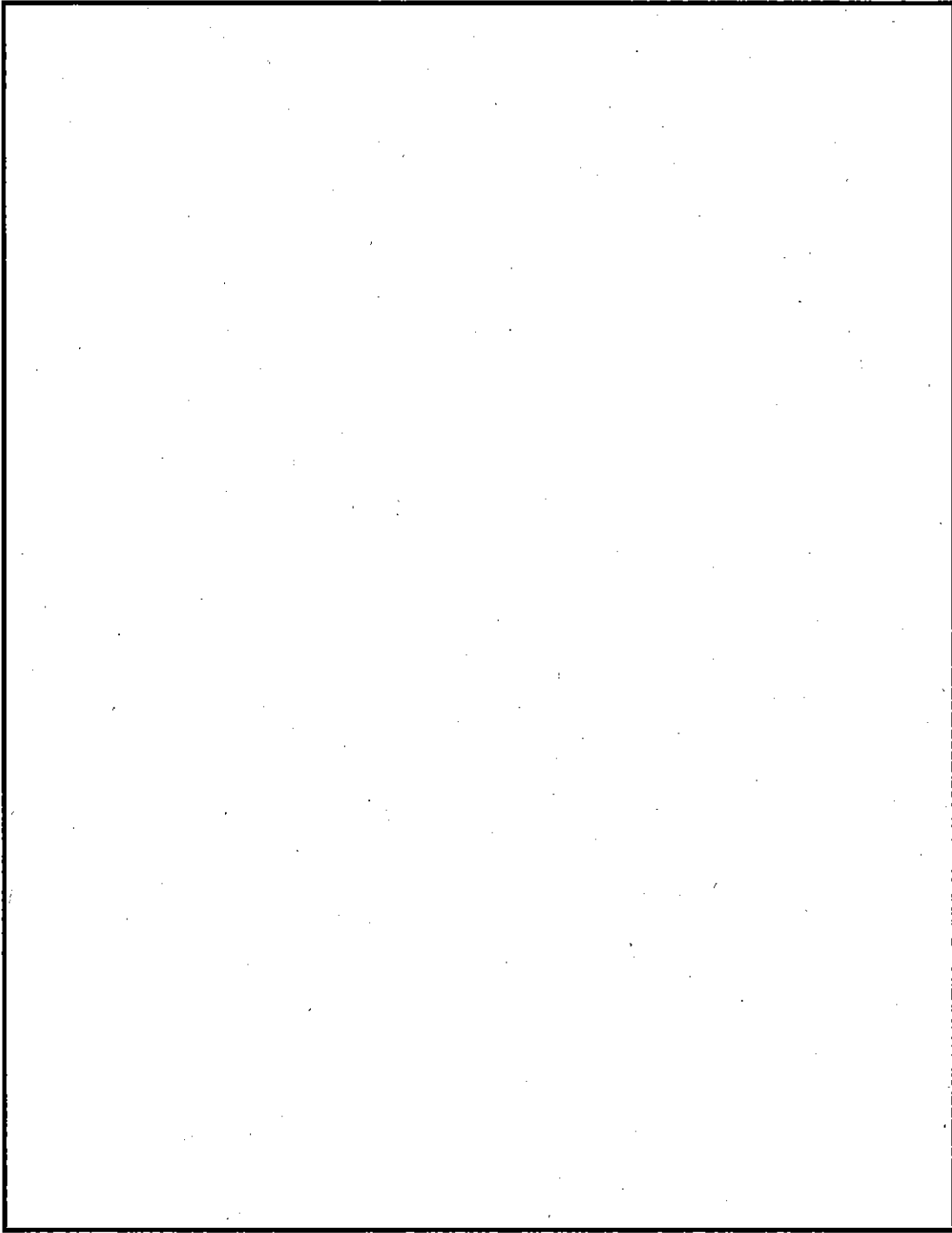
位置		日陰における温度 (°C)	最高温度 (°C)	最大内圧 (MPaG)
内部	燃料要素			
	燃料バスケット中心軸付近 燃料バスケット外壁			
輸送容器	内壁 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	O-リング部			
	蓋締付けボルト			
	ベントバルブ			
	ドレンバルブ			
	外表面 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	頭部フィン先端			
	胴部 〃			
底部 〃				



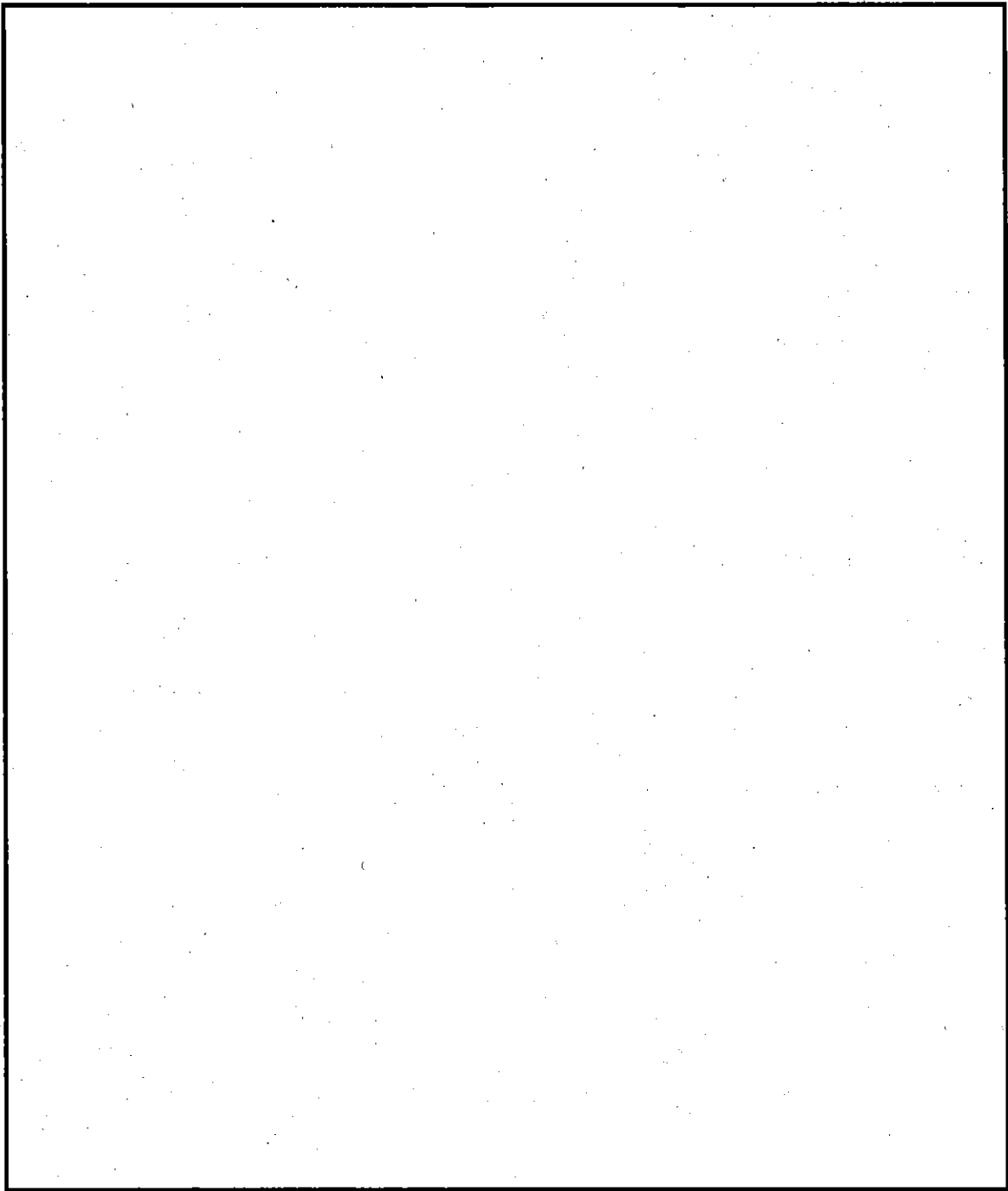
(ロ) 第B.11 図 燃料要素A 収納時の太陽輻射熱を受けた場合の温度結果 (軸方向断面)



(口)-第B.12 図 燃料要素A 収納時の太陽輻射熱を受けた場合の温度結果 (径方向断面)



(ロ) 第B.13図 JRR-3 MNU 燃料要素収納時の太陽輻射熱を受けた場合の温度結果 (軸方向断面)



(ロ) - 第B.14図 JRR-3 MNU 燃料要素収納時の太陽輻射熱を受けた場合の温度結果 (径方向断面)

B.4.3 最低温度

最低温度の評価は前述の(ロ)一第B.3表に示したiii)最低温度評価の場合にしたがって行う。この場合、太陽輻射熱はなく崩壊熱の発生もないとして低温脆性を考える。

核燃料輸送物全体の温度は、燃料要素の種類にかかわらず最低となり、その値は環境温度に等しく -40°C である。これは実際には燃料要素から発熱があるため、核燃料輸送物各部の温度は当然 -40°C より高いものとなる。したがって上記の仮定は安全側といえる。

本核燃料輸送物で使用している材料が -40°C に耐えることは、(ロ)一A.4.2において詳細記述したとおりであるが、次のように要約される。

- (1) 輸送容器及び燃料バスケットの主要材料であるステンレス鋼は \square $^{\circ}\text{C}$ までの使用に耐え、低温脆性破壊の問題はない。
- (2) 蓋締付けボルトの材料であるステンレス鋼は、 -40°C 以上では十分な靱性を有している。
- (3) 燃料被覆材のアルミニウム合金は低温下において低温脆化がない。したがって、低温脆性破壊の問題はない。
- (4) 以上の材料における低温下での引張強さ及び降伏強さ等の機械的性質の低下はない。
- (5) 密封境界でのパッキング材の \square の標準使用温度範囲(常用)の最低は $- \square^{\circ}\text{C}$ であり密封性は保持される。

以上の他に本核燃料輸送物は乾式であるから冷却水を内封しておらず、したがって凍結による核燃料輸送物破損のおそれもない。

次に、燃料要素の崩壊熱を考慮し熱応力等を考える。この場合、容器本体に働く熱応力に対しては、これより内外面間の最大熱勾配が大きい特別の試験条件下(火災事故時)において健全性が保たれるので問題はない。また、熱膨張については、容器本体と燃料バスケットにおいて、隙間の小さい径方向で十分安全側の仮定においても隙間は \square mmであり燃料バスケットが拘束されることはない。

以上のように、本核燃料輸送物は -40°C の環境下においても低温脆性、熱応力及び密封性等の問題はない。

B.4.4 最大内圧

本核燃料輸送物は、燃料要素装荷後、熱平衡に達してから密封される。

したがって、一般の試験条件下における本核燃料輸送物内の最大内圧は密封時と太陽輻射熱を受けた時との内部の温度差により生じる。詳細を付属書類 (p) - B.6.3 に記述する。また、得られた結果を (p) - 第B.6表に示す。最大内圧は、最大崩壊熱を発生する燃料要素Aを収納した場合に生じ、 MPaG である。また、運搬中に予想される周囲の温度変化(-40°Cから38°C)を考慮した場合であっても、 MPaG である。この値は耐圧試験圧力 0.98 MPaG (10kgf/cm²G) 以上に比べ十分小さな値であり、本核燃料輸送物は一般の試験条件下での圧力上昇による問題はなく、輸送物に亀裂、破損等の生じるおそれがない。

B.4.5 最大熱応力

本核燃料輸送物の熱応力は (p) - 第B.5表に示した温度分布により (p) - A.5.1 に記述したごとく以下のように要約される。

本核燃料輸送物の一般の試験条件下での最大熱応力は、日陰においた環境下で最大崩壊熱を発生する燃料要素Aを収納した場合の容器本体底板中央で発生する。その値は MPa であり、余裕率 MS は である。

蓋締付けボルトに加わる応力 (初期締付け力+最大内圧+熱応力) は MPa である。余裕率 MS は である。また容器本体・蓋接合面は圧着状態にあるので密封性が損なわれることはない。

次に、最大熱膨張は最大熱応力と同様に燃料要素Aを収納した場合に発生する。この場合、軸方向については燃料バスケットの伸びが mm で、これに対しギャップは mm である。また、径方向については燃料バスケットの伸びが mm で、これに対しギャップは mm となり、熱膨張によって燃料バスケットが拘束されることはない。

以上のように本核燃料輸送物は、最大熱応力及び最大熱膨張に対して問題はない。

B.4.6 結果の要約及びその評価

本核燃料輸送物は、一般の試験条件下において以下に記述するような熱的性能を有し技術基準を満足するとともに、同条件下における構造強度、密封性、遮蔽能力及び未臨界性に対し健全性が維持される。

1. 日陰における表面温度

日陰における本核燃料輸送物の表面の最高温度は、最大崩壊熱を発生する燃料要素Aを収納した場合で□°Cである。これは技術基準に定める85°Cを下まわっている。

2. 最高温度（溶融）

本核燃料輸送物各部の最高温度は、燃料要素Aを収納した場合の燃料要素において□°Cである。この温度は、燃料被覆材のアルミニウム合金の融点□°C、また輸送容器の主要材料のステンレス鋼の融点□°Cに比べて十分低い値である。

3. 最大圧力、最大熱応力及び熱膨張（変形）

イ. 本核燃料輸送物の最大内圧は燃料要素Aを収納した場合に生じ、□ MPaGである。この圧力は耐圧試験圧力（水圧）0.98MPaG（10kgf/cm²G）以上に比べて十分低い値である。

ロ. また、最大熱応力も上記燃料要素を収納した場合に発生し、□ MPaである。これは□の余裕率となる。蓋締付けボルトに働く応力は□ MPaで、余裕率は□である。

ハ. さらに最大熱膨張も上記燃料要素を収納した場合に発生し、燃料バスケットの伸び、軸方向□ mm、径方向□ mmに対しギャップがそれぞれ□ mm、□ mmと大きい。

以上のように、本核燃料輸送物に働く応力は許容応力に対し十分な余裕を持っている。また、燃料要素及び燃料バスケットが熱膨張によって拘束されることはない。

4. 最低温度（脆性破壊）

本核燃料輸送物の最低温度は-40°Cである。これに対し、輸送容器の主要な材料であるステンレス鋼、及び燃料被覆材のアルミニウム合金は□°Cまで脆性破壊の問題はない。また蓋締付けボルトの材料のステンレス鋼は-40°C以上では十分な靱性を有している。また、その他の機械的性質の低下もなく熱応力、熱膨張に対しても問題はない。

5. 密封性

本核燃料輸送物の密封境界におけるパッキングの本条件下での温度は-40°Cから□°Cである。これに対し、パッキング材の□の標準使用温度範囲（常用）は-□°Cから□°Cである。また、本条件下で最大応力の働く状態においても、容器本体・蓋接合部は圧着状態となっており密封性が損なわれることはない。

B.5 特別の試験条件

本核燃料輸送物が、特別の試験条件下において技術基準を満足することを以下に説明する。

B.5.1 熱解析モデル

本条件下における核燃料輸送物の熱的性能の評価は、一般の試験条件下の場合と同様に、試験モデルによらず解析コード ABAQUS を用いた計算モデルによった。

なお、角型用バスケットを収納した場合における燃料要素の最高温度の算出は、後述の付属書類 (p) - B.6.5 に記述する。

B.5.1.1 解析モデル

解析モデルとして本項では、

- (1) 環境条件
- (2) 崩壊熱
- (3) 評価モデル
- (4) 核燃料輸送物内部熱伝達
- (5) 核燃料輸送物外部熱伝達

に分けて記述する。

なお、本条件下での落下試験後の本核燃料輸送物の形状変化については (p) - B.5.2 核燃料輸送物の評価条件で詳細を記述する。

1. 環境条件

火災前、火災時及び火災後における環境条件を (p) - 第B.7表にまとめて示す。

(p) - 第B.7表 特別の試験条件下における熱的環境条件

項目 \ 状態	火災前	火災時 (30分間)	火災後
環境温度	38℃	800℃	38℃
太陽輻射熱	あり	あり	あり
周囲輻射率	1.0	0.9	1.0
容器表面輻射率	0.15	0.8	0.15

特別の試験条件下での熱解析は、本条件下での落下試験に引き続いて火災事故条

件におかれるものとする。したがって、火災前の核燃料輸送物の温度分布は一般の試験条件におかれたものとする。火災時の熱的条件は技術基準に定められるように周囲温度 800℃ (30 分)、火災の輻射率 0.9 とし、容器表面の輻射率は 0.8 とした。火災からの伝熱は輻射と対流とし、太陽輻射熱も受けるものとする。また、火災後の熱的条件は、周囲温度 38℃、容器表面輻射率 0.15、周囲輻射率 1.0 とし、核燃料輸送物表面からの熱放散は自然対流と輻射によるものとする。また、太陽輻射熱については、(ロ) - 第 B. 3 表に記述した伝熱量とする。

2. 崩壊熱

燃料要素の崩壊熱は、一般の試験条件下と同じであり (ロ) - 第 B. 4 表に示したとおりである。

3. 評価モデル

本解析の評価モデルとしては、一般の試験条件下で採用したものと同一 2 種類の評価モデル、すなわち、燃料要素 A を収納した角型用バスケット評価モデル及び JRR-3 MNU 燃料要素を収納した MNU 用バスケット評価モデルを用いて、本条件下における解析を行う。

温度分布及び最大内圧の評価で解析する燃料要素として、崩壊熱が 3 種類中では JRR-3 シリサイド標準型燃料要素が最大であるが、保守的に考慮し、一般の試験条件下の最高温度評価において最も高温な温度分布が得られた燃料要素 A を考える。また、最大熱応力の評価で解析する燃料要素は、燃料要素 A と JRR-3 MNU 燃料要素を考える。

4. 核燃料輸送物内部熱伝達

内部熱伝達は、一般の試験条件下と同様に考える。

5. 核燃料輸送物外部熱伝達

輸送容器本体の外表面における熱伝達について以下に記述する。

輸送容器本体周囲の外部環境条件は、前述の (ロ) - 第 B. 7 表に示したとおりである。

熱伝達法としては、周囲空気の対流によるものと周囲空気への輻射による放熱を考える。

対流項の熱伝達係数推定には、各位置に応じた信頼性の高い経験式を適用する。すなわち、フィンと本体側面に対しては垂直平板の自然対流式、火災前と火災後の

輸送容器本体上面に対しては上向き熱面の自然対流式、火災時の輸送容器本体上面に対しては上向き冷面の自然対流式、火災前と火災後の本体底面に対しては下向き熱面の自然対流式及び火災時の本体底面に対しては下向き冷面の自然対流式をそれぞれ用いて評価を行う。

また、輸送容器本体表面、フィン表面の輻射率は火災前後において0.15、火災時において0.8とする。

なお、太陽輻射熱、形態係数、伝熱面積、フィンの形状などの取り扱いは、一般の試験条件下に示した内容と同一とする。

外部熱伝達についての詳細は、付属書類 (ロ) - B. 6. 4 に記述する。

B. 5. 1. 2 試験モデル

計算モデルを採用し、試験モデルは採用していない。

B. 5. 2 核燃料輸送物の評価条件

特別の試験条件下での熱解析は、落下試験に引き続いて火災試験が行われるとして解析する。本条件下における温度変化は、落下試験による輸送容器外表面の形状変化とその姿勢に影響される。本輸送容器の場合は、輸送容器の形状が球形に近いこと、外表面のフィンが対称的であること、さらに板厚が十分厚いために落下試験後の状態によって核燃料輸送物内の状況にはほとんど影響を受けない。また次の理由により解析モデルは正常な状態のものを考える。

落下試験により生ずる核燃料輸送物の主要な破損は、(ロ) - A. 6 で示したように、容器外表面のフィンの局所的な変形にとどまる。また、フィンは飛散することはないので受熱、断熱の効果が相殺されると考えられる。したがって解析モデルでは、フィンを正常な形状として扱うこととした。

落下試験後の核燃料輸送物の姿勢、すなわち正立か横置きかあるいは倒立であるかによる本条件下における経時温度変化の差異は殆どない。これは火災中においては輻射による入熱の方が対流による入熱より支配的であるためである。この輻射入熱量に係わる因子 (形態係数及び輻射率) は、核燃料輸送物表面の形状により決定され、その姿勢には依存しない。また、火災前後及び火災時の太陽輻射熱量についても、その姿勢によってほとんど差がない。そこで解析モデルでは正立とした。

B.5.3 核燃料輸送物温度

本条件下における解析の結果、核燃料輸送物各部に対して得られた値を (v) - 第B.8表にまとめて示す。また、燃料要素Aを収納した角型用バスケット評価モデルの主要部 ((v) - 第B.15 図に示す) の経時温度変化を (v) - 第B.16 図～ (v) - 第B.18 図に示す。

この結果、核燃料輸送物各部の最高温度は、崩壊熱が最大である燃料要素Aを収納した場合で、燃料要素においては °C、燃料バスケットでは °C、フィン先端では °C、容器本体では底外表面で °C及び密封境界のパッキングではドレンバルブで °Cである。

B.5.4 最大内圧

最大内圧は、一般の試験条件下と同様に考える。最大内圧の算出手法を付属書類 (v) - B.6.6 に記述する。最大内圧は、燃料要素Aを収納した場合に生じ、 MPaGである。得られた結果を (v) - 第B.8表に示す。

(a) 一第B. 8表 (その1) 特別の試験条件下における核燃料輸送物各位置の最高温度

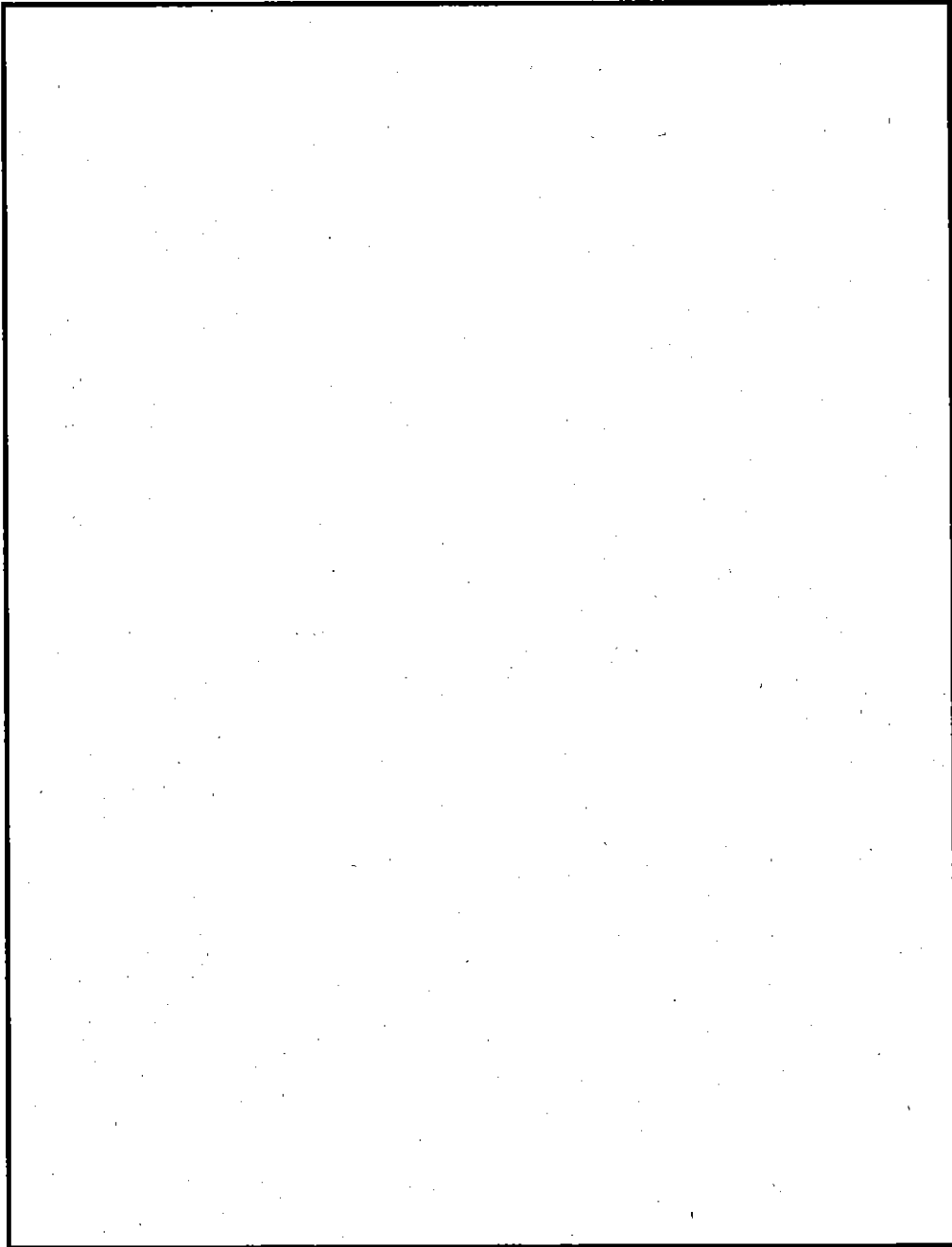
・燃料要素Aを収納した角型用バスケットの場合

位置		火災前温度 (°C)	最高温度(経過時間 hr) (°C)	最大内圧 (MPaG)
内部	燃料要素			□
	燃料バスケット中心軸付近			
	燃料バスケット外壁			
輸送容器	内 壁 (上)			
	" (側)			
	" (下)			
	O-リング			
	蓋締付けボルト			
	ベントバルブ			
	ドレンバルブ			
	外表面 (上)			
	" (側)			
	" (下)			
	頭部フィン先端			
	胴部 "			
	底部 "			

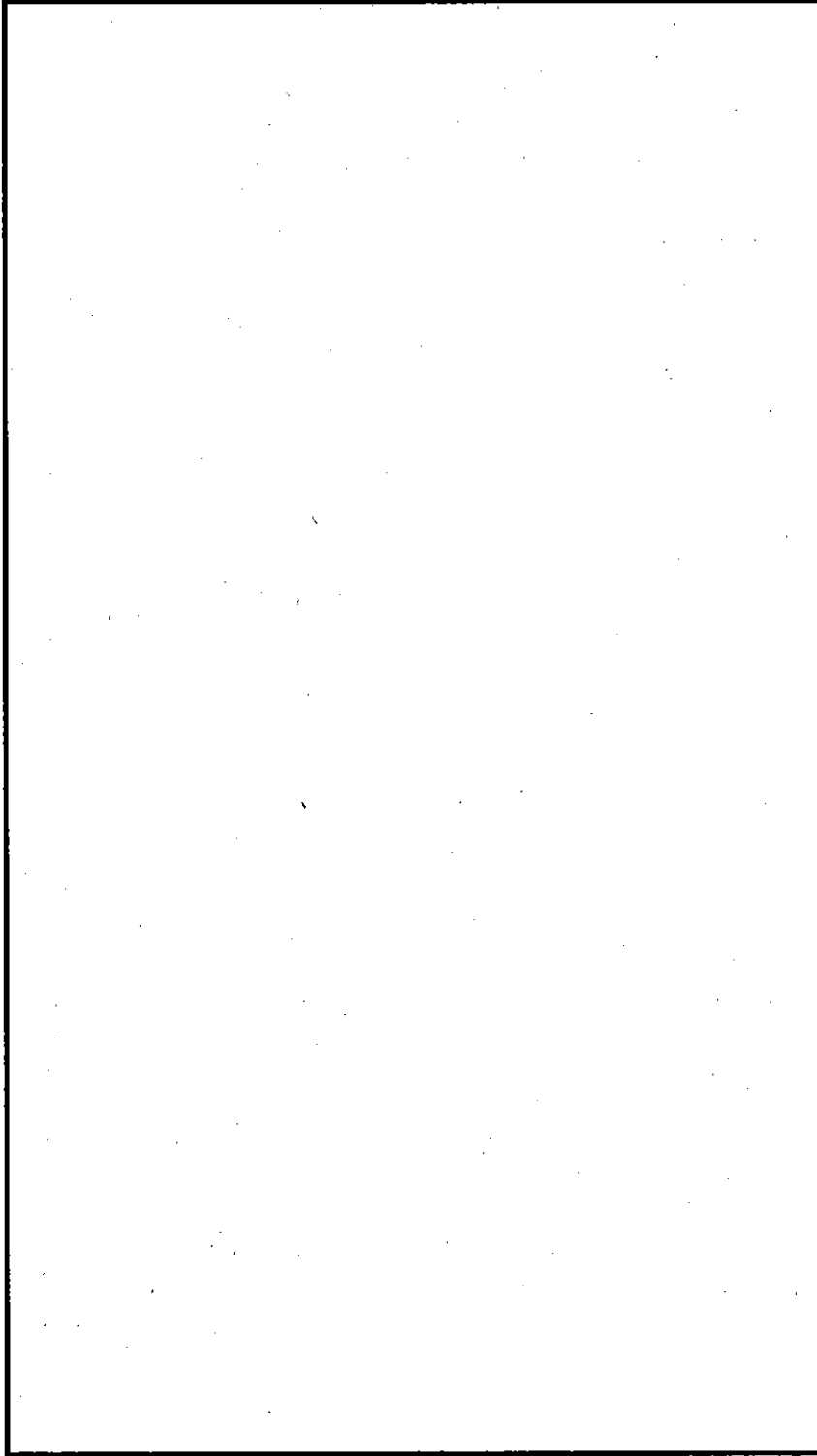
(ロ) ー第B. 8表 (その2) 特別の試験条件下における核燃料輸送物各位置の最高温度

・JRR-3 MNU 燃料要素を収納した MNU 用バスケットの場合

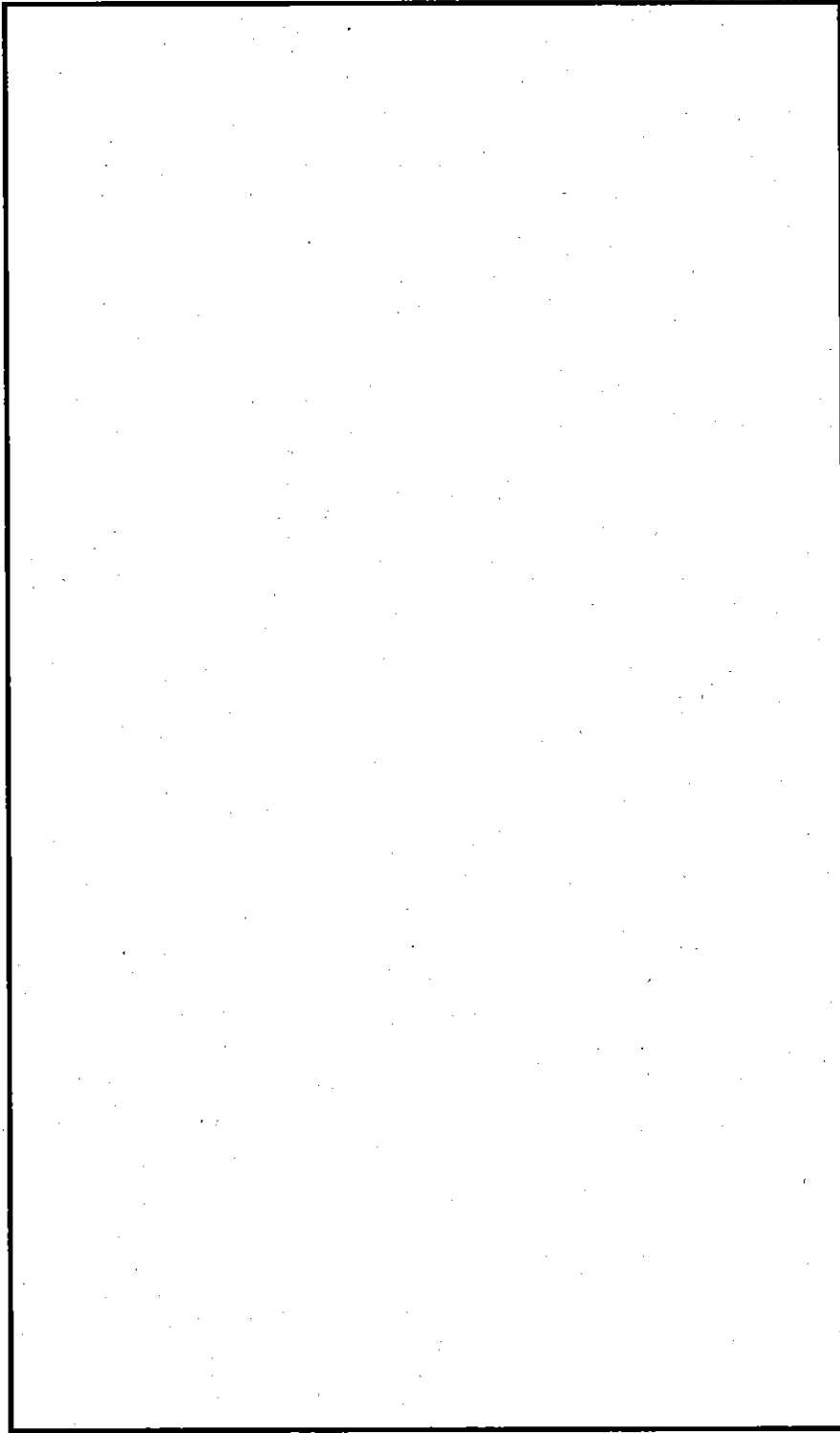
位 置		火災前温度 (°C)	最高温度(経過時間 hr) (°C)	最大内圧 (MPaG)
内 部	燃 料 要 素			□
	燃料バスケット中心軸付近			
	燃料バスケット外壁			
輸 送 容 器	内 壁 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	オーリング			
	蓋締付けボルト			
	ベントバルブ			
	ドレンバルブ			
	外 表 面 (上)			
	〃 (側)			
	〃 (下)			
	頭部フィン先端			
	胴部 〃			
底部 〃				



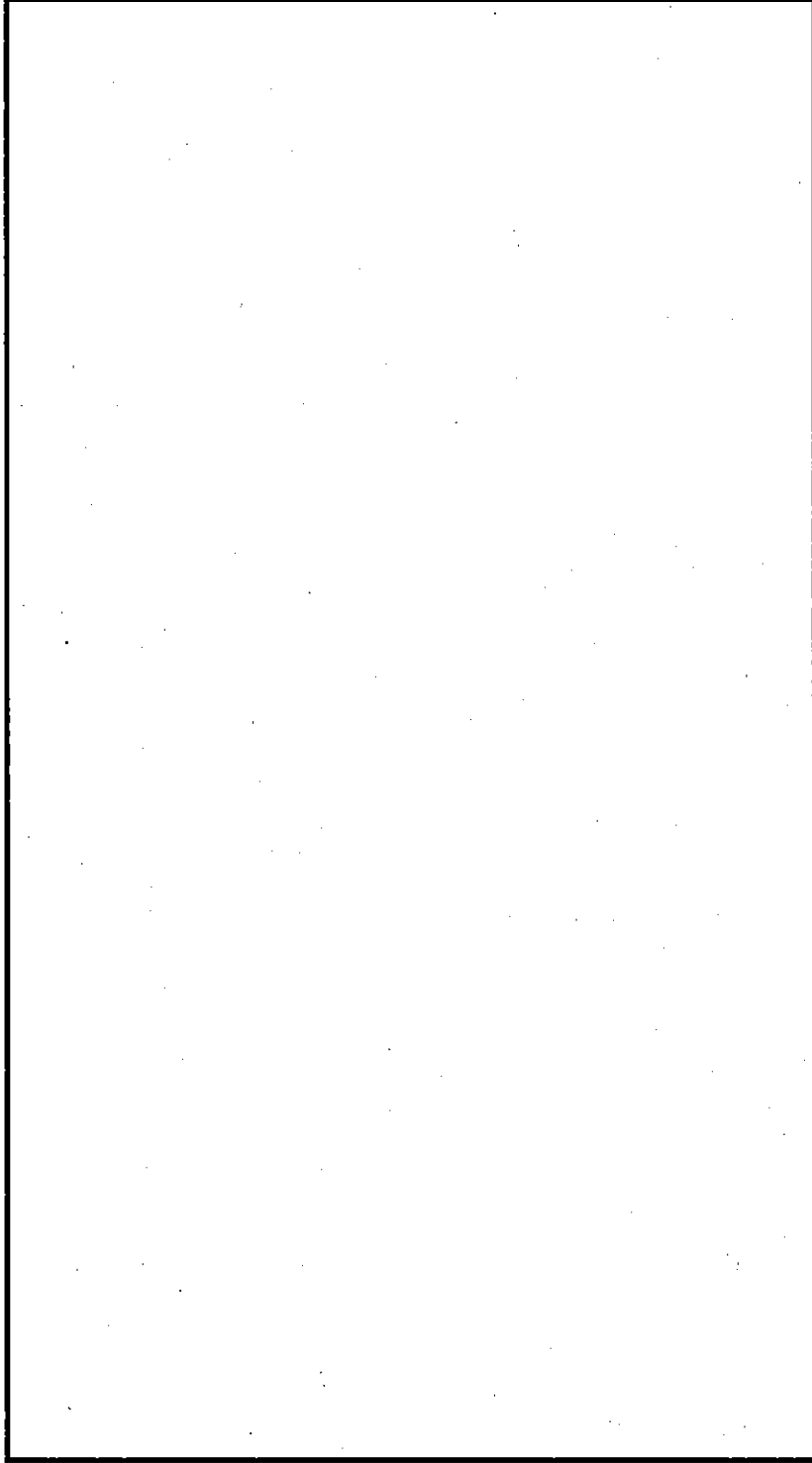
(口) - 第B.15 図 経時温度変化を示した位置



(ロ) -第B.16 図 燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化



(ロ)-第B.17図 燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化



(ロ)-第B.18図 燃料要素Aを収納した場合の経時温度変化

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最大熱応力は、火災発生後□分で生じ、その時の熱応力は、(p) - A.6.3 に記述したごとく以下のように要約される。

容器本体の最大の熱応力は JRR-3 MNU 燃料要素を収納した場合の底板外表面に生じ、その最大塑性ひずみは □ % である。この値は材料の破断ひずみ □ % に対して余裕率 □ となる。また、蓋締付けボルトの応力(初期締付け力+最大内圧+熱応力)は □ MPa であり余裕率は □ となる。容器本体・蓋接合面は □ mm の隙間を生ずるが、Oリングの復元量約 □ mm に対し余裕率は □ となる。

また燃料バスケットの熱応力は、特別の試験条件下で最大熱応力を示す角型用バスケットにおいて安全側に仮定しても余裕率は □ となる。さらに、特別の試験条件下における容器本体胴部と燃料バスケットとの間隙については、収納物の発熱量が最も大きく、間隙が最小となる燃料要素 A を収納した場合、火災発生 □ 時間後に、最小間隙は □ mm となり燃料バスケットは拘束されない。

以上のように本核燃料輸送物は、最大熱応力及び最大熱膨張に対して問題はない。

B.5.6 結果の要約及びその評価

本核燃料輸送物は、特別の試験条件下において以下に記述するような熱的性能を有し技術基準を満足するとともに、同条件下における構造強度、密封性能、遮蔽能力及び未臨界性に対し健全性が維持される。

1. 落下試験による熱的性能への影響

特別の試験条件下における落下試験での本核燃料輸送物への影響は、容器外表面のフィンの局所的な変形と核燃料輸送物の姿勢の変化が考えられる。これらの熱的性能への影響は殆どないので無視できる。

2. 最高温度（溶融）

本核燃料輸送物各部の最高温度は、燃料要素Aを収納した場合に発生し、燃料要素では□°Cである。この温度は燃料被覆材のアルミニウム合金の融点□°Cに比べ十分低い値である。また輸送容器の主要材料であるステンレス鋼ではフィン先端で□°Cである。この温度も融点□°Cに比べ十分低い値である。

3. 最大圧力、最大熱応力及び熱膨張（変形）

イ. 本核燃料輸送物の最大内圧は上記の燃料要素収納状態で生じ、□MPaGである。この圧力は耐圧試験圧力（水圧）0.981MPaG（10kgf/cm²G）以上に比べ十分低い値である。

ロ. 最大熱応力は、JRR-3 MNU 燃料要素を収納した場合に発生し、その最大塑性ひずみは□%である。これは□の余裕率となる。蓋締付けボルトに働く応力は□MPaで余裕率は□である。さらに、熱膨張については、容器本体等の熱容量が大きいため、燃料バスケットの温度が異常に上昇したり、また容器本体等が急激に収縮し燃料バスケットを拘束することはない。

以上のように本核燃料輸送物に働く応力は、許容応力に対し十分な余裕を持っている。

また、燃料要素及び燃料バスケットが熱膨張によって拘束されることはない。

4. 密封性

本核燃料輸送物の密封境界におけるパッキングの本条件下での温度は-40°Cから□°Cである。これに対し、パッキング材の□の標準使用温度範囲（常用）は-□°Cから□°Cであり、その最高使用可能温度は□°Cである。また、最大熱応力の働く状態においても、容器本体・蓋接合部の隙間は□mmであり、Oリングの復元量約□mmに比べ十分小さな値である。

B.6 付属書類

B.6.1 付属書類－1

核燃料輸送物内部熱伝達についての詳細

B.6.2 付属書類－2

一般の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての詳細

B.6.3 付属書類－3

一般の試験条件下における最大内圧算出

B.6.4 付属書類－4

特別の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての詳細

B.6.5 付属書類－5

特別の試験条件下における燃料要素の最高温度算出についての詳細

B.6.6 付属書類－6

特別の試験条件下における最大内圧算出

B.6.7 付属書類－7

ABAQUSコードの説明

B.6.8 付属書類－8

参 考 文 献

B.6.1 付属書類-1 核燃料輸送物内部熱伝達についての詳細

1. 角型用バスケット収納時の核燃料輸送物内部熱伝達

核燃料輸送物内における熱伝達については、固体材料内では伝導による熱伝達を考え、空気層に対しては各位置での空気層で対流と伝導のどちらが支配的であるか検討を加え、さらに輻射の有効性を考慮して熱伝達の評価を行う。

したがって、以下に

- ・ 燃料要素内熱伝達
- ・ 燃料バスケット内部空気の対流熱伝達係数
- ・ 燃料バスケット内部輻射熱伝達

等について記述する。また構造材間で生ずるわずかな隙間の扱いについても記述する。

これらの内部の熱伝達を考慮した位置を(ρ)-第B.付.6.1図に示す。

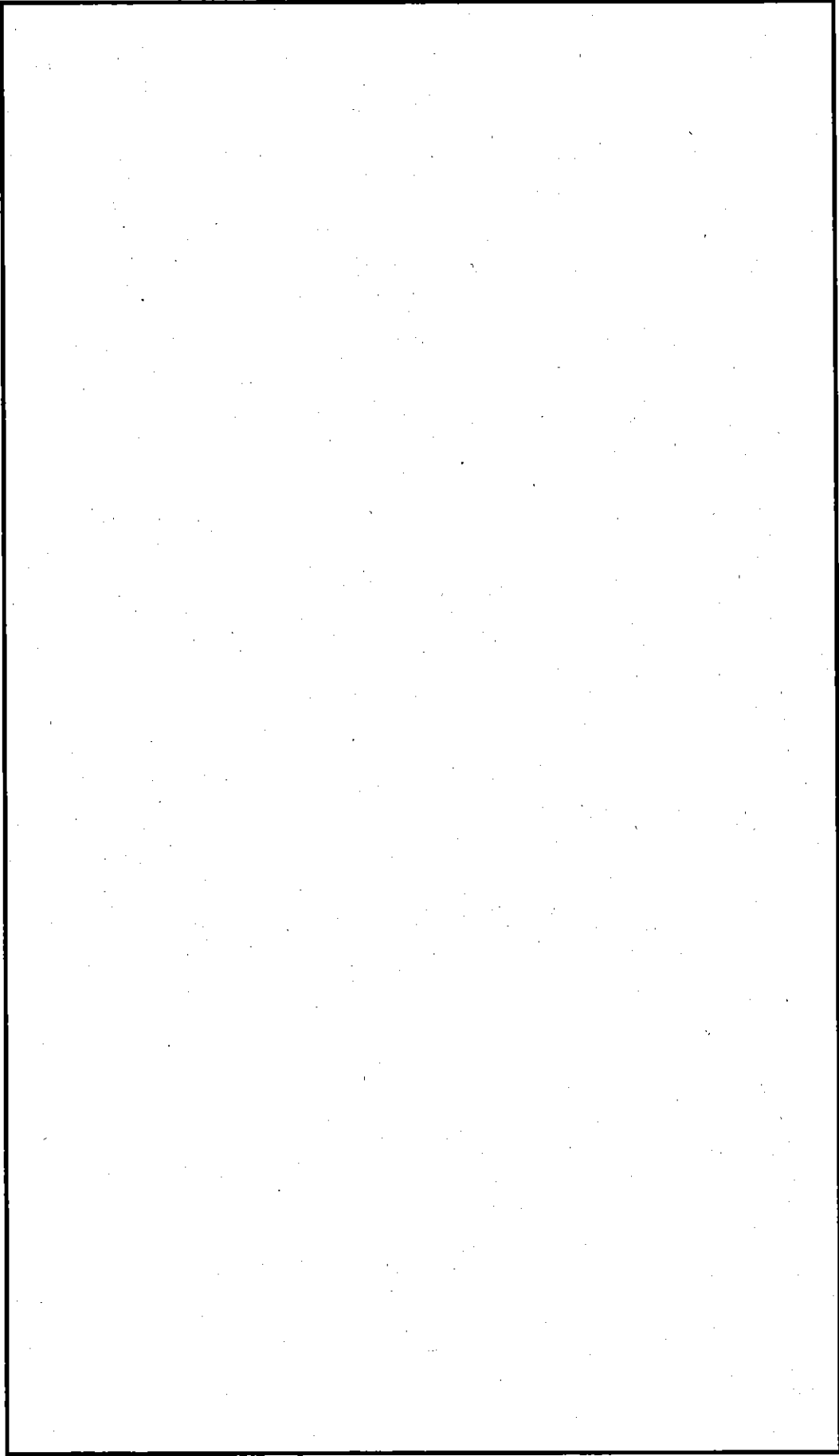
1.1 燃料要素内熱伝達

標準型燃料要素及びフォロワ型燃料要素は、左右の側板間に十数枚の薄い燃料板をはさみこんだ断面形状をしており、熱伝達が周囲に均一でない。そこでこれらの燃料要素内の熱伝達の評価を代表して崩壊熱の最も大きい燃料要素Aで行う。

はじめに、燃料要素内の空気層における熱伝達について検討を行う。

燃料要素内の燃料板間に薄い空気層が存在する。そこで、この空気層において対流と伝導のどちらが支配的であるかを検討する。燃料要素Aを燃料バスケットに収納した状態図を(ρ)-第B.付.6.2図に示す。この検討は各位置の空気層に対して、レイリー数 Ra を求めることにより判定される。すなわち、 $Ra > 10^3$ の領域では対流が支配的であり、それ以下では伝導が支配的である。*)

*) Nu 数と Ra 数との関係を示す一例³⁾を(ρ)-B-53に示す。



(p)-第B.付6.1図 核燃料輸送物内部における熱伝達

平行二面間の密閉流体層

平行な二面の一方から他方へ伝達される熱量は、輻射、伝導及び対流によるものである。層の厚さは輻射伝熱量には通常ほとんど関係しない。層の厚さが薄いときは対流はほとんど問題にならず、輻射と伝導のみで熱が伝えられるが、層の厚さが大きくなるにしたがって対流が盛んになり、層の形状、水平との傾き、熱の流れる向きなどが伝熱量に影響する。下面を高温に保たれた水平流体層では、 Ra が $1,708^{(1)}$ を越えると層内に対流が生じる。その熱伝達を第1図⁽²⁾に示す。

垂直層の熱伝達に対しては、Emery-Chu⁽³⁾が次式を与えている。

$$Nu = 1 \quad (Ra < 10^3) \quad \text{-----} \quad (1)$$

$$Nu = 0.28Ra^{1/4}(L/D)^{-1/4} \quad (10^3 < Ra < 10^7) \quad \text{-----} \quad (2)$$

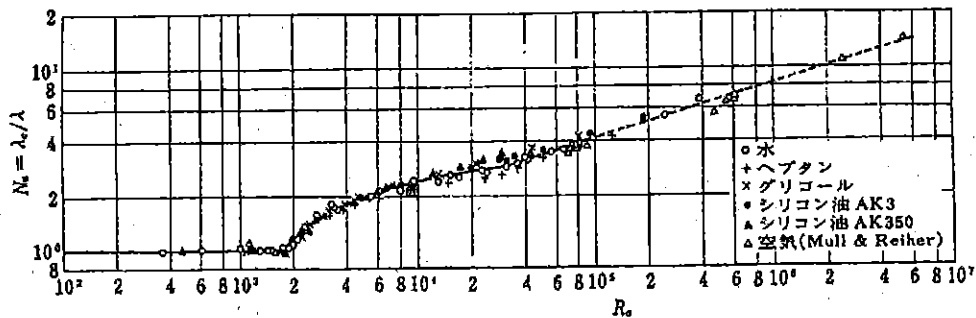
Nagendra-Tirunarayanan⁽⁴⁾は(2)式の係数に0.34を与えている。

$$Nu = 0.34Ra^{1/4}(L/D)^{-1/4} \quad \text{-----} \quad (3)$$

(2)式、(3)式にみられる L/D への依存性は、平田ら⁽⁵⁾によれば第2図のように示される。 Ra が高い領域の熱伝達は、 L/D に関係なく、次式であらわされる⁽⁶⁾。

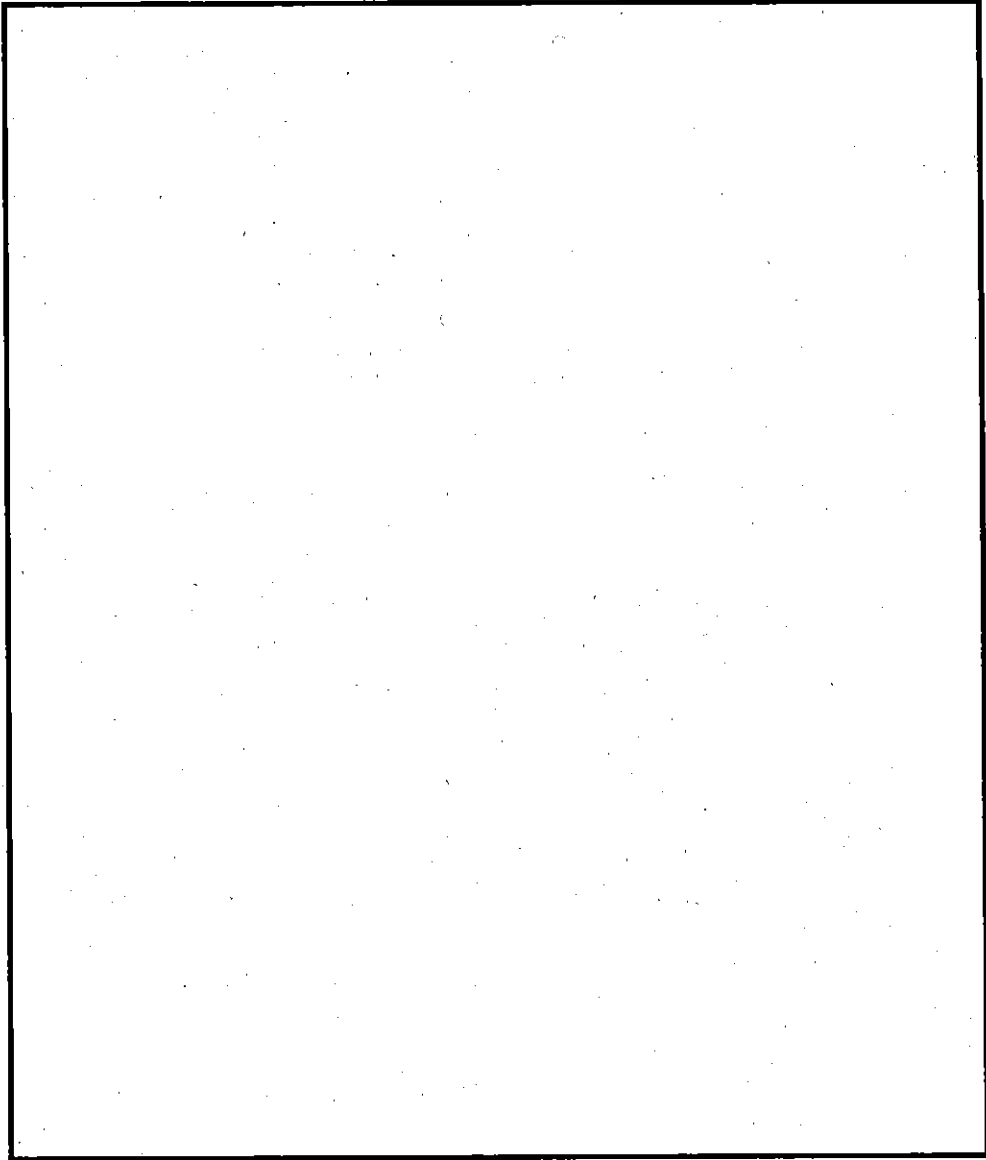
$$Nu = 0.0516Ra^{1/3} \quad (10^6 < Ra) \quad \text{-----} \quad (4)$$

第3図に Kraussold⁽⁷⁾による実験の整理が示される。この図は垂直層の熱伝達のみならず次項の水平同心円筒の熱伝達を同時に示すものであるが、垂直層の実験値は上の諸式(第3図には例として $L/D=10$ の場合を記入)とほぼ一致する。



第1図 水平流体層の自然対流熱伝達

- (1) Pellew, A. and Southwell, R. V., Proc. Roy. Soc. Lond., Ser. A, 176(1940), 312.
- (2) Silveston, P. L., Forsch. Ing. Wes., 24(1958), 59.
- (3) Emery, A. and Chu, N. C., Trans. ASME, Ser. C, 87-1(1965-2), 110.
- (4) Nagendra, H. R. and Tirunarayanan, M. A., Nucl. Engng. and Des., 15(1971), 17
- (5) Hirata, M., ほか3名, Proc. JSME 1967 Semi-Int. Symp., Heat Transf., Vol. 1, (1968), 13.
- (6) 鈴置・赤津, 第8回日本伝熱シンポジウム講演論文集, (昭46), 309.
- (7) Kraussold, H., Forschung, 5(1934), 186.



(ロ)一第B.付6.2図 燃料要素Aを燃料バスケットに収納した状態図

ここで、

$$Nu = \frac{hD}{k} \quad \text{ヌッセルト数} \quad \text{-----} \quad \text{①}$$

$$Ra = \frac{g\beta\Delta t D^3}{a\nu} \quad \text{レイリー数} \quad \text{-----} \quad \text{②}$$

$$Gr = \frac{g\beta\Delta t D^3}{\nu^2} \quad \text{グラスホフ数} \quad \text{-----} \quad \text{③}$$

である。また、

- a : 温度伝導率 (m²/sec)
- D : 流体層厚さ (m)
- g : 重力加速度 (m/sec²)
- h : 熱伝達係数 (W/m²K)
- k : 流体の熱伝導率 (W/mK)
- L : 垂直流体層高さ (m)
- Δt : 平行二平面間温度差 (°C)
- β : 流体の体膨張係数 (1/°C)
- ν : 動粘性係数 (m²/sec)

である。

したがって、この空気層におけるレイリー数Ra は空気の温度を□°Cとすると
②式に

$$Ra = \frac{g\beta\Delta t D^3}{a\nu}$$

$$g = 9.8 \quad (\text{m/sec}^2)$$

β : □°Cの空気の体膨張係数

$$= \frac{1}{\square + 273} = \square \quad (1/^\circ\text{C})$$

a : □°Cの空気の温度伝導率

$$= \square \quad (\text{m}^2/\text{hr})$$

ν : □°Cの空気の動粘性係数

$$= \square \quad (\text{m}^2/\text{sec})$$

を代入して求め、

$$Ra = \frac{(9.8) (\square)^2 (\square) \Delta t \cdot D^3}{(\square) (\square) (\square)}$$

$$= \square \cdot D^3 \cdot \Delta t \quad \text{-----} \quad \text{④}$$

となる。

ゆえに、対流が支配的な部分は、 $Ra > 10^3$ (すなわち、 $D^3 \cdot \Delta t > \square$)
 \square を満足する状態にある空気層である。ところが、燃料板間の空気層の厚さDは
 \square であり、レイリー数Raは

$$Ra = (\square) \cdot (\square)^3 \cdot \Delta t = \square \cdot \Delta t < 10^3$$

ここで、例えば (ロ) - 第B. 8 図から Δt は燃料要素の最高温度 $\square^\circ\text{C}$ と最
 低温度 155°C との差としても約 $\square^\circ\text{C}$ であり、したがってレイリー数Ra は

$$Ra = \square \times \square = \square < 10^3$$

である。

となる。したがって、燃料要素における空気層においては対流より伝導の方が支配
 的であると結論できる。

他の燃料要素についても同様に空気層においては伝導が支配的である。

つぎに、燃料要素内で発生した崩壊熱が、側板方向から燃料バスケット構造材に
 伝わりやすいか又は燃料板方向から伝わりやすいかを検討する。燃料要素Aを燃料
 バスケットに収納した状態図を (ロ) - 第B. 付. 6. 3 図に示す。

この検討は、中央の燃料板で発生した崩壊熱が、側板方向①と燃料板方向②に流
 れる場合の伝熱抵抗Rを比較することによって行う。

一般に伝導が支配的な状態での伝熱抵抗Rは、次式で与えられる。

$$R = \frac{L}{k A} \quad \text{-----} \quad \text{⑤}$$

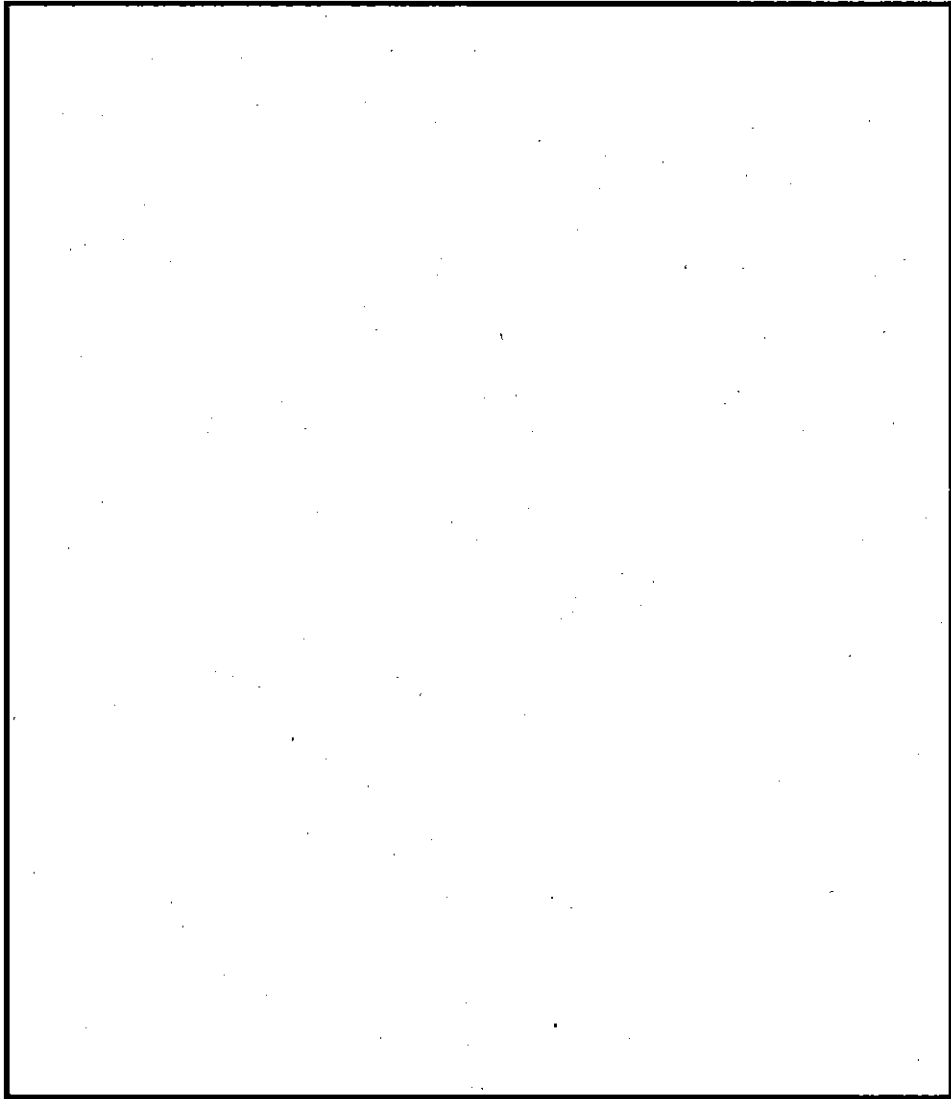
ここで、R : 伝熱抵抗 (K/W)

L : 伝熱距離 (m)

k : 熱伝導率 (W/mK)

A : 伝熱面積 (m²)

したがって、側板方向①への伝熱抵抗Rは⑤式に



(㊦) - 第B. 付6. 3図 燃料要素Aにおける伝熱方向

$$R = \frac{L}{k A}$$

L : 最大伝熱距離

$$= (\text{ }) \times \frac{1}{2} = \text{ } \text{ (m)}$$

k : $\text{ }^\circ\text{C}$ におけるアルミニウム合金の熱伝導率

$$= \text{ } \text{ (W/mK)}$$

A : 軸方向 1 mm の伝熱面積

$$= (\text{ }) (\text{ }) = \text{ } \text{ (m}^2\text{)}$$

を代入して求めると

$$R = \frac{(\text{ })}{(\text{ }) (\text{ })} = \text{ } \text{ (K/W)}$$

となる。

また、燃料板方向②への伝熱抵抗は、燃料板間の空気層では、前述のごとく伝導が支配的であり、かつ空気層の抵抗が燃料板のそれに比べて支配的であるので、空気層のみとして求める。伝熱抵抗Rは同様に⑤式に

$$R = \frac{L}{k A}$$

L : 空気層長さ

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

k : $\text{ }^\circ\text{C}$ における空気の熱伝導率

$$= \text{ } \text{ (W/mK)}$$

A : 軸方向 1 mm の伝熱面積

$$= (\text{ }) (\text{ }) = \text{ } \text{ (m}^2\text{)}$$

を代入して求めると

$$R = \frac{(\text{ })}{(\text{ }) (\text{ })} = \text{ } \text{ (K/W)}$$

となる。

ゆえに、燃料板方向②の流れの伝熱抵抗は側板方向①の $\text{ } \text{倍}$ であり、実際の伝熱は側板方向①が支配的であると判断できる。

以上の結果、角型形状をしている燃料要素内の熱伝達は、実際には熱は側板から燃料バスケットに流れるものと、外部燃料板を経由して燃料バスケットに流れるものとあるが、その割合を求めることは困難であることなどから、解析では、すべて側板から燃料バスケットに流れると仮定する。すなわち、発熱部を側板におき、側板間の熱伝導は燃料板の燃料芯材を除く燃料被覆材のみで行われるとして評価する。

これらの仮定は燃料要素と燃料バスケットとの伝熱面積を実際より小さくすることになり、したがって燃料要素温度を高く評価することになるので安全側である。

なお、各燃料要素の側板がどの方向を向いているかということは、燃料バスケットの体積が十分あるので全体の温度分布にはほとんど影響を与えない。

1.2 燃料バスケット内部空気対流

燃料要素部以外の燃料バスケット内部に存在する空気層について、対流と伝導のどちらが支配的であるかの検討を前項と同様な手法で行い、対流が支配的な空気層については、その熱伝達係数を求める。

検討した結果を代表して燃料要素Aを収納した場合について記述する。

空気層としては、燃料要素側板と燃料バスケット格子側面との間隙、未臨界測定用中性子源孔及び燃料要素上部の空間等がある。このうち燃料要素側板と燃料バスケット格子側面との空気層については、(u)-第B.付.6.2図に示すように空気層の厚さDが□mmであるのでレイリー数Raは④式から

$$Ra = (\square) \cdot (\square)^3 \cdot \Delta t = \square \cdot \Delta t < 10^3$$

ここで、例えば(p)-第B. 8図から Δt は燃料要素の最高温度 \square °Cと燃料バ
 スケットの温度 \square °Cとの差としても約 \square °Cであり、したがって、レイリー数
 Ra は

$$Ra = \square \times \square = \square < 10^3$$

である。

となり、伝導が支配的である。対流が支配的な空気層は、未臨界測定用中性子源
 孔と燃料要素上部の空間で、その他では伝導が支配的である。対流が支配的な空気
 領域を(p)-第B. 付. 6. 4図に示す。

したがって、以下にこれらの空気領域での対流熱伝達係数について記述する。

これらの空気層は周囲をかこまれた形になっているので、上下面への伝熱に対し
 ては2枚の水平平板に囲まれた式⑥⁷⁾を用い側面への伝熱に対しては密閉垂直流体
 層の式⑦³⁾を適用する。

$$\left\{ \begin{array}{l} Nu = 0.21 \cdot Ra^{1/4} \quad (10^4 < Gr < 3.2 \times 10^5) \quad \text{-----} \quad \text{⑥} \\ Nu = 0.075 \cdot Ra^{1/3} \quad (3.2 \times 10^5 < Gr < 10^7) \\ Nu = 0.28 \cdot Ra^{1/4} (L/D)^{-1/4} \quad (10^3 < Ra < 10^7) \quad \text{-----} \quad \text{⑦} \end{array} \right.$$

いま、一例として未臨界測定用中性子源孔の上下面について評価する。

レイリー数Raは②式に、

$$Ra = \frac{g \beta \Delta t D^3}{a \nu}$$

$$g = 9.8 \text{ (m/sec}^2\text{)}$$

β : \square °Cの空気の体膨張係数

$$= \frac{1}{\square + 273} = \square \text{ (1/}^\circ\text{C)}$$

a : \square °Cの空気の温度伝導率

$$= \square \text{ (m}^2\text{/hr)}$$

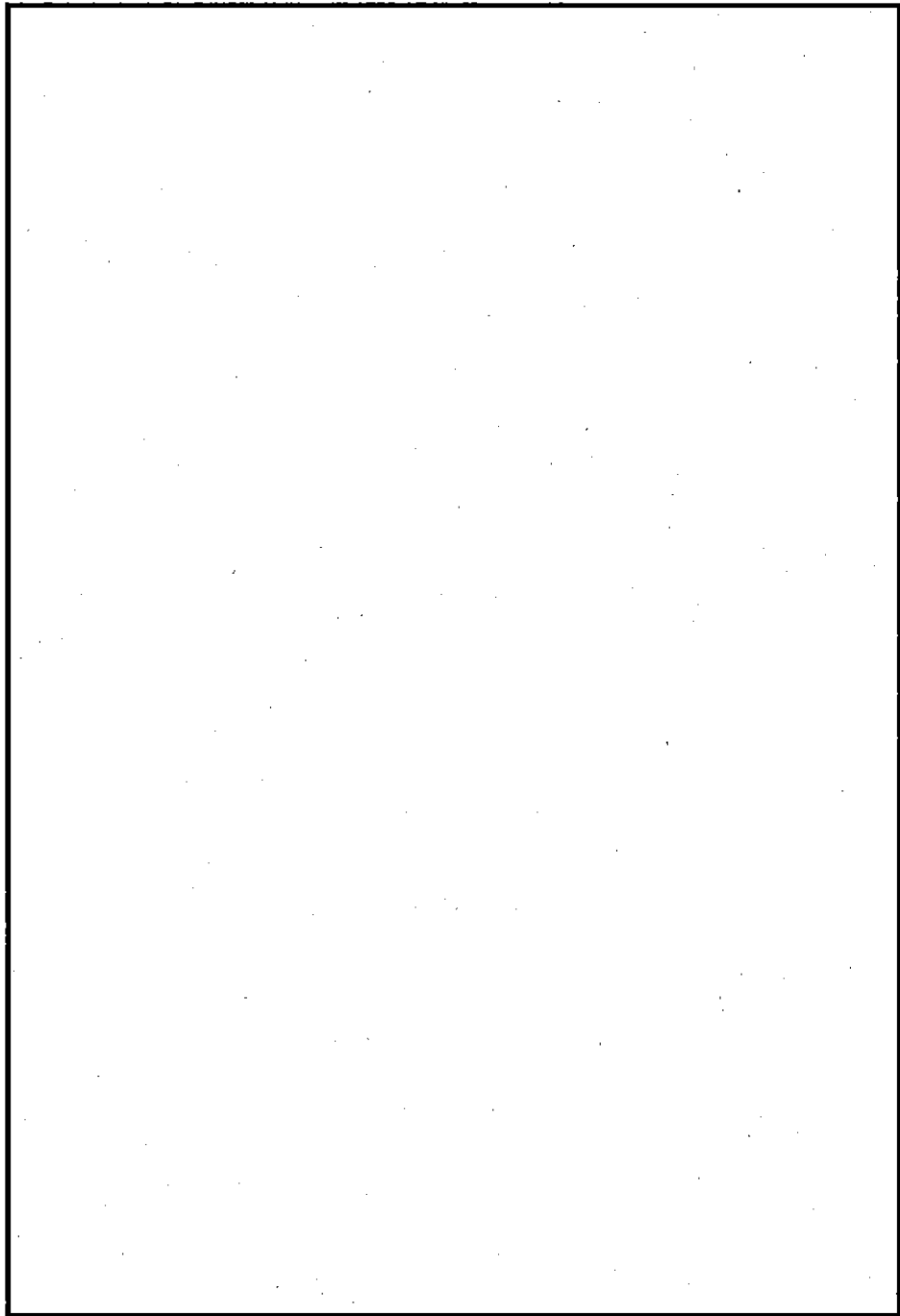
ν : \square °Cの空気の動粘性係数

$$= \square \text{ (m}^2\text{/sec)}$$

D : 空気層の厚さ (未臨界測定用中性子源孔の高さ)

$$= \square \text{ m}$$

を代入して求めると



(ロ) 第B. 付6. 4図 角型用バスケット内において対流が支配的な空気領域

$$Ra = \frac{(9.8) (\square)^2 (\square) (\square)^3 \Delta t}{(\square) (\square) (\square)} = \square \Delta t$$

となる。

グラスホフ数Gr は②及び③式から

$$Gr = \frac{Ra \cdot a}{\nu} = \frac{\square \cdot \Delta t \times \square}{(\square) (\square)} = \square \Delta t$$

となる。ゆえにヌッセルト数Nu は⑥式から

$$\begin{aligned} Nu &= 0.075 \cdot Ra^{1/3} \\ &= 0.075 \cdot (\square \cdot \Delta t)^{1/3} \\ &= \square \cdot \Delta t^{1/3} \end{aligned}$$

となり、上下2平面間の熱伝達係数hは①式から

$$\begin{aligned} h &= \frac{Nu \cdot k}{D} \\ &= \frac{\square \cdot \Delta t^{1/3} \times \square}{\square} \\ &= \square \Delta t^{1/3} \quad (\text{W/m}^2\text{K}) \end{aligned}$$

ここで、k : \square °Cの空気の熱伝導率

$$= \square \quad (\text{W/mK})$$

となる。この値は、未臨界測定用中性子源孔の上面（蓋底面）の温度と下面（燃料バスケット底板）の温度との関係を表わす自然対流熱伝達係数である。解析では、この間の空気層にも要素を設けるので、蓋底面と空気又は燃料バスケット底面と空気の熱抵抗は蓋底面と燃料バスケット底板の熱抵抗の半分となる。したがって、上又は下の1平面と空気との熱伝達係数は上値の2倍となり、

$$\begin{aligned} 2h &= 2 \times \square \Delta t^{1/3} \\ &= \square \Delta t^{1/3} \quad (\text{W/m}^2\text{K}) \end{aligned}$$

となる。その他の空気層においても同様に対流熱伝達係数を求める。得られた結果を(Ⅱ)-第B.付.6.1表に示す。これらの値を ABAQUSコードへの入力データとして
いる。

(ロ) - 第 B. 付. 6. 1 表 対流熱伝達係数 (燃料要素 A 収納時)

対流熱伝達係数算出式

上下面: 水平平板に囲まれた式

$$Nu = 0.21 \cdot Ra^{1/4} \quad (10^4 < Gr < 3.2 \times 10^5)$$

$$Nu = 0.075 \cdot Ra^{1/3} \quad (3.2 \times 10^5 < Gr < 10^7)$$

側面: 密閉垂直流体層の式

$$Nu = 0.28 \cdot Ra^{1/4} (L/D)^{-1/4} \quad (10^3 < Ra < 10^7)$$

レイリー数

$$Ra = g \cdot \beta \cdot \Delta t \cdot D^3 / (a \cdot \nu)$$

グラスホフ数

$$Gr = g \cdot \beta \cdot \Delta t \cdot D^3 / \nu^2$$

熱伝達係数

$$h = Nu \cdot k / D$$

バスケット内部空気の温度

摂氏 $^{\circ}C$

273 K

重力加速度

9.8 m/s²

項目	未臨界測定用中性子源挿入孔		燃料要素上部空間	
	上下面	側面	上下面	側面
流体の体積膨張係数	β			
平行 2 平面間温度差	Δt			
流体層厚さ	D			
空気層高さ	L			
温度伝導率	a			
動粘性係数	ν			
レイリー数	Ra			
グラスホフ数	Gr			
ヌッセルト数	$Nu = 0.21 \cdot Ra^{1/4}$			
	$Nu = 0.075 \cdot Ra^{1/3}$			
	$Nu = 0.28 \cdot Ra^{1/4} (L/D)^{-1/4}$			
熱伝導率	k			
	h			
熱伝達係数	2h			

1.3 燃料バスケット内部輻射熱伝達

内部熱伝達において輻射を考慮した位置は、

- ① 燃料要素側板と燃料バスケット格子側面間
(アルミニウム合金面とステンレス鋼面間)
- ② 燃料バスケット上面と蓋内壁間 (ステンレス鋼面とステンレス鋼面間)
- ③ 燃料バスケット側面と容器本体内壁間
(ステンレス鋼面とステンレス鋼面間)
- ④ 未臨界測定用中性子源挿入孔における上部底板と蓋内壁間
(ステンレス鋼面とステンレス鋼面間)
- ⑤ 燃料要素上部空間における燃料要素上面と蓋内壁間
(アルミニウム合金面とステンレス鋼面間)

である。

輻射伝熱での形状係数は、一般に次式によって求められる。

$$F_{12} = \frac{F_{12}}{\frac{1}{\epsilon_1} + \frac{1}{\epsilon_2} - 1} \quad \text{⑧}$$

ここで、 F_{12} : 面1から面2への形状係数 (—)

F_{12} : 面1から面2への形態係数 (—)

ϵ_1 : 面1の輻射率 (—)

ϵ_2 : 面2の輻射率 (—)

形態係数は各位置において1とした。また各面での表面輻射率は(p)-第B.1表に示すようにステンレス鋼では0.15、アルミニウム合金では0.11である。

ABAQUSコードへの入力データは、アルミニウム合金面 ($\epsilon_1=0.11$)、ステンレス鋼面 ($\epsilon_2=0.15$) 及びステファン・ボルツマン定数 ($\sigma=5.67032 \times 10^{-8} \text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K}^4)$) を入力する。

1.4 燃料要素下面—燃料バスケット上部底板間の熱伝達

燃料要素と燃料バスケット上部底板間にはわずかな空気層が存在する。この空間の熱伝導を考慮する。

伝熱面積としては、燃料要素側板の断面積のみとする。空気層の厚さとしては、燃料要素が燃料要素挿入孔内で物理的に可能な範囲で最大に傾斜した場合に生じる隙間を考える。たとえば燃料要素Aの場合、傾斜角は °、空気層厚さは最大で mm、平均で mmである。したがって、この空気層厚さは平均の mmとして扱う。

1.5 燃料バスケット下面—燃料バスケット上部底板間、燃料バスケット上部底板—燃料バスケット下部底板間及び燃料バスケット下部底板—容器本体底板間の熱伝達

ステンレス鋼製部材間には、わずかな空気層が存在する。これらの空間の熱伝導を考慮する。

伝熱面積としては、ドレン用の溝による接触面積の減少を考慮した値を用いる。空気層の厚さとしては、それぞれの表面仕上げを□^{*}とすると最大

$$\square + \square = \square \quad (\text{mm})$$

となる。

1.6 燃料バスケット上面—蓋内壁間及び燃料バスケット側面—容器本体内壁間の熱伝達

燃料バスケット上面と蓋内壁間には5mm及び燃料バスケット側面と容器本体内壁間には半径当たり1mmの空気層が存在する。これらの空気層の熱伝達を考慮する。

1.7 中性子吸収材—仕切板間の熱伝達

中性子吸収材と仕切板間には、両側に□mmずつの空気層が存在する。この空気層の熱伝達を考慮する。

2. MNU用バスケット収納時の核燃料輸送物内部熱伝達

B. 4. 1. 1 4 4.2項に示すように、核燃料輸送物内における熱伝達については、固体材料内では伝導による熱伝達を考える。また、燃料要素から容器本体内壁間等への対流・輻射による熱伝達は微少であり、崩壊熱のほとんどが燃料芯材、被覆管あるいは角型パイプを通じて燃料バスケット底板経由で容器本体に流れるものと考えられる。

*) JIS B 0601

表面あらさはミクロン単位 ($1 \mu = 0.001\text{mm}$) の最大高さで表わし、あらさの区分値は許容される最大高さで表わす。記号はSを用いる。

解析モデルでは、収納されるJRR-3 MNU燃料要素の断面形状はほぼ円形であるため、発熱は外筒の燃料被覆管で周方向に均一であるとし、その内部の燃料芯材は断熱体として扱う。また、角型パイプはモデル化せず、燃料要素の崩壊熱は燃料被覆管のみから燃料バスケット底板を通して容器本体底板に熱伝達されるものとする。この仮定は燃料要素と燃料バスケットとの伝熱面積を実際より小さくすることになり、燃料要素温度を高く評価することになり、安全側である。

また、燃料要素から容器本体底板への熱伝達においては、下記に示す構造材間にはわずかな隙間が生じるため、それぞれ妥当な空気層厚さを仮定して空気の伝導による熱伝達を考える。

- ・燃料要素下面と燃料バスケット底板上面間
- ・燃料バスケット底板下面と容器本体底板間

これらの内部の熱伝達を考慮した位置を(□)―第B.付.6.5図に示す。

2.1 燃料要素下面―燃料バスケット底板上面間の熱伝達

燃料要素と燃料バスケット底板上面間にはわずかな空気層が存在する。この空間の熱伝導を考慮する。

伝熱面積としては、燃料要素の端栓の断面積のみとする。空気層の厚さとしては、燃料要素が燃料要素挿入孔内で物理的に可能な範囲で最大に傾斜した場合に生ずる隙間を考える。その傾斜角は□°、空気層厚さは最大で□mm、平均で□mmである。したがって、この空気層厚さは平均の□mmとして扱う。

2.2 燃料バスケット底板下面―容器本体底板間の熱伝達

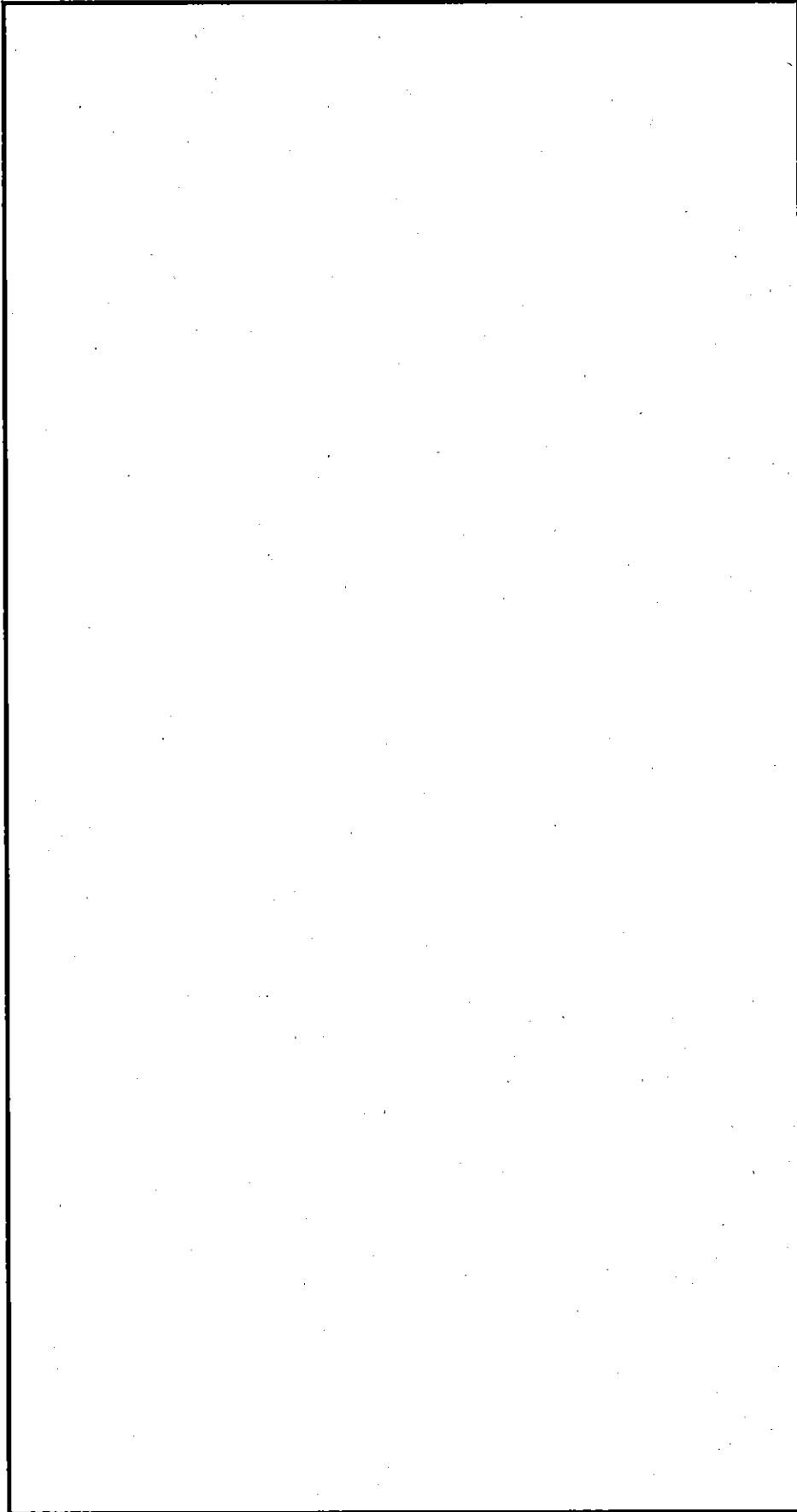
ステンレス鋼製部材間には、わずかな空気層が存在する。これらの空間の熱伝導を考慮する。

伝熱面積としては、MNU用バスケットの底板にはドレン用の溝がないため、バスケット底板の面積とする。

空気層の厚さとしては、それぞれの表面仕上げを□とすると最大

$$\square + \square = \square \quad (\text{mm})$$

となる。



(ロ) 第一B.付6.5図 核燃料輸送物内部における熱伝達

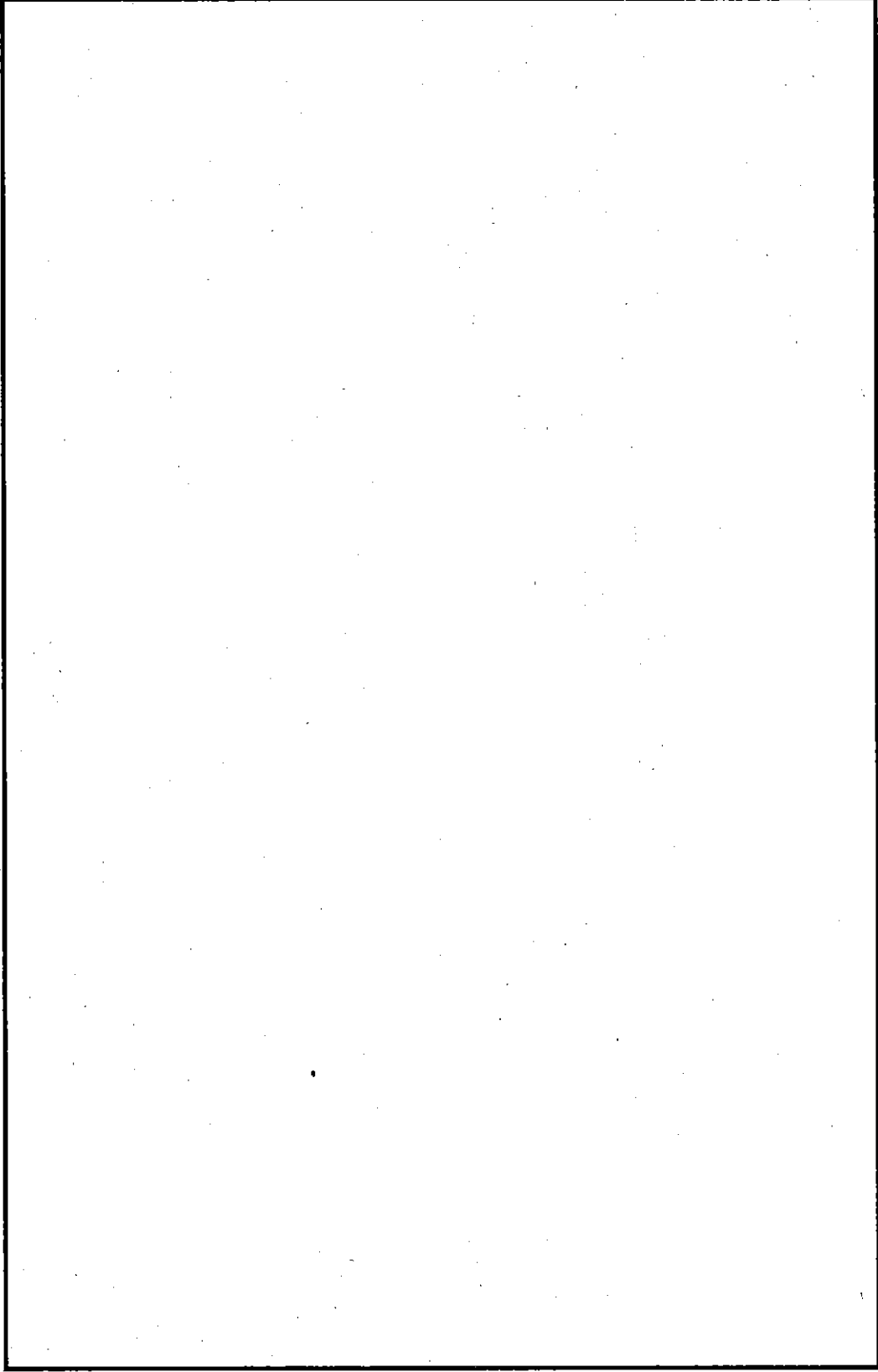
B.6.2 付属書類-2 一般の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての
詳細

輸送容器外表面と周囲環境との伝熱は、自然対流と輻射により行われる。核燃料輸送物外部において自然対流と輻射を考慮した位置を (p) 一第B.付.6.6図に示す。

以下に対流熱伝達係数と輻射で重要な形状係数について記述する。

1. 対流熱伝達係数

対流項の熱伝達係数 h の推定には、各位置に応じた信頼性の高い経験式を適用する。すなわち、フィンと本体側面に対しては、垂直平板の自然対流式①⁷⁾を用いる。



(p) 第一B.付6.6図 核燃料輸送物外部における熱伝達

$$\begin{cases} Nu = 0.555 \cdot Ra^{1/4} & (10^4 < Ra < 10^8) \\ Nu = 0.129 \cdot Ra^{1/3} & (10^8 < Ra < 10^{12}) \end{cases} \text{-----} \quad \textcircled{1}$$

本体上面に対しては、上向き熱面の自然対流式②⁷⁾を用いる。

$$\begin{cases} Nu = 0.54 \cdot Ra^{1/4} & (10^5 < Ra < 2 \times 10^7) \\ Nu = 0.14 \cdot Ra^{1/3} & (2 \times 10^7 < Ra < 3 \times 10^{10}) \end{cases} \text{-----} \quad \textcircled{2}$$

そして本体底面に対しては、下向き熱面の自然対流式③⁷⁾を用いる。

$$Nu = 0.27 \cdot Ra^{1/4} \quad (3 \times 10^5 < Ra < 3 \times 10^{10}) \text{-----} \quad \textcircled{3}$$

ここで

$$Nu = \frac{hD}{k} \quad \text{ヌッセルト数} \text{-----} \quad \textcircled{4}$$

$$Ra = \frac{g\beta \Delta t D^3}{a\nu} \quad \text{レイリー数} \text{-----} \quad \textcircled{5}$$

である。また、 a : 温度伝導率 (m²/sec)

D : 流体層厚さ (m)

g : 重力加速度 (m/sec²)

h : 対流熱伝達係数 (W/m²K)

k : 流体の熱伝導率 (W/mK)

L : 垂流流体層高さ (m)

Δt : 平行二平面間温度差 (°C)

β : 流体の体膨張係数 (1/°C)

ν : 動粘性係数 (m²/sec)

である。

いま、空気の温度を38°Cとしてレイリー数 Ra を⑤式により求める。

$$Ra = \frac{g\beta \Delta t D^3}{a\nu}$$

$$g = 9.8 \quad (\text{m/sec}^2)$$

β : 38°Cの空気の体膨張係数

$$\beta = \frac{1}{38 + 273} \quad (1/^\circ\text{C})$$

$$= 0.00322 \quad (1/^\circ\text{C})$$

a : 38°Cの空気の温度伝導率

$$= 0.0882 \quad (\text{m}^2/\text{hr})$$

ν : 38°Cの空気の動粘性係数

$$= 0.173 \times 10^{-4} \quad (\text{m}^2/\text{sec})$$

を代入すると

$$Ra = \frac{(9.8)(3,600)^2(0.00322)\Delta t \cdot D^3}{(0.0882)(0.173 \times 10^{-4})(3,600)} = 7.45 \times 10^7 \cdot D^3 \cdot \Delta t$$

となる。

したがって、上式に各位置に対応した代表長さDを代入し、各位置に適用する自然対流式を判定し、④式からそれぞれの位置での対流熱伝達係数を求める。

一例として、輸送容器上面（蓋上面）について記述する。代表長さDを輸送容器外径 \square mとすると、レイリー数Raは、

$$Ra = 7.45 \times 10^7 \times (\square)^3 \cdot \Delta t = \square \Delta t$$

となる。ゆえにヌッセルト数Nuは②式から

$$Nu = 0.14 \cdot Ra^{1/3} = 0.14 \times (\square \cdot \Delta t)^{1/3} = \square \cdot \Delta t^{1/3}$$

となり、したがって対流熱伝達係数hは④式から

$$h = \frac{Nu \cdot k}{D} = \frac{\square \cdot \Delta t^{1/3} \cdot 0.0271}{\square}$$

$$= \square \cdot \Delta t^{1/3} \quad (\text{W}/\text{m}^2\text{K})$$

ここで、k : 38°Cの空気の熱伝導率

$$= 0.0271 \quad (\text{W}/\text{mK})$$

となる。

各位置での熱伝達係数を(p) - 第B. 付. 6.2表に示す。

これらの値をABAQUSコードへの入力データとしている。

(ロ) -第B.付.6.2表 外部との対流熱伝達係数

対流熱伝達率算出式

本体上面：上向き熱面の自然対流式 $Nu=0.54 \cdot Ra^{1/4}$ ($10^5 < Ra < 2 \times 10^7$)
 $Nu=0.14 \cdot Ra^{1/3}$ ($2 \times 10^7 < Ra < 3 \times 10^{10}$)

本体側面：垂直平板の自然対流式 $Nu=0.555 \cdot Ra^{1/4}$ ($10^4 < Ra < 10^8$)
 $Nu=0.129 \cdot Ra^{1/3}$ ($10^8 < Ra < 10^{12}$)
 フィン

本体底面：下向き熱面の自然対流式 $Nu=0.27 \cdot Ra^{1/4}$ ($3 \times 10^5 < Ra < 3 \times 10^{10}$)

レイリー数 $Ra = g \cdot \beta \cdot \Delta t \cdot D^3 / (a \cdot \nu)$
 熱伝達係数 $h = Nu \cdot k / D$

容器外部の空気の温度 38 °C
 摄氏0°C 273 K
 重力加速度 9.8 m/s²

項目	輸送容器外表面			放熱用フィン
	上面	底面	側面	
流体の体積膨張係数 β	0.00321	0.00321	0.00321	0.00321
平行2平面間温度差 Δt	-	-	-	-
代表長さ D	-	-	-	-
温度伝導率 a	2.45E-05	2.45E-05	2.45E-05	2.45E-05
動粘性係数 ν	1.73E-05	1.73E-05	1.73E-05	1.73E-05
レイリー数 Ra	-	-	-	-
ヌッセルト数 Nu	$Nu=0.54 \cdot Ra^{1/4}$	-	-	-
	$Nu=0.14 \cdot Ra^{1/3}$	-	-	-
	$Nu=0.555 \cdot Ra^{1/4}$	-	-	-
	$Nu=0.129 \cdot Ra^{1/3}$	-	-	-
熱伝導率 k	0.0271	0.0271	0.0271	0.0271
熱伝達係数 h	0.0271	0.0271	0.0271	0.0271

2. 輻射熱伝達

形態係数は、フィンの付いていない輸送容器外表面（蓋上面、容器本体底外面、容器本体蓋接合部外表面）及びフィンの端面については1とし、フィンに囲まれた輸送容器表面及びフィンについては長さ方向及び高さ方向を分割して、それぞれについての値がABAQUSで算出される。

形態係数を1とした位置を(□)－第B.付.6.7図に示す。

さらに、フィンに囲まれた輸送容器表面及びフィンについての輻射を考慮する空気面としては(□)－第B.付.6.8図に示すように、頭部フィン部④、胴部フィン部⑤及び底部フィン部⑥では、フィン上端部及び側面部の周囲空気を考える。

以下に輻射伝熱の具体的な手法を

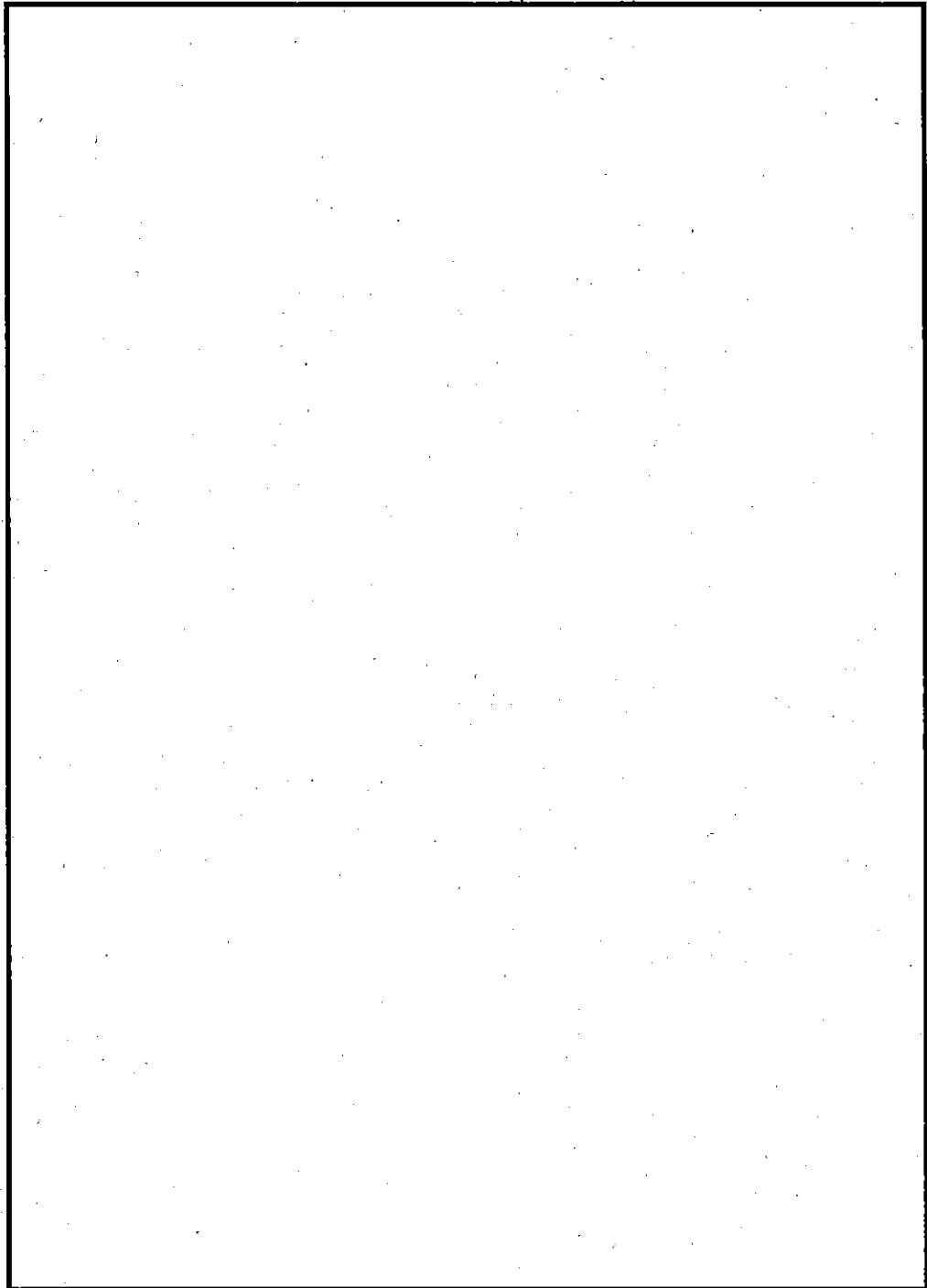
- 1) 形態係数を1とした部分の場合
 - 2) 頭部フィン部④、胴部フィン部⑤及び底部フィン部⑥の場合
- に分けて記述する。

1) 形態係数が1の部分

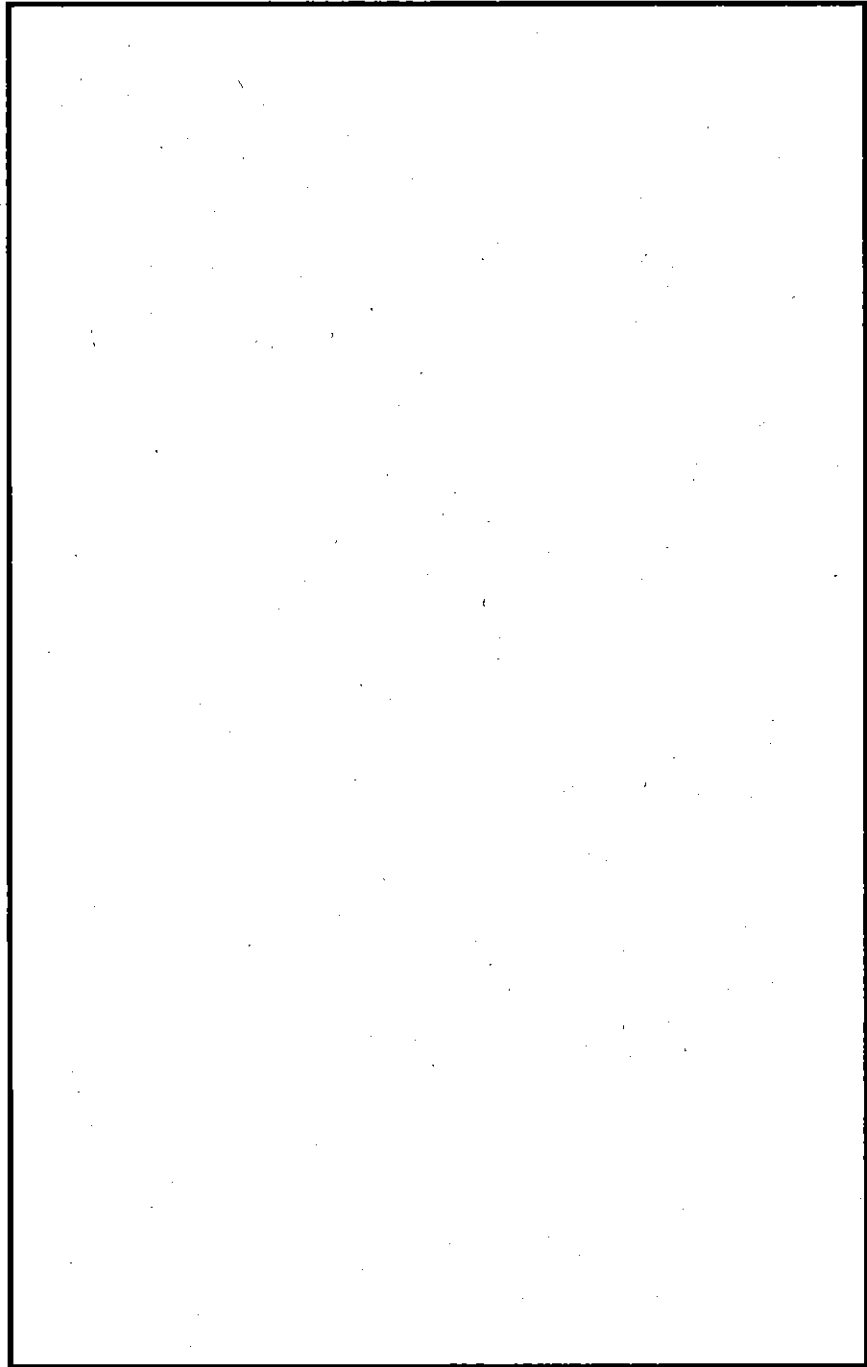
前述したように形態係数を1とした位置（蓋上面、容器本体底外面、容器本体・蓋接合部外表面及びフィン端面）では、形態係数1、(□)－第B.3表から表面輻射率 $\varepsilon_1=0.15$ 、周囲輻射率 $\varepsilon_2=1.0$ 及びステファン・ボルツマン定数 ($\sigma=5.67032 \times 10^{-8} \text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K}^4)$) をABAQUSコードに入力データとしている。

2) 頭部、胴部及び底部フィン部

頭部、胴部及び底部フィン部においては、フィン表面とフィンの間の容器本体表面及びそれを囲む外部雰囲気モデル化した閉空間を設定し、ABAQUSコード内で各部の形態係数が算出される。その部分の形状係数はその形態係数と、インプットされた表面輻射率又は周囲輻射率より決定される。



(p)-第B.付6.7図 形態係数を1とした面の説明



(a) - 第B. 付6.8図 フィンと周囲空気の説明

3. 輸送容器外表面の伝熱面積

外部熱伝達において、輸送容器外表面の伝熱面積は以下のように評価している。

蓋及び容器本体表面と環境との伝熱面積は、本体吊上金具及び蓋吊上金具についてはないものとしている。これは、これらの面積が十分小さいので無視できるためである。フィン表面と環境との伝熱面積は、フィンの表面積をそのままモデル化している。なお、ベースプレートについては伝熱の効果が小さいのでないものとして扱っている。

4. 太陽輻射熱

太陽輻射熱については、(p)-第B. 3表に基づき以下に示すような評価を行い、解析モデルの外表面にそれぞれの位置に応じた受熱量 q として与えている。ここで蓋、容器本体外表面及びフィン表面とも熱吸収率（表面輻射率）は 0.15、形態係数は1.0である。

1) 蓋及び容器本体外表面について

輸送容器の表面の受熱量 q を求める。

- ① 水平に輸送される平面（上向きの表面）

$$q = 800 \times 0.15 = 120 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ② 垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面

$$q = 200 \times 0.15 = 30 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ③ その他の表面

$$q = 400 \times 0.15 = 60 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ④ 水平に輸送される平面（下向きの表面）

$$q = 0 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

2) フィン表面について

フィンについても1)と同様に考え、受熱量 q を求める。

- ① 水平に輸送される平面（上向きの表面）

$$q = 800 \times 0.15 = 120 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ② 垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面

- i) フィン側面

$$q = 200 \times 0.15 = 30 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ii) フィン端面

$$q = 200 \times 0.15 = 30 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ③ その他の表面

$$q = 400 \times 0.15 = 60 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

- ④ 水平に輸送される平面（下向きの表面）

$$q = 0 \text{ (W/m}^2\text{)}$$

B.6.3 付属書類-3 一般の試験条件下における最大内圧算出

本核燃料輸送物は、燃料要素装荷後、熱平衡に達してから密封される。また、核燃料輸送物の内部流体は空気のみであるので、最大内圧は核燃料輸送物が日陰から太陽輻射熱を受けた場合の内部空気の温度上昇による圧力上昇だけである。例えば燃料要素Aを収納した場合には、密封時における内部空気の最低温度は、日陰における温度評価結果の本体内壁の最低温度に等しいと考えて□°Cである((p)-第B.7図参照)。

一方、太陽輻射熱を受けた時における内部空気の最高温度は、最高温度評価結果の燃料要素の最高温度に等しいと考えて□°Cである。((p)-第B.6表参照)実際の空気温度はこれらの値の間であり、最大内圧は空気温度が □°Cと仮定した場合より低い値となる。

この場合の最大内圧は理想気体の状態方程式①を適用することにより下記のごとく求める。

$$\frac{P_1 V_1}{T_1} = \frac{P_2 V_2}{T_2} \dots\dots\dots ①$$

- ここで P₁ : 密封時の内圧 (大気圧) (MPa abs)
- V₁ : 密封時の内部空気体積 (m³)
- T₁ : 密封時の内部空気温度 (K)
- P₂ : 最高温度評価における内圧 (MPa abs)
- V₂ : 最高温度評価における内部空気体積 (m³)
- T₂ : 最高温度評価における内部空気温度 (K)

である。①式より

$$P_2 = \frac{P_1 V_1 T_2}{T_1 V_2} \dots\dots\dots ②$$

上記に

- P₁ = 0.1013 (MPa abs)
- V₁ = V₂
- T₁ = □ + 273 = □ (K)
- T₂ = □ + 273 = □ (K)

を代入すると、求めるべき最大内圧 P₂は

$$P_2 = \frac{(0.1013) \times V_1 \times (\square)}{(\square) \times V_2}$$

$$= \square \text{ (MPa abs)}$$

$$= \square \text{ (MPaG)}$$

となる。

JRR-3 MNU燃料要素を収納した場合についても同様に求める。結果は(□)－第B.6表に示す。

また、このとき運搬中に予想される周囲の温度変化(−40℃から38℃)を考慮した場合、−40℃環境で燃料を収納、−40℃環境で調圧することを想定する。調圧時の内部温度については、容器内平均温度より周囲の温度変化を差し引くことで、

$$\frac{\square}{2} - 78 = \square \text{ (℃)}$$

とする。一方、最大内圧算出時と同様に太陽輻射熱を受けた時における内部空気の高温度は、高温度評価結果の燃料要素の高温度に等しいと考えて□℃とすれば、このときの内圧は、

$$P_2' = \frac{(0.1013) \times V_1 \times (\square)}{(\square) \times V_2}$$

$$= \square \text{ (MPa abs)}$$

$$= \square \text{ (MPaG)}$$

となる。算出した一般試験条件下における最大内圧と比べ小さいため、上記結果に包含されることになり、運搬中に予想される周囲の温度変化を考慮した場合であっても、本核燃料輸送物は一般の試験条件下での圧力上昇による問題はない。

B.6.4 付属書類－4 特別の試験条件下における核燃料輸送物外部熱伝達についての 詳細

1. 対流熱伝達係数

対流項の熱伝達係数の推定には、一般の試験条件下で示したように各位置に応じた信頼性の高い経験式を適用する。

すなわち、フィンと本体側面に対しては垂直平板の自然対流式⁷⁾①を用いる。

$$\begin{cases} Nu = 0.555 \cdot Ra^{1/4} & (10^4 < Ra < 10^8) \\ Nu = 0.129 \cdot Ra^{1/3} & (10^8 < Ra < 10^{12}) \end{cases} \dots\dots\dots ①$$

火災前と火災後の本体上面に対しては上向き熱面の自然対流式⁷⁾②を用いる。

$$\begin{cases} Nu = 0.54 \cdot Ra^{1/4} & (10^5 < Ra < 2 \times 10^7) \\ Nu = 0.14 \cdot Ra^{1/3} & (2 \times 10^7 < Ra < 3 \times 10^{10}) \end{cases} \dots\dots\dots ②$$

火災時の本体上面に対しては、上向き冷面の自然対流式⁷⁾③を用いる。

$$Nu = 0.27 \cdot Ra^{1/4} \quad (3 \times 10^5 < Ra < 3 \times 10^{10}) \dots\dots\dots ③$$

火災前と火災後の本体底面に対しては下向き熱面の自然対流式⁷⁾④を用いる。

$$Nu = 0.27 \cdot Ra^{1/4} \quad (3 \times 10^5 < Ra < 3 \times 10^{10}) \dots\dots\dots ④$$

火災時の本体底面に対しては下向き冷面の自然対流式⁷⁾⑤を用いる。

$$\begin{cases} Nu = 0.54 \cdot Ra^{1/4} & (10^5 < Ra < 2 \times 10^7) \\ Nu = 0.14 \cdot Ra^{1/3} & (2 \times 10^7 < Ra < 3 \times 10^{10}) \end{cases} \dots\dots\dots ⑤$$

ここで、

$$Nu = \frac{hD}{k} \quad \text{ヌッセルト数} \dots\dots\dots ⑥$$

$$Ra = \frac{g\beta\Delta t D^3}{a\nu} \quad \text{レイリー数} \dots\dots\dots ⑦$$

- また a : 温度伝熱率 (m²/sec)
 D : 流体層厚さ (m)
 g : 重力加速度 (m/sec²)
 h : 熱伝達係数 (W/m²K)
 k : 流体の熱伝導率 (W/mK)
 L : 垂流体層高さ (m)
 Δt : 平行二平面間温度差 (°C)
 β : 流体の体膨張係数 (1/°C)
 ν : 動粘性係数 (m²/sec)

である。

まず、レイリー数Raを⑦式により求める。

火災前と火災後においては、

$$Ra = \frac{g \beta \Delta t D^3}{a \nu}$$

$$g = 9.8 \quad (\text{m/sec}^2)$$

β : 38°Cの空気の体膨張係数

$$= \frac{1}{38+273} \quad (1/^\circ\text{C})$$

$$= 0.00322 \quad (1/^\circ\text{C})$$

a : 38°Cの空気の温度伝導率

$$= 0.0882 \quad (\text{m}^2/\text{hr})$$

ν : 38°Cの空気の動粘性係数

$$= 0.173 \times 10^{-4} \quad (\text{m}^2/\text{sec})$$

であるので代入すると

$$Ra = \frac{(9.8)(3,600)^2(0.00322) \cdot \Delta t \cdot D^3}{(0.0882)(0.173 \times 10^{-4})(3,600)}$$

$$= 7.45 \times 10^7 \cdot D^3 \cdot \Delta t \dots\dots\dots \textcircled{8}$$

また、火災時においては

$$Ra = \frac{g \beta \Delta t D^3}{a \nu}$$

$$g = 9.8 \quad (\text{m/sec}^2)$$

β : 800°Cの空気の体膨張係数

$$= \frac{1}{800+273} \quad (1/^\circ\text{C})$$

$$= 0.000932 \quad (1/^\circ\text{C})$$

a : 800°Cの空気の温度伝導率

$$= 0.693 \quad (\text{m}^2/\text{hr})$$

ν : 800°Cの空気の動粘性係数

$$= 1.37 \times 10^{-4} \quad (\text{m}^2/\text{sec})$$

であるので代入すると

$$Ra = \frac{(9.8)(3,600)^2(0.000932) \cdot \Delta t \cdot D^3}{(0.693)(1.37 \times 10^{-4})(3,600)}$$

$$= 3.46 \times 10^5 \cdot D^3 \cdot \Delta t \dots\dots\dots \textcircled{9}$$

となる。

これらの上記2式に各位置に応じた代表長さD (m) を代入し、各位置に適用する自然対流式を判定し、⑥式からそれぞれの位置での熱伝達係数を求める。

一例として、輸送容器上面（蓋上面）について記述する。代表長さDを輸送容器外径□mとすると、火災前後のレイリー数Raは⑧式から

$$\begin{aligned} Ra &= 7.45 \times 10^7 \cdot (\square)^3 \cdot \Delta t \\ &= \square \cdot \Delta t \end{aligned}$$

また、火災中のレイリー数Raは⑨式から

$$\begin{aligned} Ra &= 3.46 \times 10^5 \cdot (\square)^3 \cdot \Delta t \\ &= \square \cdot \Delta t \end{aligned}$$

となる。ゆえに火災前後のヌッセルト数Nuは②式から

$$Nu = 0.14 \cdot Ra^{1/3} = \square \cdot \Delta t^{1/3}$$

また、火災中のヌッセルト数Nuは③式から

$$Nu = 0.27 \cdot Ra^{1/4} = \square \cdot \Delta t^{1/4}$$

となり、したがって火災前後の対流熱伝達係数hは⑥式から

$$\begin{aligned} h &= \frac{Nu \cdot k}{D} = \frac{0.14 Ra^{1/3} \times 0.0271}{\square} \\ &= \square \cdot \Delta t^{1/3} \quad (\text{W/m}^2\text{K}) \end{aligned}$$

ここで k : 38°Cの空気の熱伝導率

$$= 0.0271 \quad (\text{W/mK})$$

また、火災中の対流熱伝達係数hは⑥式から同様に

$$\begin{aligned} h &= \frac{0.27 Ra^{1/4} \times 0.0709}{\square} \\ &= \square \cdot \Delta t^{1/4} \quad (\text{W/m}^2\text{K}) \end{aligned}$$

ここで k : 800°Cの空気の熱伝導率

$$= 0.0709 \quad (\text{W/mK})$$

となる。

各位置での対流熱伝達係数を(ρ)-第B.付.6.3表に示す。これらの値を ABAQUSコードへの入力データとしている。

2. 輻射熱伝達

輻射率 ε_1 、 ε_2 は(ρ)-第B.7表に示すように本条件下の環境条件によって変化する。形態係数を1とした位置について、それらの表面輻射率、周囲輻射率、形態係数1及びステファン・ボルツマン定数をABAQUSコードへの入力データとしている。

また、頭部、胴部及び底部フィンにおいては、フィン表面とフィンの中の容器本体表面及びそれを囲む外部雰囲気モデル化した閉空間を設定し、ABAQUSコード内で各部の形態係数が算出される。ABAQUSコードへの入力データは、それらの形態係数と表面輻射率、周囲輻射率及びステファン・ボルツマン定数である。

(ρ)-第B.付.6.3表 特別の試験条件下における外部との対流熱伝達係数

項目		位置			
		本体上面	本体底面	本体側面	フィン
D : 代表長さ (m)					
火災前・火災後	Ra : レイリー数 (-)				
	Nu : ヌッセルト数 (-)				
	h : 対流熱伝達係数 (W/m ² K)				
火災時	Ra : レイリー数 (-)				
	Nu : ヌッセルト数 (-)				
	h : 対流熱伝達係数 (W/m ² K)				

3. 輸送容器外表面の伝熱面積

輸送容器外表面の特別の試験条件下における伝熱面積は、(p)-B.6.2に示す条件と同様に扱う。

4. 太陽輻射熱

特別の試験条件下における太陽輻射熱は、火災前後及び火災時において考慮する。

この場合、伝熱面積及び核燃料輸送物外表面形状が一般の試験条件下と同様であるので、太陽輻射熱についても一般の試験条件下と同様に扱う。

B.6.5 付属書類-5 特別の試験条件下における燃料要素の最高温度算出についての詳細

本条件下における燃料要素の最高温度評価の算出手法を燃料バスケットの種類ごとに示す。(p)-第B.8表参照)

1. 角型用バスケットを収納した場合 (燃料要素A収納時)

燃料要素Aを収納した場合の特別の試験条件下における各部の経時温度変化は(p)-第B.16図～(p)-第B.18図に示される。(p)-第B.16図に示されるように、輸送容器内部の燃料要素の温度上昇は容器本体に比べ非常に緩やかである。そのため、燃料要素の最高温度評価は、本体内壁における特別の試験条件での最大温度変化量、すなわち、本体内壁での火災前温度と火災後の温度差が最大となる部分の温度差 Δt を(p)-第B.6表に示される一般の試験条件下における燃料要素の最高温度に加算して算出する。実際の燃料要素での温度差は、本体内壁における2つの評価での温度差の最高値より低いと考えられるから、この算出法は安全側である。

本体内壁における2つの評価条件での温度差の最高値は、上面に生じ、その値

Δt は

$$\Delta t = \square - \square = \square^{\circ}\text{C}$$

である。したがって、燃料要素における火災前との温度差は最高 $\square^{\circ}\text{C}$ と考える。

ゆえに、燃料要素の最高温度は火災前の温度 $\square^{\circ}\text{C}$ に $\square^{\circ}\text{C}$ を加えることにより $\square^{\circ}\text{C}$ となる。

2. MNU用バスケットを収納した場合 (JRR-3 MNU燃料要素収納時)

MNU用バスケットの場合、角型用バスケットと大きく異なった形状をしており、胴内壁（側壁）への伝熱は微少であり、燃料要素と容器本体との熱伝達は燃料バスケット底板のみを介して行われる。そのため、MNU用バスケットの場合は角型用バスケットに比べ早く燃料要素に熱が伝わる。

したがって、JRR-3 MNU燃料要素を収納した場合の燃料要素の最高温度は、上記の角型用バスケットと異なり、解析によって求めた。

B.6.6 付属書類-6 特別の試験条件下における最大内圧算出

特別の試験条件下における最大内圧については、一般の試験条件下と同様に評価する。燃料要素Aを収納した場合について示すと、付属書類(ロ)-B.6.4項の②式から

$$P_2 = \frac{P_1 V_1 T_2}{T_1 V_2}$$

ここで P_1 : 密封時の内圧 (大気圧) 0.1013 (MPa abs)

P_2 : 最大内圧 (")

$V_1 = V_2$: V_2 内部空気体積 _____

T_1 : 密封時の内部空気温度 $\square + 273 = \square$ (K)

T_2 : 最大内圧評価時の内部空気温度 $\square + 273 = \square$ (K)

$$= \frac{(0.1013) \times V_1 \times (\square)}{\square V_2}$$

$$= \square \text{ (MPa abs)}$$

$$= \square \text{ (MPa G)}$$

となる。

JRR-3 MNU燃料要素収納時についても同様に求める。結果は(ロ)-第B.8表に示す。

B.6.7 付属書類－7 ABAQUSコードの説明

(a)-A.10.6の「ABAQUSコードの説明」を参照。

B.6.8 付属書類-8 参 考 文 献

- 1) “燃料設計に必要な物性値及び計算図表” 森島他 JAERI-M4881
- 2) “ステンレス鋼便覧” 長谷川正義編
- 3) “伝熱工学資料” (第3版) 日本機械学会
- 4) “Heat Transmission” (3rd Ed.) Mc Adams
- 5) “Aluminum The Cryogenic Metal” Alcoa (1971)
- 6) Brooks & Perkins Inc. 提供資料 (Nov. 1975)
- 7) “化学工学便覧 (第4版)” 化学工学協会

C. 密封解析

本解析では、一般及び特別の試験条件下における本核燃料輸送物の密封性能を評価する。

C.1 概要

本節では、一般及び特別の試験条件下において、本核燃料輸送物からの放射性物質の漏えい率が技術基準に定める基準値以下であり、本核燃料輸送物が密封性能を満足していることを確認する。

C.2 密封装置

C.2.1 密封装置

以下に本輸送容器の密封装置について、構成、密閉機構、材質、圧力・温度、封印及び検査の順に説明する。

1. 構成

本輸送容器は、蓋及び容器本体が密封性の良好なステンレス鋼の鍛造製一体型構造で、それ自体が密封容器を構成し、特別な内容器等を使用していない。

密封境界を(□)－第C.1図に示す。密封境界における開口部は

① 蓋・容器本体接合部

(密封境界：□オーリング)

② ベントバルブ

(密封境界：ガスケット及び□オーリング)

③ ドレンバルブ

(密封境界：ガスケット及び□オーリング)

がある。

すなわち、密封境界の密封装置は、蓋内壁、容器本体内壁、ベント貫通孔、ドレン貫通孔、蓋・容器本体接合部、ベントバルブ及びドレンバルブから構成される。

このうち、蓋・容器本体接合部は□のオーリングと気密漏えい試験孔から成る(□)－第C.2図及び(□)－第C.3図参照)。気密漏えい試験孔はオーリングを有する気密漏えい試験孔用閉止プラグで閉じられる。また、両バルブは

同一構造で、

から成る ((a)-第C.4図参照)。

2. 密閉機構

前項で記述した密封境界における開口部の密閉方法は、すべてに閉じるようになっているが、密封境界はその内側となっている。以下にその詳細を説明する。

蓋・容器本体接合部の密閉は、蓋に設けたのオーリングによって行われ、密封境界はのオーリングである。このオーリングの締付けは、の蓋締付けボルトで行われる。のオーリング間には、この密閉部の密封性を検査するための気密漏えい試験孔が設けられており、出口はオーリングを有する気密漏えい試験孔用閉止プラグで閉じられる ((a)-第C.2図及び(a)-第C.3図参照)。

ベントバルブ及びドレンバルブは同一寸法、同一構造となっており、組込み式で容易に交換のできるものである。バルブの容器本体等への取付けはのボルトで行われ、取付け部の気密はバルブボディに設けたのオーリングで保つ。密封境界はのオーリングである。こののオーリング間には、取付け部の密封性を検査するためのバルブ気密漏えい試験孔が設けてある。出口はオーリングを有するバルブ気密漏えい試験孔用閉止プラグで閉じられる。

また、輸送容器内部と通じるの密閉は、これらと通じるによって閉じられる (密封境界)。

この密閉は、専用工具により
ことにより行われる。

流通孔の出口はで閉じられる。またディスク部は区切られる。ガスケットの気密漏えい検査はを利用して行われる。

さらに、バルブはオーリングを有する保護カバーで保護される。なお保護カバーの詳細は(a)-C.2.4 2項で説明する ((a)-第C.4図、(a)-第C.5図

及び(ρ)－第C. 6図参照)。

3. 材 質

本密封装置を構成する容器本体、蓋、バルブ及び蓋締付けボルト等は、耐食性及び機械的強度の十分なステンレス鋼である。熱的・機械的性質は(ρ)－A. 3及び(ρ)－A. 4. 2に示したとおりである。

また、密封境界の開口部でのパッキングは、すべて耐熱、耐寒及び耐放射線性の良い[]製のOリングあるいはガスケットである。[]の性質を(ρ)－第C. 7図に示す。

4. 圧力・温度

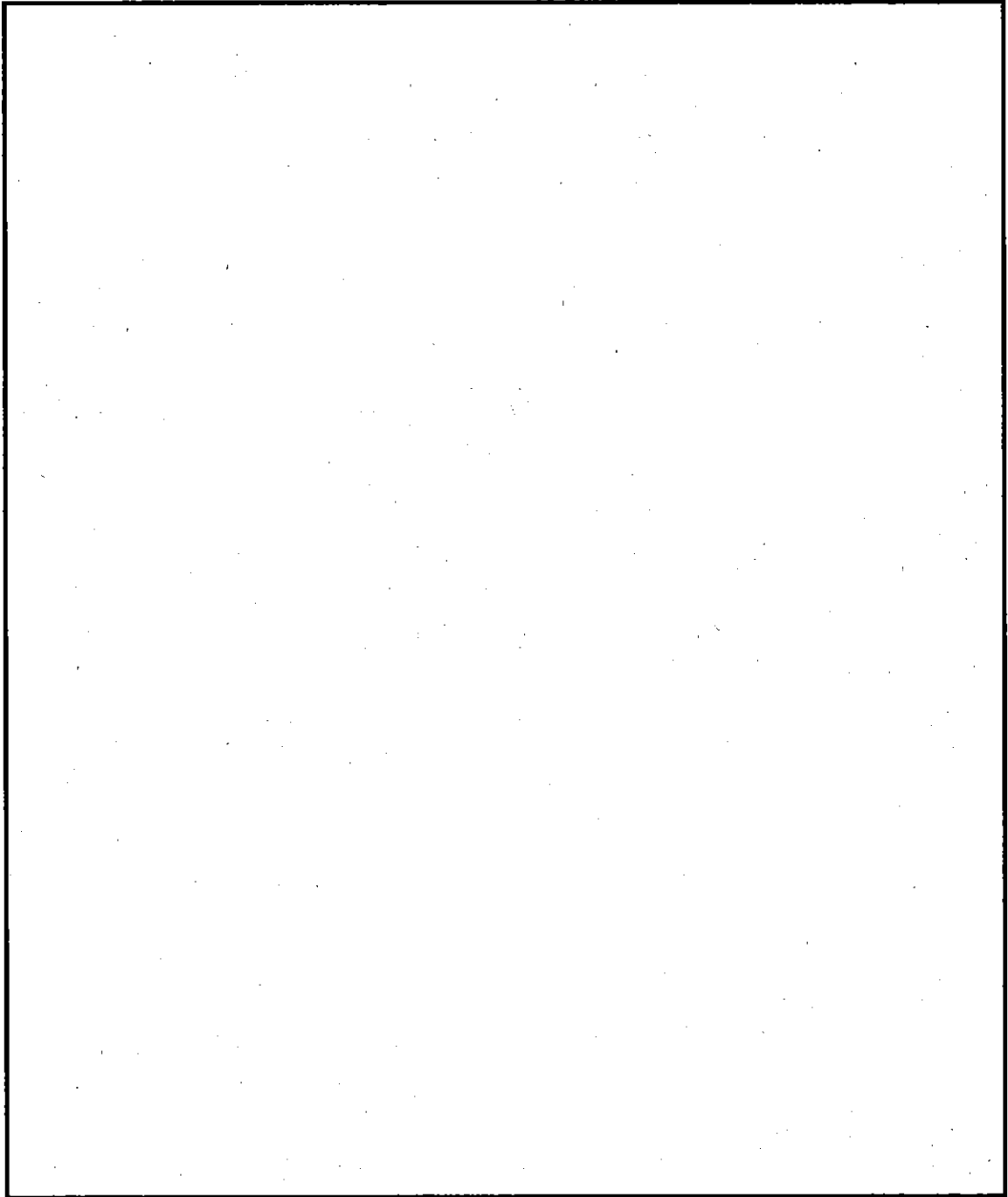
本核燃料輸送物の圧力及び温度は、(ρ)－B熱解析で示したように、評価がより保守的となるよう、収納する燃料要素よりも圧力及び温度が高い燃料要素(以下、燃料要素Aという。)40体を収納した場合に、一般及び特別の試験条件下において最も厳しい条件となる。この場合においても密封装置の健全性は維持される。この場合の両試験条件下における本核燃料輸送物の密封性に係わる各部の温度と圧力を(ρ)－第C. 1表に示す。

5. 封 印

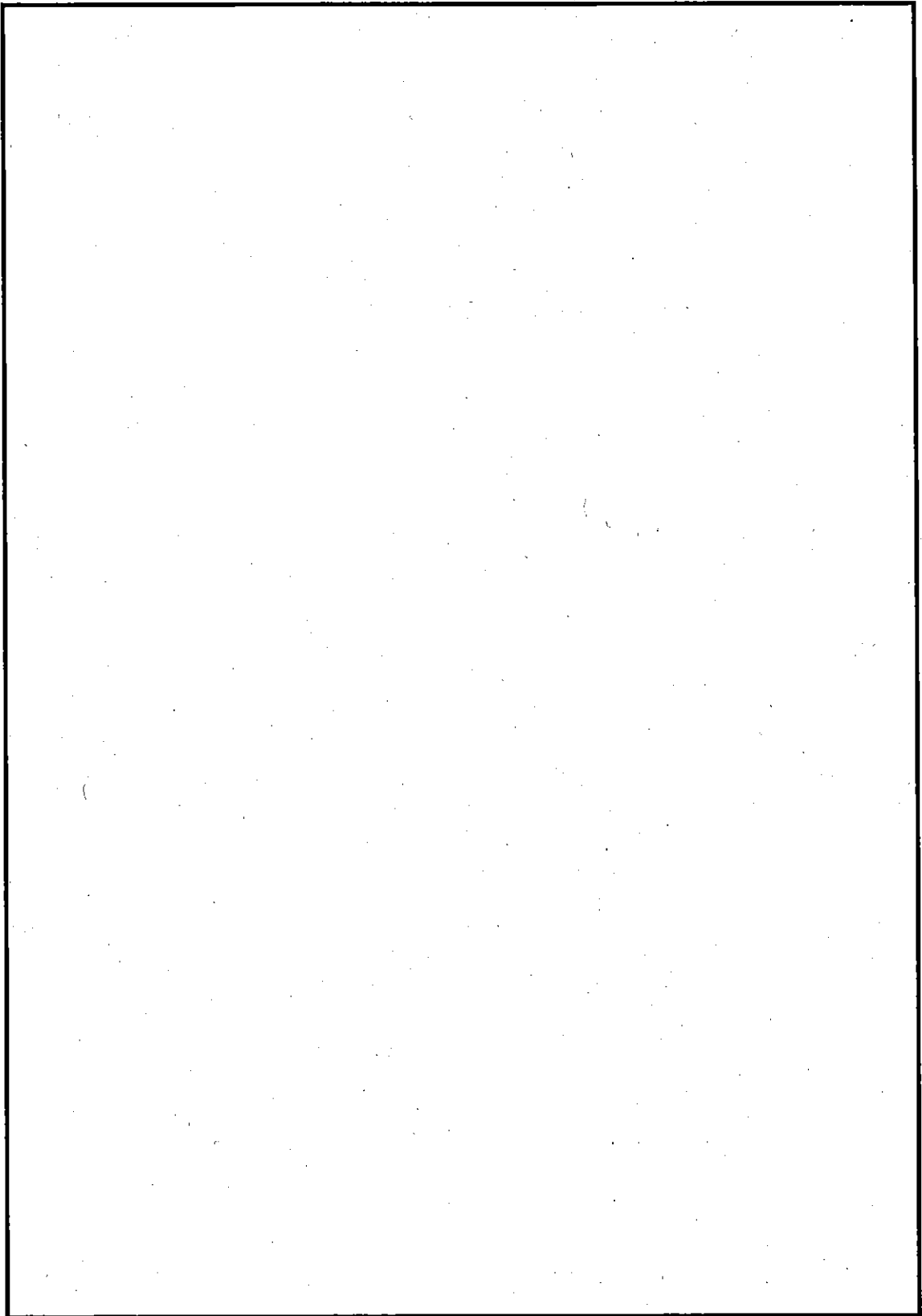
蓋は[]の蓋締付けボルト ([])により容器本体に取付けられる。輸送の際には[]が []

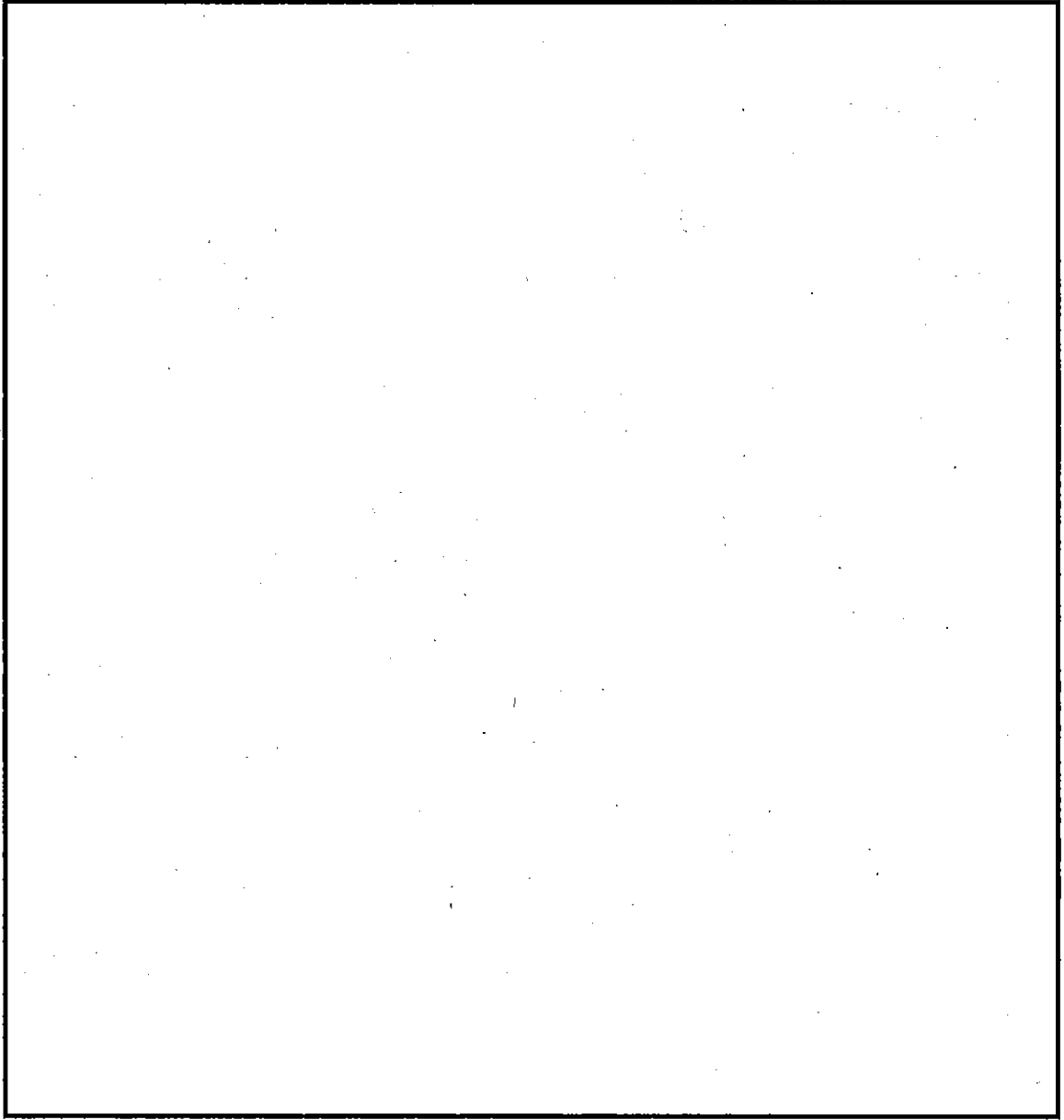
ベント及びドレンバルブは[]のボルト ([])で蓋及び容器本体に取付ける。

その外側に保護カバーを[]のボルトで取付ける。この保護カバーは輸送時に[]される。この []して行う。したがって、これらは []はなく、また []された場合にはそれが明らかになるようになっている。

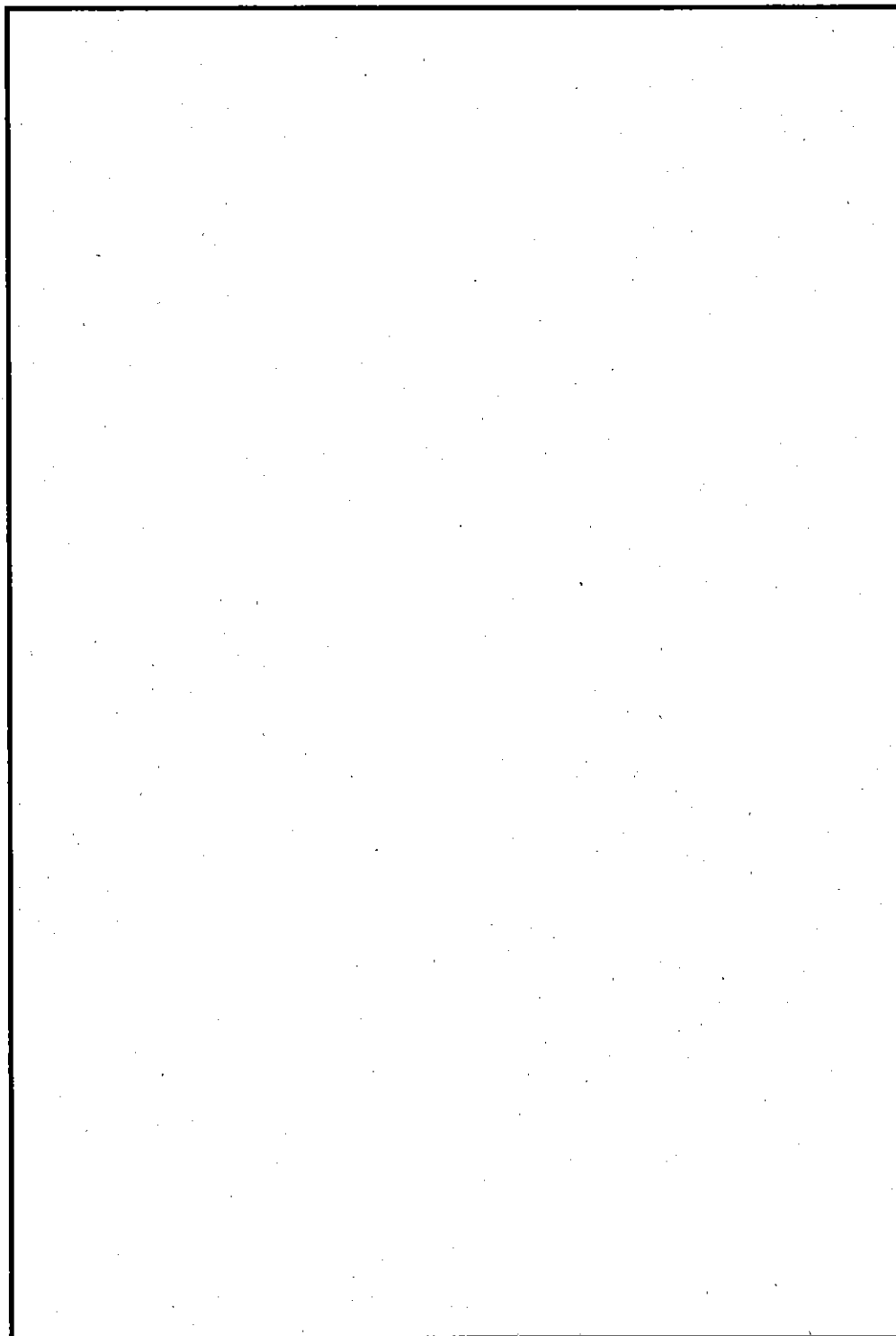


(㊦)-第C.1図 輸送容器の密封境界

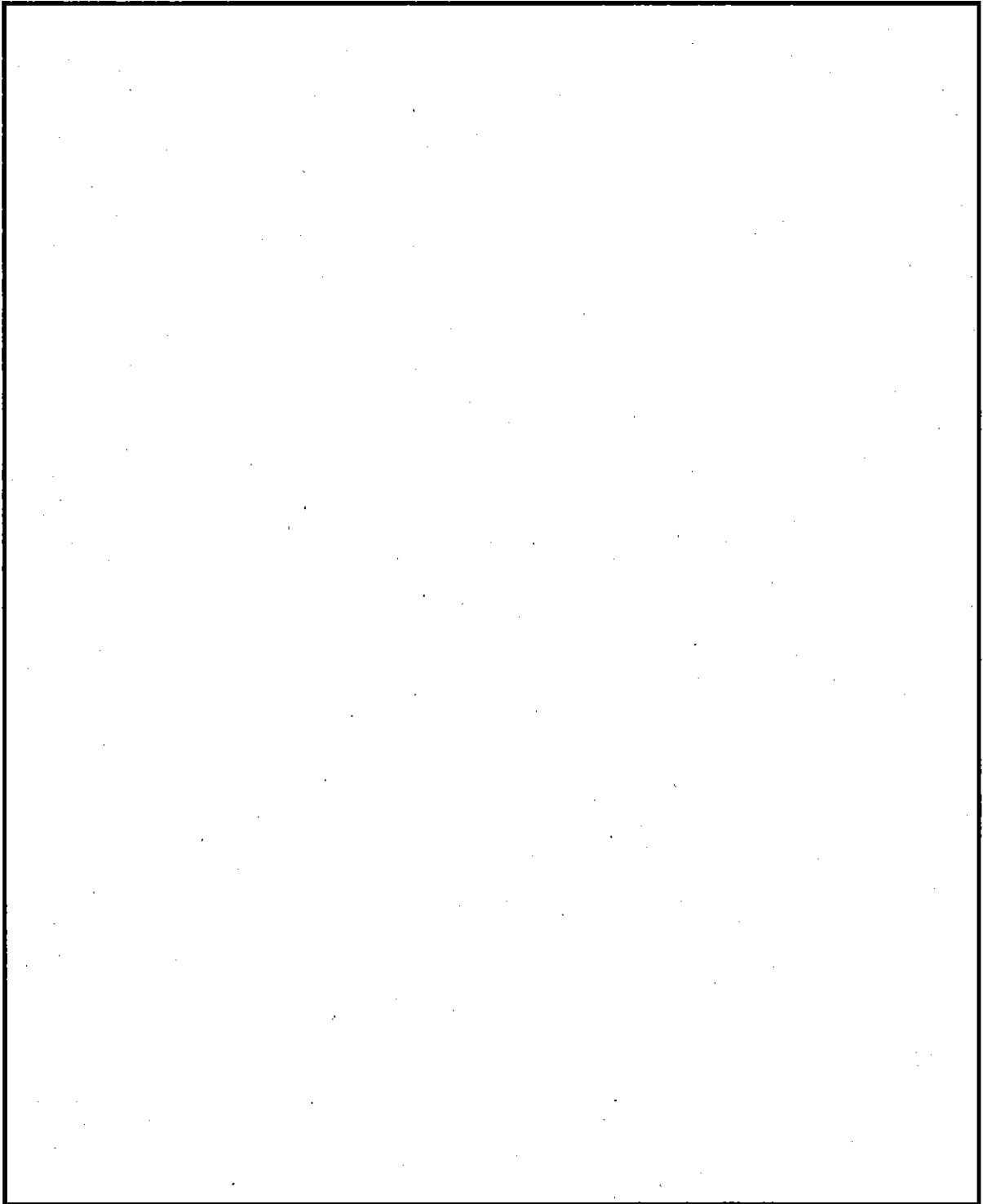




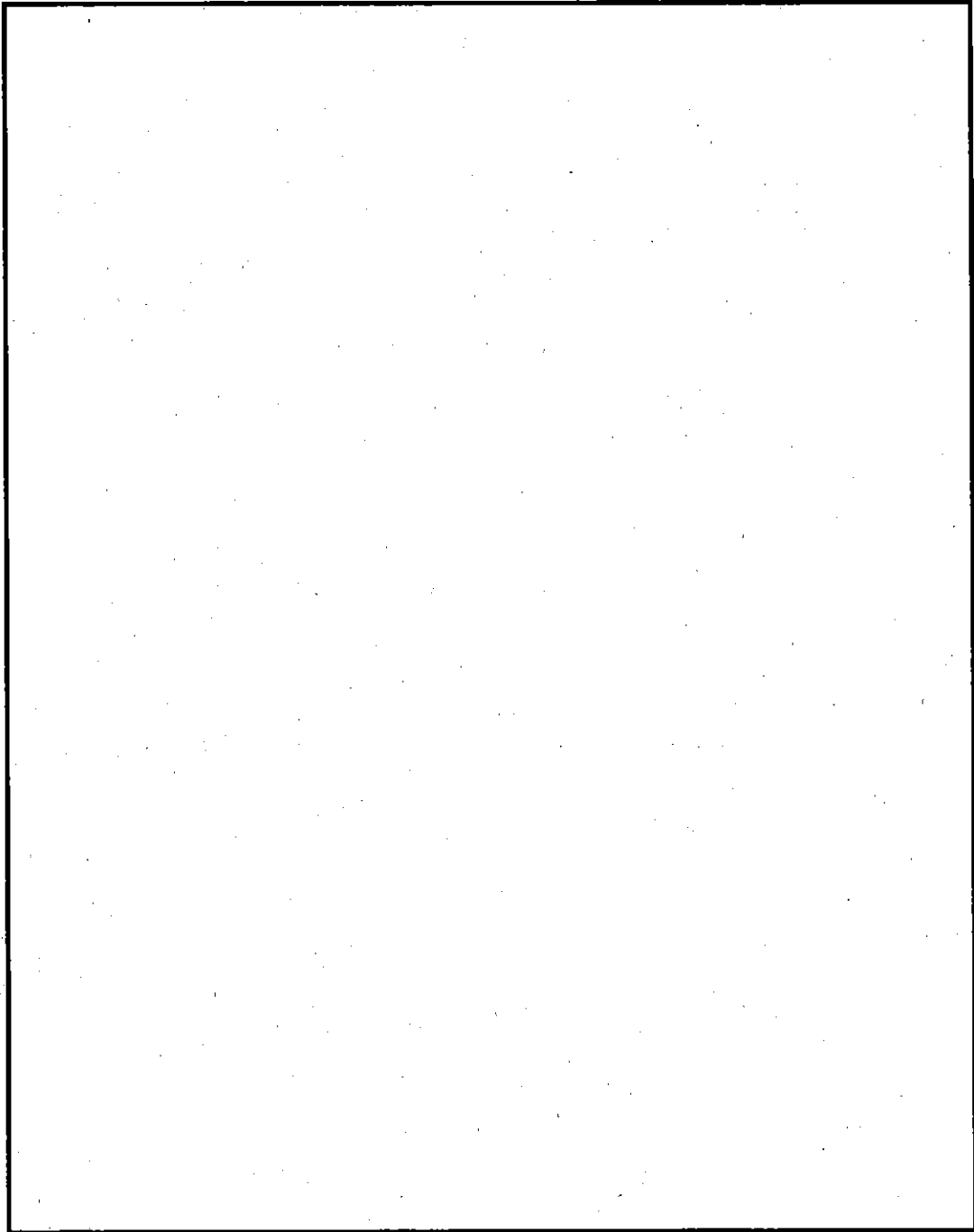
(㊦) - 第C. 3図 蓋・容器本体接合部のO-リング



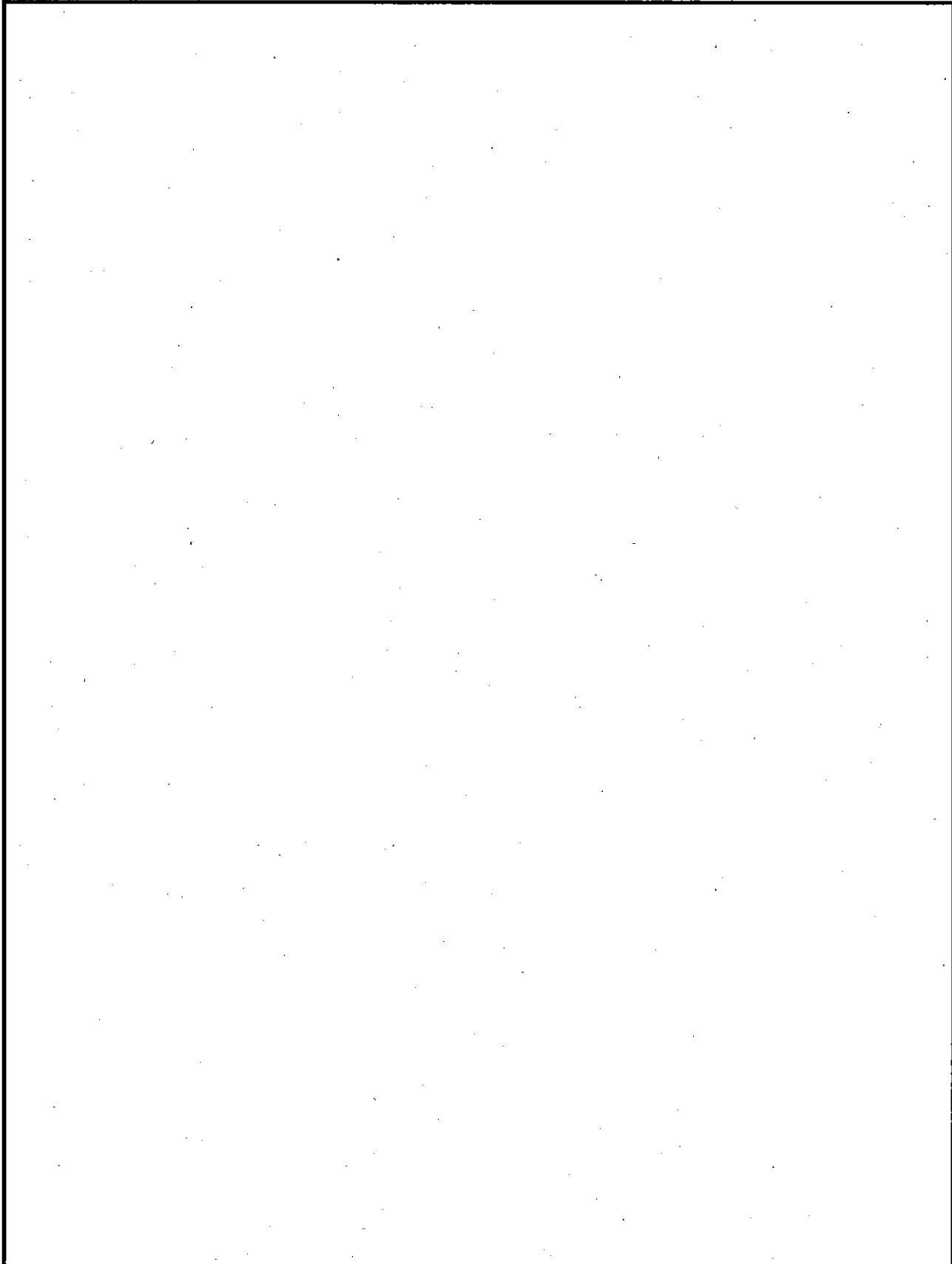
(ロ)一第C. 4 図 ベント及びドレンバルブ断面図



(v) - 第C. 5 図 ドレンバルブ保護カバー



(p) - 第 C. 6 図 ベントバルブ保護カバー



(ロ) 第C.7図 パッキング材 の性質

(ロ)一第C.1表 各試験条件下における核燃料輸送物の温度及び圧力

項目	条件	一般の試験条件			特別の試験条件	
		日陰	最高	最低	最高	最低
本体蓋接合部温度(°C)				-40		-40
ベントバルブ温度(°C)				-40		-40
ドレンバルブ温度(°C)				-40		-40
燃料要素温度(°C)				-40		-40
内部気体温度(°C)				-40		-40
内部気体圧力	MPaG					

注) 上表の最高温度は燃料要素Aを収納した場合である。この場合、各部温度は他の燃料要素を収納した場合に比べて最も高い値を示す。燃料要素の発熱は2.25kWである。“最低”評価条件においては0kWとする。


6. 検査

本輸送容器については、完成時に耐圧試験及び気密漏えい検査を、また、燃料装荷後発送前に気密漏えい検査を行い、各試験条件下における放射性物質の漏えい率が技術基準を下まわることを確認する。

C.2.2 密封装置の貫通部

以下に、密封装置の貫通部について貫通部、貫通部の機能及び貫通部の仕様の順に説明する。

1. 貫通部

密封装置には、(ロ)一第C.1図に示すように、蓋にベントバルブに通じる貫通孔が、また容器本体にはドレンバルブに通じる貫通孔がある。さらに、容器本体・蓋接合部  オーリングの中間部には、気密漏えい試験孔があいている。

2. 貫通部の機能

本輸送容器は冷却水を用いないドライキャスクである。輸送容器への燃料要素の装荷及び取出し操作はプール水中で行われる。このため、ベント貫通孔及びドレン貫通孔は容器内の排・注水時に使用される。さらにドレン貫通孔、ベント貫通孔及び気密漏えい試験孔は、密封装置の気密漏えい検査に用いられる。

これらの貫通孔の密閉は、各バルブ貫通孔ではバルブの流通孔途中でのガスケットで、さらにオーリングを有する出口閉止プラグで、また気密漏えい試験

孔ではOリングを有する気密漏えい試験孔用閉止プラグでされる。

貫通部はガンマ線ストリーミングを考慮し、容器外部から容器内部が直視できないようになっており、したがって遮蔽性能に影響を及ぼさない構造になっている（(p)－第C.1図参照）。

3. 貫通部の仕様

貫通部の仕様を(p)－第C.2表に要約する。

ガスケット材は[]であり、(p)－C.2.1 3項で記述したように耐食性及び耐熱性等に問題はない。

(p)－第C.2表 貫通部の仕様

項目位置	使用目的	形状	主要材質	密封部材質	閉止プラグ材質	試験温度	試験圧力
ベントバルブ	空気抜き 気密漏えい検査	(p)－第C.1図参照	ステンレス鋼	ステム(弁座)： ステンレス鋼 ガスケット： []	ステンレス鋼	常温	耐圧試験 0.98MPaG (10kgf/cm ² G) 以上 水圧
ドレンバルブ	水抜き 気密漏えい検査	(p)－第C.1図参照	ステンレス鋼	ステム(弁座)： ステンレス鋼 ガスケット： []	ステンレス鋼		気密漏えい検査 0.42MPaG以上 気圧(空気、窒素)
気密漏えい試験孔用閉止プラグ	気密漏えい検査	(p)－第C.3図参照	ステンレス鋼	Oリング： []	ステンレス鋼		

C.2.3 密封装置ガスケット及び溶接部

以下に、本密封装置のガスケット及び溶接部について説明する。

1. ガスケット

本輸送容器の開口部は、蓋・容器本体接合部、ベントバルブ及びドレンバルブである。これらの開口部の密閉には以下に記述するガスケットを用いて密封性が確保され、一般及び特別の試験条件下においての密封性能を満足している。

1.1 蓋・容器本体接合部のパッキング

蓋・容器本体接合部は[]製[]Oリングにより密封性が維持される。これらのOリングの[]には気密漏えい試験孔が設けられ、完成

時及び発送前に気密漏えい検査を実施し、密封性能が確認できる構造となっている。

蓋・容器本体接合部の形状を(ロ)－第C. 2図及び(ロ)－第C. 3図に示す。

□の標準使用温度範囲（常用）は $-□^{\circ}\text{C}\sim□^{\circ}\text{C}$ であり、(ロ)－第C. 1表で示したこの位置でのOリングの使用温度 $-40^{\circ}\text{C}\sim□^{\circ}\text{C}$ で劣化することはない。また同表より、内圧は□ MPaG \sim □ MPaGであるが、放射性物質の漏えい評価にあたっては、□ MPaGであると安全側に仮定し評価しているほか、耐圧試験（水圧）0.98 MPaG（10kgf/cm²G）以上及び気密漏えい検査（窒素圧）0.42MPaG以上で密封性を確認するので問題はない。

1.2 ベントバルブ及びドレンバルブのパッキング

バルブの形状を(ロ)－第C. 4図に示す。

これらのバルブは、各貫通孔から通ずる流通孔の密閉が□製ガスケット及びステンレス鋼製ベローズさらに出口が□製のOリングを有する出口閉止プラグで、またバルブ収納部の密閉が□の□製Oリングでなされ、密封性が維持される。

バルブの流通孔の密閉用ガスケット等は出口を利用して、またバルブとバルブ収納部との取付け部は□Oリングの中間部の気密漏えい試験孔を利用して、それぞれ完成時及び発送前にこの部分の気密漏えい検査を実施し、密封性能が確認できる。

この位置でのパッキングの使用温度は(ロ)－第C. 1表に示したように、一般の試験条件では $-40^{\circ}\text{C}\sim□^{\circ}\text{C}$ であり、特別の試験条件ではその最高温度が□ $^{\circ}\text{C}$ となり、□の標準使用温度範囲（常用）が $-□^{\circ}\text{C}\sim□^{\circ}\text{C}$ であるので劣化の問題はない。また圧力についても前述したように問題はない。

2. 溶接部

密封境界であるガスケット座面は溶接肉盛りにより製作される。その溶接部に対しては、浸透探傷試験を実施し、溶接部にクラック、融合不良等の欠陥がないことを確認する。

C.2.4 蓋（ふた）

1. 蓋（(ロ)－第C. 2図参照）

C.3.1 放射性物質の漏えい

本輸送容器は完成時に気密漏えい検査が行われ、また、燃料要素装荷後、発送前検査としても気密漏えい検査が実施され密封性が確認される。

本核燃料輸送物の場合、一般の試験条件下で密封容器及び燃料要素の健全性は損なわれない。そこで本項では輸送容器内部空気の放射能濃度を仮定し、発送前気密漏えい検査に合格した核燃料輸送物が技術基準に定められたBU型核分裂性輸送物に対する放射性物質の漏えい率が基準値以下であることを解析する。

解析は以下の手順で行う。

- ① 輸送容器内部空気の放射能濃度を仮定する。
- ② 発送前気密漏えい検査の合格基準を定める。
- ③ この合格基準を満たした場合の標準状態 (0.101MPa、298K) における内部空気漏えい率を求める。
- ④ これらにより放射性物質の漏えい率が基準値以下であることを確認する。

1. 輸送容器内部空気の放射能濃度

1.1 研究炉用原子炉 (JRR-3) の放射能濃度

本核燃料輸送物の収納物は、構造解析 (p) - A. 8 放射性収納物において記載しているように、一般の試験条件下において健全性を損なうことはなく、燃料要素から放射性物質の漏えいはない。

しかし、本解析では以下の仮定を行い、輸送容器内部空気の放射能濃度を設定し、評価を行う。

- ・燃料要素内にある核分裂生成ガスが、燃料要素から輸送容器内部に漏れたしたものをソースタームとする。
- ・燃料要素内から輸送容器内部への固体状物質の漏れはないものとする。
- ・輸送容器内部空気の放射能濃度 C は、 3.7 Bq/cm^3 とする。

輸送容器内部空気の放射能濃度 C は、次のように定めた。本核燃料輸送物とほぼ同一仕様の核燃料輸送物についての実測*では、輸送容器内空気の放射能濃度

*) Unifetch-L 核燃料輸送物

発送時検査における容器内部空気の放射能濃度測定結果

1. 物：JRR-2 使用済燃料要素 38体
 2. 測定日：昭和53年5月8日
 3. 測定器：振動容量電位計 (検出感度 $0.037 \text{ Bq/cm}^3 (1 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^3)$)
No.1 < $0.037 \text{ Bq/cm}^3 (1 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^3)$
No.2 < $0.037 \text{ Bq/cm}^3 (1 \times 10^{-6} \mu \text{ Ci/cm}^3)$
 4. γ 線スペクトロメータによる測定では、F. P. ガスは検出されず。
(Unifetch-L 核燃料輸送物 (J/33/B(M)F) は本核燃料輸送物とほぼ同じ構造で乾式である。)
-

は検出感度 (0.037Bq/cm³) 以下であった。

解析では、輸送容器内部空気の放射能濃度Cを安全側に検出感度の100倍

($C=3.7 \text{ Bq/cm}^3=3.7 \times 10^{-6} \text{ TBq/m}^3$) とした。

また、本評価の基準値となるA₂値は、前記のソースターム設定の仮定より、以下のとおりとなる。

- ・ 前記のソースタームの設定では、核燃料輸送物内部空気の放射能濃度のみを設定しており、放射性核種の種類は明らかにしていない。
- ・ 燃料要素内から輸送容器内部空気へ漏えいする放射性物質は、核分裂生成ガスのみであり、固体状物質の漏れはないものとしている。アルファ線を放出する放射性物質は、固体状物質であり核分裂生成ガスに含まれないことから、本評価には含まない。

これらの条件に適合するA₂値は、告示により定められている「放射性核種の種類が明らかでなく、アルファ線を放出する放射性物質が含まれていないことが明らかな場合のA₂値」であり、そのA₂値は $2 \times 10^{-2} \text{ TBq}$ である。

2. 発送前気密漏えい検査の合格基準

発送前気密漏えい検査は、付属書類(□)-C.6.1に示すように蓋・容器本体接合部、ベントバルブ及びドレンバルブの3箇所の□シール部について同時に行う。

用いる試験法は加圧試験法であり、試験条件として加える圧力は変化量(降下量)を確実に測定するため、窒素ガスで0.42MPaG以上とする。合格基準としては、□シール部の圧力変化量を測定し、その変化量(降下量)が1時間あたり $6.08 \times 10^{-3} \text{ MPa}$ 以下とする。

3. 放射性物質漏えい率

前項に示した合格基準を満たした場合の標準状態における空気の漏えい率L_{STD}は、付属書類(□)-C.6.4に示すように以下のとおり。

$$L_{\text{STD}} = \square \left(\frac{\text{m}^3}{\text{s}} \right)$$

したがって放射性物質漏えい率Rは以下となる。

$$R = L_{\text{STD}} \cdot C_{\text{STD}}$$

$$= (\text{ } \times 3600) \times (\text{ })$$

$$= 9.77 \times 10^{-12} \text{ (TBq/h)}$$

ここで、

C_{STD} : 標準状態における内部空気放射性物質濃度

基準値との比較を (p) - 第 C. 3 表 に示す。

本条件下における放射性物質の漏えい率は基準値を下まわっている。また、解析にあたって、本輸送容器内部空気の放射能濃度及び内圧上昇は安全側な仮定によっており、したがって本核燃料輸送物は一般の試験条件下において安全性が十分保持される。

(p) - 第 C. 3 表 一般の試験条件下における放射性物質の漏えい

放射性物質 濃度*1 (TBq/m ³)	放射性物質 漏えい率 (TBq/h)	基準値 [10 ⁻⁶ A ₂ 値] (TBq/h)	基準値との 比率
	9.77 × 10 ⁻¹²		

注*1) 標準状態

C.3.2 密封装置の加圧

密封装置を加圧する要因は、

- i) 冷却材の温度上昇及び放射線分解
- ii) 構成材料の中性子照射によるガス化
- iii) 燃料要素から放出される核分裂生成気体
- iv) 空気の温度上昇

が考えられる。

以下に上記4項目について検討する。

i) 冷却材の温度上昇及び放射線分解

本核燃料輸送物は水等の特別な冷却材を用いない乾式であり、これらによる圧力上昇はない。

ii) 構成材料の中性子照射によるガス化

本核燃料輸送物の構成材料はステンレス鋼であり、照射損傷はおこらない。また核燃料輸送物内の中性子線は微量である。ゆえに本核燃料輸送物の構成材料の中性子照射による放射性ガスの発生は無視できる。

iii) 燃料要素から放出される核分裂生成気体

本核燃料輸送物に収納される燃料要素の燃料芯材はアルミニウム合金により被覆されている。一方、一般の試験条件下において燃料要素は破損しないので、燃料要素から核分裂生成気体が放出されることはない。

iv) 空気の温度上昇

本核燃料輸送物は燃料要素装荷時に熱平衡到達後密閉される。この時内部気体温度は、最大崩壊熱を発生する燃料要素Aを収納した場合□°C（容器内壁の最低温度とする）である。一般の試験条件下では太陽熱の影響により□°C（燃料要素の最高温度とする）まで加熱される。この温度上昇により、□ MPa加圧される。

以上の4項目を総合すると、核燃料輸送物内部圧力は、燃料要素Aを収納した場合に最大で、その大きさは□ MPaGである。

ここで内部圧力□ MPaGは放射性物質の漏えい評価が安全側になるように□ MPaGであると仮定する。

C.3.3 冷却材汚染

以下の理由により該当しない。

本輸送容器の前述のとおり冷却水を用いない乾式であり、冷却材の汚染はない。

C.3.4 冷却材損失

以下の理由により該当しない。

本輸送容器の前述のとおり冷却水を用いない乾式であり、冷却材の損失はない。

C.4 特別の試験条件

1. 落下試験

1.1 垂直落下

垂直落下の場合、密封性の維持の点で蓋締付けボルトに最も苛酷な力が加わるのは、底面を下にした底部垂直落下した場合である。この場合、蓋締付けボルトには□MPaの最大応力が生じる（(p)－A.6.1参照）。この値はボルト材の弾性範囲内にあり、かつ蓋フランジ及び本体胴フランジは弾性状態であるため密封性は維持できる。この他、蓋及び容器本体にかかる応力は許容応力以下であり密封性を損なうおそれはない。

また、垂直落下により燃料要素は破損しない（(p)－A.6.1参照）ので、燃料要素からの放射性物質の放出はない。

1.2 水平落下

水平落下において、蓋締付けボルトには□MPaの最大応力が生じる。（(p)－A.6.1参照）。この値はボルト材の弾性範囲内にあり、かつ蓋フランジ及び本体胴フランジは弾性状態であるため密封性は維持できる。この他、蓋及び容器本体にかかる応力は許容応力以下であり、密封性を損なうおそれはない。

また、水平落下により燃料要素は破損しないので、燃料要素からの放射性物質の放出はない。

1.3 コーナー落下

頭部コーナー落下させた場合が密封性の維持という点では底部コーナー落下より厳しい。

この場合、蓋締付けボルトには□MPaの最大応力が生じる。((p)－A.6.1参照)。この値はボルト材の弾性範囲内にあり、かつ蓋フランジ及び本体胴フランジは弾性状態であるため密封性は維持できる。この他、蓋及び容器本体にかかる応力は密封性を損なうおそれはない。

また、コーナー落下において燃料要素は破損しないので、燃料要素からの放射性物質の放出はない。

1.4 バルブ及びバルブ保護カバー

落下衝撃エネルギーは、フィンで受けるのでバルブ等に影響を与えることはない。また、バルブ保護カバーを軟鋼棒が直撃した場合でもバルブ保護カバーがバルブに当ることはなく、密封性が損なわれることはない((p)－A.6.1参照)。

1.5 気密漏えい試験用閉止プラグ

気密漏えい試験孔用閉止プラグは、フィンに囲まれた位置で蓋に埋め込まれた状態で取付けられるので、落下の際に飛散することはない。

2. 耐火試験

2.1 燃料要素温度

耐火試験において、燃料要素の温度は最高□℃となる((p)－B.5.3参照)。

これは燃料被覆材のアルミニウムの融点□℃より十分低い温度である。したがって、燃料被覆材は溶融しないので燃料要素から放射性物質が放出されることはない。

2.2 パッキング

蓋及びバルブ密閉部のパッキングの最高温度はドレンバルブにおいて生じ、その値は□℃となるが、パッキングには□製Oリング及びガスケットを使用しており、その標準仕様温度範囲(常用)が-□℃～□℃である。したがって、容器の密封性は維持できる。

C.4.1 核分裂生成ガス

核分裂により生成されたガスは燃料芯材の中を拡散によって移動する。しかし、燃料芯材はアルミニウム合金によって被覆されているので、この被覆材が破損しない限り核分裂生成ガスは放出されない。

燃料被覆材の破損については、次に挙げる場合が考えられる。

- (i) 落下の衝撃によって燃料被覆材が破損する場合
- (ii) 燃料要素温度が上昇して、燃料被覆材が溶融する場合
- (iii) 腐食によって被覆材が破損する場合

1. 落下の衝撃によって燃料被覆材が破損する場合の検討及び結果

C.4 特別の試験条件 1. 落下試験に示されるように、落下試験において燃料要素は破損しない、そのため、核分裂生成ガスの放出はない。

2. 燃料要素温度が上昇して、燃料被覆材が溶融する場合の検討及び結果

火災時における燃料要素の最高温度は、最大崩壊熱を発生する燃料要素Aにおいて生じ、その値は $\square^{\circ}\text{C}$ である。一方、燃料被覆材（アルミニウム合金）の融点は $\square^{\circ}\text{C}$ である。したがって燃料被覆材の溶融はない。

燃料要素Aはウラン・アルミニウム分散型の燃料要素であり、製作時に $\square^{\circ}\text{C}$ の温度で \square 時間保持し、プリスタ試験を行い健全性の確認がされている。また、使用済燃料要素のプリスタ発生温度に関するデータによれば、局所最大核分裂密度の最も大きい燃料要素Aの \square fiss/cm³ において、プリスタ発生温度は $\square^{\circ}\text{C}$ ~ $\square^{\circ}\text{C}$ 付近である。これを (p) - 第C. 8 図に示す。

一方、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素等のウランシリコンアルミニウム分散型の燃料要素は製作時に $\square^{\circ}\text{C}$ の温度で \square 時間保持し、プリスタ試験を行い健全性の確認がされている。また、使用済燃料要素のプリスタ発生温度に関するデータによれば、局所最大核分裂密度の最も大きいJRR-3 シリサイド標準型燃料要素の \square fiss/cm³ においてもプリスタ発生温度は $\square^{\circ}\text{C}$ である。これを (p) - 第C. 9 図に示す。

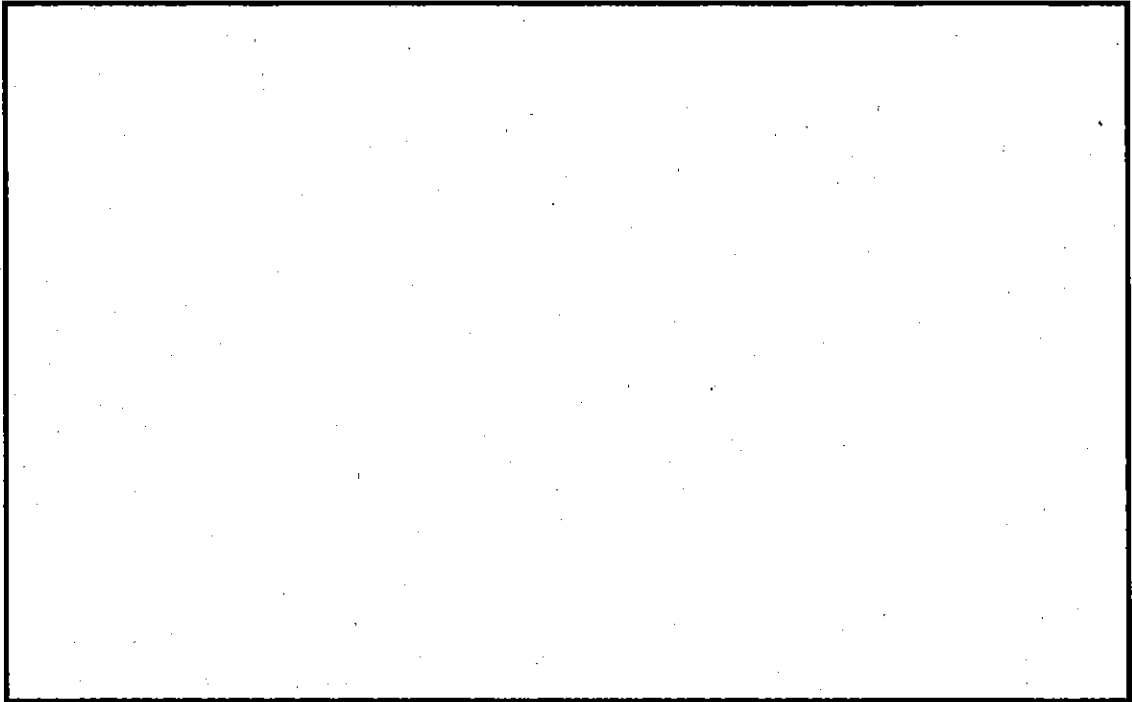
したがって、火災によって燃料被覆材が破損することはなく、核分裂生成ガスは放出されない。

3. 腐食によって被覆材が破損する場合の検討及び結果

燃料被覆材の材質は、耐食性のアルミニウム合金 (Al 含有率が $\square\%$ 以上)

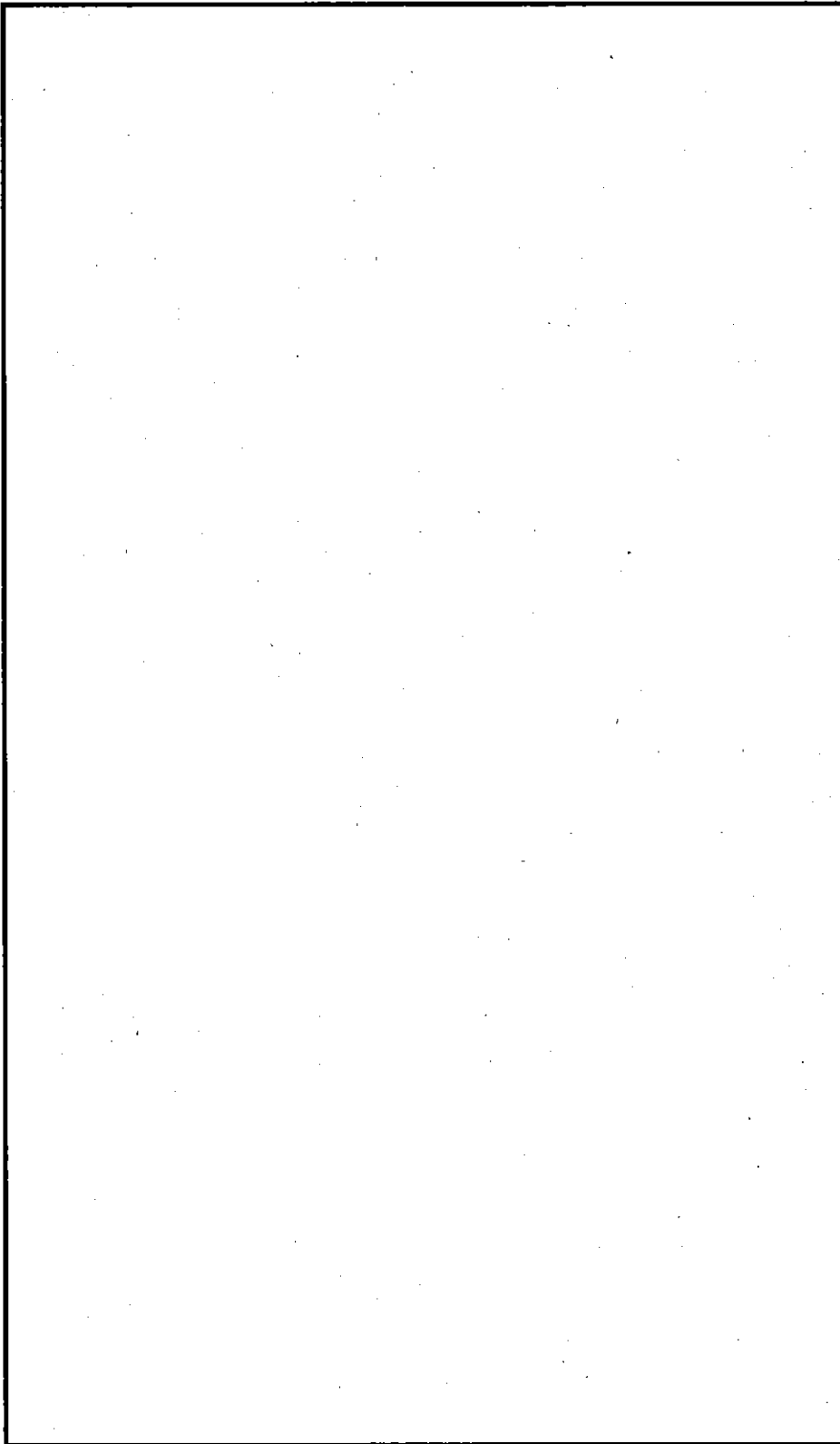
である。

本輸送容器は、通常輸送時においては冷却材を使用しないので、燃料要素は空気中に存在する。空気中におけるアルミニウム合金の腐食については(ロ)―第C.10図に示すとおりである。これによるとアルミニウムは海岸地帯においても工場地帯においても耐食性は良く、燃料被覆材の最小厚さが□mmであり、輸送容器内の雰囲気を考えれば輸送中において被覆材が腐食して核分裂生成ガスが放出されることはない。

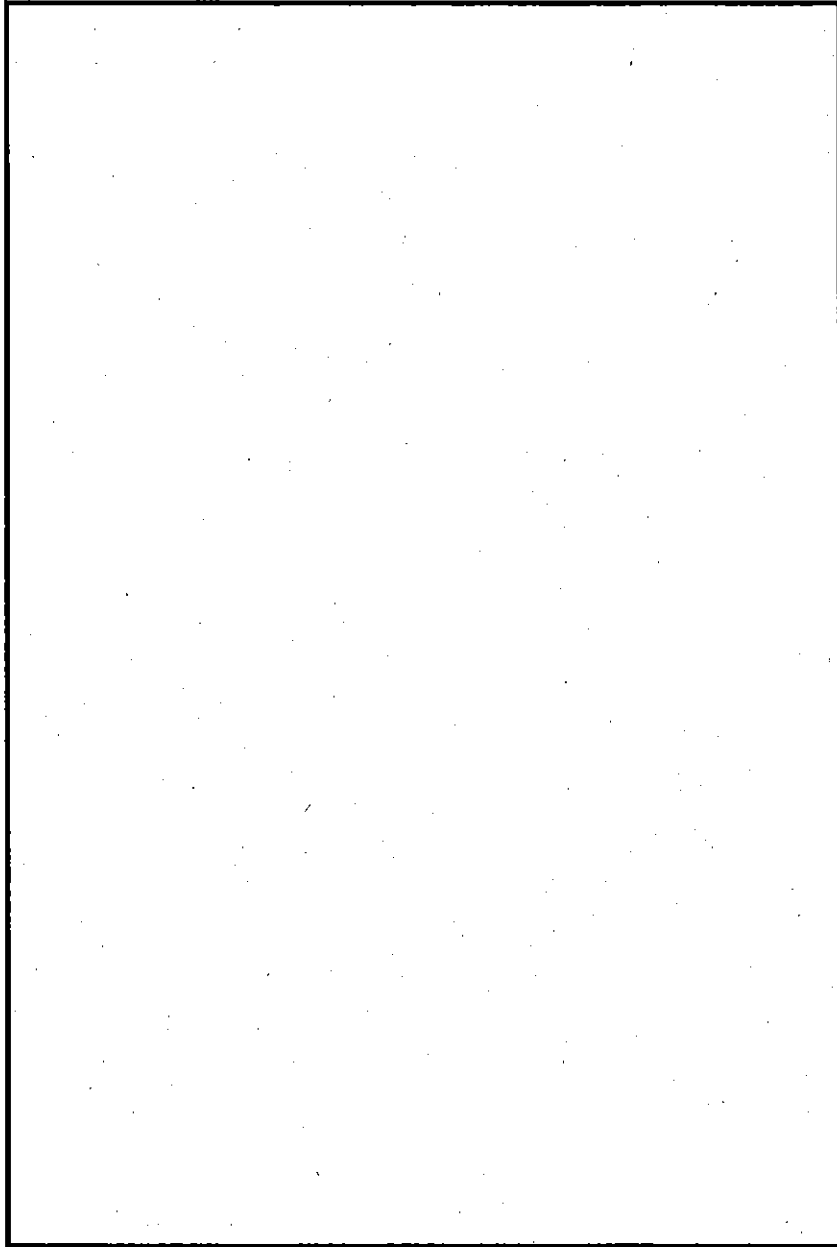


(p)-第C.8図 ウラン・アルミニウム分散型燃料のプリスタ試験結果

プリスタ試験：燃料被覆材と燃料芯材との境界面の状況を検査するもので、照射による材料の機械的強度の変化、境界面に発生したガス、温度等の影響がある。これらの関係を検査するもので、一定温度下に一定時間放置した場合に発生する燃料板表面の“ふくれ”の有無を光学的方法によって検査する。



(ロ)ー第C.9図 ウランシリコンアルミニウム分散型燃料のブリスタ試験結果



(a)-第C.10図 アルミニウムの空気中における腐食¹⁰⁾

C.4.2 放射性物質の漏えい

本核燃[]収納物は、前項C.4.1核分裂生成ガスにおいて記載しているように、特別の試験条件下において健全性を損なうことはなく、燃料要素から放射性物質の漏えいはない。しかし、本解析では一般の試験条件下と同様の手法を適用し、放射性物質の漏えい率を算出する。輸送容器内部空気の放射能濃度Cは、一般の試験条件下の場合と同様に以下のとおり。

$$C = 3.7 \times 10^{-6} \text{ (TBq/m}^3\text{)}$$

発送前気密漏えい検査の合格基準としては、一般の試験条件下の場合と同様に[]シール部の圧力変化量（降下量）が1時間あたり 6.08×10^{-3} MPa以下とする。したがって、この合格基準を満たした場合の標準状態における空気の漏えい率 L_{STD} は付属書類(ρ)-C.6.5に示すように以下のとおり。ここで、内部圧力[]MPa Gは放射性物質の漏えい評価が安全側になるように[]MPa Gであると仮定する。

$$L_{STD} = [] \left(\frac{\text{m}^3}{\text{s}} \right)$$

したがって放射性物質漏えい率Rは以下となる。

$$\begin{aligned} R &= L_{STD} \cdot C_{STD} \\ &= ([] \times 3600 \times 24 \times 7) \times ([]) \\ &= [] \text{ (TBq/week)} \end{aligned}$$

ここで、

C_{STD} : 標準状態における内部空気放射性物質濃度

基準値との比較を(ρ)-第C.4表に示す。

本条件下における放射性物質の漏えい率は基準値を下まわっており、安全性は十分保持される。

(ρ)-第C.4表 特別の試験条件下における放射性物質の漏えい

放射性物質濃度*1 (TBq/m ³)	放射性物質漏えい率 (TBq/week)	基準値 [A ₂ 値] (TBq/week)	基準値との比率
[]	[]	2×10^{-2}	[]

注*1) 標準状態

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る。本核燃料輸送物からの放射性物質の漏えい率が技術基準に定める基準値以下であり、本核燃料輸送物は密封性能を満足している。

(1) 密封装置

本輸送容器は、容器本体が密封容器になっており、その密封部分は、蓋部と本体フランジの接合部及び3つのオリフィス部である。これらの密封装置は、一般の試験条件及び特別の試験条件の落下試験及び火災試験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

(i) 密封装置

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割合は 4.88×10^{-4} であり、放射性物質の漏えい率は基準値を満足する。

(ii) 密封装置の加圧

本核燃料輸送物はドライ状態で輸送されるので、放射線又は熱により圧力上昇要因となる水分を含まない。また、通常輸送時には核燃料輸送物内部が大気圧に対して負圧に保たれるので、密封性能が損われるような加圧状態になることはない。

(iii) 冷却材汚染

本輸送容器は冷却水を用いないドライタイプであり、冷却材汚染はない。

(iv) 冷却材損失

本輸送容器は、冷却材を用いないドライタイプであり、冷却材損失はない。

(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割合 6.77×10^{-8} であり、放射性物質の漏えい率は基準値を満足する。

C.6 付属書類

と

C.6.1 付属書類－1

発送前気密漏えい検査法及び合格基準

C.6.2 付属書類－2

発送前気密漏えい検査時の漏えい率

C.6.3 付属書類－3

密封装置の漏えい孔径

C.6.4 付属書類－4

一般の試験条件下における内部気体の漏えい率

C.6.5 付属書類－5

特別の試験条件下における内部気体の漏えい率

C.6.6 付属書類－6

参考文献

C.6.1 付属書類-1 発送前気密漏えい検査法及び合格基準

発送前気密漏えい検査は蓋・容器本体接合部、ドレンバルブ及びベントバルブの3箇所に取り付けられたOリング及びガスケットに対して圧力変化法により行う。

まず、崩壊熱による内部空気の温度上昇による内圧上昇を大気に開放し、その後ベントバルブを閉じる。次にドレンバルブが閉じられていること、また、蓋締め付けボルトが所定のトルクによって締め付けられていることを確認する。

この状態で各 \square シール部を窒素ガスで0.42MPaG以上に加圧する。そして \square シール部の圧力変化量を測定し、降下量が1時間あたり 6.08×10^{-3} MPa以下ならば合格とする。

C.6.2 付属書類-2 発送前気密漏えい検査時の漏えい率

圧力降下法による気密漏えい検査時の漏えい率は次式で表わされる（参考文献11）。なお、次式の単位については、参考文献に記載のとおりを示す。

$$L_R = \frac{V T_s}{3600 H P_s} \left| \frac{P_1}{T_1} - \frac{P_2}{T_2} \right| \dots\dots\dots \textcircled{1}$$

ここで、

L_R : 気密漏えい検査時の気体の漏えい率 (ref・m³/s)

H : 検査時間 (hr)

V : 圧力変化測定部容積 (m³)

P_s : 標準圧力 : 0.101 MPa

P_1 : 検査開始時気体圧力 (MPa)

P_2 : 検査終了時気体圧力 (MPa)

T_s : 標準温度 : 298K

T_1 : 検査開始時温度 (K)

T_2 : 検査終了時の温度 (K)

である。

発送前気密漏えい検査においては、標準状態と考えられており、 T_1 及び T_2 の温度は T_s と等しいとすると、①式は次のようになる。

$$L_R = \frac{V}{3600 \times H \times P_s} |P_1 - P_2| \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

C.6.3 付属書類-3 密封装置の漏えい孔径

密封装置の漏えい孔径は、最大許容漏えい率（発送前気密漏えい検査において最大圧力降下量を仮定した漏えい率）に基づいて、以下の漏えい計算式により求める。一般の試験条件下において本容器の密封性が健全であることより、本容器からの漏えい率として、発送前気密漏えい検査の合格基準値が担保される。

$$L_a = (F_c + F_n) (P_u - P_d) \dots\dots\dots ③$$

ここで、 L_a : 平均圧力 P_a における漏えい率 (m^3/s)

$$P_a = \frac{1}{2} (P_u + P_d) \dots\dots\dots ④$$

P_u : 上流側圧力 (MPa)

P_d : 下流側圧力 (MPa)

F_c : 連続流の流動伝導係数 ($m^3/MPa \cdot s$)

$$F_c = \frac{\pi}{128} \times \frac{D^4}{a \cdot \mu} \dots\dots\dots ⑤$$

F_n : 自由分子流の流動伝導係数 ($m^3/MPa \cdot s$)

$$F_n = \frac{\sqrt{2\pi R}}{6} \times \frac{D^3 \sqrt{\frac{T}{M}}}{a \cdot P_a} \dots\dots\dots ⑥$$

ここで、 D : 漏えい孔径 (m)

a : 漏えい孔長 (m)

μ : 漏えい気体の粘性係数 (MPa · s)

R : 気体定数 (8.314462 J/(mol · K))

T : 気体の温度 (K)

M : 気体の分子量 (kg/mol)

なお、 L_a は次式で与えられる。

$$L_a = L_R \times \frac{P_s}{P_a} \times \frac{T}{T_s} \dots\dots\dots ⑦$$

ここで、 L_R : 気密漏えい検査時の気体の漏えい率 (ref m^3/s)

P_s : 標準圧力 : 0.101MPa

T_s : 標準温度 : 298K

C.6.4 付属書類-4 一般の試験条件下における内部気体の漏えい率

一般の試験条件下において本容器の密封性が健全であることより、本容器からの漏えい率として、発送前気密漏えい検査の合格基準値が担保される。

そのため、前項で求めた漏えい孔径と一般の試験条件下における圧力・温度条件等を用いて輸送容器内部気体の漏えい率を求める。

異なった条件下での漏えい率の算出方法として、まず漏えい率が既知の条件下において③式より漏えい孔径を算出し、次にその漏えい孔径を用いて算出したい条件の漏えい率を求めるよう参考文献11)に記載されている。

発送前気密漏えい検査時の気体の漏えい率 L_R は既知であるので③式において $L_a = L_R$ とし、発送前気密漏えい検査時のデータを用いて漏えい孔径 D が求まる。求められた漏えい孔径 D 及び一般の試験条件下のデータを③式に入力することにより一般の試験条件下における内部気体の漏えい率が求められる。

発送前気密漏えい検査条件、一般の試験条件下における輸送容器内部気体の漏えい率算出のためのデータ及び結果をまとめて(ロ)-第C.付.4.1表に示す。

(B)-第C.付.4.1表 一般の試験条件下における漏えい率

条件	項 目	数 値
発送前気密漏えい検査時	H : 検査時間 (hr)	1
	V : 圧力変化測定部容積 (m ³)	<input type="text"/>
	P ₁ - P ₂ : 検査前後の圧力変化 (MPa)	<input type="text"/>
	L _R : 気密漏えい検査時の気体の漏えい率 (ref・m ³ /s)	<input type="text"/>
	a : 漏えい孔長 (m)	<input type="text"/>
	μ : 検査時の気体の粘性係数 (MPa・s)	1.78×10 ⁻¹¹
	T : 漏えい気体の温度 (K)	298
	M : 漏えい気体の分子量 (kg/mol)	<input type="text"/>
	P _u : 上流側圧力 (内部圧力) (MPa)	<input type="text"/>
	P _d : 下流側圧力 (外部圧力) (MPa)	<input type="text"/>
	P _a : 平均圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	D : 漏えい孔径 (m)	<input type="text"/>
一般の試験条件	μ _N : 気体の粘性係数 (MPa・s)	<input type="text"/>
	T _N : 漏えい気体の温度 (K)	<input type="text"/>
	M _N : 漏えい気体の分子量 (kg/mol)	<input type="text"/>
	P _u : 上流側圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	P _d : 下流側圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	P _a : 平均圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	L _a : 平均圧力における漏えい率 (m ³ /s)	<input type="text"/>
	L _{STD} : 標準状態における空気の漏えい率 (m ³ /s)	<input type="text"/>

C.6.5 付属書類-5 特別の試験条件下における内部気体の漏えい率

特別の試験条件下において、本輸送容器の密封性が健全であることより、本容器からの漏えい率として、発送前気密漏えい検査の合格基準値が担保される。

そのため、発送前気密漏えい検査の合格基準値と等しい漏えい率を与える漏えい孔があるものとして、特別の試験条件下における輸送容器内部気体の漏えい率を求める。

気体の漏えい率の算出式及び算出方法については、発送前気密漏えい検査時の漏えい率 L_R より求められた漏えい孔径 D 及び特別の試験条件下のデータを③式に入力することにより特別の試験条件下における内部気体の漏えい率が求められる。

特別の試験条件下における輸送容器内部気体の漏えい率算出のためのデータ及び結果をまとめて、(p)-第C.付.5.1表に示す。

(p)-第C.付.5.1表 特別の試験条件下における漏えい率

条件	項 目	数 値
発送前	D : 発送前気密漏えい検査に基づく漏えい孔径 (m)	<input type="text"/>
	a : 漏えい孔長 (m)	<input type="text"/>
特別の試験条件	μ_A : 気体の粘性係数 (MPa·s)	<input type="text"/>
	T_A : 漏えい気体の温度 (K)	<input type="text"/>
	M_A : 漏えい気体の分子量 (kg/mol)	<input type="text"/>
	P_u : 上流側圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	P_d : 下流側圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	P_a : 平均圧力 (MPa)	<input type="text"/>
	L_a : 平均圧力における漏えい率 (m^3/s)	<input type="text"/>
	L_{STD} : 標準状態における空気の漏えい率 (m^3/s)	<input type="text"/>

C.6.6 付属書類-6 参考文献

- 1) “バルカーレビュー” 日本バルカー工業株式会社 第23巻 第10号
- 2) “バルカーレビュー” 日本バルカー工業株式会社 第15巻 第10号
- 3) J.M. Beeston, et al.: “Development and Irradiation performance of Uranium Aluminide Fuels in Test Reactors”, Nucl. Technol., Vol. 49, (June, 1980)
- 4) J.L. Snelgrove: “RERTR Program Progress in Qualifying Reduced-Enrichment Fuels”, RERTR meeting (1982).
- 5) J.L. Snelgrove, et al.: “Fuel Development Activities of the U.S. Program”, RERTR Meeting (1983)
- 6) G.L. Copeland, et al.: “Performance of Low-Enriched U₃Si₂-Aluminium Dispersion Fuels Elements in The Oak Ridge Research Reactors.”, ANL/RERTR/TM-10, (1987)
- 7) W. Krug, et al.: “Final Results of Test-Irradiations with LEU-Plates at KFA Julich.”, RERTR Meeting, (1986)
- 8) H. Sakai, et al.: “Post-Irradiation Experiments of LEU Miniplates in the JMTR”, RERTR Meeting, (1986)
- 9) J.L. Snelgrove, et al.: “RERTR Program Fuel Testing and Demonstration an Update.”, ANL/RERTR/TM-6, (1984)
- 10) アルミニウムハンドブック 軽金属協会編 (昭和38年版)
- 11) ANSI N14.5-1997 American National Standard for Radioactive Materials-Leakage Tests on Packages for Shipment

D. 遮蔽解析

本解析では、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下における本核燃料輸送物の遮蔽性能を評価する。

D.1 概要

本核燃料輸送物の遮蔽材、解析基準、一般及び特別の試験条件下の遮蔽性能への影響について以下に説明する。

(1) 遮蔽材

本輸送容器の収納物の使用済燃料要素から放出されるガンマ線、中性子の主な遮蔽材は、輸送容器本体のステンレス鋼である。その厚さは、胴方向□cm、蓋方向□cm、底方向□cmである。また、燃料バスケット胴部及び底部のステンレス鋼による遮蔽効果、燃料芯材、燃料被覆材、燃料構造材及び燃料バスケット構造材による放射線遮蔽効果もある。

モデル化に際しては、できるだけ実際の形状と合致するようにする。

ただし線源のある領域については、燃料芯材、燃料被覆材、燃料構造材及び燃料バスケット構造材が均質に混合されているとする。また、核燃料輸送物表面についてはフィンが無いものとする。

(2) 解析基準

技術基準に定める通常輸送時、一般及び特別の試験条件下での解析基準は以下のとおりである。

- a. 通常輸送時において、線量当量率が核燃料輸送物の表面で2.0mSv/h、核燃料輸送物の表面から1mの点において100 μ Sv/hを超えないこと。
- b. 一般の試験条件下において、線量当量率が核燃料輸送物の表面で著しい増加がなく、かつ2.0mSv/hを超えないこと。
- c. 特別の試験条件下において、核燃料輸送物の表面から1mの点における線量当量率が10.0mSv/hを超えないこと。

(3) 一般及び特別の試験条件下の遮蔽性能への影響

本核燃料輸送物は、構造及び熱解析の結果より一般及び特別の試験条件下において、落下試験等では核燃料輸送物の破損・変形は、フィンの局所的な変形にとどまる。また耐火試験では、遮蔽材の溶融はない。遮蔽解析での核燃料輸送物の表面の採り方は、

フィンが無いものとしているので、遮蔽解析上問題となる遮蔽厚の減少はない。したがって、一般及び特別の試験条件下での遮蔽解析は、通常輸送時の結果と同一となる。

(4) 遮蔽計算

これら使用済燃料のガンマ線源強度、中性子源強度は、一点近似燃焼計算コードORIGEN¹⁾及びORIGEN-JR²⁾を用いて求める。中性子源強度については、さらに実効増倍率 k_{eff} を用いて評価する。また、中性子による二次ガンマ線についても評価する。

ガンマ線遮蔽計算は、点減衰核積分計算コードQAD-CGGP2R³⁾と解析的手法(ガンマ線ストリーミング計算)を用いて行い、中性子遮蔽計算は、二次元輸送計算コードDOT3.5⁴⁾を用いて行う。なお、数種類の燃料要素の装荷に使用する燃料バスケットについては、線源強度の最も大きい燃料要素を装荷した場合について評価する。

(5) 計算結果

本遮蔽解析の結果、全ての試験条件下において技術基準に定める基準値を満足することが確かめられた。

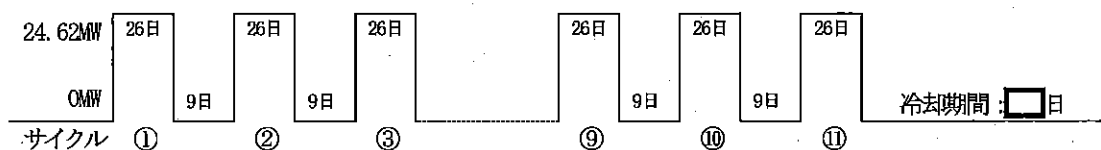
D. 2 線源仕様

本輸送容器には、3種類の燃料要素を装荷する。これらの燃料要素の仕様を(ρ)-第D.1表に示す。

遮蔽解析に用いた燃料要素の仕様を(ρ)-第D.2表に示す。また、遮蔽解析がより保守的となるよう、収納する燃料要素よりも線源強度が高い燃料要素（以下、燃料要素Bという。）を収納した場合を想定し評価を行った。

これらの値は原研レポート等⁵⁾を参考にしている。この値をORIGENコード及びORIGEN-JRコードに入力し、収納する燃料要素のガンマ線及び中性子の線源強度を求める。各炉の運転条件と解析で仮定した運転条件、冷却日数及び装荷体数は以下のとおりである。

- JRR-3（シリサイド標準型燃料要素及びシリサイドフォロー型燃料要素）では、1サイクル35日（26日の運転時間と9日の停止時間）の運転を行っている。本輸送容器には、最大出力24.62MWで11サイクル燃焼したものを40体収納する。冷却日数は□日である。

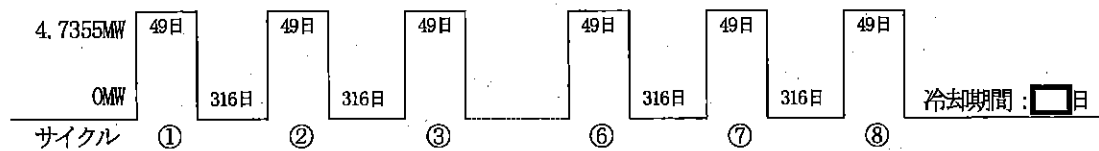


- JRR-3（MNU燃料要素）では、1サイクル21日（12日の運転時間と9日の停止時間）の運転を行っている。本輸送容器には、最大出力24.78MWで26サイクル燃焼したものを160本収納する。線源強度の計算の際には1サイクル当たり9日間の停止期間は無視した。すなわち26サイクル312日間（12（日/サイクル）×26（サイクル）=312（日））の連続運転を行っているものとした。冷却日数はすべて□年（□日）である。



- 燃料要素Bでは、1サイクル7日間（火曜日から金曜日まで1日7時間の運転）の運転を年間42サイクル行っている。線源強度を求める際には42サイクル分をまとめ、1サイクル365日（49日の運転時間と316日の停止時間）の運転を行っている

し、本輸送容器には最大出力4.7355MWで8サイクル燃焼したものを40体収納する。
冷却日数は□日である。



線源強度の計算に当っては、すべて最大出力孔で照射するとし、線源強度が過大に評価されるようにしている。

これらの燃料要素は、各々専用の燃料バスケットに収納する。このうち数種類の燃料要素が同一の燃料バスケットに収納される場合には、最も線源強度の高い燃料要素を遮蔽解析の対象とした。

(ロ)一第D.1表 本輸送容器に収納する燃料要素の仕様

バスケット	角型用	角型用 (スぺーサ付き)	MNU用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3
燃料要素	シリサイド標準型燃料要素	シリサイドフロロワ型燃料要素	MNU燃料要素
²³⁵ Uの含有量 (g/体) <small>注1)</small>			
Uの含有量 (g/体) <small>注1)</small>			
初期濃縮度 (%) <small>注1)</small>			
燃焼度 (%) <small>注2)</small>			
冷却日数と装荷体数			

注1) 核的仕様は、製作誤差を含んだ上限値を示す。

注2) 燃焼度 (%) = (全損耗²³⁵U量 ÷ 初期²³⁵U量) × 100

(ロ) 第一D.2表 遮蔽解析に用いた燃料要素の仕様

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用	角型用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
燃料要素	燃料型式	シリサイド標準型燃料要素	MNU燃料要素	評価用燃料要素B
	燃料濃縮度 (%)	板状燃料	棒状燃料	板状燃料
	²³⁵ U含有量 (g/体)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	U含有量 (g/体)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
炉特性	炉出力 (MW)	20	10	3.5
	炉内燃料体数 (体)	26 (標準型) + 6 (フォロワ型)	738 (本)	20
	²³⁵ U含有量 (g/炉)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	U含有量 (g/炉)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
運転特性	最大出力 (MW)	24.62	24.78	4.7355
	照射サイクル	11	1	8
	運転日数(日)	26	312	49
	停止日数(日)	9	0	316
中性子インジェクション	THERM	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	RES	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
	FAST	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
装荷体数 (体)	40	40	160 (本)	40
冷却日数	<input type="checkbox"/> 日:40体	<input type="checkbox"/> 日:40体	<input type="checkbox"/> 日:160本	<input type="checkbox"/> 日:40体

D.2.1 ガンマ線源

ガンマ線源強度は、(p)-第D.2表に示す照射及び冷却条件等のデータを用いてORIGENコード及びORIGEN-JRコードで計算する。ガンマ線源強度を核燃料輸送物1基ごとにエネルギーの関数として(p)-第D.3表に示す。

主要核種と放射能については、本収納物が使用済燃料要素であるため極めて多種であるので省略する。

ORIGENコードは、米国オークリッジ研究所で開発された一点近似燃焼計算コードで、使用済燃料のガンマ線及び中性子の線源評価の方法として最も有力な方法の一つである。また、ORIGEN-JRコードはORIGENコードをベースに使用済燃料等の輸送容器、再処理工程における線源の評価用に日本原子力研究所が開発したコードである。

(D)-第D.3表 ガンマ線源強度

(単位: photons/sec/基)

バスケット		角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用	角型用	
装荷体数 (体)		40	40	160 (本)	40	
原子炉		JRR-3	JRR-3	JRR-3	—	
γ群 No.	平均エネルギー (MeV)	エネルギー幅 (MeV)	シリサイド標準型燃料要素	シリサイドフオロワ型燃料要素	MNU燃料要素	評価用燃料要素B
1						
2						
3						
4						
5						
6						
7						
8						
合計 (photons/sec) (MeV/sec)						
線源の長さ (cm)						
単位長さあたりの線源強度 (photons/sec/cm) (MeV/sec/cm)						

D.2.2 中性子源

中性子を発生する反応は、原子炉内で燃焼中に生成された超ウラン元素の自発核分裂及び燃料中の軽元素との (α, n) 反応である。

自発核分裂により発生する中性子の収率については、ガンマ線源強度と同様に、(v)－第D.2表に示す照射及び冷却条件等のデータをORIGENコード及びORIGEN-JRコードに入力して求めた。また、燃料中の軽元素との (α, n) 反応により発生する中性子収率については、付属書類(p)－D.6.1に示す方法で求めた。

中性子源強度は、自発核分裂及び (α, n) 反応により発生した中性子に、(p)章－E臨界解析で求めた実効増倍率を考慮して評価する。ここで用いた実効増倍率は、通常輸送時についてモンテカルロ臨界計算コードKENO-Vaで求めた値であり、付属書類(p)－E.7.1に示される。

燃料要素ごとの主要核種からの中性子源強度を(p)－第D.4表に示す。また、中性子源スペクトルはDLC-23⁶⁾より引用した。このスペクトルは、(v)－第D.5表に示すように、22群のエネルギーに分かれている。

(D)-第D.4表 中性子源強度

(単位: neutron/sec/基)

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用	角型用
装荷体数 (体)	40	40	160 (本)	40
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
燃料要素	シリサイド標準型燃料要素	シリサイドフオロワ型燃料要素	MNU燃料要素	評価用燃料要素B
自発核分裂によるもの				
合計				
(α, n) 反応によるもの				
合計中性子源 S_0	0.176	0.124	0.234	0.101
実効増倍率 $keff$				
評価すべき中性子源強度 $S_0 / (1 - keff)$				
線源の長さ (cm)				
単位長さあたりの線源強度 (neutron/sec/cm)				

(n)-第D. 5表 中性子源スペクトル

群No.	エネルギー幅 (eV)	Source Spectrum (n/sec)
1		
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		
13		
14		
15		
16		
17		
18		
19		
20		
21		
22		

D.3 モデル仕様

D.3.1 解析モデル

本解析モデルは通常輸送時のものであるが、一般及び特別の試験条件下においても同一である。これは本核燃料輸送物には、一般及び特別の試験条件下においても遮蔽設計上問題となる核燃料輸送物の形状変化がないためである。なお、ガンマ線ストリーミングについては付属書類(ρ)-D.6.2に示す。

(1) 角型用バスケット

角型用バスケットには、2種類の燃料要素を収納する。ガンマ線遮蔽解析については、単位長さ当たりのガンマ線源強度の高いJRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合について検討する。また、中性子遮蔽解析については、評価がより保守的となるよう、収納物より単位長さ当たりの中性子源強度を高く想定した燃料要素Bを収納した場合について検討する。

輸送容器表面のフィンはすべて無視して空気とし、輸送容器表面は胴体の表面とする。

● ガンマ線遮蔽解析モデル

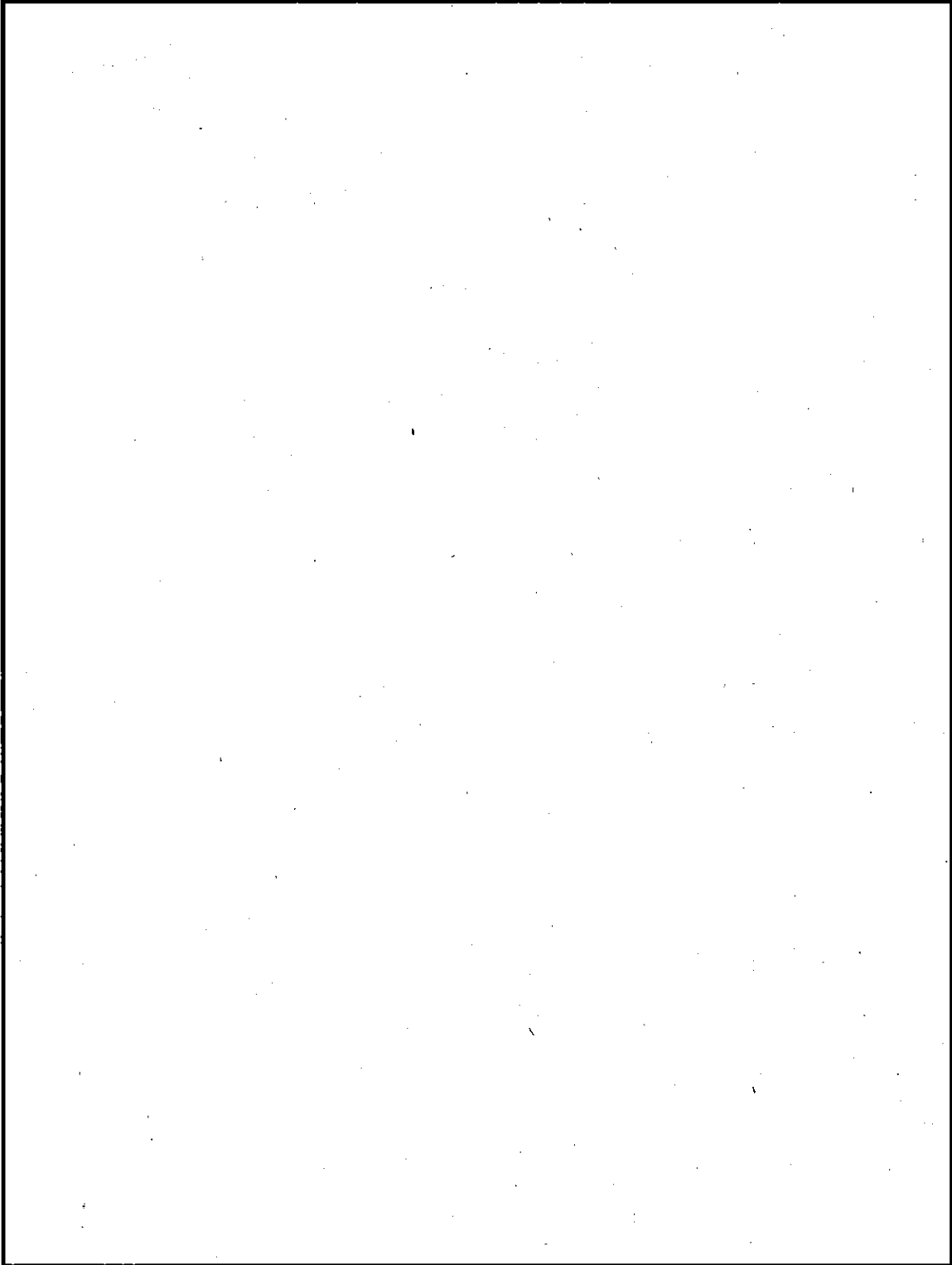
ガンマ線遮蔽解析モデルを(ρ)-第D.1図に示す。

燃料要素が収納されている線源領域は複雑な構造をしているが、本解析においては、均質化した線源領域とする。すなわち、燃料芯材、燃料被覆材（アルミニウム）、燃料構造材（アルミニウム）及び燃料バスケット構造材（ステンレス鋼）の体積を保存して均質化した。中性子吸収材については無視する。また、燃料芯材の入っていない燃料バスケット上下部、燃料バスケット底の水抜用溝のある領域及び燃料バスケット底と輸送容器本体の空間部はすべて空気とする。これは空気の方がそれらの領域の物質よりも遮蔽効果が少ないので安全側の仮定である。また、輸送容器のキャビティ長さは、安全側に収納する燃料要素の長さと等しいとした。

● 中性子遮蔽解析モデル

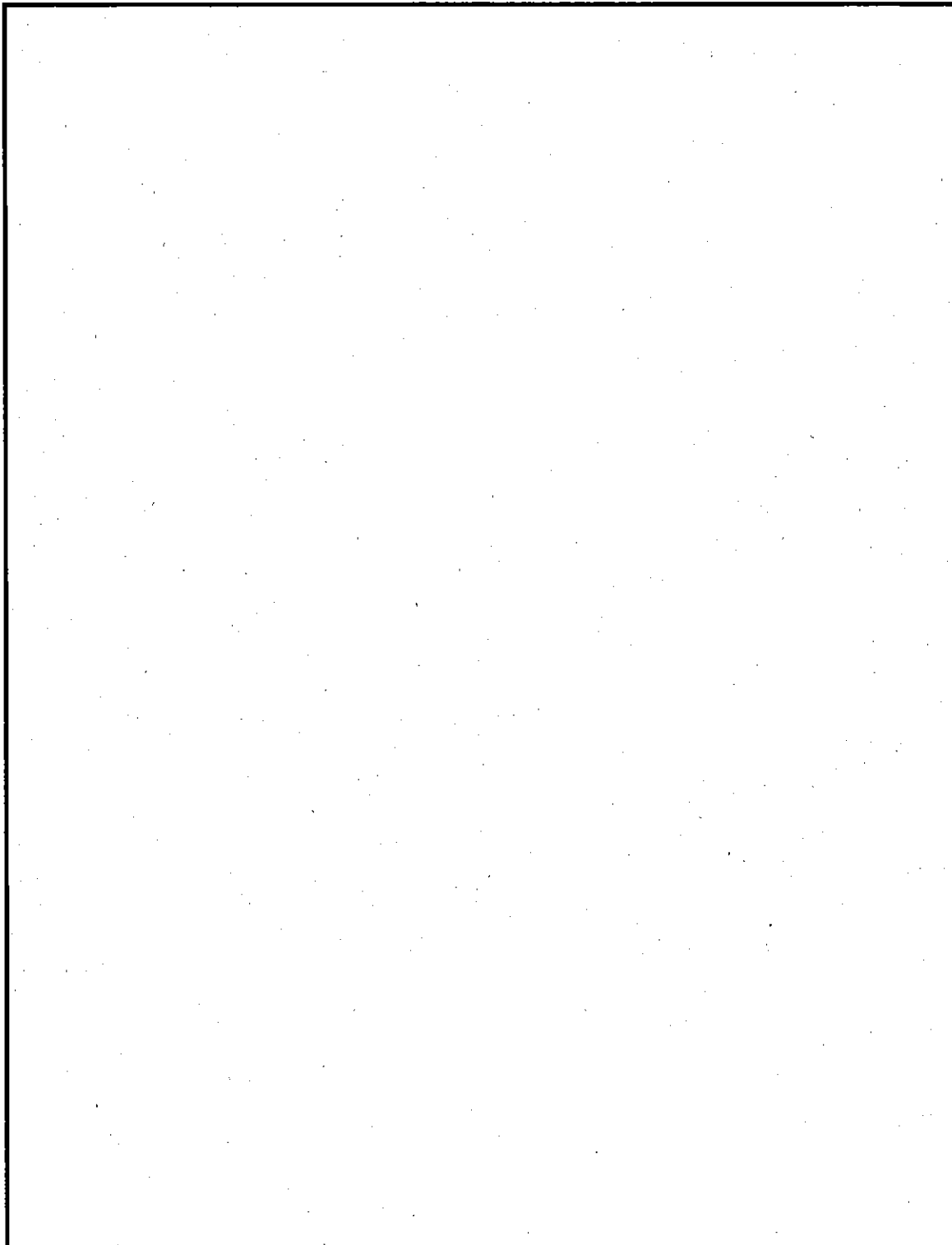
中性子遮蔽解析モデルは二次元軸対称モデルとし、これを、(ρ)-第D.2図に示す。

燃料要素の収納されている線源領域については、領域に外接する円柱を考え、燃料芯材、燃料被覆材（アルミニウム）、燃料構造材（アルミニウム）及び燃料バスケット構造材（ステンレス鋼）の体積を保存して均質化した。中性子吸収材については無視する。また燃料芯材の入っていない燃料バスケット上下部、燃料バスケット底の水抜用溝のある領域及び燃料バスケット底と輸送容器本体の空間部はすべて空気とする。これは空気の方がそれら



(D)-第D.1図 角型用バスケットガンマ線遮蔽解析モデル

[JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]



(D)-第D. 2図 角型用バスケット中性子遮蔽解析モデル
[燃料要素B収納時]

の領域にある物質よりも遮蔽効果が少ないので安全側の仮定である。また、輸送容器のキャビティ長さは、安全側に収納する燃料要素の長さと同じとした。

(2) MNU用バスケット

MNU用バスケットには、JRR-3 MNU燃料要素を収納する。ガンマ線遮蔽解析及び中性子遮蔽解析について、JRR-3 MNU燃料要素を収納する場合について検討する。

輸送容器表面のフィンはすべて無視して空気とし、輸送容器表面は胴体の表面とする。

● ガンマ線遮蔽解析モデル

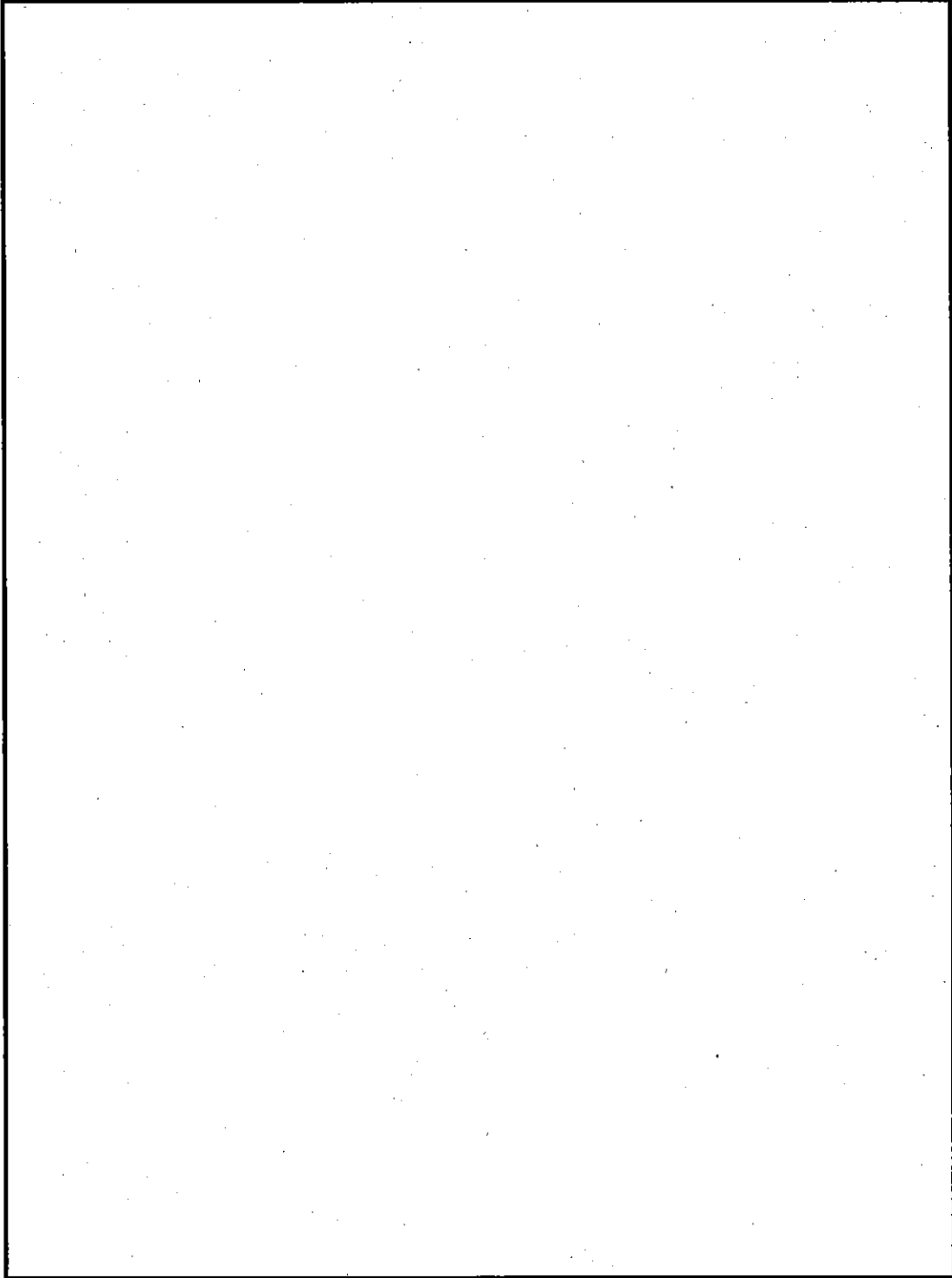
ガンマ線遮蔽解析モデルを (p) - 第D. 3 図に示す。

燃料要素の収納されている線源領域については、領域に外接する円柱を考え、燃料芯材（金属天然ウラン）、燃料被覆材（アルミニウム）及び燃料バスケット構造材（ステンレス鋼）の体積を保存して均質化した。また、燃料の入っていない燃料バスケット上下部、燃料バスケット底の水抜き用溝のある領域及び燃料バスケット底と輸送容器本体の空間部はすべて空気とする。これは、空気の方がそれらの領域の物質よりも遮蔽効果が少ないので安全側の仮定である。また、輸送容器のキャビティ長さは、安全側に収納する燃料要素の長さと同じとした。

● 中性子遮蔽解析モデル

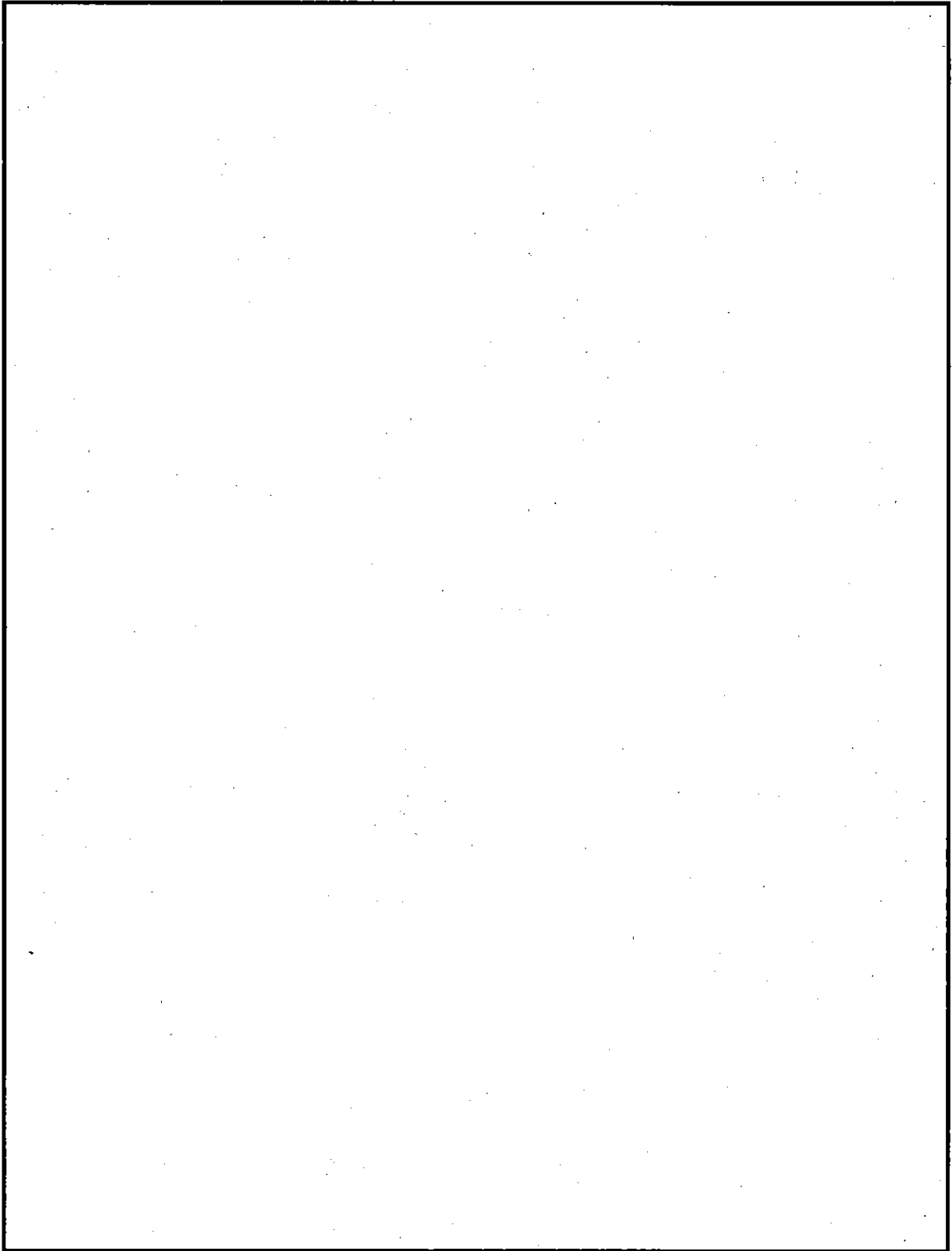
中性子遮蔽解析モデルは二次元軸対称モデルとし、これを、(p) - 第D. 4 図に示す。

燃料要素の収納されている線源領域については、領域に外接する円柱を考え、燃料芯材（金属天然ウラン）、燃料被覆材（アルミニウム）及び燃料バスケット構造材（ステンレス鋼）の体積を保存して均質化した。また、燃料の入っていない燃料バスケット上下部、燃料バスケット底の水抜き用溝のある領域及び燃料バスケット底と輸送容器本体の空間部はすべて空気とする。これは、空気の方がそれらの領域の物質よりも遮蔽効果が少ないので安全側の仮定である。また、輸送容器のキャビティ長さは、安全側に収納する燃料要素の長さと同じとした。



(D)-第D. 3 図 MNU用バスケットガンマ線遮蔽解析モデル

[JRR-3 MNU燃料要素収納時]



(D)-第D. 4図 MNU用バスケット中性子遮蔽解析モデル

[JRR-3 MNU燃料要素収納時]

D.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

ガンマ線遮蔽解析に用いた線源領域の体積比を (p) - 第D.6表に、各領域ごとの元素の密度を (p) - 第D.7表に示す。中性子遮蔽解析に用いた線源領域の体積比を (p) - 第D.8表に、各領域ごとの原子個数密度を (p) - 第D.9表に示す。これらの密度算出の際に用いた物質の密度を (p) - 第D.10表に示す。

ステンレス鋼については比重 とし、 で構成されているとする。^{注)}

これらは、いずれも通常輸送時における値であるが、一般及び特別の試験条件下においても、遮蔽設計上問題となる形状変化はないので、これらの条件下においても同一である。また、これらの値は常温における値であるが、温度変化による密度変化は小さく、重量的には変化しないので、温度変化の影響は無視する。

注)・ステンレス鋼の比重を とすることは、一般製品の 以上に比べて遮蔽解析上安全側の仮定である。

・ステンレス鋼の組成を上記 とし、他の元素の含有量が極めて少ないので遮蔽解析上は無視することができる。

(p)-第D. 6表 ガンマ線遮蔽解析に用いた線源領域の体積比

物質 \ バスケット	角型用	MNU用
天然ウラン	—	1.82×10^{-1}
U_3Si_2	3.23×10^{-2}	—
アルミニウム	2.48×10^{-1}	6.28×10^{-2}
ステンレス鋼	1.60×10^{-1}	9.88×10^{-2}
その他(真空部)	5.60×10^{-1}	6.57×10^{-1}

(p)-第D. 7表 ガンマ線遮蔽解析に用いた各領域の元素の密度

(単位: g/cm^3)

元素 \ バスケット	角型用	MNU用	
線源領域 ^(注)			
ステンレス鋼			
空気	N	9.27×10^{-4}	9.27×10^{-4}
	O	2.78×10^{-4}	2.78×10^{-4}

(注) 線源領域内の空気及び中性子吸収材は無視し真空とする。

(p)-第D. 8表 中性子遮蔽解析に用いた線源領域の体積比

物質 \ バスケット	角型用	MNU用
天然ウラン	—	1.82×10^{-1}
U_3Si_2	1.40×10^{-2}	—
アルミニウム	1.73×10^{-1}	6.28×10^{-2}
ステンレス鋼	3.30×10^{-1}	9.88×10^{-2}
その他(真空部)	4.83×10^{-1}	6.57×10^{-1}

(ロ) 第D. 9表 中性子遮蔽解析に用いた各領域の原子個数密度

(単位 : atoms/b · cm)

元 素	バスケット		角型用	MNU用
線源領域 (注)				
ステンレス鋼				
空気	N		3.98×10^{-5}	3.98×10^{-5}
	O		1.05×10^{-5}	1.05×10^{-5}

(注) 線源領域内の空気及び中性子吸収材については無視し真空とした。

(ロ) 第D. 10表 遮蔽解析に用いた物質の密度

物 質	密 度 (g/cm ³)
U ₃ Si ₂	<input type="text"/>
アルミニウム (Al)	<input type="text"/>
ステンレス鋼 <input type="text"/>	<input type="text"/>
空 気 $\begin{cases} N \\ O \end{cases}$	$1.21 \times 10^{-3} \begin{cases} 9.27 \times 10^{-4} \\ 2.78 \times 10^{-4} \end{cases}$

D.4 遮蔽評価

(1) ガンマ線遮蔽評価

ガンマ線遮蔽解析は、QAD-CGGP2Rコードを用いて行った。QAD-CGGP2Rコードは点減衰核積分法によるガンマ線遮蔽計算コードである。QAD-CGGP2Rコードの特徴は、三次元形状の取り扱いが可能であることである。

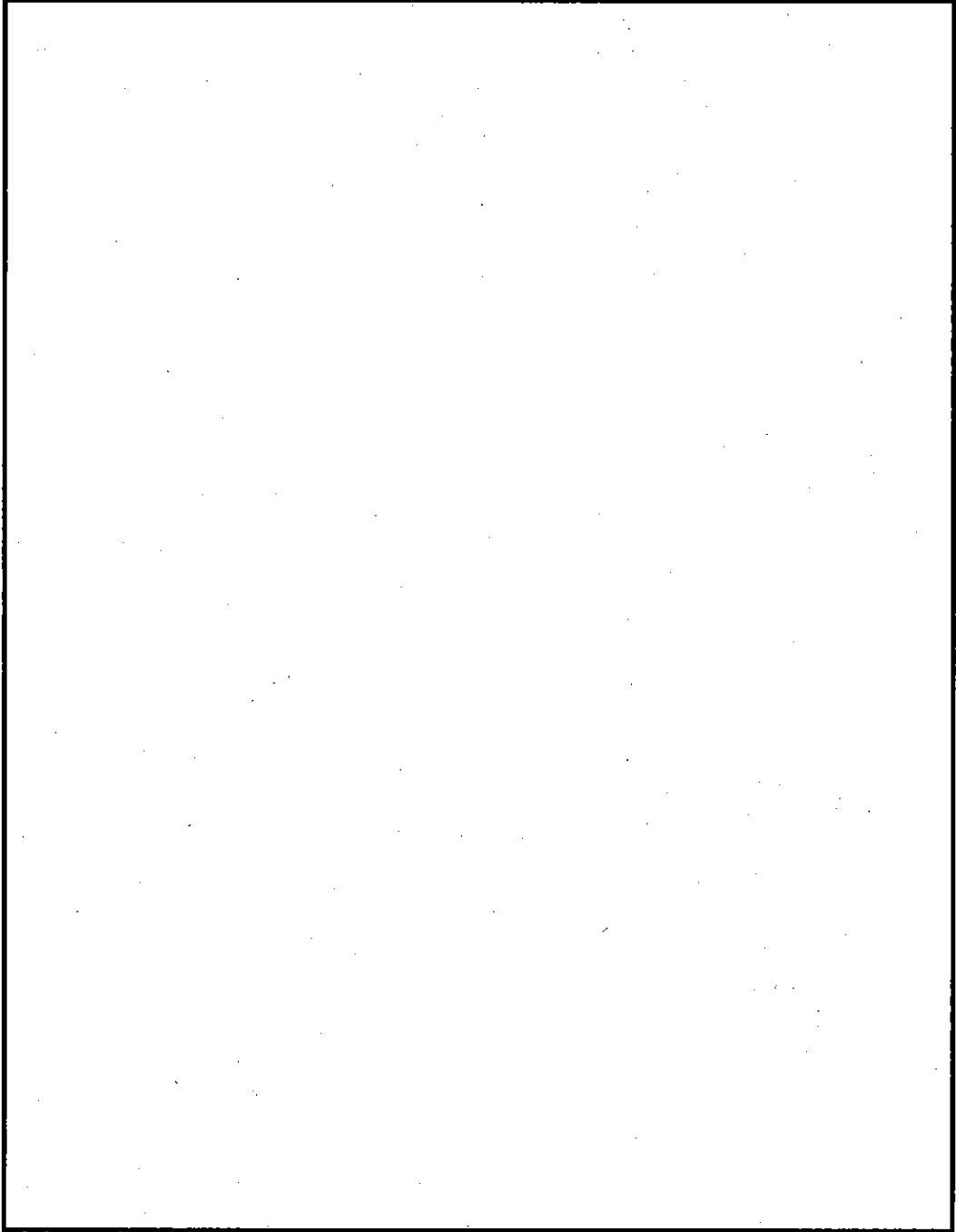
本解析において、使用した核データは、QAD-CGGP2Rコード内蔵ライブラリである。ガンマ線束当りの空気吸収線量当量率はICRP Publ. 74⁷⁾ から求めた。これを(a)-第D.11表に示す。

また、各測定点での線量当量率を(a)-第D.5図～(a)-第D.7図に示す。

なお、ガンマ線ストリーミングについては付属書類(a)-D.6.2で述べる。

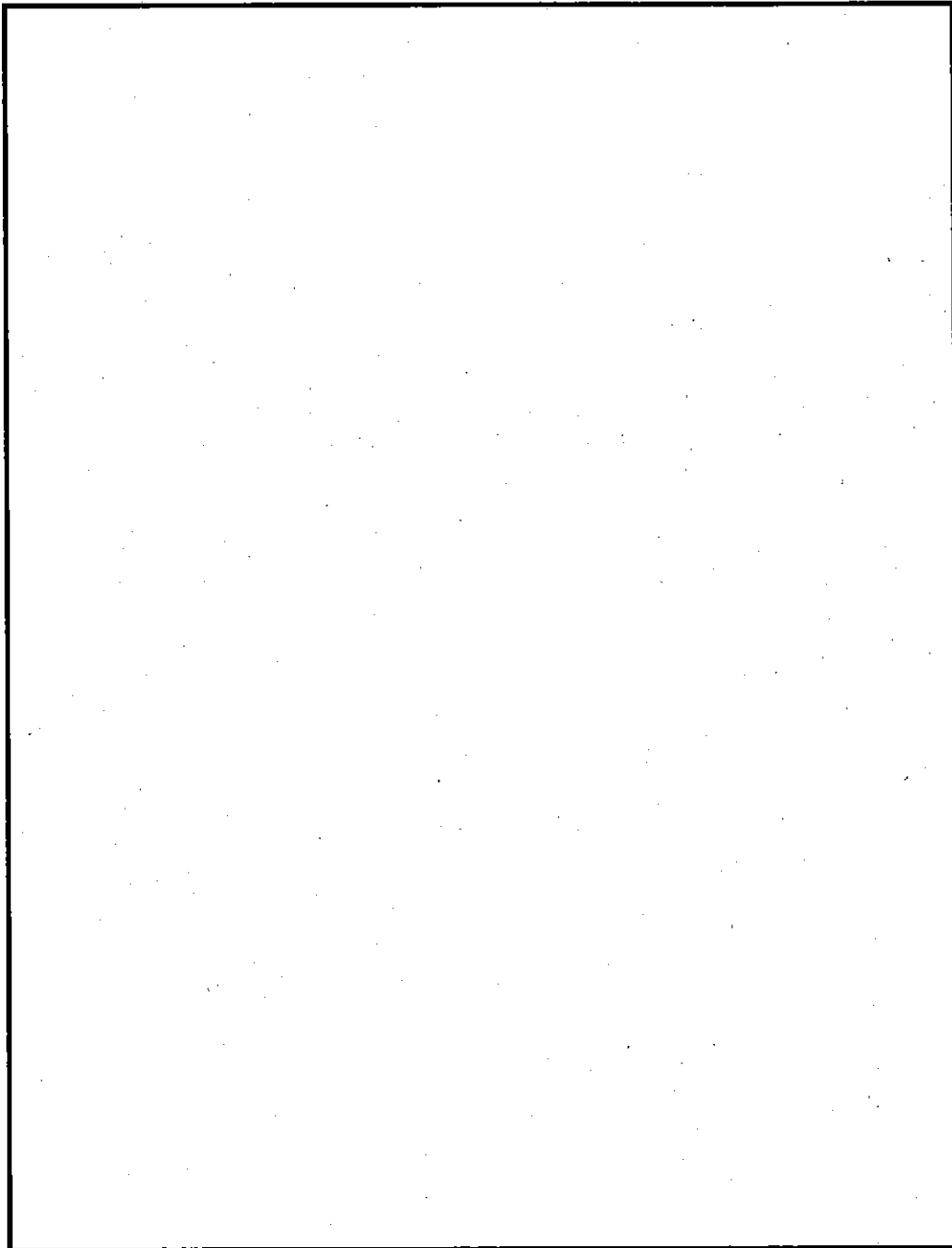
(D)-第D.11表 単位ガンマ線束から空気吸収線量当量率への変換係数

エネルギー群	平均エネルギー (MeV)	単位フルエンス当たりの 空気吸収線量 [(Gy/h) / (ph/cm ² ·sec)]	空気吸収線量から ガンマ線量当量率への 実効変換係数 (鉄)
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			

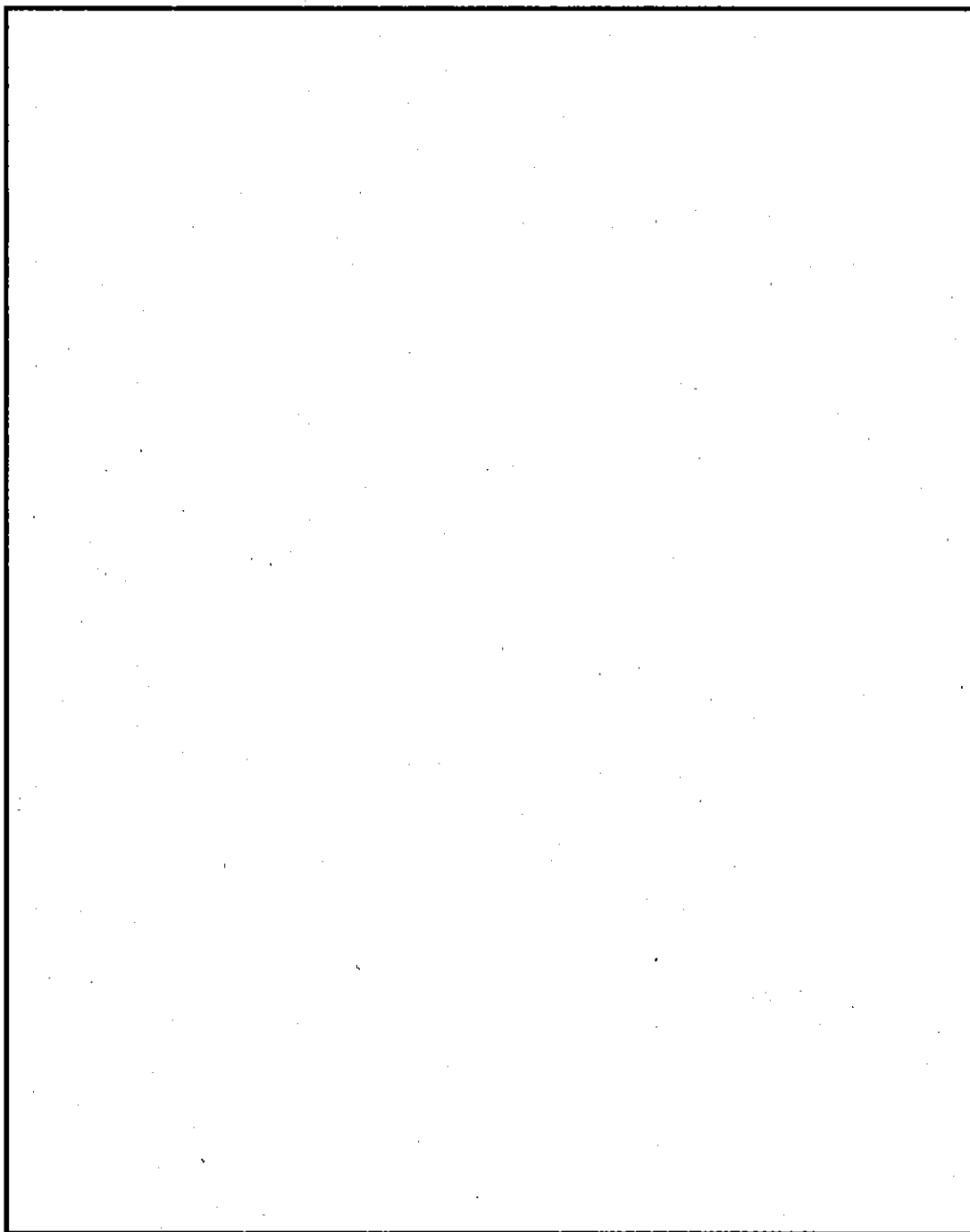


(ロ) - 第D. 5 図 角型用バスケットガンマ線による線量当量率 (軸方向)

[JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]



(p)-第D.6図 角型用バスケットガンマ線による線量当量率 (径方向)
[JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]



(甲) 一第D. 7図 MNU用バスケットガンマ線による線量当量率
[JRR-3 MNU燃料要素収納時]

(2) 中性子遮蔽評価

中性子遮蔽解析は DOT3.5コードを用いて行った。DOT3.5コードは、二次元多群輸送計算コードである。

本解析において、中性子断面積データは DLC-23 キャスクライブラリより引用した。これは、我国における核燃料輸送物の中性子遮蔽解析に数多く利用され、実績が十分である。また、中性子線量当量率変換係数はICRP Publ. 74に示された値を内挿して求めた。これを(ロ)－第D.12表に示す。

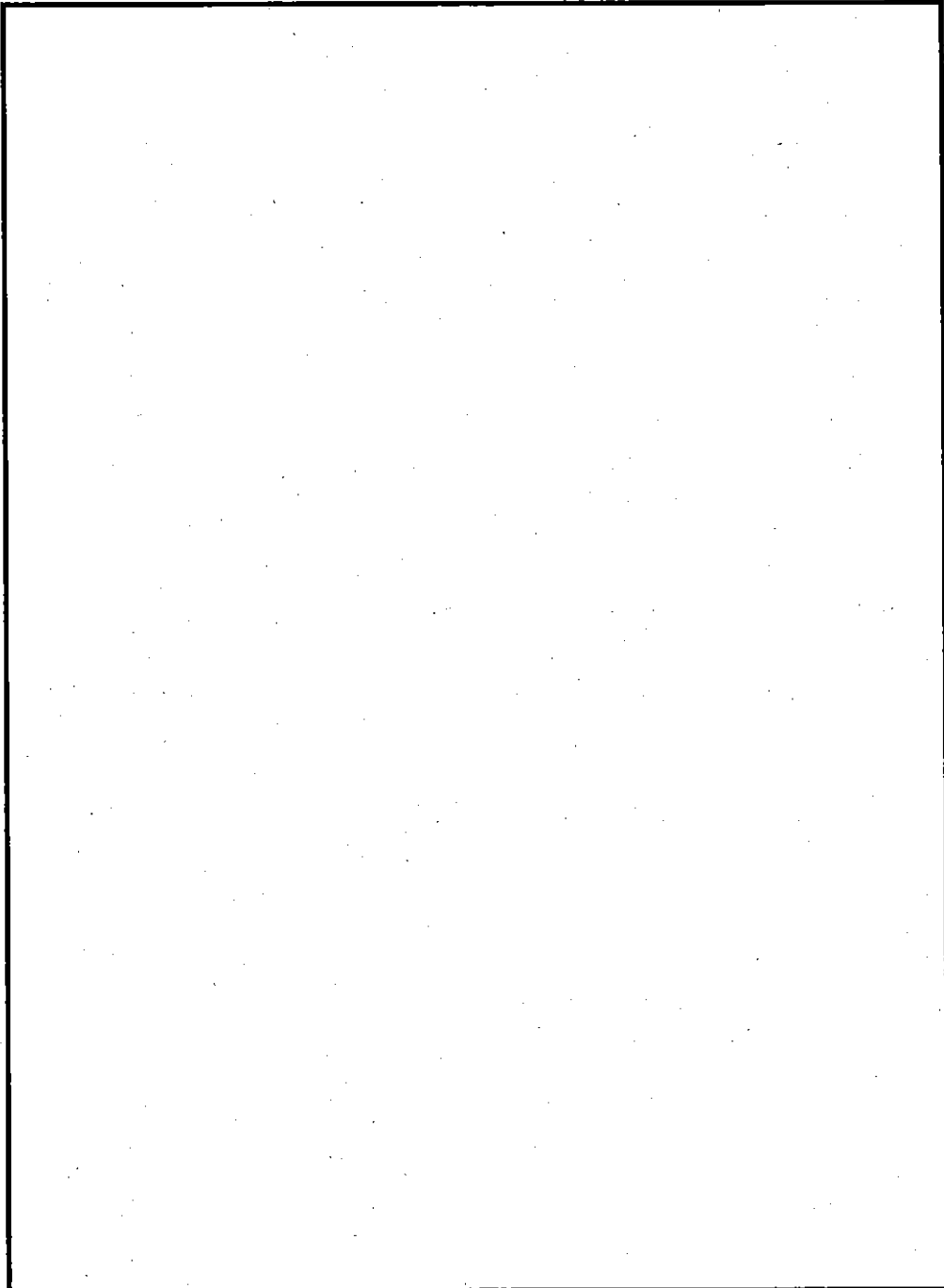
また、中性子散乱はP,S近似を用いて示し、空間メッシュ幅は、各領域ともに平均自由行程よりも小さくとった。

各測定点での線量当量率を(ロ)－第D.8図～(ロ)－第D.9図に示す。この値は、(ロ)－E臨界解析で求めた実効増倍率を考慮したものである。

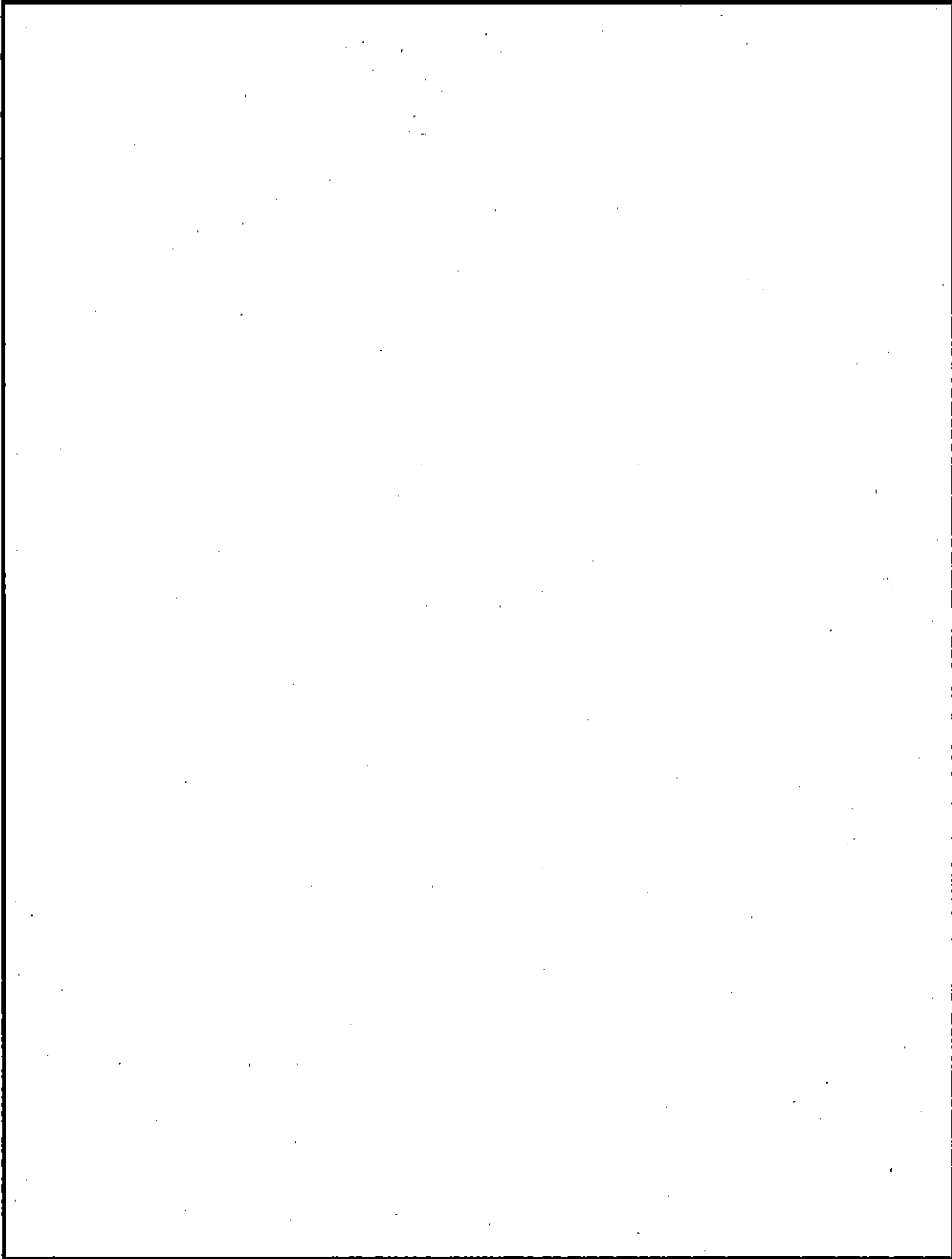
なお、二次ガンマ線の線量当量率に及ぼす影響は非常に小さく無視できる。

(D)-第D.12表 中性子線量当量率変換係数

エネルギー群	上限エネルギー (eV)	線量当量率変換係数 ($\mu\text{Sv/h}$) / ($\text{n/cm}^2\cdot\text{sec}$)
1		
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		
9		
10		
11		
12		
13		
14		
15		
16		
17		
18		
19		
20		
21		
22		



(D)-第D. 8 図 角型用バスケット中性子による線量当量率
[燃料要素B収納時]



(n)-第D. 9 図. MNU用バスケット中性子による線量当量率

[JRR-3 MNU燃料要素収納時]

D. 5 結果の要約及びその評価

D. 5.1 遮蔽設計の特性

本輸送容器の収納物の使用済燃料要素から放出されるガンマ線、中性子の主な遮蔽材は、本輸送容器本体のステンレス鋼である。その厚さは、胴方向□cm、蓋方向□cm、底方向□cmである。また、燃料バスケット胴部及び底部のステンレス鋼による遮蔽効果、燃料芯材、燃料被覆材、燃料構造材及び燃料バスケット構造材による放射線遮蔽効果もある。

D. 5.2 結果と評価

本解析結果を燃料バスケットごとに(ρ)―第D. 13表～(ρ)―第D. 14表に示す。

本表より、核燃料輸送物のガンマ線最高線量当量率は、ガンマ線について単位長さ当たりの最大線源強度を示すJRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合に生ずる。また、中性子最高線量当量率は、中性子について単位長さ当たりの最大線源強度を示す燃料要素Bを収納した場合に生ずる。これらを合計したとしても、以下に示すように、本核燃料輸送物は通常輸送時、一般及び特別の試験条件下のいずれでも技術基準に定める基準値を満足しており、遮蔽性能上の問題はない。

通常輸送時の核燃料輸送物の表面線量当量率の最高は0.218mSv/hであり、また表面から1m離れた点での線量当量率の最高は58μSv/hである。それぞれ基準値の2.0mSv/h以下及び100μSv/h以下を満足している。また、一般の試験条件下での核燃料輸送物の表面線量当量率の最高は0.218mSv/hであり、基準値の2.0mSv/h以下を満足している。さらに、特別の試験条件下での核燃料輸送物の表面から1mの点での線量当量率の最高は0.058mSv/hであり、これも基準値の10.0mSv/h以下を満足している。また、ガンマ線ストリーミングについては、ガンマ線について単位長さ当たりの最大線源強度を示すJRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合で、最高値を示す容器本体と蓋のすき間においても、ストリーミングによる線量当量率は11μSv/hであり、直接ガンマ線及び中性子線量当量率の合計値0.164mSv/hを考慮しても、その位置での線量当量率は0.175mSv/hであり、遮蔽性能上の問題はない。

(ロ) 第D.13表 角型用バスケットによる輸送時の最高線量当量率

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	核燃料輸送物表面			表面より1mの点		
	側面	上面	下部	側面	上面	下部
通常輸送時						
{ ガンマ線	120	170	120	29	52	37
{ 中性子線	44	48	44	5	6	6
{ 合計	164	218	164	34	58	43
一般の試験条件下				/		
{ ガンマ線	120	170	120			
{ 中性子線	44	48	44			
{ 合計	164	218	164			
特別の試験条件下	/					
{ ガンマ線				29	52	37
{ 中性子線				5	6	6
{ 合計	34	58	43			
解析基準	通常輸送時	2,000		100		
	一般の試験条件下	2,000		—		
	特別の試験条件下	—		10,000		

(注) ガンマ線ストリーミングが最大となる箇所の線量当量率は次のようになる。

〔位置：容器本体と蓋のすき間〕

(単位： $\mu\text{Sv/h}$)

	核燃料輸送物表面
ガンマ線ストリーミング	11
直接ガンマ線	120
中性子線	44
合計	175

(ロ) 第D.14表 MNU用バスケットによる輸送時の最高線量当量率

(単位: $\mu\text{Sv/h}$)

	核燃料輸送物表面			表面より1mの点		
	側面	上面	下部	側面	上面	下部
通常輸送時						
{ ガンマ線	3	1	2	1	1	1
{ 中性子線	1	1	1	1	1	1
{ 合計	4	2	3	2	2	2
一般の試験条件下				/		
{ ガンマ線	3	1	2			
{ 中性子線	1	1	1			
{ 合計	4	2	3			
特別の試験条件下	/			1	1	1
{ ガンマ線				1	1	1
{ 中性子線				2	2	2
{ 合計						
解析基準	通常輸送時	2,000		100		
	一般の試験条件下	2,000		—		
	特別の試験条件下	—		10,000		

D. 6 付属書類

D. 6.1 付属書類-1

(α , n) 反応による中性子収率について

D. 6.2 付属書類-2

ガンマ線ストリーミングについて

D. 6.3 付属書類-3

ORIGENコード及びORIGEN-JRコードの説明

D. 6.4 付属書類-4

QAD-CGGP2Rコードの説明

D. 6.5 付属書類-5

DOT3.5コードの説明

D. 6.6 付属書類-6

参考文献

D.6.1 付属書類-1 (α, n) 反応による中性子収率について

燃料中の軽核種であるアルミニウム、シリコンと (α, n) 反応することにより発生する中性子数は以下の式⁸⁾により求められる。

$$Y_{mix} = \frac{\sum Ni \cdot Ci \cdot Y_{ni}}{\sum Ni \cdot Ci} \quad (1)$$

ここで、 Y_{mix} : 混合物との (α, n) 反応による中性子収率 (neutron/α/sec)

Y_{ni} : 単体元素 i との (α, n) 反応による中性子収率 (neutron/α/sec)

Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-242, Cm-244 を考慮する。これら以外の核種からの α 粒子の寄与は無視できる。

元素	Y _{ni}					
	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Am-241	Cm-242	Cm-244
Al	7.39×10^{-7}	3.74×10^{-7}	3.80×10^{-7}	7.28×10^{-7}	1.80×10^{-6}	1.14×10^{-6}
Si	1.22×10^{-7}	7.08×10^{-8}	7.17×10^{-8}	1.20×10^{-7}	2.79×10^{-7}	1.90×10^{-7}
U	0	0	0	0	0	0

Ni : 単体元素 i の原子個数密度 (1/cm³)

元素	Ni			
	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フロー型 燃料要素	MNU 燃料要素	燃料要素B
Al				
Si				
U				

Ci : 酸素と元素 i との阻止能の比

元素	Ci
Al	1.434
Si	1.528
U	4.803

各 α 放射体について、これらの値を(1)式に代入すると、各 α 放射体ごとの Y_{mix} の値が得られる。

α 放射体	Y_{mix}			
	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フロー型 燃料要素	MNU 燃料要素	燃料要素B
Pu-238 Pu-239 Pu-240 Am-241 Cm-242 Cm-244				

各 α 放射体が1崩壊当たり α 粒子を1個放出するので、各 α 放射体の放射エネルギー (ORIGENコード及びORIGEN-JRコード結果より) から、核燃料輸送物当たりの α 粒子発生量 Q が得られる。

α 放射体	Q (Bq= α /基)			
	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フロー型 燃料要素	MNU 燃料要素	燃料要素B
Pu-238 Pu-239 Pu-240 Am-241 Cm-242 Cm-244				

以上より、核燃料輸送物当たりの中性子発生数 $Q \cdot Y_{mix}$ が得られる。

α 放射体	$Q \cdot Y_{mix}$ (n/s/基)			
	JRR-3	JRR-3	JRR-3	—
	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フロー型 燃料要素	MNU 燃料要素	燃料要素B
Pu-238				
Pu-239				
Pu-240				
Am-241				
Cm-242				
Cm-244				
合計				

D.6.2 付属書類-2 ガンマ線ストリーミングについて

ガンマ線ストリーミングについては、単位長さ当たりの最大線源強度を示すJRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合について評価する。

1. 検討と結果

ストリーミングが問題となる位置は次の3箇所である。

- (1) ドレン孔
- (2) 容器本体と蓋のすき間
- (3) ベント孔

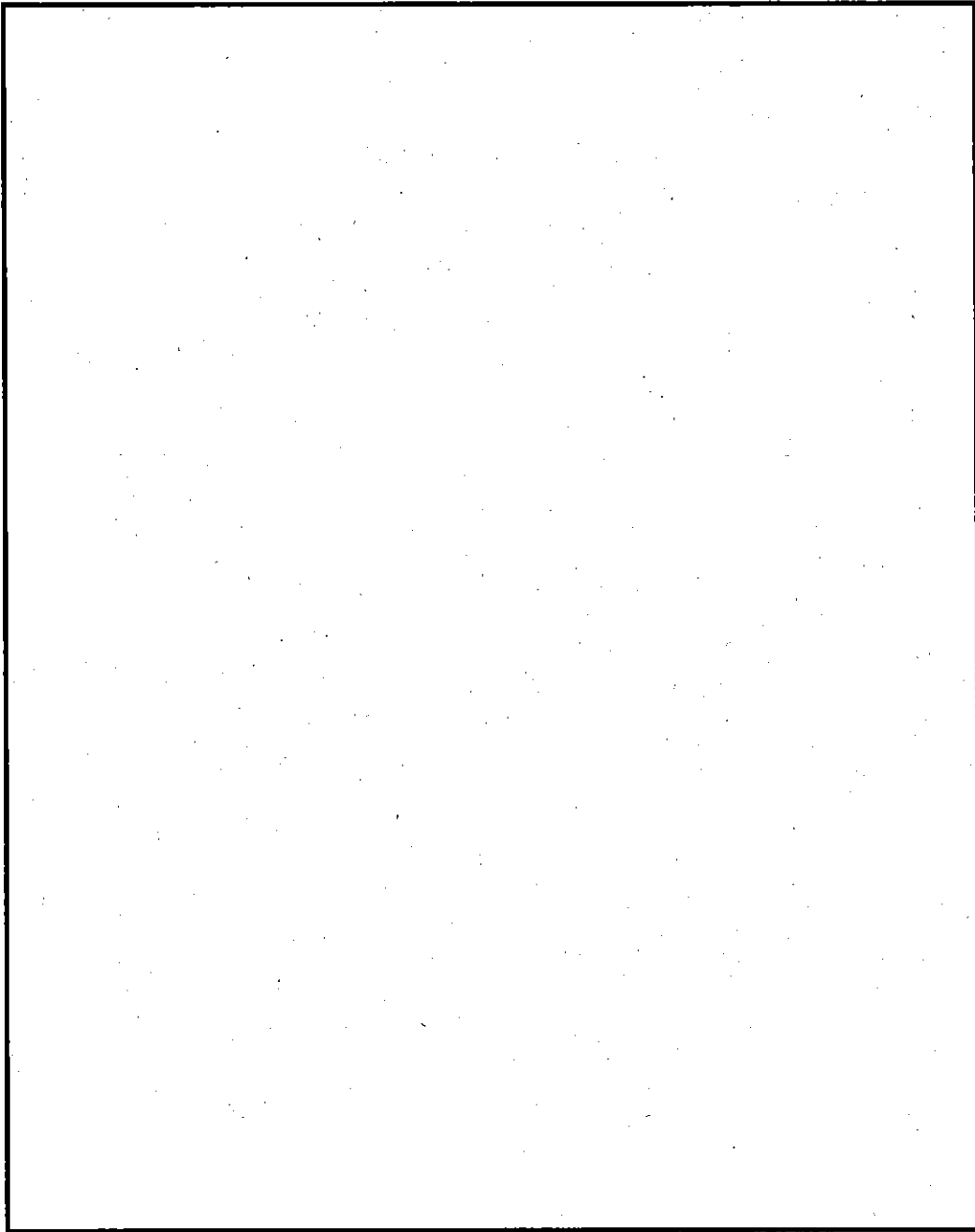
これらの位置を(ρ)-第D.付.2.1図に示す。

今、中性子源は十分に小さいのでガンマ線のストリーミングについて検討する。これら3ヶ所でのストリーミングによる輸送容器表面線量当量率を求めた。この結果を(ρ)-第D.付.2.1表に示す。

(ρ)-第D.付.2.1表 ストリーミングによる輸送容器各点での表面線量当量率

位 置	表面線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
(1) ド レ ン 孔	1
(2) 容器本体と蓋のすき間	11
(3) ベ ン ト 孔	3

以上の結果からガンマ線ストリーミングが最高となる位置は容器本体と蓋のすき間であり、 $11\mu\text{Sv/h}$ である。この場合、(ρ)-第D.6図位置⑩に示す直接ガンマ線による線量当量率 $120\mu\text{Sv/h}$ を加えても、表面線量当量率 $131\mu\text{Sv/h}$ である。また、中性子線量当量率 $44\mu\text{Sv/h}$ を考慮した場合でも $175\mu\text{Sv/h}$ であり、この値は技術基準に定める基準値を満足しており、かつ核燃料輸送物の最高表面線量当量率 $218\mu\text{Sv/h}$ より低い値である。したがって、ガンマ線ストリーミングの問題はない。また表面から1mの位置においても同様である。



(㊦)-第D.付.2.1図 ストリーミングが問題となる箇所

2. 解析の詳細

2.1 ドレン孔

ドレン孔部を(ロ)－第D.付.2.2図のようにモデル化し、次の手順で解析を行う。

- (i) QAD-CGGP2Rコードでドレン孔入口（点P₁）でのガンマ線束を求める。
- (ii) 点P₁から点P₂まで面線源の減衰を考える。
- (iii) 点P₂で散乱され点P₃に向かうガンマ線束を求める。
- (iv) ドレンバルブ保護カバーによる減衰効果を考慮する。

2.1.1 解析の詳細

点P₁でのガンマ線束はQAD-CGGP2Rコードを用いて求め(ロ)－第D.付.2.2表に示す。

(ロ)－第D.付.2.2表 点P₁でのガンマ線束

ガンマ線群 No.	平均エネルギー (MeV)	点P ₁ でのガンマ線束 φ _{P1} (ph/cm ² sec)
1		
2		
3		
4		
5		
6		
7		
8		

P₂でのガンマ線束φ_{P2}は、P₁でのガンマ線束φ_{P1}を用いて次式で与えられる。

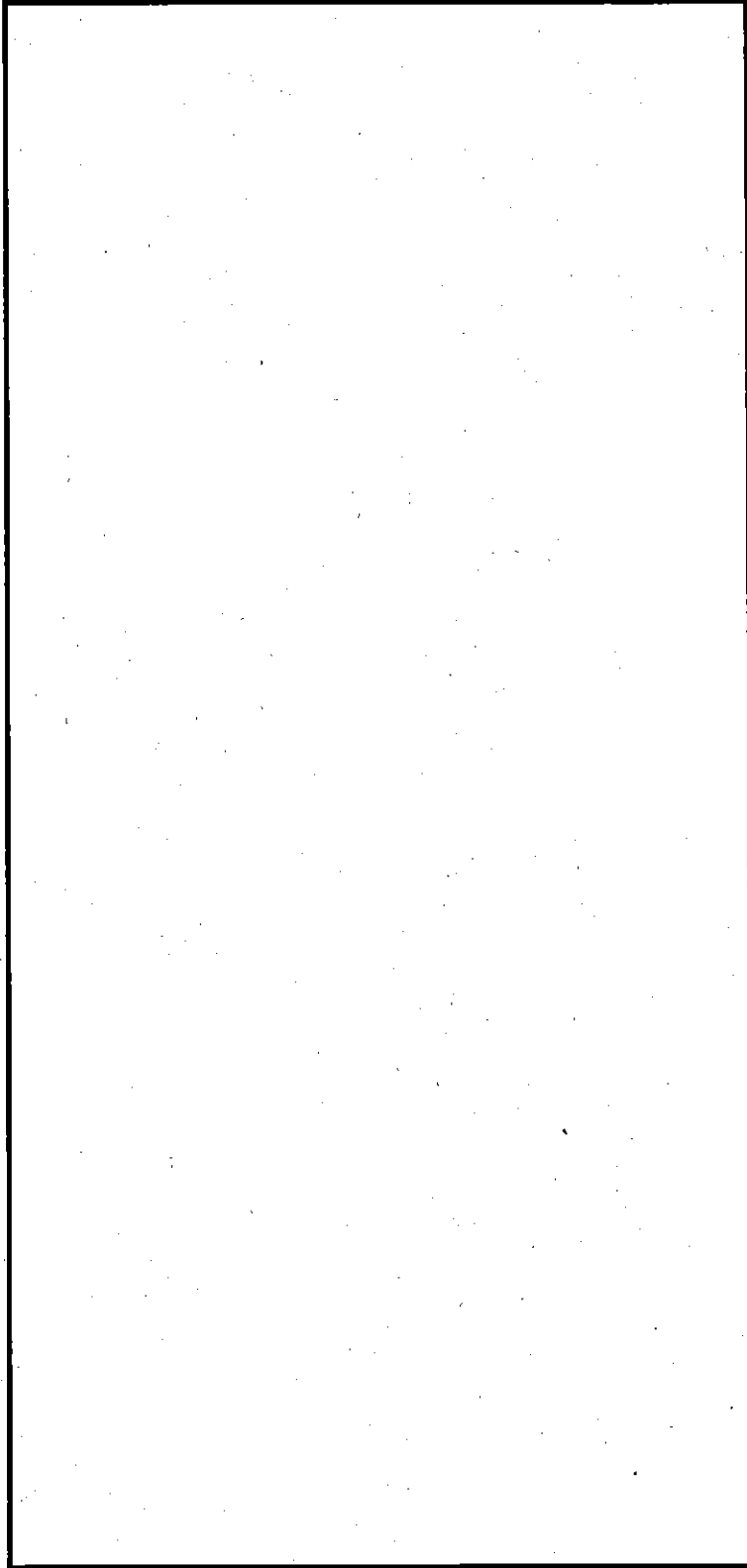
$$\phi_{P2} = \frac{\phi_{P1}}{2} \ln \left\{ 1 + \left(\frac{a}{r_1} \right)^2 \right\} \quad 9)$$

a : 円管の半径 (□)

r₁ : 入口からの距離 (□)

$$\phi_{P2} = 4.98 \times 10^{-3} \cdot \phi_{P1}$$

この結果を(ロ)－第.付.2.3表に示す。



(ロ) ー第D. 付. 2. 2図 ー ドレン孔ストーリーミング解析モデル

(ロ) - 第D. 付. 2. 3表 点P₂でのガンマ線束

ガンマ線群 No.	点P ₂ でのガンマ線束 ϕ_{P_2} (ph/cm ² sec)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	

点P₃でのガンマ線束 ϕ_{P_3} は ϕ_{P_2} を用いて次式で与えられる。ここでは、一回散乱線についてのみ考える。

$$\phi_{P_3} = \phi_{P_2} \times \frac{gS}{4\pi r_2^2} \times f \times s \times F^{(9)}$$

g : 屈曲部に関する立体角の割合に対する幾何学的な補正

S : 散乱面積 ()

r_2 : 反射後の距離 ()

f : 散乱に伴うエネルギー減衰率

s : 遮蔽物質とガンマ線が相互作用する際の散乱の割合

F : 散乱の非等方性に対する補正係数

この結果を(ロ) - 第. 付. 2. 4表に示す。

(□)-第D. 付. 2. 4表 点P₃でのガンマ線束

ガンマ線群 No.	点P ₃ でのガンマ線束 ϕ_{P_3} (ph/cm ² sec)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	

点P₄でのガンマ線束 ϕ_{P_4} は ϕ_{P_3} を用いて次式で表わされる。

$$\phi_{P_4} = \phi_{P_3} \times e^{-\mu X}$$

μ : 線減衰係数 (1/cm) (□)-第D. 付. 2. 5表に示す。

X : 遮蔽体の厚さ (□)

(□)-第D. 付. 2. 5表 線減衰係数 μ

ガンマ線群No.	μ (1/cm)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	

この結果を (□)-第D. 付. 2. 6表に示す。

(ロ) 第D. 付. 2. 6表 点P₄でのガンマ線束

ガンマ線群 No.	点P ₄ でのガンマ線束 ϕ_{P_4} (ph/cm ² sec)
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	

したがって、点P₄でのガンマ線ストリーミングによる線量当量率D_{P4}は

$$D_{P_4} = \phi_{P_4} \times K$$

ここで、Kは線量当量率変換係数で(ロ) 第D. 11表に示す。

この結果を(ロ) 第D. 付. 2. 7表に示す。

(ロ) 第D. 付. 2. 7表 点P₄での線量当量率

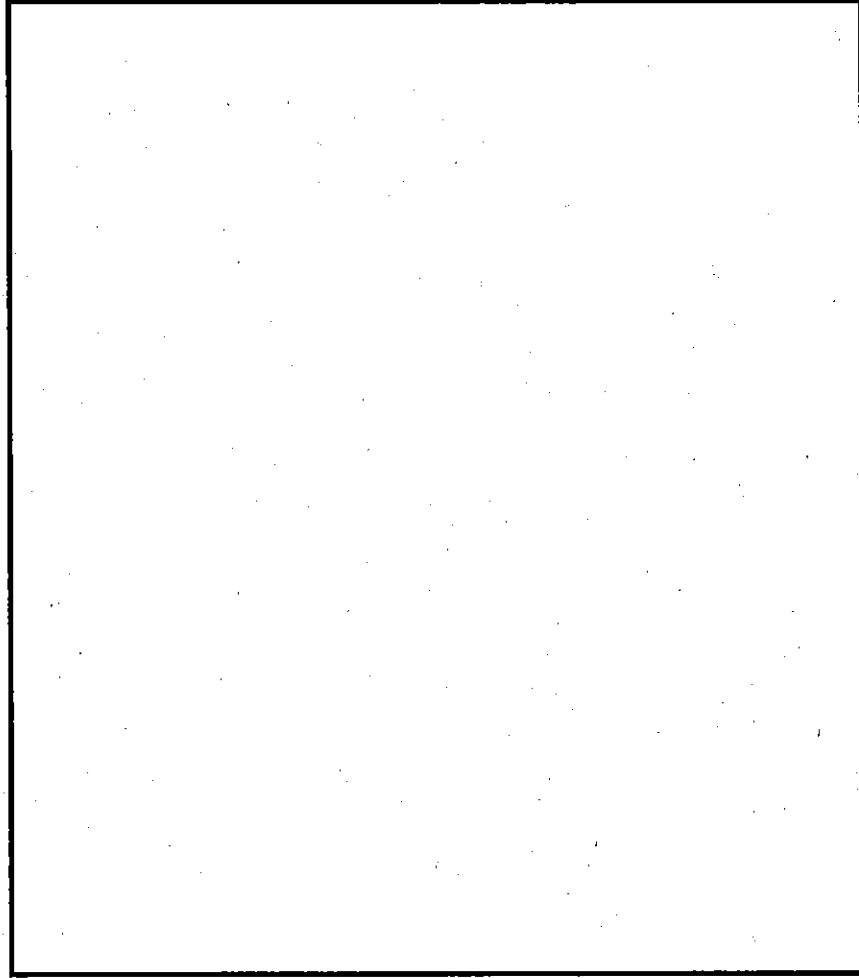
ガンマ線群No.	線量当量率 [μ Sv/h]
1	
2	
3	
4	
5	
6	
7	
8	
計	

2.1.2 結 果

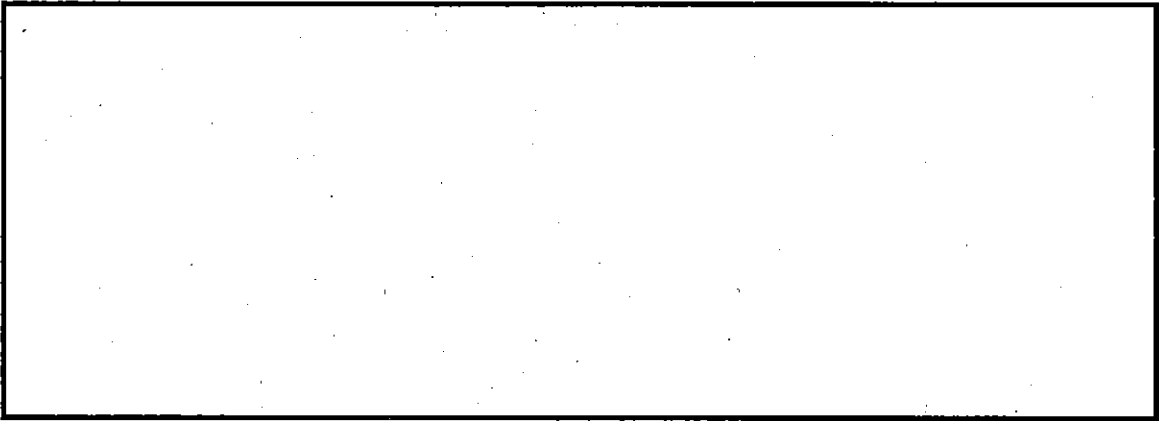
以上の結果より、ドレン孔表面でのガンマ線ストリーミングによる線量当量率は1 μ Sv/h未満となり、問題とならない。同様に表面から1 mの位置においても問題とならない。

2.2 容器本体と蓋のすき間

容器本体と蓋のすき間の形状を(□)-第D.付.2.3図に示す。このすき間から漏えいする過程は(□)-第D.付.2.4図に示したA, B, Cの3つに分けられる。以下これら3つに関し検討する。



(□)-第D.付.2.3図 容器本体と蓋のすき間



(p)-第D.付.2.4図 漏えいする3つの過程

2.2.1 解析の詳細

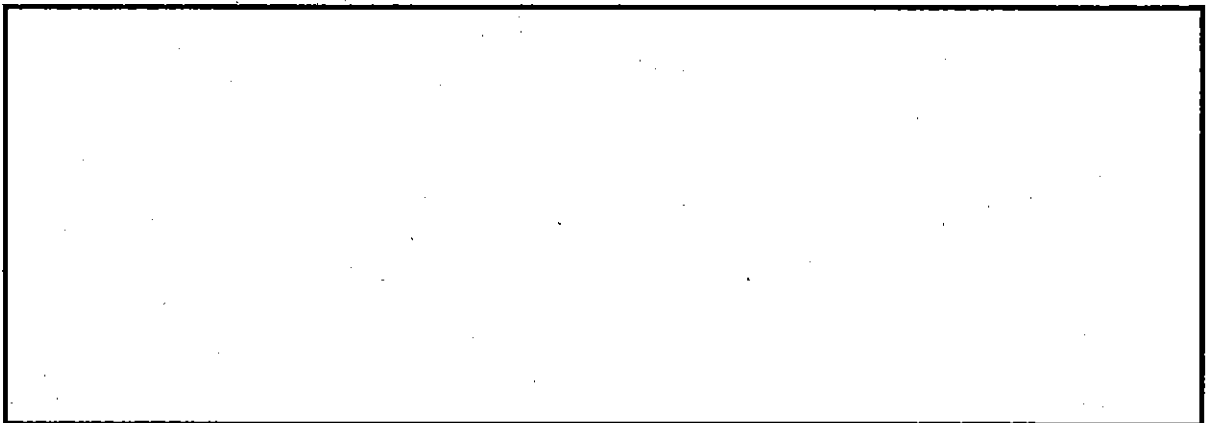
(p)-第D.付.2.4図に示した(A)、(B)、(C)の3つの場合について検討する。

(A)の場合

有効遮蔽厚が□cmから□cm^{注)}と増加するので問題とならない。

(B)の場合

容器本体と蓋のすき間はない。ただし、ガスケット溝等によって、有効遮蔽厚は□mmである。また、ガスケット溝の深さは最大で□mmである。この場合、漏えいするガンマ線による線量当量率をQAD-CGGP2Rコードを用いて求めた。解析モデルは(p)-第D.付.2.5図に示した。



(p)-第D.付.2.5図 (B)の場合のガンマ線ストリーミング解析モデル

注) □(mm)

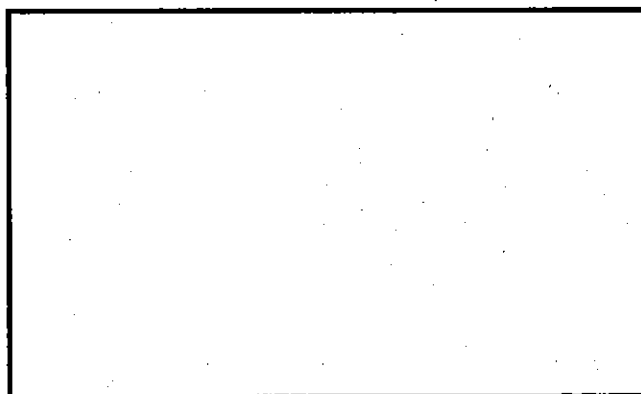
この結果

{ 輸送容器表面…… $1.1 \times 10^1 \mu\text{Sv/h}$
容器より 1 m…… $1.3 \times 10^0 \mu\text{Sv/h}$

となる。

(C)の場合

(p)一第D. 付. 2. 6図に示すように、ガンマ線は容器本体と蓋のすき間の入口点 P_1 に到達するまでに容器本体及び蓋により減衰する。さらに容器本体とすき間は 1mm と狭く、かつ、点 P_2 において屈曲しているため点 P_3 に到達するガンマ線のストリーミング成分は極めて小さいと考えられる。



(p)一第D. 付. 2. 6図 (C)の場合のガンマ線ストリーミング解析モデル

2. 2. 2 結 果

(A)、(B)、(C)の結果をまとめれば(p)一第D. 付. 2. 8表のようになる。

(p)一第D. 付. 2. 8表 容器本体・蓋接合面の漏えい線量当量率

	容器表面線量当量率 $\mu\text{Sv/h}$
(A)	≈ 0
(B)	11
(C)	≈ 0

以上の結果より、容器本体と蓋接合面でのガンマ線ストリーミングによる線量当量率は、 $11 \mu\text{Sv/h}$ となり問題とならない。同様に表面から1 mの位置においても問題とならない。

2.3 ベント孔

ベント孔部を、解析では(ロ)－第D.付.2.7図に示すように、安全側にモデル化し、次の手順で解析を行う。

- (i) QAD-CGGP2Rコードでベント孔入口（点P₁）でのガンマ線束を求める。
- (ii) 点P₁から点P₂まで面線源の減衰を考える。
- (iii) 点P₂で散乱され、点P₃に向かうガンマ線束を求める。
- (iv) ベントバルブ保護カバーによる減衰効果を考慮する。

2.3.1 解析の詳細

点P₁、点P₂、点P₃及び点P₄でのガンマ線束を(ロ)－第D.付.2.9表に示す。

(ロ)－第D.付.2.9表 各点でのガンマ線束

(単位：ph/cm²sec)

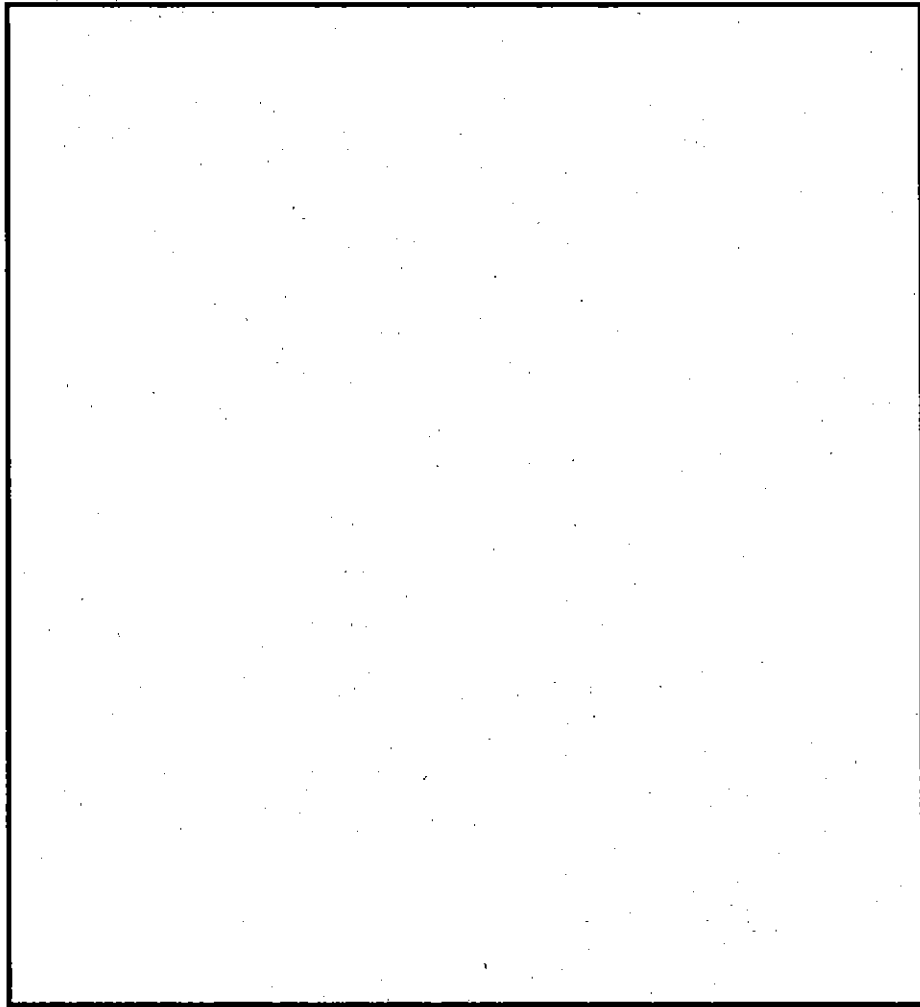
群No.	注1) 点P ₁ でのガンマ線束 ϕ_{P1} (ph/cm ² sec)	注2) 点P ₂ でのガンマ線束 ϕ_{P2} (ph/cm ² sec)	注3) 点P ₃ でのガンマ線束 ϕ_{P3} (ph/cm ² sec)	注4) 点P ₄ でのガンマ線束 ϕ_{P4} (ph/cm ² sec)
	1			
2				
3				
4				
5				
6				
7				
8				

注1) QAD-CGGP2Rコードの結果

$$\text{注2)} \quad \phi_{P2} = \frac{\phi_{P1}}{2} \ln \left\{ 1 + \left(\frac{1.0}{26.0} \right)^2 \right\}$$

$$\text{注3)} \quad \phi_{P3} = \phi_{P2} \times \frac{3.14}{4\pi \times 26^2} \times f \times s \times F$$

$$\text{注4)} \quad \phi_{P4} = \phi_{P3} \times e^{-\mu x}$$



(v)-第D.付.2.7図 ベント孔ガンマ線ストリーミング解析モデル

したがって、点P₄でのガンマ線ストリーミングによる線量当量率は(p)-第D.付.2.10表のようになる。

(p)-第D.付.2.10表 点P₄での線量当量率

ガンマ線群No.	線量当量率 [μ Sv/h]
1	5.60×10^{-2}
2	1.82×10^0
3	2.27×10^{-1}
4	1.47×10^{-1}
5	2.14×10^{-1}
6	6.79×10^{-3}
7	4.91×10^{-4}
8	1.60×10^{-5}
計	2.47×10^0

2.3.2 結 果

以上の結果より、ベント孔表面でのガンマ線ストリーミングによる線量当量率は 3μ Sv/hとなり問題とならない。同様に表面から1mの位置においても問題とならない。

D.6.3 付属書類-3 ORIGENコード及びORIGEN-JRコードの説明

1. 概要

ORIGENは、米国オークリッジ国立研究所で開発された一点近似の燃焼計算コードである。任意に組み合わされた崩壊チェーンで結合された非常に多数の核種の蓄積、崩壊の計算を行うことができる。

燃焼計算は、核分裂生成物、被覆材、構造材、核燃料について行われる。

ORIGENコードでは、原子炉内での燃焼ばかりでなく、炉外での冷却あるいは再処理等の工程も近似することが可能で、核燃料サイクル全体を模擬することができる。

ORIGENは原子炉で燃焼し、かつ放射化される原子核の放射能の計算コードとして一般に利用されている。

ORIGEN-JRコードはORIGENコードをベースに使用済燃料等の輸送容器、再処理工程における線源の評価用に日本原子力研究所が開発したコードである。

2. 特徴

ORIGENの燃焼計算はすべてエネルギー的には一群で行う。そのため原子炉の中性子スペクトルを近似的にとりいれた実効断面積が作成される。したがって熱中性子束のエネルギー分布の実効温度、共鳴中性子の強度、核分裂中性子のエネルギーに相当するエネルギー区内にある高速中性子の強度を入力する。また出力としては、各核種の原子核数、放射能のみならず、原子炉より取出し時のガンマ線強度、エネルギースペクトル及び自発核分裂中性子強度、酸素の(α , n)反応による中性子強度が得られる。

3. 計算方法

解くべき燃焼方程式は、

$$\frac{d x_i}{d t} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j x_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k x_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \sigma_i) x_i$$

$$i = 1, 2, \dots, N$$

と書かれる。ここで、

x_i : 第 i 原子核の原子数

λ_i : 第 i 原子核の崩壊定数

σ_i : 第 i 原子核の一群吸収断面積

λ_{ij} : 第 j 原子核の崩壊により第 i 原子核の生まれる割合

f_{ik} : 第 k 原子核が中性子を吸収した時に第 i 原子核の生まれる割合

$\bar{\phi}$: エネルギー的に一群縮約の中性子束

である。

この式を解くためにORIGENコードでは、マトリクスエクスポネンシャル法 (Matrix Exponential Method) が用いられている。この式は $\bar{\phi}$ が時間的に一定であれば定係数の連立一次微分方程式であるから、マトリクス表示で次のように表わされる。

$$\dot{x}(A) = A(t) X$$

ここで、 x : x_i を元にとるベクトル

X : X_i を元にとるベクトル

A : 定数マトリクス

このマトリクス方程式は、形式的に次の様にあらわせる。

$$X(t) = \exp(At) X(0)$$

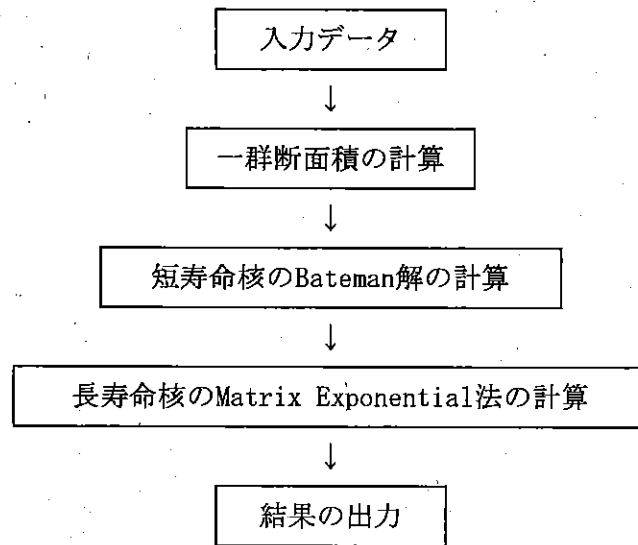
ここで、

$$\exp(At) = \sum_m \frac{1}{m!} (A t)^m$$

と定義する。 $X(0)$ は与えられた初期条件であるから、上式の右辺を数値的に求めておけば、 $X(t)$ を求めることが可能である。ORIGENでは、この手法は長寿命の核に対して用いられ、短寿命核についてはよく知られたBatemanの解析を用いる。

ORIGENには、813核種について σ_i , λ_{ik} , f_{ik} 等のデータを含む核データライブラリが付属している。

4. 計算フローチャート



(ロ) - 第D. 付. 3.1図 ORIGENコードの計算フローチャート

計算は入力された原子炉タイプ、中性子スペクトルインデックスより、実効的な一群断面積を作成することで開始され、燃焼チェーンが解かれ、結果をまとめて出力して終了する。

5. 実績

ORIGENコードの核燃料輸送物への使用例としては次のようなものがある。

- ・HZ-75型
- ・Excellox-3A型
- ・UNIFETCH-L型
- ・JFC-75Y-20型

D.6.4 付属書類-4 QAD-CGGP2Rコードの説明

1. 概要

QAD-CGGP2Rコードは、米国ロスアラモス国立研究所で開発された点減衰核 (Point Kernel Ray Tracing) 法のガンマ線遮蔽計算コードを日本原子力研究所が改良したものである。^{注1)}

QAD-CGGP2Rコードでは、線源を囲む遮蔽体の形状は三次元的に取り扱うことが可能である。線源形状は、長方形、円柱形、球形のいずれかに限定される。これを微小体積に分割して三次元的な積分を行う。ガンマ線に対するビルドアップ係数の内挿法としてGP (Geometric Progression) 法を使用している。

QAD-CGGP2Rは複雑な形状のガンマ線遮蔽解析を簡便に行うことができるため、しばしば用いられている。

2. 特徴

QAD-CGGP2Rコードの特徴は、三次元形状の入力が容易であり、ビルドアップ係数の計算にGP (Geometric Progression) 法が用いられていることである。

入力データは、線源の形状、強度、分割点、遮蔽形状、領域の指定、物質の特性 (密度等)、ビルドアップ係数計算のための物質指定、線量率を計算する検出点の位置等よりなる。

出力は、入力データ及び各検出点での線量率である。

注1) ガンマ線遮蔽問題に限定して述べる。

3. 計算方法

本コードは、点減衰核積分法に基づいている。点減衰核積分法は有限な広がりをもつ体積線源を体積要素（以下、線源要素と呼ぶ。）に分割し、その各々を点状線源とみなして空間積分により計算点での寄与を求めるものである。以下に、計算点における線量当量率（ D ）の算出式を示す。

$$D = \sum_j K_j \sum_i \frac{B(\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k, E_j) \cdot \bar{f}_X(E_j) \cdot S_{oj} \cdot \exp(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k)}{4\pi r_i^2}$$

ここで、

- i : 線源の各線源要素に対する添字
- j : 線源のエネルギーに対する添字
- k : 空間を分割した後の各領域に対する添字
- K_j : エネルギー j に対する吸収線量率変換係数
(Gy/hr per Photons/cm²·sec)
- B : 照射線量ビルドアップ係数
- \bar{f}_X : 実効換算係数
- S_{oj} : 線源要素 i におけるエネルギー j に対する線源強度 (Photons/sec)
- μ_{jk} : エネルギー j における領域 k に対する線吸収係数 (cm⁻¹)
- E_j : j 番目のガンマ線入射エネルギー (MeV)
- t_k : 空間内の領域 k に対するガンマ線の通過距離 (cm)
- r_i : 線源要素 i から計算点までの距離 (cm)

ここで、照射線量ビルドアップ係数（ B ）は以下のように表せる。

$$B(E, X) = 1 + (b-1) \frac{K^X - 1}{K - 1} \quad : K \neq 1 \text{ のとき}$$

$$= 1 + (b-1)X \quad : K = 1 \text{ のとき}$$

$$K = cX^a + d \frac{\tanh(X/X_k) - \tanh(-2)}{1 - \tanh(-2)}$$

ここで、

- E : ガンマ線入射エネルギー (MeV)
- X : 物質の透過距離 (mfp)
- K : mfp当たりの増加

b : 1mpfにおける線量ビルドアップ係数

b, c, a, X_k, d : GP法における内蔵パラメータ

ただし、物質の透過距離が40mfpを超える場合は、35mfpと40mfpでの K の値を用いて外挿を行う。

また、ガンマ線入射エネルギー E_0 の厚さ t における実効換算係数 $\bar{f}_X(E_0)$ は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned}\bar{f}_X(E_0) &= \frac{B_H(E_0, t) \cdot (H_0(E_0)/\phi) \cdot \phi_0(E_0, t)}{B_D(E_0, t) \cdot (D_a(E_0)/\phi) \cdot \phi_0(E_0, t)} \\ &= \frac{B_H(E_0, t)}{B_D(E_0, t)} \cdot f_X(E_0)\end{aligned}$$

ここで、

B_H : 線量当量のビルドアップ係数

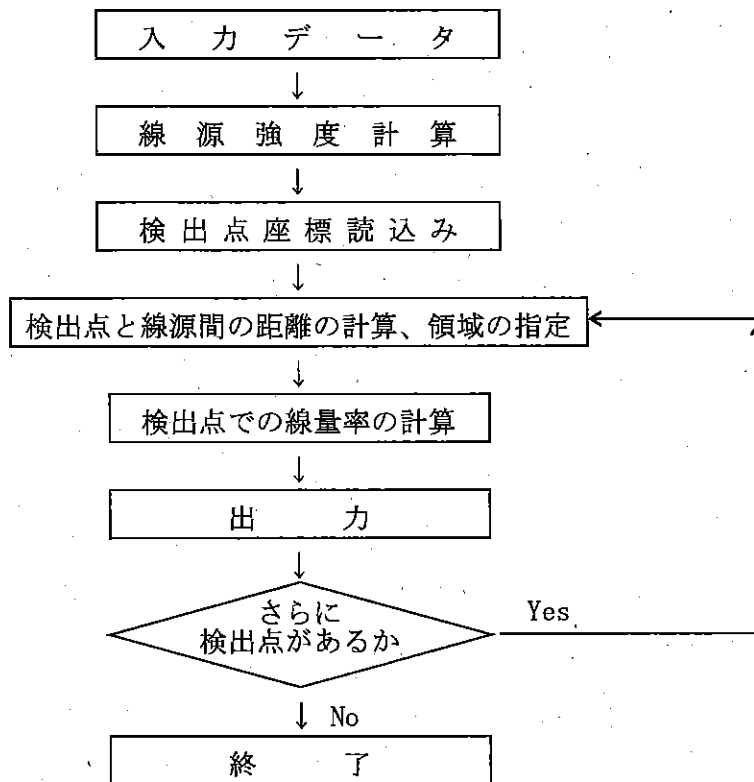
B_D : 空気吸収線量のビルドアップ係数

H_0 : 単位フルエンスからの線量当量への変換係数

D_a : 単位フルエンスからの空気吸収線量への変換係数

ϕ_0 : 厚さ t におけるガンマ線フルエンスのスペクトル分布

4. 計算フローチャート



(ロ) - 第D. 付. 4. 1図 QAD-CGGP2Rコードの計算フローチャート

計算は、各検出点に対して、線源微小体積と検出点をむすぶ直線に沿う領域の厚さと、その領域の物質を求め、線源部全体で検出点へのガンマ線の寄与を積分する。

5. 実績

QAD-CGGP2Rコードの使用済燃料輸送容器ガンマ線遮蔽解析の実績としては次のようなものがある。

- ・ RAJ-II型
- ・ RAJ-III型

D.6.5 付属書類-5 DOT3.5コードの説明

1. 概要

DOT3.5は二次元輸送コードであり米国のオークリッジ国立研究所で開発された輸送コードである。

解法は角度方向を有限個の代表角で表示するS_n法である。散乱の非等方性を、任意次数のルジャンドル展開により扱うことができる。

2. 機能

一般的にボルツマン輸送方程式で記述される物質輸送の問題に適用できる。特に、中性子及びガンマ線の輸送の問題によく用いられている。外部線源を持った遮蔽計算だけでなく、臨界計算に用いることができる。

3. 計算手法

多群輸送方程式は、次のように書かれる。

$$\begin{aligned} \Omega \cdot \nabla \phi^g + \sum_t^g (\mathbf{r}) \phi^g(\mathbf{r}, \Omega) \\ = \int_{4\pi} d\Omega' \sum_{s=1}^G \sum_s^{g' \rightarrow g} (\Omega' \rightarrow \Omega) \phi^s(\mathbf{r}, \Omega') + S^g(\mathbf{r}, \Omega) \end{aligned}$$

ここで、

Ω : 角度方向を表わす単位ベクトル

$\phi^g(\mathbf{r}, \Omega)$: エネルギーg群のr点、 Ω 方向の中性子束

$\sum_t^g(\mathbf{r})$: エネルギーg群、r点での全巨視的断面積

$\sum_s^{g' \rightarrow g}(\Omega' \rightarrow \Omega)$: エネルギーがg'群よりg群、角度が Ω' より Ω に変化する散乱断面積

$S^g(\mathbf{r}, \Omega)$: エネルギーg群でr点 Ω 方向の外部中性子源密度

散乱断面積と中性子源の角度依存性を球関数 $P_\ell(x)$ に展開する。

一次元平板形状の場合については、

$$\begin{aligned} \mu \frac{\partial \phi}{\partial x} + \sum_t^g(x) \phi^g(x, \mu) \\ = \sum_{\ell=0}^{\infty} \frac{2\ell+1}{2} \sum_{s=1}^G \sum_{s,\ell}^{g' \rightarrow g} \phi_\ell^{g'}(x) + S_\ell^g(x) \end{aligned}$$

となる。

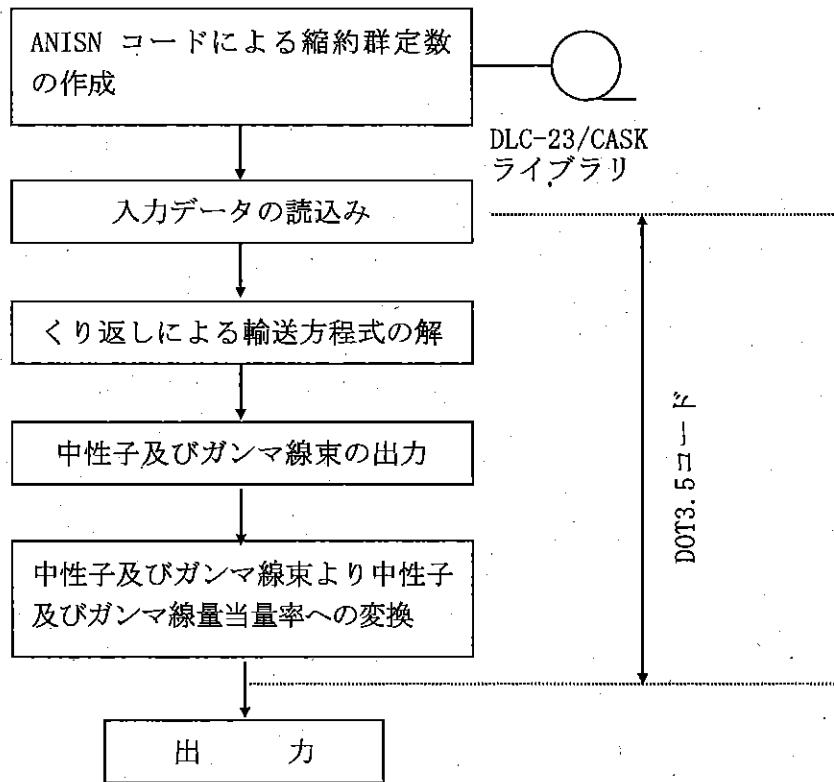
$\phi_g^l(x)$ は、点 x で第 g 群の中性子束の第 l 次球関数モーメントである。

DOT3.5コードでは、上式を角度方向と、空間をメッシュに切って、階差式になおして、 $\phi^g(x, \mu)$ を求める。

以上で ϕ は中性子であるとして論じたが、ガンマ線束である場合もまったく同様である。

4. フローチャート

DOT3.5コードでのフローチャートを以下に示す。



(ロ) 第D. 付. 5. 1図 DOT3.5コードの計算フローチャート

5. 実績

DOT3.5コードは、原子炉の遮蔽に広く用いられている。輸送容器の遮蔽解析の実績としては、次のようなものがある。

- ・ Excellox-3B型, Excellox-4型及びExcellox-4(M)型
- ・ HZ-75T型
- ・ TN-12A型, TN-12B型, TN-17型, TN-12B(M)型, TN-12P(M)型及びTN-17(M)型
- ・ NFT-10P型, NFT-14P型, NFT-12B型, NFT-22B型, NFT-32B型及びNFT-38B型

D.6.6 付属書類-6 参考文献

- 1) M. J. Bell, "ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code", ORNL-4628 (1973)
- 2) K. Koyama, N. Yamano, S. Miyasaka, "ORIGEN-JR: A Computer Code for Calculating Radiation Sources and Analyzing Nuclide Transmutations", JAERI-M 8229 (1979)
- 3) Y. Sakamoto, S. Tanaka, "QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP (Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalent)", JAERI-M 90-110 (1990年7月)
- 4) "DOT3.5-Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code", CCC-276, Oct. 1976
and
W. A. Rhoades, "The DOT III Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code", ORNL-TM-4280, Sep. 1973
- 5) JAERI-M 6245 (1975)
JAERI-memo 5567 (1974)
JAERI 1001 (1959)
JAERI 1002 (1960)
JAERI 1031 (1962)
JAERI-memo 7376 (1977)
JAERI-memo 7732 (1978)
JAERI-M 6205 (1975)
その他内部資料
- 6) ORNL RSIC "CASK ; 40 Group Coupled Neutron and Gamma-ray Cross Section Data" DLC-23 (1973)
- 7) ICRP, "Data for Use in Protection Against External Radiation", Publication 74
- 8) 日本原子力研究所, "(α , n) 反応と自発核分裂による中性子収率を計算するためのデータブック", JAERI 1324 (1992年1月)
- 9) 日本原子力学会, "放射線遮蔽ハンドブック -基礎編-", (2015年3月)

E. 臨界解析

本解析では、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核燃料輸送物のいずれの場合においても臨界に達しないことを評価する

E.1 概要

本節では、通常輸送時、孤立系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における解析条件において未臨界状態が保たれていることを示す。

- ・本輸送容器の本体は、通常輸送時並びに核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下において、臨界解析に影響を与えるような形状変化はなく、密封性も保たれる。
- ・燃料バスケットは、通常輸送時並びに核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下において、その形状が保たれている。また、特別の試験条件下においても、核燃料輸送物の変形はわずかであり、臨界解析上問題とならない。
- ・燃料要素スタック部は、通常輸送時並びに核分裂性輸送物に係る一般及び特別の試験条件下において、バスケット孔内に保持される。

以上のことから、本核燃料輸送物の臨界解析モデルは、通常輸送時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ついて同一のモデルとする。

解析では、安全側に評価するために、収納される燃料要素の濃縮度は、初期濃縮度とし、中性子吸収材である は無視する。

核燃料輸送物の実効増倍率を求める計算には、三次元多群モンテカルロ計算コードKENO-Vaコード¹⁾を用いる。

解析の結果、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合に、実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$) は最大で0.873となり、本輸送容器の臨界安全性が確認された。

E.2 解析対象

E.2.1 収納物

本輸送容器に収納する燃料要素は(ロ)－第E.1表に示した3種類である。これらの燃料要素を2種類の燃料バスケットに装荷するので、燃料バスケットごとに臨界解析を行う。臨界解析に用いた燃料要素の仕様を(ロ)－第E.2表に示す。

角型用バスケットについては、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素、及びJRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素が装荷された場合について解析する。最大装荷量は40体である。JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素については、スペーサ付きで装荷される。

MNU用バスケットについては、JRR-3 MNU型燃料要素が装荷された場合について解析する。最大装荷量は160本である。

なお、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素は、輸送の前にウランの入っていない上下部分を切断し容器に収納する。それぞれの輸送時の形状は以下のとおりである。JRR-3 シリサイド標準型燃料要素は、cmの長さを有し、その両端cmは燃料構造材である。また、JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素は、cmの長さを有し、上端cm及び下端cmは燃料構造材である。JRR-3 MNU型燃料要素は、cmの長さを有し、上端cm及び下端cmは、燃料構造材である。

(E)-第E.1表 本輸送容器に収納する燃料要素

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3
燃料要素	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フオロ型 燃料要素	MNU 燃料要素
装荷体数 (体)	40	40	160 (本)
初期濃縮度 (%) *)			
²³⁵ Uの含有量 (g/体)			

*) 製作誤差を含んだ上限値を示す。

(ロ)一第E.2表 臨界解析に用いた燃料要素の仕様

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用	角型用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3	-
燃料要素	シリサイド標準型燃料要素	シリサイドフオロ型燃料要素	MNU燃料要素	評価用燃料要素B
燃料形式	板状 (分散型)	板状 (分散型)	金属天然ウラン	板状 (分散型)
初期濃縮度 (%)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
燃料要素1体当りの ²³⁵ Uの量 (g/体)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/> (g/本)	<input type="checkbox"/>
装荷体数 (体)	40	40	160 (本)	40
²³⁵ U装荷量 (g/燃料バスケット)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
燃焼度 (MWD/tU)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
中性子吸収材	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	無	無

*) 臨界解析では安全側に評価するために無視する。

$$(3.25 \times 10^{14} \times 3837 \times 10^{-24}) \times 100 = 1.3 \times 10^{-4} (\%)$$

であるので、 ^{10}B の減損は無視でき、の中性子吸収力も失われない。

また、収納する燃料要素のうち、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素及びJRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素には、中性子吸収材としてを使用している。解析では、安全側に評価するために中性子吸収材であるは無視した。

注1 アイソトープ手帳12版（公益財団法人日本アイソトープ協会発行）

E.3 モデル仕様

E.3.1 解析モデル

E.3.1.1 孤立系の核燃料輸送物の解析モデル

技術基準に定める孤立系の条件は、本核燃料輸送物の内部を水で満たし、かつ周囲に厚さ20cmの水による反射条件を仮定することであるが、後述する配列系の条件において、核燃料輸送物内部に水を仮定したほうがより厳しい条件となるため、評価は配列系の条件において行う。

E.3.1.2 配列系の核燃料輸送物の解析モデル

(p)-A.9.2で述べたように、核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下においても、核燃料輸送物の変形は、最大でも□mmであり、臨界解析上問題とならない。したがって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の核燃料輸送物は、同一モデルとして取り扱う。

解析モデルの境界条件として完全反射を採用しており、無限個の核燃料輸送物の配列を想定したモデルとした。また、核燃料輸送物内部に水を仮定しており、孤立系よりも厳しい条件となる。

以下に燃料バスケットごとにその解析モデルについて記述する。

(1) 角型用バスケット

臨界解析で用いたモデルを、(p)-第E.1図～(p)-第E.6図に示す。本体系は大きく分けて次の3つに分けられる。

- ① 燃料収納部
- ② 空間部 (水)
- ③ ステンレス鋼部 (ステンレス鋼)

このうち燃料収納部は、燃料芯材領域、燃料構造材領域、空間領域 (水)、中性子吸収材領域、ステンレス鋼領域より成る。

・ 燃料芯材領域

本燃料バスケットの燃料芯材領域は、燃料芯材、燃料被覆材 (アルミニウム) 及び空間部から構成されている。

・ 燃料構造材領域

本燃料バスケットの燃料構造材領域は、燃料側板 (アルミニウム) から構成されている。なお、燃料要素に含まれる中性子吸収材である

は安全側に無視し、すべてアルミニウムであると仮定する。

- ・ 燃料バスケット内の燃料芯材の入っていない部分

燃料バスケット内上下部で燃料芯材の入っていない領域は、燃料バスケット構造材（ステンレス鋼）、中性子吸収材、燃料構造材（アルミニウム）及び空間から構成されている。この領域は、空間が大半を占めているので、水とする。

- ・ スペーサ領域（フォロー型燃料要素のみ）

角型用バスケットにフォロー型燃料要素を収納する場合は、燃料挿入口にスペーサが挿入される。これはすべてアルミニウムである。

- ・ 中性子吸収材（) 領域

中性子吸収材は、平均厚さmm、最小厚さmmのの混合物である。本解析モデルでは、厚さmmのが中性子吸収材用溝（幅mm）の中心に位置し、その両側の空間層はステンレス鋼とする。

- ・ 燃料バスケット底部

燃料バスケット底部は、ステンレス鋼に水抜き用の溝や穴が取付けられている。この部分は大半がステンレス鋼なので、モデル化の際にはステンレス鋼とする。

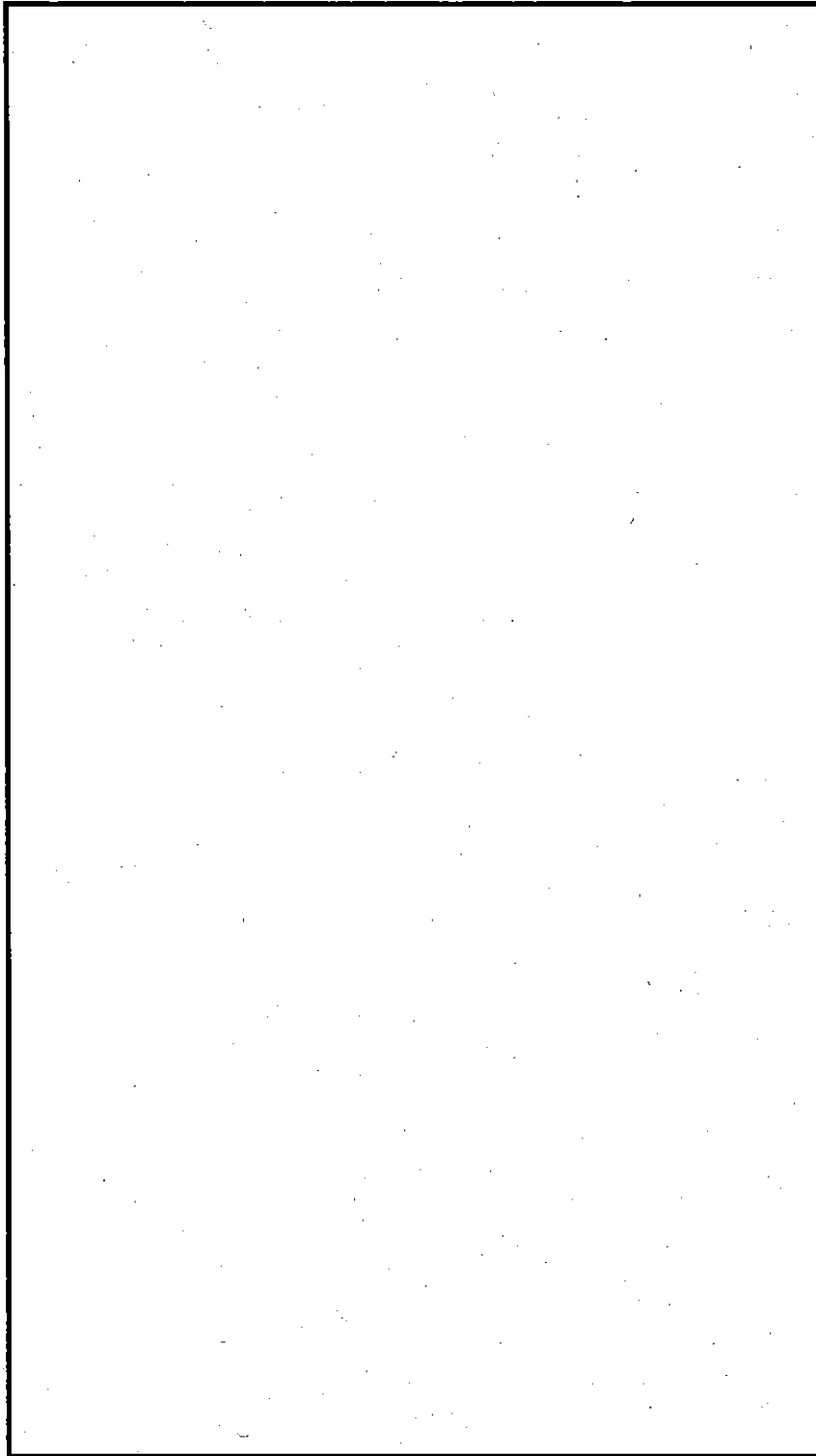
- ・ 燃料要素のかたより

(a)－第 E. 2 図及び(a)－第 E. 5 図に示すように、燃料要素は中央の方向にかたよっているものとする。これは臨界寸法を小さく採るので安全側の仮定である。

- ・ 輸送容器本体

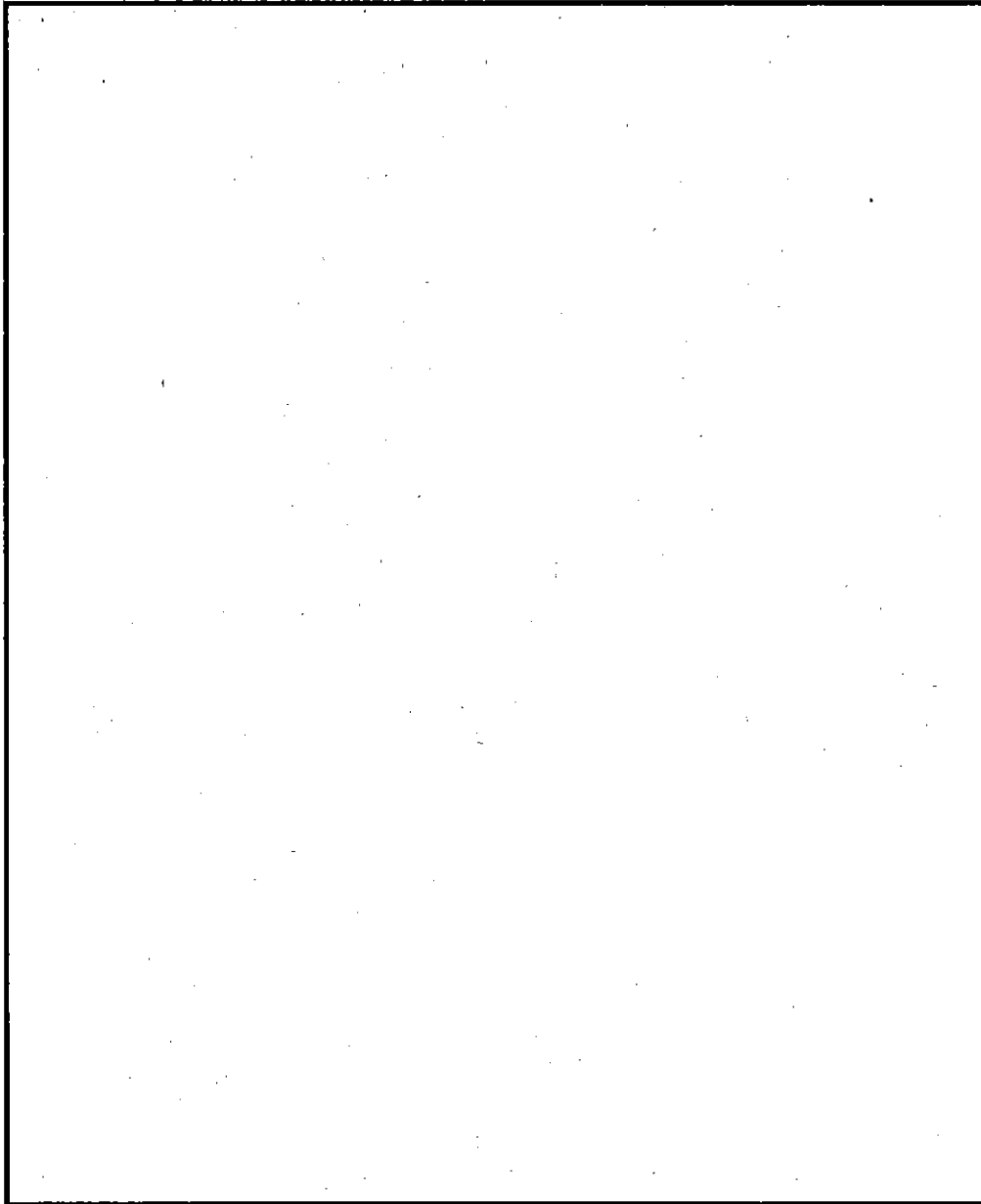
輸送容器本体の外側には、フィン、吊上金具等がついているが、前述のように解析ではこれらは無いものとして安全側に扱う。また、容器のキャビティ長さは、収納する燃料要素の長さと同じとしている。

したがって、臨界解析の際に容器本体は、cmφの円柱形状をしているとする。



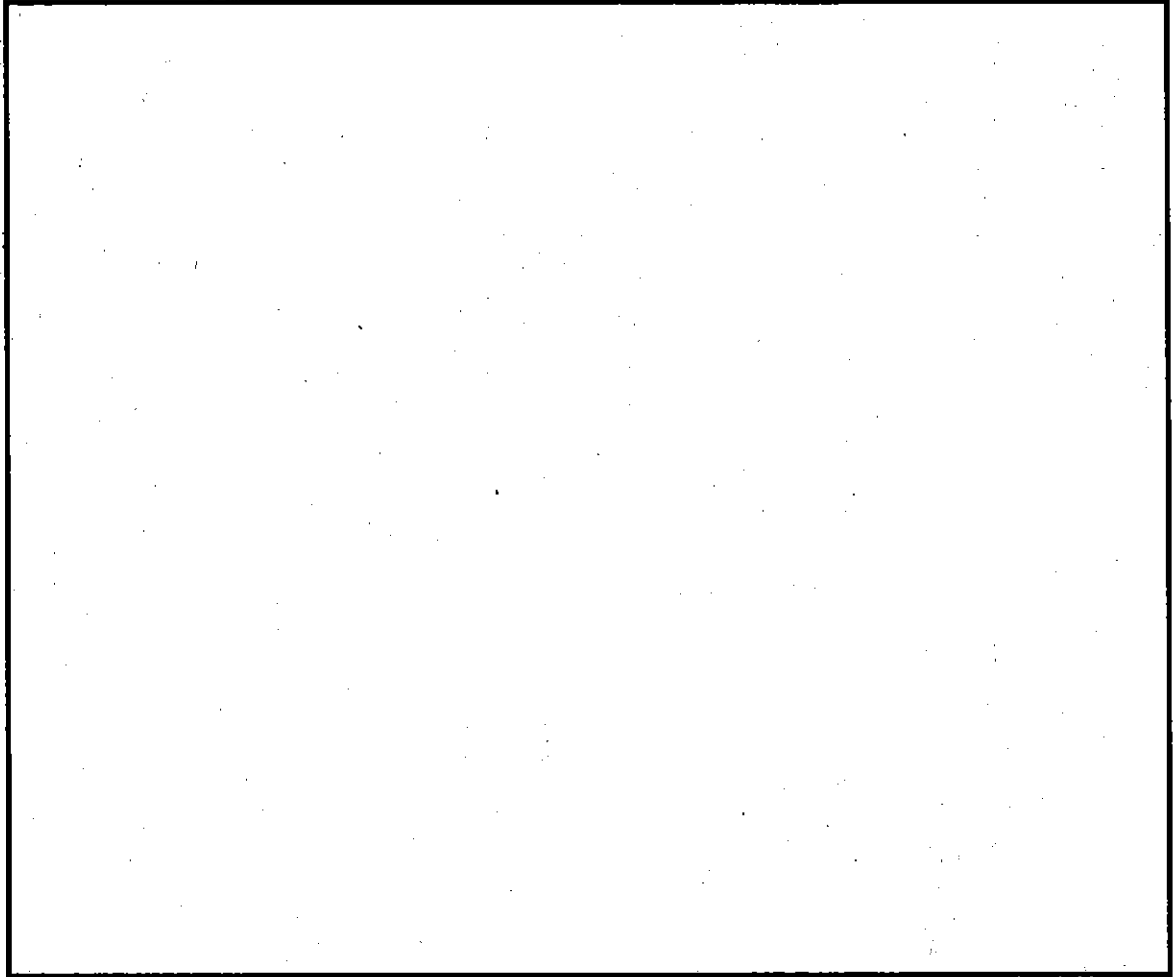
(p)-第E.1図 角型用バスケットの臨界解析モデル (軸方向)

[JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]

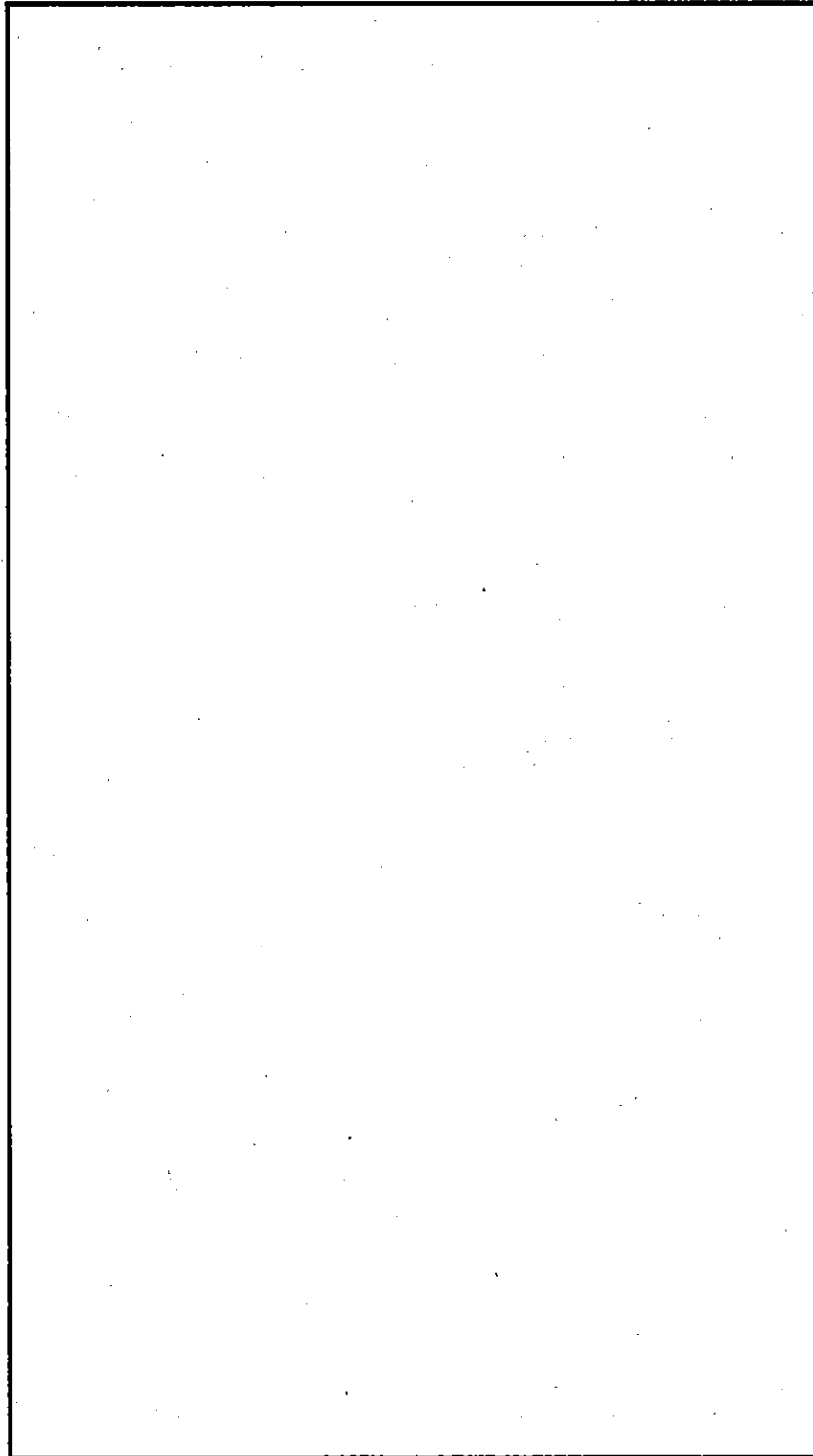


(p)-第E. 2図 角型用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面)

[JRR-3 シリサイト標準型燃料要素収納時]

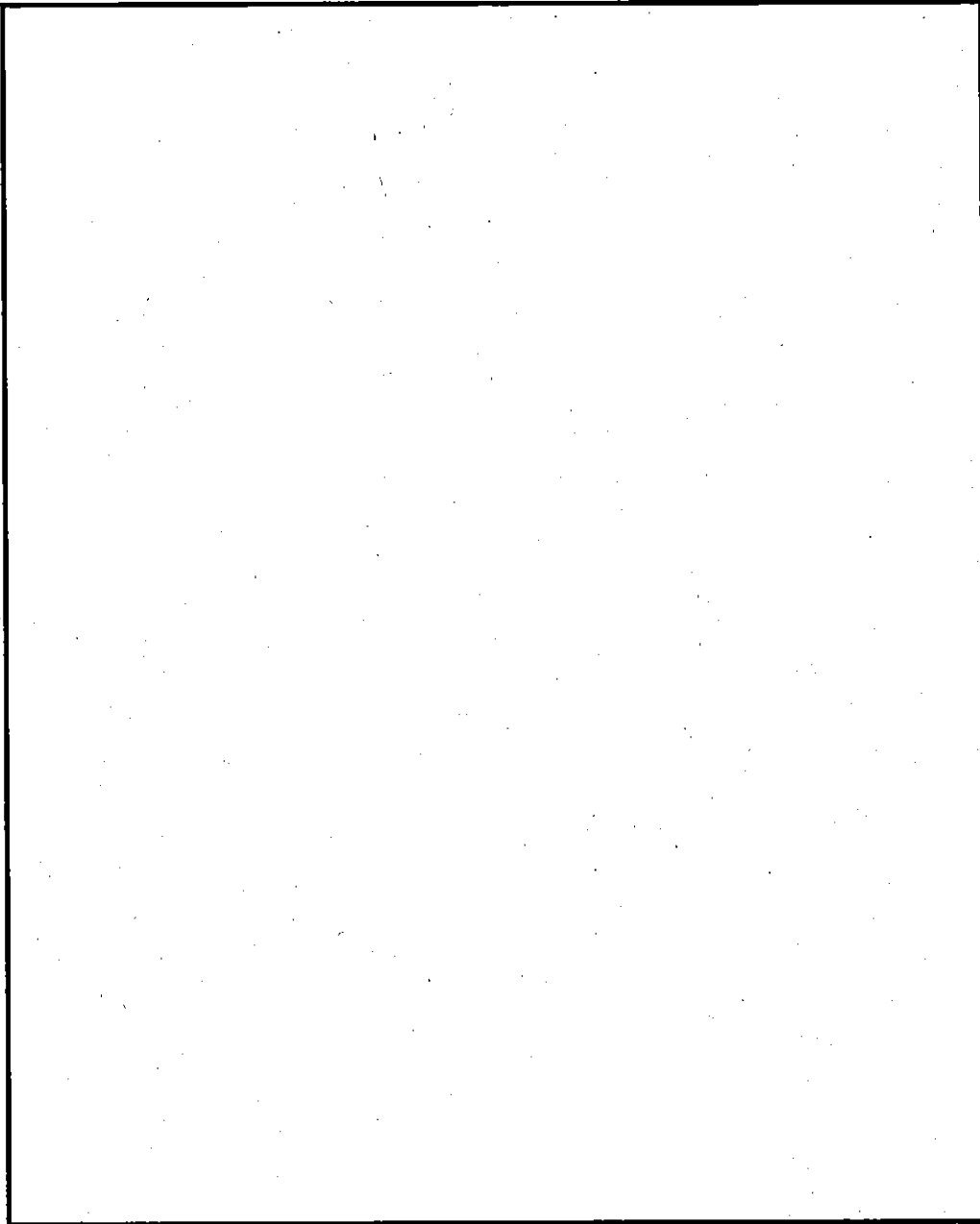


(a) 第E. 3図 JRR-3 シリサイト標準型燃料要素断面図



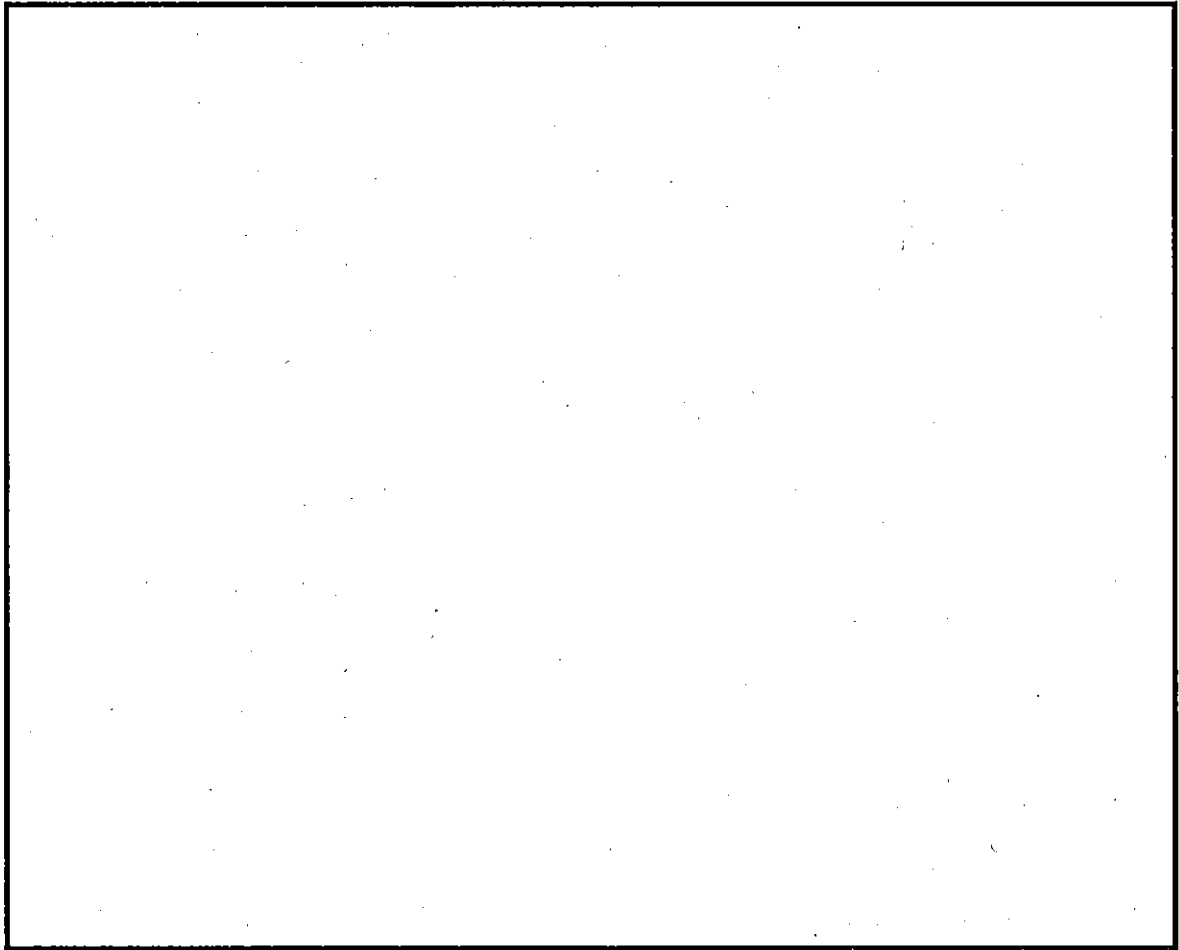
(n)-第E. 4図 角型用バスケットの臨界解析モデル (軸方向)

[JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素収納時]



(ロ) 第E. 5図 角型用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面)

[JRR-3 シリサイドフロー型燃料要素収納時]



(v)-第E. 6図 JRR-3 シリサイドフオロワ型燃料要素断面図

(2) MNU用バスケット

臨界解析で用いたモデルを、(p)-第E.7図～(p)-第E.8図に示す。本体系は大きく分けて次の3つに分けられる。

- ① 燃料収納部
- ② 空間部 (水)
- ③ ステンレス鋼部

このうち燃料収納部は、燃料領域と空間領域 (水) より成る。

・ 燃料領域

本燃料バスケットの燃料領域は、燃料芯材 (金属天然ウラン)、燃料被覆材 (アルミニウム)、燃料バスケット構造材 (ステンレス鋼) 及び空間から構成されている。

・ 燃料バスケット内の燃料芯材の入っていない部分

燃料バスケット内上下部で、燃料芯材の入っていない領域は、燃料バスケット構造材 (ステンレス鋼)、燃料構造材 (アルミニウム) 及び空間から構成されている。この領域は、空間が大半を占めているので、水とする。

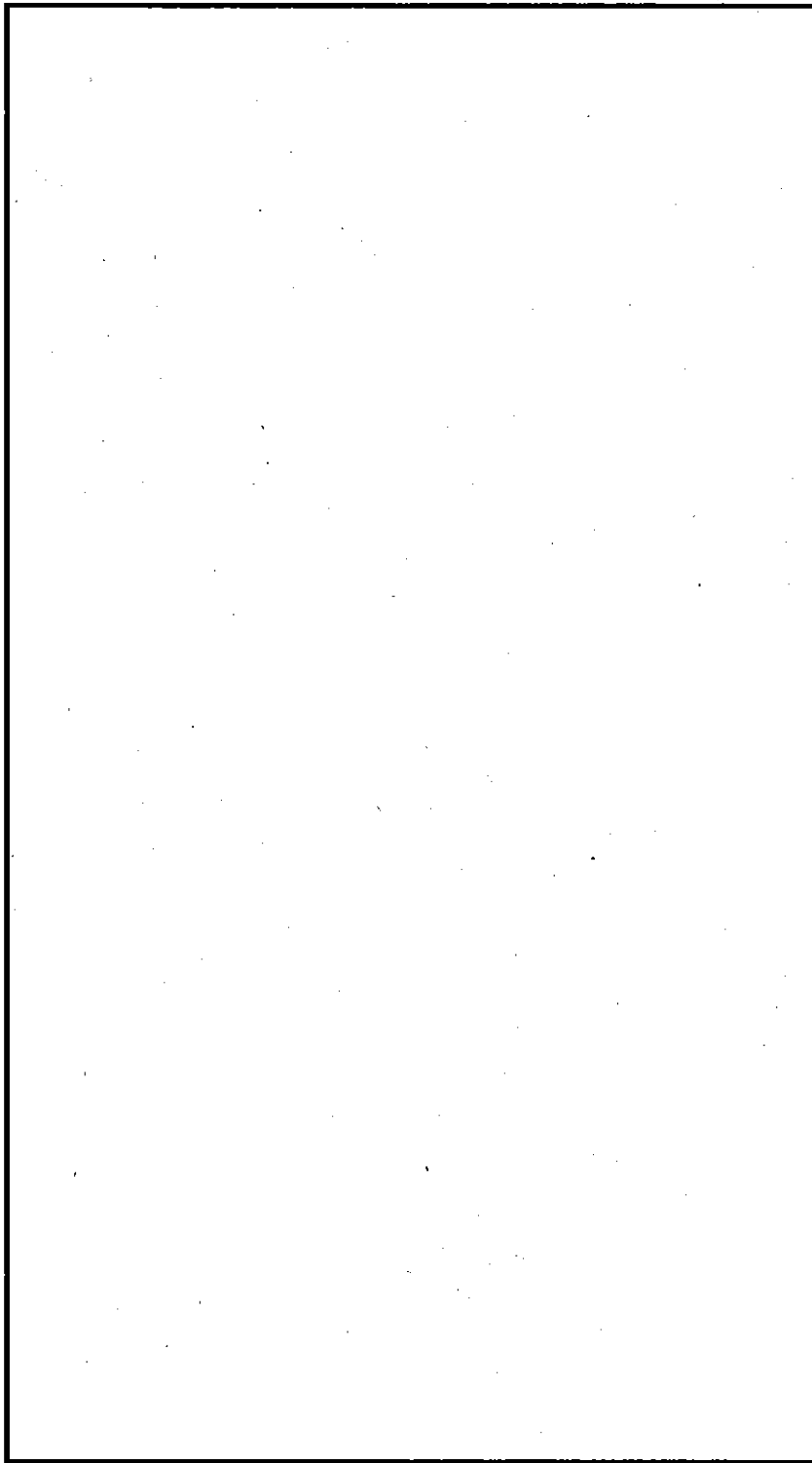
・ 燃料バスケット底部

燃料バスケット底部は、ステンレス鋼に水抜き用の溝や穴が取り付けられている。この部分は大半がステンレス鋼なので、モデル化の際にはステンレス鋼とする。

・ 輸送容器本体

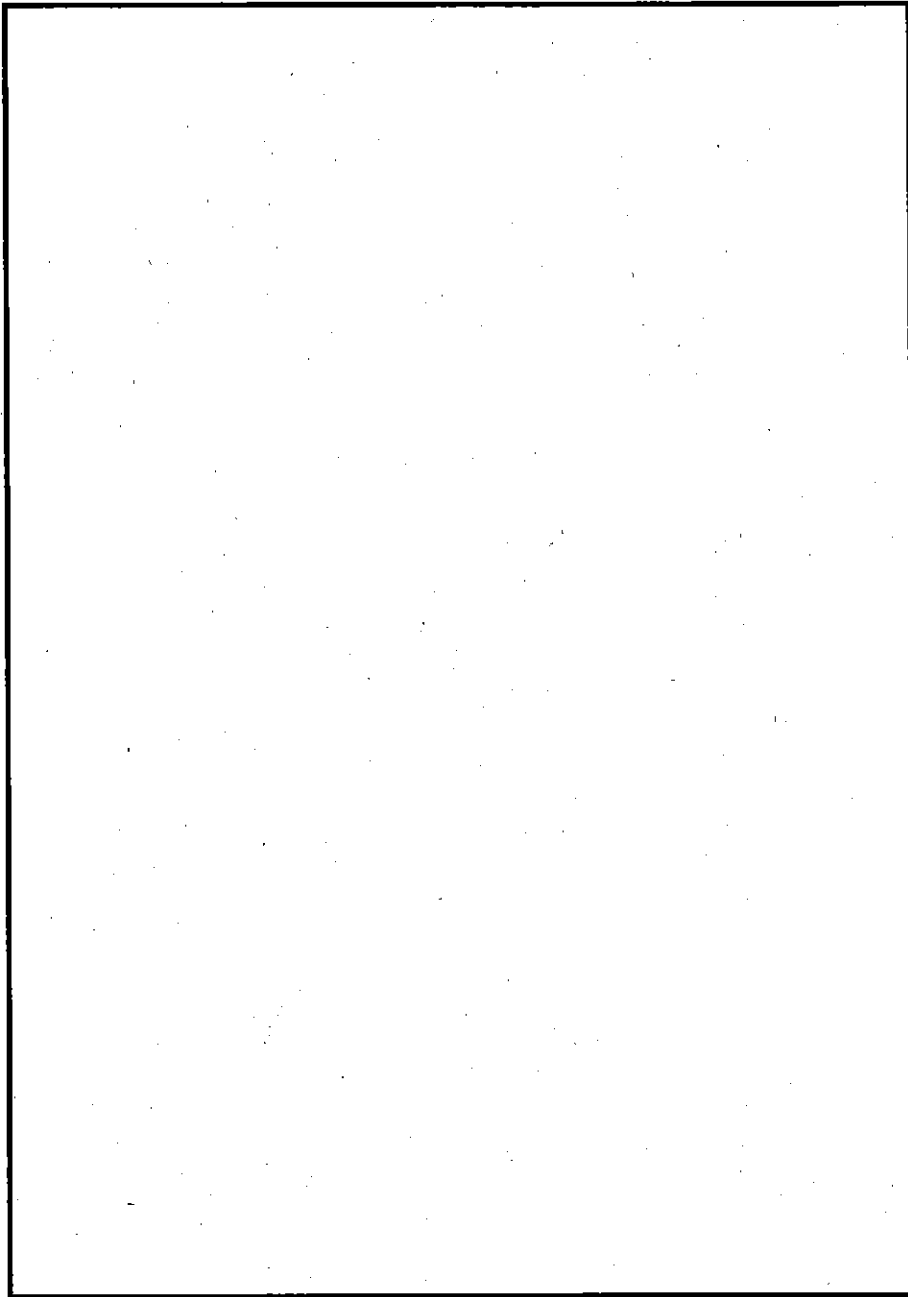
輸送容器本体の外側には、フィン、吊上金具等がついているが、前述のように解析ではこれらは無いものとして安全側に扱う。また、容器のキャビティ長さは、収納する燃料要素の長さと同じとしている。

したがって、臨界解析の際に容器本体は、 \square cm ϕ × \square cmHの円柱形状をしているとする。



(ロ) 第E. 7図 MNU用バスケットの臨界解析モデル (軸方向)

[JRR-3 MNU燃料要素収納時]



(ロ) 第E. 8図 MNU用バスケットの臨界解析モデル (燃料収納部断面)

[JRR-3 MNU燃料要素収納時]

E.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度

解析モデルで用いられる各領域の構成元素の原子個数密度を(Ⅱ)－第E.3表に示す。

なお、のは安全側に、最低保証値のとした。

(E)-第E.3表 各領域の原子個数密度

(単位: atoms/b・cm)

バスケット	角型用	角型用 (スペーサ付き)	MNU用
原子炉	JRR-3	JRR-3	JRR-3
燃料要素名	シリサイド 標準型 燃料要素	シリサイド フオロワ型 燃料要素	MNU 燃料要素
燃料芯材領域	U-235 U-238 Si Al		
	燃料芯材		
	燃料被覆材		
空間領域	6.69×10 ⁻² 3.34×10 ⁻²	6.69×10 ⁻² 3.34×10 ⁻²	6.69×10 ⁻² 3.34×10 ⁻²
燃料構造材領域	Al		
スペーサ領域	Al		
空間領域	H 0	6.69×10 ⁻² 3.34×10 ⁻²	6.69×10 ⁻² 3.34×10 ⁻²
中性子吸収材領域			
ステンレス鋼			

E.4 未臨界評価

E.4.1 計算条件

収納物、輸送容器及び中性子吸収材のモデル化の妥当性について以下に示す。

(1) 収納物

本核燃料輸送物の収納物は、使用済燃料要素であり、原子炉での燃焼により燃料である²³⁵Uの濃縮度は低下しているが、これを解析では未照射の初期濃縮度を用いている。

また、燃焼によって発生する中性子吸収材である核分裂生成物の存在を無視しているため十分安全側の解析モデルとなっている。

(2) 輸送容器

臨界解析では輸送容器の軸方向を有限長とし、容器のキャビティ長さは、収納する燃料要素の長さと同じとしている。

また、フィンは、安全側に無いものと仮定して解析を行っている。

(3) 中性子吸収材

中性子吸収材である [] に含まれる [] を、最低保証値 [] の [] としており、十分安全側の解析モデルとなっている。

E.4.2 核燃料輸送物への水の浸入等

核分裂性輸送物の一般及び特別の試験条件下において、核燃料輸送物は気密性を保つことが示されており ((p)-A参照)、核燃料輸送物への水の浸入はありえない。

輸送中に悪天候下で核燃料輸送物が雪（又は水）に囲まれることが予想される。しかし、本核燃料輸送物のように厚い鋼製の胴で隣接する核燃料輸送物と隔てられている場合には、核燃料輸送物間に浸入した水は反応度を下げるので、臨界安全上問題にはならない。

実効増倍率の計算では水の密度を 1.0g/cm^3 （ 4°C での値）としているが、温度変化は水の密度を減少させ、反応度を下げるので、考えられる温度変化も臨界安全上問題にはならない。

E.4.3 計算方法

臨界計算には、米国オークリッジ国立研究所で開発されたSCALE6システム¹⁾を用い、

実効増倍率 (k_{eff}) の計算には三次元多群モンテカルロ計算コードKENO-Vaを用いる。
核データライブラリはSCALE6システムの内蔵ライブラリデータのの一つであるENDF/B-
V 238群ライブラリデータを用いる。

E.4.4 計算結果

本解析で求めた実効増倍率 (k_{eff}) を(ロ)－第E.4表に示す。表には標準偏差 σ 及び $k_{eff} + 3\sigma$ も合わせて示した。

(ロ)－第E.4表 計算結果

燃料要素名	バスケットの種類	条件	k_{eff}	σ	$k_{eff} + 3\sigma$
JRR-3 シリサイド 標準型 燃料要素	角型用	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の配列系	0.870	0.0008	0.873
JRR-3 シリサイド フォロー型 燃料要素	角型用 (スペーサ付き)		0.697	0.0009	0.700
JRR-3 MNU 燃料要素	MNU用		0.619	0.0005	0.620

E.5 ベンチマーク試験

本解析で用いたKENO-Vaコードの信頼性について以下に記述する。KENO-Vaコードのベンチマーク計算には多くの例があるが、ここでは、日本原子力研究所のJRR-4（低濃縮燃料用要素）で行われた臨界実験³⁾について解析し、その評価を行った。

JRR-4は最大出力3.5MWのスィミングプール型研究用原子炉である。燃料は低濃縮燃料要素である（(p)-第E.2表参照）。燃料要素は4×5の格子に配列され、その周囲に黒鉛反射体（リドタンク側大型反射体はアルミニウム反射体）、照射筒、中性子源が配置されている。板状の5本の制御棒と後備安全棒は燃料要素間及び燃料要素と反射体間にある。減速材、冷却材は軽水である。(p)-第E.9図に炉心配置図を示す。平成10年7月に最小炉心及び全炉心臨界試験が実施された。

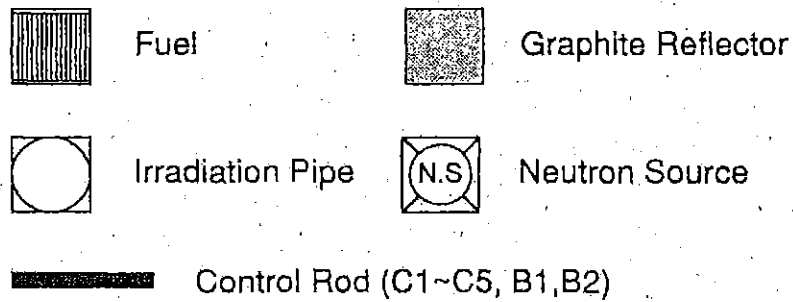
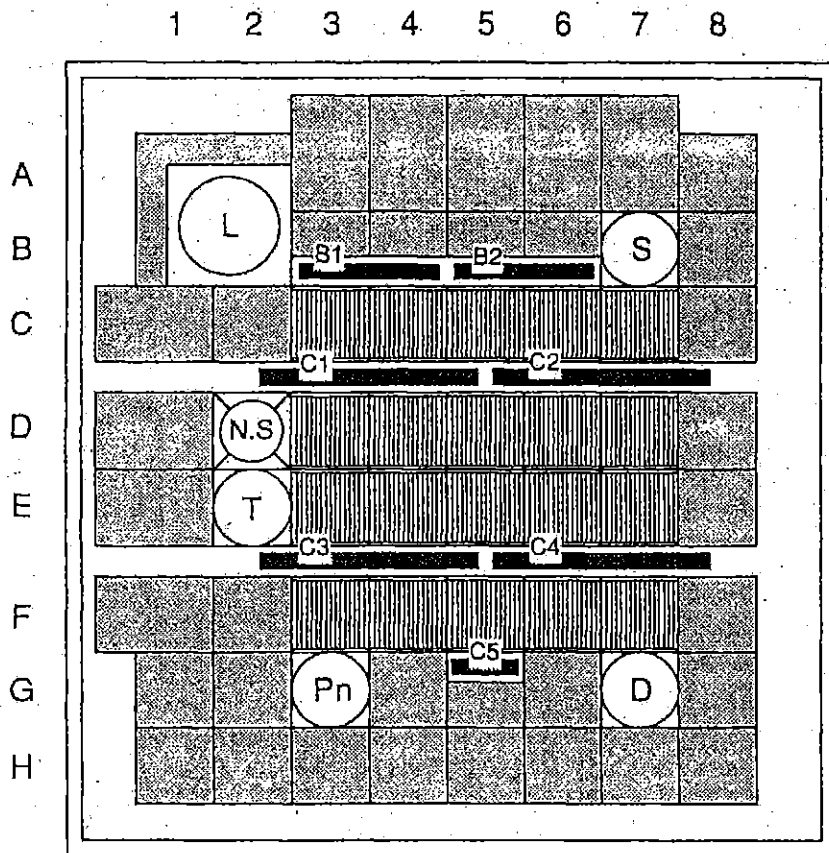
最小炉心臨界では、燃料要素12体が十字に配列され、その周りに黒鉛反射体が装荷され、制御棒C1、C2、C3が全引き抜き、C4が369mm、C5が292mm引き抜きされた。

全炉心臨界では、燃料要素が20体（5×4）で制御棒C1～C4が255mm、C5が292mm引き抜きされた。試験中の炉心温度はいずれの場合も約20°Cである。

これらの最小炉心臨界、全炉心臨界についてENDF/B-V 238群ライブラリとKENO-Vaコードの組み合わせで解析を行った。

その結果、最小炉心臨界では実効増倍率は 1.013 ± 0.0010 である。また、全炉心臨界では 1.019 ± 0.0009 である。

これより、本解析で用いたENDF/B-V 238群ライブラリ及びKENO-Vaコードの組み合わせは、保守的な結果を与えるといえる。



(v)-第E. 9図 JRR-4 臨界実験炉心配置図

E.6 結果の要約及びその評価

本輸送容器では、燃料要素はバスケット孔内に保持されており、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、バスケット等の臨界解析に影響を与えるような形状変化はない。

解析では、安全側に評価するために、収納される燃料要素の濃縮度は初期濃縮度そのままとし、中性子吸収材として [] を用いている燃料要素では、これを無視した。また、中性子吸収材として [] を使用している燃料バスケットでは、 [] の [] を安全側に最低保障値 [] の [] と仮定した。さらに、内部に水があると仮定した核燃料輸送物の無限個の配列を想定した。

上記のように厳しい仮定を用いても、解析の結果は、JRR-3 シリサイド標準型燃料要素を収納した場合に実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$) が最大の0.873となり、本核燃料輸送物の臨界安全性が確認された。

以上の結果、本核燃料輸送物はいずれの燃料要素を収納した場合も、通常輸送時、孤立系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においても臨界になることはない。

E.7 付属書類

E.7.1 付属書類-1

通常輸送時の安全性

E.7.2 付属書類-2

燃料要素装荷時の安全性

E.7.3 付属書類-3

特別の試験条件下の安全性

E.7.4 付属書類-4

臨界上最適となる水密度の検討

E.7.5 付属書類-5

KENO-Vaコードの説明

E.7.6 付属書類-6

参考文献

E.7.1 付属書類-1 通常輸送時の安全性

本核燃料輸送物の通常輸送時の核的安全性を検討した。通常輸送時には、容器の内部及び外部に水がない場合の解析を実施した。

① 角型用バスケット

解析モデルは(ロ)-第E.1図～(ロ)-第E.6図と同一である。密度は(ロ)-第E.3表において空間領域を空気とした。解析はKENO-Vaコードを用いて行った。

解析結果は以下のとおりである。

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素 (40体収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.175 \\ \sigma = 0.0002 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.176 \end{array} \right.$$

JRR-3 シリサイドフォロー型燃料要素 (40体収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.124 \\ \sigma = 0.0002 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.124 \end{array} \right.$$

燃料要素B (40体収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.101 \\ \sigma = 0.0002 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.101 \end{array} \right.$$

この結果、核的安全性は十分に保たれる。

② MNU用バスケット

解析モデルは(ロ)-第E.7図～(ロ)-第E.8図と同一である。密度は(ロ)-第E.3表において空間領域を空気とした。解析はKENO-Vaコードを用いて行った。

解析結果は以下のとおりである。

JRR-3 MNU燃料要素 (160本収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.233 \\ \sigma = 0.0003 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.234 \end{array} \right.$$

この結果、核的安全性は十分に保たれる。

E.7.2 付属書類-2 燃料要素装荷時の安全性

本輸送容器に燃料要素を装荷する場合には、蓋をとった状態になる。また周囲は完全に水に囲まれた状態となる。このような状態について、燃料バスケットごとに核的安全性を検討した。

① 角型用バスケット

本燃料バスケットでの軸方向モデルを(ρ)-第E.付.2.1図～(ρ)-第E.付.2.2図に示す。燃料収納領域は(ρ)-第E.2図及び(ρ)-第E.5図と同一である。また、各燃料要素断面は(ρ)-第E.3図及び(ρ)-第E.6図と同一である。密度は(ρ)-第E.3表と同一である。

周囲の水の層は容器周囲（蓋方向については蓋のある状態を想定して）から30cmの厚みを仮定した。解析はKENO-Vaコードを用いて行った。

この解析結果は以下のとおりである。

JRR-3 シリサイド標準型燃料要素（40体収納時）

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{keff} \quad = \quad 0.868 \\ \sigma \quad = \quad 0.0010 \\ \text{keff} + 3\sigma = \quad 0.870 \end{array} \right.$$

JRR-3 シリサイドフロロワ型燃料要素（40体収納時）

$$\left\{ \begin{array}{l} \text{keff} \quad = \quad 0.695 \\ \sigma \quad = \quad 0.0008 \\ \text{keff} + 3\sigma = \quad 0.697 \end{array} \right.$$

この結果、核的安全性は十分に保たれる。

②MNU用バスケット

MNU用バスケットについては、燃料バスケットに燃料要素を装荷し水中保管するので、この場合の核的安全性を検討した。

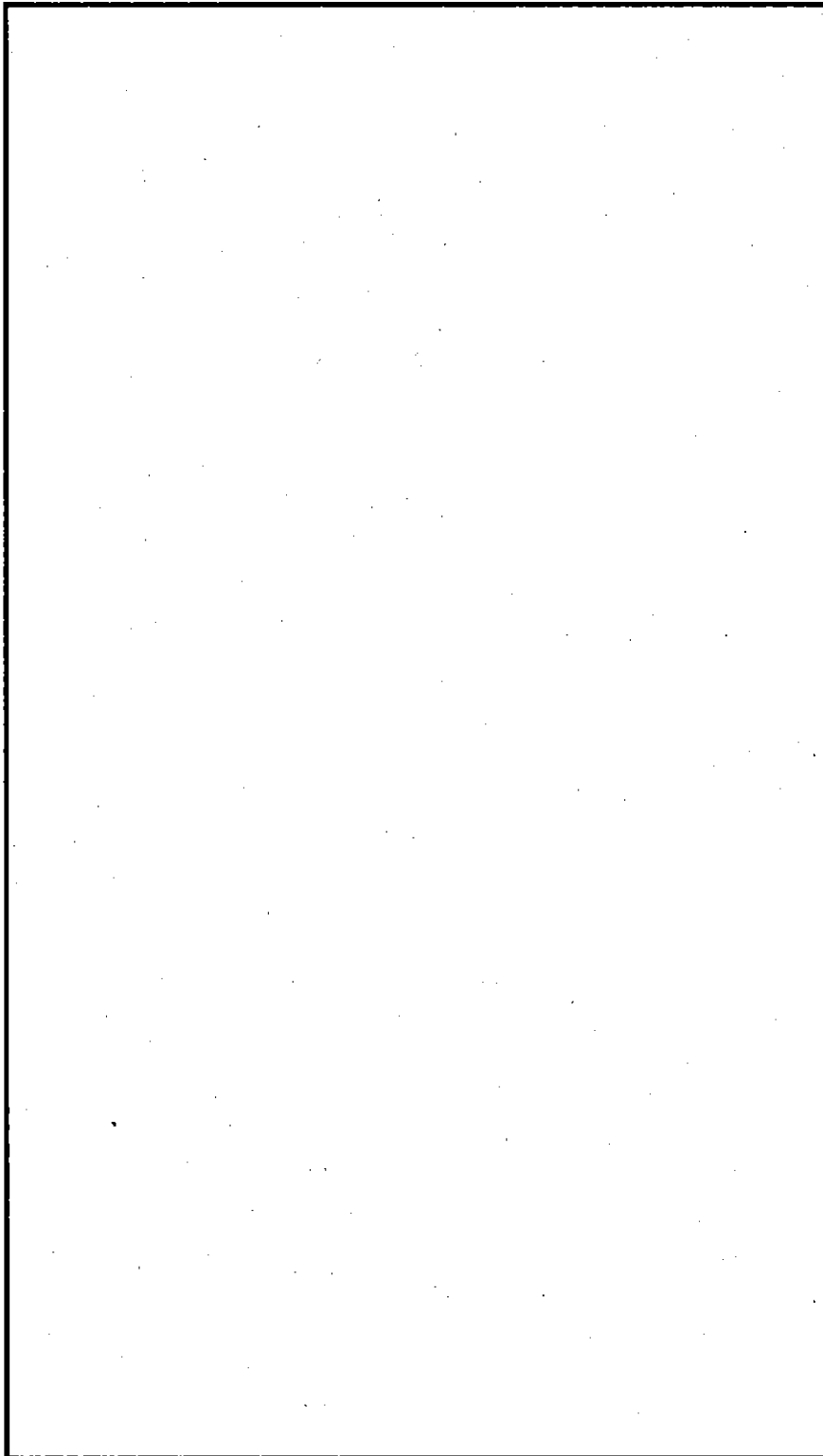
解析モデルを(ρ)-第E.付.2.3図に示す。モデルは単位格子を対象としたもので、外側の境界面で完全反射がおこっているものとした。密度は(ρ)-第E.付.2.1表に示す。解析はKENO-Vaコードを用いて行った。

解析結果は以下のとおりである。

JRR-3 MNU燃料要素

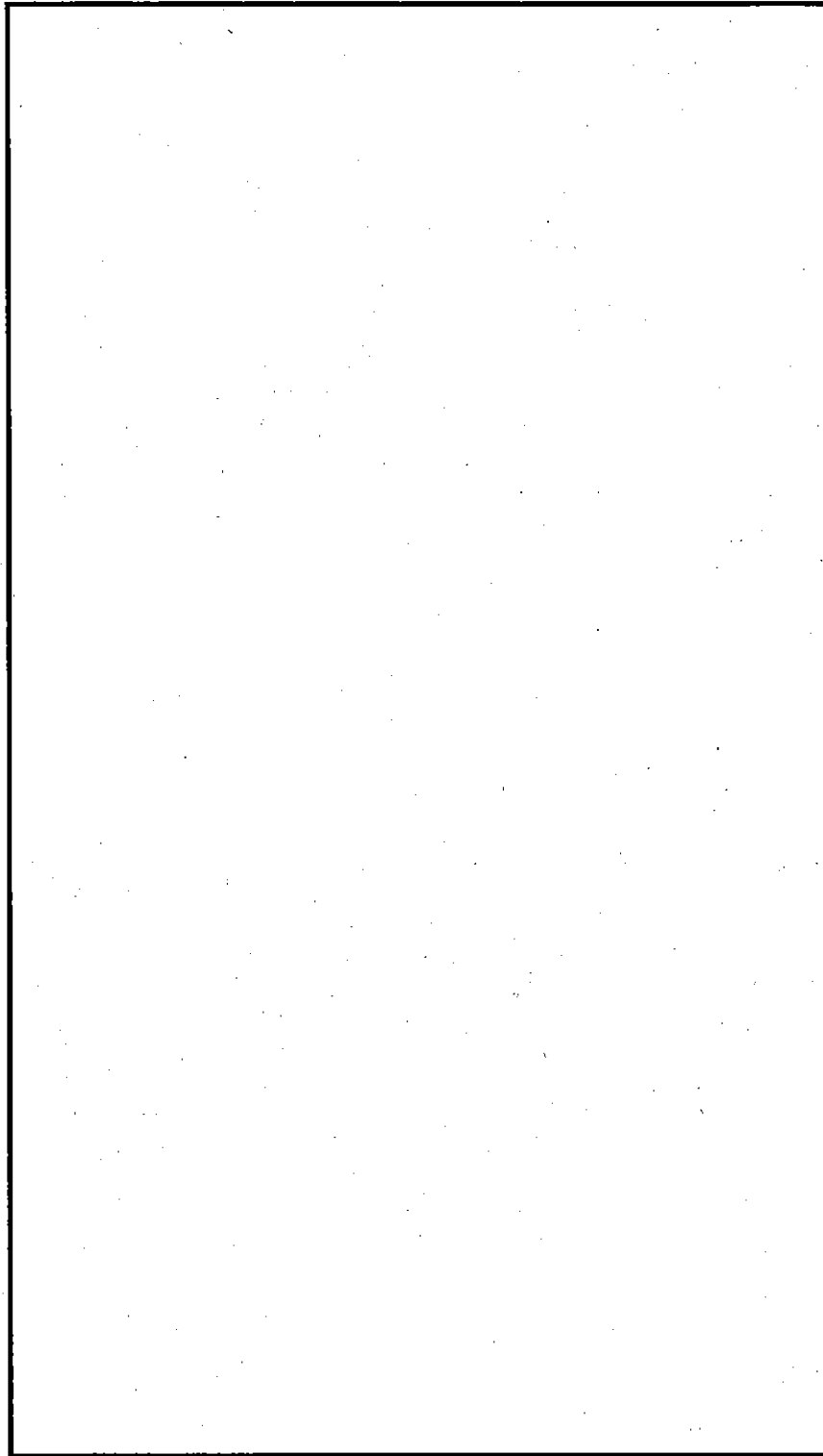
$$\left\{ \begin{array}{l} \text{keff} = 0.720 \\ \sigma = 0.0005 \\ \text{keff} + 3\sigma = 0.722 \end{array} \right.$$

この結果、核的安全性は十分に保たれる。



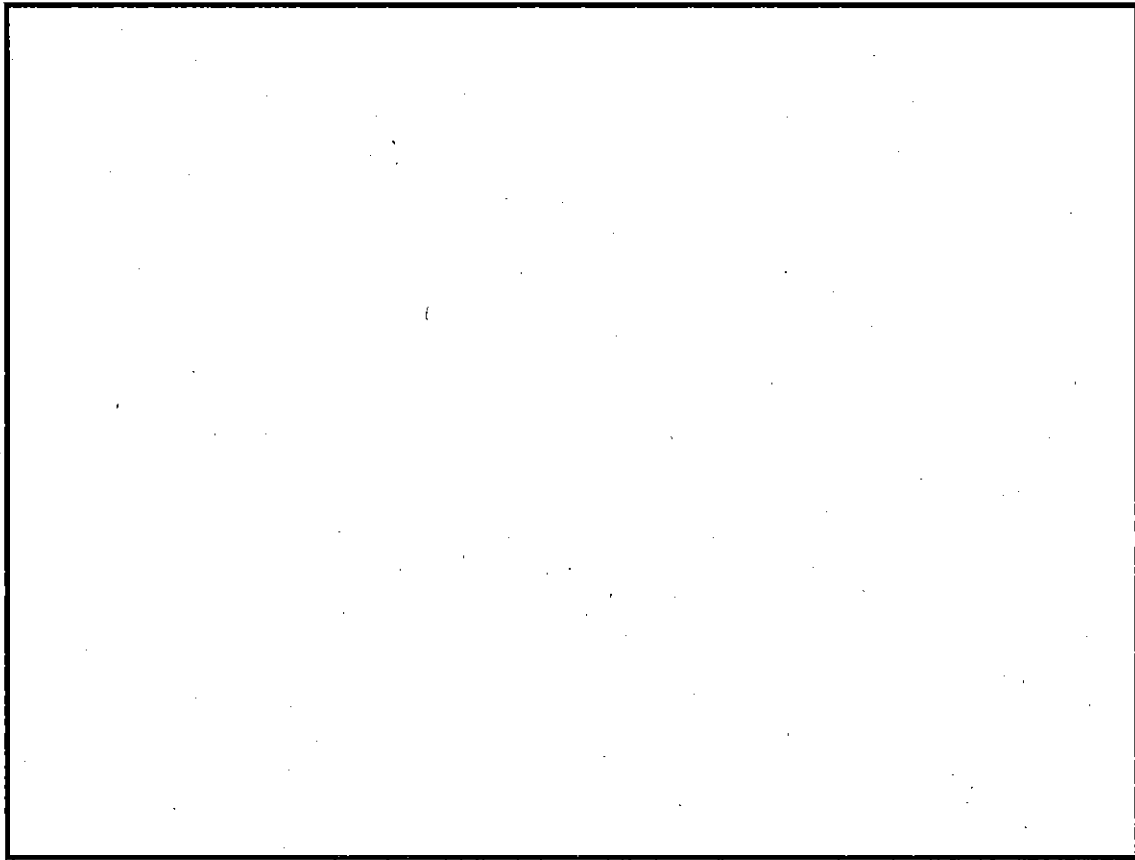
(p) - 第 E. 付. 2. 1 図 角型用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル (軸方向)

[JRR-3 シリサイド標準型燃料要素収納時]



(ロ) 第E. 付. 2. 2図 角型用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル (軸方向)

[JRR-3 シリサイドフロー型燃料要素収納時]



(p) - 第E. 付. 2.3図 MNU用バスケット燃料装荷時臨界解析モデル

(p) - 第E. 付. 2.1表 MNU用バスケット燃料装荷時臨界解析時の原子個数密度

物 質		原子個数密度 (atoms/b·cm)
燃料芯材	$\left\{ \begin{array}{l} \text{U-235} \\ \text{U-238} \end{array} \right.$	<input type="text"/>
燃料被覆材	Al	<input type="text"/>
水	$\left\{ \begin{array}{l} \text{H} \\ \text{O} \end{array} \right.$	6.69×10^{-2} 3.34×10^{-2}
ステンレス鋼	<input type="text"/>	<input type="text"/>

E.7.3 付属書類-3 特別の試験条件下の安全性

本輸送容器は、特別の試験条件下の9m落下試験において、角型用バスケットがわずかに変形する。このような状態について、核的安全性を検討した。

角型用バスケットは、(p)-A.9.2で述べたように核分裂性輸送物に係る特別の試験条件下の9m落下試験において、最大で□mm変形する。(p)-第E.付.3.1図に9m落下試験後の最大変位量を示す。また、9m落下試験後の角型用バスケットの臨界解析モデルを、(p)-第E.付.3.2図に示す。バスケットの変形以外のモデルは、(p)-第E.1図～(p)-第E.8図と同一である。密度は(p)-第E.3表と同一である。解析はKENO-Vaコードを用いて行った。

この解析結果は以下のとおりである。

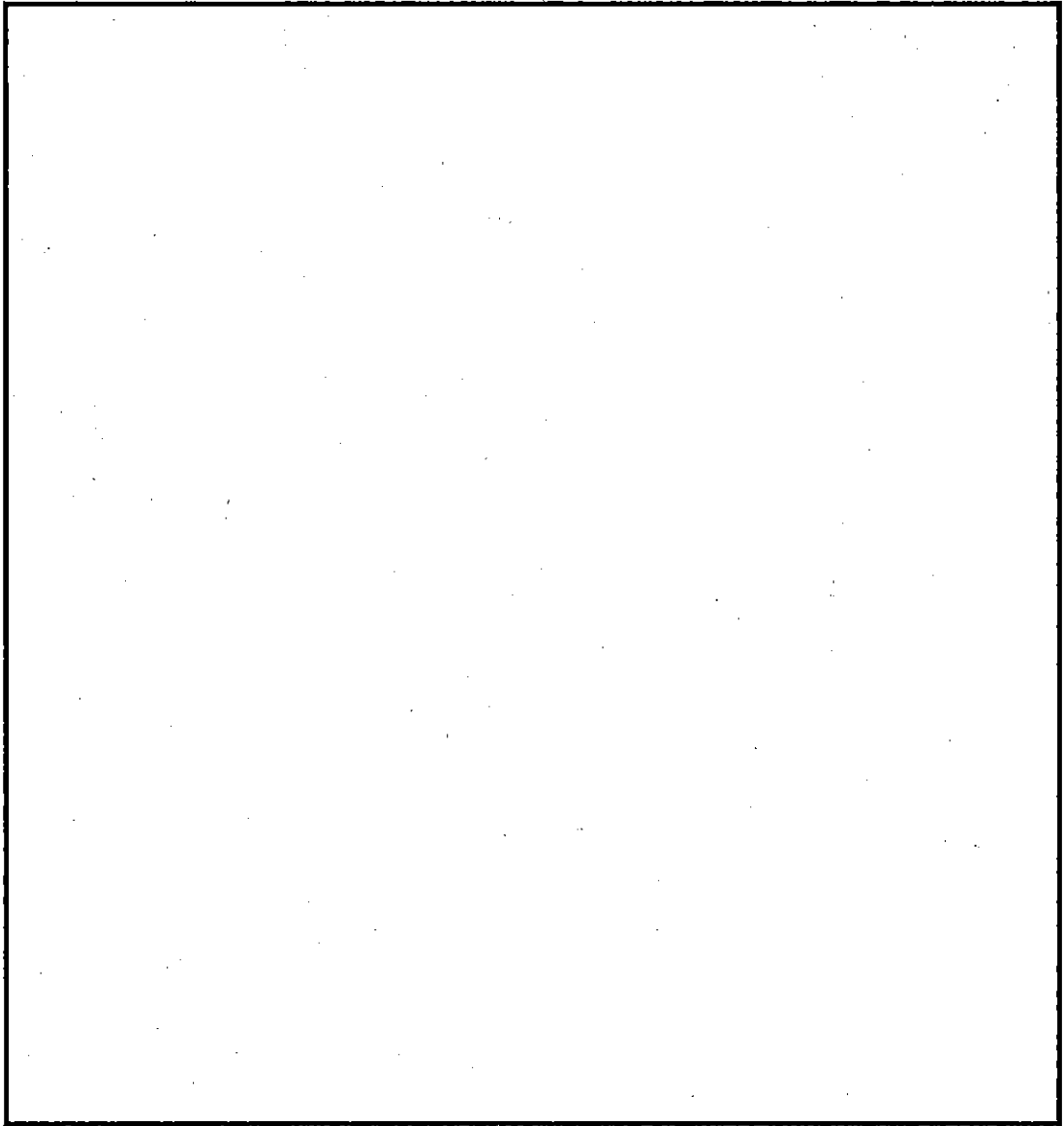
JRR-3 シリサイド標準型燃料要素 (40体収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.869 \\ \sigma = 0.0009 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.872 \end{array} \right.$$

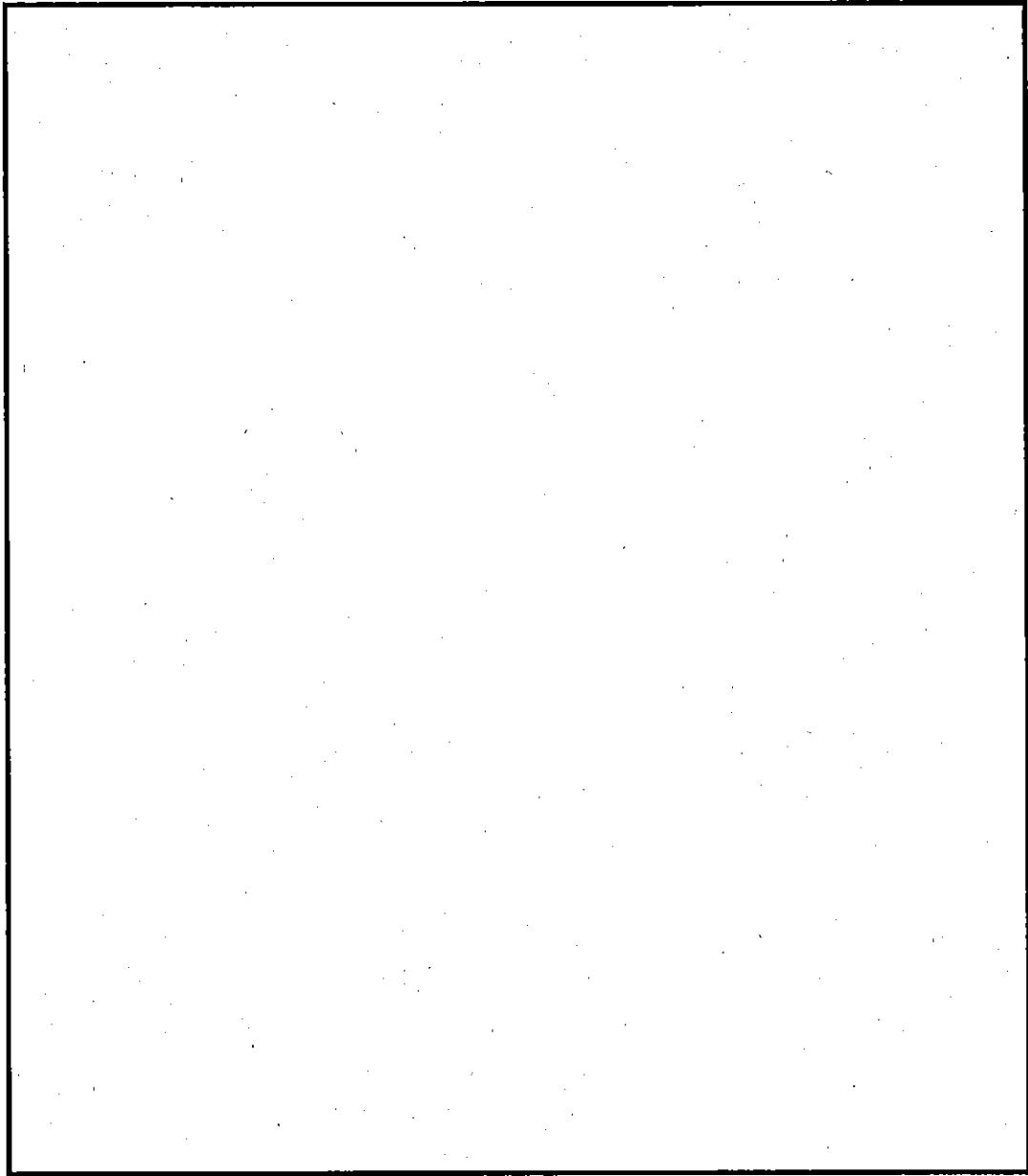
JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素 (40体収納時)

$$\left\{ \begin{array}{l} k_{\text{eff}} = 0.697 \\ \sigma = 0.0009 \\ k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.700 \end{array} \right.$$

この結果、核的安全性は十分に保たれる。



(v) - 第E. 付. 3.1図 9m落下試験後の角型用バスケットの最大変位量



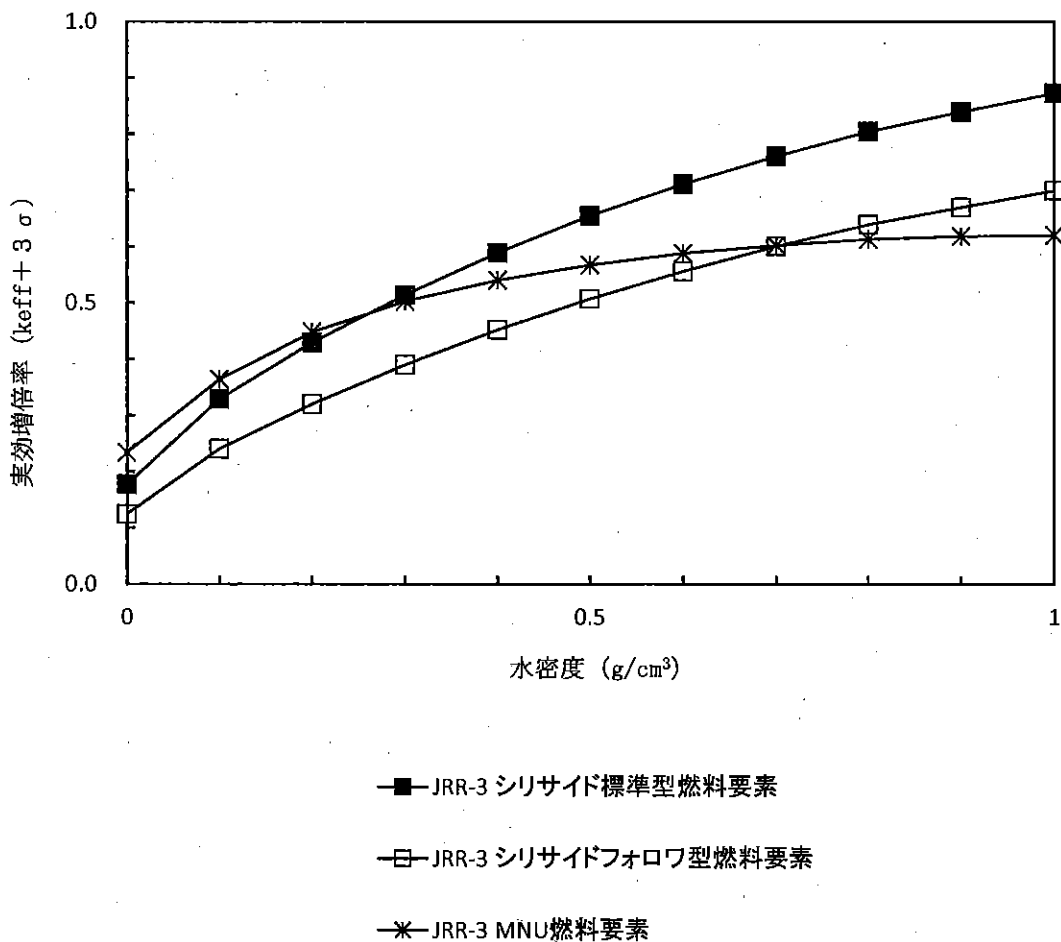
(ア) 第E.付.3.2図 9m落下試験後の角型用バスケットの臨界解析モデル (断面方向)

E.7.4 付属書類-4 臨界上最適となる水密度の検討

本検討では、本核燃料輸送物の臨界解析に用いた水減速材の密度 ($\rho = 1.0\text{g/cm}^3$) が、臨界上最適な条件であることを示すため、水の密度をパラメータとして実効増倍率 (k_{eff}) を求めた。

解析方法は、E.3.1 解析モデルの項で述べた計算モデル及びE.3.2 解析モデル各領域における原子個数密度の項で述べた原子個数密度を用い、KENO-Vaコードによった。

解析の結果、各燃料のバスケットとも水の密度が $\rho = 1.0\text{g/cm}^3$ において実効増倍率 (k_{eff}) が最大となっており、本核燃料輸送物の臨界解析で用いた水密度 ($\rho = 1.0\text{g/cm}^3$) は臨界上最適となる条件である。解析結果を (v)-第E.付.4.1図に示す。



(v)-第E.付.4.1図 実効増倍率 (k_{eff}) に対する水密度の影響

E.7.5 付属書類—5 KENO-Vaコードの説明

1. 概要

KENO-Va コードは、米国のオークリッジ国立研究所で開発された多群モンテカルロ法に基づくコードであり、複雑な体系中の中性子増倍率の計算を行なうことができる。

本コードの特徴としては、

- 三次元的な複雑な体系の記述が簡単にできること。
- 散乱の異方性について輸送理論により補正をしていること。

があげられる。

2. 機能

KENO-Va コードにおいては、体系の形状は、基本的な形状要素の組み合わせにより表現する。すなわち、球、円柱、直方体、立方体等を組み合わせることにより、解析の対象を記述する。

また、境界における反射条件については、反射体の材質に即した反射係数を計算することができる。もちろん、完全反射あるいは真空の条件も取扱うことができる。

KENO-Va コードは、中性子断面積ライブラリとして、SCALE システムに内蔵されている ENDF/B-V 238 群ライブラリ等を用いることができる。

KENO-Va コードからの出力としては、実効増倍率及び標準偏差があり、さらに領域ごとの中性子束等を得ることができる。

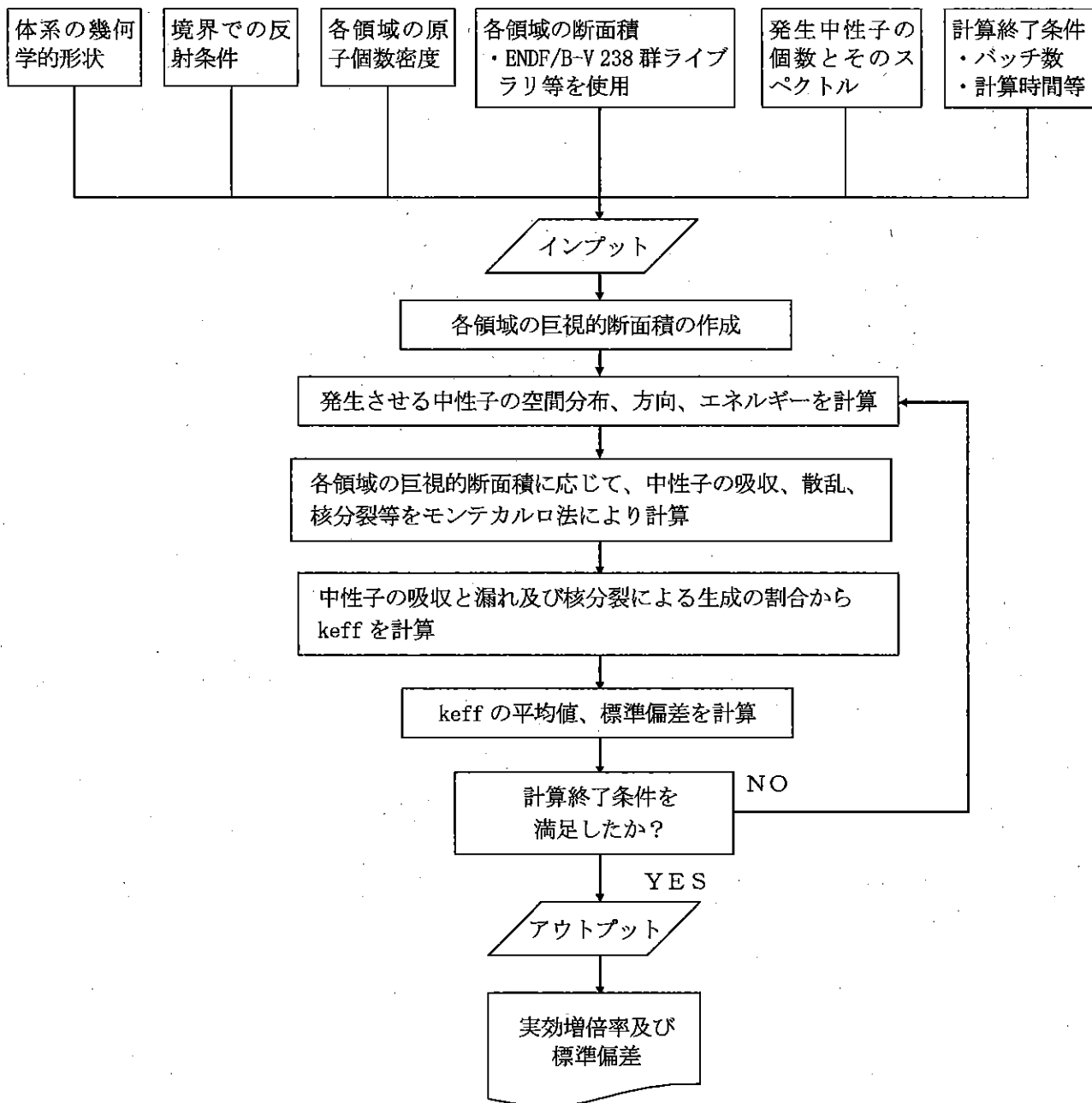
3. 計算方法

KENO-Va コードは、モンテカルロ法により中性子増倍率の計算を行なう。計算フローチャートを (p)-第E.付.5.1図 に示す。

4. 実績

KENO-Va コードは、モンテカルロ法に基づくコードであるから本核燃料輸送物のような吸収体の多い体系に有効である。輸送容器の臨界解析の実績としては、次のようなものがある。

- ・ TN-12A 型, TN-12B 型, TN-17 型, TN-12B (M) 型, TN-12P (M) 型及び TN-17 (M) 型
- ・ NFT-10P 型, NFT-14P 型, NFT-12B 型, NFT-22B 型, NFT-32B 型及び NFT-38B 型



(ロ) - 第 E. 付. 5. 1 図 KENO-Vaコードの計算フローチャート

E.7.6 付属書類-6 参考文献

- (1) "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation", ORNL/TM-2005/39, Version 6.0, Vols. I- III (January 2009)
- (2) "Standard Review Plan for Transportation Packages for Spent Nuclear Fuel" NUREG-1617 (2000)
and
"The Radioactive Materials Packaging Handbook", ORNL/M-5003 (1998)
- (3) Y. Nakano, et al., "Neutronics Characteristics of JRR-4 Low Enriched Uranium Core", Proceedings of 21st International Meeting on RERTER (1998)

F. 核燃料輸送物の経年変化の考慮

本章では、輸送容器の使用を予定する期間中における、核燃料輸送物の構成材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、(ロ)－第F.1表のように想定される使用状況を踏まえ、輸送容器の構成材料に対して考慮すべき経年変化の要因としては、容器保管中、運搬開始前及び輸送中における熱的劣化、放射線照射による劣化、化学的変化による劣化及び繰り返し応力が生じることによる疲労が考えられる。

本輸送物を使用する期間としては、製造後から70年として、使用回数としては、1年1回、1回の輸送当たり運搬に要する日数は保守的に365日である。また、1回の輸送当たりの取扱い回数を100回とした場合、使用予定期間を通しての吊り上げ予定回数は、計7000回（100回×70年）である（A.4.4）。

(ロ)－第F.1表 使用を予定する期間中に想定される使用状況

状態	収納物	使用状況
保管中	無	<ul style="list-style-type: none"> 輸送容器は、屋内保管とする。 当該輸送容器の性能の維持を確認するために、核燃料輸送物設計承認申請書(別記-1)に記載の「(ハ)章輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」に基づく定期自主検査を年1回以上実施する。
輸送開始前	有	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料輸送物は、収納物を収納後から輸送実施までの間、施設の管理区域内に最長で3カ月程度屋内保管とする。 核燃料輸送物の発送前には、「(ハ)章輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法」に基づく発送前検査を実施する。
輸送中	有	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料輸送物は、輸送車両若しくは船舶により輸送される。 輸送中に想定される衝撃、振動に対し耐えうるように車両等に固縛し輸送を行う。 輸送期間は、2カ月程度を予定する。
輸送後	無	<ul style="list-style-type: none"> 輸送終了後、施設の管理区域内（屋内）にて、輸送容器の健全性確認のための外観検査を実施する。 輸送容器は、屋内保管とする。

F.2 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価

F.1で示した経年変化の要因を踏まえ、核燃料輸送物の各構成材料について、使用予定期間中に想定される熱、放射線及び化学的変化について経年変化の考慮の必要性の評価をした。また、疲労については、取扱時に荷重が負荷される吊上装置及び内圧変化による荷重が負荷される密封装置の疲労評価を実施した。これらの評価結果を(ロ)-第F.2表に示す。

本核燃料輸送物の構成材料は、(イ)章のC.輸送容器3.材質に示すとおりである。これらの材料のうち経年変化を考慮する材料を以下に示す。

- ・ステンレス鋼
- ・
- ・アルミニウム合金 (スパーサ)

なお、Oリングの経年変化については、輸送ごとに交換を行うため、経年変化について考慮しない。

また、収納物 (燃料) については、輸送ごとで変わるため、経年変化について考慮しない。

(ロ) 第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/3)

構成材料	経年変化要因	評価
	熱	<p>高温環境下に置くことによるクリープ等(変形)、高温脆化に伴う機械的特性の劣化が考えられるが、熱解析の結果から、燃料バスケット中心軸付近における温度は□℃(運転中における最高温度は燃料要素で□℃(B.4.2))であり、クリープ等による変形を生じるおそれがある温度(425℃以上)①を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
	放射線	<p>中性子照射による組織変化(脆化等)に伴う機械的特性への影響が考えられるが、使用期間中の中性子照射量は最大で□n/cm²であり、組織変化(脆化等)を生じるおそれがある照射量10¹⁶n/cm²②を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
ステンレス鋼	化学的变化	<p>腐食に伴う材料の強度や脆化等の影響が考えられるが、ステンレス鋼は、表面に不動態膜を形成し、腐食しにくい材料である。また、大気中での腐食深さは、年間1μm(0.001mm)②、使用期間中で最大0.07mmと推定され、部材の厚さ(輸送容器本体胴で□mm)に比べ無視し得る腐食量である。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
	疲労	<p>(1)吊上装置 吊上装置は、1年で100回取り扱うものとし、使用期間中の現実的な想定吊上げ回数は7,000回となるが、技術基準適合に係る吊上げ回数は保守的に10,000回を想定しており、繰り返し回数10,000回は、想定される使用回数を包含している。以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している(A.4.4)。</p> <p>(2)密封装置 密封装置は、1年で4回取り扱うものとし、70年で繰り返し回数が280回となるが、技術基準適合に係る繰り返し回数は保守的に300回を想定しており、繰り返し回数300回は、想定される使用回数を包含している。以上を踏まえ、繰り返し回数を保守的に設定し、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している(A.5.1.4)</p>

(ロ) 第一F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(2/3)

構成材料	経年変化要因	評価
	熱	<p>高温環境下に置くことによる組織変化に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられるが、熱解析の結果から、運搬中における最高温度は□℃(B.4.2)であり、本材料が融解する温度(2450℃)(B.2)を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
□	放射線	<p>中性子照射による¹⁰Bの減損に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられるが、保守的に使用期間を100年間とした場合の中性子照射量は□n/cm²であり、¹⁰Bの減損は約0.00013%と推定され(E.2.3)、中性子照射による¹⁰Bの減損は無視し得る量である。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>
	化学的変化	<p>腐食に伴う未臨界を維持するための機能低下が考えられるが、バスケット仕切板(ステンレス鋼)内の密閉空間にあり、外気と接触しないため、腐食が生じない。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。</p>

(ロ)一第F.2表 安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/3)

構成材料		評価	
経年変化要因			
アルミニウム合金	熱	高温環境下に置くことによる組織変化に伴う伝熱性能への影響が考えられるが、熱解析の結果から、運搬中における最高温度は□℃(B.4.2)であり、本材料が融解する温度(660℃)(B.2)を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。	
	放射線	中性子照射による組織変化(脆化等)に伴う伝熱性能への影響が考えられるが、使用期間中の中性子照射量は最大で□n/cm ² であり、組織変化(脆化等)を生じる恐れがある照射量10 ²¹ n/cm ² (1)を下回る。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。	
	化学的变化	腐食に伴う伝熱性能への影響が考えられるが、アルミニウム合金は、表面に酸化被膜を形成し、腐食しにくい材料である(9)。また、発送前に外観に異常がないことを確認した上で使用する。以上を踏まえ、経年変化の影響について、技術上の基準に適合していることを確認する上で考慮する必要はない。	

F.3 安全解析における経年変化の考慮内容

F.2に示したとおり、本核燃料輸送物に係る構成材料について、経年変化の考慮の必要性について評価を行った。使用を予定する期間中に想定される使用状況において、熱、放射線、化学的変化の要因については、経年変化の影響を評価した結果、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響を考慮する必要がないことを確認した。また、吊上装置及び密封装置については、繰り返し応力が発生するため、疲労による経年変化を考慮する必要がある。使用期間中に想定される保守的な繰り返し回数を考慮した上で吊上装置と密封装置に対し疲労を評価したところ、疲労破壊は起きないため、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。

F.4 付属書類

F.4.1 付属書類－1 参考文献

- (1) 輸送物技術顧問会、「使用済燃料中間貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全性確保方策について」(2010).
- (2) 日刊工業新聞社、「ステンレス鋼便覧」(1979).
- (3) 住友軽金属、「アルミニウムハンドブック (第3版)」(1985).

(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

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (1/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第3条第1項 第1号	第3条	本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。		
第3条第1項 第2号	第4条	本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。		
第3条第1項 第3号	第4条 及び 別表第一	本核燃料輸送物の収納物は、使用済燃料要素であり、特別形核燃料物質等以外のものである。また、核燃料輸送物1基当たりに含まれる放射能の量は最大 Bq であり、原子力規制委員会の定める量を超えている。このため、本核燃料輸送物はBU型輸送物に該当する。	(イ)-B (イ)-D	
第3条第2項	第5条	本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。		
第3条第3項		核燃料輸送物の構成材料の経年変化を以下のとおり考慮した上で、第7条の技術上の基準に適合していることを確認している。 1. 本核燃料輸送物の使用予定期間は、製造後から70年であり、年間の輸送回数を1回、輸送1回当たりに要する日数は保守的に365日を想定している。本核燃料輸送物の構成材料（ステンレス	(イ)-D (ロ)-F	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (2/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第3条第3項 (つづき)		<p>鋼、、アルミニウム合金)を対象に、技術上の基準に適合性を確認する上で考慮が必要となる経年変化に係り、その影響について評価した。</p> <p>2. 本核燃料輸送物の使用を予定する期間中に想定される使用状況において、考慮すべき経年変化の要因は、熱、放射線、化学的变化及び疲労となる。</p> <p>3. 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) 熱については、運搬中における熱解析の結果、クリープ等(ステンレス鋼)、高温脆化(ステンレス鋼)、組織変化(、アルミニウム合金)は発生しないことをから、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。</p> <p>(2) 放射線については、放射線照射による組織変化(ステンレス鋼、アルミニウム合金)、¹⁰Bの減損()が考えられるが、使用予定期間中の累積照射量が組織変化を生じるおそ</p>		

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (3/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第3条第3項 (つづき)</p>		<p>れがある照射量に比べて小さいこと、¹⁰Bの減損が無視し得る理由から、技術上の基準に適合していることを確認する上で、その影響は考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>(3)化学的变化については、腐食による強度低下(ステンレス鋼)、未臨界維持への影響(<input type="text"/> <input type="text"/>)、伝熱性能への影響(アルミニウム合金)が考えられるが、腐食量が部材厚さに比べ無視し得ること(ステンレス鋼)、外気と触れず腐食が生じないこと(<input type="text"/>)、腐食しにくい材料であり、発送前に外観に異常がないことを確認した上で使用する(アルミニウム合金)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、その影響は考慮する必要はないことを確認した。</p> <p>(4)疲労については、吊上装置及び密封装置について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。いずれも、使用期間中の現実的に想定される使用回数よりも保守的な繰返し</p>		

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (4/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第3条第3項 (つづき)		<p>回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が起きないことを確認している。</p> <p>以上のことから技術上の基準に適合していることへの影響がないことを確認した。</p>		
第4条		<p>本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。</p>		
第5条		<p>本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。</p>		
第6条		<p>本核燃料輸送物はBU型輸送物であるので適用を受けない。</p>		
第7条第1号		<p>本核燃料輸送物は、以下に示すとおり容易にかつ安全に取扱うことができるよう設計されている。</p> <p>1. 本核燃料輸送物（最大重量 23.2×10^3 kg）は、専用の吊上用具と本体胴吊上金具を利用して容易かつ安全に取扱える。また、第3条第3項の技術上の基準に対する適合性に係る説明のとおり吊上装置については、繰り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</p>	<p>(i)-C.5 (p)-A.4.4</p>	<p>第4条第1号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (5/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>が、使用期間中の現実的に想定される使用回数よりも保守的な繰り返し回数を設定した上で、疲労を評価し、疲労破壊が生じないことを確認している。</p> <p>2. 万一、誤って蓋吊上金具を用いて核燃料輸送物を吊上げても、蓋吊上金具は破壊しないよう十分な強度を有している。</p> <p>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(-40℃～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がない。</p> <p>1. 本核燃料輸送物の固有振動数は□Hzであり、輸送時に予想される有効な最大振動数(約□Hz)とは差があるため、核燃料輸送物が共振することはない。また、運搬中に振動による荷重の増幅の影響はないため、一般の試験条件下における積み重ね試験である6倍荷重の結果に包含されることから、核燃料輸送物に、亀裂、破損等の生じるおそれがない。</p>	<p>(p)-A. 4. 4</p> <p>(p)-A. 4. 7</p>	<p>第4条第2号 第5条第4号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (6/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第1号 (つづき)		<p>2. 運搬中に使用する固縛装置は、運搬中に予想される加速度によって生じる応力に対し、十分耐えられる強度を有しており、亀裂、破損等の生じるおそれがない。</p> <p>3. 運搬中に予想される核燃料輸送物各部の最低温度は-40℃、また最高温度は規則第7条第2号に規定される周囲の温度が38℃で太陽熱の放射を受ける条件に核燃料輸送物を置いた場合である。</p> <p>低温環境において輸送容器及び燃料バスケットの材料であるステンレス鋼は、<input type="text"/>℃までの使用に耐え、低温脆性破壊に対して問題ない。高温環境における最高温度は燃料要素において<input type="text"/>℃であり、ステンレス鋼の機械的性質と比較すると、本条件下で健全性を損なうことはなく亀裂、破損等の生じるおそれがない。また、遮蔽性能、密封性能等に影響はない。</p>	<p>(p)-A. 4. 5</p> <p>(p)-A. 4. 2</p> <p>(p)-B. 1</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (7/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>4. 運搬中に予想される内圧の変化について、本核燃料輸送物の内圧に運搬中に予想される周囲の温度変化 (-40℃から38℃) を考慮した場合の内圧は、<input type="text"/>MPaG となる。一方、外圧が 0.06MPa に減少した場合の輸送容器内外の圧力差は、<input type="text"/>MPaG となる。本核燃料輸送物の密封装置の強度及び密封性の評価には、これらを上回る圧力 (0.98MPaG) を輸送容器に負荷した条件としていることから、亀裂、破損等の生じるおそれがないこと並びに蓋部オーリングの初期締付け代より口開き量は小さいことから密封性が確保されることを確認している。また、第3条第3項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、繰り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、使用期間中の現実的に想定される使用回数よりも保守的な繰り返し回数を設定した上で、疲労を評価し、疲</p>	<p>(ロ)-A. 4. 6 (ロ)-A. 6. 5 (ロ)-B. 4. 4</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (8/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第1号 (つづき)		<p>労破壊が生じないことを確認している。</p> <p>5. 運搬中に予想される周囲の温度変化 (-40℃～38℃) の範囲において、熱膨張に伴う部材の拘束は無く、熱応力による亀裂、破損等も生じない。</p> <p>本核燃料輸送物の表面は滑らかに仕上げられており、除染性が良く雨水がたまることはない。また、表面には吊上げ装置 (吊上金具)、落下衝撃の緩和と崩壊熱除去に使用するフィン、の不要な突起物はない。</p> <p>本輸送容器は、運搬中に予想される温度の範囲 (-40℃～38℃) において有意な熱膨張差等が生じることはなく、熱膨張により輸送容器、燃料バスケット及び燃料要素が相互の干渉もないことから、それぞれの構造材間又は燃料要素との間で、危険な物理的又は化学的作用を起すことはない。</p> <p>1. 運搬中に予想される温度の範囲において構成部品同士の熱膨張による干渉はないことから、材</p>	<p>(p)-A. 4. 2</p> <p>(p)-A. 5. 1</p> <p>(イ)-C</p> <p>(p)-A. 5. 2</p> <p>(イ)-C</p> <p>(p)-A. 4. 1</p> <p>(p)-A. 4. 2</p> <p>(p)-A. 5. 1</p>	<p>第4条第3号</p> <p>第4条第4号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (9/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第1号 (つづき)		<p>料相互の接触による亀裂、破損等を生じるおそれがない。</p> <p>2. 本核燃料輸送物は乾式であるから冷却水を内封しておらず、凍結による亀裂、破損等の生じるおそれがない。</p> <p>3. 中性子吸収材は、ステンレス鋼に密封されており、材料相互で電氣的及び化学的に反応(腐食)が生じない。また、<input type="checkbox"/>製のO-リングについても金属材料と接触しても電氣的及び化学的に反応を生じるおそれがない。</p> <p>ベントバルブ及びドレンバルブは、運搬中に考えられる事故条件を考慮し、輸送容器本体等への取付けは<input type="checkbox"/>であり、さらにバルブ保護カバーで保護され、<input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>されることはない。</p>	<p>(p)-B. 4. 3</p> <p>(p)-A. 4. 1</p> <p>(p)-A. 4. 3</p> <p>(イ)-C</p>	<p>第4条第5号</p>
第7条第1号 (つづき)	第9条	<p>本核燃料輸送物の表面の放射性物質の密度は、発送前検査において以下に記述する値以下であることを確認する。</p> <p>1. アルファ線を放出する放射性</p>	(ハ)-A. 2	第4条第8号

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (10/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
		<p>物質：0.4 Bq/cm²</p> <p>2. アルファ線を放出しない放射性物質：4 Bq/cm²</p> <p>核燃料輸送物の発送前検査として収納物検査が行われるので、核燃料輸送物の安全性を損なうおそれがあるものが収納されることはない。また、輸送物の使用等に必要な書類、工具等以外の物を同時に輸送することはない。</p> <p>本核燃料輸送物の外寸法は、高さ約 2.1 m、外径約 1.9 m の容器であるので、外接する直方体の各辺の長さは 10 cm 以上である。</p> <p>蓋締付けボルトは、<input type="text"/>について、またベント及びドレンバルブ保護カバー取付けボルトは <input type="text"/> <input type="text"/> について、<input type="text"/>したがって運搬中に <input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/> 設</p> <p>計である。</p> <p>本核燃料輸送物の運搬中に予想される周囲の温度は-40℃～38℃である。</p> <p>構成部品に使用する材料(ステンレス鋼、<input type="text"/>、アルミニウ</p>	<p>(ハ)-A. 2</p> <p>(イ)-C</p> <p>(イ)-C</p> <p>(ロ)-B. 4. 2</p> <p>(ロ)-B. 4. 3</p> <p>(ロ)-A. 4. 2</p>	<p>第 4 条第 10 号</p> <p>第 5 条第 2 号</p> <p>第 5 条第 3 号</p> <p>第 5 条第 4 号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (11/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第1号 (つづき)		<p>ム合金等) は、運搬中に予想される周囲の温度範囲 (-40℃～38℃) において、著しい強度の低下や脆化等がなく、必要とされる材料強度等に影響しないため、亀裂、破損等の生じるおそれがない。</p> <p>本輸送容器の周囲圧力が 60kPa (□) に減少した場合の差圧と、保守的に考慮した核燃料輸送物の内部最大圧力 □PaG (□kPaG) から輸送容器の内圧を □PaG (□kPaG) として密封装置の強度及び密封性を評価しており、亀裂、破損等が生じないこと及び蓋部 O-リングの初期締付け代より口開き量は小さいことから密封性が確保されることを確認している。したがって、放射性物質の漏えいは生じない。</p> <p>本輸送容器には液体状の核燃料物質等を収納しないことから本要件の適用は受けない。</p> <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、ガンマ線源及び中性子源強度は、一点近似燃</p>	<p>(□)-A. 4. 6</p> <p>(□)-D. 5</p>	<p>第5条第5号</p> <p>第5条第6号</p> <p>第5条第7号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (12/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第1号 (つづき)</p>		<p>焼計算コード ORIGEN 及び ORIGEN-JR を用いて、ガンマ線遮蔽 解析については、QAD-CGGP2R コー ド及び中性子遮蔽解析については DOT3.5 コードを用いて解析を行っ た。核燃料輸送物の表面におけるガ ンマ線及び中性子線を合計した最 大の線量当量率は 0.218mSv/h であ り、基準値の 2.0mSv/h 以下を満足 する。</p> <p>第5条第7号の基準で評価した同 様の収納物の条件において、核燃料 輸送物の表面から 1m 離れた位置に おける最大の線量当量率は 58 μ Sv/h であり、100 μ Sv/h を超えな い。</p> <p>本核燃料輸送物は、A_2 値の 10 万 倍を超える量の放射能を有する核 燃料物質等が収納されている輸送 物（収納される収納物の放射能と A_2 値 10 万倍の比は、約 \square で 1 を 超す）であり、水深 200m に相当す る外圧 2.0MPa を受けた場合でも、 容器等に発生する応力は許容応力 \square MPa 以下であり、密封性が損な われることはない。</p>	<p>(p)-D.5</p> <p>(p)-A.7</p>	<p>第5条第8号</p> <p>第6条第5号</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (13/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第2号	第19条 別記第7 別記第4 第1号	<p>BU型輸送物に係る一般の試験条件 周囲温度 38℃の環境及び放射熱 の下に一週間置くこと。</p> <p>日陰において 38℃の大気中に、 核燃料輸送物に最大崩壊熱を発生 する燃料要素を収納した場合にお いて ABAQUS コードを用いて求め た。本条件下で解析により得られた 核燃料輸送物の表面における最高 温度は、底部中央外表面で□℃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。また、核燃料輸送物 が 38℃の大気中において、太陽輻 射熱を受けながら静置している場 合に達した時の最高温度は、燃料バ スケット中心軸付近で □℃であ り、ステンレス鋼の規格等で定めら れる構造強度基準の範囲内である ことから輸送物の構造健全性及び 密封性は確保されることを確認し ている。</p>	(p)-B.4	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (15/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第2号 (つづき)</p>	<p>別記第3 第1号ロ(3)</p>	<p>全性が確保され、蓋部オーリングの初期締付け代より口開き量は小さいことから密封性が維持されることを確認している。したがって、落下高さ 0.3 mの本試験においても核燃料輸送物は十分健全性が保証され、核燃料輸送物の健全性及び密封性が損なわれることはない。</p> <p>積み重ね試験 輸送容器の投影面積に 13kPa (0.13 kg/cm²) を負荷する場合と自重の5倍に相当する荷重を負荷する場合を比較すると後者の負荷の方が厳しい条件となることから後者の条件(自重の5倍に自重を加えた、自重の6倍)の下で、輸送物の状態について評価した。その結果、輸送容器本体の胴部、底部フィン、底板及び蓋の強度並びに輸送容器本体と蓋の接合面は、圧縮荷重を受けても十分耐えることができ、健全性が損なわれることはなく密封性に影響を</p>	<p>(ロ)-A. 5. 4</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (16/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第2号 (つづき)</p>	<p>別記第3 第1号ロ(4)</p>	<p>与える損傷はない。</p> <p>貫通試験 重量 6kg、直径 3.2cm の軟鋼棒を本核燃料輸送物上に落下させた場合と、落下させた場合の衝撃のエネルギーと、落下試験Ⅱにおいて、核燃料輸送物を直径 15cm の軟鋼丸棒上に落下させた場合の衝撃のエネルギーを比較し、落下試験Ⅱの方が厳しい条件となる。落下試験Ⅱにおいて、本輸送容器は軟鋼丸棒によって変形及び貫通することはないので、一般の試験条件下において、6 kg の軟鋼棒を落下させても容器外表面を貫通することはない。また、バルブは輸送時に、貫通試験に耐えられる保護カバーを取付け保護される。この他に蓋上部凹み内には、直径 □mm の気密漏えい試験孔用閉止プラグが取付けられている。しかし、直径 32mm の軟鋼棒が落下しても落下試験Ⅱに対しても十分強度を有する蓋上面に当り凹</p>	<p>(ロ)-A. 5. 5</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (17/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第2号 (つづき)</p>	<p>第15条</p>	<p>み内の閉止プラグは直撃されない。</p> <p>上記の結果、本核燃料輸送物は貫通試験に対して十分な強度を有しており、構造健全性及び遮蔽性能が損なわれることはない。</p> <p>本核燃料輸送物が一般の試験条件下に置かれた場合でも、輸送物の表面における最大線量当量率は著しく増加せずかつ0.218mSv/hであり、基準値2 mSv/hを超えない。</p> <p>本核燃料輸送物は、一般の試験条件下で密封容器及び燃料要素の健全性は損なわれない。また、一般試験条件よりも厳しい条件である特別試験においても蓋部Oーリングの初期締付け代より口開き量は小さいことから密封性は維持される。放射性物質の漏えい量の評価については、安全側の評価を行うため発送前検査における気密漏えい検査の合格基準に相当する漏えいがあること及び輸送容器内部空気の放射能濃度を仮定し、容器内部の温度が最大となる燃</p>	<p>(p)-D.5</p> <p>(p)-C.3</p>	<p>第5条第9号ロ</p> <p>第6条第2号ロ</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (18/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第2号 (つづき)</p>		<p>料要素を収納した場合における放射性物質の漏えい率が基準値以下であることを解析した。放射性物質の1時間当たりの漏えい量を評価した結果、放射性物質の漏えい率の基準(A_2値$\times 10^{-6}$)に対する比率は4.88×10^{-4}であり、基準値を超えることはない。</p> <p>本核燃料輸送物が一般の試験条件下である気温38℃の日陰に置かれた場合でも、表面温度は最大□℃であり、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。</p>	(p)-B.4	第6条第2号ハ
	<p>第9条</p>	<p>本核燃料輸送物が一般の試験条件下に置かれた場合でも、密封性は損なわれることはなく、一般試験条件よりも厳しい条件である特別試験においても、蓋部O-リングの初期締付け代より口開き量は小さく密封性は維持されていることから、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、発送前検査で確認した表面密度が表面密度限度を超えることはない。</p>	(p)-A.6 (p)-C.2.3 (ハ)-A	第6条第2号ニ

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (19/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第3号	第20条 別記第8 別記第5 第1号イ	BU型輸送物に係る特別の試験条件 落下試験I 本核燃料輸送物について9m自由落下試験における落下衝撃解析を行った。解析方法としては、衝撃解析コードLS-DYNAを用いて変形量及び核燃料輸送物が受ける落下衝撃減速度を求めた。落下衝撃解析においては、高さ9mからの落下速度に相当する速度13.3m/sを有する核燃料輸送物を降伏しない、かつ平らな剛体のターゲットに衝突させた。落下衝撃解析では、核燃料輸送物の総質量が最大となる値 $23.2 \times 10^3 \text{kg}$ を用いて最大破損を受ける落下方向について考慮し評価した。輸送容器本体において、強度上最も厳しい蓋フランジのガスケット部は、いずれの落下姿勢でも弾性状態に回復する。そのため、容器本体と蓋部Oリングの初期締付け代より口開き量は小さいことから、密封性は保持され、遮蔽性能も損なわれない。蓋締付けボルトは、いずれの落下姿勢において	(p)-A.6 (p)-A.6.1 (p)-A.6.5 (p)-E.7.3	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (20/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第3号 (つづき)</p>	<p>別記第5 第1号ロ</p>	<p>も、その発生応力は降伏応力より小さく、落下後もほぼ初期締め付け応力を維持する。各燃料バスケットのうち、水平落下時に角型用バスケットの一部分に□mmの塑性変形を生じるが、その塑性変形を考慮しても臨界解析上問題とならない。その他、核燃料輸送物各部に生じる応力は許容応力以下であり、構造健全性が損なわれることはない。</p> <p>落下試験Ⅱ</p> <p>本核燃料輸送物を1mの高さから直径15cmの軟鋼丸棒の上に落下させた場合、輸送容器の最小板厚部である底板(中央部及び周辺部でそれぞれ板厚□mm及び□mmであるが、解析には安全側にすべて□mmを用いる)は貫通せず、かつ、輸送容器本体及び蓋に発生する応力は許容値以下である。また、バルブ保護カバーを軟鋼棒が直撃した場合でも、強度的に耐えられる。したがって、本核燃料輸送物の構造健全性は確保でき、密封性が損なわれること</p>	<p>(p)-A.6.2 (p)-A.6.5</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (21/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第3号 (つづき)</p>	<p>別記第5 第2号イ</p>	<p>はない。</p> <p>耐火試験</p> <p>火災時の熱的条件は、技術基準に定められる周囲温度800℃に30分間放置、火災の輻射率0.9とし、容器表面の輻射率は0.8として、本条件下における核燃料輸送物の熱的性能の評価について、一般の試験条件下の場合と同様に、解析コードABAQUSを用いて行った。その結果、構成部品の材料であるステンレス鋼、アルミニウム合金、<input type="text"/>等は熔融しないこと、本核燃料輸送物の最大内圧は、<input type="text"/>MPaGであり、耐圧試験圧力(水圧)0.981MPaG(10kgf/cm²G)以上に比べ十分低い値であること、最大熱応力は、蓋締付けボルトに働く応力が<input type="text"/>MPaで、許容応力<input type="text"/>MPaより小さいこと、本核燃料輸送物の密封境界におけるパッキングの本条件下での温度は<input type="text"/>℃であり、パッキング材の<input type="text"/>の最高使用可能温度(<input type="text"/>℃)以内であり、本核燃料輸送物の構造健全性及</p>	<p>(p)-A.9.2.4 (p)-B.5</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (22/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第7条第3号 (つづき)</p>	<p>ロ</p> <p>別記第5 第3号</p>	<p>び密封性が損なわれることはない。</p> <p>また、火災終了後 38℃の環境で 輻射熱を負荷しつつ自然冷却の 状態で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>浸漬試験 (水深 15 m)</p> <p>本核燃料輸送物は水深 200m に 相当する外圧を受けた場合でも、 輸送物の各部に生じる応力は許 容応力以下であるため、水深 15m に相当する外圧を受けた場合に、 健全性及び密封性が損なわれる ことはない。</p> <p>本核燃料輸送物が特別の試験 条件下に置かれた場合でも、通常 輸送時における最大線量当量率 評価 (第7条第1号) と同じく、 保守的な条件を設定して、 QAD-CGGP2R コード及び DOT3.5 コ ードを用いて解析した結果、健全 性は損なわれず、表面から 1m 離 れた位置における最大線量当量 は 0.058mSv/h であり、基準値 10 mSv/h を超えない。</p>	<p>(ロ)-B.5</p> <p>(ロ)-A.6.4</p> <p>(ロ)-A.7</p> <p>(ロ)-D.5</p>	<p>第6条第3号イ</p>

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (23/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第3号 (つづき)	第17条	<p>本核燃料輸送物が特別の試験条件下に置かれた場合でも容器本体と蓋部オーリングの初期締付け代より口開き量は小さいことから、密封性が損なわれることはなく、放射性物質の漏えい率の基準値に対する比率は 6.77×10^{-8} であり基準値を超えることはない。</p>	(p)-C.4	第6条第3号ロ
第7条第4号		<p>運搬中に予想される本核燃料輸送物各部の最低温度は-40°C、また、最高温度は規則第7条第2号に規定される周囲の温度が38°Cで太陽熱の放射を受ける条件に輸送物を置いた場合である。低温環境においては、輸送物に低温脆性等は生じないことを確認している。高温環境においては、輸送物の最高温度が許容温度以内であることを確認している。低温環境及び高温環境において、亀裂、破損等が生じることはなく、遮蔽性能、密封性能等に影響はない。</p>	(p)-A.4.2 (p)-B.1	
第7条第5号		<p>本核燃料輸送物は、内部気体のろ過のためのフィルタ又は核燃料物質の冷却のための機械的冷却装置</p>	(i)-C	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (24/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第7条第5号 (つづき)		を必要としない自然冷却方式である。		
第7条第6号		<p>本核燃料輸送物は、運搬中に予想される周囲の温度 (-40°C~38°C) 及び日光の直射の条件の下を考慮した場合の最大内圧は、一般の試験条件下で <input type="text"/> MPaG (<input type="text"/> kPaG) であり、技術基準で定められた最大圧力 700kPa を超えない。なお、本核燃料輸送物の最大内圧 <input type="text"/> MPaG (<input type="text"/> kPaG) は、運搬中に予想される周囲の温度変化 (-40°Cから 38°C) を考慮した場合の圧力 <input type="text"/> MPaG (<input type="text"/> kPaG) よりも保守的となる。</p>	(p)-A. 4. 6 (p)-A. 4. 4	
第8条		本輸送物は BU 型輸送物であるので適用を受けない。		
第9条		本輸送物は BU 型輸送物であるので適用を受けない。		
第10条		本輸送物は BU 型輸送物であるので適用を受けない。		
第11条	第23条	<p>本核燃料輸送物は、初期濃縮度 <input type="text"/> 以下の使用済燃料を収納し、U-235 の重量が 15g を超えるので、核分裂性輸送物に該当する。</p>	(i)-B	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (25/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第11条 (つづき)</p>	<p>第23条の2 第1号ハ</p>	<p>本核燃料輸送物の経年変化の考慮について、第3条第3項の技術上の基準に対する適合性に係る説明のとおり考慮した上で、核分裂性輸送物に係る一般の試験条件においた本核燃料輸送物の状態について、容器本体及び収納物の構造健全性は確保される。</p> <p>核分裂性輸送物に係る一般の試験条件においた核燃料輸送物の状態について、輸送容器本体及び収納物の構造健全性は確保される。</p> <p>核分裂性輸送物に係る特別の試験条件に置くこととした場合、一般の試験条件の履歴を受けたのちに、落下試験、熱的試験、浸漬試験に置いた本核燃料輸送物の状態について、輸送容器及び収納物の構造健全性は確保される。</p> <p>本輸送物の臨界安全指数(告示で示された式において得られた値)は10を超え、またU-235の重量が15gを超えるので、原子力規制委員会の定める要件に適合する核分裂性輸送物には適用を受けない。</p>	<p>(p)-F</p> <p>(p)-A.9</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (26/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第11条第1号	第24条 別記第11 第1号 第2号 第3号	<p>(一般の試験条件)</p> <p>第1号 本輸送容器はステンレス鋼で製造されているために、耐食性は十分である。また、特別の試験条件である浸漬試験においても密封性が損なわれることはない。また、その外表面は滑らかに仕上げられており、水切りは極めて良いことから、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはない。</p> <p>第2号 本核燃料輸送物の最大総重量は 23.2×10^3 kg であるので落下高さ 0.3m からの自由落下試験を想定する。この試験により、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはなく、臨界解析に影響を及ぼさない。</p> <p>第3号 自重の5倍に相当する荷重を负荷した方が厳しい条件となるが、保守的に自重の6倍に相当する荷重を负荷した条件における積み重ね試験で、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはなく、臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はない。</p>		

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (27/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第 11 条第 1 号 (つづき)		重量 6kg、直径 3.2cm の軟鋼棒を落下させた場合でも、本核燃料輸送物の健全性が損なわれることはなく臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はない。		
第 11 条第 1 号 イ		本核燃料輸送容器の構造部に一辺 10cm の立方体を包含するようなくぼみは生じることはなく、臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はない。	(ロ)-A. 9. 1	
第 11 条第 1 号 ロ		外径約 1.9m、高さ 2.1m である本輸送容器に対し、フィンの変形に留まるため、外接する直方体の各辺は 10cm 以上であり、臨界解析に影響を及ぼす様な形状の変化はない。	(ロ)-A. 9. 1	
第 11 条第 2 号 イ	第 25 条	解析では、孤立系の条件よりも厳しい条件として、輸送容器内部に水を仮定し、また、境界条件として完全反射を採用しており、無限個の輸送物の配列を想定している。この場合に KENO-Va コードを用いて全ての収納物に対して実効増倍率を求めた結果、最大の実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$) は 0.873 であり、臨界に達することはない。	(ロ)-E	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (28/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
<p>第 11 条第 2 号 ロ</p> <p>第 11 条第 2 号 ハ</p>	<p>第 26 条 別記第 12</p> <p>第 1 号イ</p> <p>ロ(1)</p> <p>ロ(2)</p>	<p>本核燃料輸送物が核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下に置かれた場合でも、臨界上問題となる輸送物の変形はない。最大の実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$) は 0.873 であり、臨界に達することはない。</p> <p>(特別の試験条件)</p> <p>第 1 号の条件が最も大きな影響を及ぼすため、第 1 号の条件で評価を行った。</p> <p>本核燃料輸送物が核分裂性輸送物に係る一般の試験条件下に置かれた場合でも、健全性が損なわれることはなく、また、臨界解析に影響を及ぼすような形状変化は生じない。</p> <p>第 7 条第 3 号の技術上の基準に対する適合性において説明したとおり、9m 自由落下試験における水平落下時に角型用バスケットの一部に微少な塑性変形が生じる。その変形を考慮した場合の最大実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$) は、0.873 であり、臨界に達することはない。</p> <p>第 7 条第 3 号の技術上の基準に対する適合性において説明したとおり、軟鋼丸棒上に輸送物を 1m の高</p>	<p>(ロ)-A. 9.1</p> <p>(ロ)-E</p>	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (29/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第 11 条第 2 号 ハ (つづき)		<p>さから落下させても貫通すること はなく、臨界解析に影響を及ぼすよ うな形状変化は生じない。</p> <p>ハ 第 7 条第 3 号の技術上の基準に対 する適合性において説明したとお り、耐火試験は、連続落下試験に引 き続いて評価を行った。耐火試験に よって、本輸送物の健全性が損なわ れることはなく、臨界解析に影響を 及ぼすような形状変化は生じない。</p> <p>ニ 第 7 条第 3 号の技術上の基準に対 する適合性において説明したとお り、0.9m 浸漬試験においても、本 輸送物の健全性が損なわれること はなく、臨界解析に影響を及ぼすよ うな形状変化は生じない。</p> <p>本核燃料輸送物が核分裂性輸送 物に係る特別の試験条件下に置か れた場合でも、臨界上問題となる輸 送物の変形はない。最大の実効増倍 率 ($k_{eff}+3\sigma$) は 0.873 であり、臨 界に達することはない。</p>	<p>(p)-A. 9. 1 (p)-A. 9. 2 (p)-E</p>	
第 11 条第 2 号 ニ及びホ	第 27 条	<p>解析では、配列系の条件よりも厳 しい条件として、輸送容器内部に水</p>	(p)-E	

外運搬規則及び外運搬告示に対する適合性の評価 (30/30)

規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	備考
第 11 条第 2 号 ニ及びホ (つづき)		を仮定し、また、境界条件として完全反射を採用しており、無限個の輸送物の配列を想定している。この場合に KENO-Va コードを用いて全ての収納物に対して実効増倍率を求めた結果、最大の実効増倍率 ($k_{eff}+3\sigma$) は 0.873 であり、臨界に達することはない。		
第 11 条第 3 号		第 7 条第 1 号 (第 4 条第 2 号、第 5 条第 4 号) の技術上の基準に対する適合性において説明のとおり、運搬中に予想される輸送物各部の最低温度は -40°C 、また、最高温度は規則第 7 条第 2 号に規定される周囲の温度が 38°C で太陽熱の放射を受ける条件に輸送物を置いた場合であり、最高温度 (燃料において $\square^{\circ}\text{C}$) である。以上のことから、本核燃料輸送物の構成部品の材料であるステンレス鋼、アルミニウム合金、 \square 等は、運搬中に予想される温度の範囲 ($-40^{\circ}\text{C}\sim 38^{\circ}\text{C}$) において、亀裂、破損等の生じるおそれがない。	(p)-A.9.1 (p)-A.9.2 (p)-A.4.2 (p)-B.1	

(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（経年変化の考慮を含む）に合致した輸送容器の保守及び核燃料輸送物の取扱方法については、安全解析（（ロ）章-A～F）結果から、核燃料輸送物の健全性を輸送の都度確認する発送前検査及び輸送容器の性能を使用予定期間にわたり保証する定期自主検査を実施する。詳細を以下に示す。

A. 核燃料輸送物の取扱方法

A.1 装荷方法

使用済燃料要素を容器に装荷する代表的な手順を以下に示す。

1. トレーラで運ばれてきた輸送容器は、トレーラのままプールサイドまで搬入し、締付け装置を取外した後、専用の吊上用具とクレーンを用いてプールサイドに置く。
 2. 輸送容器表面の状態を検査し、輸送容器本来の機能に支障をきたすような損傷がないことを確認する。
 3. 放射線による被ばく管理の観点から表面の汚染密度を確認し、必要があれば除染する。
 4. のを外す。
 5. を外した後、を外す。
 6. 放射線による被ばく管理の観点から輸送容器内の空気汚染密度を測定する。
 7. 蓋締付けボルト（本）を緩め、取外した後、.
 8. 放射線による被ばく管理の観点から輸送容器内の付着物などの汚染状況を検査し、必要があれば除染する。
 9. 燃料バスケットを点検した後、.
- （JRR-3 MNU 燃料要素の場合を除き、必要に応じて未臨界測定を行うこともある。）
10. .
 11. 蓋の状態（特に容器本体との接合部、Oリング）を点検した後、.
 12. プール内から蓋をした容器を吊上げ、プールサイドに置く。
 13. 容器の表面線量率、表面密度を検査し、必要があれば除染する。
 14. .

この時、水の放射能濃度測定を行い、収納燃料要素の健全性を確認する。

15. []
[]。
16. 温度平衡に達した後、輸送容器表面の温度を測定し、技術基準を満足していることを確認する。
17. 温度平衡に達した後（水抜き後約 [] 時間）、ベントバルブ及びドレンバルブを開き、容器内圧を大気圧にする。
18. []
[]の気密漏えい検査を 0.42MPaG 以上の圧縮窒素ガスにより行う。（テストの方法は (ロ) - C 密封解析参照）
19. 表面線量当量率、表面密度等を測定し、各々が発送前検査に合格していることを確認する。
20. 気密漏えい検査後、[]を取付け、[]する。
21. 必要な標識を取付ける。
22. 専用の吊上用具とクレーンを用いて、トレーラ上の架台にのせ、締め付け装置を取付ける。

A.2 核燃料輸送物の発送前検査

核燃料輸送物を発送するごとに、(ハ) - 第A.1表に示す発送前検査を実施し、発送前検査基準に適合することを確認する。

(ハ) - 第A. 1表 発送前検査要領

検査項目	検査対象	検査方法	合格基準	備考
外観検査	輸送物 スペーサ*	燃料要素を装荷した状態で核燃料輸送物の外観を目視で検査する。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
吊上検査	容器本体の 吊上金具	吊上げた後に外観を目視により検査する。輸送容器検査の外観検査の際行う。	輸送容器の吊上装置部に異常な変形がないこと。	
重量検査	輸送物	計算等により確認する。	23.2×10^3 kg 以下であること。	
表面密度検査	輸送物	スミヤ法により、核燃料輸送物の表面密度限度を測定する。	α : 0.4 Bq/cm ² 以下 β , γ : 4 Bq/cm ² 以下であること。	
線量当量率検査	輸送物	燃料要素を装荷した状態で、ガンマ線量当量率及び中性子線量当量率を測定する。	表面で 2 mSv/hr 表面より 1 m の点で 100 μ Sv/hr 以下であること。	
未臨界検査	バスケット	バスケットの外観を目視で検査する。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
収納物検査	収納物	(1) 収納された状態を目視により検査する。 (2) 放射能の量、燃焼度、発熱量、冷却日数等について記録を確認する。	(1) 外観に異常がないこと。 (2) 収納物の仕様が設計承認条件のとおりであること。	
温度測定検査	輸送物	燃料要素装荷後輸送前に核燃料輸送物表面の温度を測定する。	85°C 以下であること。	
気密漏えい検査	蓋、ベントバルブ及びドレンバルブ	圧縮 N ₂ ガスを用いて 0.42MPaG 以上で加圧試験を行い圧力降下量を検査する。	圧力降下量が 1 時間当たり 0.00608MPa 以下であること。	(ロ) - C. 6 参照
圧力検査	ベントバルブ及びドレンバルブ	水抜き後、ほぼ温度平衡に達した後、ベント又はドレンバルブを開とし、その後閉じる。	ベント又はドレンバルブが開とされたこと。	

*スペーサについては、JRR-3 シリサイドフォロワ型燃料要素を輸送する際にのみ用いる。

A.3 取出し方法

燃料要素の取出し方法及び安全上必要な代表的措置等を以下に要約する。

1. 核燃料輸送物の移動に使用するクレーン及び取扱機器、燃料要素取出しに使用するクレーン及び燃料要素取扱機器等は、事前に点検し、健全であることを確認する。
2. 核燃料輸送物受入時には、外観等の必要な検査を実施する。
3. 燃料要素の取出し前に、必要に応じ を実施する。
4. .
5. 燃料要素は .

A.4 空容器の準備

輸送容器に対して使用前に以下の検査を行い、作業の安全性と容器の健全性を確認する。

- 外観検査
- 表面密度測定
- 線量当量率測定
- 内部空気の放射能濃度測定
- 容器本体及び蓋の吊上検査
- 容器内部及び燃料バスケット外観検査
- 容器本体・蓋接合面及びOリングの外観検査

B. 保守条件

輸送容器の仕様を長期にわたって保証するため(ハ)―第B.1表に示す定期自主検査を実施し、本輸送容器の健全性を確認するとともに、その記録を必要な期間保存する。

検査頻度は、1年間に1回とするが、年間の使用回数が10回を超えるものについては、使用回数10回ごとに1回以上行う。

B.1 外観検査

外観検査は輸送容器の外観を目視で検査し、割れ、異常な傷、変形等がないことを確認する。

B.2 耐圧検査

耐圧検査は、輸送容器内部に0.98MPaG以上の水圧を30分間以上加えて、同容器の各部、特に容器本体、蓋接合部及び貫通部(バルブ)に漏えい、永久変形等が発生しないことを確認する。この検査は、本輸送容器の完成時に製作工場において実施する。

B.3 気密漏えい検査

この検査は、輸送ごとに実施する。輸送容器内部を0.42MPaG以上に加圧し、圧力降下の測定により、漏えい検査を行う。

圧力降下量が0.00608MPa以下なら合格とし、不合格の場合はOリングを交換する等適切な補修を行い、再検査する。(詳細は(ロ)―C.6参照)

B.4 遮蔽検査

遮蔽性能上重要な部分について外観を目視により検査を行い、割れ、異常な傷、変形等がないことを確認する。

さらに、輸送ごとに本輸送容器内に収納された燃料バスケットを目視により検査し、割れ、異常な傷、変形等がないことを確認する。

B.5 未臨界検査

未臨界性能上重要な燃料バスケットを目視により検査し、割れ、異常な傷、変形等がないことを確認する。

B.6 熱検査

放熱性能上重要な放熱兼緩衝用フィンを目視により検査し、割れ、異常な傷、変形等がないことを確認する。

B.7 吊上検査

空容器を吊上げた状態で外観等を目視により検査し、輸送容器の吊上装置部に異常のないことを確認する。

B.8 作動確認検査

本輸送容器は、弁・バルブ等特別なものを設けていないので該当しない。

B.9 補助系の保守

本輸送容器は、以下の理由により該当しない。

本輸送容器には、付属冷却システム、中性子遮蔽タンク及びその他の補助系は使用していない。

B.10 密封装置の弁、ガスケット等の保守

定期自主検査ごとにオーリング及びオーリング溝に密封性能に影響する割れ、有害な傷等がなく形状に異常がないことを目視により点検する。なお、オーリングは輸送ごとに交換を行う。

B.11 輸送容器の保管

輸送容器の保管は屋内で行う。

B.12 記録の保管

本輸送容器供用中は、製造時検査記録及び定期自主検査記録を保管する。

B.13 その他

なし

(ハ) - 第B.1表 定期自主検査要領

検査項目	検査対象	検査方法	合格基準	備考
外観検査	容器本体、蓋、角型用バスケット、ベントバルブ及びドレンバルブ	輸送容器の外観を目視で検査する。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
気密漏えい検査	蓋部、ベントバルブ及びドレンバルブ	圧縮 N ₂ ガスを用いて 0.42MPaG 以上で加圧試験を行い、圧力低下量を検査する。	圧力低下量が 1 時間当たり 0.00608 MPa 以下であること。	(ロ) - C.6 参照
遮蔽検査	容器本体、蓋	輸送容器の遮蔽部の外観を目視で検査する。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
未臨界検査	角型用バスケット	燃料バスケットの外観検査による。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
熱検査	フィン部、スパーサ	放熱兼緩衝用フィン、伝熱部材として用いるスパーサを目視で検査する。	割れ、異常な傷、変形等がないこと。	
吊上検査	容器本体吊上部	空容器を吊上げた状態で外観等を目視により検査する。	輸送容器の吊上装置部に異常のないこと。	

(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

なし

参考 輸送容器の製作の方法の概要
に関する説明

I 輸送容器の製作

輸送容器を新規に製作する場合（以下「製作」という。）について、以下に記述する。

A. 輸送容器の製作法

A.1 概要

本輸送容器の製作は、以下に記述する手法に基づいている。製作に関する諸工程、すなわち材料調達、成形、切断、溶接、熱処理、補修、検査及び試験は、JIS 又は ASME Code Section III、Subsection NE によって行う。

本輸送容器の製作における全体の製作工程を I-第A.1図に、また、全体のフローシートを I-第A.2図に示す。

以下に主要部品の製作工程及び手順を説明する。

容器本体及び蓋の製作工程を示したフローシートを I-第A.3図及び I-第A.4図に示す。容器本体及び蓋を構成する厚肉部は鍛造で作成し、それを機械加工した後に、フィンや吊上金具などを溶接する。

燃料バスケットの製作工程を示したフローシートを I-第A.5図～I-第A.6に示す。角型用バスケットは、区切板及び仕切板で構成された格子状構造物の周囲をステンレス鋼鍛造製の枠組で保持して作られる。MNU 用バスケットは、160本の角型パイプを溶接にてまとめた後、支持板及び受板により固定する。

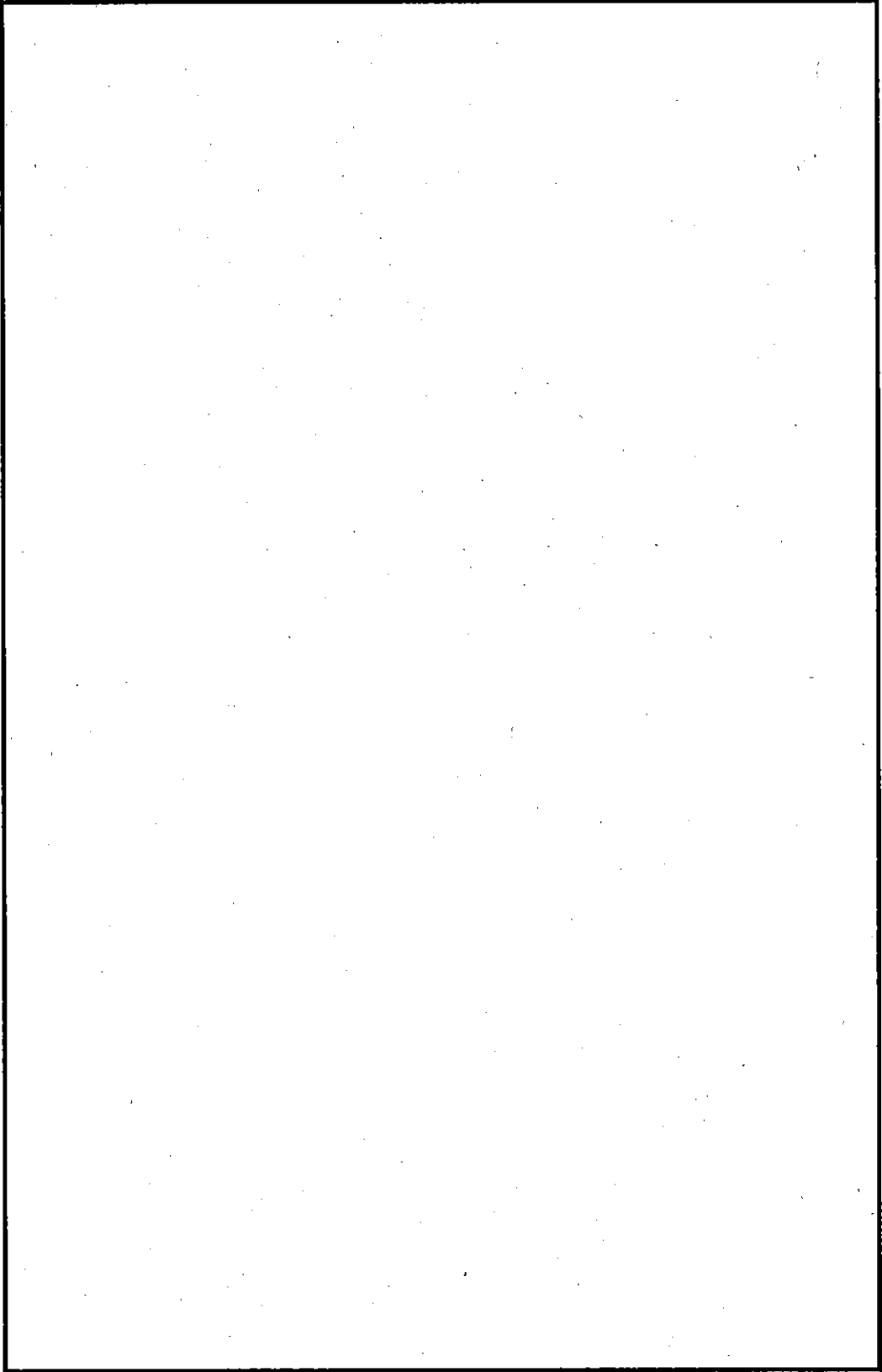
A.2 材料の説明

鋼材は、JIS 又は ASME Code Section III、Subsection NE、Article 2000 及び Section II の適用仕様に従い、製作、マーキング、検査及び試験が行われる。

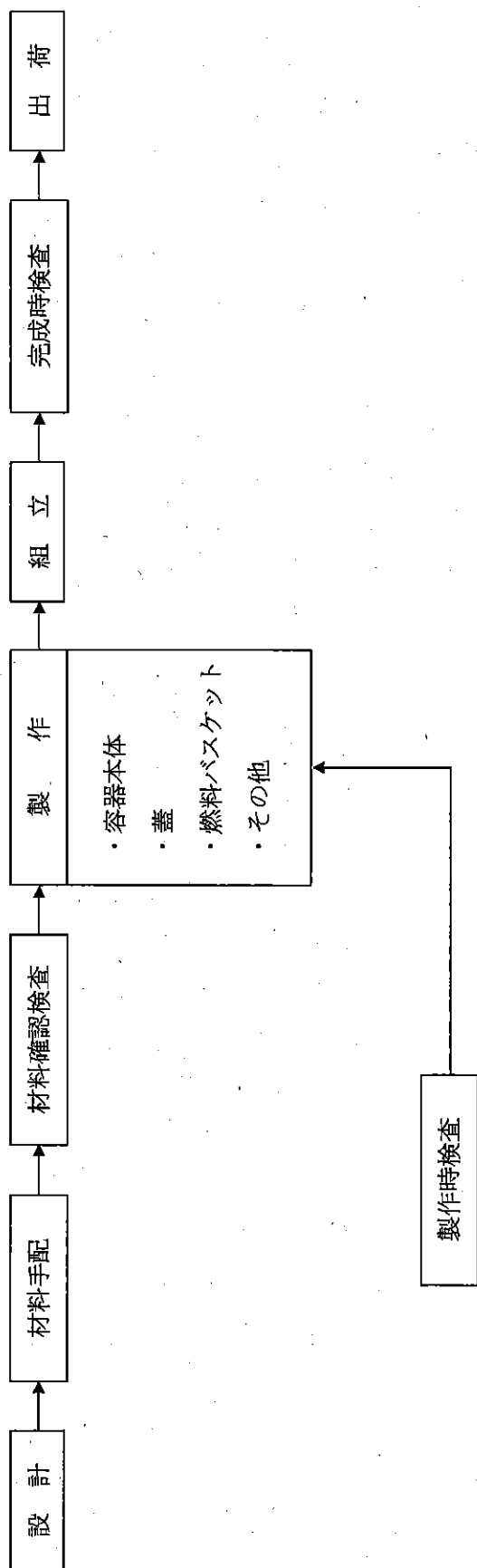
A.2.1 板材料

本輸送容器及び吊上用具の製作に使用する材料はすべてステンレス鋼であり、適用規格は ASME SA-240 (JIS・、、SUS 相当) である。これらのステンレス鋼製板は、固溶化熱処理を施し耐食性を増している。

これらの材料は十分な強度を有し、耐食性に優れ、各種製作法においても特性を失うことなく加工可能である。

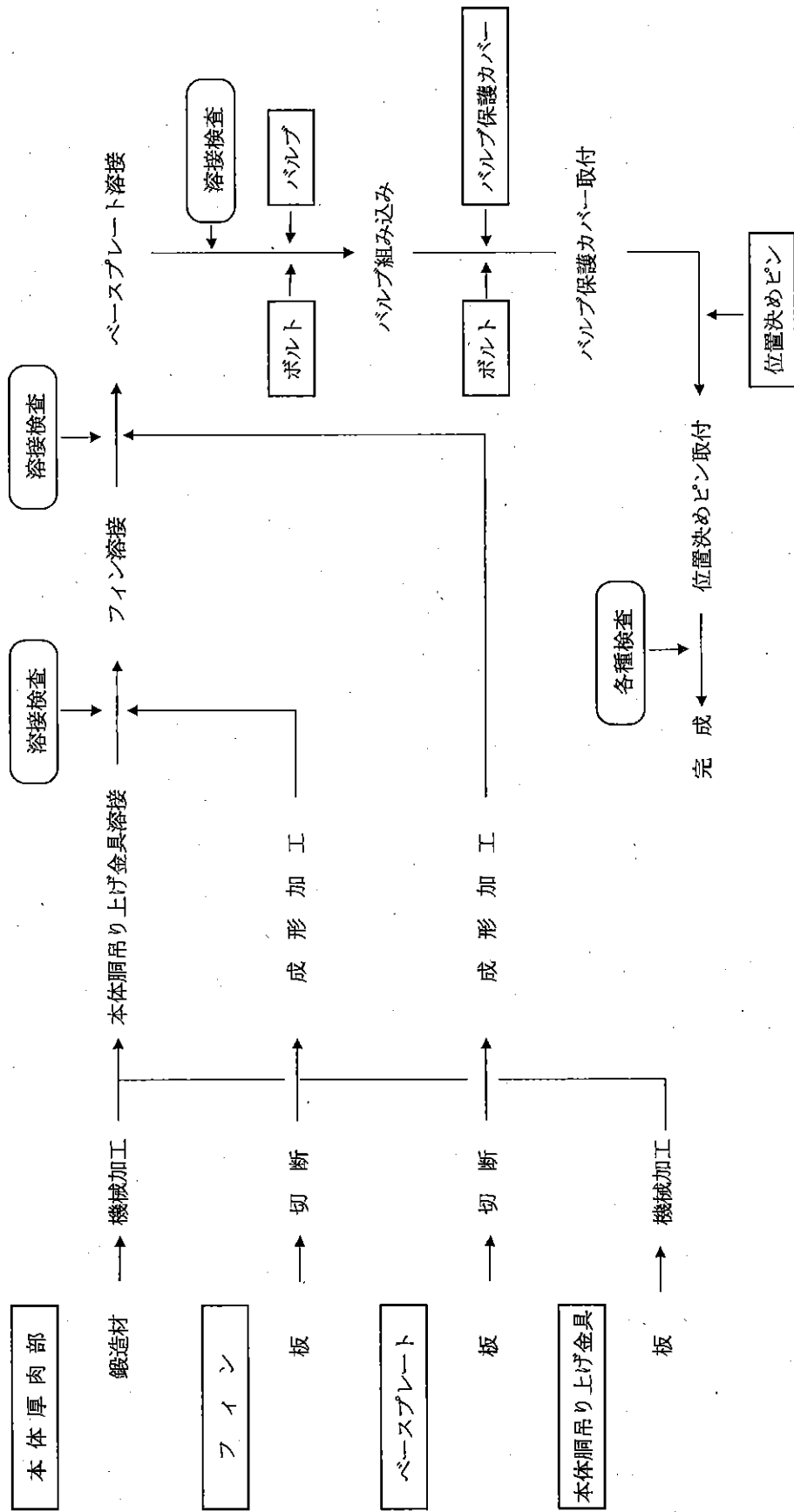


I-第A.1 図 製作工程 (輸送容器全体)

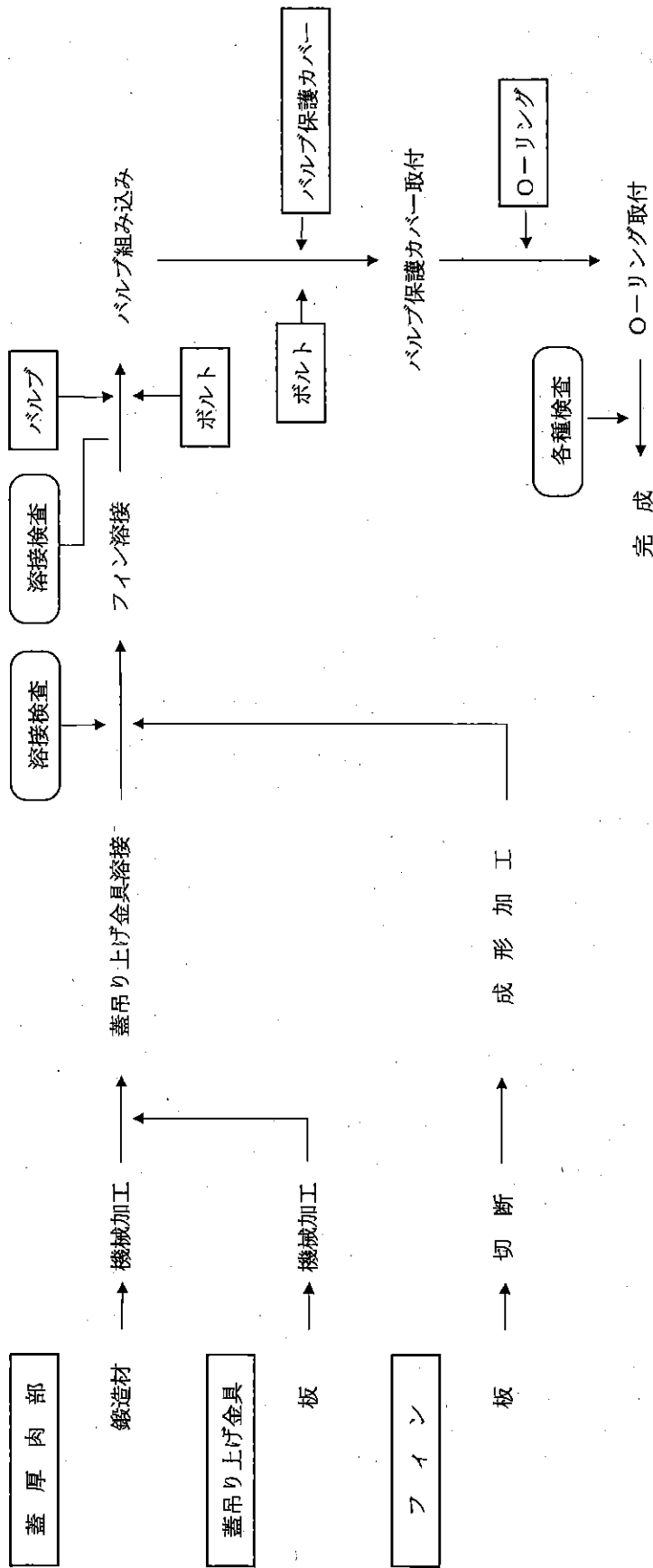


I-第A.2図 輸送容器製作の全体フローシート

容器本体

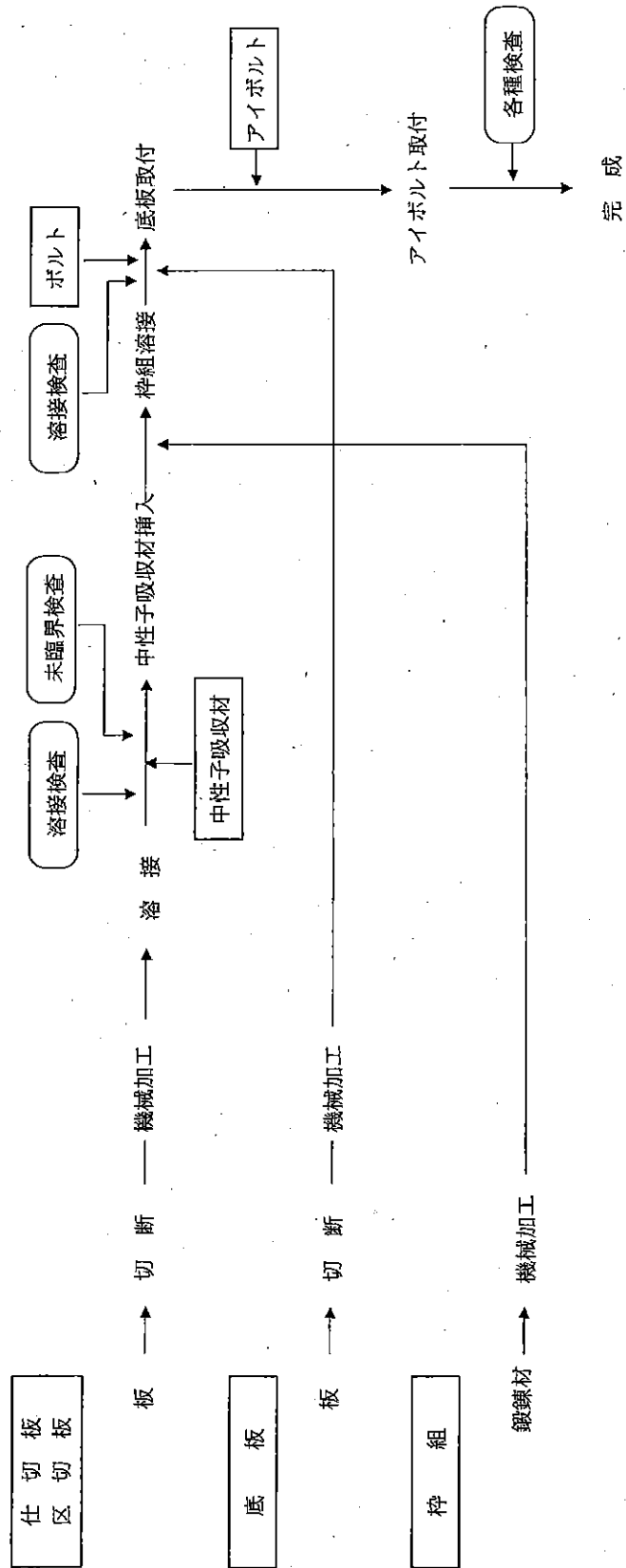


I-第A.3図 製作工程(容器本体)



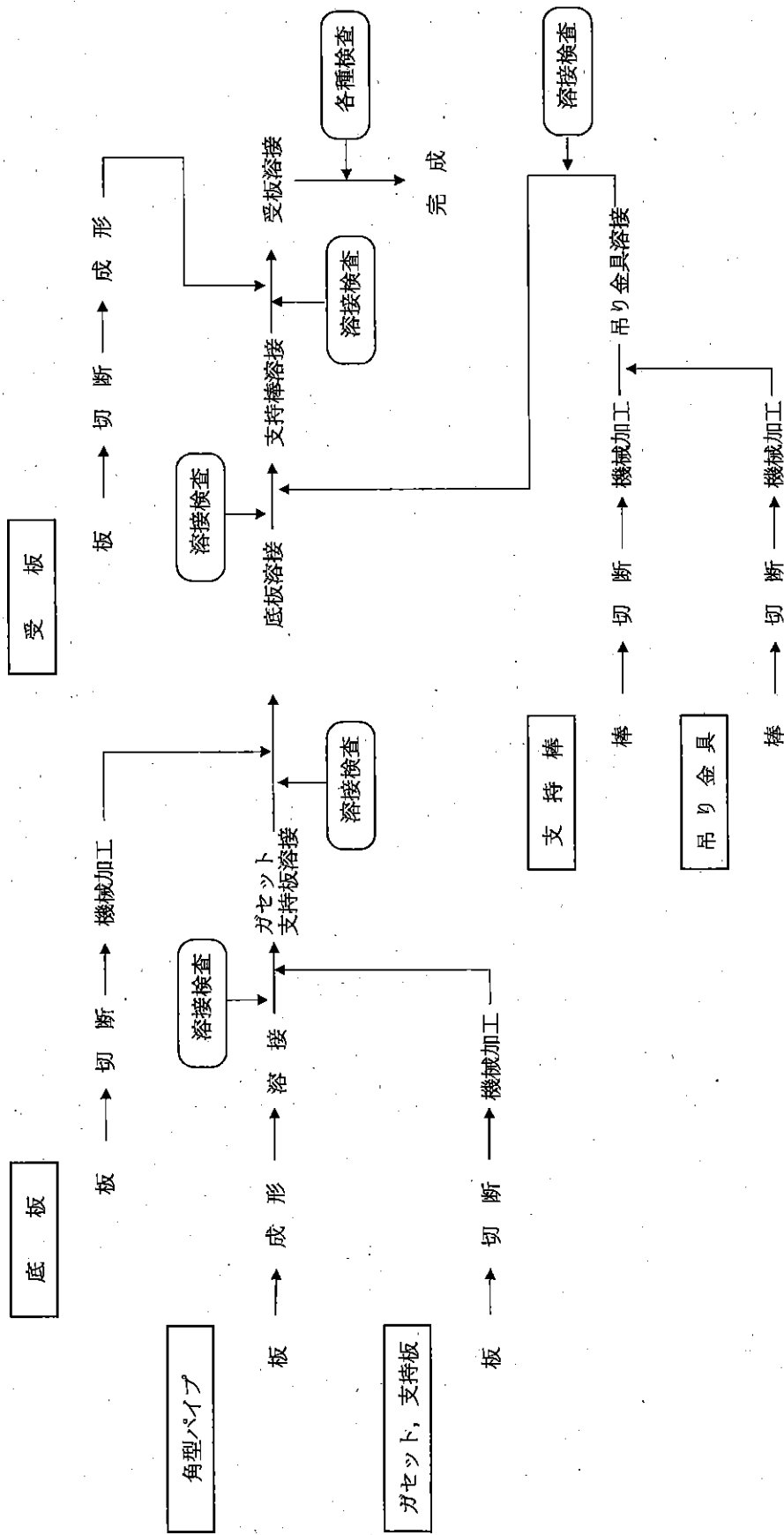
I-第A.4図 製作工程(蓋)

角型用バスケット



I-A.5 図 製作工程 (燃料バスケット その1)

MNU用バスケット



I-第A.6図 製作工程(燃料バスケット その2)

A.2.2 管材類

本輸送容器の製作に使用する管材類は、すべてステンレス鋼であり、適用規格は ASME SA-312 [] (JIS・[] SUS [] 相当) 等である。これらのステンレス鋼材は、固溶化熱処理を施し耐食性を増している。

A.2.3 鍛造品・ボルト・ナット類

本輸送容器の製作に使用する鍛造品、棒鋼は、すべてステンレス鋼であり、適用規格は ASME SA-182 [] (JIS・[] SUS [] 相当) である。これらのステンレス鋼製鍛造品は固溶化熱処理を施し耐食性を増している。

また、本輸送容器の製作に使用するボルト、プラグ類は、すべてステンレス鋼であり、適用規格は ASME SA-564 [] *) (JIS・[] SUS [] 相当) である。

これらの材料は、十分な強度を有し、耐食性に優れ、各種製作法においても特性を失うことなく加工可能である。

A.2.4 溶接用電極・棒・線類

本輸送容器の溶接部に用いる棒、線類の適用規格は以下に示すとおりである。

- 被覆アーク溶接

AWS(アメリカ溶接協会) A5.4 E308-16 (JIS Z3221 D308-16 相当)

- TIG 溶接

AWS A5.9 ER308 (JIS Z3321 Y308 相当)

- 溶接用電極

製作に用いる溶接用電極はタングステン等であり不消耗である。

固縛装置の溶接部に用いる棒、線類の適用規格は、AWS A5.1 E7016 (JIS Z3211 D4316 相当) である。

材料に要求される強度、耐食性及び溶接性については、以下に示し、材料が使用状態を十分満足するものであることを説明する。

*) ASME SA-564 [] (JIS・[] SUS [] 相当)

[] ステンレス鋼であり、最終熱処理温度は []℃～ []℃である。

1. AWS A5.4 E308-16 (JIS Z3221 D308-16 相当) 及び AWS A5.9 ER308 (JIS Z3321 Y308 相当)

• 強 度

降伏強さ : 206 MPa 以上 (21 kgf/mm² 以上)

引張強さ : 519 MPa 以上 (53 kgf/mm² 以上)

• 耐食性

母材と同等の耐食性を有する溶接棒、線類を用いて溶接したステンレス鋼の溶接継手は、母材と同等の耐食性を有する。

• 溶接性

母材とほぼ同成分の溶接棒、線類を使用するので母材との溶接性は良好である。

2. AWS A5.1 E7016 (JIS Z3211 D4316 相当)

• 強 度

降伏強さ : 206 MPa 以上 (21 kg f/mm² 以上)

引張強さ : 402 MPa 以上 (41 kg f/mm² 以上)

• 耐食性

母材と同等の耐食性を有する溶接棒を用いてアーク溶接した軟鋼の溶接継手は、母材と同等の耐食性を有する。

• 溶接性

母材とほぼ同成分の溶接棒を使用するので母材との溶接性は良好である。

A.2.5 特殊材料

本輸送容器に使用している特殊材料としては、臨界制御用の中性子吸収材、密封境界部の密閉用の [] がある。

1. 中性子吸収材

• 規 格

アルミニウム合金 : ASTM [] 又は JIS [] と同等品

[] : ASTM [] もしくは同等品

• 強 度

降伏強さ : [] MPa 以上 ([] kgf/mm² 以上)

2. []

• 規 格

: JIS []

• 標準使用温度範囲 (常用) : - [] °C ~ + [] °C

A.2.6 ミルシート

本輸送容器に使用している主要な鋼材に対してはミルシートをそえる。ミルシートには、適用仕様、コード又は規格（JIS、ASME、その他）により要求される化学成分、機械的性質及び他の物性値が示される。

A.2.7 材料の欠陥部の修理

鍛造材及び板材欠陥の溶接補修は、原則として JIS 又は、ASME Code Section III、Subsection NE、Article 2500 の要求事項に従う。

A.2.8 材料の切断

放熱兼緩衝用フィン、吊上金具、燃料バスケットの仕切板、区切板等に使用するステンレス鋼板材の切断には、プラズマアーク切断法^{*)}等の適切な方法によって行う。

また、棒状の金属を加工して製作するプラグ、ボルト等の素材についても切断は、プラズマアーク切断法等によって行う。

なお、材料切断の詳細は JIS 又は ASME Code Article NE 4000 の要求に従う。

A.2.9 材料の成型

容器本体、蓋及び燃料バスケット枠組は、ステンレス鋼塊を鍛造加工により、それぞれの形を造った後、旋盤、グラインダー等を使用して機械加工する。

*) プラズマアーク切断法

機械的、電氣的に収束されたプラズマ柱を持つアークで高密度の熱を発生させ、それを利用して切断する方法。

A.3 溶 接

A.3.1 溶接方法及び材料

本輸送容器の溶接部材は、すべてステンレス鋼である。これらの溶接法及び溶接材料について以下に記述する。

1) ステンレス鋼 — ステンレス鋼

1).1 溶接箇所 (主な溶接法)

イ) 容器本体・蓋

- 被覆アーク溶接 *1)

フィン — 容器本体、フィン — 蓋、底部フィン — ベースプレート、
蓋吊上金具 — 蓋、本体胴吊上金具 — 容器本体

ロ) 燃料バスケット

- 被覆アーク溶接

枠組 — 枠組

- TIG 溶接 *2)

仕切板 — 区切板、支持板 — 受板、角パイプ — 角パイプ

- 電子ビーム溶接 *3)

角パイプ — 角パイプ

ハ) その他

* 1) 被覆アーク溶接

被覆材を施してある溶接棒と母材との間に発生させたアークの熱で行う溶接法である。

* 2) TIG 溶接

アルゴン、ヘリウム等の不活性ガスもしくは、これらに少量の活性ガスを加えたガス雰囲気の中で、タングステンその他消耗しにくい金属を電極として、母材との間に発生させたアークの熱で行う溶接法である。

* 3) 電子ビーム溶接

真空中で発生させた高速の電子ビームをあて、その衝撃発熱を利用して行う溶接法であり、溶接材料を必要としない。

1).2 溶接材料

被覆アーク溶接及び TIG 溶接の溶接材料は、母材と同等な機械的強度及び耐食性を有する溶接棒・線類を使用する。

A.3.2 溶接機の管理及び作業員資格

1) 溶接機の管理

溶接機は保守計画に従って、輸送容器の製作者により定期的に保守・点検が行われる。その点検は、機械を作動させながら所定の電流、電圧、溶接棒、線類の送り速度が確保されていることを確認する。

2) 作業員資格

本輸送容器の製作に携わる溶接工は ASME Code Section IX に規定する溶接能力を有し、さらに JIS Z 3801 にもとづく技量資格試験に合格した者である。

A.3.3 溶接の主要事項に関する説明

1) 最高許容温度

ステンレス鋼の予熱は ASME Code Section III、NE4000 (又は JIS Z 3600) によると結晶粒子の性質上不要とされる。したがって、本輸送容器等の溶接時に予熱は行わない。また、溶接時の最高許容温度は層間温度 200°C 以下に管理する。

2) 開先等の主要寸法、形状

本輸送容器の主な溶接部の開先寸法、形状を I-第A.7 図～I-第A.10 図 に示す。

3) 溶接表面の洗浄

溶接部における融合不足、溶接後の亀裂を防止するため、溶接部表面の酸化物、油等の異物の除去作業を溶接前に行う。この方法には、機械的方法と化学的方法があり、状況に応じて使いわけられる。

4) 溶接部の仕上げ

溶接後の溶接部分のもり上がり及び溶接状態は JIS 又は ASME 規格で定められた許容範囲内である。溶接部の余盛り、仕上げ等は必要に応じグラインダー加工等により滑らかに仕上げる。

A.3.4 溶接欠陥の修理

後述の I-B.3 溶接検査で不合格となった溶接欠陥の修理は、以下に示すいずれかの方法によって行う。

- (1) 溶接継手を除去した後、全部作りなおす。
 - (2) 欠陥部をグラインダー等で除去した後、部分的に作りなおす。
- また、補修溶接の検査は本溶接と同様の検査を行う。

A.3.5 溶接後の熱処理

ステンレス鋼の溶接においては、結晶粒子の性質上、溶接後の熱処理は不要であるので、該当しない。したがって、溶接後の熱処理は行わない。

A.3.6 特殊溶接

本輸送容器の製作において特殊溶接は行わない。

A.3.7 溶接の品質保証計画・その他

溶接作業、検査等の品質保証は、JIS 又は ASME Code Section III に従って実施する。

品質保証計画全般の運用詳細は I-D.2 で後述する。ここでは、本輸送容器の溶接において品質保証すべき点を以下に示す。

1) 溶接前の注意

- イ) 溶接材料の確認、貯蔵及び取扱いが適切であること。
- ロ) 開先等の主要寸法、形状 (I-A.3.3.2) が適切であること。
- ハ) 溶接表面の洗浄 (I-A.3.3.3) が適切に行われていること。

2) 溶接機の管理及び作業員資格 (I-A.3.2) が適切であること。

3) 溶接作業・仕上作業

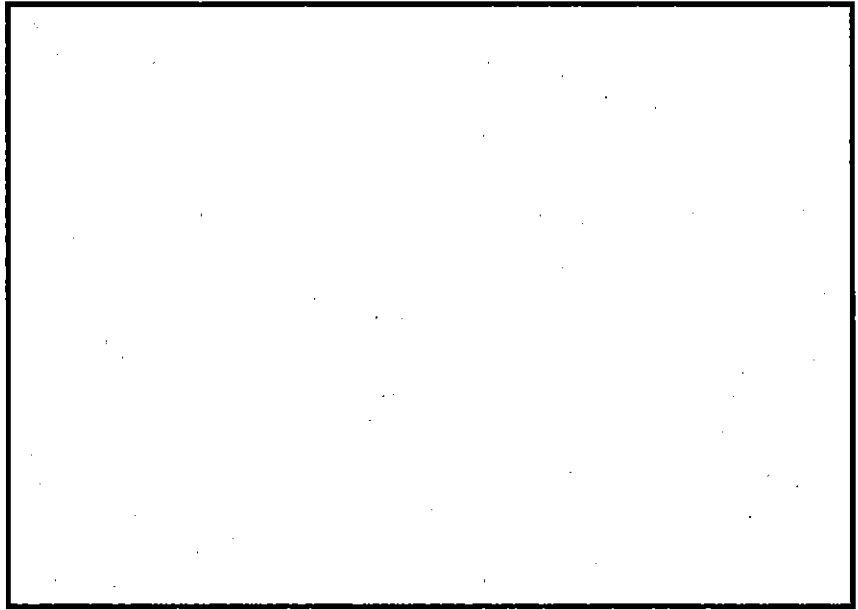
- イ) 溶接後の溶接位置の許容範囲 (I-A.3.3.4) 内であること。
- ロ) 溶接部の仕上げ (I-A.3.3.4) が適切に行われていること。

4) 溶接検査

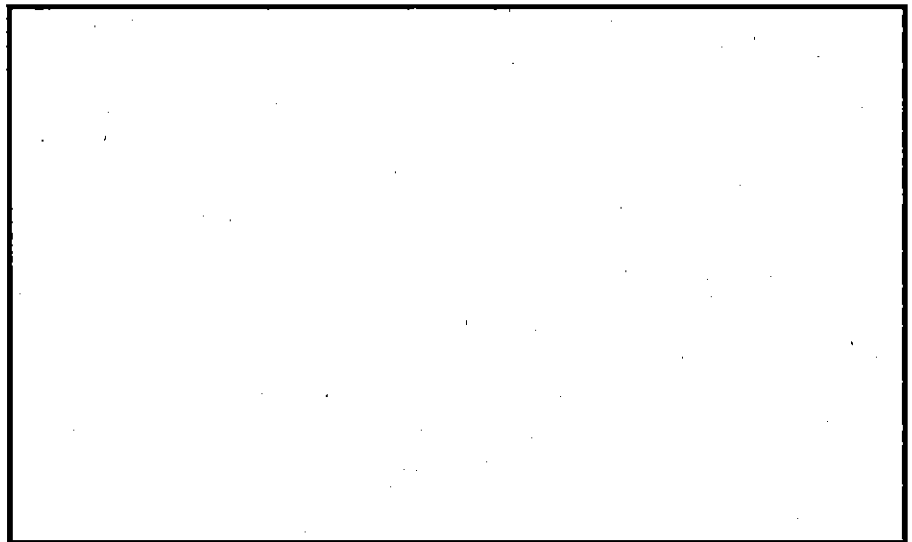
溶接検査 (I-B.3) が適切に行われていること。

5) 溶接欠陥の修理

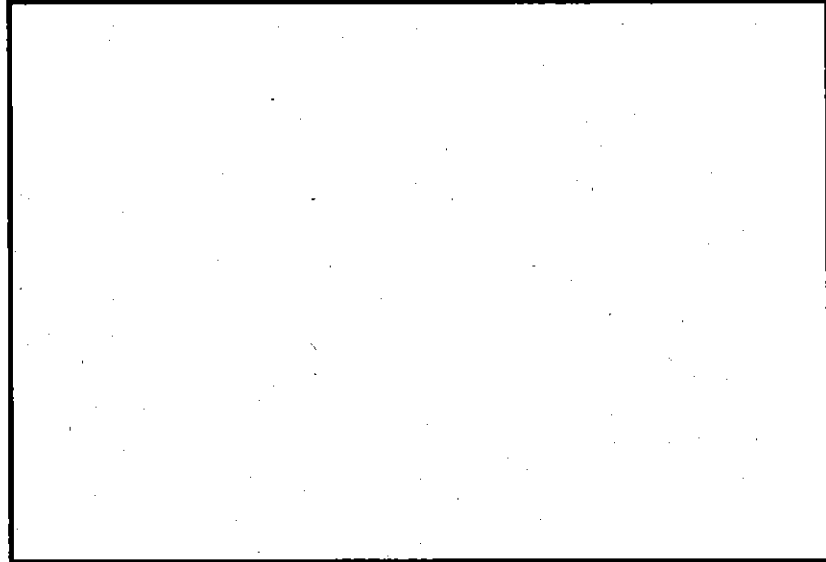
溶接欠陥の修理 (I-A.3.4) が適切に行われていること。



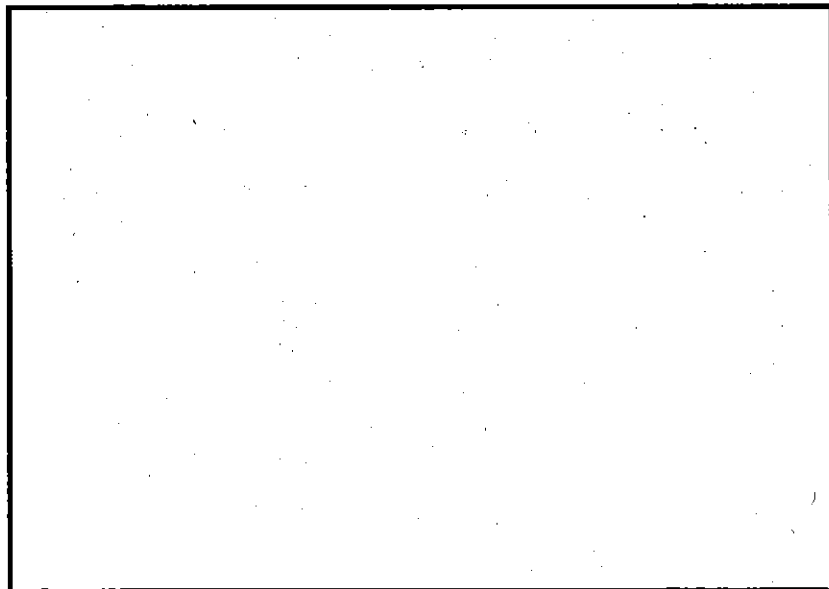
I - 第A.7図 フィン-容器本体（あるいは蓋）溶接部開先寸法・形状の一例



I - 第A.8図 蓋吊上金具-蓋溶接部開先寸法・形状



I - 第A.9 図 本体胴吊上金具-容器本体溶接部開先寸法・形状



I - 第A.10 図 燃料バスケット枠組-枠組溶接部開先寸法・形状

A.4 遮蔽体の製作法

本輸送容器の遮蔽体は、主に、ステンレス鋼製の蓋、容器本体及び燃料バスケット枠組によって構成される。

したがって、鉛等の特別な遮蔽材は使用していないので該当しない。

A.4.1 鉛遮蔽材の鑄込み

該当しない。

A.4.2 ウラン遮蔽材の製作法

該当しない。

A.4.3 その他の遮蔽材料の製作法

該当しない。

A.5 弁等の付属機器の製作法

イ) ベントバルブ、ドレンバルブ

バルブに使用しているベローズ、ステム、ボルト等はすべてステンレス鋼である。

製作は板及び棒鋼を相応の寸法に切断、成形、溶接及び機械加工によって行う。

また、使用しているオーリング及びガスケットは、すべて 製であり、一体型成形品である。

ロ) 閉止プラグ (気密漏えい試験孔用)

ステンレス鋼製棒鋼を相応の寸法に切断、機械加工する。

ハ) 蓋取付け用位置決めピン

ステンレス鋼製棒鋼を相応の寸法に切断、機械加工する。

ニ) ボルト類

ステンレス鋼製棒鋼を相応の寸法に切断、機械加工する。

A.6 組立等その他の製作法

輸送容器本体、蓋及び燃料バスケットの製作完了後、外観検査を行い、水、塵埃等がたまるおそれのあるような溶接ビードの使用上有害な不ぞろい、機械加工による切削部の返り、その他外観上の傷等がある場合はグラインダー等にて補修する。

なお、各部の組立手順及び方法は I - 第 A.1 図～ I - 第 A.6 図に示す。

B. 試験、検査方法等

本項は各試験、検査項目別に、試験、検査方法、時期及び判定基準について以下に述べる。

B.1 材料検査

主要な材料は、適要規格材であることをその材料のマーキング及びミルシートにより、また、必要に応じ確認試験（機械的試験、化学分析等）により確認する。

B.2 寸法検査

本検査は製作中の中間検査と製作完了時の最終検査で行う。寸法測定は、ノギス等の測長器を使用して行う。主要寸法及び判定基準は I-第B.1 図～I-第B.3 図に示す公差内とする。なお、燃料バスケットの燃料挿入孔の寸法検査は、寸法検査用模擬燃料要素又は寸法検査用治具等を用いて行う。

B.3 溶接検査

本輸送容器の容器本体及び蓋は一体鍛造構造である。したがって安全解析上重要となる密封境界等に溶接部はない。

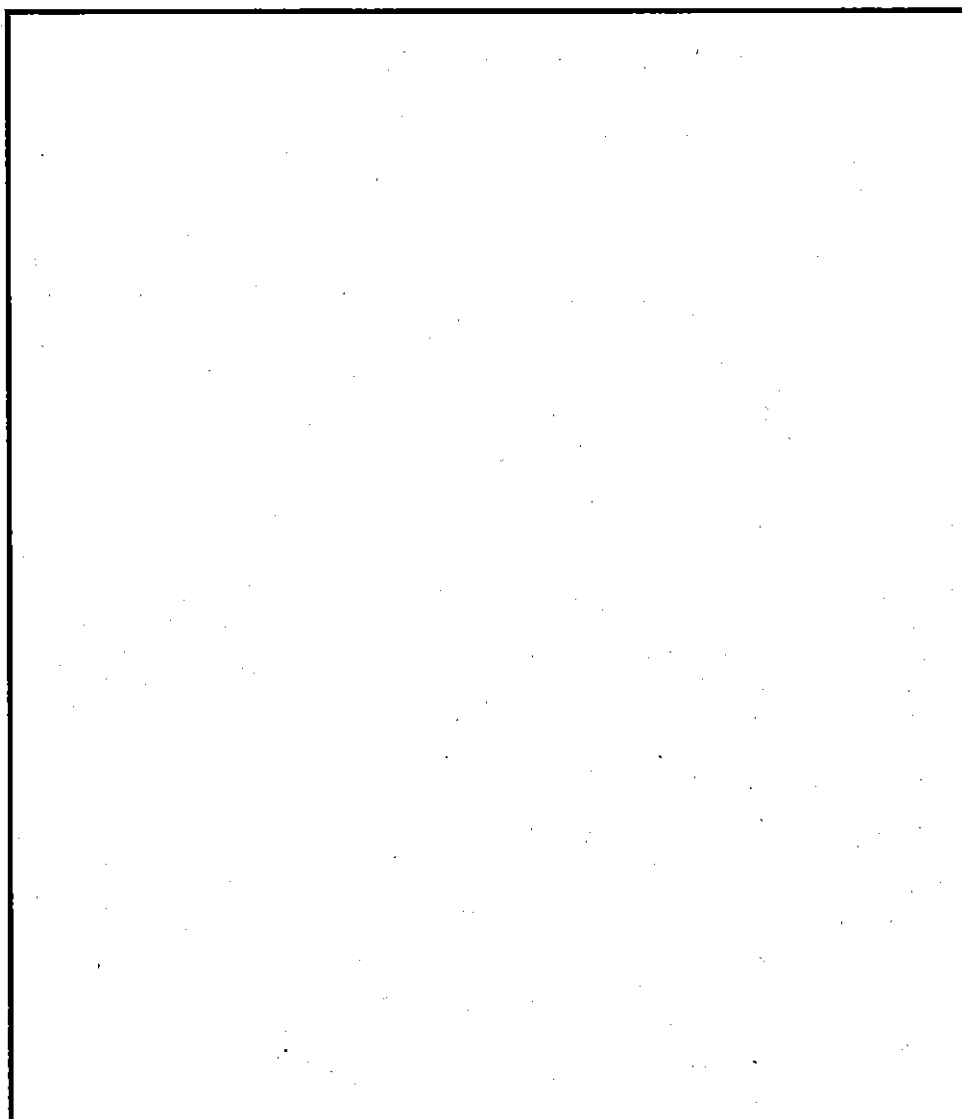
本検査は、放熱兼緩衝用フィン、吊上金具及び燃料バスケットについて溶接位置の開先寸法の確認を行い、溶接後、目視検査及び液体浸透探傷検査等により、溶接部の有害な欠陥の有無を確認する。

B.4 外観検査

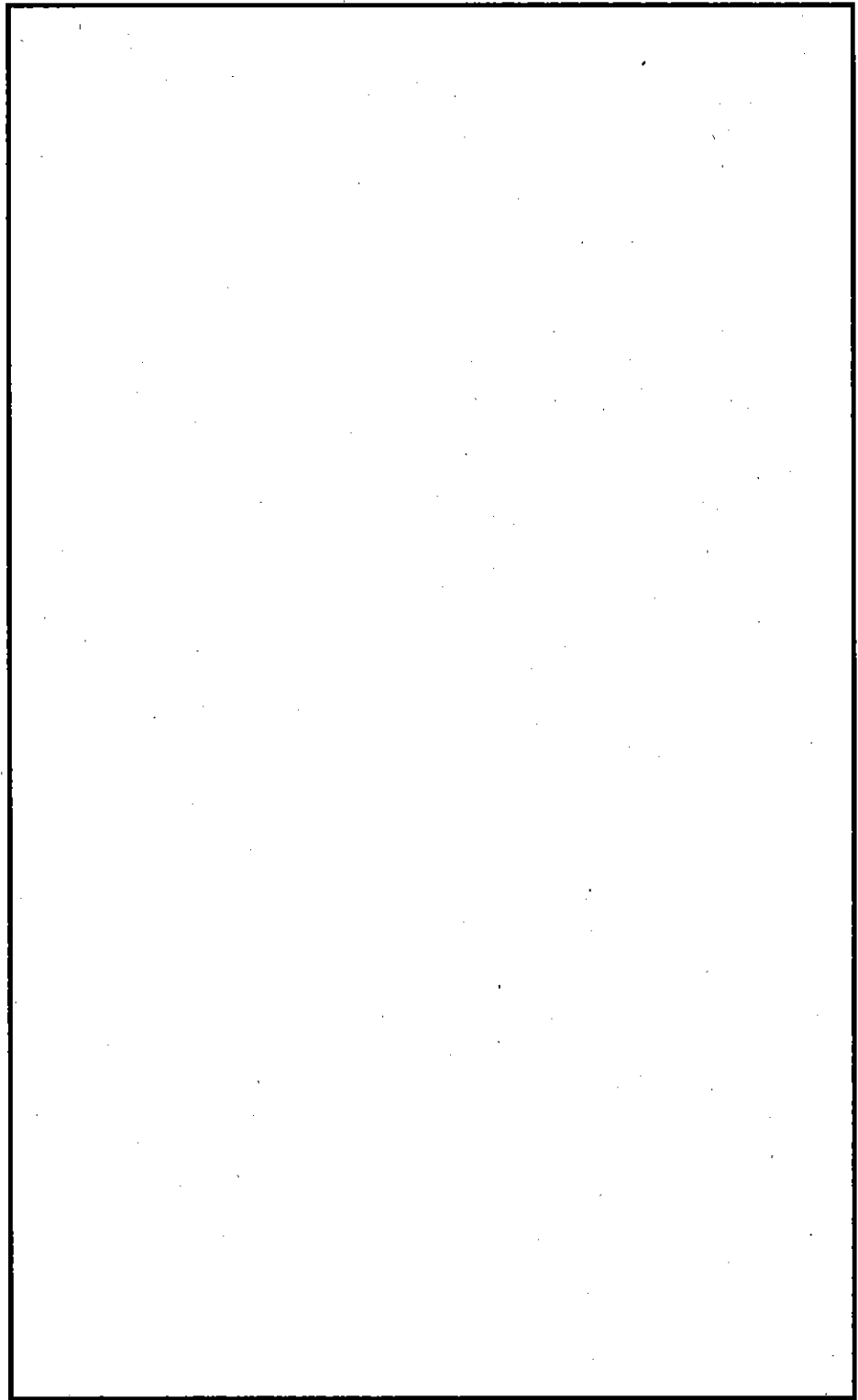
容器本体・蓋内外面、燃料バスケット及びパッキング面等の有害な傷、割れ等有害な欠陥の有無及び仕上げ状態について、目視により検査し、本申請書の要求を満たしていることを確認する。

B.5 耐圧検査

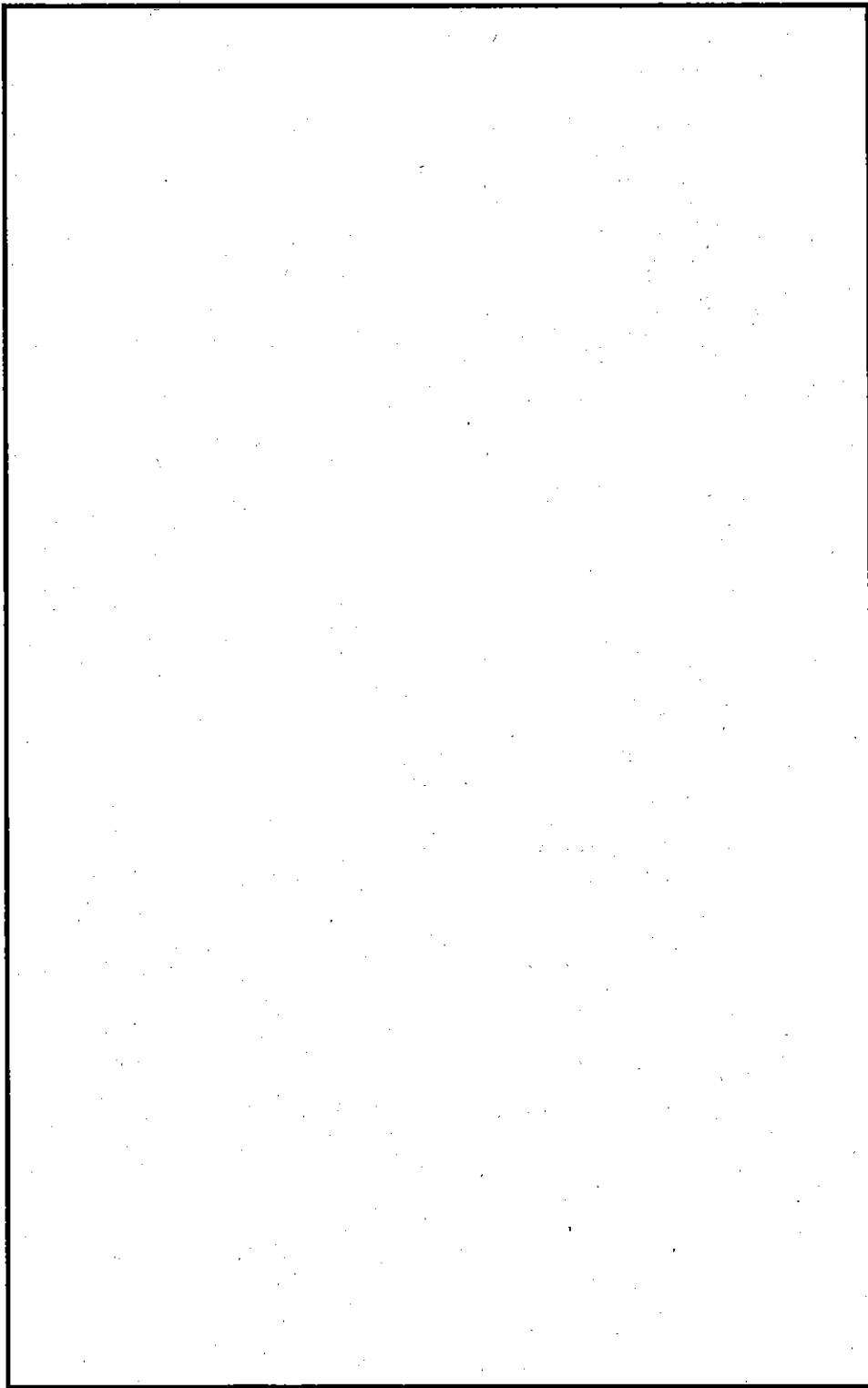
本検査は、製作完了後に組立て（但し、燃料バスケットは除く）輸送容器について行う。検査は容器内部に水圧 0.98 MPaG 以上を加え、30 分間以上放置した後、目視により密封境界（容器本体と蓋の接合部、バルブ等の貫通部）からの水漏れ、及び形状等に異常がないことを確認する。



I - 第B.1 図 輸送容器の主要寸法公差



I-第B.2図 角型用バスケット主要寸法公差



I-第B.3図 MNU用バスケット主要寸法公差

B.6 気密漏えい検査

本輸送容器の気密漏えい検査は製作完了後に行う。検査方法は、シール部（容器本体と蓋の接合部、ベントバルブ及びドレンバルブ）を窒素ガスで 0.42MPa・G 以上に加圧する。そして、シール部の圧力降下量を測定し、その降下量が 1 時間あたり 0.00608 MPa 以下ならば合格とする。

B.7 遮蔽性能検査

^{60}Co 等の γ 線源を輸送容器内部に挿入し、透過線量率を測定することにより、遮蔽材の有害な欠陥部分が存在しないことを確認する。また、本申請書に記載された遮蔽性能を満足していることを確認する。

B.8 遮蔽寸法検査

遮蔽体（容器本体及び蓋）について、B. 2 に示した寸法検査と同様の検査を行い、公差内にあることを確認する。

B.9 伝熱検査

伝熱検査は、輸送容器の伝熱特性を確認する。すなわち、日陰における温度評価（(p) - B. 4 参照）に対する熱解析において定義されている放熱特性を確認する。

1) 検査装置

検査は、輸送容器内の燃料バスケットの燃料要素挿入孔の中に電気ヒーターを設置し加熱して行う。発熱量は (p) - B 「熱解析」 で述べた 2.25kW 以上に模擬する。

温度測定は、熱電対及びサーミスター温度計等を使用し燃料バスケット、輸送容器内壁面、フィン先端、胴外表面及び周囲大気中に設置し、容器各部の最高温度及び主要部の温度を得る方法によって行う。

2) 検査方法

熱入力及び温度は、ほぼ平衡に達するまで連続的に記録する。

3) 判定基準

検査結果は、周囲温度 38°C に補正した後熱解析結果と比較される。

輸送容器表面の最高温度が 85°C を超えないことを確認する。

B.10 吊上荷重検査

下記の吊上金具を検査する。

- ・本体胴吊上金具
- ・蓋吊上金具

各吊上金具は、通常使用時の静的荷重の2倍の力をかけて検査する。

また、吊上金具の溶接部は、テストの後に液体浸透探傷検査等を行う。

有害な欠陥、変形等がなければ合格とする。

B.11 重量検査

重量検査は輸送容器の製作完了時に行う。総重量算出は、個々の単品を測定しその総和を求める方法又は、組立総重量を測定する方法によって行う。

総重量が 22.5×10^3 kg 以下であれば合格とする。

B.12 未臨界検査

燃料バスケット等の外観及び寸法検査を行う。また、中性子吸収材の ^{10}B 濃度、含有率は、ミルシートと照合する。不合格となった燃料バスケットは補修し再検査するか又は廃棄する。

B.13 作動確認検査

バルブの開閉がスムーズであり、バルブとしての機能に問題がなければ合格とする。

B.14 取扱い検査

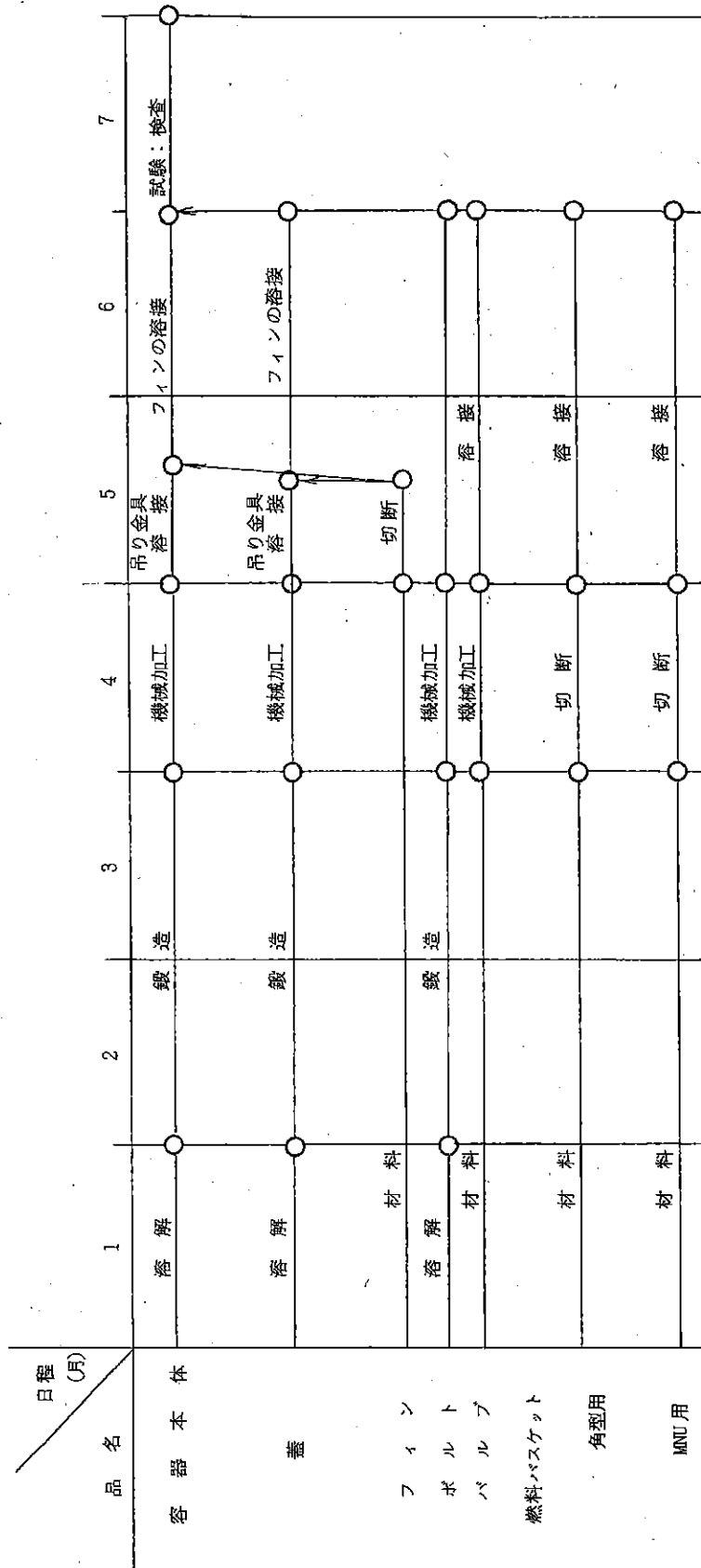
本輸送容器は製作完了後、以下の検査を実施し、取り扱いに支障がなければ合格とする。

1. 燃料バスケット（2種類）の輸送容器への組付状態の確認。
2. 燃料バスケットの各燃料要素挿入孔に、外形寸法を模擬したダミー燃料を挿入することにより、燃料要素が容易に装荷取出しできること及び収納状態の確認。
3. Oリング溝へのOリング組込み。
4. 輸送容器への蓋の取付け、取りはずしの作業性及び組付状態の確認。
5. 輸送容器と吊上用具及び輸送容器と固縛装置との着脱操作性、及び組付状態の確認。
6. バルブ本体のバルブ収納部への着脱操作性、及び組付状態の確認。

7. 気密漏えい試験孔用閉止プラグ及びバルブ保護カバーの着脱操作性、及び組付状態の確認。
8. 蓋締付けボルト及びバルブの各取付けボルトの締付け、及び取り外しの確認。
9. プラグ操作工具の操作性の確認。

C. 輸送容器の製作スケジュール

容器の製作工程を部材単位等の製作内容により各工程に分解の上、各工程を時間軸に従い作図し、代表的な例を I-第C.1図 に示す。

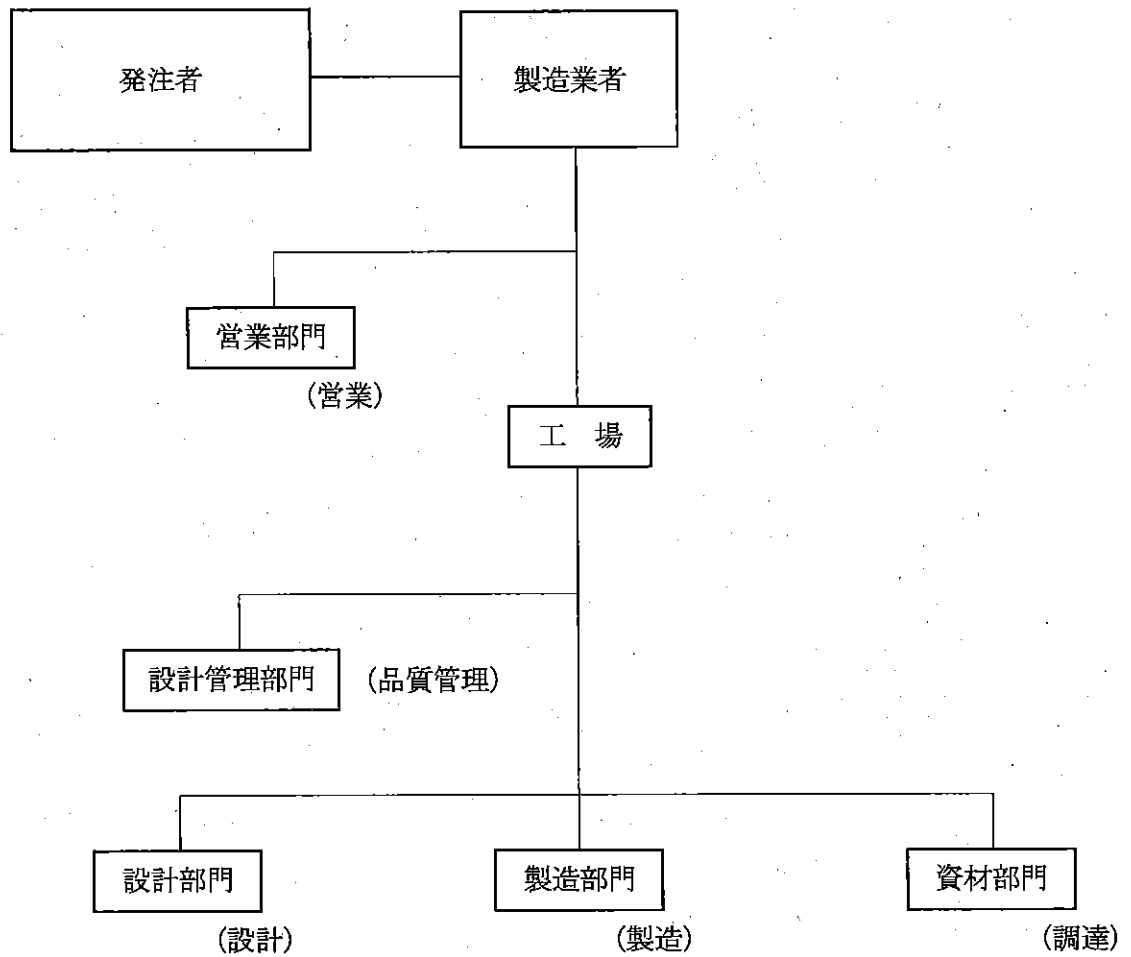


I-C-1 図 容器の製作スケジュール

D. 品質管理

D.1 組織

本輸送容器に関する品質管理はI-第D.1図に示す組織によって行う。



I-第D.1図 品質管理組織

D.2 品質保証計画

品質保証計画の実施要領を以下に示す。

1) 機器の機能障害又は故障

本輸送容器の機能上、最も重要な機器としては、密封境界における []
[]がある。

[]で、かつ保護カバーにより外的要因から保護する設計となっているので、機能障害又は故障については問題はない。

2) 設計と製作の関連

設計で要求する事項を図面・仕様書・要領書等の文書に記述し、この文書による指示により全ての製作行為が行われる。製作途上において各種の検査を行い、設計で要求する事項が全て満足されていることを確認するので、設計と製作には一貫性が保たれる。

3) プロセスと装置に対する管理と監視

製作工程における主たる項目は、材料の取扱い、製作及び試験である。

材料の取扱いは、材料の入手、保管、マーキング等を含めて材料の誤適用、腐食、損傷等の防止に適切な処理をとる。

輸送容器の製作は、構造、寸法、精度に合せ材料の機械的性質、物理的性質及び化学的性質を考慮して計画した加工手順を、その加工手順に適合した加工装置を用いて厳密な管理と監視のもとに製作する。

試験、検査は、作業の要点、内容及び判定基準を考慮した方法で実施する。

4) 検査と試験によって実証される機能的適用度合

本輸送容器の製作中に実施される検査及び試験の方法は、工業的検査、試験手法として広く認められているもので、要求する容器の機能はこれらの検査・試験で確認できる。

各種の検査と試験に合格することにより本輸送容器が (ロ) 章核燃料輸送物の安全設計の項と (ハ) 章核燃料輸送物取扱方法の項に示した機能を有することが実証される。

5) 基準の程度、品質履歴及び標準化の程度

輸送容器の製作における品質保証及び品質管理計画を実施すべく一部 ASME を導入した基準を作成し、標準化した方法によって製作する。

6) その他品質を保証するために必要な事項

特になし。

D.3 設計管理

品質管理部門は安全解析書に記述された品質に係わる項目が製作仕様書、図面等に記載事項どおり正しく記述されていることを確認し、発注者の承認を得る。

D.4 指示及びその方法

製作・使用及び保守において品質に影響を与える全ての作業（材料の購入、製作、試験・検査等）については、文書（図面、要領書及び指示書）等に従って実施するよう規定している。

これに基づいて遵守される主な事項を以下に示す。

製作：全ての製作行為は設計部門により作成された要領書及び指示書によって指示される。また、溶接等の特殊工程では、施工に先だって、あらかじめ確認試験を行い、確認された手順に基づいた要領書を設計部門において作成し、これに基づき指示する。

使用及び保守

：部品の受入れから出荷までの期間中に品質の低下を防止するため設計部門が作成した要領書に従ってすべての部品が取扱われる。

D.5 文書管理

品質に関する指示、要領及び図面等の文書は、以下に示す如く管理する。

輸送容器の品質に影響をおよぼす、発注仕様書、図面及び試験・検査報告書等の文書は、製作者の品質管理制度に基づき管理する。これらの文書は完成時に製作者より発注者に提出し、承認を受けるとともに製作者において保管する。

D.6 材料、機器及び役務調達

輸送容器に用いる材料及び機器の購入は、材料の種類、機能等の仕様を明らかにした購入仕様書を作成し、これに基づいて行う。納入時には、受入検査により購入仕様書との合致性を確認する。また、受入れ検査記録は品質記録として管理する。

D.7 材料、部品及び機器の確認に関する管理

主要材料、部品及び構成機器は材料証明書及び機器検査証明書と照合し、刻印又はペンキ等によってマーキングをして管理する。

D.8 特殊工程の管理

溶接、非破壊試験等の特殊工程は、適切な規格に基づいて作成した要領書に従って I-A.3.2 に記述した有資格者また、I-D.9 に記述する検査員が実施するよう管理する。

D.9 検査管理

品質に関するデータシート、検査方法等について以下に示す。

(1) データシート

データシートの管理は、製作者の品質記録保管規定に従って品質管理部門によって行う。

(2) 検査方法

検査方法については、検査の目的、検査方法、使用する機器、材料の指定、判定基準及び記録方法を定めた要領書に基づいて行う。

(3) 検査員の資格

製作者における検査員は、製造部門から独立した品質管理部門に所属している。なお、非破壊検査は ASNT # SNT-TC-1A に準拠した規準に基づく検査員また、寸法、重量等の検査は計量法に基づいて較正された機器等を用いて十分な経験を持つ検査員が行う。

(4) 機器の較正

品質に影響を与える検査に使用する測定機器及び試験機器等は計量法及びその他の規準に基づいて、必要な精度が維持されていることを確認するため、一定期間又は、必要時に品質管理部門によって較正する。

(5) 検査要領書

本検査要領書は、設計部門によって作成し、輸送容器の各種検査に関する検査方法、手順等が記載してある。

(6) 修理、改良及び取換

検査により欠陥等の不具合が発見された場合は修理、又は取替えを行った後再

検査を実施する。

D.10 測定機器、試験機器の管理

製作及び検査で使用する測定機器・試験機器等は、品質管理部門において管理台帳に登録するとともに取扱い保管方法及び校正基準などを定め管理する。

D.11 取扱い、保管

本輸送容器の機器、使用部材等は取扱い保管による不具合を防止するために適切に一括管理する。

D.12 検査及び製造の進捗状況の管理

本輸送容器の検査及び製造の進捗状況は、製作計画書とこれに基づいて作成した日程計画表によって管理する。また、各工程における作業の進捗状況は、いつでも確認できるとともに工程に誤りが生じないように管理する。

D.13 是正管理

品質に影響を与える検査及び製造に不具合が生じた場合は、ただちに、不具合の項目、内容と処置方法を記述した不具合報告書を作成し発注者の承認を受ける。

D.14 品質管理記録

製作に関する仕様書、図面、要領書、材料証明書及び検査記録等の品質管理記録は製作者の品質管理制度に基づき品質管理部門において管理する。これらの記録は発注者に提出し承認を受けるとともに製作者において保管する。

D.15 品質管理監査

品質管理における監視は、品質管理が正しく実施されているかどうかを確認するために行う。監査は製作者の品質管理制度に従ったチェックシートに基づき必要に応じて行う。これらのチェックシートは発注者に提出し承認を受けるとともに製作者において保管する。

II 輸送容器の改造

輸送容器を新規に製作した後、輸送容器の設計変更により、輸送容器の一部を新たに製作又は構造の一部を変更する場合（以下「改造」という。）について、以下に記述する。

A. 輸送容器の改造法

A.1 概要

本輸送容器の改造は、以下に記述する手法に基づいている。改造に関する諸工程、すなわち材料調達、切断、溶接、熱処理、補修、検査及び試験は、JIS 又は ASME Code Section III Subsection NE によって行う。

本輸送容器の改造全体のフローシートを II-第A.1図、改造工程を II-第A.2図 に示す。

以下に主要部品の改造工程及び手順を説明する。

蓋については、頭部フィンの周方向端面に機械加工により新たに製作する追加フィンを溶接により取付け、頭部フィンのうち長尺フィンの上部端面、蓋吊上金具の上部端面、蓋内面コーナー部及び頭部フィン（短尺フィン）2枚を機械加工により切削する。また、フランジ面の段差を機械加工等（Oリング溝部の切削・肉盛溶接、Oリング溝部の再加工を含む。）により切削し平坦にする。

スペーサはアルミニウム合金製の角管状構造物を押出しにより新たに製作する。

これらは改造を実施しない輸送容器本体に組み立てられる。

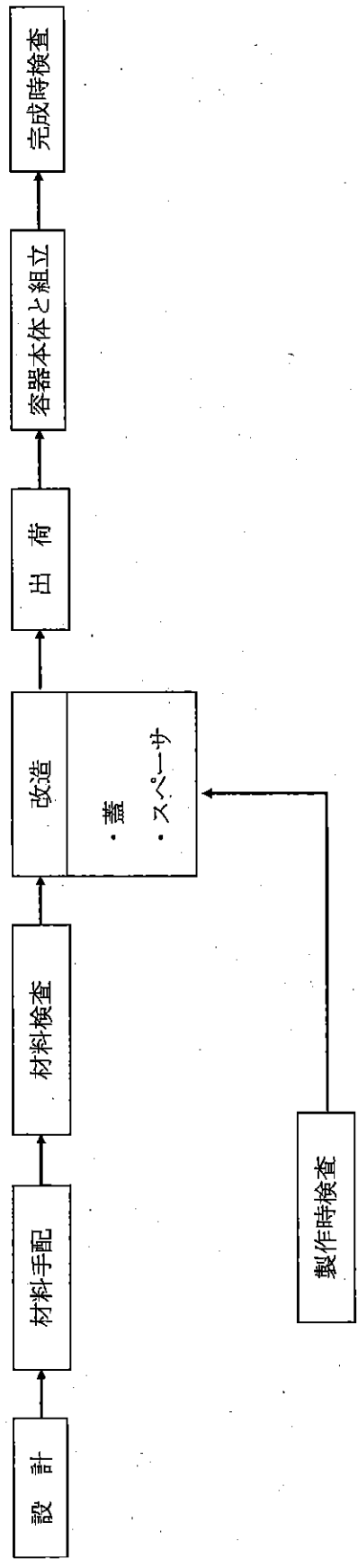
A.2 材料の説明

鋼材は、JIS 又は ASME Code Section III Subsection NE Article 2000 及び Section II の適用仕様に従い、製作、マーキング、検査及び試験が行われる。

A.2.1 板材料

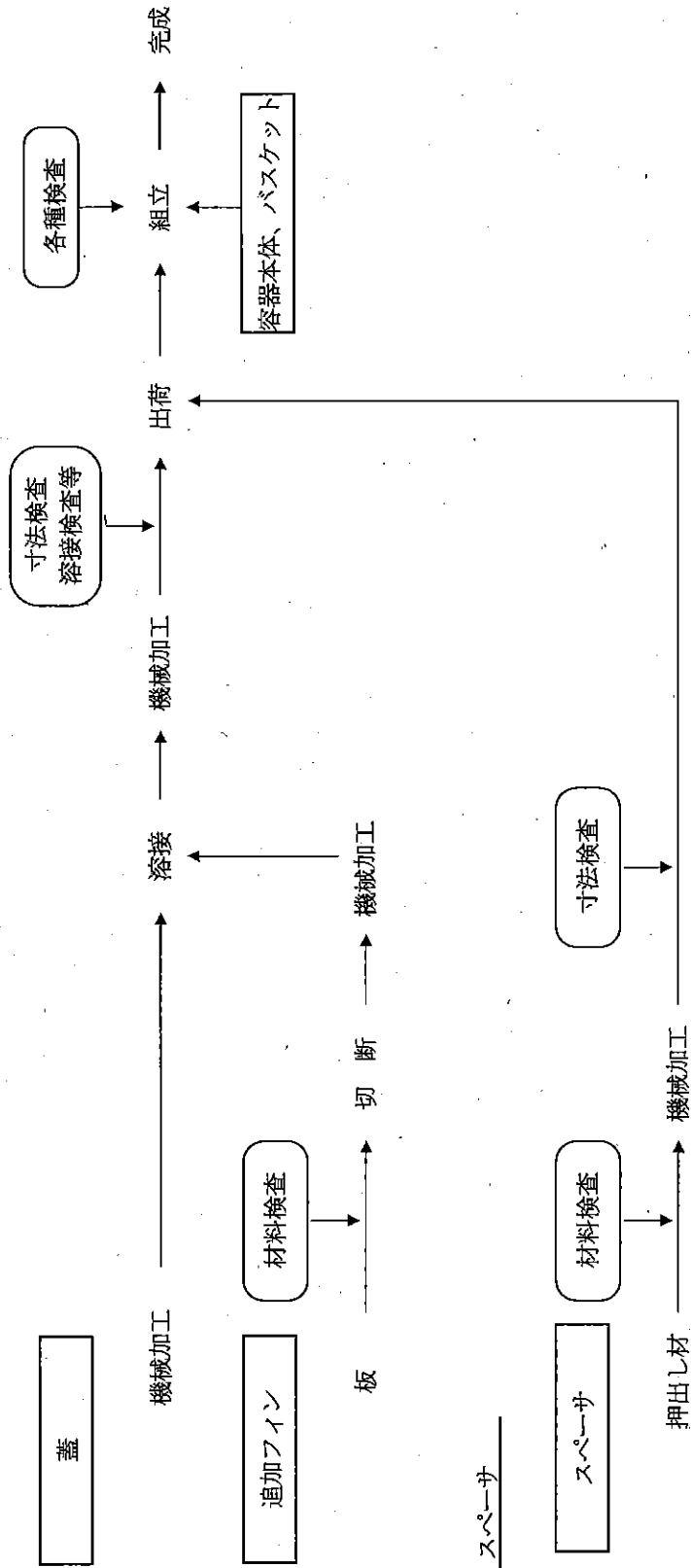
追加フィンはステンレス鋼であり、適用規格は ASME SA-240 (JIS SUS 相当) であり、固溶化熱処理を施し耐食性を増している。

これらの材料は必要な強度を有し、耐食性に優れ、改造工程においても特性を失うことなく加工可能である。



II-第A.1 図 輸送容器改造の全体フローシート

蓋



II-第A.2図 改造工程

A.2.2 管材類

スペーサの製作に使用する管材類は、JIS である。

A.2.3 鍛造品・ボルト・ナット類

改造に使用する鍛造品・ボルト・ナット類はない。

A.2.4 溶接用電極・棒・線類

溶接部に用いる棒、線類は、以下の規格又は相当品を使用する。

- 被覆アーク溶接

AWS A5.4 E308-16 (JIS Z3221 D308-16 相当)

- TIG 溶接

AWS A5.9 ER308 (JIS Z3321 Y308 相当)

- フラックスコアードアーク溶接

AWS A5.22 E308T-1 (JIS Z3323 YF308 相当)

- 溶接用電極

TIG 溶接に用いる溶接用電極はタングステン等であり不消耗である。

被覆アーク溶接及びフラックスコアードアーク溶接は溶接に用いる棒及び線材自体が溶接用電極となる。

溶接は母材とほぼ同成分の溶接材料を使用するので、母材との溶接性は良好であり、またこれらの溶接材料を用いることにより、いずれの溶接部も母材と同等の耐食性及び強度が確保される。

A.2.5 特殊材料

改造に使用する特殊材料はない。

A.2.6 ミルシート

改造に使用する材料に対してはミルシートを添える。ミルシートには、適用仕様、コード又は規格 (JIS、ASME、その他) により要求される化学成分、機械的性質及び他の物性値が示される。

A.2.7 材料の欠陥部の修理

板材欠陥の溶接補修は、原則として JIS 又は ASME Code Section III Subsection NE Article 2500 の要求事項に従う。

A.2.8 材料の切断

ステンレス鋼板材の切断には、プラズマアーク切断法等の適切な方法によって行う。

A.2.9 材料の成型

改造には材料の成型はない。

A.3 溶 接

A.3.1 溶接方法及び材料

改造部の溶接部材は、全てステンレス鋼である。これらの溶接は、ASME Code Section IX 又は同等の規格にしたがって実施した溶接施工法確認試験に合格した施工法により行う。

溶接は、被覆アーク溶接、TIG 溶接及びフラックスコアードアーク溶接のいずれか又はその組み合わせにより行う。

以下、溶接方法及び溶接材料について述べる。

1) 溶接方法

・被覆アーク溶接

同溶接は、手動溶接であり、溶接棒を使用する。同溶接は被覆材を施した溶接棒と被溶接部（母材）の間に発生させたアークの熱を利用する方法である。

・TIG 溶接

同溶接は、タングステン金属電極と溶接物の間に発生させたアークで溶接線を溶かして溶接する方法であり、電極の周囲からアルゴンガスを流してシールドを行う。

・フラックスコアードアーク溶接

同溶接は、連続的に供給されるフラックス入りワイヤを電極として、溶接物との間にアークを発生させ、発生させたアークでワイヤを溶かして溶接する方法で、電極の周囲から炭酸ガス等を流してシールドを行う。

2) 溶接材料

被覆アーク溶接、TIG 溶接及びフラックスコアードアーク溶接の溶接材料は、いずれもその溶接部が母材と同等な機械的強度及び耐食性となる溶接棒・線類である。

A.3.2 溶接機の管理及び作業員資格

1) 溶接機の管理

溶接機は保守計画にしたがって、輸送容器の製作者により定期的に保守・点検が行われる。その点検は、機械を作動させながら所定の電流、電圧、溶接棒、線類の送り速度が確保されていることを確認する。

2) 作業員資格

本輸送容器の製作に携わる溶接工は ASME Code Section IX に規定する溶接能力を有する者である。

A.3.3 溶接の主要事項に関する説明

1) 最高許容温度

ステンレス鋼の予熱は ASME Code Section III、NE4000 (又は JIS Z 3600) によると結晶粒子の性質上不要とされる。したがって、溶接時に予熱は行わない。また、溶接時の最高許容温度は層間温度 200℃以下に管理する。

2) 開先等の主要寸法、形状

溶接部の開先寸法、形状を II-第A.3図 及び II-第A.4図 に示す。

3) 溶接表面の洗浄

溶接部における融合不足、溶接後の亀裂を防止するため、溶接部表面の酸化物、油等の異物の除去作業を溶接前に行う。この方法には、機械的方法と化学的方法があり、状況に応じて使いわけると。

4) 溶接部の仕上げ

溶接部の余盛り、仕上げ等はグラインダー加工等により滑らかに仕上げる。

A.3.4 溶接欠陥の修理

後述の II-B.3 溶接検査で不合格となった溶接欠陥の修理は、ASME Code Section III Subsection NE Article 4000 にしたがって、欠陥部をグラインダー等で除去した後当該部を補修する方法によって行う。

また、補修溶接の検査は本溶接と同様の検査を行う。

A.3.5 溶接後の熱処理

ステンレス鋼の溶接においては、結晶粒子の性質上、溶接後の熱処理は不要であるので、該当しない。したがって、溶接後の熱処理は行わない。

A.3.6 特殊溶接

特殊溶接は行わない。

A.3.7 溶接の品質保証計画・その他

溶接作業、検査等の品質保証は、JIS 又は ASME Code SectionⅢにしたがって実施する。

品質保証計画全般の運用詳細はⅡ-D.2 で後述する。ここでは、本輸送容器の溶接において品質保証すべき点を以下に示す。

1) 溶接前の注意

- イ) 溶接材料の確認、貯蔵及び取扱いが適切であること。
- ロ) 開先等の主要寸法、形状 (Ⅱ-A.3.3.2) が適切であること。
- ハ) 溶接表面の洗浄 (Ⅱ-A.3.3.3) が適切に行われていること。

2) 溶接機の管理及び作業員資格 (Ⅱ-A.3.2) が適切であること。

3) 溶接作業・仕上作業

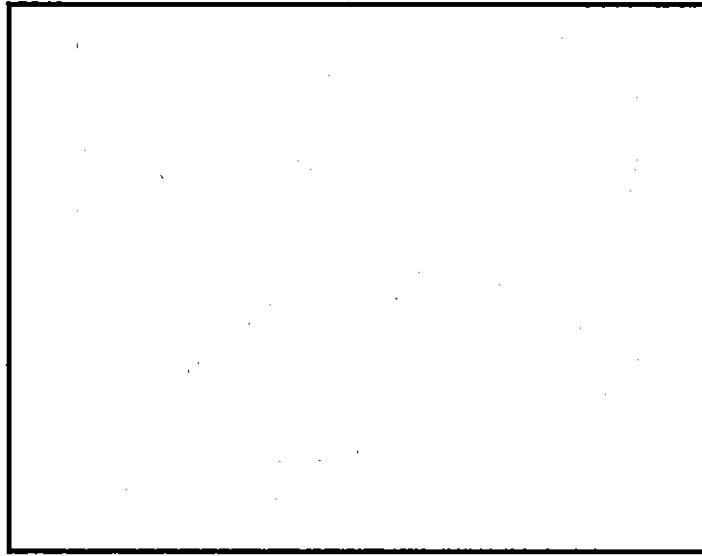
- イ) 溶接部の仕上げ (Ⅱ-A.3.3.4) が適切に行われていること。

4) 溶接検査

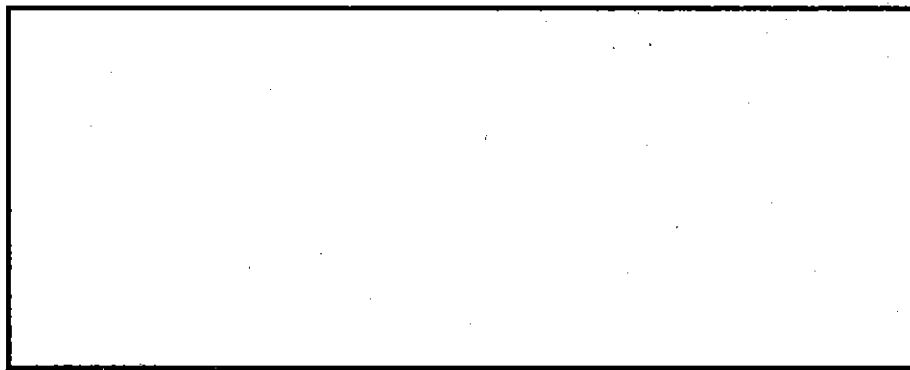
溶接検査 (Ⅱ-B.3) が適切に行われていること。

5) 溶接欠陥の修理

溶接欠陥の修理 (Ⅱ-A.3.4) が適切に行われていること。



II-第A.3図 フィン-追加フィン溶接部開先形状の一例



II-第A.4図 蓋O-リング溝部の溶接部開先寸法・形状

A.4 遮蔽体の製作法

該当しない。

A.4.1 鉛遮蔽材の鋳込み

該当しない。

A.4.2 ウラン遮蔽材の製作法

該当しない。

A.4.3 その他の遮蔽材料の製作法

該当しない。

A.5 弁等の付属機器の製作法

該当しない。

A.6 組立等その他の改造法

頭部フィン（短尺フィン）2枚の切削及び頭部フィン（長尺フィンのみ）の上端面、蓋吊上金具の上部端面、蓋内面コーナー部の面取りについては機械加工で行う。

蓋の改造及びスペーサの製作完了後、外観検査を行い、水、塵埃等がたまるおそれのあるような溶接ビードの使用上有害な不ぞろい、機械加工による切削部の返り、その他外観上の傷等がある場合はグラインダー等にて補修する。

なお、各部の組立手順及び方法はⅡ-第A.1図～Ⅱ-第A.2図に示す。

B. 試験、検査方法等

各試験、検査項目別に、試験、検査方法、時期及び判定基準について以下に述べる。

B.1 材料検査

主要材料が適用規格材であることを、その材料のマーキング及びミルシートにより確認する。本検査は改造着手前に追加フィン及びスペーサについて実施し、その他の材料については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.2 寸法検査

主要寸法について、ノギス等の測定器を用いて寸法を測定する。主要寸法及び判定基準は、Ⅱ-第B.1 図～Ⅱ-第B.2 図に示す公差内とする。本検査は改造終了時に改造部（スペーサ含む）について実施し、その他の寸法については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.3 溶接検査

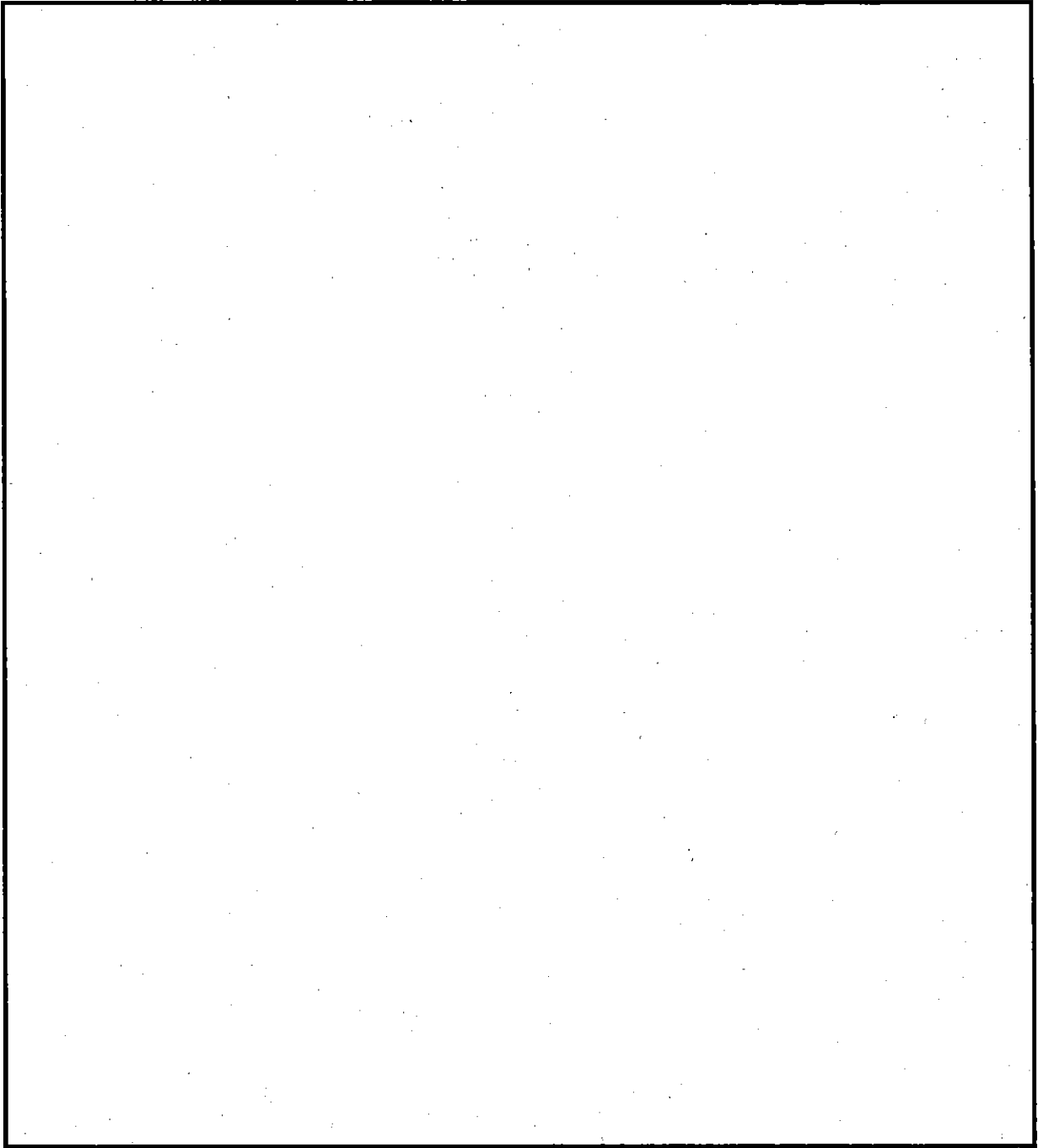
本検査は、頭部フィンと追加フィンの溶接部及び蓋オーリング溝部の溶接部の開先寸法及び外観の確認を行い、溶接後、目視検査及び液体浸透探傷検査等により、溶接部の有害な欠陥の有無を確認する。液体浸透探傷検査の判定基準は ASME Code Section III Subsection NE Article 2500 による。その他の溶接部については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.4 外観検査

改造部（スペーサを含む）及び容器外表面に有害な傷、割れ等の有害な欠陥の有無及び仕上げ状態について、目視により検査し、本申請書の要求を満たしていることを確認する。容器内面及び燃料バスケット等については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.5 耐圧検査

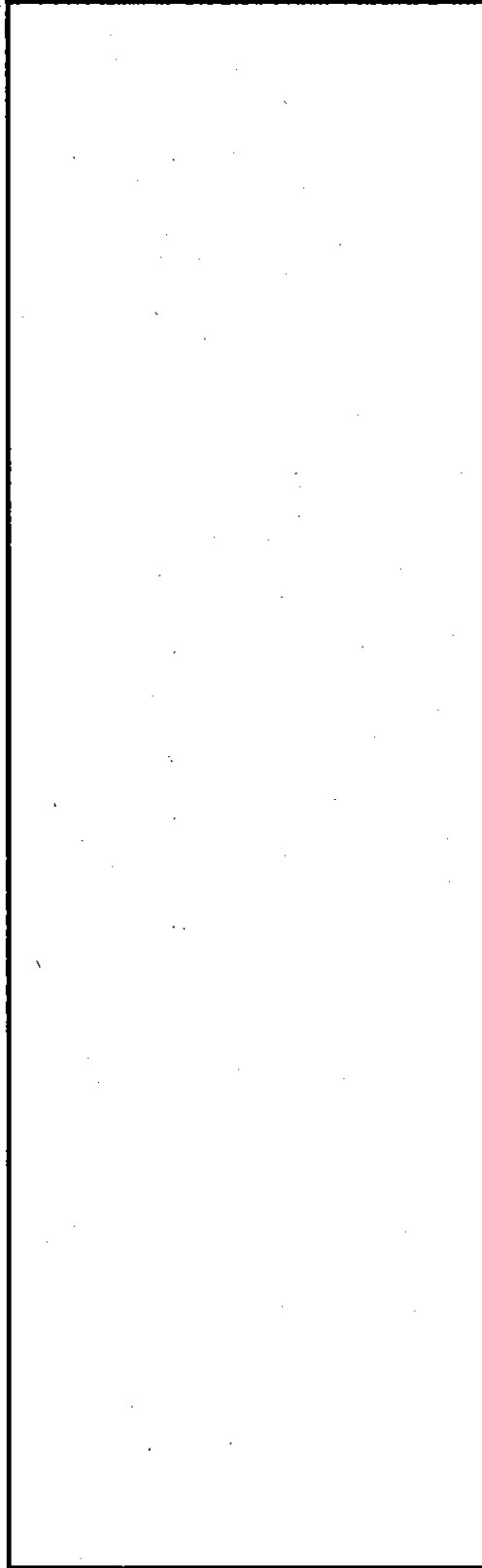
本検査は、改造終了後に組み立てた（燃料バスケットは除く）輸送容器について行う。検査は容器内部に水圧 0.98 MPaG 以上を加え、30 分間放置した後、目視により密封境界から水漏れがないこと及び形状等に異常がないことを確認する。



*1：改造対象部以外については製作時の記録を確認することにより行う。

*2：改造対象である寸法箇所については寸法測定を実施する。

Ⅱ－第B.1図 輸送容器（改造後）の主要寸法公差



(単位：mm)

Ⅱ-第B.2図 スペーサの主要寸法公差

B.6 気密漏えい検査

蓋改造後、容器本体と組み立てた状態で行う。検査方法は、シール部（容器本体と蓋の接合部、ベントバルブ及びドレンバルブ）を窒素ガスで 0.42MPa・G 以上に加圧する。そして、シール部の圧力降下量を測定し、その降下量が 1 時間あたり 0.00608 MPa 以下ならば合格とする。

B.7 遮蔽性能検査

^{60}Co 等の γ 線源を輸送容器内に挿入し、透過線量率を測定することにより、遮蔽材の有害な欠陥が存在しないことを確認する。また、本申請書に記載された遮蔽性能を満足することを確認する。なお、本検査は、製作時の記録を確認することにより行う。

B.8 遮蔽寸法検査

遮蔽体（容器本体及び蓋）について、B. 2 に示した寸法検査と同様の検査を行い、公差内にあることを確認する。なお、本検査は蓋の改造部について実施し、その他の部位については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.9 伝熱検査

伝熱検査は、輸送容器の伝熱特性を確認する。すなわち、日陰における温度評価（(ロ)-B. 4 参照）において得られた放熱性を確認する。なお、本検査は、製作時の記録を確認することにより行う。

1) 検査装置

検査は、輸送容器内の燃料バスケットの燃料要素挿入孔の中に電気ヒーターを設置し加熱して行う。発熱量は(ロ)-B 「熱解析」で述べた発熱量が最大で、一般の試験条件下（日陰）における温度分布の解析値が最高である角型用バスケットに JRR-3 アルミナイド標準型燃料要素を収納した場合を模擬して 2.25kW 以上とする。

温度測定は熱電対及びサーミスター温度計等を使用し燃料バスケット、輸送容器内壁面、フィン先端、胴外表面及び周囲大気中に設置し、容器各部の最高温度及び主要部の温度を得る方法によって行う。

2) 検査方法

熱入力及び温度は、ほぼ平衡に達するまで連続的に記録する。

3) 判定基準

測定結果を周囲温度 38°C に補正したあと、解析結果と比較する。

輸送容器表面の最高温度が 85°C を超えないことを確認する。

B.10 吊上荷重検査

改造終了時に下記の吊上金具を検査する。

- ・ 本体胴吊上金具
- ・ 蓋吊上金具

各吊上金具は、吊上荷重の2倍の荷重を加えて検査する。

また、吊上金具の溶接部は、検査終了後に外観検査及び液体浸透探傷検査等を実施し、有害な欠陥、変形等がなければ合格とする。なお、本体胴吊上金具については、製作時の記録を確認することにより行う。

B.11 重量検査

改造終了時に蓋及びスパーサの重量を測定する。容器本体等他の構成部品については、製作時の測定記録を確認する。輸送容器の総重量は、個々の測定記録を合計することにより算出する。

輸送容器の総重量が 22.8×10^3 kg 以下であれば合格とする。

B.12 未臨界検査

燃料バスケット等の寸法及び外観検査を行う。また、中性子吸収材の ^{10}B 濃度、含有率は、ミルシートと照合する。なお、本検査は、製作時の記録を確認することにより行う。

B.13 作動確認検査

バルブの開閉がスムーズであり、バルブとしての機能に問題がなければ合格とする。なお、本検査は、製作時の記録を確認することにより行う。

B.14 取扱い検査

本輸送容器は改造終了後、以下の検査を実施し、取扱いに支障がなければ合格とする。

- 1) O-リング溝へのO-リング組み込み
- 2) 輸送容器への蓋の取付け、取外し及び組付状態の確認
- 3) スパーサの角型用バスケットへの挿入及び取出の確認
- 4) 角型用バスケット（スパーサ付き）への、フォロー型燃料要素の挿入及び取出の確認。本検査は、外形寸法を模擬したダミー燃料により行う。
なお、以下の項目については、製作時の記録を確認する。
- 5) 輸送容器への燃料バスケットの挿入及び取出の確認
- 6) 燃料バスケットへの燃料要素（フォロー型燃料要素を除く）の装荷及び取出の確認。本検査は、外形寸法を模擬したダミー燃料により行う。
- 7) 輸送容器と吊上用具及び輸送容器と固縛装置の着脱操作性の確認
- 8) バルブ収納部へのバルブ本体の着脱操作性の確認
- 9) 蓋締付けボルト、バルブ取付ボルト、バルブ保護カバーボルトの締付け及び取外しの確認
- 10) 気密漏えい試験孔用閉止プラグ及びバルブ保護カバーの着脱操作性の確認
- 11) プラグ操作工具等の操作性確認

C. 輸送容器の改造スケジュール

代表的な例をⅡ-C.1図に示す。

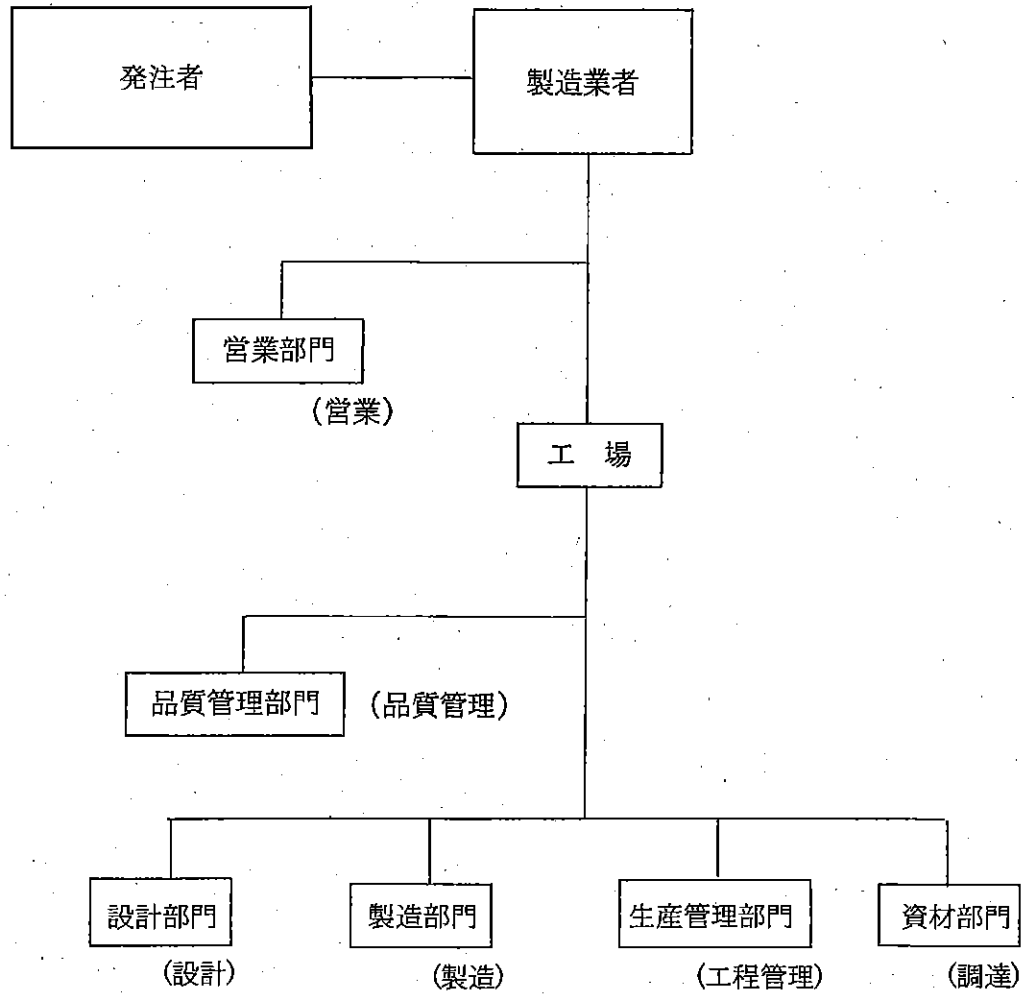
II-第C.1図 容器の改造スケジュール

改造期間(月)	1	2	3	4	5	6
蓋	機械加工	→	溶接	→	検査(工場)	→
追加フィン	製作	→				
スペーサ			製作			
				機械加工		検査(現地)

D. 品質管理

D.1 組織

本輸送容器の改造に関する品質管理はⅡ-第D.1図に示す組織によって行う。



Ⅱ-第D.1図 品質管理組織

D.2 品質保証計画

品質保証計画の実施要領を以下に示す。

1) 機器の機能障害又は故障

本輸送容器の中で機能障害の生じる可能性がある部分としては、密封境界を構成する [] であるが、それらに対して改造を実施しない。また、 [] で、かつ保護カバーにより外的要因から保護される設計になっており、機能障害又は故障については問題がない。

2) 設計と製作の関連

設計で要求する事項を図面・仕様書・要領書等の文書に記述し、この文書による指示により全ての改造行為が行われる。改造途上において各種の検査を行い、設計で要求する事項が全て満足されていることを確認するので、設計と製作には一貫性が保たれる。

3) プロセスと装置に対する管理と監視

改造工程における主たる項目は、材料の取扱い、改造及び試験である。

材料の取扱いは、材料の入手、保管、マーキング等を含めて材料の誤適用、腐食、損傷等の防止に適切な処理をとる。

改造は、構造、寸法、精度に合せ材料の機械的性質、物理的性質及び化学的性質を考慮して計画した加工手順を、その加工手順に適合した加工装置を用いて厳密な管理と監視のもとに実施する。

試験、検査は、作業の要点、内容及び判定基準を考慮した方法で実施する。

4) 検査と試験によって実証される機能的適用度合

本輸送容器の改造中に実施される検査及び試験の方法は、工業的検査、試験手法として広く認められているもので、要求する容器の機能はこれらの検査・試験で確認できる。

各種の検査と試験に合格することにより本輸送容器が (a) 章核燃料輸送物の安全設計の項と (c) 章核燃料輸送物取扱方法の項に示した機能を有することが実証される。

5) 基準の程度、品質履歴及び標準化の程度

輸送容器の改造における品質保証及び品質管理計画を実施すべく IS09001 : 2000 に基づいた基準を作成し、標準化した方法によって改造する。

6) その他品質を保証するために必要な事項

特になし。

D.3 設計管理

製作者の品質管理部門は安全解析書に記述された品質に係わる項目が改造図面等に記載事項どおり正しく記述されていることを確認し、発注者の承認を得る。

D.4 指示及びその方法

改造・使用及び保守において品質に影響を与える全ての作業（材料の購入、改造、試験・検査等）については、文書（図面、要領書及び指示書）等にしながら実施するよう規定している。

これに基づいて遵守される主な事項を以下に示す。

改造：全ての改造行為は設計部門により作成された要領書及び指示書によって指示される。また、溶接等の特殊工程では、施工に先だって、あらかじめ確認試験を行い、確認された手順に基づいた要領書を製造部門が作成し、これに基づき指示する。

使用及び保守

：部品の受入れから出荷までの期間中に品質の低下を防止するため設計部門が作成した要領書にしながらすべての部品が取扱われる。

D.5 文書管理

品質に関する指示、要領及び図面等の文書は、以下に示す如く管理する。

輸送容器の品質に影響をおよぼす、図面及び試験・検査報告書等の文書は、製作者の品質管理制度に基づき管理する。これらの文書は完成時に製作者より発注者に提出し、承認を受けるとともに製作者において保管する。

D.6 材料、機器及び役務調達

輸送容器に用いる材料及び機器の購入は、材料の種類、機能等の仕様を明らかにした購入仕様書を作成し、これに基づいて行う。納入時には、受入検査により購入仕様書との合致性を確認する。また、受入れ検査記録は品質記録として管理する。

D.7 材料、部品及び機器の確認に関する管理

主要材料及び部品は材料証明書と照合し、刻印又はペンキ等によってマーキングをして管理する。

D. 8 特殊工程の管理

溶接、非破壊試験等の特殊工程は、適切な規格に基づいて作成した要領書にしたがってⅡ-A. 3. 2 に記述した有資格者また、Ⅱ-D. 9 に記述する検査員が実施するよう管理する。

D. 9 検査管理

品質に関するデータシート、検査方法等について以下に示す。

(1) データシート

データシートの管理は、製作者の品質記録保管規定にしたがって品質管理部門によって行う。

(2) 検査方法

検査方法については、検査の目的、検査方法、使用する機器、材料の指定、判定基準及び記録方法を定めた要領書に基づいて行う。

(3) 検査員の資格

製作者における検査員は、製造部門から独立した品質管理部門に所属している。なお、非破壊検査は ASNT # SNT-TC-1A に準拠した規準に基づく検査員また、寸法、重量等の検査は計量法に基づいて較正された機器等を用いて十分な経験を持つ検査員が行う。

(4) 機器の較正

品質に影響を与える検査に使用する測定機器及び試験機器等は計量法及びその他の規準に基づいて、必要な精度が維持されていることを確認するため、一定期間又は必要時に品質管理部門によって較正する。

(5) 検査要領書

検査要領書には、輸送容器の各種検査に関する検査方法、手順等が記載されており、検査の内容に応じて設計部門又は品質管理部門が作成する。

(6) 修理、改良及び取換

検査により欠陥等の不具合が発見された場合は修理、又は取替えを行った後再検査を実施する。

D. 10 測定機器、試験機器の管理

改造及び検査で使用する測定機器・試験機器等は、品質管理部門において管理台帳に

登録するとともに取扱い保管方法及び較正基準などを定め管理する。

D.11 取扱い、保管

本輸送容器の機器、使用部材等は取扱い保管による不具合を防止するために適切に一括管理する。

D.12 検査及び製造の進捗状況の管理

本輸送容器の検査及び改造の進捗状況は、品質計画書とこれに基づいて作成した日程計画表によって管理する。また、各工程における作業の進捗状況を常時把握するとともに工程に誤りが生じないように管理する。

D.13 是正管理

改造工程及び検査において、品質に影響を与えるような不適合が生じた場合は、ただちに、不適合の項目、内容と処置方法を記述した不適合報告書を作成し発注者の承認を受ける。

D.14 品質管理記録

改造に関する仕様書、図面、要領書、材料証明書及び検査記録等の品質管理記録は製作者の品質管理制度に基づき品質管理部門において管理する。これらの記録は発注者に提出し承認を受けるとともに製作者において保管する。

D.15 品質管理監査

品質管理における監視及び監査は、ISO9001：2000 に従い、品質管理が正しく実施されているかどうかを確認する。

JRC-80Y-20T型核燃料輸送物

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

輸送容器に係る品質管理の方法等（設計に係る者に限る。）に関する説明書

本品質マネジメントシステムは、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を参考に品質保証活動の要求事項を定めたものである。

A. 品質マネジメントシステム

A.1 一般要求事項

- (1) 組織は、運搬等に係る品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、かつ、維持する。また、この品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) 組織は、次の事項を実施する。
 - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係を明確にする。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な判断基準及び方法を定める。
 - d) これらのプロセスの運用及び監視のために必要な資源及び情報が利用できることを確実にする。
 - e) これらのプロセスを監視、測定及び分析する。ただし、測定することが困難な場合は、測定を省略できる。
 - f) これらのプロセスについて、計画どおりの結果が得られるように、かつ、継続的改善のための必要な処置をする。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。
 - h) 社会科学及び行動科学の知見を踏まえて、業務を促進する。

A.2 文書化に関する要求事項

A.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書は、次の各項とする。

- (1) 品質方針及び品質目標
- (2) 一次文書（品質保証計画）
- (3) 二次文書（一次文書が要求する文書及び組織が必要と判断した規則等の文書）

(4) 三次文書（一次文書及び二次文書以外の組織が必要と判断した手順書や手引等の文書）

(5) (1)から(4)の文書が要求する記録

A.2.2 品質保証計画書

所長は、次の事項を含む品質保証計画書を策定し、必要に応じて見直し、維持すること。

(1) 品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項

(2) 品質マネジメントシステムの適用範囲

(3) 品質マネジメントシステムについて確立された“文書化された手順”又はそれらを参照できる情報

(4) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係に関する記述

A.2.3 文書管理

所長及び部長（研究炉加速器技術部長。以下同じ。）は、次の事項を確実に実施するため文書及び記録の管理に関する要領を定める。

(1) 品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理する。ただし、記録は文書の一つではあるがA.3品質記録の管理に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を規定する。

a) 発行前に適切かどうかの観点から承認する。

b) 文書は、レビューし、必要に応じて更新し、再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別状態を管理台帳等によって明確にする。

d) 該当する文書の適切な版が、必要な時に、必要なところで使用可能な状態にあることを管理台帳等によって確実にする。

e) 文書が読みやすく、容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために必要と判断した外部文書を明確にし、その配付が管理されていることを管理台帳等によって確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、何らかの目的で保持する場合には、適切な識別をする。

A.3 品質記録の管理

所長及び部長は、次の事項を確実に実施するため文書及び記録の管理に関する要領を定める。

- (1) 記録は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために、作成する対象を明確にし、維持する。
- (2) 記録は、読みやすく、容易に識別可能で、検索可能とする。
- (3) 記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関して必要な管理を規定する。

B. 申請者の責任

B.1 経営者のコミットメント

所長は、品質マネジメントシステムの構築及び実施、並びにその有効性を継続的に改善することに対するトップのコミットメントとして次の事項を行う。

- (1) 法令・規制要求事項を遵守することを組織内に周知する。
- (2) 品質方針を設定する。
- (3) 原子力安全文化及び核セキュリティ文化を醸成するための活動を促進する。
- (4) 品質目標が設定されていることを確実にする。
- (5) マネジメントレビューを実施する。
- (6) 資源が使用できることを確実にする。

B.2 原子力安全及び核セキュリティの重視

所長は、原子力安全及び核セキュリティの確保を最優先に位置づけ、業務に対する要求事項を決定し、満たされていることを確実にすること。

B.3 品質方針及び品質目標

B.3.1 品質方針

所長は、運搬等に係る品質方針について次の事項を確実に実施する。

- (1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構法第4条(機構の目的)に対して適切である。
- (2) 理事長の定める原子力安全に係る品質方針に対して適切である。
- (3) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
- (4) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- (5) 組織全体に伝達され、理解される。
- (6) 適切性の持続のためにレビューする。

B.3.2 品質目標

所長は、次の事項を確実に実施するため品質目標管理に関する要領を定める。

- (1) 所長は、部長に品質目標を設定させる。その品質目標には、業務に対する要求事項を満たすために必要なものがあれば含めること。
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合性がとれていること。

B.4 責任及び権限

B.4.1 体制

輸送容器等に係る業務の品質保証組織を（ハ）－第 B.2 図に示す。

B.4.2 責任及び権限

次に掲げる者は、それぞれに記載する事項に責任と権限を有する。

(1) 所長

研究所において実施される運搬等に係る品質保証活動を統括し、推進する。

(2) 品質保証管理責任者

次に示す責任及び権限を持つ。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について所長に報告する。
- c) 組織全体にわたって、関係法令の遵守及び原子力安全についての意識を高めることを確実にする。

(3) 部長

所掌する部署における運搬等に係る品質保証活動を統括し、推進する。

(4) 課長

所掌する課における運搬等に係る品質保証活動を行う。

(5) 品質保証推進委員会

研究所における品質保証活動の推進及び品質保証上重要な事項並びに所長からの諮問事項について審議を行う。

(6) 原子炉施設等安全審査委員会及び使用施設等安全審査委員会

研究所における保安活動の推進及び保安活動上重要な事項並びに所長からの

諮問事項について審議を行う。

B.4.3 内部コミュニケーション

組織は、内部コミュニケーションを図るため、会議、業務連絡書等を利用して情報交換を確実に行う。また、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。

B.5 マネジメントレビュー

所長は、次の事項を確実に実施するため、マネジメントレビューに関する要領を定める。

B.5.1 一般

- (1) 所長は、運搬等に係る業務に関して、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効に機能していることを確認するため、年1回以上、マネジメントレビューを実施すること。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行うこと。
- (3) マネジメントレビューの結果の記録は維持すること。

B.5.2 マネジメントレビューへのインプット

品質保証管理責任者は、マネジメントレビューへのインプットに、次の事項を含めること。

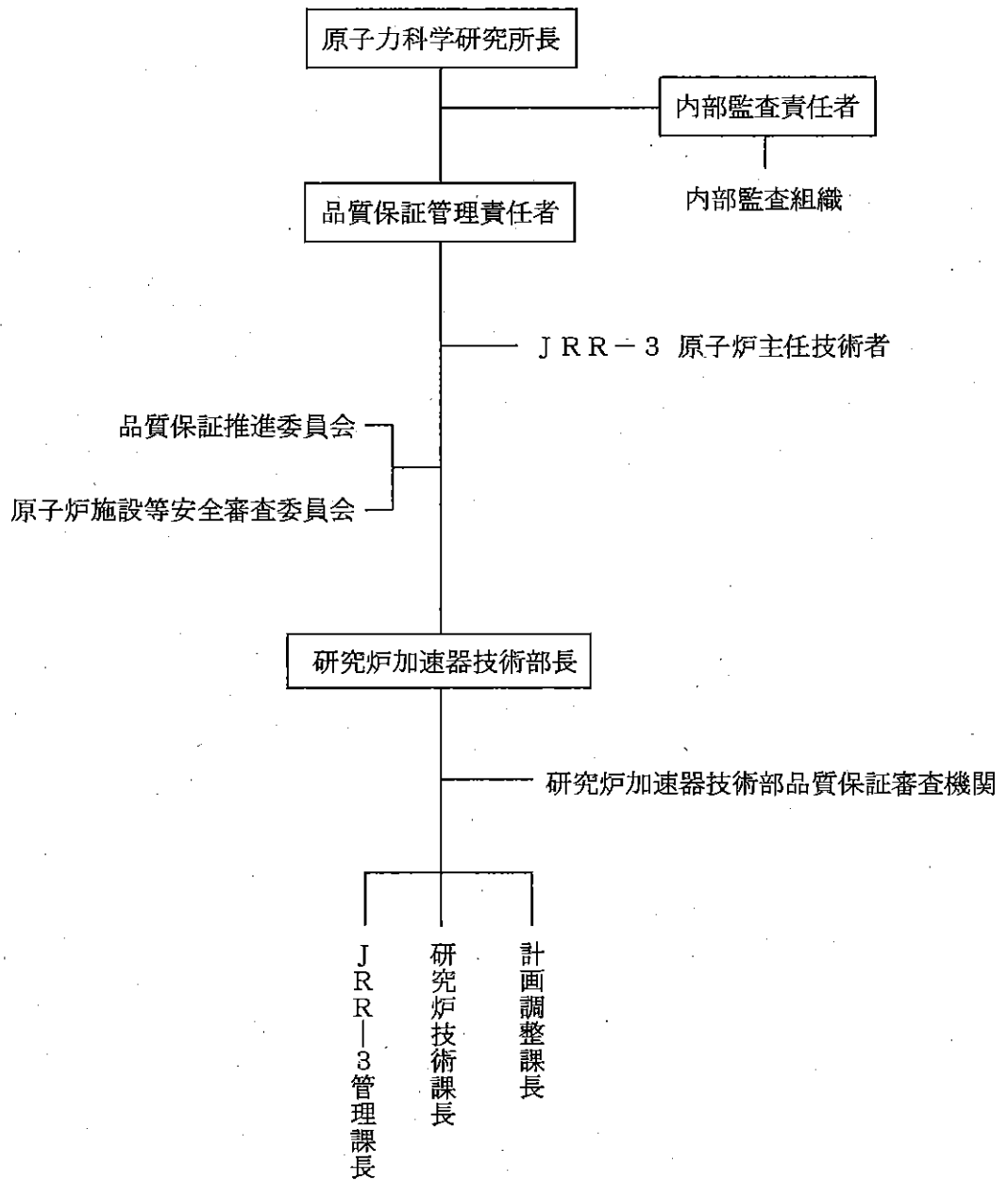
- a) 監査の結果
- b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- c) プロセスの実施状況(品質目標の達成状況を含む。)並びに検査及び試験の結果
- d) 原子力安全文化を醸成するための活動の実施状況
- e) 関係法令の遵守状況
- f) 未然防止処置及び是正処置の状況
- g) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- h) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

- i) 改善のための提案

B.5.3 マネジメントレビューからのアウトプット

所長は、マネジメントレビューからのアウトプットに、次の事項に関する決定及び処置を含めること。

- a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
- b) 業務の計画及び実施に必要な改善
- c) 資源の必要性



(ハ) 一第 B.2 図 核燃料輸送物に係る業務に係る品質保証組織

C. 教育・訓練

部長は、次の事項を確実にするため教育・訓練管理に関する要領を定める。

- (1) 業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
- (2) 必要な教育、訓練、技能及び経験を判断の根拠として当該業務を実施できる力量を有する者をあてる。
- (3) 必要な力量がもてるように、教育・訓練又はOJT等を行う。
- (4) 実施した教育・訓練等の有効性を評価する。
- (5) 自らの活動のもつ意味と重要性の認識及び品質目標の達成に向けて自らどのよう
に貢献できるかの認識を持たせる。
- (6) 教育・訓練実績や技能及び経験に係る記録は維持する。

D. 設計管理

D.1 設計・開発の計画

- (1) 部長は、輸送容器(原型容器を含む。)の設計・開発に必要なプロセスを明確にするため、設計・開発管理に関する要領を定める。
- (2) 課長は、設計・開発管理に関する要領に従って、設計・開発の計画を策定し、管理する。
- (3) 課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の段階
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認
 - c) 設計・開発に関する責任及び権限
- (4) 設計・開発の計画には、次に掲げる事項を含むものとし、設計・開発を行う者(従事者等及び受注者)に対して明確に示す。
 - a) 適用される法令・規制、基準等、設計・開発条件等の設計・開発の要求事項及びその審査、承認等の責任者並びに必要な設計解析、設計検証等を設計文書として明確化する。
 - b) 輸送容器の機能上重要な構成品並びにそれらに適用される工法の選定、妥当性等に関する評価の手順を定め、評価を行う。
 - c) 設計・開発の要求事項からの変更(逸脱を含む。)が生じた場合、適切な処置方法を選定し、文書化し、承認するための手順を定める。
 - d) 設計・開発業務に従事する者は、適切な経験や知識を有する者を割り当てるとともに、必要な情報と手段が入手できるようにする。
 - e) 設計・開発文書は、原設計者以外の者が評価できるようにする。
- (5) 課長は、効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割り当てを確実にするため、次に掲げる事項を明確にし、設計・開発に関与する組織間のインターフェースを運営管理する。これには、輸送容器の製作担当課、保守担当課との設計取合いを含める。また、必要に応じて受注者とインターフェースを図る。
 - a) 組織間又は受注者との間の取合い
 - (7) 設計・開発の取合いに関する責任の明確化

- (イ) 設計・開発の取合いに関する設計文書の作成、審査、承認、発行、配布及び改訂の方法並びに責任組織の明確化
- b) 組織間又は受注者との間の連絡
 - (7) 設計・開発情報の連絡について、情報の位置付け、検討、承認等の方法の明確化
 - (イ) 設計・開発を行う組織と、調達、製作及び保守それぞれの段階に関係する組織（あるいは外部の機関）との間の取合いの明確化
- (6) 課長は、設計・開発の進捗に応じて、策定した計画を適宜更新する。

D.2 設計・開発へのインプット

- (1) 課長は、要求事項に関連するインプットを明確にし、設計・開発に反映させ、その記録を維持管理する。インプットには、次の事項を含める。
 - a) 輸送容器（原型容器を含む。）の機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用される法令・規制等要求事項
 - c) 品質保証計画上の要求事項
 - d) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
 - e) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 課長は、設計・開発の要求事項の明確化に際し、不適切なデータの使用を防止するため、審査及び承認の方法を文書で明らかにし、実行する。
- (3) 課長は、インプットの適切性をレビューする。要求事項には、漏れなく、曖昧でなく、かつ、相反することがないように留意する。

D.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 課長は、設計・開発からのアウトプットを、設計・開発へのインプットと対比した検証ができるよう、図面、仕様書、報告書、チェックシート等で提示する。その際、設計・開発からのアウトプットが次の状態であることを確実にする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施に対して適切な情報を提供する。

- c) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な輸送容器の特性を明確にする。
 - d) 設計・開発の妥当性確認のために実証試験及び原型容器の製作をアウトソースすることとした場合、関係する検査及び試験の合否判定を含むか又はそれを参照している。
- (2) 課長は、設計・開発からのアウトプットを次の段階に進める前に承認する。

D.4 設計・開発のレビュー

- (1) 課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。このレビューには、必要に応じて、他部署の専門家等、審査能力を有する者を含める。
- a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な措置を提案する。
- (2) 課長は、レビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持管理する。

D.5 設計・開発の検証

- (1) 課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットで与えられる要求事項を満たしていることを確実にするため、次に掲げる事項を考慮して、設計・開発の適切な段階において、計画されたとおりに検証を行う。
- a) 設計・開発の検証の方法
 - (7) 設計・開発の審査、代替計算、実証試験、過去の類似設計との比較等一つ以上の設計・開発の検証を適宜、実施する。
 - (4) 設計・開発の検証は原設計者以外の者が実施する。
 - b) 代替計算
 - 原設計と同様に設計・開発の要求事項及び計算コードの適切さ等を確認する。
 - c) 実証試験
 - 検証試験、性能の試験等は、輸送容器の構造材料及び構造体系、環境条件等を考慮して実施する。
 - d) 過去の類似設計・開発との比較

比較対象物の設計・開発の要求事項、構造体系や計算コード等との比較を行い、設計・開発の妥当性を確認する。

(2) 課長は、検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

D.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 課長は、設計・開発の適切な段階において、設計・開発の結果としての設計図書(安全解析書を含む。)が、指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たしていることを確実にするため、計画されたとおりに妥当性確認を行うこと。実施可能な場合にはいつでも、設計図書(安全解析書を含む。)の引渡し又は提供に先立って妥当性確認を完了する。

(2) 課長は、妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

D.7 設計・開発の変更管理

(1) 組織は、設計・開発の変更がある場合は、設計・開発管理に関する要領に従い、変更を実施する前に、変更理由、変更箇所、変更内容、変更による影響の有無、変更経緯等を明確にし、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。

a) 設計・開発の変更の実施

(7) 設計・開発の変更は、原設計に適用された方法と同じ設計・開発の管理の方法で実施する。

(1) 設計・開発の変更による輸送容器の安全性(構成している部品等を含む。)及び設計図書(安全解析書を含む。)に及ぼす影響とその妥当性を評価する。

b) 設計・開発の変更の伝達

設計変更に係る情報は、設計・開発の計画の定めるところに従い、関係する組織に文書により伝達する。

(2) 組織は、変更のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を維持する。

E. 輸送容器の製造発注

E.1 調達管理

所長は、次の事項を確実にするため調達管理に関する要領を定める。

E.1.1 調達プロセス

- (1) 組織は、規定された調達要求事項に、調達製品等が適合することを確実にする。
- (2) 供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度は、調達製品等が原子力安全及び核セキュリティに及ぼす影響に応じて定める。
- (3) 組織は、調達管理に関する要領に定める選定、評価及び再評価の基準に基づき、供給者が組織の要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。
- (4) 組織は、評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する。
- (5) 組織は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な原子力安全及び核セキュリティに係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の部署と共有する場合に必要な処置に関する方法を定める。

E.1.2 調達要求事項

- (1) 課長は、調達製品等に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当するものを含める。
 - a) 製品、手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の適格性確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告及び不適合の処理に関する要求事項
 - e) 原子力安全文化及び核セキュリティ文化を醸成するための活動に関する必要な事項
 - f) 情報管理に関する事項
 - g) その他調達製品等に関し必要な事項
- (2) 組織は、供給者に伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

E.1.3 調達製品の検証

- (1) 課長は、調達製品が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて、実施する。
- (2) 供給者先で検証を実施することにした場合には、課長は、その検証の要領及び調達製品のリリース(出荷許可)の方法を調達要求事項の中に明確にする。
- (3) 組織は、調達製品を受領する場合には、調達製品の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

F. 取扱い及び保守

組織は、輸送容器の取扱い及び保守管理に関し、以下に従い、計画及び実施する。

- (1) 部長は、所掌する輸送容器の取扱い時の誤操作及び輸送容器の損傷を防止するため、次に掲げる事項を考慮して、輸送容器の取扱いに関する要領を定める。
 - a) 取扱い装置の点検並びに取扱い時の誤操作及び輸送容器の損傷防止対策
 - b) 輸送容器の取扱い条件
 - c) 保管施設からの輸送容器の搬出入条件及び方法
 - d) 取扱い責任者
- (2) 課長は、輸送容器の取扱いに関する要領に従って、輸送容器を取り扱う上での要求事項を明確に示し、輸送容器の誤操作及び損傷防止に反映させる。
- (3) 部長は、所掌する輸送容器の設計上の性能を維持するため、次に掲げる事項を考慮して輸送容器の保守管理に関する要領を定める。
 - a) 法令・規制、設計図書、許可又は認可された事項等の要求事項
 - b) 輸送容器の点検方法及び手順
 - c) 保管中の損傷防止対策
 - d) 環境条件等を考慮した保管方法、保管区域の設定
 - e) 保守・保管責任者
- (4) 課長は、輸送容器の保守管理に関する要領に従って、適用される法令・規制及び設計図書、許可又は認可された事項等の要求事項を明確にし、輸送容器の保守管理に反映させる。
- (5) 課長は、保守又は保管を行う者（従業員等又は受注者）に対して、作業責任者を明確にし、管理する。
- (6) 課長は、輸送容器の保守業務をアウトソースする場合は、受注者に対して、次に掲げる事項を明確にした管理要領書を提出させ、必要に応じ部長の承認を得た上で管理する。
 - a) 法令・規制等の要求事項
 - b) 管理に必要な規程類、要領書、指示書等の承認、審査、作業指示等責任者
- (7) 課長は輸送容器（構成品を含む。）の保守検査にあたって、安全上の重要性などを考

慮し、立会い確認、記録確認を行う。

G. 測定、分析及び改善

G.1 一般

- (1) 組織は、次の事項のために必要となる監視、測定、分析及び改善のプロセスを計画し、実施する。
 - a) 業務に対する要求事項の適合性を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) これには、統計的手法を含め、適用可能な方法、及びその使用の程度を決定することを含める。

G.2 内部監査

所長は、次の事項を確実に実施するため内部監査に関する要領を定める。

- (1) 所長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、当該年度における運搬等に関して年1回以上内部監査を実施すること。
 - a) 品質マネジメントシステムが、業務の計画に適合しているか、品質保証計画書の要求事項に適合しているか、及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。
 - b) 品質マネジメントシステムが効果的に運用・維持されているか。
- (2) 所長は、監査の対象となるプロセス、重要性及びこれまでの監査結果を考慮して、次の事項を規定した内部監査プログラムを策定すること。
 - a) 監査の基準、範囲及び方法
 - b) 監査員の選定及び監査の実施においては客観性及び公平性を確保する。また、監査員は自らの業務は監査しない。
- (3) 内部監査に関する要領には、監査の計画及び実施、結果の報告、記録の管理に関する責任及び権限（特別内部監査実施の発令権）並びに要求事項を定めること。
- (4) 監査及びその結果の記録は、保存すること。
- (5) 監査された領域に責任をもつ責任者は、発見された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく、必要な修正及び是正処置並びに未然防止処置がとられることを確

実に行うこと。フォローアップには、とられた処置の検証及び検証結果の報告を含めること。

G.3 不適合管理

所長は、次の事項を確実にするため不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置に関する要領を定める。

- (1) 組織は、業務に関する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にすること。不適合及び是正処置並びに未然防止処置に関する要領には、不適合の処理に関する管理及びそれに関する責任と権限を定めること。内部監査に関する要領には、内部監査で抽出された品質保証活動上の不適合の処理に関する管理及びそれに関する責任と権限を定めること。
- (2) 組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理すること。
 - a) 発見された不適合を除去するための処置をとる。
 - b) 権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース、又は合格と判定することができる。
 - c) 本来の意図された使用又は使用ができないような処置をとる。
 - d) 引渡し後に不適合が検出された場合には、組織は、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとること。
- (3) 組織は、不適合の性質の記録を維持すること。
- (4) 組織は、不適合に修正を施した場合には、要求事項への適合性を実証するための再検証を行うこと。
- (5) 引渡し後に不適合が検出された場合には、組織は、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとること。

G.4 是正処置

所長は、次の事項を確実にするため不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置に関する要領及び内部監査に関する要領を定める。

- (1) 組織は、再発防止のため、不適合の原因を除去する処置をとること。

- (2) 是正処置は、発見された不適合のもつ影響に見合うものであること。
- (3) 不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置に関する要領には、次の要求事項を規定すること。
 - a) 不適合の内容確認
 - b) 不適合の原因と特定
 - c) 不適合の再発防止を確実に実施するための処置の必要性の評価
 - d) 必要な処置の決定及び実施
 - e) 是正処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた是正処置の結果の記録
 - f) 是正処置において実施した活動のレビュー
- (4) 内部監査に関する要領には、次の要求事項を定めること。
 - a) 不適合の内容確認
 - b) 不適合の原因と特定
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) とった処置の結果の記録

G.5 未然防止処置

所長は、次の事項を確実にするため不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置に関する要領及び水平展開に関する要領を定める。

- (1) 組織は、起こり得る不適合が発生することを防止するために、保安活動の実施によって得られた知見及び研究所内外から得られた技術情報の取得・活用を含め、その原因を除去する処置を決めること。この活用には、原子力安全及び核セキュリティに係る業務の実施によって得られた知見を他の組織と共有することも含まれる。
- (2) 未然防止処置は、起こり得る問題の影響に見合ったものであること。
- (3) 組織は、次の事項に関する要求事項を規定すること。
 - a) 起こり得る不適合及びその原因の特定
 - b) 不適合の発生を未然防止するための処置の必要性の評価

- c) 必要な処置の決定及び実施
- d) 未然防止処置に関し調査を行った場合においては、その結果及び当該結果に基づき講じた未然防止処置の結果の記録
- e) 未然防止処置において実施した活動のレビュー