

NFT-14P 型核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請に係るコメントへの回答について

本資料は NFT-14P 型核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請に関するヒアリングにて受けたコメント及びその回答をまとめたものである。

以下、表1にヒアリングにて受けたコメント及び回答を記載する。また、回答を踏まえた記載変更案を添付資料として示す。

表1 NFT-14P 型核燃料輸送物の核燃料輸送物設計承認申請のヒアリングにて受けたコメント及び回答一覧

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
1	(口)章F	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>ふっ素ゴムの累積照射量が評価期間1年で$2.0 \times 10^4 \text{Gy}$という値は、他部材の60年評価と比較しても直感的に大きい印象がある。また、ふっ素ゴムの基準値が$6 \times 10^4 \text{Gy}$(機械的特性の変化に伴う密封性能への影響)と設定されており、評価値と差が小さく安全マージンが小さいように見える。</p> <p>累積照射量の数値を再確認の上で、この評価の保守性について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>累積照射量の算出方法について文章で明記すること。</p>	p. 10 及び p. 11 に回答を示す。	—	—
2	(口)章F	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>材料に影響を与える温度としてクリープによる変形がない温度が記載されているが、これら温度の出典や考え方について説明すること。</p> <p>また、銅は評価値(160℃)が基準値(170℃)に対して余裕がない。保守性をどのように考えているのか説明すること。</p>	<p>・クリープによる変形が生じる材料温度は、一般に純金属の場合は融点の1/3付近となり、実用鋼では種々の因子により強化されているため、融点の1/3まではクリープによる変形は生じないと言われており¹⁾、当該知見に基づきクリープによる変形を考慮する必要のない範囲を設定している。その旨を説明するよう、(口)-第F.2表の熱的劣化に関する記載を見直す。</p> <p>1) 田中良平, “耐熱鋼のクリープ特性の評価について”, 圧力技術, 第16巻, 第2号, p. 87-95, (1978)</p> <p>なお、各材料の融点の出典は以下のとおり。</p> <p>○ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼 ステンレス協会編, “ステンレス鋼便覧(第3版)”, 日刊工業新聞社, (1995)</p> <p>○炭素鋼及び合金鋼 (社)日本金属学会編, “金属便覧(改訂6版)”, 丸善株式会社, (2000)</p> <p>○銅 (社)日本機械学会, “伝熱工学資料(改訂第4版)”, (1986)</p> <p>・銅は伝熱フィンに使用されている。一般の試験条件における熱解析において、伝熱フィンの温度は、輸送容器に収納された燃料より発生する崩壊熱を軸方向に断熱とした輪切り半ピッチモデルを用いており、評価は大きな保守性を有している。</p>	要	<p>【添付1参照】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・(口)-F-6 ページ ・(口)-F-8 ページ ・(口)-F-12 ページ ・(口)-F-14~15 ページ ・(口)-F-22~23 ページ

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案																									
3	(口) 章 D	<p>【第1回ヒアリングコメント】 レジン減損量について、他社は減損評価式で得た減損量を切り上げた値を用いて遮蔽評価を実施している。対して、NFT-14P 型では減損評価式で得た減損量そのままの値を用いて遮蔽評価を実施している。 この評価の保守性について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】 本評価が保守的である根拠としている「密封系」「閉鎖系」について説明を拡充すること。</p>	<p>【評価期間の保守性】 NFT-14P 型は輸送容器であるため、実際には使用予定年数の連続熱曝露は起こりえないが、最大発熱量の燃料が60年間装荷されているものとしてレジン減損量の評価を行っている。</p> <p>【評価温度の保守性】 レジンには温度分布があるが、レジン全体が一般の試験条件下の最高温度(158℃)になると仮定した条件でレジン減損量の評価を行っている。</p> <p>【評価環境の保守性】 実際のレジンの充填空間は密閉空間であるため、レジンから放出された水蒸気は系内で飽和し、レジンの分解反応は平衡に達する(密封系)。しかしながら、原子力安全基盤機構が実施した金属キャスク貯蔵技術確証試験²⁾において、中性子遮蔽材の環境に対する体系の影響検討が行われており、以下に示すとおり、密封系より、レジンの分解反応が平衡とならず、発生した水蒸気が全てレジンの質量減損に寄与する環境(閉鎖系)のほうが保守的に評価できることが示されているため、評価上は、閉鎖系を想定した保守的な評価を行っている。</p> <p>表 3.3.2-6 実機環境下における劣化影響確認試験(閉鎖系)の試験条件</p> <table border="1" data-bbox="1552 947 2312 1236"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象材料</td> <td>エポキシ系レジン</td> </tr> <tr> <td>加熱時間</td> <td>1,000 時間</td> </tr> <tr> <td>圧力条件</td> <td>完全密閉体系で外部冷却がある場合とほぼ大気圧近傍で圧力開放を行う状態で外部冷却がある場合の2ケース</td> </tr> <tr> <td>熱流速</td> <td>片側最高温度を170℃に加熱し、片側で放熱する体系とし、熱流速は実機のキャスク表面における平均熱流速以上とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 3.3.2-7 実機環境下における試験での重量減損</p> <table border="1" data-bbox="1486 1354 2407 1482"> <thead> <tr> <th>試料番号</th> <th>劣化環境</th> <th>初期重量(g)</th> <th>加熱後重量(g)</th> <th>重量減損率(%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2G17</td> <td>密封</td> <td>37.5320</td> <td>37.5239</td> <td>0.022</td> </tr> <tr> <td>2G18</td> <td>閉鎖</td> <td>36.4184</td> <td>36.3445</td> <td>0.203</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上より、レジン減損量評価は大きな保守性を有している。</p> <p>2) (独)原子力安全基盤機構, “平成15年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験 最終報告”, (2004)</p>	試験条件		対象材料	エポキシ系レジン	加熱時間	1,000 時間	圧力条件	完全密閉体系で外部冷却がある場合とほぼ大気圧近傍で圧力開放を行う状態で外部冷却がある場合の2ケース	熱流速	片側最高温度を170℃に加熱し、片側で放熱する体系とし、熱流速は実機のキャスク表面における平均熱流速以上とする。	試料番号	劣化環境	初期重量(g)	加熱後重量(g)	重量減損率(%)	2G17	密封	37.5320	37.5239	0.022	2G18	閉鎖	36.4184	36.3445	0.203	—	—
試験条件																														
対象材料	エポキシ系レジン																													
加熱時間	1,000 時間																													
圧力条件	完全密閉体系で外部冷却がある場合とほぼ大気圧近傍で圧力開放を行う状態で外部冷却がある場合の2ケース																													
熱流速	片側最高温度を170℃に加熱し、片側で放熱する体系とし、熱流速は実機のキャスク表面における平均熱流速以上とする。																													
試料番号	劣化環境	初期重量(g)	加熱後重量(g)	重量減損率(%)																										
2G17	密封	37.5320	37.5239	0.022																										
2G18	閉鎖	36.4184	36.3445	0.203																										

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
4	(口)章F	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>以下の記載があるが、「軽水炉の運転中の一次冷却水温度に対して十分に低いため」では説明が十分ではないように思う。文献5)の内容も含め、十分な説明を行うこと。</p> <p><現行の記載></p> <p>本輸送物では、輸送容器内部は内水平均温度が180℃未満であり、軽水炉の運転中の一次冷却水温度に対して十分に低いため、腐食の影響はない⁵⁾。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>水の温度及び圧力と腐食の関係について説明すること。</p>	<p>ご指摘のとおり、ステンレス鋼の腐食に対して圧力の影響はないため、(口)-第F.2表のステンレス鋼の化学的劣化に関する記載を以下のとおり見直す。</p> <p><記載の見直し案></p> <p>本輸送物では、一般の試験条件下において輸送容器内部は内水平均温度が180℃未満であり、運転中の加圧水型原子炉の一次冷却水の温度約325℃(電気出力1,100MWe級の例)に比べて十分に低い。また、加圧水型原子炉の運転で問題となるようなステンレス鋼の腐食は起こらないことが研究⁵⁾により示されていることから、加圧水型原子炉の一次冷却水より環境条件が厳しくない本輸送物において、ステンレス鋼の腐食の影響はない。</p>	要	<p>【添付1参照】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・(口)-F-6 ページ ・(口)-F-15 ページ
5	(口)章B	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>評価上の仮定として以下の記載がある。</p> <p><現行の記載></p> <p>一般の試験条件下では、緩衝体に変形していないとする方が収納物及び緩衝体の最高温度を高く評価できる。したがって、緩衝体には変形がないものとし、38℃の環境に1週間放置したのものとして一般の試験条件下の熱解析を行う。</p> <p>緩衝体の変形を考慮しないことが、収納物の最高温度を高く評価する上で適切な設定であることは理解できる。一方で、緩衝体表面について、法令上要求されている表面温度85℃以下であることを確認する上では緩衝体の変形を考慮する方が、熱源との距離が短くなるので保守的な評価となるのではないか。</p> <p>緩衝体の変形を考慮しない評価が、緩衝体表面の温度が85℃に達しないことを十分に評価できていることの方(緩衝体の変形を考慮しない仮定の妥当性)について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>輸送容器の除熱機能を踏まえて、緩衝体変形による表面積の変化に着目し、どのように評価に影響するか説明すること。</p>	p.12及びp.13に回答を示す。	—	—
6	(口)章A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>トラニオンの応力評価に使用する負荷係数3の根拠について説明すること。</p>	負荷係数の根拠は、米国NRCの10CFR71「Packaging and Transportation of Radioactive Material」である。当該NRC文章の§71.45 Lifting and tie-down standards for all packagesに基づき、負荷係数3としている。	—	—
7	(口)章A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>NFT-14P型のレジンカバーの形状は八角形である。一方で、応力計算モデルはR-Zモデルであり円筒形として評価されている。実形状と異なる評価モデルで、レジンカバーを評価していることの方について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>実形状(八角形)と異なる評価モデル(円筒形)で妥当な評価ができていることについて、改めて考え方を説明すること。</p>	<p>NFT-14P型の実際のレジンカバー部は、八角形の角部やトラニオン接合部等の構造不連続部がレジンカバーの変形を拘束しているが、レジンカバーの変形を大きく評価するため、拘束点がない円筒形のモデルを採用している。また、過去の実証試験結果³⁾により、実形状にある八角形の角部やトラニオン接合部等の構造不連続部の影響はなく、レジンが保持されることを確認している。</p> <p>3) <input type="text"/></p>	—	—

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
8	(口)章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】 NFT-14P 型の 9m 水平落下ではトラニオンが接地することによる衝撃力が生じる。一方で、9m 水平落下評価の荷重条件では、トラニオンからの荷重が示されていない。この妥当性について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】 実際には緩衝体、フィン及びトラニオンからそれぞれ荷重がかかっているが、トラニオン衝突時の衝撃荷重を考慮してフィンの荷重を補正している本評価のほうが保守的な評価であることを説明すること。</p>	p. 14 から p. 16 に回答を示す。	—	—
9	(口)章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 17×17 燃料による本試験の結果と、14×14 燃料及び 15×15 燃料の構造上の違いを考慮しても同様に破損がないことをどのように関連付けしているのか。17×17 型の試験体の代表性について説明すること。 ・ A 型及び B 型の違いをどのように考慮した試験体であるのか、その理由について説明すること。 ・ 燃料集合体のグリッド間隔が下部より上部の間隔が長いことを踏まえた上で、臨界評価で下部側の 1 スパン拡大を考慮していることの妥当性について説明すること。 <p>【第2回ヒアリングコメント】 各燃料タイプの支持格子間スパンや断面の剛性の比較、破断ひずみに対する裕度等を確認することで、17×17 燃料を代表タイプとすることが適切であることを説明すること。 また、A 型、B 型それぞれの試験を行っていることについては、安全解析書内で記載するべきと考える。</p>	p. 17 から p. 19 に回答を示す。	要	<p>【添付 2 参照】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (口)-A-212 ページ
10	(口)章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】 別型式をベースとした落下試験体を用いた試験をもって、フランジの剛性比や荷重比率を用いて NFT-14P 型の実証として妥当としているが、衝撃吸収する放熱フィンの長さの違いや本体胴部の構造上の違い(一体か多層)を考慮しても、この考え方が妥当であることについて補足説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】 落下試験体と本輸送容器のフィンの高さや厚さの違いを踏まえた反力の説明等を追加し、本評価に係る説明の拡充を行うこと。</p>	p. 20 から p. 29 に回答を示す。	—	—

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
11	(イ)章	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>(イ)-第 C.3 表に記載されている各重量を合計した場合、総重量に記載された数値と異なる値になるため、その内訳を説明すること。</p>	<p>(イ)-第 C.3 表に記載されている輸送容器各部又は収納物の端数処理前の重量内訳は以下のとおり。</p> <p>本体：□トン 蓋：□トン バスケット：□トン 上部緩衝体/下部緩衝体：□トン/□トン 燃料集合体：□トン 冷却水：□トン 核燃料輸送物総重量：□トン</p> <p>以上より、核燃料輸送物総重量は 115 トンと記載している。なお、(イ)-第 C.3 表に記載している各重量は、実際よりもそれぞれ裕度を持たせた保守的な重量としているため、各重量を合計した場合、核燃料輸送物総重量に記載している数値とは異なる。</p>	—	—
12	(ロ)章 A	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>輸送物吊上重量について、垂直吊り時(緩衝体なし)の重量は 108.5 トン以下とあるが、(イ)-第 C.3 表に記載されている重量から計算すると 108 トン(115 トン-緩衝体 3.5 トン×2)である。この評価重量 108.5 トンの考え方について説明すること。</p>	<p>垂直吊り時の輸送物吊上重量が最大となるのは、輸送容器への燃料装荷直後の状態(輸送容器キャビティ内の内筒内水は水位調整前の満水状態、輸送容器外表面の汚染防止のためのバギング取付け状態)である。燃料装荷直後の重量は、(イ)-第 C.3 表に記載されている核燃料輸送物総重量 115 トンから上・下部緩衝体重量 7 トンを差し引いた重量 108 トンに、満水状態を考慮した内筒内水の増加分及びバギングの合計重量 0.5 トンを加えて 108.5 トンとしている。</p>	—	—

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案															
13	(口)章 F	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>鉛の放射線照射影響として、「中性子吸収断面積が小さいことから、質量減損は無視し得る。」と記載しているが、鉛の主要同位体を踏まえ、それぞれの同位体が中性子を吸収する場合に想定される変化や、それぞれの中性子吸収断面積を踏まえて、遮蔽性能に影響がないことを説明すること。</p>	<p>鉛の主要同位体の中性子吸収反応及び吸収断面積は下表のとおりである⁴⁾。鉛が中性子を吸収する場合、同位体に変化するのみであることから、中性子吸収に伴う遮蔽性能の低下はない。その旨を説明するよう、(口)-第 F.2 表の鉛の放射線照射による劣化に関する記載を見直す。</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>反応</th> <th>同位体比 (%)</th> <th>中性子吸収断面積 (mb)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>$^{204}\text{Pb} (n, \gamma) ^{205}\text{Pb}$</td> <td>1.4</td> <td>661</td> </tr> <tr> <td>$^{206}\text{Pb} (n, \gamma) ^{207}\text{Pb}$</td> <td>24.1</td> <td>30.5</td> </tr> <tr> <td>$^{207}\text{Pb} (n, \gamma) ^{208}\text{Pb}$</td> <td>22.1</td> <td>709</td> </tr> <tr> <td>$^{208}\text{Pb} (n, \gamma) ^{209}\text{Pb}$</td> <td>52.4</td> <td>0.487</td> </tr> </tbody> </table> <p>4) S. F. Mughabghab et al., “Neutron Cross Sections Volume 1, Resonance Parameters”, BNL325 Third Edition, National Neutron Cross Section Center Brookhaven National Laboratory, (1973)</p> <p>なお、鉛に照射される累積中性子照射量を保守的に燃料近傍(バスケット部)の累積中性子照射量 $5.8 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2$ とし、鉛の反応を全て中性子吸収断面積の最も大きい $^{207}\text{Pb} (n, \gamma) ^{208}\text{Pb}$ とした場合においても、^{207}Pb の減損率は以下のとおり非常に小さいことから、鉛の質量減損は無視し得る。</p> $5.8 \times 10^{14} (\text{n/cm}^2) \times 0.709 \times 10^{-24} (\text{cm}^2) = 4.12 \times 10^{-10}$	反応	同位体比 (%)	中性子吸収断面積 (mb)	$^{204}\text{Pb} (n, \gamma) ^{205}\text{Pb}$	1.4	661	$^{206}\text{Pb} (n, \gamma) ^{207}\text{Pb}$	24.1	30.5	$^{207}\text{Pb} (n, \gamma) ^{208}\text{Pb}$	22.1	709	$^{208}\text{Pb} (n, \gamma) ^{209}\text{Pb}$	52.4	0.487	要	<p>【添付1参照】</p> <p>・(口)-F-10 ページ</p>
反応	同位体比 (%)	中性子吸収断面積 (mb)																		
$^{204}\text{Pb} (n, \gamma) ^{205}\text{Pb}$	1.4	661																		
$^{206}\text{Pb} (n, \gamma) ^{207}\text{Pb}$	24.1	30.5																		
$^{207}\text{Pb} (n, \gamma) ^{208}\text{Pb}$	22.1	709																		
$^{208}\text{Pb} (n, \gamma) ^{209}\text{Pb}$	52.4	0.487																		
14	(口)章 A	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>200m 浸漬試験については、密封境界を構成する部材ではなくて中間筒を評価対象部材としていることの妥当性を説明すること。</p> <p>また、バルブカバーが破損しないことを説明すること。</p>	<p>NFT-14P 型の胴部は、密封境界を構成する内筒、内筒の外周に位置する中間筒、更にその周りを囲む外筒で構成された三重円筒構造となっている。これらのうち、中間筒が外圧に対して十分な強度を有していれば、密封境界を構成する内筒が破損することはないことから、200m 浸漬試験時の外圧に対する輸送容器胴部の強度評価においては、中間筒を評価対象としている。</p> <p>また、強化浸漬試験における外圧に対する蓋の強度評価と同様の評価式により、200m 浸漬試験時における水位調整用加圧バルブ、ベント・水位調整バルブ及びドレンバルブのバルブカバーに発生する曲げ応力を求めると、水位調整用加圧バルブのバルブカバーは $\square \text{ MPa}$、ベント・水位調整バルブ及びドレンバルブのバルブカバーは $\square \text{ MPa}$ であり、バルブカバーの温度 170°C における設計引張強さ $S_u (\square \text{ MPa})$ 以下であることから、200m 浸漬試験時の外圧に対してバルブカバーが破損することはない。</p> <p>その旨を説明するよう、(口)章 A.7 の記載を見直す。</p>	要	<p>【添付2参照】</p> <p>・(口)-A-181 ページ</p> <p>・(口)-A-184 ページ</p>															

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案																									
15	(イ)章 (ロ)章B	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>熱解析ではタイプ3燃料の平均燃焼度を評価し、発熱量54kWを用いて評価していると記憶している。類似設計の核燃料輸送物において追加された燃料タイプで想定される燃料集合体当たりの発熱量を示し、輸送容器1基当たりの発熱量が54kWを超えないことを説明すること。</p>	<p>下表に各燃料タイプの仕様を示す。各燃料タイプを14体収納した場合の輸送容器1基当たりの発熱量はタイプ3燃料が最も高く、また、仮にいずれの燃料タイプの最高燃焼度燃料を14体収納した場合においても54kWを超えることはない。</p> <p>また、本輸送物は、(二)章の6. 収納物(使用済燃料集合体)の収納制限に記載しているように、収納する全ての燃料集合体の発熱量を合算して54kW以下となるよう収納制限を規定していることから、発熱量が54kWを超えることはない。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">燃料集合体</th> <th colspan="2">タイプ3</th> <th colspan="2">タイプ4</th> <th>タイプ5^{注)}</th> <th colspan="2">タイプ6</th> </tr> <tr> <th>平均</th> <th>最高</th> <th>平均</th> <th>最高</th> <th>平均</th> <th>平均</th> <th>最高</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼度 (MWD/MTU)</td> <td colspan="7" rowspan="3" style="text-align: center;">[Redacted Data]</td> </tr> <tr> <td>冷却日数 (日)</td> </tr> <tr> <td>発熱量 (kW/基)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) タイプ5燃料 ([Redacted] MWD/MTU) はタイプ6燃料 ([Redacted] MWD/MTU) よりも発熱量が小さいことから、タイプ5燃料 ([Redacted] MWD/MTU) の発熱量はタイプ6燃料 ([Redacted] MWD/MTU) 以下となる。</p>	燃料集合体	タイプ3		タイプ4		タイプ5 ^{注)}	タイプ6		平均	最高	平均	最高	平均	平均	最高	燃焼度 (MWD/MTU)	[Redacted Data]							冷却日数 (日)	発熱量 (kW/基)	—	—
燃料集合体	タイプ3		タイプ4		タイプ5 ^{注)}	タイプ6																								
	平均	最高	平均	最高	平均	平均	最高																							
燃焼度 (MWD/MTU)	[Redacted Data]																													
冷却日数 (日)																														
発熱量 (kW/基)																														
16	(ロ)章B	<p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>類似設計の核燃料輸送物と比較して、熱解析における評価温度が数度上昇していると思われるが、その理由を説明すること。</p>	<p>類似設計の核燃料輸送物に高燃焼度燃料を導入した際に、燃料仕様変更や熱解析の精緻化を図る観点から熱解析条件の変更を行って再評価を実施しているため、評価温度が数度変動した。主な解析条件の変更は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料仕様の変更 高燃焼度燃料を導入したことにより、燃料均質化領域の平均密度及び平均比熱を算出する際の燃料各部の重量を変更。 緩衝体均質化物性値の変更 カバープレートの一部と木材充填空間を合わせて均質化した解析モデルを使用していたが、カバープレートを全てモデル化して、木材充填空間のみを均質化した解析モデルに変更。 	—	—																									

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
17	(二) 章	【第2回ヒアリングコメント】 輸送物の収納物の最低崩壊熱量の評価が記載されているが、この評価モデルの保守性について説明すること。	輸送物の収納物の最低崩壊熱量の評価では、保守的な評価となるように以下を考慮した解析を実施している。 ・内筒内面下部における熱伝達率については、輸送物内部の熱が外部に逃げやすい条件にするため、(口)章 B. 付4表に示す内筒内面下部における熱伝達率より高い値に設定。 ・外筒表面及びフィン表面の対流熱伝達率については、(口)-第 B. 付2図に示す外表面における自然対流熱伝達率の周方向分布を考慮せず、輸送物内部の熱が外部に逃げやすい条件にするため、上部側の放熱が多くなるように設定。 ・太陽熱放射を未考慮。 なお、(二)章の1. 輸送物の収納物の最低崩壊熱量に記載のとおり、収納物の崩壊熱量が6.5kW以上でなければならないことを(口)章 B. 4.3に示しているが、実際の輸送においては余裕を考慮し、安全側に7.5kW以上となるように管理している。	—	—
18	(口)章 B (口)章 F	【第2回ヒアリングコメント】 ふっ素ゴムの使用可能温度300℃は、従来から参照されている参考文献に基づく値と認識しているが、最新の知見も踏まえて必要に応じてアップデートすること。	ふっ素ゴムの使用可能温度は、本輸送物におけるふっ素ゴムの最長使用期間である1年間を想定すると180℃以上、特別の試験条件で想定される火災事故を想定すると260℃以上であるということが近年の研究 ⁵⁾ により確認されている。 本輸送物の一般の試験条件/特別の試験条件におけるOリングの最高温度はそれぞれ164℃/222℃であるため、密封性能に影響はないが、最新の知見を踏まえて安全解析書のふっ素ゴムの使用可能温度の記載を見直す。 5) (財)電力中央研究所, “輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価”, 研究報告: U97101, (1998)	要	【添付3参照】 ・(口)-B-12 ページ ・(口)-B-26 ページ ・(口)-B-37 ページ ・(口)-B-39 ページ ・(口)-B-46 ページ ・(口)-B-53~54 ページ ・(口)-B-88 ページ 【添付1参照】 ・(口)-F-17 ページ 【添付4参照】 ・(口)-G-6 ページ
19	(口)章 B	【第2回ヒアリングコメント】 (口)-第 B. 23 表で、「通常時及び一般の試験条件下の最高温度」と記載しているが、表に記載の条件はいずれも一般の試験条件であるため、先行審査例などを参考に記載を適正化すること。	拝承	要	【添付3参照】 ・(口)-B-2 ページ ・(口)-B-4 ページ ・(口)-B-13 ページ ・(口)-B-26~29 ページ ・(口)-B-37 ページ ・(口)-B-39 ページ ・(口)-B-44 ページ ・(口)-B-78 ページ 【添付4参照】 ・(口)-G-12 ページ

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント	回答	修正の 要否	記載変更案
20	(口)章B	【第2回ヒアリングコメント】 特別の試験条件の耐火試験の評価において放熱フィンの変形を考慮していないが、この妥当性について説明すること。	p. 30 及び p. 31 に回答を示す。	—	—
21	(口)章B	【第2回ヒアリングコメント】 (口)章B. 4. 4に記載されている一般の試験条件における内圧評価の保守性について説明すること。 構造評価では保守的な設計圧力を用いていることは理解しており問題ないと考えているが、密封解析に用いている値は熱解析結果そのものであるため、内圧評価自体の保守性を確認したい。	本熱解析モデルは、輸送容器の構成部材の温度を保守的に設定するためのモデルであるが、輸送物の最大内圧の評価の前提条件となる内筒内水の温度も同じモデルにより評価しており、その結果として導出された内筒内水の平均温度(179℃)を最大内圧の評価の際に使用している。一方、実際の NFT-14P 型の内筒内水に接触する内筒内面の平均温度は、NFT-14P 型の実証試験 ⁶⁾ において実施された伝熱試験において、横置き状態の輸送容器の水平方向(90°-270° 方向)から床面方向(180° 方向)にかけて急激な温度の降下傾向(約167℃から約115℃に低下)が確認されていることから、熱解析により導出された内筒内水平平均温度(179℃)よりかなり低い温度となる。 また、最大内圧の評価においては、内筒内水量を多くすることで水の膨張による内筒内圧が高くなることから、保守的な評価となるように他燃料タイプに比べて形状が小さい 14×14 燃料が 14 体収納された状態を考慮して内筒内水量を評価している。 上記のとおり、圧力評価の観点から内筒内水の温度及び内水量を保守側に設定することにより、輸送物の最大内圧を保守的に評価している。 6) (財)電力中央研究所, “平成8年度「放射性廃棄物輸送容器等安全性実証試験」事業成果報告書”, (1997)	—	—
22	(口)章D	【第2回ヒアリングコメント】 輸送貯蔵兼用容器では、中央部に燃焼度が高い燃料集合体を配置し、周辺部に燃焼度の低い燃料集合体を配置している。 一方、NFT-14P 型の遮蔽解析は全ての燃料集合体が平均燃焼度という考え方にに基づき行われているが、除熱上の配置制限のとおり燃料集合体を配置した場合においても外周部に平均燃焼度を上回る燃料集合体が配置されることになる可能性もあるため、全て平均燃焼度として解析を行う遮蔽評価条件の妥当性について説明すること。	p. 32 及び p. 33 に回答を示す。	—	—
23	(口)章B (口)章F	【第2回ヒアリング後のメールコメント】 (口)-F-16 で「緩衝材よりも高い緩衝体表面の最高温度は、通常輸送条件よりも保守的な一般の試験条件下(環境温度38℃、太陽熱放射あり)であっても125℃である。」とあるが、エビデンスはどこに示されているか。(口)-B-27 に示す一般の試験条件下の最高温度の記載も含め、必要に応じて記載の適正化。	当該温度は上部緩衝体と蓋が接触している位置で生じる緩衝材の最高温度である。緩衝材を含む全体モデルの温度分布図は(口)-第 B. 8 図に示しているが、緩衝材の最高温度は明記していないため、(口)章 B. 4. 2 に緩衝材の最高温度を追加する。併せて、(口)-第 F. 2 表の木材の熱的劣化に関する記載を見直す。	要	【添付3参照】 ・(口)-B-27 ページ 【添付1参照】 ・(口)-F-16 ページ

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
1	(ロ)章 F	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>ふっ素ゴムの累積照射量が評価期間1年で$2.0 \times 10^4 \text{Gy}$という値は、他部材の60年評価と比較しても直感的に大きい印象がある。また、ふっ素ゴムの基準値が$6 \times 10^4 \text{Gy}$(機械的特性の変化に伴う密封性能への影響)と設定されており、評価値と差が小さく安全マージンが小さいように見える。</p> <p>累積照射量の数値を再確認の上で、この評価の保守性について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>累積照射量の算出方法について文章で明記すること。</p>

(回答)

ふっ素ゴムの放射線照射による劣化の評価では、蓋部Oリング、水位調整用加圧バルブOリング、ベント・水位調整バルブOリング及びベントバルブOリングを対象として、下記に示す算出方法によりふっ素ゴムの累積照射量を評価し、最も累積照射量が高いベント・水位調整バルブOリングの評価結果を安全解析書へ記載している。なお、評価したふっ素ゴムの累積照射量の数値に間違いがないことを再確認した。

<累積照射量の算出方法>

(ロ)章 D 遮蔽評価では、NFT-14P 型の構造材部及び周辺部の中性子束 [$n / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$] 及びガンマ線束 [$\text{photons} / (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$] を計算し、表面及び表面から 1m の位置での任意点の線束に線量当量率変換係数を乗じたものである。

ふっ素ゴムの照射量評価では、ガンマ線については(ロ)章 D で算出したガンマ線束計算結果から図 1 に示すふっ素ゴムの設置領域より最大線束を抽出し、吸収線量率変換係数及び照射期間(1年)を乗ずることで算出した。中性子については、ふっ素ゴムはガンマ線と中性子の吸収線量の合算値が基準となるため(ロ)章 D で算出した中性子束より図 1 に示す領域の最大値に(ロ)章 D と同一の変換係数より算出した線量当量率を $Sv = \text{Gy}$ として吸収線量とし、照射期間(1年)を乗ずることで算出した。

上記のとおり算出したガンマ線照射量及び中性子照射量の合算値をふっ素ゴムの累積照射量としている。

また、ふっ素ゴムの累積照射量の評価は以下のとおり保守性を有している。

<評価の保守性>

- ・累積照射量の評価期間は、保守側に1年間の連続照射を考慮している。
- ・ふっ素ゴムの累積照射量の最大値とした評価点は、ベント・水位調整バルブのふっ素ゴムが設置されている位置を含む範囲の中で最大値となる位置であり、実際のふっ素ゴムの設置位置に対して保守的な累積照射量となっている。(図 1 参照)

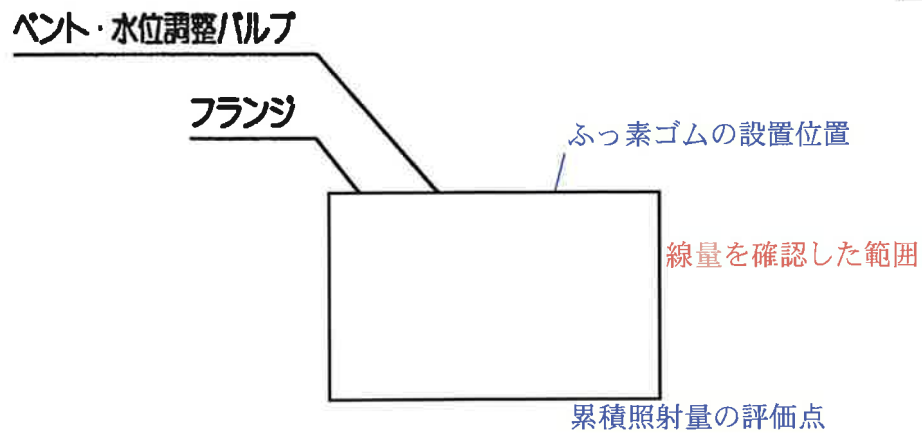


図1 ベント・水位調整バルブの累積照射量の評価範囲とふっ素ゴムの設置位置

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
5	(口)章 B	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>評価上の仮定として以下の記載がある。</p> <p><現行の記載></p> <p>一般の試験条件下では、緩衝体に変形していないとする方が収納物及び緩衝体の最高温度を高く評価できる。したがって、緩衝体には変形がないものとし、38℃の環境に1週間放置したものとして一般の試験条件下の熱解析を行う。</p> <p>緩衝体の変形を考慮しないことが、収納物の最高温度を高く評価する上で適切な設定であることは理解できる。一方で、緩衝体表面について、法令上要求されている表面温度85℃以下であることを確認する上では緩衝体の変形を考慮する方が、熱源との距離が短くなるので保守的な評価となるのではないか。</p> <p>緩衝体の変形を考慮しない評価が、緩衝体表面の温度が85℃に達しないことを十分に評価できていることの方(緩衝体の変形を考慮しない仮定の妥当性)について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>輸送容器の除熱機能を踏まえて、緩衝体変形による表面積の変化に着目し、どのように評価に影響するか説明すること。</p>

(回答)

緩衝体表面の最高温度76℃((口)-第B.23表参照)は、図2に示すように、下部緩衝体の近接防止金網近傍を評価点としている。

(口)章B.4.1.1に記載しているとおり、本輸送容器の放熱面積は、外筒とフィンの放熱面積が約221m²、上・下部緩衝体軸方向端面の放熱面積が約11m²であり、主要な放熱面は外筒及びフィンとなる。したがって、緩衝体温度に対する影響は限定的であるため、一般の試験条件下における当該部の温度評価に際しては、緩衝体の変形を考慮していない。

なお、温度変化の影響について緩衝体表面積の減少にのみ着目した場合、保守側に一般の試験条件の垂直落下、水平落下及びコーナー落下の緩衝体変形後の形状を包含する形状を考慮すると(図2参照)、緩衝体の表面積は約14%減少することになり、緩衝体温度は約81℃(=38+(76-38)×1.14)となるが、本輸送物の表面温度は技術上の基準に定める85℃を超えることはない。

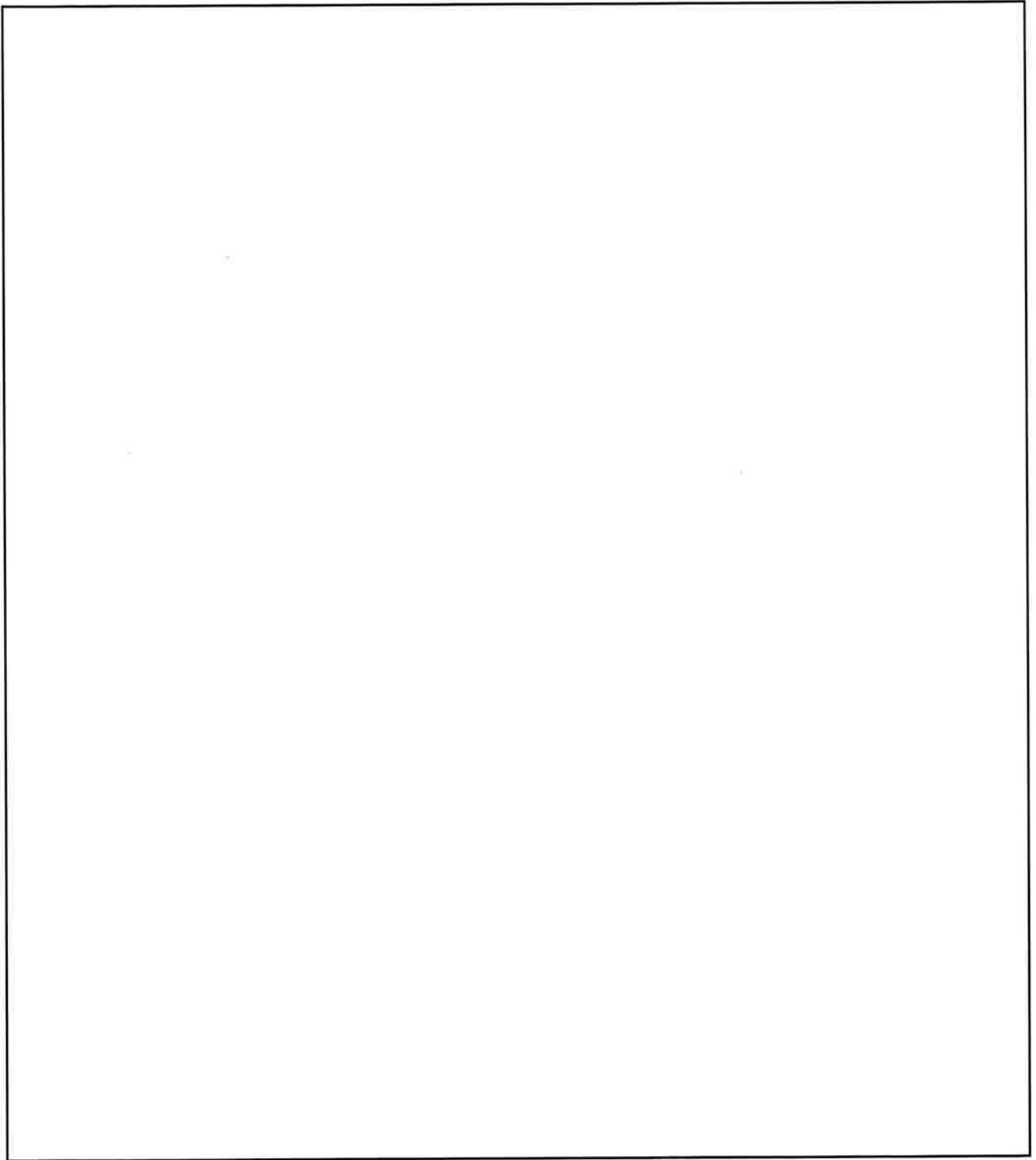


図 2 一般の試験条件における全体モデル温度分布
((口)-第 B. 6 図に情報を追加)

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
8	(口)章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>NFT-14P 型の 9m 水平落下ではトラニオンが接地することによる衝撃力が生じる。一方で、9m 水平落下評価の荷重条件では、トラニオンからの荷重が示されていない。この妥当性について説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>実際には緩衝体、フィン及びトラニオンからそれぞれ荷重がかかっているが、トラニオン衝突時の衝撃荷重を考慮してフィンの荷重を補正している本評価のほうが保守的な評価であることを説明すること。</p>

(回答)

NFT-14P 型の 9m 水平落下時における構造評価に使用している解析モデルは、実規模モデルによる 9m 水平落下試験⁶⁾を考慮したものであり、緩衝体及びフィンの最大変形時には、トラニオンはすでにせん断破壊しているため、トラニオンからの荷重は発生していない。しかし、構造解析においてはトラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重に補正して解析を実施している。表 2 に示すとおり、解析結果(本体の加速度、緩衝体及びフィンの変形量)は、落下試験の結果を上回り、保守側な評価ができることが確認されていることから、9m 水平落下時の解析で考慮している荷重条件及び境界条件は妥当である。

なお、安全解析書における評価(トラニオン衝突時の衝撃荷重を考慮してフィンの荷重を補正して評価)及びトラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重として考慮せずフィン及びトラニオンからの荷重が個別に作用する場合の評価を比較すると、次ページに示すように安全解析書における評価の方が輸送容器本体に発生する曲げモーメントをより大きく評価していることから、安全解析書における評価の方が保守側な評価である。

表 2 実規模モデルの落下試験結果と解析結果の比較

((口)-第 A. 付 16 表より抜粋)

落下姿勢	落下試験 [A]		解析結果 ^{注)} [B]		[B]/[A]	
	加速度 (m/s ²)	変形量 (mm)	加速度 (m/s ²)	変形量 (mm)	加速度	変形量
自由落下試験 (0.3m 落下)	108 (11G)	15 [緩衝体]	194 (20G)	38.4 [緩衝体]	1.80	2.56 [緩衝体]
落下試験 I (9m 落下)	755 (77G)	150 [緩衝体] 99 [フィン]	968 (99G)	184 [緩衝体] 133 [フィン]	1.28	1.23 [緩衝体] 1.34 [フィン]

注) NFT-14P 型の構造解析の評価結果

<9m 水平落下時におけるトラニオン荷重の考慮方法による影響>

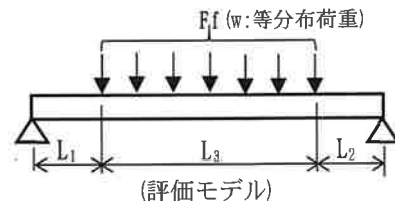
9m 水平落下時における NFT-14P 型輸送容器の本体 (胴部) の強度評価におけるトラニオン荷重の考慮方法による影響を確認するため、輸送容器本体に発生する曲げモーメントの比較を行った。

(1) 安全解析書の評価 (トラニオン衝突時の衝撃荷重を考慮してフィン荷重を補正して評価) の場合輸送容器本体に発生する最大曲げモーメント M は下式により算出する。

なお、輸送容器本体の内圧及び収納物重量による容器内部に発生する荷重は無視し、輸送容器本体の外部から作用する荷重により輸送容器本体に発生する最大曲げモーメントを評価する。

$$M = w \cdot L_3 / L \cdot (L_2 + L_3 / 2) \cdot (L_1 + (2 \cdot L_2 \cdot L_3 + L_3^2) / (4 \cdot L)) \dots \dots \dots \text{式 (1)}$$

$$w = Ff / L_3 \dots \dots \dots \text{式 (2)}$$



ここで、

M : 輸送容器本体に発生する最大曲げモーメント [N・mm]

w : 9m 水平落下時にフィンから輸送容器本体に作用する等分布荷重 [N/mm]

Ff : 9m 水平落下時にフィンから輸送容器本体に作用する反力 = [N]

(緩衝体及びフィン並びにトラニオン衝突時のトラニオン荷重を考慮した荷重)

L : 輸送容器全長 = 5,318mm

L1 : 蓋上面からフィンまでの距離 = mm

L2 : 底板下面からフィンまでの距離 = mm

L3 : フィンの容器軸方向長さ = mm

式 (1) 及び式 (2) より、安全解析書での評価と同様にトラニオン衝突時の衝撃荷重を考慮してフィンの荷重を補正して評価した場合における輸送容器本体に発生する最大曲げモーメントは、
 [N・mm] となる。

(2) トラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重として考慮せずに評価した場合

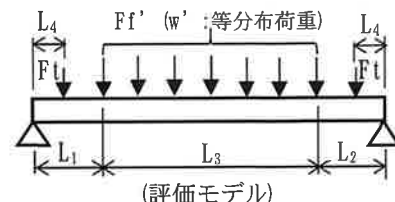
次に、トラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重として考慮せずに評価した場合における輸送容器本体に発生する最大曲げモーメント M は下式により算出する。

$$M = Mf + Mt$$

$$Mf = w' \cdot L_3 / L \cdot (L_2 + L_3 / 2) \cdot (L_1 + (2 \cdot L_2 \cdot L_3 + L_3^2) / (4 \cdot L)) \dots \dots \dots \text{式 (3)}$$

$$w' = Ff' / L_3 \dots \dots \dots \text{式 (4)}$$

$$Mt = Ft \cdot L_4 \dots \dots \dots \text{式 (5)}$$



ここで、

M : 輸送容器本体に発生する最大曲げモーメント [N・mm]

Mf : トラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重として考慮しない場合のフィン反力により輸送容器本体に発生する曲げモーメント [N・mm]

Mt : トラニオン衝突時のトラニオン荷重により輸送容器本体に発生する曲げモーメント [N・mm]

w' : 9m 水平落下時にフィンから輸送容器本体に作用する等分布荷重 [N/mm]

Ff' : 9m 水平落下時にフィンから輸送容器本体に作用する反力 = N

(緩衝体及びフィンからの反力を考慮した荷重)

Ft : 9m 水平落下時にトラニオンから輸送容器本体に作用する反力= N

(トラニオンの肩部のせん断破壊に要する荷重)

L : 輸送容器全長=5,318mm

L₁ : 蓋上面からフィンまでの距離= mm

L₂ : 底板下面からフィンまでの距離= mm

L₃ : フィンの容器軸方向長さ= mm

L₄ : 輸送容器の端面からトラニオン中心軸までの距離=554mm

(曲げモーメントを大きく評価するため、距離が長い上部側のトラニオン位置を考慮)

式 (3) から式 (5) より、トラニオン衝突時の衝撃荷重をフィンの荷重として考慮せず、フィン及びトラニオンからの荷重が個別に作用するとして評価した場合における輸送容器本体に発生する最大曲げモーメントは、 [N・mm] となる。

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
9	(ロ)章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・17×17 燃料による本試験の結果と、14×14 燃料及び 15×15 燃料の構造上の違いを考慮しても同様に破損がないことをどのように関連付けしているのか。17×17 型の試験体の代表性について説明すること。 ・A 型及び B 型の違いをどのように考慮した試験体であるのか、その理由について説明すること。 ・燃料集合体のグリッド間隔が下部より上部の間隔が長いことを踏まえた上で、臨界評価で下部側の 1 スパン拡大を考慮していることの妥当性について説明すること。 <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>各燃料タイプの支持格子間スパンや断面の剛性の比較、破断ひずみに対する裕度等を確認することで、17×17 燃料を代表タイプとすることが適切であることを説明すること。</p> <p>また、A 型、B 型それぞれの試験を行っていることについては、安全解析書内で記載するべきと考える。</p>

(回答)

実機大スケール模擬燃料集合体を用いた 9m 落下試験における 17×17 燃料の試験体の代表性は以下のとおりである。

- ・9m 垂直落下試験については、燃料被覆管の変形に影響する圧縮による発生応力を大きくする観点から、燃料被覆管の断面積が他の燃料タイプより小さい 17×17 燃料を代表型式として選定した。なお、(ロ)章 A での燃料被覆管の強度評価結果では、17×17 燃料に比べて 14×14 燃料及び 15×15 燃料に発生する応力(落下衝撃による圧縮応力及び内圧による各方向応力を合成した応力強さ)の方が大きいですが、これは 14×14 燃料及び 15×15 燃料は内圧による発生応力が 17×17 燃料より大きいためである。
- ・(ロ)章 A. 10. 4 に示す実機大スケール模擬燃料集合体を用いた 9m 頭部垂直落下及び 9m 底部垂直落下試験の結果より、落下方向最下部の 1 スパン間で、9m 頭部垂直落下時に最大で約 2mm 程度、9m 底部垂直落下時に最大で約 1 mm 程度、曲げによる拡大変形が確認された。
- ・そこで、実機大落下スケール模擬燃料集合体による 9m 落下試験で得られた 17×17 燃料の燃料被覆管の変形量に基づき、グリッド間にプレナム部(UO₂ペレットのない領域)がない下部側最下段の 1 スパンに対して、各燃料タイプの燃料被覆管の断面形状及び支持格子間隔、並びに作用する荷重を考慮した変形量を比較した。
- ・その結果、9m 底部垂直落下時に 14×14 燃料及び 15×15 燃料の燃料被覆管の最下段に発生する変形を推測すると、最大で□mm 程度の変形が発生すると考えられる(下記参照)。
 なお、(ロ)章 E の臨界評価では、燃料被覆管がバスケットチャンネル内で均一に広がった場合を想定しており、推測した変形量よりも大きな変形量を考慮した保守側の評価としていることから、燃料タイプごとの変形量の違いによる臨界評価への影響はない。

- ・9m 水平落下試験については、(ロ)章 A. 10.4 に示すように模擬燃料集合体幅は縮小する結果となっており、臨界評価の観点では、14×14 燃料、15×15 燃料又は 17×17 燃料のいずれを代表としても問題ない。

<燃料被覆管に発生する変形量の推測>

実機大落下スケール模擬燃料集合体 (17×17 燃料) による 9m 底部垂直落下試験の結果より、最下段の支持格子間に最大変形 (約 1 mm) が発生することから、下式に基づいて、最下段の支持格子間について、17×17 燃料に対する 14×14 燃料及び 15×15 燃料の最下段の支持格子間の燃料被覆管の変形量を算出する。

[変形量 : V]

$$V = 5 \times w \times L^4 / (384 \times E \times I) \quad (\text{等分布荷重、両端支持の梁に発生する最大変形量})$$

ここで、

- w : 燃料被覆管の単位長さ当たりの重量
(水平落下姿勢時に支持格子間に作用する荷重を想定) (kg/mm)
- L : 燃料被覆管の支持格子間隔 (mm)
- E : 燃料被覆管の縦弾性係数 (MPa)
- I : 燃料被覆管の断面二次モーメント (mm⁴) = (do⁴ - di⁴) × π / 64
- do : 燃料被覆管の外径 (mm)
- di : 燃料被覆管の内径 (mm)

[17×17 燃料に対する変形量の比率 : α]

$$\alpha = V_{14} / V_{17} \quad (17 \times 17 \text{ 燃料に対する } 14 \times 14 \text{ 燃料の変形量の比率を算出する場合})$$

ここで、

- V₁₄ : 14×14 燃料の燃料被覆管の変形量
- V₁₇ : 17×17 燃料の燃料被覆管の変形量

【算出結果】

- ・17×17 燃料に対する 14×14 燃料の変形量の比率 : (底部落下時の最下段)
- ・17×17 燃料に対する 15×15 燃料の変形量の比率 : (底部落下時の最下段)

[17×17 燃料変形量 (1mm) に対する各燃料被覆管の変形量 (推測値) : δ]

$$\delta = 1 \times \alpha$$

【算出結果】

- ・14×14 燃料の燃料被覆管の変形量の推測値 : 約 mm (底部落下時の最下段)
- ・15×15 燃料の燃料被覆管の変形量の推測値 : 約 mm (底部落下時の最下段)

A型及びB型燃料の違いによる影響については、以下のとおり確認できており、燃料健全性を確認している。

- ・(ロ)章A.10.4に示す実機大スケール模擬燃料集合体を用いた9m落下試験に先立ち、実機大スケール落下試験として、上・下部スツールを装荷しない条件でのA型及びB型燃料(17×17型)の9m底部垂直落下を実施している。試験の結果、□型の模擬燃料集合体の方が□型よりも変形量が大きいため□型燃料の変形量：バンドル幅約□mm、□型燃料の変形量：バンドル幅約□mmを確認できたことから、9m底部垂直落下に対しては、上・下部スツールを装荷した条件による□型燃料の健全性を確認した。
- ・9m頭部垂直落下に対しては、上・下部スツールを装荷した条件によるA型及びB型燃料の健全性を確認した。
- ・9m水平落下に対しては、燃料集合体と上・下部スツールの間での荷重伝達は軽微であることから上・下部スツールを装荷しない条件の9m底部垂直落下における17×17燃料を代表とする考え方を踏まえ、□型燃料(17×17型)の健全性を確認した。

また、臨界評価で下部側の1スパン拡大を考慮していることの妥当性は以下のとおりである。

- ・実機大スケール模擬燃料集合体を用いた落下試験の結果、拡大変形範囲は落下方向最下部の1スパンであった。
- ・頭部垂直落下時の燃料集合体の最上部のグリッド間には、燃料棒のプレナム部(UO₂ペレットのない領域)の領域が含まれていることから、グリッド間にプレナム部がない底部垂直落下の下部側に対して、1スパン拡大を考慮した臨界評価を実施した。(図3参照)

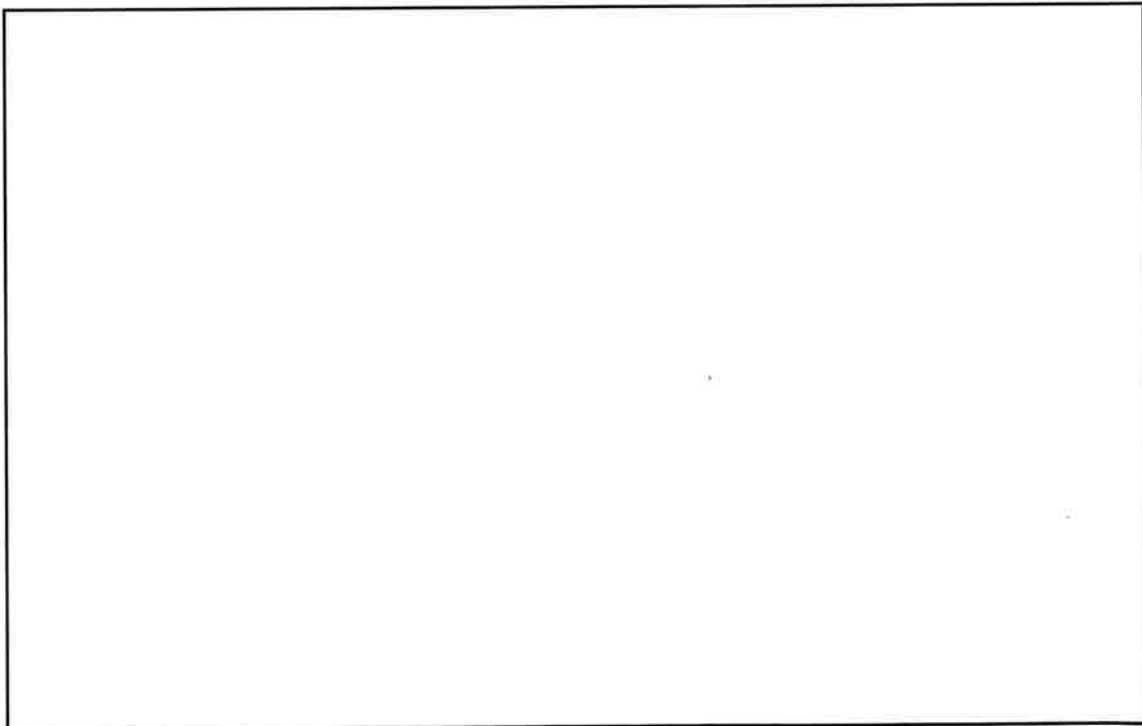


図3 燃料集合体のグリッドと燃料棒の位置

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
10	(口) 章 A	<p>【第1回ヒアリングコメント】</p> <p>別型式をベースとした落下試験体を用いた試験をもって、フランジの剛性比や荷重比率を用いて NFT-14P 型の実証として妥当としているが、衝撃吸収する放熱フィンの長さの違いや本体胴部の構造上の違い(一体か多層)を考慮しても、この考え方が妥当であることについて補足説明すること。</p> <p>【第2回ヒアリングコメント】</p> <p>落下試験体と本輸送容器のフィンの高さや厚さの違いを踏まえた反力の説明等を追加し、本評価に係る説明の拡充を行うこと。</p>

(回答)

ご指摘の通り、(口) 章 A. 10. 7 の傾斜落下試験に適用した落下試験体 (NFT-38B 型と同形状) と NFT-14P 型は、衝撃吸収するフィンの長さの違いや本体胴部の構造上の違いがあるものの、次ページ (図 4 参照) に示すように緩衝体からの蓋・フランジ部の荷重伝達経路が同じであること、また、フィンからの荷重の伝達経路が同じであることから、落下試験体を用いた試験を基に NFT-14P 型の評価を行うことは妥当と考える。なお、本体胴部はフィンからの荷重に対して十分な強度を有していることから、本体胴部の構造上の違いによる影響はない。

また、傾斜落下時の落下試験体の挙動を図 5 に示す。傾斜落下時は、図 5 に示すように落下試験体が一次衝突後、一次衝突側を支点にして落下試験体が回転運動する。その後、落下試験体の密封境界である蓋が地面と衝突する二次衝突時には、落下試験体の姿勢はほぼ水平状態で衝突する。そこで、落下試験体と NFT-14P 型の傾斜落下時の水平方向荷重に対する密封健全性を相対評価するにあたり、水平姿勢を対象として評価した。

さらに、NFT-14P 型の傾斜落下時の一次衝突及び二次衝突のエネルギー吸収比率から荷重を求めて、水平落下時の荷重と比較することで、傾斜落下時の密封健全性を確認した。

<傾斜落下試験の落下試験体及び NFT-14P 型の構造の違いを踏まえた実証試験の妥当性>

・図 4 赤枠箇所

緩衝体に入力された荷重が輸送容器の蓋部又は底部に伝達される構造であることは、落下試験体と NFT-14P 型で同様である。また、密封境界を構成する蓋・フランジ部の構造は、リング状のフランジに蓋が嵌合する構造であり、落下試験体と NFT-14P 型で同様である。そのため、水平落下を含め傾斜落下時の緩衝体からの荷重は、フランジを通して、蓋の嵌合部から蓋に伝達することとなり、NFT-14P 型と落下試験体の荷重の伝達経路も同様である。

・図 4 緑枠箇所

落下試験体の胴部は一体構造である一方で、NFT-14P 型の胴部は図 4 に示すように三重円筒構造となっている。

三重円筒構造である NFT-14P 型は、一体構造である落下試験体に比べて断面剛性(断面二次モーメント)及び断面積が [] 小さいものの、本体胴部が十分な強度を有していることは(ロ)章 A にて確認できており(表 3 参照)、落下時の挙動は一体構造である落下試験体と差異がなく同等の結果が得られる。

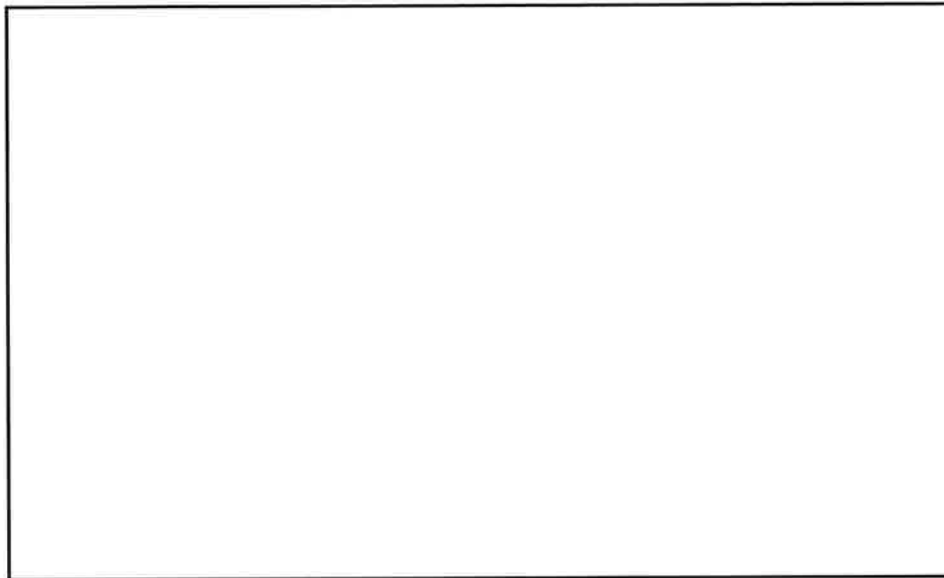
・図 4 青枠箇所

フィンの形状は落下試験体(フィン高さ: []、フィン板厚: [] [])と NFT-14P 型(フィン高さ: []、フィン板厚: [])で異なるが、フィンに入力された荷重が、フィンを座屈変形(図 6 参照)させながら荷重を本体胴部へ伝達する構造であることは、落下試験体と NFT-14P 型で同様である。

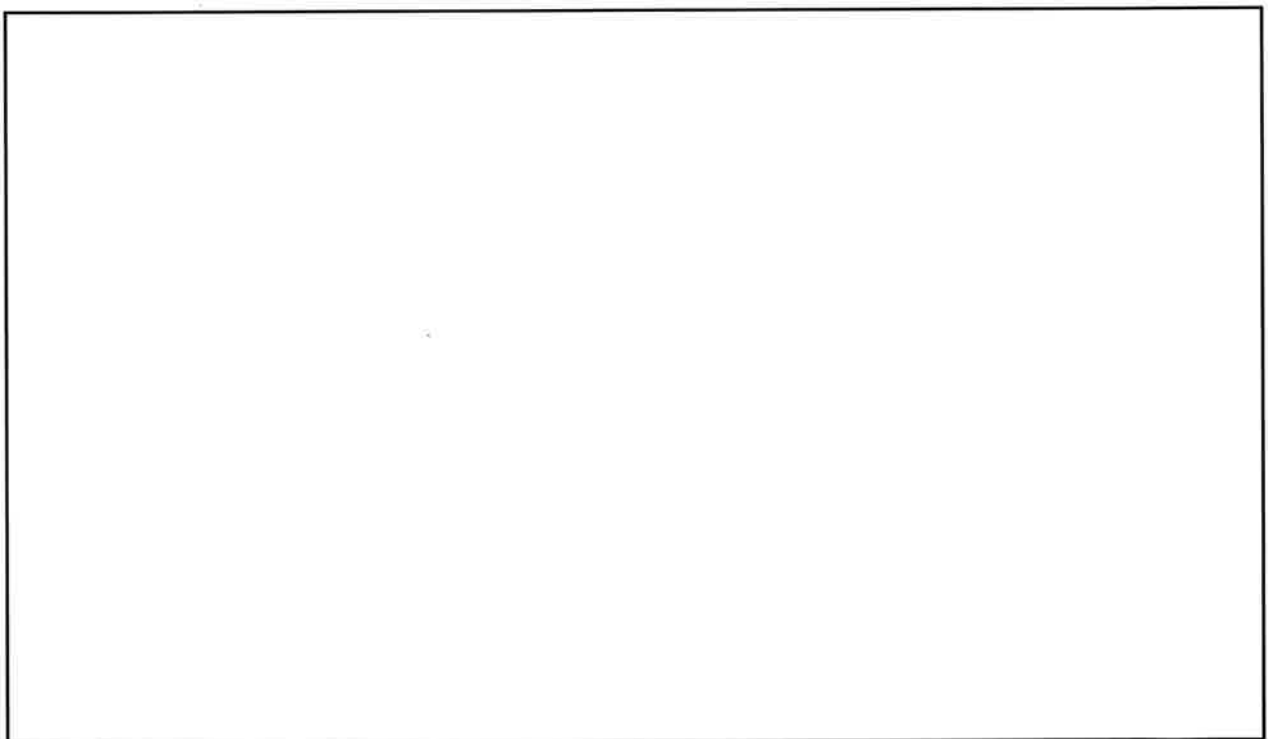
上述のとおり、フィンから荷重が伝えられた本体胴部の挙動は、落下試験体と NFT-14P 型では差異がなく、十分な強度を有していることから、フィンの形状の違いはフィンから本体胴部への荷重伝達の挙動には影響しない。

なお、落下試験体のフィンは、NFT-14P 型に比べて高さが短く、板厚も厚いことから、衝突時に発生する衝撃荷重(図 7 参照)は、落下試験体の方が大きくなる。衝撃荷重の大きい落下試験体による落下試験により密封健全性を確認することにより、落下試験体よりも衝撃荷重の小さい NFT-14P 型の密封健全性も確認することができる。

以上のことから、NFT-14P 型の傾斜落下評価に本落下試験を適用することは、構造の違いを考慮しても妥当である。



(落下試験体 (1/2.5 スケール))



(NFT-14P 型輸送容器)

図 4 落下試験体と NFT-14P 型輸送容器の構造

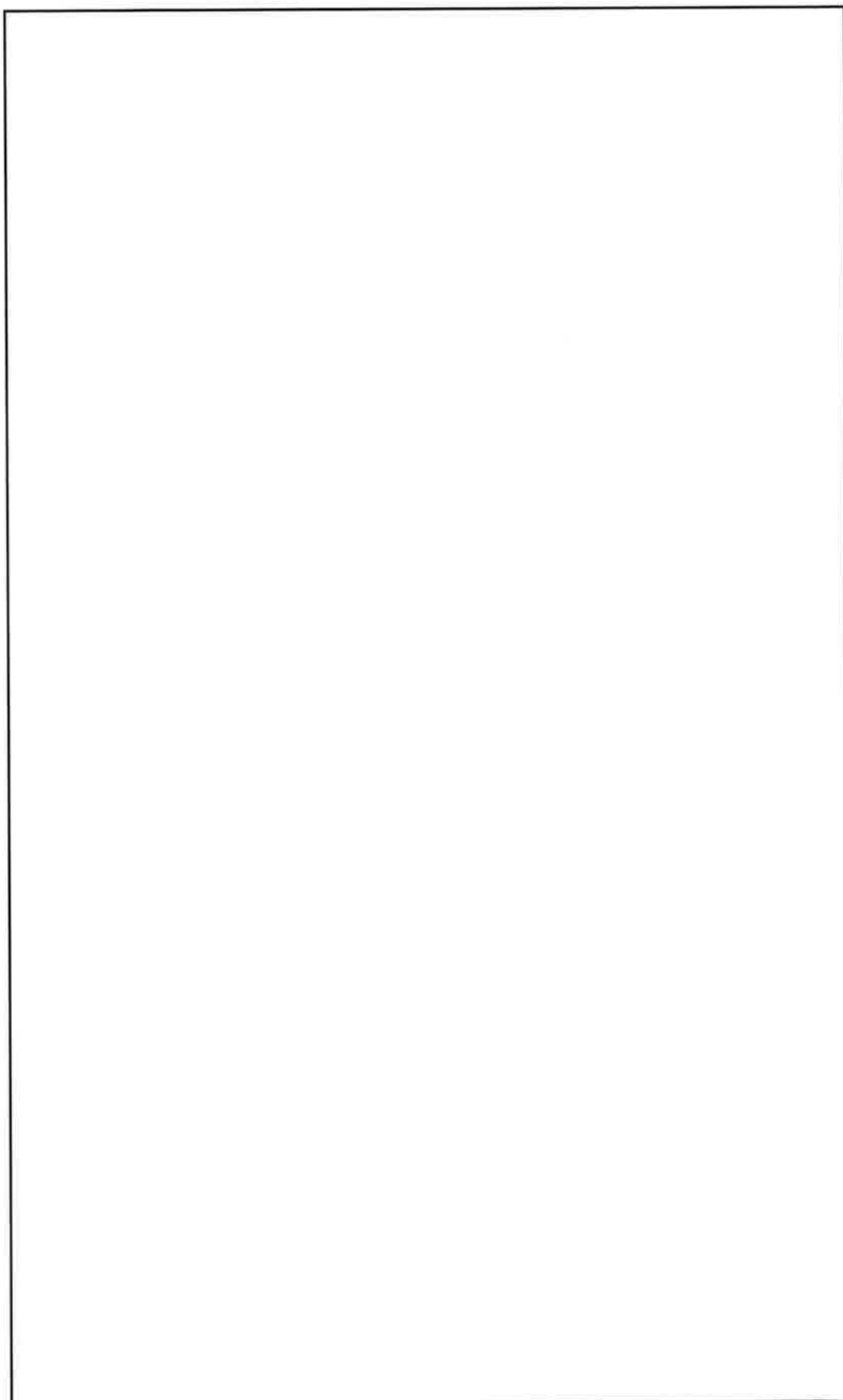
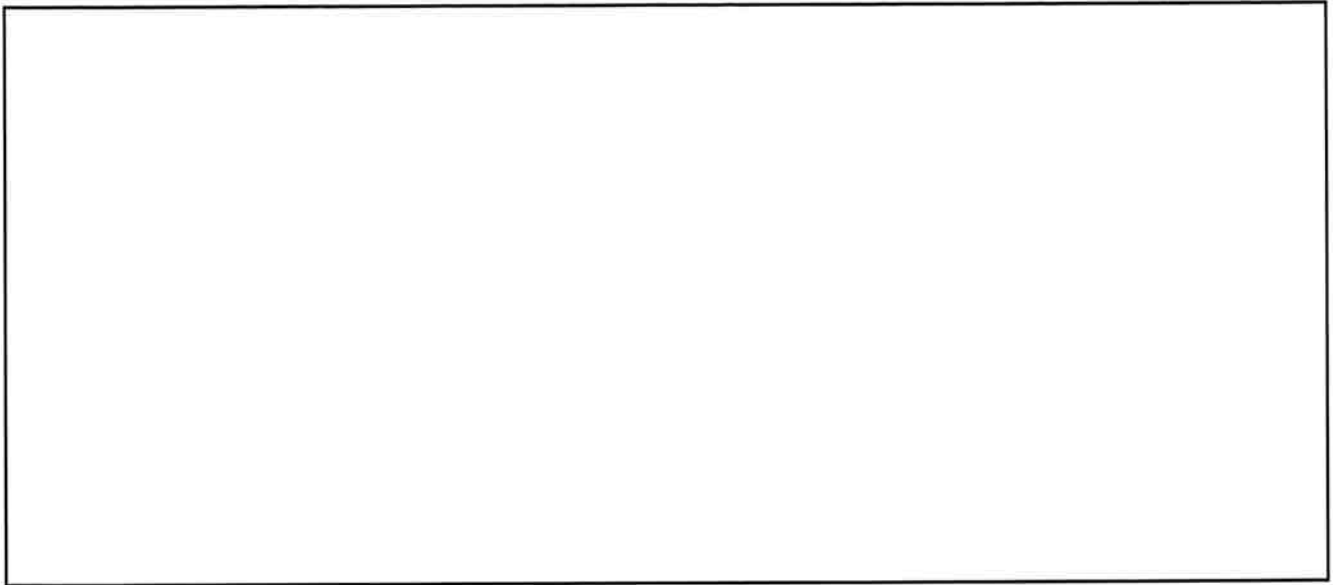
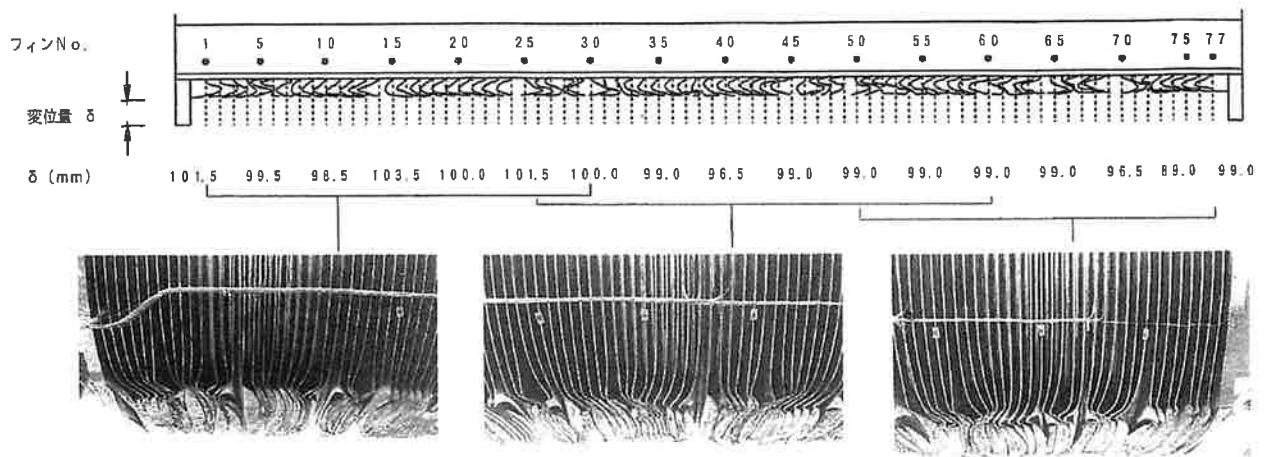


図5 傾斜落下時（ 10° ）の落下試験体の挙動

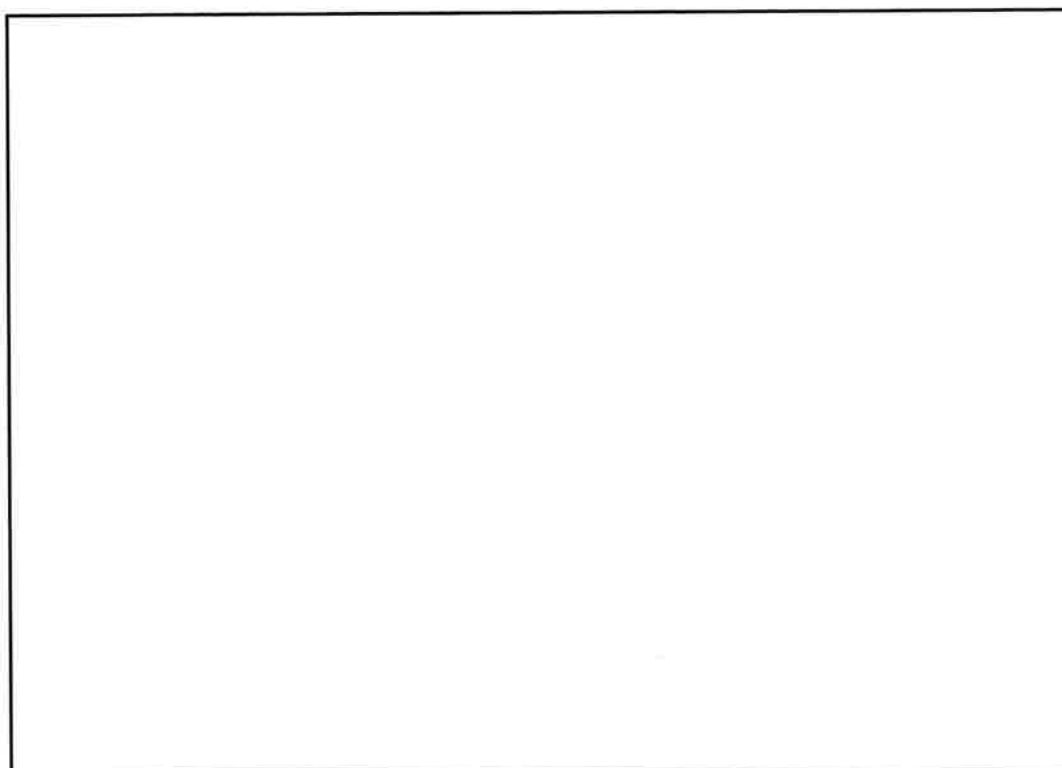


(落下試験体 (1/2.5 スケール))

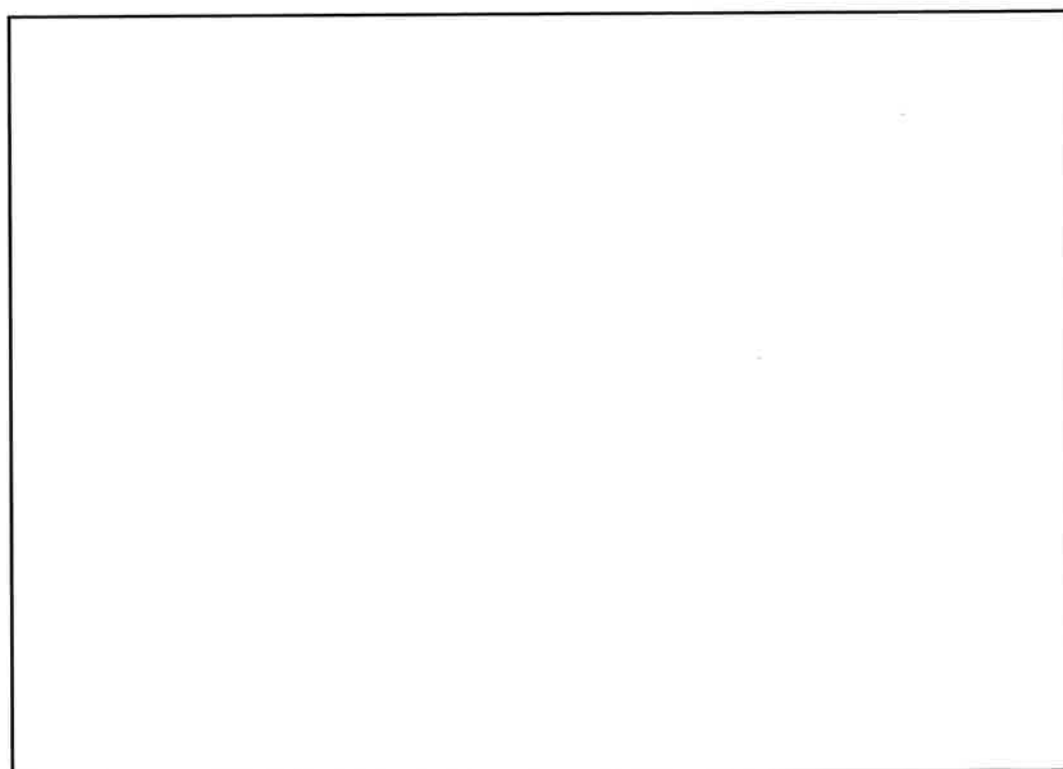


(NFT-14P 型輸送容器)

図 6 9m 水平落下時における落下試験体と NFT-14P 型輸送容器のフィンの変形状態



(落下試験体 (同形状の NFT-38B 型の安全解析書から抜粋))



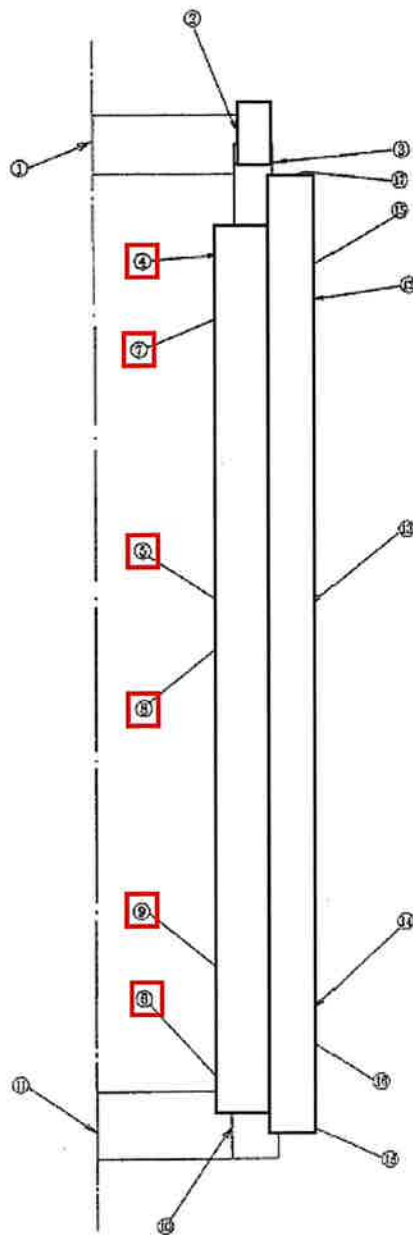
(NFT-14P 型)

図 7 水平落下時の変形量と吸収エネルギー及び衝撃力との関係

表3 9m 水平落下時における内筒及び中間筒の強度評価結果 (ABAQUS コードによる評価)

((口)-第 A. 26 表、(口)-第 A. 48 図より抜粋)

部位	断面	応力強さ (MPa)	解析基準値 (MPa)	余裕率 MS (-)
内筒	④	108		
	⑤	138		
	⑥	73.6		
中間筒	⑦	94.5		
	⑧	149		
	⑨	81.1		



評価断面	部 位
①	蓋 中央 部
②	蓋 端 部
③	フ ラ ン ジ
④	内 筒 上 部
⑤	内 筒 中 央 部
⑥	内 筒 下 部
⑦	中 間 筒 上 部
⑧	中 間 筒 中 央 部
⑨	中 間 筒 下 部
⑩	底 板 端 部
⑪	底 板 中 央 部
⑫	外 筒 上 部
⑬	外 筒 中 央 部
⑭	外 筒 下 部
⑮	上 部 仕 切 板
⑯	下 部 仕 切 板
⑰	上 部 レジソカハ-
⑱	下 部 レジソカハ-

<傾斜落下時のフィン反力を考慮した構造健全性の評価>

落下試験時の二次衝突時の衝突速度を論文⁷⁾の式を用いて、二次衝突時の衝突速度及び位置エネルギーに対する二次衝突時の運動エネルギーの比から衝撃荷重(衝突加速度)を求めて、水平落下時の荷重と比較することで、NFT-14P型の傾斜落下時の密封健全性を確認した。

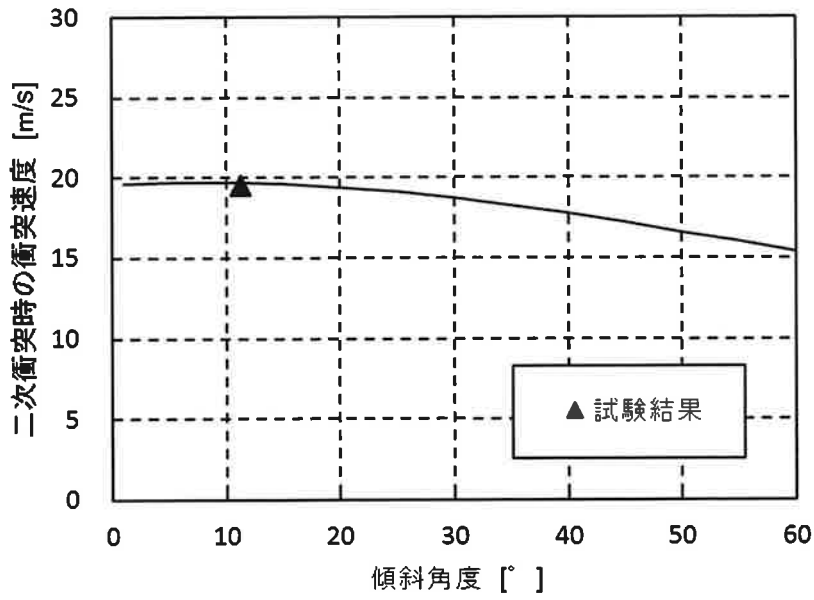
初めに、落下試験体を対象として同論文の適用性を評価した。論文の手法を用いて算出した二次衝突時の衝突速度は、試験結果で得られた二次衝突時の衝突速度と概ね一致することが確認されたため、同論文の適用は妥当と判断できる。図8に評価で得られた傾斜角度と衝突速度の関係と試験結果との比較を示す。

次に、本条件をNFT-14P型に適用し、二次衝突速度及び位置エネルギーに対する二次衝突時の運動エネルギーの比を評価する。評価の結果、二次衝突速度は最大 20.1m/s であり、位置エネルギーに対する二次衝突時の運動エネルギーの比は 0.78 となった。つまり、一次衝突で位置エネルギーの 22%を吸収し、残りの 78%が二次衝突で吸収することとなる。二次衝突速度及び位置エネルギーに対する二次衝突時の運動エネルギーの比をそれぞれ図9及び図10に示す。この結果を受け、二次衝突時の荷重を仮想的に評価するため、約 14m (=9m×78/50)からの水平落下にフィンの変形挙動を考慮して、傾斜落下時の衝撃加速度を評価した。評価の結果、水平落下時に対して 1.67 倍の衝撃加速度が発生することが確認された。

この加速度倍率を用いて傾斜落下時における蓋密封部の構造健全性を評価した。表4に示すとおり傾斜落下時における蓋、フランジ及び蓋ボルトに発生する応力は、解析基準値以下である。

以上より、安全解析書で示した評価に加えて、上記評価を適用した場合においても、傾斜落下時のNFT-14P型の密封健全性が維持されることが確認された。

7) T. Quercetti, V. Ballheimer, G. Wieser, "Analytical, Numerical and Experimental Investigations on the Impact Behaviour of Packagings for the Transport of Radioactive Material under Slap Down Conditions", Journal of Nuclear Materials Management, (2001).



	試験結果	解析結果
二次衝突速度 (m/s)	19.5	19.7

図8 落下試験体の傾斜落下時の二次衝突速度の評価

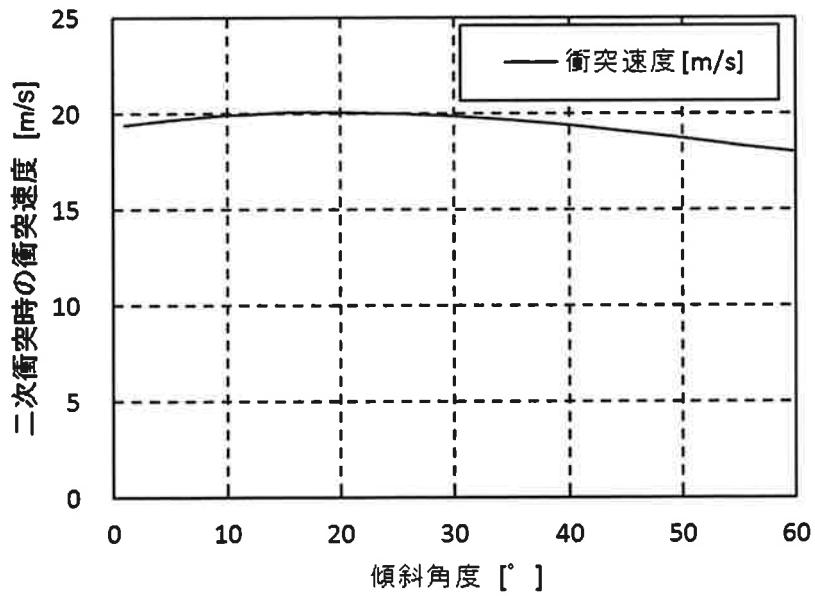


図9 NFT-14P 型の傾斜落下時の二次衝突速度の評価

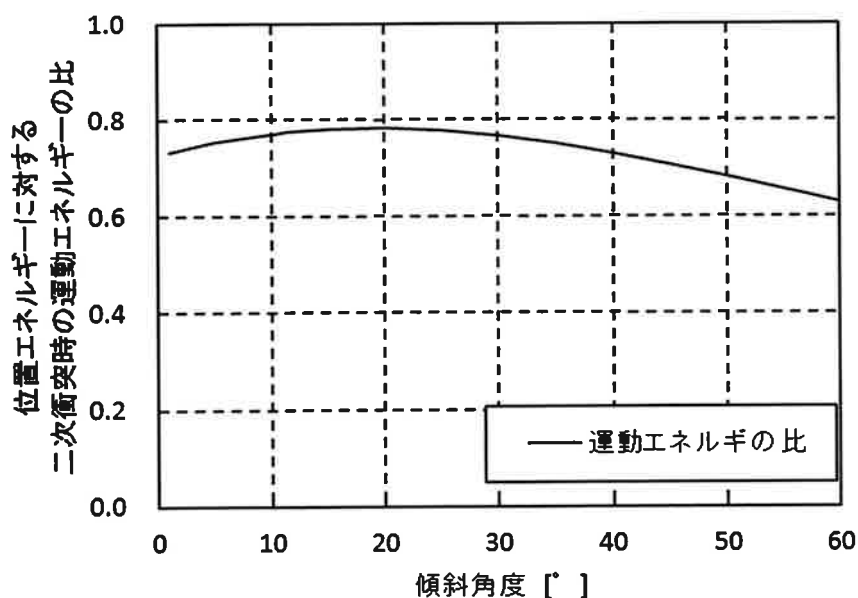


図 10 NFT-14P 型の位置エネルギーに対する二次衝突時の運動エネルギーの比

表 4 NFT-14P 型の傾斜落下時の蓋密封部に発生する応力

部位	断面 No. ^{注1)}	応力分類 ^{注2)}	表面	応力強さ (MPa)	温度 (°C)	解析基準値 (MPa) ^{注3)}	余裕率 MS (-)
蓋	①	P _m	-	58.3	170	[]	-
		P _L +P _b	内	78.2			
	外		71.0				
②	P _L	-	179				
フランジ	③	P _L	-	220	170		
蓋ボルト ^{注4)}	σ _m			486 ^{注5)}	170		
	σ _m +σ _b			863 ^{注5)}			

注 1) 安全解析書 (口)-第 A. 48 図参照

注 2) P_m: 一次一般膜応力強さ、P_L: 一次局部膜応力強さ、P_b: 一次曲げ応力強さ
σ_m: 断面平均応力、σ_b: 曲げ応力

注 3) P_m 及び σ_m に対する基準値は 2/3Su、P_L、P_L+P_b 及び σ_m+σ_b に対する基準値は 1.5×(2/3Su) である。

注 4) 安全解析書 (口) 章 B. 4. 2 に示す一般の試験条件下の温度分布による熱膨張を考慮

注 5) 外力により発生する応力を 1.67 倍して算出

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
20	(口) 章 B	【第 2 回ヒアリングコメント】 特別の試験条件の耐火試験の評価において放熱フィンの変形を考慮していないが、この妥当性について説明すること。

(回答)

科学技術庁委託事業として電力中央研究所(以下「電中研」という。)実施の NFT-14P 型の実証試験⁶⁾において、落下試験によってフィンが変形した状態での耐火試験が行われており、各部温度が基準値を下回ること及び密封性能が損なわれることはないことが確認されている。また、フィンの変形を考慮していない輸送物の安全解析結果は試験結果と同等又は包含している。したがって、火災後も含めた最高温度評価について、フィンの変形を考慮しない輸送物の評価は妥当である。

電中研実施の耐火試験の内容については以下のとおり。

1. 試験方法

自由落下試験として 0.3m 水平落下、落下試験 I として 9m 水平落下、落下試験 II として水平姿勢での 1m 高さからの軟鋼棒上落下(容器中央部)を経た NFT-14P 型輸送物を用いて耐火試験を行った。落下試験 I 後のフィンの変形図を図 11 に示す。

耐火試験は、以下の方法で行った。予熱された耐火試験炉内に NFT-14P 型輸送物を水平姿勢で搬入し、炉扉を閉じた状態で炉内を 800℃に昇温し、その状態で 30 分間保持した。30 分経過後、炉を開放し、輸送物を炉外に搬出した。

なお、一連の試験期間中は、模擬収納物に組み込んだ電気ヒーターによって 54kW(輸送物設計発熱量)で発熱させた。

2. 試験結果

輸送物各部の最高温度測定結果を表 5 に示す。本試験の炉外温度が外運搬規則に定められた 38℃に比較して 15℃低いこと及び太陽熱放射がないことを考慮して測定結果を補正しても、補正後の各部温度は基準値を下回る。

また、耐火試験前後に行われた密封試験において、漏えい率に大きな変化は認められず、密封性能が損なわれることはない。

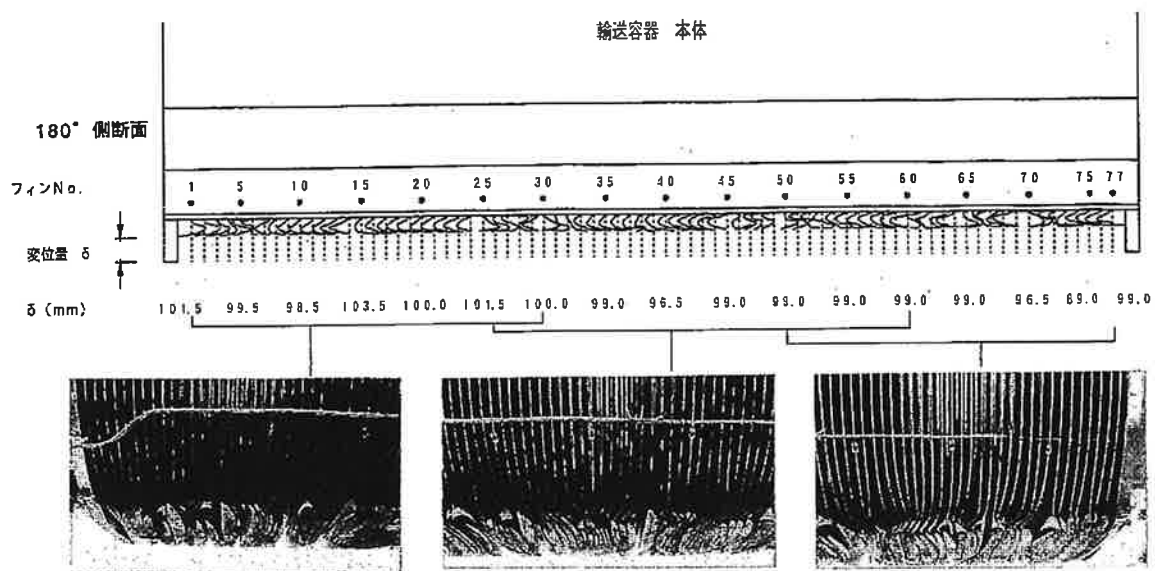


図 11 落下試験 I 後のフィン変形図

表 5 輸送物各部の最高温度測定結果

評価部位	最高温度 測定結果 ^{注1)}	補正温度 ^{注2)}	基準値	参考 安全解析書記載値
内筒内水	187	203	-	209 (平均)
内筒	183	199	-	207
鉛	178	194	327.5	224
中間筒	183	200	-	252
レジン (内側)	181	197 ^{注3)}	170	357 ^{注3)}
外筒	493	510	-	501
蓋 O リング	188	203	260	213

注 1) 耐火試験前の炉外雰囲気温度は 23℃。

注 2) 雰囲気温度補正として 15℃ (=38-23)、太陽熱放射補正として NFT-14P 型の熱解析における太陽熱放射の有無による温度差を評価部位ごとに測定結果に加算した温度。

注 3) 使用可能温度 170℃を超えるがレジンが全て失われることはないため、遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視している。

No.	該当箇所	ヒアリングでのコメント
22	(口) 章 D	<p>【第 2 回ヒアリングコメント】</p> <p>輸送貯蔵兼用容器では、中央部に燃焼度が高い燃料集合体を配置し、周辺部に燃焼度の低い燃料集合体を配置している。</p> <p>一方、NFT-14P 型の遮蔽解析は全ての燃料集合体が平均燃焼度という考え方にに基づき行われているが、除熱上の配置制限のとおり燃料集合体を配置した場合においても外周部に平均燃焼度を上回る燃料集合体が配置されることになる可能性もあるため、全て平均燃焼度として解析を行う遮蔽評価条件の妥当性について説明すること。</p>

(回答)

(口) 章 D では平均燃焼度で遮蔽解析を実施しているが、最高燃焼度の燃料集合体を収納してもモデル設定の裕度に吸収されるため問題はない。具体的には最外周燃料とキャビティ内面の間の内筒内水は、実形状では平均 cm に対して遮蔽解析モデルでは cm としている。

以下に平均-最大燃焼度の差が最も大きいタイプ 6 燃料 (17×17 燃料、最高燃焼度 GWD/MTU) が最外周 (180 度方向) に収納される場合の確認結果を示す。

<評価条件>

- ・最外周 (180 度方向) で最も外面に近い図 12 の斜線で明示した位置に収納された最高燃焼度燃料を考慮。
- ・安全解析書での計算 (DOT による 2 次元円筒体系計算) における内筒内水厚 : cm に対し、図 12 の実形状での水厚 : cm の差による減衰率比を考慮 (水中のガンマ線及び中性子の減衰率は安全解析書内の計算結果 (DOT) から下記のとおり設定した)。
 - ガンマ線 : cm/1 桁減衰
 - 中性子 : cm/1 桁減衰
- ・線源強度は安全解析書での計算に用いた平均燃焼度 GWD/MTU の値に対し、最高燃焼度 GWD/MTU の値とした場合の増加比を考慮。

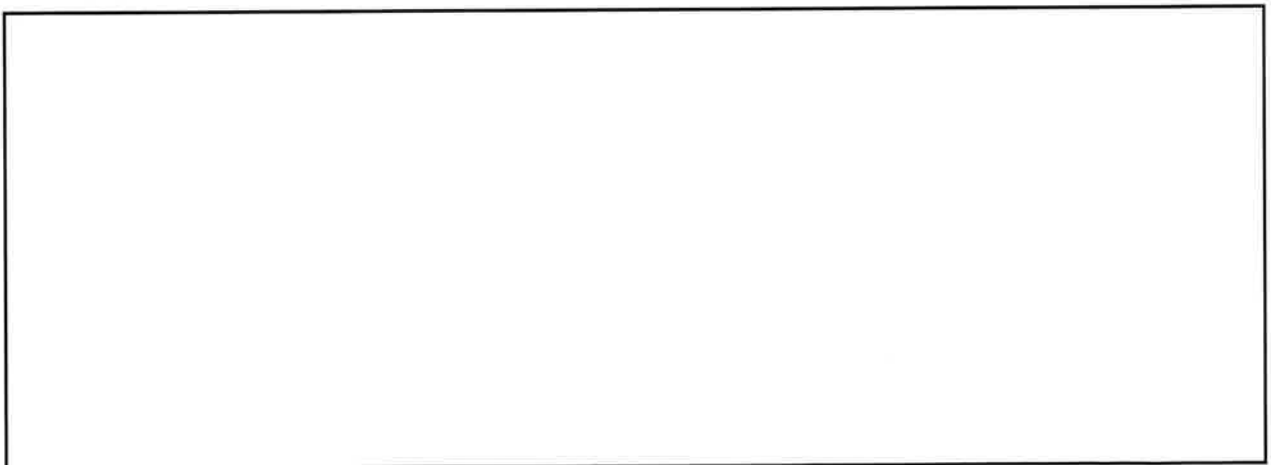


図 12 最外周に最高燃焼度燃料が収納された場合の影響評価モデル

以上より、最外周に最高燃焼度燃料が収納された場合の線量当量率を表6に示す。表6より、最外周に最高燃焼度燃料の収納を考慮した場合において、 $(\square \text{GWD/MTU}) / (\square \text{GWD/MTU})$ の燃焼度差から線源強度は増加するが、安全解析書での計算で考慮した内筒内水厚のモデル化上の裕度より線量当量率の上昇はない。

表6 最外周に最高燃焼度燃料が収納された場合の遮蔽影響評価結果

		①安全解析書 記載値 ^{注1)} ($\mu\text{Sv/h}$)	②水厚による 減衰率比	③線源強度に よる増加比 ^{注2)}	④補正後線量当量率 (=①×②×③) ($\mu\text{Sv/h}$)
表面 から 1m	燃料有効部ガンマ線	23.8	0.72	1.04	17.8
	構造材放射化ガンマ線	3.5	0.72	1.03	2.6
	二次ガンマ線	2.9	0.73 ^{注3)}	1.18	2.5
	中性子	15.2	0.73	1.18	13.1
	合計	45.4	—	—	36.0

注1) タイプ6燃料の平均燃焼度 $\square \text{GWD/MTU}$ の線源強度における側部中央(表面から1m)の結果

注2) タイプ6燃料の平均燃焼度 $\square \text{GWD/MTU}$ に対する最高燃焼度 $\square \text{GWD/MTU}$ の線源強度増加比

注3) 中性子とガンマ線の減衰率のうち、減衰率が小さい中性子の減衰率とした。

変更前 (申請時)	ページ	(ロ)-F-6
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-6
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(1/12)	

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体・蓋・緩衝体・収納物 ステンレス鋼	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(180℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(280℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定²⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>ステンレス鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{17} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁴⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 5.8×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送容器内部は内水平均温度が 180℃未満であり、軽水炉の運転中の一次冷却水温度に対して十分に低いため、腐食の影響はない⁵⁾。また、定期点検及び輸送物発送前検査の外観検査で輸送容器外面に腐食が確認された場合には補修する。さらに、ステンレス鋼は表面に不動態皮膜が形成された状態が維持されるため、腐食は発生しにくい。</p> <p>中性子遮蔽材であるレジンに接する部材は、充填空間が密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体・蓋・緩衝体・収納物 ステンレス鋼	熱	<p>ステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(180℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ステンレス鋼の融点²⁾の三分の一である 280℃以下)である³⁾。また、設計用強度・物性値が規定⁴⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>ステンレス鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{17} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁴⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 5.8×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本輸送物では、一般の試験条件下において輸送容器内部は内水平均温度が 180℃未満であり、運転中の加圧水型原子炉の一次冷却水の温度約 325℃(電気出力 1,100MWe 級の例)に比べて十分に低い。また、加圧水型原子炉の運転で問題となるようなステンレス鋼の腐食は起こらないことが研究⁷⁾により示されていることから、加圧水型原子炉の一次冷却水より環境条件が厳しくない本輸送物において、ステンレス鋼の腐食の影響はない。また、定期点検及び輸送物発送前検査の外観検査で輸送容器外面に腐食が確認された場合には補修する。さらに、ステンレス鋼は表面に不動態皮膜が形成された状態が維持されるため、腐食は発生しにくい。</p> <p>中性子遮蔽材であるレジンに接する部材は、充填空間が密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前 (申請時)	ページ	(ロ)-F-8										
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/12)											
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>材 料</th> <th>経年変化 要因</th> <th>経年変化の考慮の必要性の評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">本体 炭素鋼</td> <td>熱</td> <td>炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定²⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>放射線 照射</td> <td>炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化³⁾が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>化学</td> <td>炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが⁴⁾、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> </tbody> </table>	材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価	本体 炭素鋼	熱	炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ²⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。	放射線 照射	炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ³⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。	化学	炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが ⁴⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。	(ロ)-F-8
材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価										
本体 炭素鋼	熱	炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ²⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。										
	放射線 照射	炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ³⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。										
	化学	炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが ⁴⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。										
変更後	ページ	(ロ)-F-8										
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(3/12)											
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>材 料</th> <th>経年変化 要因</th> <th>経年変化の考慮の必要性の評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">本体 炭素鋼</td> <td>熱</td> <td>炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(炭素鋼の融点⁵⁾の三分の一である 300℃以下)である³⁾。また、設計用強度・物性値が規定⁴⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>放射線 照射</td> <td>炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁵⁾が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>化学</td> <td>炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが⁶⁾、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> </tbody> </table>	材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価	本体 炭素鋼	熱	炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(炭素鋼の融点 ⁵⁾ の三分の一である 300℃以下)である ³⁾ 。また、設計用強度・物性値が規定 ⁴⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。	放射線 照射	炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ⁵⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。	化学	炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが ⁶⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。	(ロ)-F-8
材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価										
本体 炭素鋼	熱	炭素鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(炭素鋼の融点 ⁵⁾ の三分の一である 300℃以下)である ³⁾ 。また、設計用強度・物性値が規定 ⁴⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。										
	放射線 照射	炭素鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ⁵⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.1×10^{14} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。										
	化学	炭素鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 本輸送物では、炭素鋼(中間筒の外面及び外筒の内面)は中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じる。一方、炭素鋼の腐食速度は、水中に溶存した酸素濃度に比例して増大するが ⁶⁾ 、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため腐食の影響はない。 炭素鋼(外筒の外面)については、ステンレス鋼オーバーレイなどの防錆措置を施しているため、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常がないことを確認している。 炭素鋼(中間筒の内面)は、密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。										

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-10
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(5/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-10
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(5/12)	

材 料		経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体	鉛	熱	鉛は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。ただし、本輸送物は構造強度部材に鉛を使用していないため、強度低下の影響はない。また、鉛には自重による応力が作用するが、クリープによる変形量は無視し得る。 また、鉛については、高温環境下での組織変化による変形に伴う遮蔽性能の低下が考えられるが、輸送時の本部材の最高温度は 180℃未満であり、融点である 327.5℃ ⁹⁾ に対して十分に余裕のある温度範囲で使用するため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。
		放射線 照射	鉛は、放射線による経年変化として、中性子吸収に伴う遮蔽性能の低下が考えられる。ただし、鉛は、中性子吸収断面積が小さいことから ⁹⁾ 、質量減損は無視し得る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		化学	鉛は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。ただし、鉛は、充填空間が密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の考慮をする必要はない。

材 料		経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体	鉛	熱	鉛は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。ただし、本輸送物は構造強度部材に鉛を使用していないため、強度低下の影響はない。また、鉛には自重による応力が作用するが、クリープによる変形量は無視し得る。 また、鉛については、高温環境下での組織変化による変形に伴う遮蔽性能の低下が考えられるが、輸送時の本部材の最高温度は 180℃未満であり、融点である 327.5℃ ⁹⁾ に対して十分に余裕のある温度範囲で使用するため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化を考慮する必要はない。
		放射線 照射	鉛は、放射線による経年変化として、中性子吸収に伴う遮蔽性能の低下が考えられる。ただし、鉛は中性子吸収断面積が小さく ⁹⁾ 、中性子を吸収する場合においても、同位体に変化するのみであることから、中性子吸収に伴う遮蔽性能の低下はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		化学	鉛は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。ただし、鉛は、充填空間が密閉環境であり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の考慮をする必要はない。

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-11
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(6/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-11
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(6/12)	

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体 レジン (エポキシ系樹脂)	熱	レジン、熱による経年変化として、高温環境下では含有する水分の放出に伴う水蒸気による圧力上昇と質量減損による原子個数密度の減少が考えられる。 このため、圧力上昇については、中性子遮蔽材充填空間の圧力にレジンから放出される水分の飽和蒸気圧を考慮した上で構造解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 A)。 また、質量減損については、一般の試験条件下の太陽熱放射ありの条件の最高温度(160℃未満)及び評価期間(60 年)の条件におけるレジンの質量減損による原子個数密度の減少を考慮した上で遮蔽解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 D)。
	放射線 照射	レジン、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{15} n/cm ² オーダー、ガンマ線照射量が 3.9×10^4 Gy を上回る環境における質量減損による原子個数密度の減少が考えられる。 ^{10), 11), 12)} 本輸送物では、最も照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{13} n/cm ² 、累積ガンマ線照射量が 6.5×10^2 Gy であり、質量減損が生じるおそれがある照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
	化学	レジン、遮蔽性能に影響を与える化学的要因による経年変化は生じないため、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体 レジン (エポキシ系樹脂)	熱	レジン、熱による経年変化として、高温環境下では含有する水分の放出に伴う水蒸気による圧力上昇と質量減損による原子個数密度の減少が考えられる。 このため、圧力上昇については、中性子遮蔽材充填空間の圧力にレジンから放出される水分の飽和蒸気圧を考慮した上で構造解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 A)。 また、質量減損については、一般の試験条件下の太陽熱放射ありの条件の最高温度(160℃未満)及び評価期間(60 年)の条件におけるレジンの質量減損による原子個数密度の減少を考慮した上で遮蔽解析を実施し、技術上の基準に適合していることを確認する((ロ)章 D)。
	放射線 照射	レジン、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{15} n/cm ² オーダー、ガンマ線照射量が 3.9×10^4 Gy を上回る環境における質量減損による原子個数密度の減少が考えられる。 ^{13), 14), 15)} 本輸送物では、最も照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{13} n/cm ² 、累積ガンマ線照射量が 6.5×10^2 Gy であり、質量減損が生じるおそれがある照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
	化学	レジン、遮蔽性能に影響を与える化学的要因による経年変化は生じないため、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前 (申請時)	ページ	(ロ)-F-12									
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(7/12)										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>材 料</th> <th>経年変化 要因</th> <th>経年変化の考慮の必要性の評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">本体 銅</td> <td>熱</td> <td>銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(170℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定¹³⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>放射線 照射</td> <td>銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化¹⁴⁾が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>化学</td> <td>銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である¹⁵⁾ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる¹⁶⁾ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> </tbody> </table>	材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価	本体 銅	熱	銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(170℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ¹³⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。	放射線 照射	銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ¹⁴⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。	化学	銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である ¹⁵⁾ ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる ¹⁶⁾ ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。
材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価									
本体 銅	熱	銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(170℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定 ¹³⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。									
	放射線 照射	銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ¹⁴⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。									
	化学	銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である ¹⁵⁾ ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる ¹⁶⁾ ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。									
変更後	ページ	(ロ)-F-12									
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(7/12)										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>材 料</th> <th>経年変化 要因</th> <th>経年変化の考慮の必要性の評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">本体 銅</td> <td>熱</td> <td>銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(銅の融点¹⁸⁾の三分の一である 170℃以下)である¹⁷⁾。また、設計用強度・物性値が規定¹⁷⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>放射線 照射</td> <td>銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化¹⁹⁾が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> <tr> <td>化学</td> <td>銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である²⁰⁾ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる²¹⁾ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</td> </tr> </tbody> </table>	材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価	本体 銅	熱	銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(銅の融点 ¹⁸⁾ の三分の一である 170℃以下)である ¹⁷⁾ 。また、設計用強度・物性値が規定 ¹⁷⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。	放射線 照射	銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ¹⁹⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。	化学	銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である ²⁰⁾ ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる ²¹⁾ ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。
材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価									
本体 銅	熱	銅は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。 本輸送物では、輸送時の最高温度(160℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(銅の融点 ¹⁸⁾ の三分の一である 170℃以下)である ¹⁷⁾ 。また、設計用強度・物性値が規定 ¹⁷⁾ されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。									
	放射線 照射	銅は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm ² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化 ¹⁹⁾ が考えられる。 本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.2×10^{15} n/cm ² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。									
	化学	銅は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。 銅は、電極電位が炭素鋼に比べて高く、イオン化傾向の低い金属である ²⁰⁾ ことから、銅の腐食は発生しにくく、炭素鋼が選択的に腐食されやすい。また、中性子遮蔽材(レジン)に接しており、中性子遮蔽材の熱的劣化により水分が生じるが、酸化鉄の生成により酸素の拡散障壁が形成されること及び中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐食の影響はない。 伝熱フィン並びに中間筒及び外筒の接合部において、異種金属接触により中間筒及び外筒の腐食が促進される可能性があるが、密閉環境かつ淡水環境では、銅が接続された鋼の腐食速度が鋼単独の場合と同程度になる ²¹⁾ ことが示されている。また、中性子遮蔽材の熱的劣化により生じる水分量は限定的であることに加え、中性子遮蔽材充填空間は密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、異種金属接触による接合部への腐食促進の影響は小さく、腐食の影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。									

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-14
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(9/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-14
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(9/12)	

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
蓋	熱	<p>〇は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(300℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定²⁾・³⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>〇は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{15} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁴⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.0×10^{13} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>〇は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本輸送物では、メッキにより防錆措置を施していることから、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常が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を確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	疲労	<p>〇が使用される蓋ボルトは、内外圧差とボルト締付けの 2 つの要因による繰返し荷重を受けるため、経年変化についての考慮が必要となる。</p> <p>このため、使用予定回数を踏まえた上で蓋ボルトの疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認する((ロ)章 A.5.1.4)。</p>

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
蓋	熱	<p>〇は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の最高温度(170℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ニッケルクロムモリブデン鋼の融点⁵⁾の三分の一である 300℃以下)である⁶⁾。また、設計用強度・物性値が規定⁴⁾・⁵⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>〇は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{15} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁷⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 1.0×10^{13} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>〇は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>本輸送物では、メッキにより防錆措置を施していることから、腐食は発生しにくい。また、定期点検及び輸送物発送前検査において外観に異常が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を確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	疲労	<p>〇が使用される蓋ボルトは、内外圧差とボルト締付けの 2 つの要因による繰返し荷重を受けるため、経年変化についての考慮が必要となる。</p> <p>このため、使用予定回数を踏まえた上で蓋ボルトの疲労を評価し、疲労破壊が生じるおそれはないことを確認する((ロ)章 A.5.1.4)。</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を 〇 で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-15
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(10/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-15
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(10/12)	

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
バスケット ステンレス鋼及び ボロン入りステンレス鋼	熱	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(190℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(280℃以下)である。また、設計用強度・物性値が規定²⁾、³⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{17} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁴⁾、⁵⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 5.8×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>また、ボロン入りステンレス鋼については、B-10 の減損に伴う中性子吸収性能の低下が考えられるが、B-10 の評価期間中の減損割合は 10^{-2} 未満であり、無視し得るほど小さい。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、軽水炉の一次冷却水である純水又はホウ酸水に浸漬された場合においても腐食は発生しにくい⁶⁾。本輸送物の内水平平均温度は 180℃未満であり、軽水炉の運転中の一次冷却水温度に対して十分に低いため、腐食の影響はない。また、ステンレス鋼は表面に不動態皮膜が形成された状態が維持されるため、腐食は発生しにくい。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
バスケット ステンレス鋼及び ボロン入りステンレス鋼	熱	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、熱による経年変化として、高温環境下では組織変化による強度低下及びクリープによる変形が考えられる。</p> <p>本輸送物では、輸送時の各部材の最高温度(190℃未満)は、上記の中で最も厳しい温度条件となるクリープによる変形を考慮する必要のない範囲(ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼の融点²⁾の三分の一である 280℃以下)である³⁾。また、設計用強度・物性値が規定⁴⁾、⁵⁾されている温度範囲において構造健全性を確認しているため、熱的劣化を考慮する必要はない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	放射線 照射	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{17} n/cm² オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化⁶⁾、⁷⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も中性子照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 5.8×10^{14} n/cm² であり、照射脆化が生じるおそれがある中性子照射量を下回る。</p> <p>また、ボロン入りステンレス鋼については、B-10 の減損に伴う中性子吸収性能の低下が考えられるが、B-10 の評価期間中の減損割合は 10^{-2} 未満であり、無視し得るほど小さい。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、化学的要因による経年変化として、腐食に伴う表面の性状の変化が考えられる。</p> <p>ステンレス鋼及びボロン入りステンレス鋼は、軽水炉の一次冷却水である純水又はホウ酸水に浸漬された場合においても腐食は発生しにくい。本輸送物では、一般の試験条件下において輸送容器内部は内水平平均温度が 180℃未満であり、運転中の加圧水型原子炉の一次冷却水の温度約 325℃(電気出力 1,100MWe 級の例)に比べて十分に低い。また、加圧水型原子炉の運転で問題となるようなステンレス鋼の腐食は起こらないことが研究⁸⁾により示されていることから、加圧水型原子炉の一次冷却水より環境条件が厳しくない本輸送物において、ステンレス鋼の腐食の影響はない。また、ステンレス鋼は表面に不動態皮膜が形成された状態が維持されるため、腐食は発生しにくい。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-16
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(11/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-16
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(11/12)	

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
緩衝体 木材	熱	<p>木材は、熱による経年変化として、高温環境下での強度低下が考えられる。</p> <p>本輸送物では、緩衝材よりも高い緩衝体表面の最高温度は、通常輸送条件よりも保守的な一般の試験条件下(環境温度 38℃、太陽熱放射あり)であっても 125℃である。</p> <p>木材温度が 200℃に達すると木材の熱分解が進む¹⁷⁾との文献が確認できたものの、直接参照できる文献は乏しい状況にある。一方で、緩衝材として木材が広く使用されていることを踏まえ、本輸送容器を含め現在国内事業者が使用中又は使用予定の輸送容器について、これまでの実輸送時の条件を基に収納物による設計上の最大入熱を考慮した輸送容器の緩衝材の平均温度を評価した結果、約 40~70℃程度(本輸送物は約 50℃程度)であること、使用済燃料輸送実績のある輸送容器を廃棄する際に採取した木材の圧潰強度及び密度測定の結果、木材の衝撃吸収性能は健全であり、性能劣化はなかったことから、これまでの実績と同様の使用環境であれば、木材の熱的劣化は生じないと考えられる¹⁸⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。なお、輸送に際しては、都度、輸送容器の使用履歴を蓄積し、輸送前に、輸送容器の使用履歴、収納物の発熱量及び輸送時に想定される環境温度を踏まえ、木材温度が、おおむね実績のある温度の範囲内であることを確認した後に輸送を行う。</p>
	放射線 照射	<p>木材は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{16} n/cm² オーダー、ガンマ線照射量が 10^5 Gy オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化¹⁹⁾、²⁰⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.8×10^{11} n/cm²、累積ガンマ線照射量は 2.8×10^2 Gy であり、照射脆化が生じるおそれがある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>木材は、化学的要因による経年変化として、腐朽に伴う材料の強度低下や脆化等の影響が考えられる。</p> <p>本輸送物では、木材の充填空間はステンレス鋼製のカバープレートに覆われた密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐朽しない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

注) 参考資料：第 12 回輸送容器及び使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器に関する審査会合(令和 4 年 4 月 25 日)資料 1 別紙「緩衝材(木材)の熱的劣化について」

材 料	経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
緩衝体 木材	熱	<p>木材は、熱による経年変化として、高温環境下での強度低下が考えられる。</p> <p>本輸送物では、緩衝材の最高温度は、通常輸送条件よりも保守的な一般の試験条件下(環境温度 38℃、太陽熱放射あり)であっても 125℃である。</p> <p>木材温度が 200℃に達すると木材の熱分解が進む²¹⁾との文献が確認できたものの、直接参照できる文献は乏しい状況にある。一方で、緩衝材として木材が広く使用されていることを踏まえ、本輸送容器を含め現在国内事業者が使用中又は使用予定の輸送容器について、これまでの実輸送時の条件を基に収納物による設計上の最大入熱を考慮した輸送容器の緩衝材の平均温度を評価した結果、約 40~70℃程度(本輸送物は約 50℃程度)であること、使用済燃料輸送実績のある輸送容器を廃棄する際に採取した木材の圧潰強度及び密度測定の結果、木材の衝撃吸収性能は健全であり、性能劣化はなかったことから、これまでの実績と同様の使用環境であれば、木材の熱的劣化は生じないと考えられる²²⁾。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。なお、輸送に際しては、都度、輸送容器の使用履歴を蓄積し、輸送前に、輸送容器の使用履歴、収納物の発熱量及び輸送時に想定される環境温度を踏まえ、木材温度が、おおむね実績のある温度の範囲内であることを確認した後に輸送を行う。</p>
	放射線 照射	<p>木材は、放射線による経年変化として、中性子照射量が 10^{15} n/cm² オーダー、ガンマ線照射量が 10^5 Gy オーダーを上回る環境における機械的特性の変化に伴う照射脆化²³⁾、²⁴⁾が考えられる。</p> <p>本輸送物では、最も照射量が高くなる箇所においても、評価期間中の累積中性子照射量は 3.8×10^{11} n/cm²、累積ガンマ線照射量は 2.8×10^2 Gy であり、照射脆化が生じるおそれがある照射量を下回る。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>
	化学	<p>木材は、化学的要因による経年変化として、腐朽に伴う材料の強度低下や脆化等の影響が考えられる。</p> <p>本輸送物では、木材の充填空間はステンレス鋼製のカバープレートに覆われた密閉環境にあり、酸素が連続的に供給されないため、腐朽しない。</p> <p>以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。</p>

注) 参考資料：第 12 回輸送容器及び使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器に関する審査会合(令和 4 年 4 月 25 日)資料 1 別紙「緩衝材(木材)の熱的劣化について」

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

変更前(申請時)	ページ	(ロ)-F-17
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(12/12)	
変更後	ページ	(ロ)-F-17
	(ロ)-第 F.2 表 輸送物の各材料に対する安全解析における経年変化の考慮の必要性の評価(12/12)	

材 料		経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体・蓋(0リング)	ふっ素ゴム	熱	0リングは、熱による経年変化として、高温環境下では圧縮変位に対する復元力の低下が考えられる。本輸送物では、輸送時の0リングの最高温度は164℃であり、使用可能温度である300℃ ²⁰⁾ を大きく下回る。また、164℃の温度条件で使用したとしても1年以上密封性能が維持されることが示されているため ²¹⁾ 、最長使用期間である1年間使用したとしても0リングの密封性能に影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		放射線照射	0リングは、放射線による経年変化として、放射線照射により機械的特性の変化が生じることが考えられる。また、その影響は吸収線量が同じであれば、放射線の種類によらないことが知られている ²²⁾ 。本輸送物では、0リングの最長使用期間である1年間の累積ガンマ線及び中性子の照射量は 2.0×10^4 Gyであり、0リングがシール材として使用可能であることが示されている 6×10^4 Gy ²³⁾ を下回るため、0リングの密封性能に影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		化学	0リングは、化学的要因による経年変化として、高温湿潤環境で使用することによる加水分解が考えられる。本輸送物において使用している0リングの材質はふっ素ゴムであり、1年間の高温湿潤環境に対しても密封性が維持されることが確認されており ²⁴⁾ 、0リングの密封性能への影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

材 料		経年変化 要因	経年変化の考慮の必要性の評価
本体・蓋(0リング)	ふっ素ゴム	熱	0リングは、熱による経年変化として、高温環境下では圧縮変位に対する復元力の低下が考えられる。本輸送物では、輸送時の0リングの最高温度は164℃であり、一般の試験条件下の使用可能温度である180℃ ²⁵⁾ を大きく下回る。また、164℃の温度条件で使用したとしても1年以上密封性能が維持されることが示されているため ²⁶⁾ 、最長使用期間である1年間使用したとしても0リングの密封性能に影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、熱による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		放射線照射	0リングは、放射線による経年変化として、放射線照射により機械的特性の変化が生じることが考えられる。また、その影響は吸収線量が同じであれば、放射線の種類によらないことが知られている ²⁷⁾ 。本輸送物では、0リングの最長使用期間である1年間の累積ガンマ線及び中性子の照射量は 2.0×10^4 Gyであり、0リングがシール材として使用可能であることが示されている 6×10^4 Gy ²⁸⁾ を下回るため、0リングの密封性能に影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、放射線による経年変化の影響を考慮する必要はない。
		化学	0リングは、化学的要因による経年変化として、高温湿潤環境で使用することによる加水分解が考えられる。本輸送物において使用している0リングの材質はふっ素ゴムであり、1年間の高温湿潤環境に対しても密封性が維持されることが確認されており ²⁹⁾ 、0リングの密封性能への影響はない。 以上のことから、技術上の基準に適合していることを確認する上で、化学的要因による経年変化の影響を考慮する必要はない。

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和5年5月30日付け原設発第6号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 F の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後
(口)-F-19	中性子遮蔽材に用いるエポキシ系樹脂について、使用予定期間を考慮した経年劣化評価試験が実施されており ^{11)、25)、26)、27)} 、使用予定期間中の中性子遮蔽材充填空間の気相部分の成分は主に水、二酸化炭素及び窒素と考えられる。	(口)-F-19	中性子遮蔽材に用いるエポキシ系樹脂について、使用予定期間を考慮した経年劣化評価試験が実施されており ^{14)、28)、29)、30)} 、使用予定期間中の中性子遮蔽材充填空間の気相部分の成分は主に水、二酸化炭素及び窒素と考えられる。
(口)-F-20	質量減損率は、劣化パラメータにより次式で表される。 $\Delta w = \boxed{}^{10)}$	(口)-F-20	質量減損率は、劣化パラメータにより次式で表される。 $\Delta w = \boxed{}^{13)}$
(口)-F-20 ~21	上記を基にすれば、評価期間経過後の劣化パラメータは約 $\boxed{}$ となり、質量減損率は $\boxed{}$ %と算定される。遮蔽解析におけるレジンの質量減損を考慮した場合の影響評価については、(口)章 D に示す。なお、レジンから放出される成分は水が支配的であり、水よりも水素含有率が高いガス成分はわずかである ^{11)、25)、26)、27)} 。	(口)-F-20 ~21	上記を基にすれば、評価期間経過後の劣化パラメータは約 $\boxed{}$ となり、質量減損率は $\boxed{}$ %と算定される。遮蔽解析におけるレジンの質量減損を考慮した場合の影響評価については、(口)章 D に示す。なお、レジンから放出される成分は水が支配的であり、水よりも水素含有率が高いガス成分はわずかである ^{14)、28)、29)、30)} 。

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和5年5月30日付け原設発第6号)申請時からの変更箇所を $\boxed{}$ で示す。

NFT-14P 型(ロ)章 F の変更前後比較表

ページ	変更前(申請時)	ページ	変更後
(ロ)-F-22	<p>F.4 付属書類</p> <p>F.4.1 参考文献</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) D.E.Alexander, L.E.Rehn, "Analysis of Gamma Ray Displacement Damage in Light Water Reactor Pressure Vessels", ANL/MSD/CP86640, Argonne National Laboratory, (1995). 2) (社)日本機械学会, "使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(JSME S FA1-2007)", (2007). 3) (社)日本機械学会, "発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)(JSME S NJ1-2012)", (2012). 4) 土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一, "304 ステンレス鋼の SCC 特性に及ぼす中性子照射効果(その 2)-熱敏感化材の SCC 感受性に及ぼす照射影響-", (財)電力中央研究所, (1997). 5) 前川立夫, 香川優, "ステンレス鋼の高温ホウ酸水中における腐食", 防蝕技術, 17 巻, 3 号, p.114-119, (1988). 6) K.Farrell, S.T.Mahmood, R.E.Stoller, L.K.Mansur, "An Evaluation of Low Temperature Radiation Embrittlement Mechanisms in Ferritic Alloys", Journal of Nuclear Materials, Vol. 210, (1994). 7) (社)腐食防食協会編, "腐食・防食ハンドブック CD-ROM 版 第 2 版", 丸善出版, (2005). 8) 自然科学研究機構 国立天文台編, "理科年表 2019", 丸善出版, (2019). 9) S.F.Mughabghab et al., "Neutron Cross Sections Volume 1, Resonance Parameters", BNL325 Third Edition, National Neutron Cross Section Center Brookhaven National Laboratory, (1973). 10) (財)原子力発電技術機構, "平成 14 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確認試験) 報告書", (2009). 11) T.Ichihashi, D.Ishiko, A.Ogawa, M.Morishima, "Verification Tests of Neutron Shielding Materials and Shielding Assessment", Proceedings of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, (2007). 12) (財)原子力発電技術機構, "平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャ <p style="text-align: center;">(ロ)-F-22</p>	(ロ)-F-22	<p>F.4 付属書類</p> <p>F.4.1 参考文献</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) D.E.Alexander, L.E.Rehn, "Analysis of Gamma Ray Displacement Damage in Light Water Reactor Pressure Vessels", ANL/MSD/CP86640, Argonne National Laboratory, (1995). 2) ステンレス協会編, "ステンレス鋼便覧(第 3 版)", 日刊工業新聞社, (1995). 3) 田中良平, "耐熱鋼のクリープ特性の評価について", 圧力技術, 第 16 巻, 第 2 号, p.87-95, (1978). 4) (社)日本機械学会, "使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格(JSME S FA1-2007)", (2007). 5) (社)日本機械学会, "発電用原子力設備規格 材料規格(2012年版)(JSME S NJ1-2012)", (2012). 6) 土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一, "304 ステンレス鋼の SCC 特性に及ぼす中性子照射効果(その 2)-熱敏感化材の SCC 感受性に及ぼす照射影響-", (財)電力中央研究所, (1997). 7) 前川立夫, 香川優, "ステンレス鋼の高温ホウ酸水中における腐食", 防蝕技術, 17 巻, 3 号, p.114-119, (1988). 8) (社)日本金属学会編, "金属便覧(改訂 8 版)", 丸善株式会社, (2000). 9) K.Farrell, S.T.Mahmood, R.E.Stoller, L.K.Mansur, "An Evaluation of Low Temperature Radiation Embrittlement Mechanisms in Ferritic Alloys", Journal of Nuclear Materials, Vol. 210, (1994). 10) (社)腐食防食協会編, "腐食・防食ハンドブック CD-ROM 版 第 2 版", 丸善出版, (2005). 11) 自然科学研究機構 国立天文台編, "理科年表 2019", 丸善出版, (2019). 12) S.F.Mughabghab et al., "Neutron Cross Sections Volume 1, Resonance Parameters", BNL325 Third Edition, National Neutron Cross Section Center Brookhaven National Laboratory, (1973). 13) (財)原子力発電技術機構, "平成 14 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確認試験) 報告書", (2009). 14) T.Ichihashi, D.Ishiko, A.Ogawa, M.Morishima, "Verification Tests of Neutron <p style="text-align: center;">(ロ)-F-22</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後
(ロ)-F-23	<p>スク貯蔵技術確認試験)最終報告書”, (2004).</p> <p>19) (財)日本規格協会, “圧力容器の設計(JIS B 8267: 2015)”, (2015).</p> <p>14) S.J.Zinkle, G.L.Kulcinski, “Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys”, ASTM STP888, (1988).</p> <p>15) 能登谷武紀, “密閉系淡水における鋼-銅系のガルバニック腐食”, 伸銅技術研究会誌 33 巻, (1994).</p> <p>16) S.E.Soliman, et al., “Neutron effects on borated stainless steel”, Nuclear Technology, vol.96, p.346-352, (1991).</p> <p>17) 岡野健, 祖父江信夫, “木材科学ハンドブック”, 朝倉書店, (2006).</p> <p>18) T.Aoki, M.Norimoto, T.Yamada, “Some Physical Properties of Wood and Cellulose Irradiated with Gamma Rays”, Wood research, vol.62, p.19-28, (1977).</p> <p>19) O.Teszler, et al., “The Effect of Nuclear Radiation on Fibrous Materials Part III: Relative Order of Stability of Cellulosic Fibers”, Textile Research Journal, vol.28, p.456-462, (1958).</p> <p>20) 牧広, 島村昭治編, “複合材料技術集成”, (1978).</p> <p>21) (財)電力中央研究所, “輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価”, (1998).</p> <p>22) M.Ferrari, et al., “Degradation of EPDM and FPM elastomers irradiated at very high dose rates in mixed gamma and neutron fields”, Polymer Engineering and Science, vol.59, p.2522-2532, (2019).</p> <p>23) W.W.Parkinson, O.Sisman, “The use of plastics and elastomers in nuclear radiation”, (1971).</p> <p>24) 日本バルカー工業株式会社, “原燃輸送(株)設計条件における Oリング性能評価試験受託業務結果報告書”, 報告書 No.07080014, (2009).</p> <p>25) 原燃輸送株式会社, “使用済燃料等の輸送容器に用いられる中性子しゃへい材(NS-4-FR)の連続加熱評価試験”, NFT-TR-97001, (1997).</p> <p>26) (財)原子力発電技術機構, “平成 13 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術確認試験(金属キャスク貯蔵技術確認試験)報告書”, (2002).</p> <p>27) (財)原子力発電技術機構, “平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確認試験)報告書”, (2009).</p> <p>(ロ)-F-23</p>	(ロ)-F-23	<p>Shielding Materials and Shielding Assessment”, Proceedings of the 15th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, (2007).</p> <p>15) (財)原子力発電技術機構, “平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確認試験)最終報告書”, (2004).</p> <p>16) (社)日本機械学会, “伝熱工学資料(改訂第 4 版)”, 丸善株式会社, (1986).</p> <p>17) (財)日本規格協会, “圧力容器の設計(JIS B 8267: 2015)”, (2015).</p> <p>18) S.J.Zinkle, G.L.Kulcinski, “Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys”, ASTM STP888, (1988).</p> <p>19) 能登谷武紀, “密閉系淡水における鋼-銅系のガルバニック腐食”, 伸銅技術研究会誌 33 巻, (1994).</p> <p>20) S.E.Soliman, et al., “Neutron effects on borated stainless steel”, Nuclear Technology, vol.96, p.346-352, (1991).</p> <p>21) 岡野健, 祖父江信夫, “木材科学ハンドブック”, 朝倉書店, (2006).</p> <p>22) T.Aoki, M.Norimoto, T.Yamada, “Some Physical Properties of Wood and Cellulose Irradiated with Gamma Rays”, Wood research, vol.62, p.19-28, (1977).</p> <p>23) O.Teszler, et al., “The Effect of Nuclear Radiation on Fibrous Materials Part III: Relative Order of Stability of Cellulosic Fibers”, Textile Research Journal, vol.28, p.456-462, (1958).</p> <p>24) (財)電力中央研究所, “輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価”, (1998).</p> <p>25) M.Ferrari, et al., “Degradation of EPDM and FPM elastomers irradiated at very high dose rates in mixed gamma and neutron fields”, Polymer Engineering and Science, vol.59, p.2522-2532, (2019).</p> <p>26) W.W.Parkinson, O.Sisman, “The use of plastics and elastomers in nuclear radiation”, (1971).</p> <p>27) 日本バルカー工業株式会社, “原燃輸送(株)設計条件における Oリング性能評価試験受託業務結果報告書”, 報告書 No.07080014, (2009).</p> <p>28) 原燃輸送株式会社, “使用済燃料等の輸送容器に用いられる中性子しゃへい材(NS-4-FR)の連続加熱評価試験”, NFT-TR-97001, (1997).</p> <p>(ロ)-F-23</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 F の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後
—	(前頁参照)	(ロ)-F-24	<p> ⑧ (財)原子力発電技術機構, “平成 13 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術確証試験(金属キャスク貯蔵技術確証試験)報告書”, (2002). ⑨ (財)原子力発電技術機構, “平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確証試験)報告書”, (2008). </p> <p style="text-align: right;">(ロ)-F-24</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 A の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後
(口)-A-181	<p>A.7 強化浸漬試験</p> <p>1. 外圧に対する中間筒の耐圧強度</p> <p>本輸送物の収納物は最大放射エネルギーが、A_2 値の 10 万倍を超えるので、200m 浸漬に相当する水頭圧で解析を行う。</p>	(口)-A-181	<p>A.7 強化浸漬試験</p> <p>1. 外圧に対する中間筒の耐圧強度</p> <p>本輸送物の収納物は最大放射エネルギーが、A_2 値の 10 万倍を超えるので、200m 浸漬に相当する水頭圧で解析を行う。本輸送容器の胴部は、密封境界を構成する内筒、内筒の外周に位置する中間筒、更にはその周りを囲む外筒で構成された三重円筒構造となっている。これらのうち、中間筒が外圧に対して十分な強度を有していれば、密封境界を構成する内筒が破損することはないことから、外圧に対する輸送容器胴部の強度評価においては、中間筒を評価対象としている。</p>
(口)-A-181	したがって、中間筒の耐圧強度は十分である。	(口)-A-181	したがって、中間筒の耐圧強度は十分であるため、密封境界を構成する内筒が破損することはない。

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 A の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後
—	(記載なし)	(ロ)-A-184	<p>4. 外圧に対するバルブカバープレートの強度</p> <p>3.に示す外圧に対する蓋の強度評価と同様の評価式により、外圧に対するバルブカバープレートの強度評価を行う。</p> <p>なお、バルブカバープレートは、水位調整用加圧バルブ、ベント・水位調整バルブ及びドレンバルブに設置されており、板厚は全て同じである。本評価では、外径が大きく外圧による荷重が大きいベント・水位調整バルブ及びドレンバルブのバルブカバープレートに対して評価を行う。</p> <p>バルブカバープレートの最大応力はバルブカバープレート中央部に生じる。この半径方向曲げ応力 σ_b (MPa) は、次式で与えられる。</p> $\sigma_b = \frac{3(3+\nu)P \cdot a^2}{8t^3}$ <p>ただし、</p> <p>a : 半径 (mm) P : 圧力 (MPaG) t : 板厚 (mm) ν : ポアソン比</p> <p>ここで、</p> <p>a = <input type="text"/> mm P = 2.00 MPaG t = <input type="text"/> mm $\nu = 0.3$</p> <p>したがって、</p> $\sigma_b = \frac{3 \times (3+0.3) \times 2.00 \times \text{}^2}{8 \times \text{}^3}$ $= 21.0 \text{ MPa}$ <p>バルブカバープレートの温度 170°C における設計引張強さ Su は <input type="text"/> MPa であるので、基準値は Su の <input type="text"/> MPa である。したがって、余裕率 MS は、次式で与えられる。</p> $MS = \frac{Su}{\sigma_b} - 1$ $= \frac{\text{}}{21.0} - 1$ $= \text{}$ <p>したがって、外圧に対しバルブカバープレートは十分な強度を有するため、密封境界を構成するバルブが破損することはない。</p> <p style="text-align: right;">(ロ)-A-184</p> <p>(注記：以降のページ番号ずれについては記載を省略する)</p>

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 A の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後																																																																								
(ロ)-A-211	<p>(ロ)-第A.付4表 落下試験に使用する模擬燃料集合体仕様</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>試験</th> <th colspan="2">模擬燃料集合体の仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9m 頭部垂直落下</td> <td>(1)</td> <td rowspan="4"> ・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬) </td> </tr> <tr> <td>(2)</td> </tr> <tr> <td>9m 底部垂直落下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>9m 水平落下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(ロ)-第A.付5表 落下試験に使用した上・下部スツールの種類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">落下姿勢</th> <th rowspan="2">燃料タイプ</th> <th colspan="2">上・下部スツールの種類</th> </tr> <tr> <th>模擬燃料集合体上部</th> <th>模擬燃料集合体下部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9m 頭部垂直落下</td> <td>(1)</td> <td>模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ I) / 下部スツール</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ II) / 下部スツール</td> </tr> <tr> <td>9m 底部垂直落下</td> <td></td> <td>模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ I) / 下部スツール</td> </tr> <tr> <td>9m 水平落下</td> <td></td> <td>模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>- / -</td> </tr> </tbody> </table>	試験	模擬燃料集合体の仕様		9m 頭部垂直落下	(1)	・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬)	(2)	9m 底部垂直落下		9m 水平落下		落下姿勢	燃料タイプ	上・下部スツールの種類		模擬燃料集合体上部	模擬燃料集合体下部	9m 頭部垂直落下	(1)	模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I) / 下部スツール	(2)	模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ II) / 下部スツール	9m 底部垂直落下		模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I) / 下部スツール	9m 水平落下		模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	- / -	(ロ)-A-212	<p>(ロ)-第A.付4表 落下試験に使用する模擬燃料集合体仕様</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">試験</th> <th colspan="2">模擬燃料集合体の仕様</th> </tr> <tr> <th>燃料タイプ</th> <th>共通仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9m 頭部垂直落下</td> <td>(1)</td> <td rowspan="4"> ・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬) </td> </tr> <tr> <td>(2)</td> </tr> <tr> <td>9m 底部垂直落下</td> <td>A 型^{注1)}</td> </tr> <tr> <td>9m 水平落下</td> <td>A 型^{注2)}</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1)</p> <p>注2)</p> <p>(ロ)-第A.付5表 落下試験に使用した上・下部スツールの種類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">落下姿勢</th> <th rowspan="2">燃料タイプ</th> <th>模擬燃料集合体の仕様</th> <th colspan="2">上・下部スツールの種類</th> </tr> <tr> <th></th> <th>模擬燃料集合体上部</th> <th>模擬燃料集合体下部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">9m 頭部垂直落下</td> <td>(1)</td> <td>B 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ I)</td> <td>下部スツール</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ II)</td> <td>下部スツール</td> </tr> <tr> <td>9m 底部垂直落下</td> <td></td> <td>A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>上部スツール (タイプ I)</td> <td>下部スツール</td> </tr> <tr> <td>9m 水平落下</td> <td></td> <td>A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	試験	模擬燃料集合体の仕様		燃料タイプ	共通仕様	9m 頭部垂直落下	(1)	・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬)	(2)	9m 底部垂直落下	A 型 ^{注1)}	9m 水平落下	A 型 ^{注2)}	落下姿勢	燃料タイプ	模擬燃料集合体の仕様	上・下部スツールの種類			模擬燃料集合体上部	模擬燃料集合体下部	9m 頭部垂直落下	(1)	B 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I)	下部スツール	(2)	A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ II)	下部スツール	9m 底部垂直落下		A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I)	下部スツール	9m 水平落下		A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	-	-
試験	模擬燃料集合体の仕様																																																																										
9m 頭部垂直落下	(1)	・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬)																																																																									
	(2)																																																																										
9m 底部垂直落下																																																																											
9m 水平落下																																																																											
落下姿勢	燃料タイプ	上・下部スツールの種類																																																																									
		模擬燃料集合体上部	模擬燃料集合体下部																																																																								
9m 頭部垂直落下	(1)	模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I) / 下部スツール																																																																								
	(2)	模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ II) / 下部スツール																																																																								
9m 底部垂直落下		模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I) / 下部スツール																																																																								
9m 水平落下		模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	- / -																																																																								
試験	模擬燃料集合体の仕様																																																																										
	燃料タイプ	共通仕様																																																																									
9m 頭部垂直落下	(1)	・燃料型式 : PWR17×17 配列型燃料集合体 ・構成部材 : 実燃料模擬 ・ペレット : (重量模擬)																																																																									
	(2)																																																																										
9m 底部垂直落下	A 型 ^{注1)}																																																																										
9m 水平落下	A 型 ^{注2)}																																																																										
落下姿勢	燃料タイプ	模擬燃料集合体の仕様	上・下部スツールの種類																																																																								
			模擬燃料集合体上部	模擬燃料集合体下部																																																																							
9m 頭部垂直落下	(1)	B 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I)	下部スツール																																																																							
	(2)	A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ II)	下部スツール																																																																							
9m 底部垂直落下		A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	上部スツール (タイプ I)	下部スツール																																																																							
9m 水平落下		A 型模擬燃料集合体 PWR17×17 配列型	-	-																																																																							

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を (ロ)-A-211 で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 B の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後												
(口)-B-2	<p>通常の輸送時及び一般の試験条件下における熱的条件は、次のとおりである。</p> <p>① 最高温度条件 輸送物は、38℃の大気中において12時間ごとに太陽熱放射を1週間受ける。</p> <p>② 人が容易に近づくことができる表面の最高温度条件 輸送物は、38℃の大気中において太陽熱放射を受けない。</p>	(口)-B-2	<p>一般の試験条件下における熱的条件は、次のとおりである。</p> <p>① 最高温度評価条件 輸送物は、38℃の大気中において12時間ごとに太陽熱放射を1週間受ける。</p> <p>② 近接表面温度評価条件 輸送物は、38℃の大気中において太陽熱放射を受けない。</p>												
(口)-B-4	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">通常時</th> <th>一般の試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>太陽熱放射なしの条件</td> <td>最低温度評価条件</td> <td>最高温度評価条件</td> </tr> </tbody> </table>	通常時		一般の試験条件	太陽熱放射なしの条件	最低温度評価条件	最高温度評価条件	(口)-B-4	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">一般の試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>近接表面温度評価条件</td> <td>最低温度評価条件</td> <td>最高温度評価条件</td> </tr> </tbody> </table>	一般の試験条件			近接表面温度評価条件	最低温度評価条件	最高温度評価条件
通常時		一般の試験条件													
太陽熱放射なしの条件	最低温度評価条件	最高温度評価条件													
一般の試験条件															
近接表面温度評価条件	最低温度評価条件	最高温度評価条件													
(口)-B-12	<p>B.3 構成要素の仕様</p> <p>1. 蓋部シール ふっ素ゴム製Oリング 使用可能温度 -50～300℃⁹⁾</p>	(口)-B-12	<p>B.3 構成要素の仕様</p> <p>1. 蓋部シール ふっ素ゴム製Oリング 使用可能温度 -50～180℃^{9)、10)}/一般の試験条件 -50～260℃^{9)、10)}/特別の試験条件</p>												
(口)-B-13	<p>B.4.1.1 解析モデル</p> <p>1. 形状モデル 本輸送物の通常の輸送時及び一般の試験条件下における各部温度を評価するために解析モデルとして以下の2つのモデルを用いた。</p>	(口)-B-13	<p>B.4.1.1 解析モデル</p> <p>1. 形状モデル 本輸送物の一般の試験条件下における各部温度を評価するために解析モデルとして以下の2つのモデルを用いた。</p>												

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和5年5月30日付け原設発第6号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (ロ) 章 B の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後																																																	
(ロ)-B-26	<p>B. 4. 2 最高温度</p> <p>(ロ) 章 B. 4. 1 に記載した解析モデル及び条件に基づいて求めた通常時及び一般の試験条件下における輸送物各部の最高温度の結果を (ロ)-第 B. 23 表に示す。</p> <p>ABAQUS コードで解析して得られた太陽熱放射のない場合の通常時の輸送容器とその収納物の各部の温度分布を (ロ)-第 B. 5 図及び (ロ)-第 B. 6 図に、また、最高温度評価条件における温度分布を (ロ)-第 B. 7 図及び (ロ)-第 B. 8 図に示す。</p> <p>通常時に人が容易に近づくことができる表面としては、(ロ)-第 B. 23 表に示すように、通常時 (太陽熱放射なしの場合) において緩衝体は 76℃、フィン先端は 70℃、バギングリングは 78℃となり、これらは基準値の 85℃以下である。</p>	(ロ)-B-26	<p>B. 4. 2 最高温度</p> <p>(ロ) 章 B. 4. 1 に記載した解析モデル及び条件に基づいて求めた一般の試験条件下における輸送物各部の最高温度の結果を (ロ)-第 B. 23 表に示す。</p> <p>ABAQUS コードで解析して得られた近接表面温度評価条件における輸送容器とその収納物の各部の温度分布を (ロ)-第 B. 5 図及び (ロ)-第 B. 6 図に、また、最高温度評価条件における温度分布を (ロ)-第 B. 7 図及び (ロ)-第 B. 8 図に示す。</p> <p>人が容易に近づくことができる表面としては、(ロ)-第 B. 23 表に示すように、近接表面温度評価条件において緩衝体は 76℃、フィン先端は 70℃、バギングリングは 78℃となり、これらは基準値の 85℃以下である。</p>																																																	
(ロ)-B-26	以上の熱解析結果より、一般の試験条件において、密封装置 O リングの最高温度は使用可能温度 300℃を超えることはない。	(ロ)-B-26	以上の熱解析結果より、一般の試験条件において、密封装置 O リングの最高温度は使用可能温度 180℃を超えることはない。																																																	
(ロ)-B-27	<p><u>(ロ)-第 B. 23 表 通常時及び一般の試験条件下の最高温度</u> (単位: °C)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部 位</th> <th colspan="2">条 件</th> </tr> <tr> <th>通 常 時</th> <th>一 般</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>太陽熱放射なし</td> <td>太陽熱放射あり</td> </tr> <tr> <td>周 囲 温 度</td> <td>38</td> <td>38</td> </tr> <tr> <td>緩 衝 体 表 面</td> <td>76</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)</td> <td>(141)注1)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)</td> <td>(137)注1)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フ ィ ン 先 端</td> <td>100 (70)注1)</td> <td>103</td> </tr> </tbody> </table>	部 位	条 件		通 常 時	一 般		太陽熱放射なし	太陽熱放射あり	周 囲 温 度	38	38	緩 衝 体 表 面	76	83	緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)	(141)注1)	-	緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)	(137)注1)	-	フ ィ ン 先 端	100 (70)注1)	103	(ロ)-B-27	<p><u>(ロ)-第 B. 23 表 一般の試験条件下の最高温度</u> (単位: °C)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">部 位</th> <th colspan="2">条 件</th> </tr> <tr> <th>近接表面温度評価条件</th> <th>最高温度評価条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>太陽熱放射なし</td> <td>太陽熱放射あり</td> </tr> <tr> <td>周 囲 温 度</td> <td>38</td> <td>38</td> </tr> <tr> <td>緩 衝 体 表 面</td> <td>76</td> <td>83</td> </tr> <tr> <td>緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)</td> <td>(141)注1)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)</td> <td>(137)注1)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>緩 衝 体 木 材</td> <td>-</td> <td>125</td> </tr> <tr> <td>フ ィ ン 先 端</td> <td>100 (70)注1)</td> <td>103</td> </tr> </tbody> </table>	部 位	条 件		近接表面温度評価条件	最高温度評価条件		太陽熱放射なし	太陽熱放射あり	周 囲 温 度	38	38	緩 衝 体 表 面	76	83	緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)	(141)注1)	-	緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)	(137)注1)	-	緩 衝 体 木 材	-	125	フ ィ ン 先 端	100 (70)注1)	103
部 位	条 件																																																			
	通 常 時	一 般																																																		
	太陽熱放射なし	太陽熱放射あり																																																		
周 囲 温 度	38	38																																																		
緩 衝 体 表 面	76	83																																																		
緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)	(141)注1)	-																																																		
緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)	(137)注1)	-																																																		
フ ィ ン 先 端	100 (70)注1)	103																																																		
部 位	条 件																																																			
	近接表面温度評価条件	最高温度評価条件																																																		
	太陽熱放射なし	太陽熱放射あり																																																		
周 囲 温 度	38	38																																																		
緩 衝 体 表 面	76	83																																																		
緩衝体カバープレート (蓋 近 傍)	(141)注1)	-																																																		
緩衝体カバープレート (底 板 近 傍)	(137)注1)	-																																																		
緩 衝 体 木 材	-	125																																																		
フ ィ ン 先 端	100 (70)注1)	103																																																		
(ロ)-B-28	<u>(ロ)-第 B. 5 図 通常時 (太陽熱放射: なし) における輪切り半ピッチモデル温度分布</u>	(ロ)-B-28	<u>(ロ)-第 B. 5 図 一般の試験条件における輪切り半ピッチモデル温度分布</u> <u>(近接表面温度評価条件)</u>																																																	
(ロ)-B-29	<u>(ロ)-第 B. 6 図 通常時 (太陽熱放射: なし) における全体モデル温度分布</u>	(ロ)-B-29	<u>(ロ)-第 B. 6 図 一般の試験条件における全体モデル温度分布</u> <u>(近接表面温度評価条件)</u>																																																	

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 B の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後																																																																																																																																		
(口)-B-37	B. 4. 6 結果の要約及びその評価 通常時及び一般の試験条件下における輸送物各部の最高温度は(口)-第 B. 23 表に、輸送容器内部の圧力は(口)-第 B. 24 表に示すとおりである。	(口)-B-37	B. 4. 6 結果の要約及びその評価 一般の試験条件下における輸送物各部の最高温度は(口)-第 B. 23 表に、輸送容器内部の圧力は(口)-第 B. 24 表に示すとおりである。																																																																																																																																		
(口)-B-37	最高温度評価条件において、蓋 O リングの最高温度は 162℃となり、(口)章 B. 3 に記載した使用可能温度 300℃を超えることはない。また、輸送容器内部の圧力は(口)-第 B. 24 表に示したように 6. 9MPa を超えることはない。蓋 O リングの最大使用可能圧力は 6. 9MPa であることから、通常時及び一般の試験条件下で密封性能が損なわれることはない。	(口)-B-37	最高温度評価条件において、蓋 O リングの最高温度は 162℃となり、(口)章 B. 3 に記載した使用可能温度 180℃を超えることはない。また、輸送容器内部の圧力は(口)-第 B. 24 表に示したように 6. 9MPa を超えることはない。蓋 O リングの最大使用可能圧力は 6. 9MPa であることから、一般の試験条件下で密封性能が損なわれることはない。																																																																																																																																		
(口)-B-39	<p>(口)-第 B. 25 表 通常時及び一般の試験条件下の熱解析結果の要約と評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>基準値</th> <th>結果</th> <th>評価</th> <th>他解析への条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高温度</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>-</td> <td>184℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>190℃</td> </tr> <tr> <td>中性子遮蔽体(レジン)</td> <td>170℃</td> <td>158℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線遮蔽体(鉛)</td> <td>融点 327.5℃</td> <td>171℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>近接表面^(注2)</td> <td>85℃</td> <td>78℃^(注2)</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>300℃</td> <td>164℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>外 筒</td> <td>-</td> <td>134℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>140℃</td> </tr> <tr> <td>中間筒</td> <td>-</td> <td>162℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>170℃</td> </tr> <tr> <td>内 筒</td> <td>-</td> <td>177℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>180℃</td> </tr> <tr> <td>最大内圧</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>6. 9MPa</td> <td>1. 50MPa abs (1. 39MPaG)</td> <td>基準値以下</td> <td>構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用</td> </tr> <tr> <td>最低崩壊熱量</td> <td>内筒内水の凍結なし</td> <td>周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず</td> <td>基準に合致</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>注 1) 太陽熱放射なしの通常時に対する評価である。なお、蓋及び底板温度は 85℃を超えているが、蓋及び底板部には必要に応じ近接防止金網(80℃以下((口)章 B. 6. 1. 3 参照))を取り付けて輸送するため、人が容易に近づくことができる表面の温度は 85℃以下である。</p> <p>注 2) バギングリング表面の最高温度</p> <p>注 3) (口)章 A. 5 に示す応力評価において、生じる応力が当該温度における解析基準値を満足することを確認。</p>	項目	基準値	結果	評価	他解析への条件	最高温度					燃料集合体	-	184℃	基準値以下 ^(注1)	190℃	中性子遮蔽体(レジン)	170℃	158℃	基準値以下	-	ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	171℃	基準値以下	-	近接表面 ^(注2)	85℃	78℃ ^(注2)	基準値以下	-	O リング	300℃	164℃	基準値以下	-	外 筒	-	134℃	基準値以下 ^(注1)	140℃	中間筒	-	162℃	基準値以下 ^(注1)	170℃	内 筒	-	177℃	基準値以下 ^(注1)	180℃	最大内圧					O リング	6. 9MPa	1. 50MPa abs (1. 39MPaG)	基準値以下	構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用	最低崩壊熱量	内筒内水の凍結なし	周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず	基準に合致	-	(口)-B-39	<p>(口)-第 B. 25 表 一般の試験条件下の熱解析結果の要約と評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>基準値</th> <th>結果</th> <th>評価</th> <th>他解析への条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高温度</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>-</td> <td>184℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>190℃</td> </tr> <tr> <td>中性子遮蔽体(レジン)</td> <td>170℃</td> <td>158℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線遮蔽体(鉛)</td> <td>融点 327.5℃</td> <td>171℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>近接表面^(注2)</td> <td>85℃</td> <td>78℃^(注2)</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>180℃</td> <td>164℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>外 筒</td> <td>-</td> <td>134℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>140℃</td> </tr> <tr> <td>中間筒</td> <td>-</td> <td>162℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>170℃</td> </tr> <tr> <td>内 筒</td> <td>-</td> <td>177℃</td> <td>基準値以下^(注1)</td> <td>180℃</td> </tr> <tr> <td>最大内圧</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>6. 9MPa</td> <td>1. 50MPa abs (1. 39MPaG)</td> <td>基準値以下</td> <td>構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用</td> </tr> <tr> <td>最低崩壊熱量</td> <td>内筒内水の凍結なし</td> <td>周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず</td> <td>基準に合致</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>注 1) 近接表面温度評価条件における評価である。なお、蓋及び底板温度は 85℃を超えているが、蓋及び底板部には必要に応じ近接防止金網(80℃以下((口)章 B. 6. 1. 3 参照))を取り付けて輸送するため、人が容易に近づくことができる表面の温度は 85℃以下である。</p> <p>注 2) バギングリング表面の最高温度</p> <p>注 3) (口)章 A. 5 に示す応力評価において、生じる応力が当該温度における解析基準値を満足することを確認。</p>	項目	基準値	結果	評価	他解析への条件	最高温度					燃料集合体	-	184℃	基準値以下 ^(注1)	190℃	中性子遮蔽体(レジン)	170℃	158℃	基準値以下	-	ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	171℃	基準値以下	-	近接表面 ^(注2)	85℃	78℃ ^(注2)	基準値以下	-	O リング	180℃	164℃	基準値以下	-	外 筒	-	134℃	基準値以下 ^(注1)	140℃	中間筒	-	162℃	基準値以下 ^(注1)	170℃	内 筒	-	177℃	基準値以下 ^(注1)	180℃	最大内圧					O リング	6. 9MPa	1. 50MPa abs (1. 39MPaG)	基準値以下	構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用	最低崩壊熱量	内筒内水の凍結なし	周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず	基準に合致	-
項目	基準値	結果	評価	他解析への条件																																																																																																																																	
最高温度																																																																																																																																					
燃料集合体	-	184℃	基準値以下 ^(注1)	190℃																																																																																																																																	
中性子遮蔽体(レジン)	170℃	158℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	171℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
近接表面 ^(注2)	85℃	78℃ ^(注2)	基準値以下	-																																																																																																																																	
O リング	300℃	164℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
外 筒	-	134℃	基準値以下 ^(注1)	140℃																																																																																																																																	
中間筒	-	162℃	基準値以下 ^(注1)	170℃																																																																																																																																	
内 筒	-	177℃	基準値以下 ^(注1)	180℃																																																																																																																																	
最大内圧																																																																																																																																					
O リング	6. 9MPa	1. 50MPa abs (1. 39MPaG)	基準値以下	構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用																																																																																																																																	
最低崩壊熱量	内筒内水の凍結なし	周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず	基準に合致	-																																																																																																																																	
項目	基準値	結果	評価	他解析への条件																																																																																																																																	
最高温度																																																																																																																																					
燃料集合体	-	184℃	基準値以下 ^(注1)	190℃																																																																																																																																	
中性子遮蔽体(レジン)	170℃	158℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	171℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
近接表面 ^(注2)	85℃	78℃ ^(注2)	基準値以下	-																																																																																																																																	
O リング	180℃	164℃	基準値以下	-																																																																																																																																	
外 筒	-	134℃	基準値以下 ^(注1)	140℃																																																																																																																																	
中間筒	-	162℃	基準値以下 ^(注1)	170℃																																																																																																																																	
内 筒	-	177℃	基準値以下 ^(注1)	180℃																																																																																																																																	
最大内圧																																																																																																																																					
O リング	6. 9MPa	1. 50MPa abs (1. 39MPaG)	基準値以下	構造解析では安全側に 1. 70MPaG を使用																																																																																																																																	
最低崩壊熱量	内筒内水の凍結なし	周囲温度-20℃、崩壊熱量 6. 5kW で内筒内水凍結せず	基準に合致	-																																																																																																																																	

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 B の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後																																																												
(口)-B-44	<p>2. 解析条件</p> <p>解析に使用した熱的条件は次のとおりである。</p> <p>使用済燃料の崩壊熱量は、全体で 54kW である。特別の試験条件下の熱解析は、強度試験 (落下試験 I 及び II) 条件に引き続いて、耐火試験条件下に置かれるものとする。また、火災前の輸送容器の温度分布は、通常輸送時、周囲温度 38℃ 太陽熱放射を受ける場合の温度分布 ((口)-第 B. 7 図及び第 B. 8 図参照) であるとする。</p>	(口)-B-44	<p>2. 解析条件</p> <p>解析に使用した熱的条件は次のとおりである。</p> <p>使用済燃料の崩壊熱量は、全体で 54kW である。特別の試験条件下の熱解析は、強度試験 (落下試験 I 及び II) 条件に引き続いて、耐火試験条件下に置かれるものとする。また、火災前の輸送容器の温度分布は、周囲温度 38℃ 太陽熱放射を受ける場合の温度分布 ((口)-第 B. 7 図及び第 B. 8 図参照) であるとする。</p>																																																												
(口)-B-46	<p>なお、密封境界の蓋 O リングの最高温度は 213℃、ベント・水位調整バルブ O リングは 222℃、ドレンバルブ O リングは 202℃、水位調整用加圧バルブ O リングは 221℃ となり、使用可能温度 300℃ を超えることはない。</p>	(口)-B-46	<p>なお、密封境界の蓋 O リングの最高温度は 213℃、ベント・水位調整バルブ O リングは 222℃、ドレンバルブ O リングは 202℃、水位調整用加圧バルブ O リングは 221℃ となり、特別の試験条件下における使用可能温度 260℃ を超えることはない。</p>																																																												
(口)-B-53	<p>輸送物各部について最高温度と火災発生時からの時間をまとめると、(口)-第 B. 27 表に示すとおりである。また、輸送容器内部の最大圧力は(口)-第 B. 28 表に示したように 6.9MPa を超えることはない。ふっ素ゴム製 O リングの温度は(口)-第 B. 27 表に示したように 300℃ を超えることはない。ふっ素ゴム製 O リングは 300℃ に耐えられ、最大使用可能圧力は 6.9MPa であることから、特別の試験条件下で密封性能が損なわれることはない。</p>	(口)-B-53	<p>輸送物各部について最高温度と火災発生時からの時間をまとめると、(口)-第 B. 27 表に示すとおりである。また、輸送容器内部の最大圧力は(口)-第 B. 28 表に示したように 6.9MPa を超えることはない。ふっ素ゴム製 O リングの温度は(口)-第 B. 27 表に示したように(口)章 B. 3 に記載した使用可能温度 260℃ を超えることはない。ふっ素ゴム製 O リングは 260℃ に耐えられ、最大使用可能圧力は 6.9MPa であることから、特別の試験条件下で密封性能が損なわれることはない。</p>																																																												
(口)-B-54	<p align="center"><u>(口)-第 B. 29 表 特別の試験条件下の輸送物の総合的評価</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>基 準 値</th> <th>結 果</th> <th>評 価</th> <th>他解析への条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高温度</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>-</td> <td>214℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>中性子遮蔽体(レジン)</td> <td>170℃</td> <td>357℃</td> <td>基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施</td> <td>遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線遮蔽体(鉛)</td> <td>融点 327.5℃</td> <td>224℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>300℃</td> <td>222℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	基 準 値	結 果	評 価	他解析への条件	最高温度					燃料集合体	-	214℃	基準値以下	-	中性子遮蔽体(レジン)	170℃	357℃	基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施	遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視	ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	224℃	基準値以下	-	O リング	300℃	222℃	基準値以下	-	(口)-B-54	<p align="center"><u>(口)-第 B. 29 表 特別の試験条件下の輸送物の総合的評価</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>基 準 値</th> <th>結 果</th> <th>評 価</th> <th>他解析への条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高温度</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>-</td> <td>214℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>中性子遮蔽体(レジン)</td> <td>170℃</td> <td>357℃</td> <td>基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施</td> <td>遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線遮蔽体(鉛)</td> <td>融点 327.5℃</td> <td>224℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>O リング</td> <td>260℃</td> <td>222℃</td> <td>基準値以下</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	基 準 値	結 果	評 価	他解析への条件	最高温度					燃料集合体	-	214℃	基準値以下	-	中性子遮蔽体(レジン)	170℃	357℃	基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施	遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視	ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	224℃	基準値以下	-	O リング	260℃	222℃	基準値以下	-
項 目	基 準 値	結 果	評 価	他解析への条件																																																											
最高温度																																																															
燃料集合体	-	214℃	基準値以下	-																																																											
中性子遮蔽体(レジン)	170℃	357℃	基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施	遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視																																																											
ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	224℃	基準値以下	-																																																											
O リング	300℃	222℃	基準値以下	-																																																											
項 目	基 準 値	結 果	評 価	他解析への条件																																																											
最高温度																																																															
燃料集合体	-	214℃	基準値以下	-																																																											
中性子遮蔽体(レジン)	170℃	357℃	基準値を超えるため、損傷を考慮した安全評価を実施	遮蔽解析で密度減少考慮、臨界解析で無視																																																											
ガンマ線遮蔽体(鉛)	融点 327.5℃	224℃	基準値以下	-																																																											
O リング	260℃	222℃	基準値以下	-																																																											

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型 (口) 章 B の変更前後比較表

ページ	変更前 (申請時)	ページ	変更後												
(口)-B-78	<p>4. 全体モデルにおけるフィンの取扱い</p> <p>全体モデルにおいて、フィンがモデルに含まれていないので、フィンが付く外筒表面での熱伝達は次のように補正している。</p> <p>輪切り半ピッチモデルの解析結果より、フィン部を考慮した外筒表面での等価熱伝達率を求め、通常輸送時、一般の試験条件及び火災前、火災後の放熱時に対しては安全側に上半分 (270° -0° -90°) の低い等価熱伝達率を、また、火災時は全周入熱を考慮するため全周の等価熱伝達率を与えた。</p> <p>求めた通常輸送時及び一般の試験条件の等価熱伝達率を (口)-第 B. 付 9 表に示す。</p> <p>また、特別の試験条件の等価熱伝達率を (口)-第 B. 付 6 図に示す。</p>	(口)-B-78	<p>4. 全体モデルにおけるフィンの取扱い</p> <p>全体モデルにおいて、フィンがモデルに含まれていないので、フィンが付く外筒表面での熱伝達は次のように補正している。</p> <p>輪切り半ピッチモデルの解析結果より、フィン部を考慮した外筒表面での等価熱伝達率を求め、一般の試験条件及び火災前、火災後の放熱時に対しては安全側に上半分 (270° -0° -90°) の低い等価熱伝達率を、また、火災時は全周入熱を考慮するため全周の等価熱伝達率を与えた。</p> <p>求めた一般の試験条件の等価熱伝達率を (口)-第 B. 付 9 表に示す。</p> <p>また、特別の試験条件の等価熱伝達率を (口)-第 B. 付 6 図に示す。</p>												
(口)-B-78	<p>(口)-第 B. 付 9 表 全体モデルにおけるフィン部を考慮した外筒表面の熱伝達率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>等価熱伝達率 (W/(m²·K))</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>通常輸送時</td> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">□</td> </tr> <tr> <td>一般の試験条件</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	等価熱伝達率 (W/(m ² ·K))	通常輸送時	□	一般の試験条件	(口)-B-78	<p>(口)-第 B. 付 9 表 全体モデルにおけるフィン部を考慮した外筒表面の熱伝達率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価条件</th> <th>等価熱伝達率 (W/(m²·K))</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一般の試験条件</td> <td>近接表面温度 評価条件</td> <td rowspan="2" style="text-align: center; vertical-align: middle;">□</td> </tr> <tr> <td>最高温度 評価条件</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件		等価熱伝達率 (W/(m ² ·K))	一般の試験条件	近接表面温度 評価条件	□	最高温度 評価条件
評価条件	等価熱伝達率 (W/(m ² ·K))														
通常輸送時	□														
一般の試験条件															
評価条件		等価熱伝達率 (W/(m ² ·K))													
一般の試験条件	近接表面温度 評価条件	□													
	最高温度 評価条件														
(口)-B-88	<p>9) 牧広, 島村昭治編, “複合材料技術集成”, (1976).</p>	(口)-B-88	<p>9) (財) 電力中央研究所, “輸送キャスク密封装置の耐熱限界性能の評価”, (1998)</p>												

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書 (令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号) 申請時からの変更箇所を [] で示す。

NFT-14P 型(口)章 G の変更前後比較表

ページ	変更前(申請時)				ページ	変更後			
(口)-G-12	規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目	(口)-G-12	規則の項目	告示の項目	説明	申請書記載 対応項目
	第 6 条第 2 号	(BM 型輸送物に係 る一般の試験条 件) 第 14 条 別記第 4 第 1 号	日陰において 38℃の大気中に、本輸送物に最大崩壊 熱を発生する燃料集合体を取納した場合において ABAQUS コードを用いて求めた。 本条件下における解析で得られた人が容易に近づく ことができる表面における最高温度は、バギングリン グで 78℃である。したがって、本輸送物の表面温度 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、一般の試験条件の下での本輸送物の各部温度評 価として、規則第 4 条第 2 号 1.の熱解析において、周 囲温度 38℃及び太陽放射熱を保守的に連続で負荷し た条件にて定常状態に達した温度を評価し、バスケット で 183℃であり、ステンレス鋼の規格等で定められ る使用可能温度の範囲内であることを確認している。 続いて、上記で評価した各部の温度分布を引き継いだ ABAQUS コードによる構造解析において、各部が設計 応力強さ等基準値を下回ることを確認しているため、 構造健全性が維持され、き裂、破損等の生じるおそれ はないこと及び 0 リング取付位置での相対口開き変 形量が 0 リングの初期締付代より小さいことを確認 している。	(口)-A.5.1、 (口)-B.4		第 6 条第 2 号	(BM 型輸送物に係 る一般の試験条 件) 第 14 条 別記第 4 第 1 号	日陰において 38℃の大気中に、本輸送物に最大崩壊 熱を発生する燃料集合体を取納した場合において ABAQUS コードを用いて求めた。 一般の試験条件下での人が容易に近づくことができ る表面における最高温度は、バギングリングで 78℃ である。したがって、本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、一般の試験条件の下での本輸送物の各部温度評 価として、規則第 4 条第 2 号 1.の熱解析において、周 囲温度 38℃及び太陽放射熱を保守的に連続で負荷し た条件にて定常状態に達した温度を評価し、バスケット で 183℃であり、ステンレス鋼の規格等で定められ る使用可能温度の範囲内であることを確認している。 続いて、上記で評価した各部の温度分布を引き継いだ ABAQUS コードによる構造解析において、各部が設計 応力強さ等基準値を下回ることを確認しているため、 構造健全性が維持され、き裂、破損等の生じるおそれ はないこと及び 0 リング取付位置での相対口開き変 形量が 0 リングの初期締付代より小さいことを確認 している。	(口)-A.5.1、 (口)-B.4
	(口)-G-12					(口)-G-12			

注記) 核燃料輸送物設計承認申請書(令和 5 年 5 月 30 日付け原設発第 6 号)申請時からの変更箇所を [] で示す。