

○「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」及び「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」について

平成 14 年 10 月 3 日
原子力安全委員会決定

当委員会は、平成 14 年 7 月 10 日付け及び同 9 月 20 日付けで原子力安全基準専門部会から「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」及び「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」について報告を受けた。

当委員会は、「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」については、その内容を検討した結果、これを妥当なものと認め、別添 1 のとおり定める。

また、当委員会は、「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」(別添 2)については、その内容を検討した結果、これを意義のあるものと認め、貯蔵後の輸送安全の確認に万全を期するという観点から、金属製乾式キャスク(以下「金属キャスク」という。)及びその収納物の長期健全性に関する知見の蓄積を図ることが重要と考え、事業者及び行政庁において、下記の通り対応されることを要望するものである。

記

1. 事業者は、中間貯蔵後の輸送における金属キャスク及びその収納物の健全性確認の観点から、原子力発電所内での乾式貯蔵の状況調査等を継続的に実施し、長期健全性に関する知見の蓄積を図ること。
2. 行政庁は、1.を踏まえ、中間貯蔵後の金属キャスク及びその収納物の輸送に係る安全性を確保するための発送前検査として、中間貯蔵施設の特徴を考慮した合理的な検査方法を定めること。

使用済燃料の長期健全性について

貯蔵される使用済燃料は、①設計貯蔵期間を通じて燃料被覆管の健全性が維持できると判断するに必要な科学的知見が得られているものであること、②金属キャスクに収納される時点において、原子炉の運転中のデータや必要に応じ燃料集合体シッピング検査等により健全であることが確認されたものであること、が要求されている。(安全指針 (I. 適用対象))

また、中間貯蔵期間中についても、設計貯蔵期間を通じて燃料被覆管の健全性が維持されることが要求され、中間貯蔵施設についても、経年変化等を考慮し、設計貯蔵期間を通じてこうした健全性を長期間維持できる設計であることが求められている。(安全指針 8. (長期貯蔵等に対する考慮))

このように中間貯蔵事業においては、使用済燃料の健全性が維持されることが求められるが、ここに言う健全性とは、燃料被覆管が破損していないこと(中間貯蔵期間中に偶発的にわずかに発生するかもしれないピンホール、ヘアクラック等は破損と見なさない¹⁾、及び、金属キャスクに収納した時点の使用済燃料の健全性が適切に保たれていること(過度な変形や材料特性の劣化が生じていないこと)を指すものとする²⁾とされている。

ここで、「中間貯蔵期間中に偶発的にわずかに発生するかもしれないピンホール、ヘアクラック等は破損と見なさない」とされているが、これは、安全指針策定時に、中間貯蔵期間中に偶発的にごく少数発生するかも知れない被覆管を貫通するピンホールやヘアクラック等については、金属キャスク内空間への放射性物質の漏えい量も微量であり貯蔵の安全性に影響を及ぼすことは考えられないことから、健全の範囲にあるとされたものである。この関係では、予定されている 4 型式の輸送物では、米国におけるキャスク中間貯蔵期間中の燃料被覆管破損率(約 0.01%)及び日本におけるこれまでの原子炉運転中のデータをもとに算出した燃料被覆管破損率(BWR 約 0.01%、PWR 約 0.002%)に基づき、中間貯蔵期間中の燃料被覆管破損率を安全側に 0.1%として設計を実施することにより対応している。具体的には、密封解析において、一般の試験条件で、燃料被覆管の 0.1%破損したと想定したキャスク内圧上昇を考慮してもキャスク内部の負圧を維持するように設計している。このため、中間貯蔵期間中に燃料被覆管を貫通するピンホール、ヘアクラック等が発生した場合であっても、予定されている 4 型式の輸送物については、十分安全側の設計対応を実施していることから、貯蔵後輸送の安全性は確保できると判断できる。

なお、中間貯蔵は 50 年程度の長期にわたる事業であり、これまで経験のない長期間にわたって貯蔵が実施されること等を考慮し、中間貯蔵期間中の燃料被覆管破損率については事業者が実施する発電所等での乾式貯蔵の状況調査等において継続的に確認していくこととする。

以下では、貯蔵期間中、予定されている 4 型式の輸送物の使用済燃料の健全性が維持されることを判断するための具体的方法について、劣化要因(化学的要因、熱的要因、放射線による要因及び機械的要因)毎に検討する。

劣化事象	安全審査指針	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
化学的劣化 ●金属キャスク内残存水分等による燃料被覆管の腐食	指針 8 (長期貯蔵に対する配慮) 金属キャスクは、使用済燃料集合体を不活性ガスとともに封入(装荷)して貯蔵するものであること	(評価) 予定されている 4 型式の輸送物では、使用済燃料集合体を不活性ガス(純度 99%以上の He)とともに封入(装荷)して貯蔵するが、この際、容器内部をあらかじめ真空乾燥する(キャスク中の水分を 10wt%以下とする)ことから、このようにして形成された不活性ガス環境が貯蔵期間中維持されていれば、使用済燃料の健全性に関し、化学的要因による劣化については問題ないものと判断できる。 (根拠となる現状の知見) 使用済燃料は、炉内での使用時に炉水との反応により燃料被覆管表面に酸化膜が形成されており、さらに炉水との反応で発生した一部の水素を燃料被覆管中に吸収している。BWR 及び PWR 燃料で実施された集合体燃焼度 55Gwd/t までの燃料集合体における照射後試験で測定された外表面酸化膜厚さは BWR 燃料で同様腐食と呼ばれるほぼ均一な厚さのもので最大 20 μ m 程度、ノジュラー腐食と呼ばれる瘤状のもので最大 100 μ m 程度、PWR 燃料で最大 140 μ m 程度と、また、水素濃度は BWR 燃料で最大 300ppm 程度、PWR 燃料で最大 800ppm 程度となっている ³⁾ 。(図 1) 一方、使用済燃料は不活性ガス雰囲気中で貯蔵されるため、燃料被覆管外表面の酸化、水素吸収は進行しないものと考えられる。仮に貯蔵初期に封入ガス中の残留水分が 10wt%の条件で水分中のすべての酸素が貯蔵期間中にジルコニウムと反応し、発生したすべての水素が燃料被覆管に吸収されたとしても、酸化膜厚さは 1 μ m 以下、水素吸収は 6ppm 以下の増加と評価され、炉内照射中に形成・吸収された外表面酸化膜厚さ・水素量に比べて無視できるほど少ない ⁴⁾ 。(参考 1)	(目的) 不活性環境が貯蔵期間中維持されていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態、密封状態が設計条件のとおりであること。(圧力測定検査)(気密漏えい検査) (b) 貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと。(二重蓋間圧力検査) (理由) 金属キャスクは、厚肉の容器であり、溶接についてもあらかじめ規定 ⁵⁾ に基づいた検査が行われるものであることから、キャスク内部空間での不活性雰囲気中の密封性が失われるとすれば、それは蓋部を通じて起きるものと考えられる。 金属キャスクの閉じ込め機能は、安全審査指針の指針 4 (閉じ込めの機能)により、「設計貯蔵期間を通じて、使用済燃料集合体を内封する空間を負圧に維持できる設計であること」、「同空間を蓋部において多重の閉じ込め構造により容器外部から遮断できる設計であること。また、閉じ込め機能について監視ができる設計であること」とされており、仮にキャスク内部空間の環	図 1 参考 1 図 2

¹⁾ 平成 14 年 8 月 原子力安全委員会原子力安全基準専門部会中間貯蔵指針検討分科会 基専第 9-3-2 号参照。

²⁾ 平成 21 年 6 月 25 日 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会中間貯蔵ワーキンググループ・輸送ワーキンググループ「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の健全性について」による。

³⁾ 「07-基-0002 平成 18 年度高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書(総合評価編)」(独立行政法人原子力安全基盤機構)及び「平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書(PWR 高燃焼度燃料総合評価編)」(財団法人原子力発電技術機構)による。

⁴⁾ 日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設金属キャスクの安全設計及び検査基準:2008」

劣化事象	安全審査指針	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
		<p>また、燃料被覆管の内表面においては、ペレット内の二酸化ウランの核分裂に伴う余剰酸素により酸化膜が形成される。集合体燃焼度 55GWd/t まで照射されたBWR及びPWR燃料の照射後試験で測定された燃料被覆管内表面酸化膜厚さは、燃焼度に対し飽和ないしは増加傾向にあり、試料（ペレット）燃焼度約 70GWd/t 程度で最大 10～25 μm 程度の厚さである。（図 2） 貯蔵時においては、酸素の供給源である二酸化ウラン等の核分裂は照射中と比べ無視できること、及び、炉内照射時より貯蔵時の燃料温度は低く（燃料温度は、貯蔵時の最大が 265℃、炉内照射時が約 400℃）酸素ポテンシャルの増加は無いことから、貯蔵時に内面酸化が進行することは無いと考えられる。</p>	<p>境が蓋部の密封機能の低下により変化するとした場合には、まず、正圧の蓋間部から負圧のキャスク内部空間に不活性ガスが漏えいし、蓋間圧力が低下することになるため、蓋間圧力に異常がないことを継続的に監視することは実質的にキャスク内部空間の不活性環境が維持されていることを監視することと同一と評価できる。</p> <p>ただし、蓋間圧力の低下は、一次蓋側の密封機能低下により蓋間に充填された不活性ガスがキャスク内部空間へ流入した場合だけでなく、二次蓋側の密封機能低下により蓋間に充填された不活性ガスが金属キャスク外部に放出されるケースも考えられる。</p> <p>このため、実際に蓋間圧力の低下が見られた場合にはその原因を調査し、密封機能の低下が二次蓋側によるものか否かを調査し、二次蓋側が健全である場合には一次蓋側に原因があるものと結論付けることができる。</p>	
<p>熱的劣化</p> <ul style="list-style-type: none"> ●高温環境下における燃料被覆管のクリープ歪蓄積による破損 ●高温環境下における照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下 ●被覆管温度上昇及びその後の低下に伴う水素化物再配向による燃料被覆管の脆化 ●応力腐食割れ 	<p>指針 4（閉じ込め機能） 「燃料被覆管の健全性を維持する観点から、設計貯蔵期間を通じて燃料被覆管の温度を低く保つことができる設計であること」</p> <p>指針 8（長期貯蔵に対する配慮） 「使用済燃料の健全性及び基本的安全機能を有する構成部材の健全性を維持する観点から、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計であること」</p>	<p>（評価）</p> <p>熱的要因による劣化としては、高温環境下における燃料被覆管のクリープ歪みの進行による燃料被覆管の破損、高温環境下における照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下、温度履歴（被覆管温度上昇及びその後の低下）に伴う水素化物の再配向による燃料被覆管の脆化及び応力腐食割れ（引張応力と腐食環境の相互作用による燃料被覆管への亀裂の発生・進展）がある。</p> <p>安全審査指針においては、まず、I.（適用対象）において、貯蔵される使用済燃料は実用発電用原子炉において照射された二酸化ウラン燃料及び混合酸化物燃料であり、設計貯蔵期間を通じて燃料被覆管の健全性が維持できると判断するに必要な科学技術的知見が得られているものであること⁶、及び、原子炉から取り出した後、原子力発電所の使用済燃料プール等において、設計貯蔵期間を通じた燃料被覆管の健全性維持等の観点から必要な期間冷却されたものであることとされている。これに加えて、金属キャスクは、指針 4（閉じ込め機能）において、「燃料被覆管の健全性を維持する観点から、設計貯蔵期間を通じて燃料被覆管の温度を低く保つことができる設計であること」（具体的には同解説において、「燃料被覆管の累積クリープ歪みに着目し、その値が燃料被覆管の健全性を維持する観点から定められた量を超えないように燃料被覆管の温度を低く保つことをいう。」とされている。）、及び、指針 8（長期貯蔵等に対する配慮）において「使用済燃料の健全性及び基本的安全機能を有する構成部材の健全性を維持する観点から、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計であること」とされている。</p> <p>予定されている 4 型式の輸送物については、<u>燃料被覆管の温度が貯蔵期間を通じて金属キャスクの除熱設計時に定めた条件以下に維持されていれば、使用済燃料の健全性に関し、熱的要因による劣化については問題ないものと判断できる。</u></p> <p>（根拠となる現状の知見）</p> <p>燃料被覆管は核分裂生成物等の崩壊熱により貯蔵初期は 200 数十度に達するが、時間の経過に伴い崩壊熱は減衰し、それとともに温度も低下する。また、燃料棒の内圧によって燃料被覆管には周方向の引張応力が作用するが、燃料温度の低下に伴って内圧も低下し、引張応力も低下す</p>	<p>（目的）使用済燃料の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 金属キャスク製造段階で、伝熱検査により、金属キャスクの除熱機能が設計条件どおりであること。（製造時検査） (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること、金属キャスク仕立て時（真空乾燥プロセスを含む）作業記録に異常がないこと及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。（収納物検査）（圧力測定検査）（温度測定検査） (c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。（表面温度検査）（伝熱検査） <p>（理由）金属キャスクに収納された使用済燃料の温度を直接測定することはできないものの、金属キャスクの除熱機能の健全性が維持されること及び使用済燃料の崩壊熱が時間経過とともに減衰することにより、使用済燃料の温度は貯蔵期間中を通じて徐々に低下すると考えられることから、金属キャスクへの当初収納時点の制限温度を適切に設定し、管理することにより、貯蔵期間中の燃料被覆管温度が熱的劣化を防止するよう設定された制限温度を下回ることを確認できる。</p> <p>また、金属キャスクは貯蔵期間中の燃料被覆管温度を燃料被覆管の健全性を維持できる制限温度以下とするよう設計されていることから、金属キャスクが設計条件に適合した除熱機能を貯蔵期間を通じて維持できたことを確認できれば、熱的要因に対して燃料被覆管の健全性も確認することができる。</p> <p>従って、製造段階で金属キャスクの除熱性能が設計条件どおりであること、発電所における収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること、仕立て作業が適切に行われたこと、表面温度が設計条件以下であること、貯</p>	<p>図 3 図 4 図 5 図 6 図 7 図 8 参考 2</p>

⁵ 溶接に関する技術基準としての「使用済燃料貯蔵施設の溶接に関する技術基準を定める省令の解釈」及び溶接の認可の方法に係る具体的な運用ルールとしての「使用済燃料貯蔵施設の溶接の方法の認可について」をそれぞれ原子力安全・保安院の内規として規定。

⁶ 安全審査指針策定に際し、具体的には二酸化ウラン燃料では BWR で最高燃焼度 55GWd/t、PWR で同 48GWd/t、混合酸化物燃料では BWR で同 40GWd/t、PWR で同 45GWd/t の照射範囲にあるものと解説上明記されていたものが、将来の高燃焼度化も考慮して具体的な上限数値を取り除いた経緯があるところ、上記の範囲のものはこの条件を満たすものと考えられる。

劣化事象	安全審査指針	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
		<p>る。このような貯蔵時の環境条件下も踏まえて、燃料被覆管のクリープ歪みの進行による燃料被覆管の破損、照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下、崩壊熱減衰に伴う燃料被覆管金属中水素化物の再配向による燃料被覆管の脆化及び応力腐食割れについて評価する必要がある。</p> <p>[クリープ歪みの進行による燃料被覆管の破損]</p> <p>高温では、材料の降伏応力以下でも徐々に塑性変形（クリープ）が生じ、この変形量（累積クリープ歪み）が限界を超えると燃料被覆管が破断し、いわゆるクリープ破損が生じることになる。（図3） 国内の軽水炉で照射されたBWR50GWd/t燃料、PWR48GWd/t燃料のジルカロイ-2、ジルカロイ-4燃料被覆管を用いたクリープ試験の結果、累積クリープ歪みが1%以下であれば燃料被覆管が破損しないことが確認されている⁷。（図4）なお、この知見は、累積クリープ歪みが1%を超えると燃料被覆管が破損することを意味するものではない。</p> <p>燃料被覆管のクリープ速度は、温度と周方向応力（燃料棒内圧）に依存するが、電力中央研究所及び原子力安全基盤機構がクリープ試験を基にしたクリープ予測式を作成し、利用可能な状態になっている。（図5）（参考2） 予定されている4型式の輸送物の燃料被覆管温度及び周方向応力は表2のとおりであり、これらの条件を包絡する値（BWR用キャスクでは被覆管温度265℃、周方向応力70MPa、PWR用キャスクでは被覆管温度275℃、周方向応力100MPa）を用いてクリープ予測式により累積歪みを計算すると、計算値は、BWR燃料で約0.3%、PWR燃料で約0.7%となる（計算に当たっての前提条件は以下のとおりであり、安全側の評価をしている。①試験に基づく試験でのばらつきを考慮した累積クリープ歪みの予測式を使用、②温度及び応力が一定（低下しない）、③累積クリープ歪みは、真空乾燥時及び貯蔵初期温度を包絡した温度が60年間一定で継続する。）。従って、累積クリープ歪みが1%以下となり、クリープ破損を防止することができる。</p> <p>[照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下]</p> <p>燃料被覆管は炉内で照射されると強度が増加し、延性が低下するが、国内の軽水炉で照射されたBWR50GWd/t燃料のジルカロイ-2、PWR48GWd/t燃料のジルカロイ-4燃料被覆管を用いた照射硬化回復試験の結果では、BWR燃料被覆管、PWR燃料被覆管ともに300℃以下では照射硬化の回復の可能性は小さく（図6）、予定されている4型式の輸送物については被覆管温度が最大のもので265℃以下であることから、照射硬化の回復を防止することができる⁸。</p> <p>燃料被覆管の強度評価にあたって、被覆管強度として照射によって増加した強度を使用しても良いが、燃料被覆管温度が照射硬化の回復の可能性のある温度範囲になる場合は、照射硬化の回復による被覆管強度の低下を適切に考慮する必要がある⁹。</p> <p>[水素化物の再配向による燃料被覆管の脆化]</p> <p>燃料被覆管に吸収された水素は燃料被覆管円周方向に平行な水素化物として析出する。これらの水素化物は高温で燃料被覆管中に溶解し、温度の低下に伴い燃料被覆管中に水素化物として再び析出するが、大きな引張応力が存在すると、引張方向に垂直の方向に向きを変える（再配向）性質があることが知られている。貯蔵期間中は燃料棒の内圧は外圧より高いため、燃料被覆管に</p>	<p>蔵期間中に表面温度に異常が生じていないことを確認することにより、熱的要因に対して燃料被覆管の健全性が確保できていたことを確認することとする。</p>	

⁷ 「04-基炉報-0001 平成15年度リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書）」（独立行政法人原子力安全基盤機構）

⁸ 「06-基炉報-0006 平成18年度リサイクル燃料資源貯蔵施設技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書）」（独立行政法人原子力安全基盤機構）

⁹ 「06-基炉報-0006 平成18年度リサイクル燃料資源貯蔵施設技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書）」（独立行政法人原子力安全基盤機構）

劣化事象	安全審査指針	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表																					
		<p>は周方向応力が発生しており、水素化物の多くが半径方向に配向すると機械特性を低下させることになる。(図7)</p> <p>国内の軽水炉で照射されたBWR燃料のジルカロイ-2、PWR燃料のジルカロイ-4燃料被覆管を用いた水素化物再配向試験及び機械特性試験の結果、燃料被覆管周方向機械特性が低下しない(照射後の状態に対して機械特性が劣化しない)燃料被覆管の温度と周方向応力の条件が燃料タイプごとに表1のとおり求められているが¹⁰、予定されている4型式の輸送物については表2のとおり燃料被覆管の温度と周方向応力が制限されており、機械特性の劣化を防止することができる。</p> <p style="text-align: center;">表1 水素化物再配向による機械的特性劣化防止の条件</p> <table border="1" data-bbox="617 569 1765 695"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">燃料タイプ</th> <th colspan="2">BWR</th> <th colspan="2">PWR</th> </tr> <tr> <th>40GWd/tラケ無</th> <th>50GWd/tラケ有</th> <th>39GWd/t</th> <th>48GWd/t</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">機械的特性が低下しない条件</td> <td>周方向応力</td> <td>70MPa以下</td> <td>70MPa以下</td> <td>100MPa以下</td> <td>100MPa以下</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>200℃以下</td> <td>300℃以下</td> <td>275℃以下</td> <td>275℃以下</td> </tr> </tbody> </table> <p><4型式輸送物の被覆管温度と周方向応力> (表2参照)</p> <p>[応力腐食割れ]</p> <p>応力腐食割れ(SCC)は、材料の特性、応力の大きさ、腐食性環境の3条件が合わさって発生すると考えられている。良く知られている原子炉構造材料分野では、特に応力因子として溶接部の残留応力が取り上げられている。これに対し燃料被覆管のSCCは、ペレット被覆管相互干渉(PCI)によるもので、原因はペレットの熱膨張で燃料被覆管を押し広げられる時に発生する応力と燃料棒内のペレットから放出される腐食性核分裂性物質のよう素等の化学的雰囲気との組み合わせにより生じると言われている。なお、燃料棒のSCCによる破損は上記以外に報告例は見あたらない。</p> <p>貯蔵期間中の使用済燃料においては、ペレットの温度上昇による腐食性核分裂生成ガス(よう素等)の放出はなく、また、原子炉運転中にペレットから放出されたよう素はヨウ化セシウムとして存在していることが考えられるが、貯蔵中の環境条件下では分解せず、SCCが発生するような化学的雰囲気にはなっていないものと考えられる。応力については、腐食性雰囲気が整った条件下でのSCC試験でジルカロイ-2、ジルカロイ-4のSCC発生のしきい応力がそれぞれ150MPa、200MPa程度であることが報告されており(図8)、予定されている4型式の輸送物の貯蔵時の応力はこれに比べて低い。</p> <p>このため、予定されている4型式の輸送物については、SCCが発生するような腐食環境になっていないこと、発生応力が十分低いことから、SCCが発生する可能性は十分小さいものと考えられる。</p>	燃料タイプ		BWR		PWR		40GWd/tラケ無	50GWd/tラケ有	39GWd/t	48GWd/t	機械的特性が低下しない条件	周方向応力	70MPa以下	70MPa以下	100MPa以下	100MPa以下	温度	200℃以下	300℃以下	275℃以下	275℃以下		
燃料タイプ		BWR			PWR																				
		40GWd/tラケ無	50GWd/tラケ有	39GWd/t	48GWd/t																				
機械的特性が低下しない条件	周方向応力	70MPa以下	70MPa以下	100MPa以下	100MPa以下																				
	温度	200℃以下	300℃以下	275℃以下	275℃以下																				
放射線による劣化 ●貯蔵中の中性子照射による燃料被覆管		<p>(評価)</p> <p>放射線による劣化としては、貯蔵期間中の中性子照射による燃料被覆管の機械特性変化が考えられるが、予定されている4型式の輸送物については、<u>貯蔵期間中の中性子照射量が炉内での中性子照射に比べて十分に低いことから、使用済燃料の健全性に関し、放射線による劣化については問題ないものと判断できる。</u></p>	<p>(目的)貯蔵期間中に使用済燃料が放射線によりその健全性を劣化させることはないが、収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認する。</p> <p>(方法)以下の点について確認する。</p> <p>(a)発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであることを。(収納物検査)</p>	図9																					

¹⁰ 上記5及び「07-基炉報-0004 平成19年度リサイクル燃料資源貯蔵施設技術調査等(貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)」(独立行政法人原子力安全基盤機構)

劣化事象	安全審査指針	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表																	
の機械的健全性の劣化		<p>(根拠となる現状の知見)</p> <p>燃料被覆管の機械特性は、炉内で中性子照射されると、中性子のはじき出し効果による照射欠陥の蓄積により、機械強度が増加し、一方では延性が低下するが、この現象は、それぞれ比較的低温で飽和及びゆるやかな低下傾向を示す。(図9) 貯蔵期間中には、使用済燃料内からの超ウラン元素の自発核分裂や(α,n)反応により発生した高速中性子による照射を受けるが、その照射量は貯蔵期間中(60年間の場合)で10¹⁶/cm²程度と評価されており、実機照射に伴う高速中性子照射量(10²¹~10²²/cm²程度)に比べて十分に低い。</p>																			
機械的劣化 ●外力による燃料被覆管の健全性への影響	<p>指針13(地震に対する考慮)</p> <p>敷地及びその周辺地域における過去の記録、現地調査結果等を参照して、最も適切と考えられる設計地震力に対し基本的安全機能が維持できる設計であること</p> <p>指針17(金属キャスクの移動に対する考慮)</p> <p>使用済燃料を収納した金属キャスクの受入れ、貯蔵及び搬出にかかる金属キャスクの移動に対して、基本的安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられていること</p>	<p>(評価)</p> <p>予定されている4型式の輸送物については、輸送時の一般の試験条件(自由落下)時に発生する衝撃力では燃料被覆管の塑性変形はない。このため、輸送の一般の試験条件(自由落下)時に発生する衝撃力(4×10⁷N程度)より小さい外力であれば使用済燃料の健全性は維持されると判断される。</p> <p>なお、輸送中の振動・衝撃による加速度(2G程度)及び貯蔵中の地震による加速度(1G程度)は輸送の一般の試験条件(自由落下)時に発生する衝撃加速度(水平落下:20G程度、垂直落下25~45G程度)に比べて小さく、健全性は維持される。(衝撃加速度=衝撃力/輸送物重量)</p> <p>【参考】</p> <p>SARに記載している一般の試験条件において燃料被覆管に発生する加速度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>NEO-2569CB</th> <th>HDP-69B</th> <th>NEO-2552CB</th> <th>MSF-26PJ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一般の試験条件(自由落下)において燃料被覆管に発生する加速度(G)</td> <td>水平落下</td> <td>18</td> <td>20</td> <td>17</td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>垂直落下</td> <td>25</td> <td>30</td> <td>25</td> <td>45</td> </tr> </tbody> </table>			NEO-2569CB	HDP-69B	NEO-2552CB	MSF-26PJ	一般の試験条件(自由落下)において燃料被覆管に発生する加速度(G)	水平落下	18	20	17	20	垂直落下	25	30	25	45	<p>(目的) 使用済燃料に異常な外力を受けていないことを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <p>(a) 発電所における使用済燃料の収納段階で、燃料被覆管が健全であること及び使用済燃料の健全性を損なうような外力が加えられていないこと。(収納物検査)</p> <p>(b) 輸送中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと。(外観検査)</p> <p>(c) 貯蔵期間中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと。(外観検査)</p>	参考3
		NEO-2569CB	HDP-69B	NEO-2552CB	MSF-26PJ																
一般の試験条件(自由落下)において燃料被覆管に発生する加速度(G)	水平落下	18	20	17	20																
	垂直落下	25	30	25	45																

表2 キャスク毎の燃料被覆管最高温度の計算値

キャスクタイプ	NEO-2569CB			HDP-69B	NEO-2552CB		MSF-26PJ
燃料タイプ	BWR						
	8×8	新型8×8	新型8×8ジルコニウムライ付	新型8×8ジルコニウムライ付	新型8×8ジルコニウムライ付	高燃焼度8×8	39GWd/t
	40GWd/t ライ付無		40GWd/t ライ付有			50GWd/t ライ付有	48GWd/t
周方向応力	56MPa	55MPa	62MPa	62MPa	62MPa	62MPa	91MPa
被覆管温度	192℃		198℃	259℃	265℃	265℃	259℃

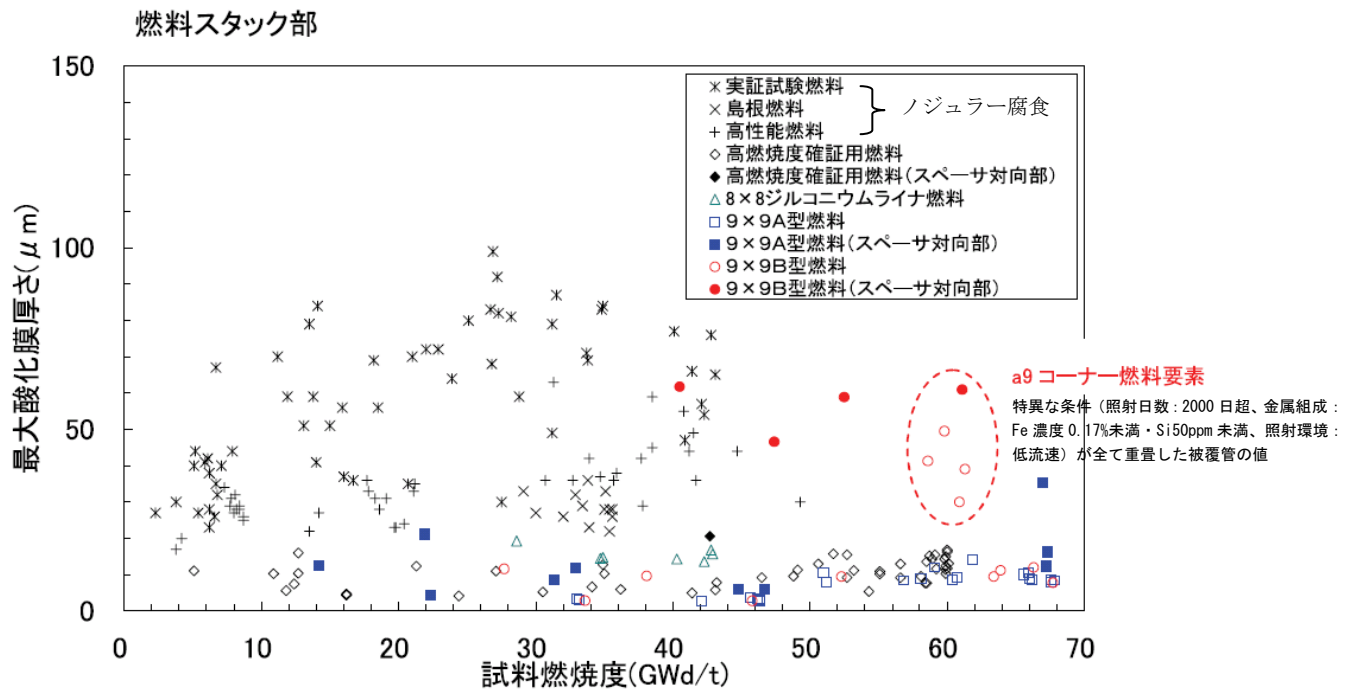


図 1(a) 実機で照射された燃料被覆管外表面の酸化膜厚さ (BWR 燃料)

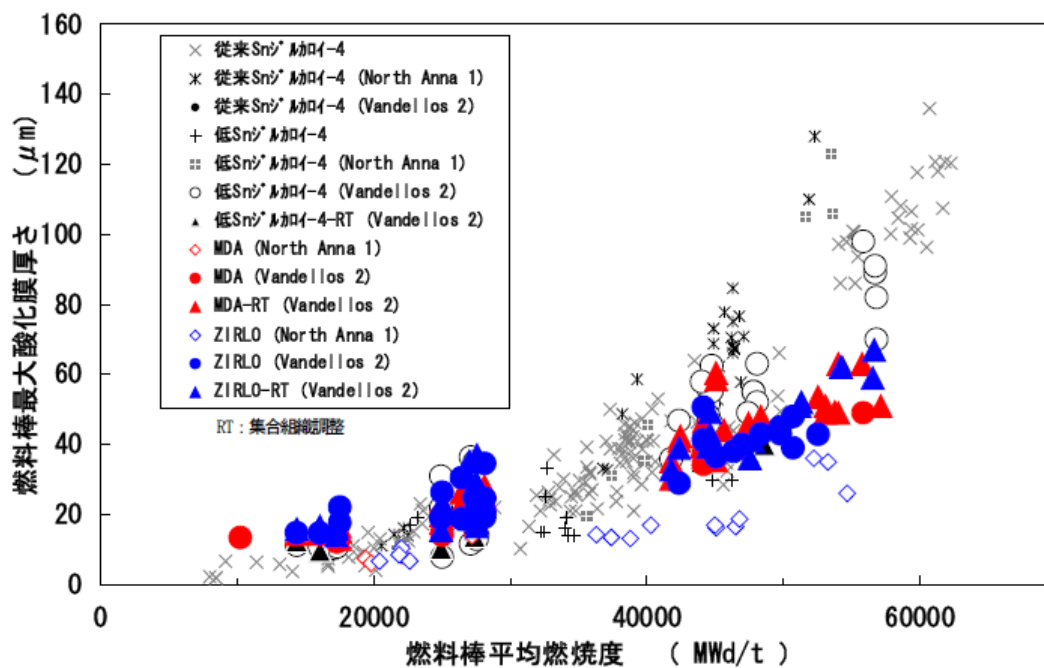


図 1(b) 実機で照射された燃料被覆管外表面の酸化膜厚さ (PWR 燃料)

<出典>

- (1) 07-基炉報-0002 平成 18 年度高燃焼度 9 × 9 型燃料信頼性実証成果報告書 (総合評価編) p3-43
- (2) 平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料 総合評価編) (財)原子力発電技術機構 p255

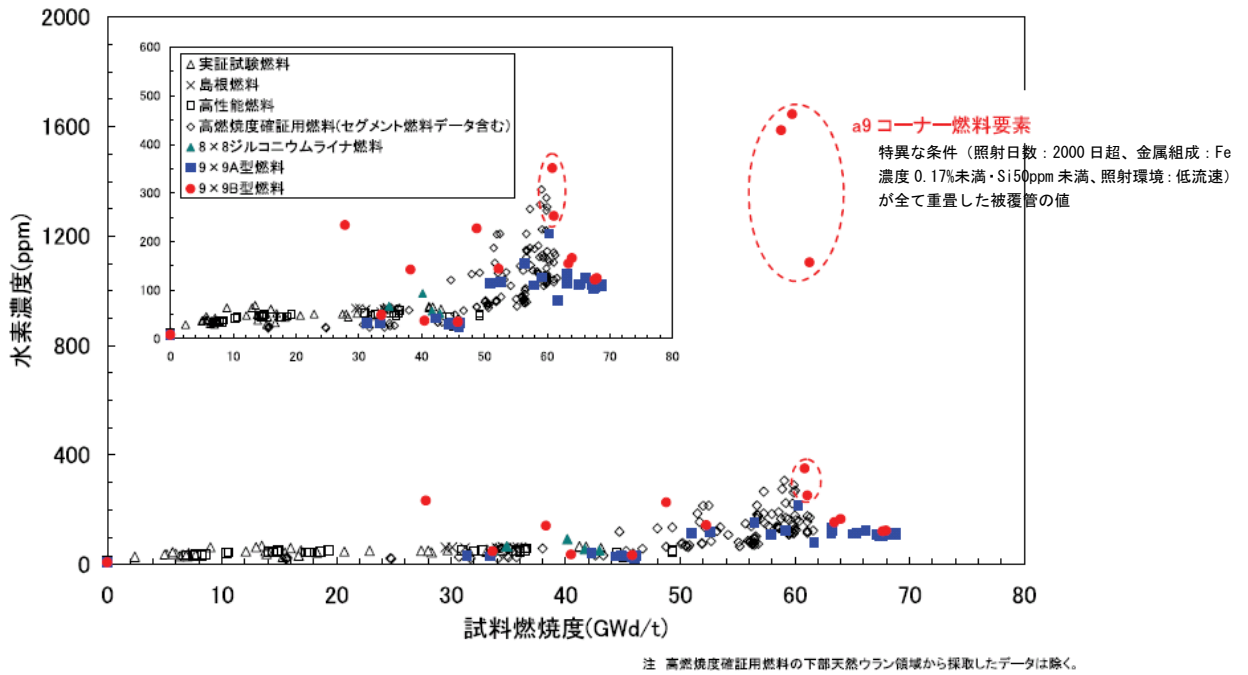


図 1(c) 実機で照射された燃料被覆管の水素濃度 (BWR 燃料)

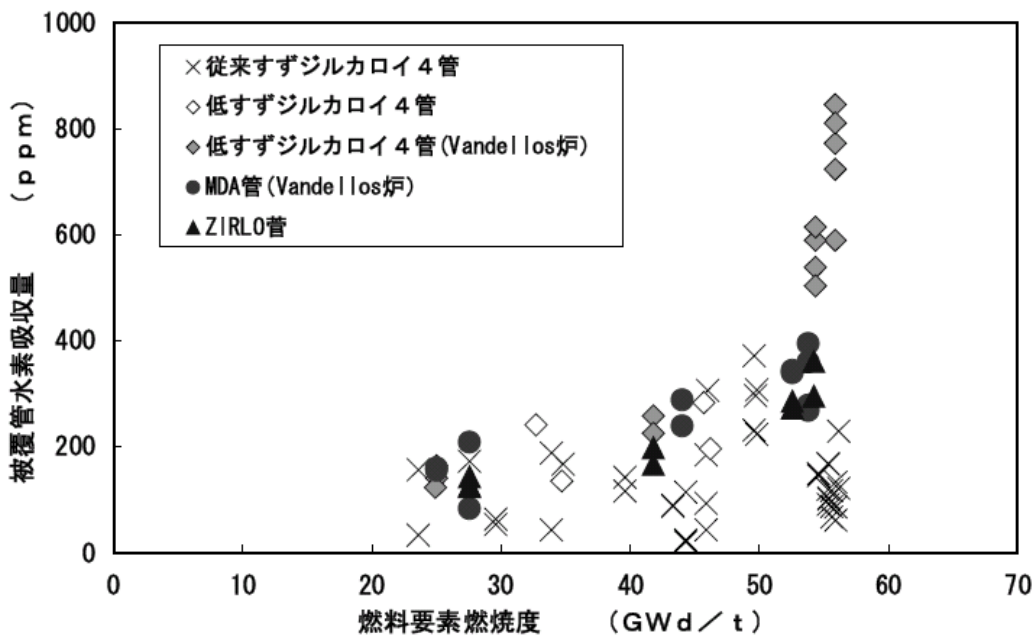


図 1(d) 実機で照射された燃料被覆管の水素濃度 (PWR 燃料)

< 出典 >

- (1) 07-基炉報-0002 平成 18 年度高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書 (総合評価編) p3-45
- (2) 平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料総合評価編) (財)原子力発電技術機構 p256

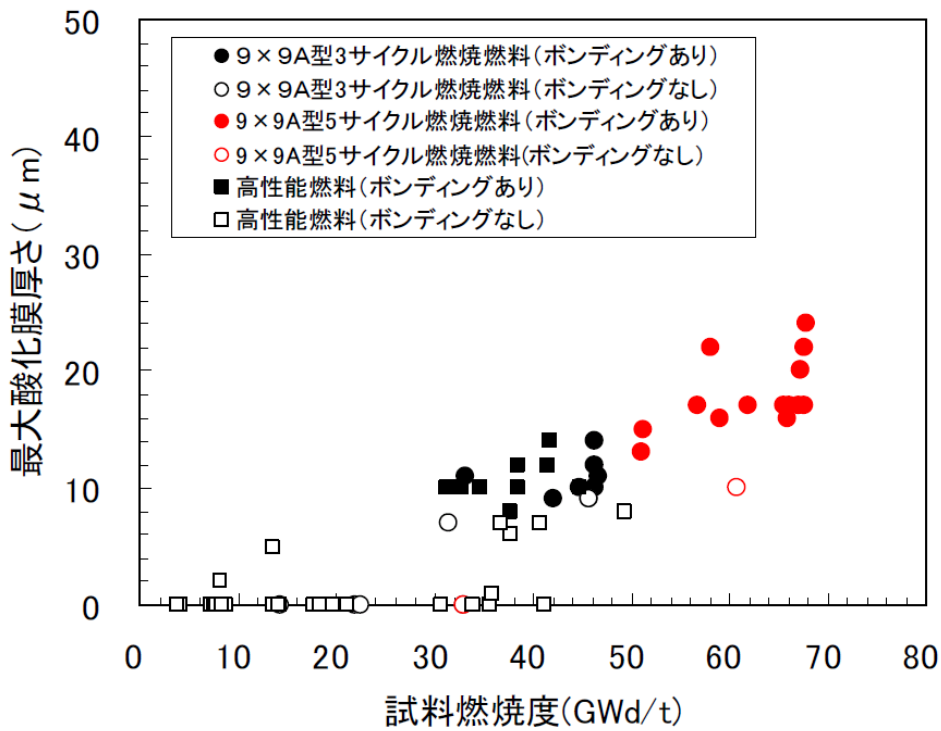


図 2(a) 被覆管内面の酸化膜厚さ (BWR 燃料)

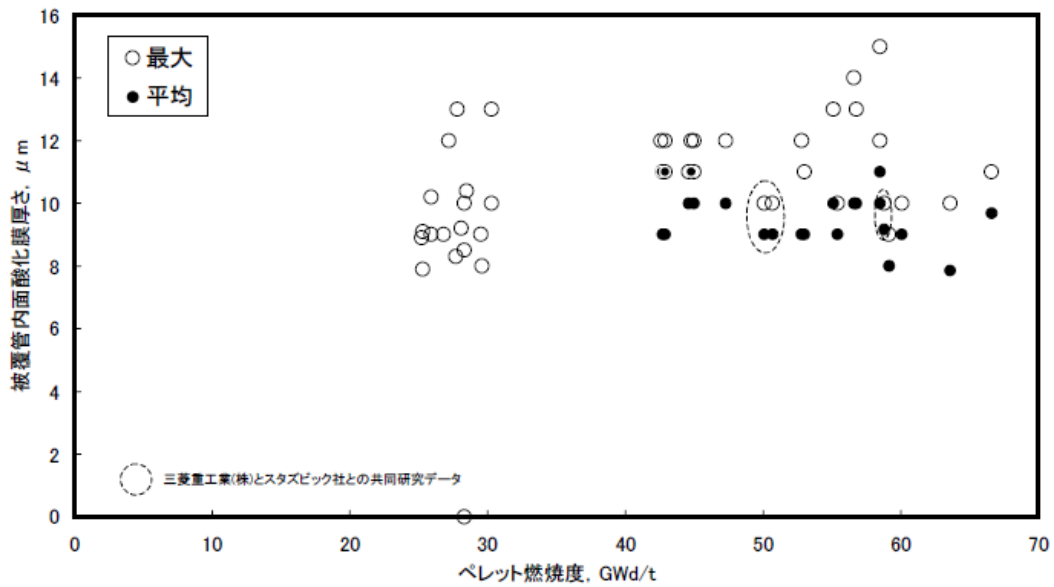


図 2(b) 被覆管内面の酸化膜厚さ (PWR 燃料)

<出典>

- (1) 07-基炉報-0002 付録1 平成18年度高燃焼度9×9型燃料信頼性実証成果報告書 付録1 (9×9A型燃料照射後試験結果) p3-1.10-33
- (2) 平成13年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料総合評価編) (財)原子力発電技術機構 p143

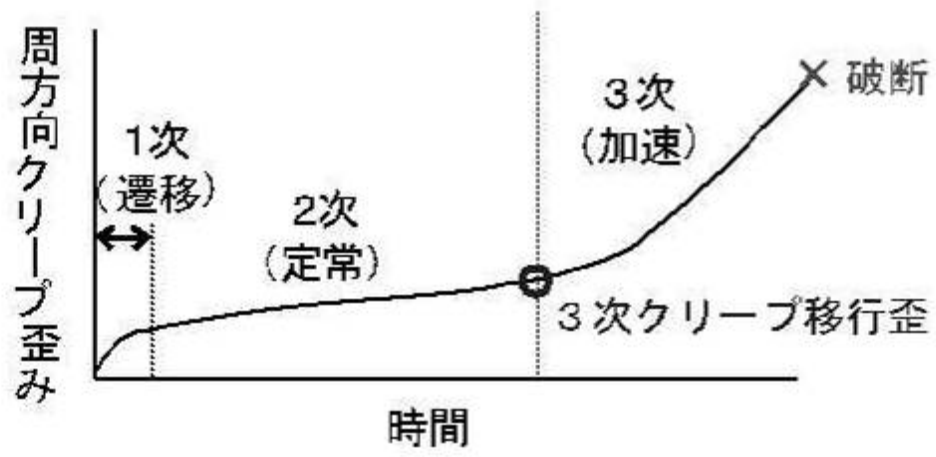


図3 クリープ曲線の概略

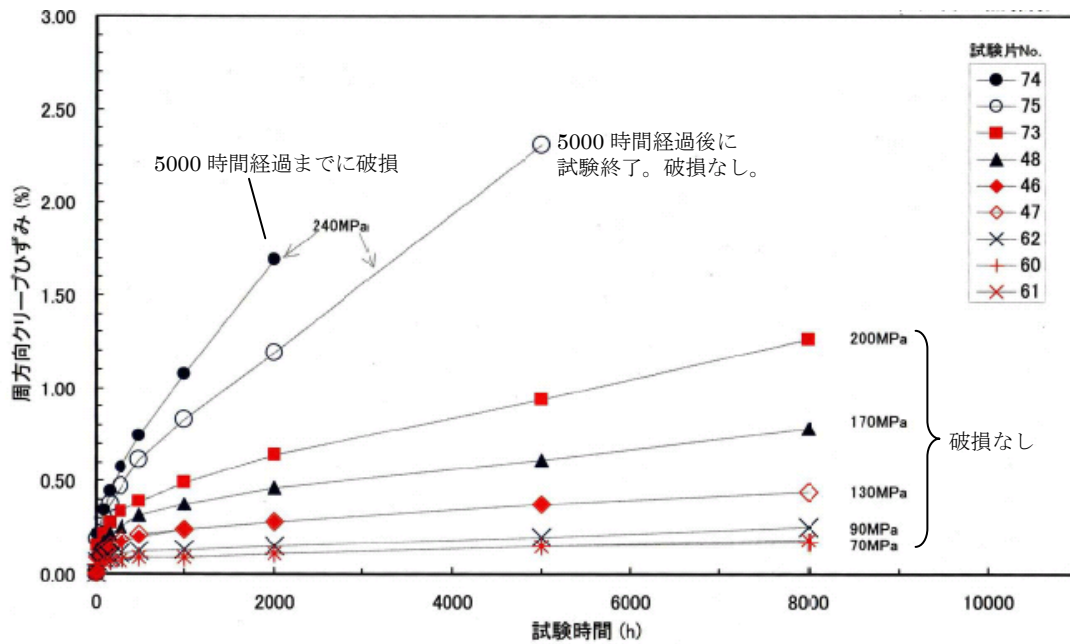


図 4(a) BWR 燃料被覆管のクリープ曲線 (390°C)

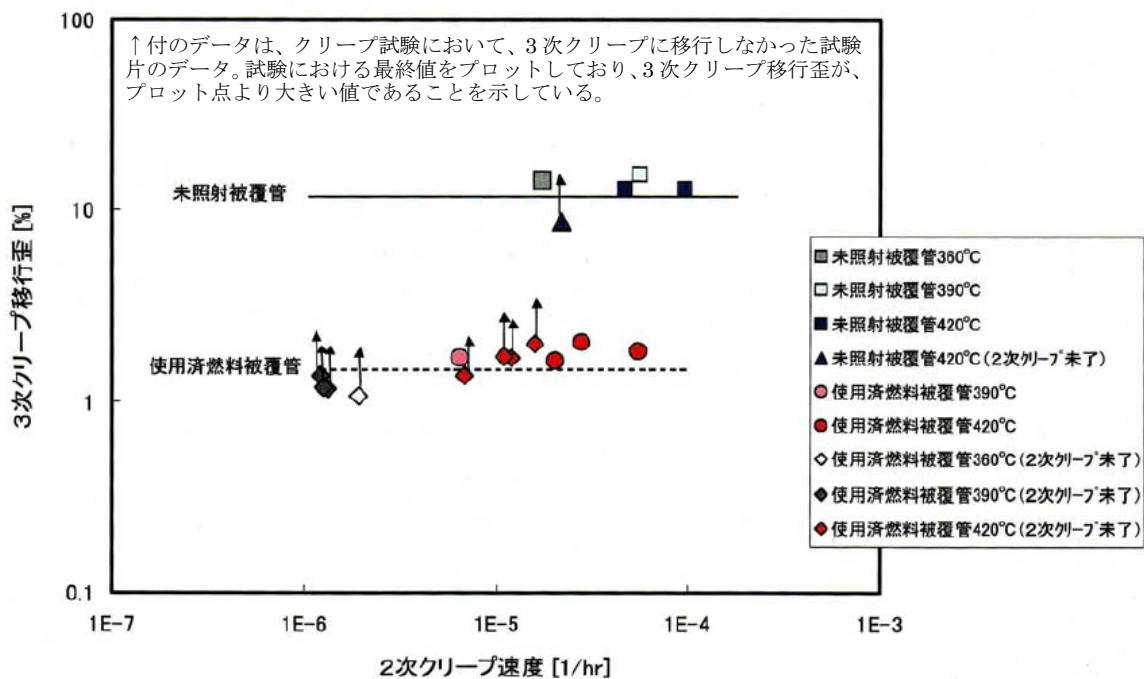


図 4(b) PWR 被覆管の 3 次クリープ移行歪

<出典>

- (1) 04-基炉報-0001 平成 15 年度リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験 (燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書), p2. 1-39, p2. 2. -195

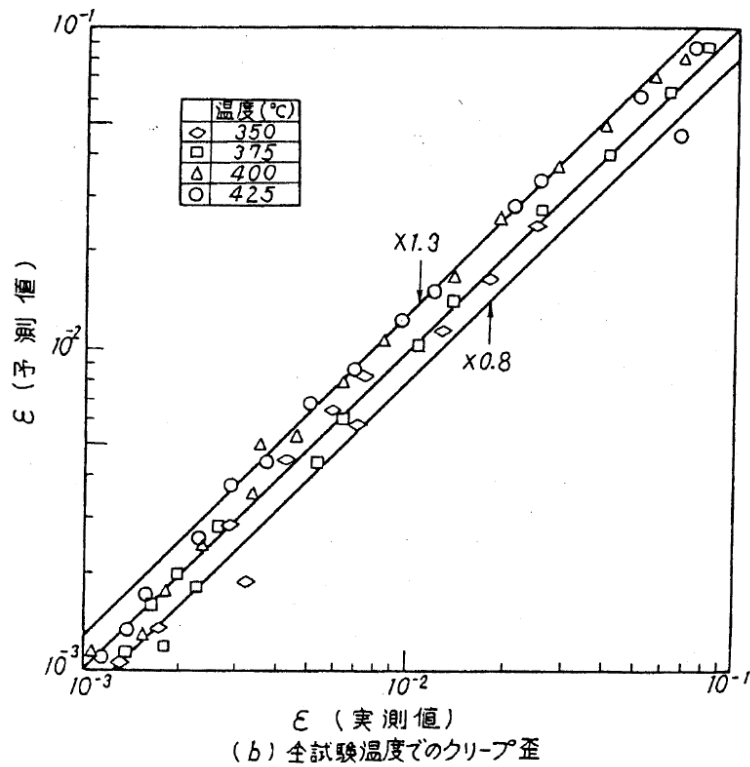


図 5(a) BWR 燃料の未照射被覆管のクリープ予測式による値と実測値

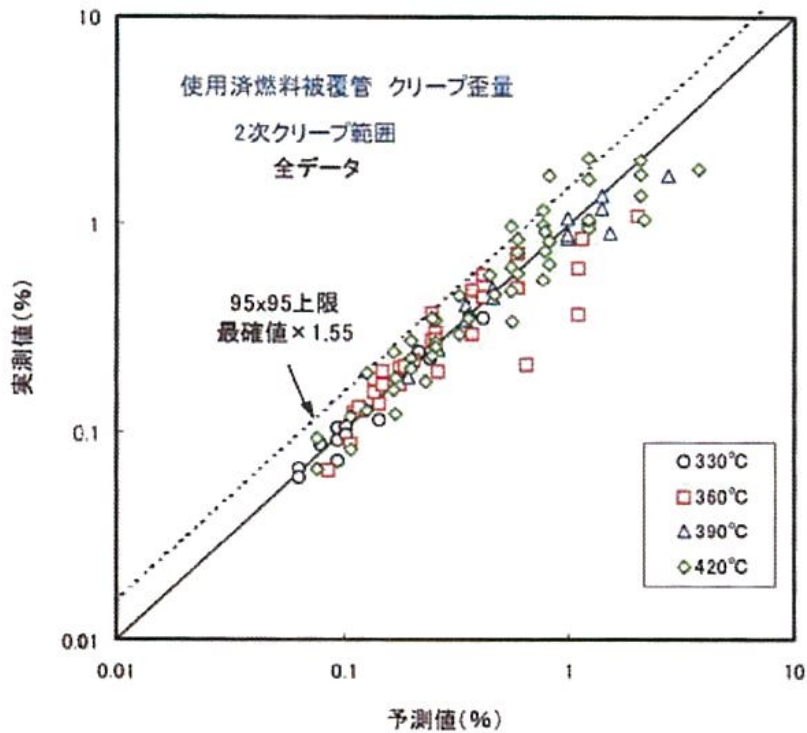


図 5(b) PWR 燃料の照射被覆管のクリープ予測式による値と実測値

<出典>

- (1) (財)電力中央研究所 “乾式貯蔵時のBWR燃料被覆管許容温度の検討”, (平成元年5月) p4
- (2) 04-基炉報-0001 “リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験(燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書)”, (平成16年3月) p2. 2-204

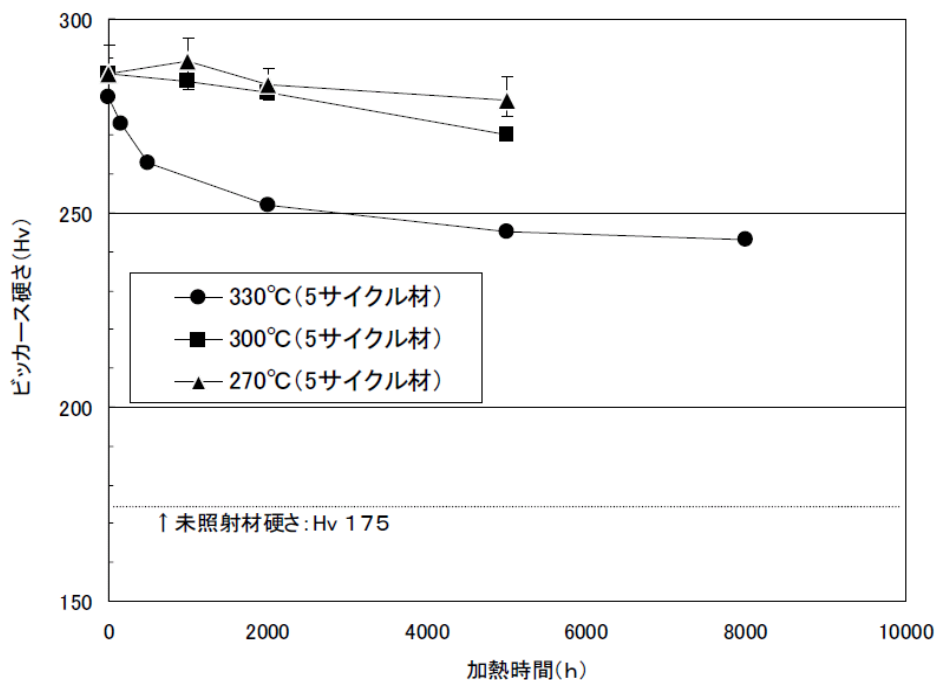


図 6(a) 照射済被覆管の照射硬化回復挙動 (BWR50GWd/tジルコイ2被覆管)

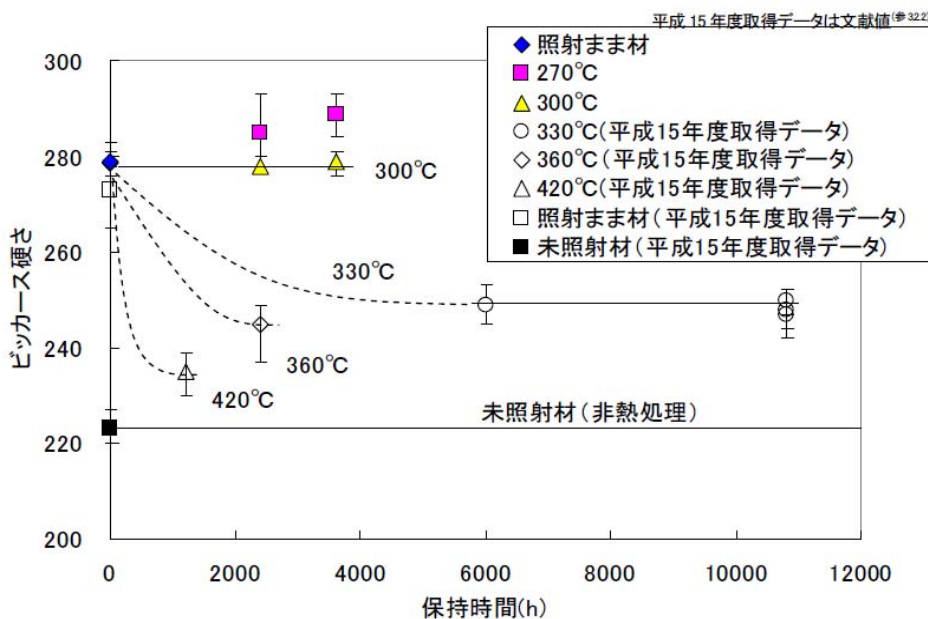
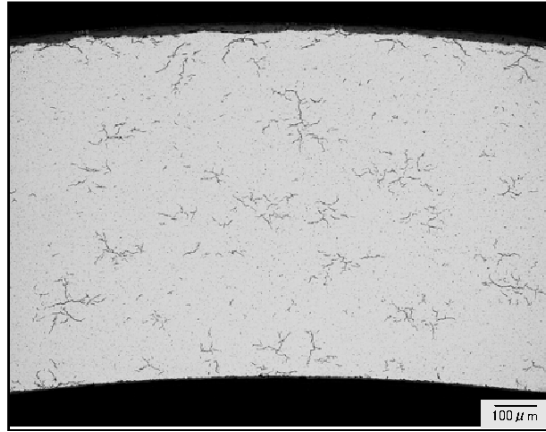


図 6(b) 照射済被覆管の照射硬化回復挙動 (PWR48GWd/tジルコイ4被覆管)

<出典>

(1) 06-基炉報-0006 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等 (貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終成果報告書) p3. 1-173, p3. 2-159



再配向

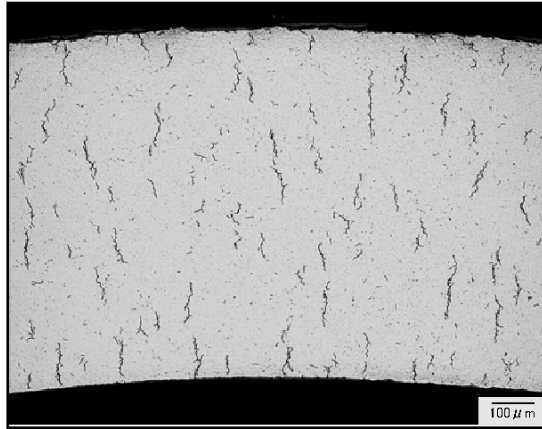


図 7 水素化物再配向の例

<出典>

(1)06-基炉報-0006 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終成果報告書） p3.1-61, 62

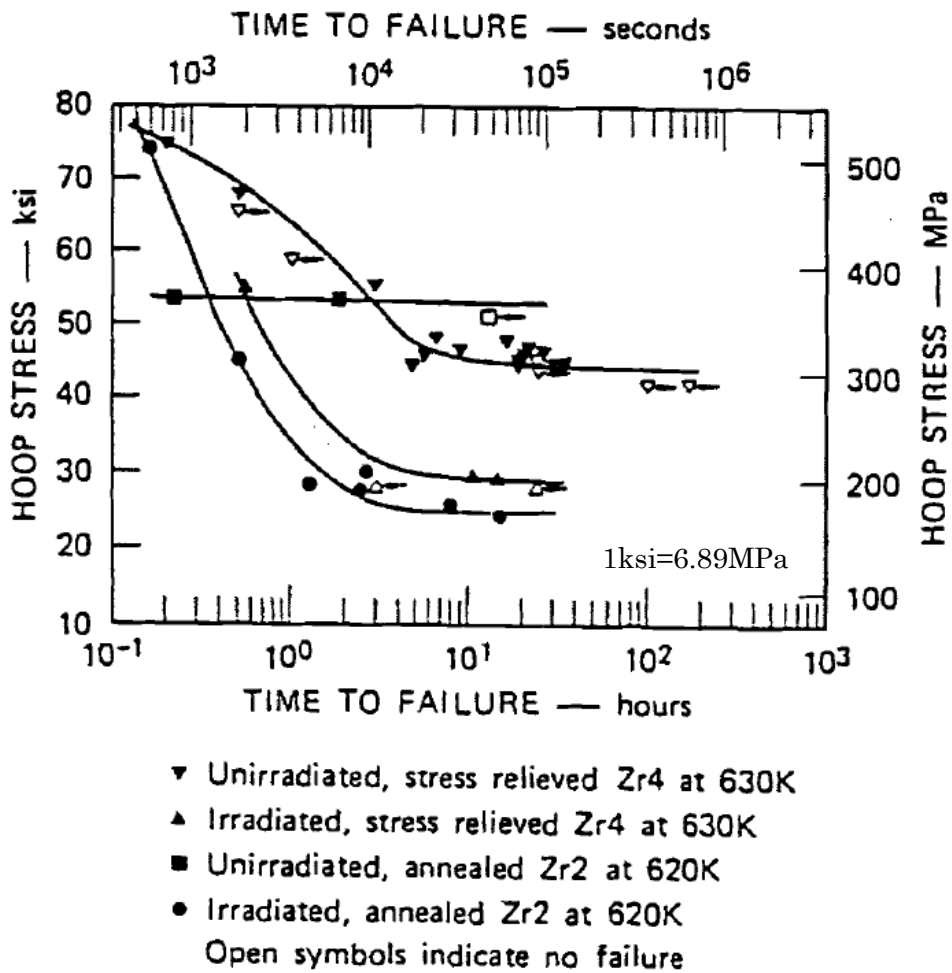


図8 腐食雰囲気を整った状態での応力腐食割れ試験における周方向応力と破断時間

<出典>

(1) J. T. A. Roberts, et al., "A Stress Corrosion Cracking Model for Pellet - Cladding Interaction Failure in Light Water Reactor Fuel", ASTM STP 681, 1979 p285

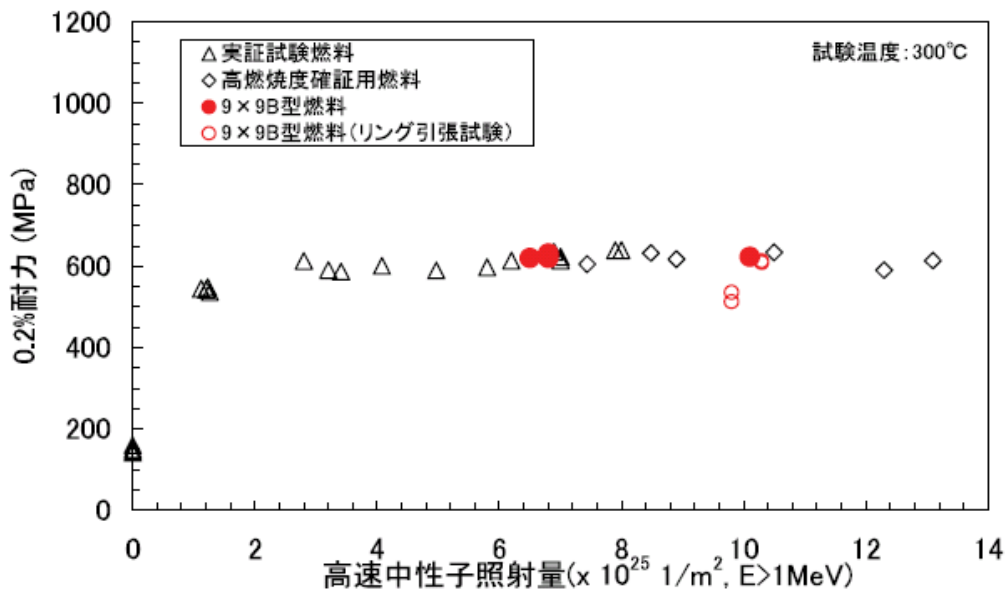
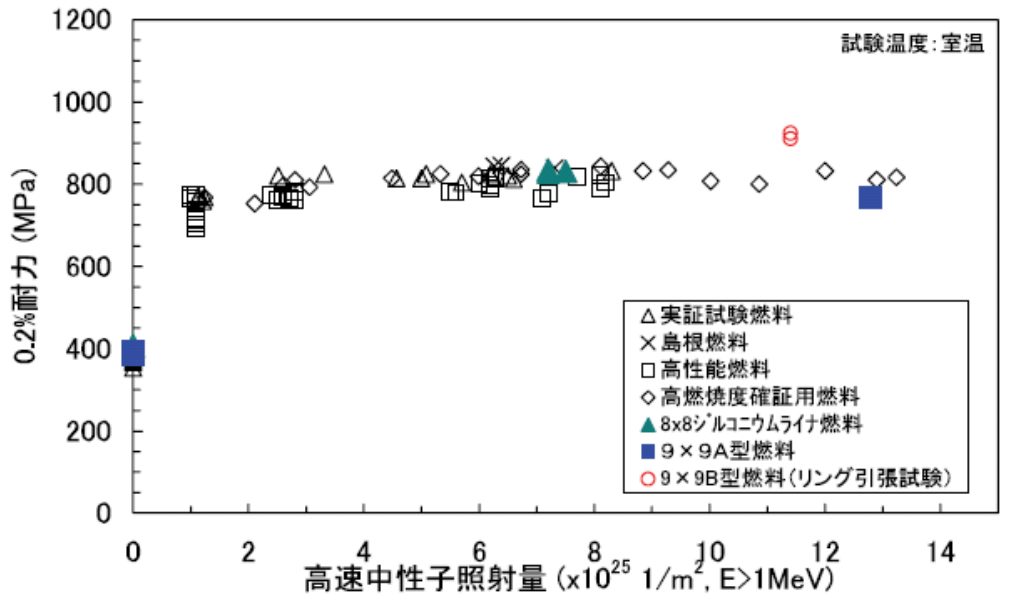


図 9(a) BWR 照射済被覆管の機械強度および延性の高速中性子照射量依存性

<出典>

(1)07-基炉報-0002 平成 18 年度高燃焼度 9 × 9 型燃料信頼性実証成果報告書 (総合評価編) p3-78

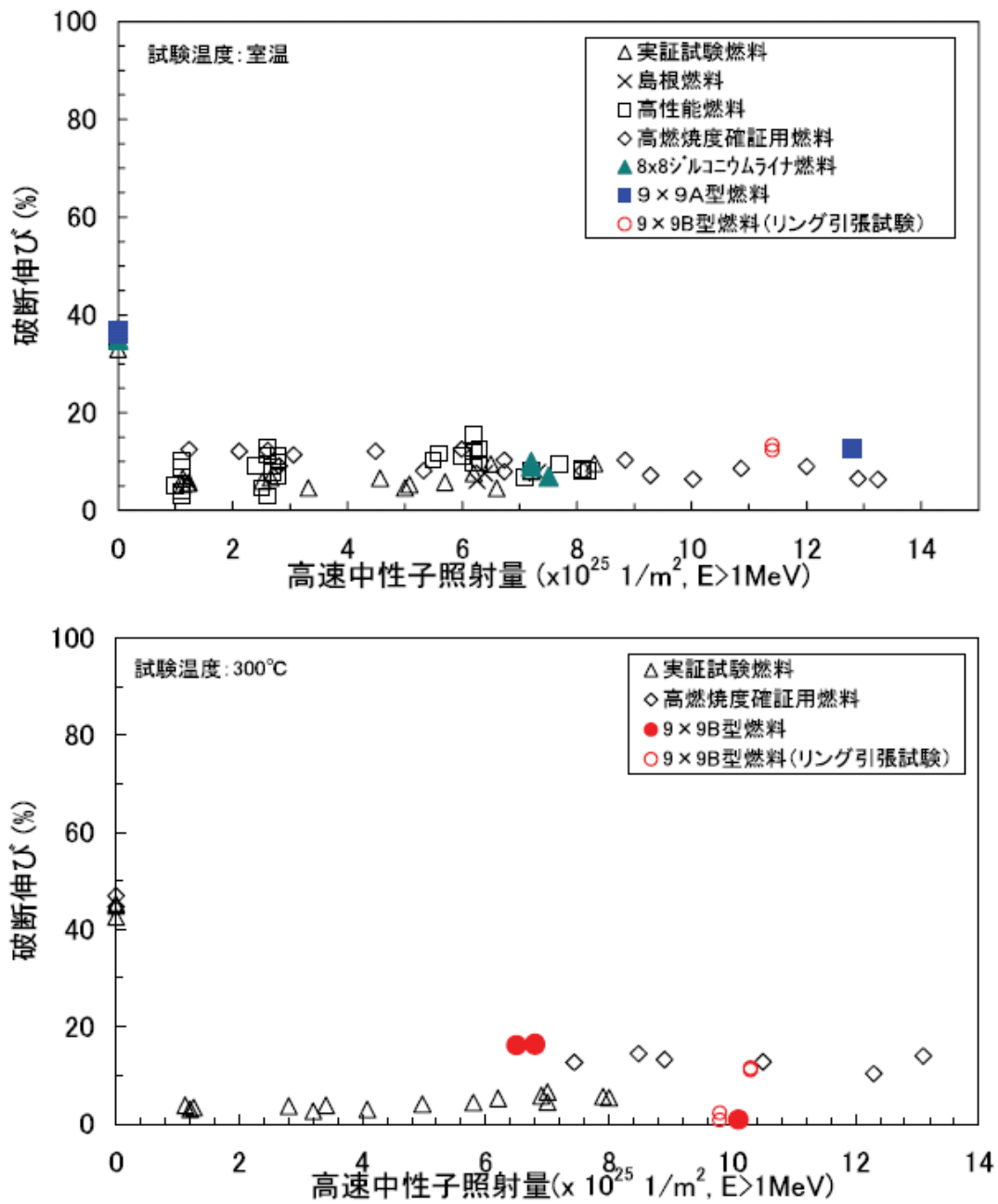


図 9 (b) BWR 照射済被覆管の機械強度および延性の高速中性子照射量依存性

<出典>

(1)07-基炉報-0002 平成 18 年度高燃焼度 9 × 9 型燃料信頼性実証成果報告書 (総合評価編) p3-80

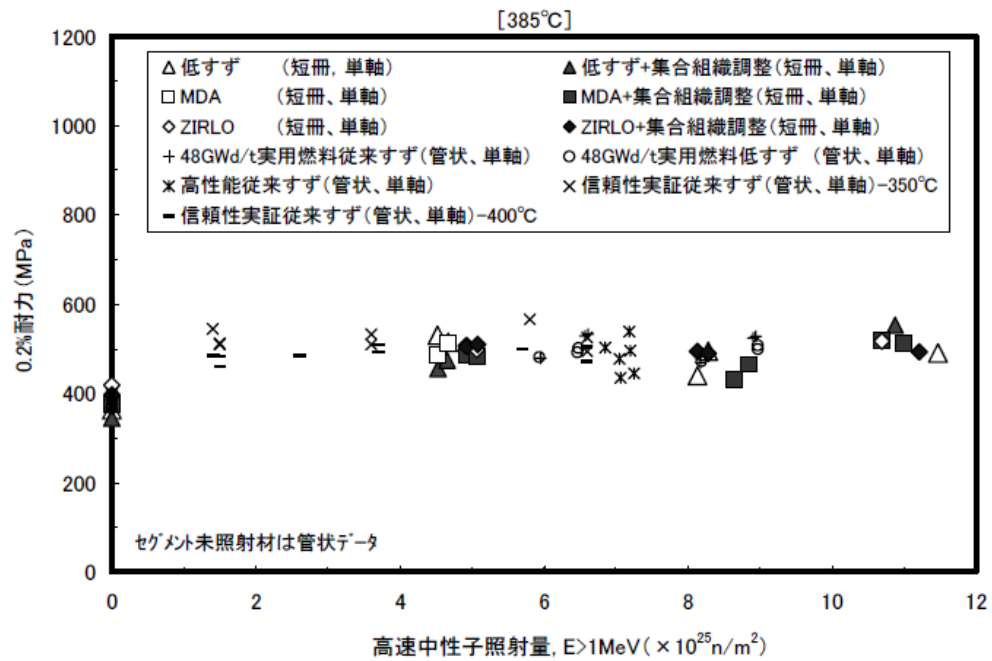
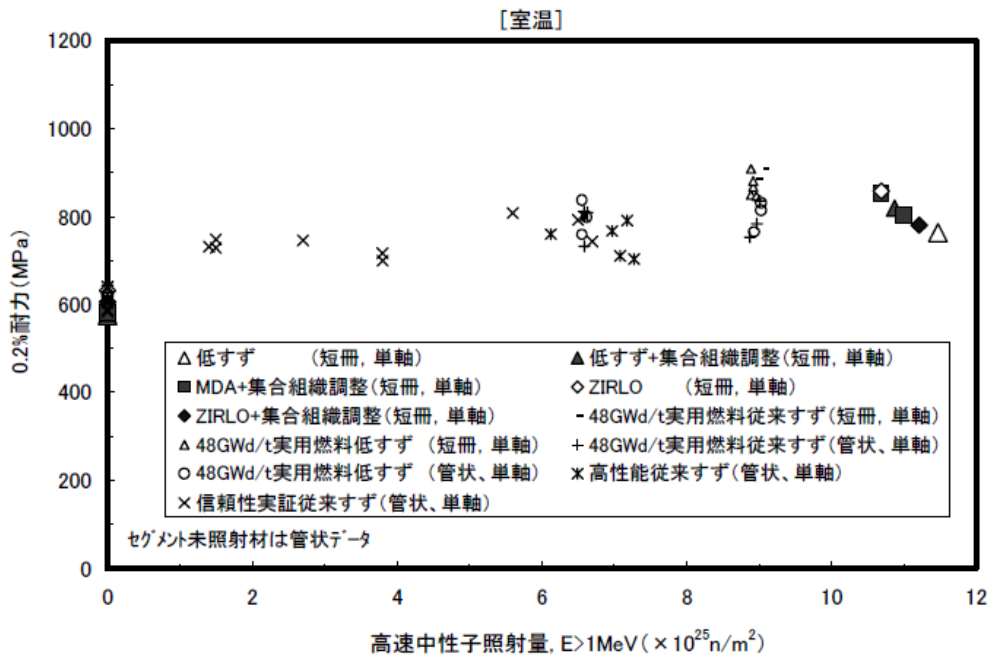


図 9(c) PWR 照射済被覆管の機械強度および延性の高速中性子照射量依存性

<出典>

(1) 平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料総合評価編) (財)原子力
 発電技術機構 p122

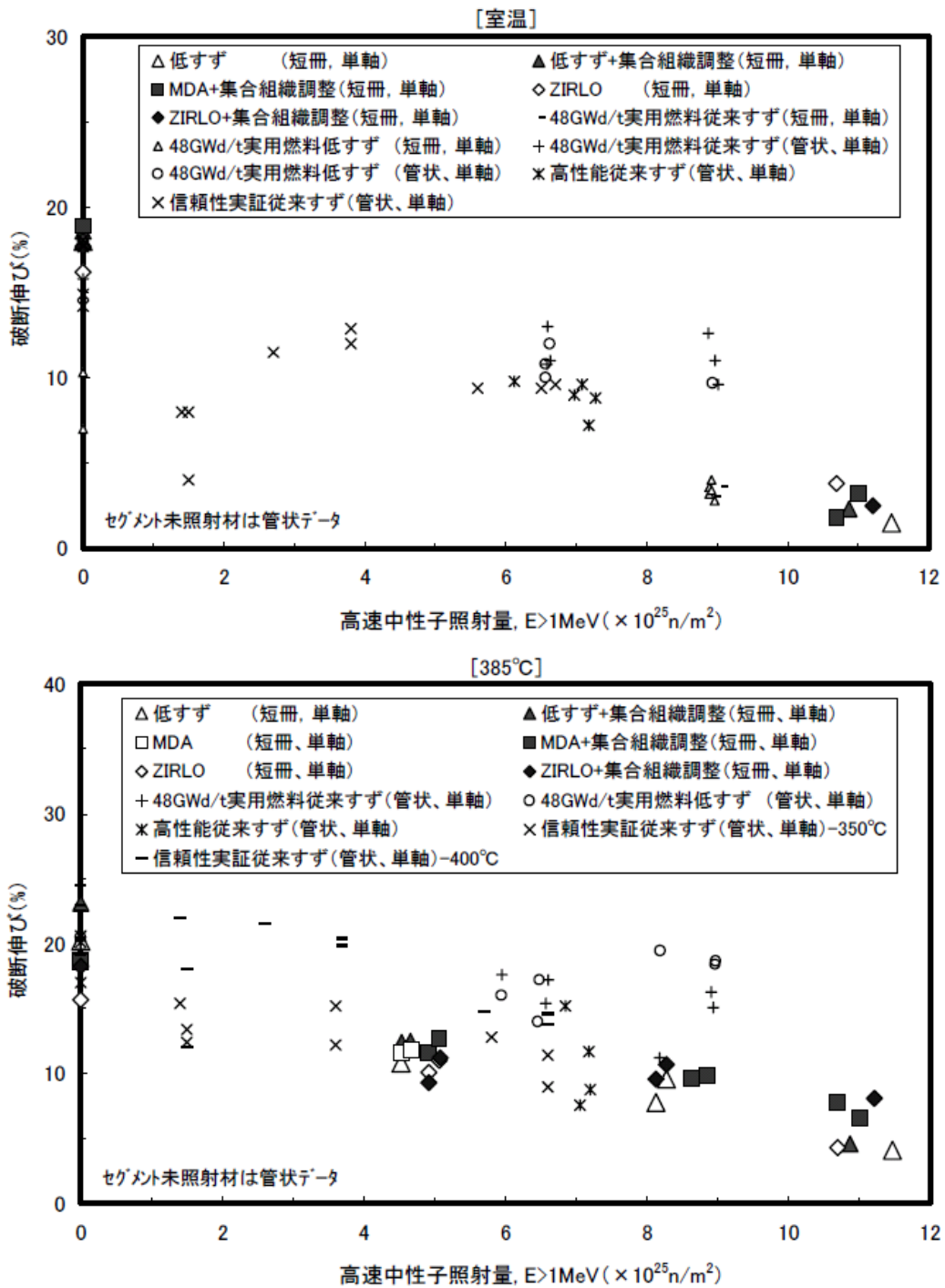


図 9(d) PWR 照射済被覆管の機械強度および延性の高速中性子照射量依存性

<出典>

(1) 平成 13 年度高燃焼度等燃料安全試験に関する報告書 (PWR 高燃焼度燃料総合評価編) (財)原子力
 発電技術機構 p123

14 × 14 型燃料、24 体収納の場合の計算例

腐食：全ての酸素が被覆管全表面に均一に作用すると仮定

水素吸収：全ての水素が全被覆管に均一に吸収されると仮定

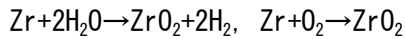
酸素原子のモル数 = $W_{H_2O}/m_{H_2O} + W_O/m_O = 5.60 + 0.63 = 6.23 \text{ mol}$

水素原子のモル数 = $W_{H_2O}/m_{H_2O} \times 2 + W_H/m_H = 11.20 + 0.001 = 11.20 \text{ mol}$

$$W_{H_2O} = 100.9 \text{ g (10\%)}, \quad W_O = 10.1 \text{ g (1\%)}, \quad W_H = 0.001 \text{ g (1ppm)}$$

$$m_{H_2O} = 18.02 \text{ g/mol}, \quad m_O = 16 \text{ g/mol}, \quad m_H = 1.01 \text{ g/mol}$$

[腐食]



全ての酸素による被覆管 (Zr) の腐食量

$$\Delta W_{Zr} = m_{Zr} \times Zr_{\text{mol}} = 91.2 \times 6.23/2 = 284.1 \text{ g}$$

被覆管 (Zr) の腐食減肉量

$$\Delta t_{Zr} = \Delta W_{Zr} / \rho_{Zr} / S_{Zr} = 284.1 / 6.55 / (5.26 \times 10^6) = 8.3 \times 10^{-6} \text{ cm} = 0.083 \mu \text{ m}$$

$$m_{Zr} : 91.2 \text{ g/mol}, \quad Zr_{\text{mol}} : \text{Zr モル数}, \quad \rho_{Zr} : \text{被覆管 (Zr) 密度} = 6.55 \text{ g/cm}^3,$$

$$S_{Zr} : \text{全燃料棒の燃料有効部の表面積} = 5.26 \times 10^6 \text{ cm}^2$$

[水素吸収]

$$\text{全水素量} \quad \Delta W_H = m_H \times H_{\text{mol}} = 1.01 \times 11.20 = 11.3 \text{ g}$$

$$\text{水素濃度} \quad \Delta H = \Delta W_H / (W_{Zr} + \Delta W_H) = 11.20 / (1.95 \times 10^6 + 11.3) = 5.8 \times 10^{-6} = 5.8 \text{ ppm}$$

$$H_{\text{mol}} : \text{H モル数}, \quad W_{Zr} : \text{被覆管重量 (燃料有効部体積 } (0.298 \times 10^6 \text{ cm}^3) \times \text{密度 } (6.55 \text{ g/cm}^3) = 1.95 \times 10^6 \text{ g)}$$

使用可能なクリープ予測式

電力中央研究所、原子力安全基盤機構において、式の形が同じで係数等の異なる 4 つのクリープ式が提案されている。

<クリープ予測式の基本形>

$$\varepsilon = \varepsilon_p^s + \dot{\varepsilon} t$$

ε : クリープ歪

ε_p^s : 飽和1次クリープ歪

$\dot{\varepsilon}$: 2次クリープ速度

t : 時間

クリープ式の種類		適用範囲				不確定性
		燃料要素 平均燃焼度	温度	周方向応力	歪量	
BWR	未照射被覆管 (電中研)	47GWd/t 以下	425°C以下	178MPa 以下	10%以下	クリープ式 × 1.43 倍
	使用済被覆管 (JNES)	47~50GWd/t	420°C以下	300MPa 以下	1%以下	クリープ式 × 1.25 倍 (50GWd/t) クリープ式 × 2 倍 (47~50GWd/t)
PWR	未照射被覆管 (JNES)	0~30GWd/t	420°C以下	250MPa 以下	10%以下	クリープ式 × 1.28 倍
	使用済被覆管 (JNES)	30~53GWd/t	420°C以下	250MPa 以下	1%以下	クリープ式 × 1.55 倍

金属キャスクの長期健全性について

金属キャスクは指針 8（長期貯蔵等に対する配慮）において、「基本的安全機能を維持する上で重要な金属キャスクの構成部材は、設計貯蔵期間中の温度、放射線等の環境、並びにその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年変化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのない設計であること。」とされている。ここでは、予定されている 4 型式の輸送物金属キャスクの構成部材毎の長期健全性について検討することとする。

金属キャスクの劣化要因としては、熱的要因、放射線による要因、化学的要因及び機械的要因の 4 種類が考えられる。熱的要因、放射線による要因、化学的要因については、構成部材毎に長期健全性に関する評価が異なることから、構成部材毎に検討し、機械的要因については、金属キャスク全体に加わる衝撃力（輸送中の一般の試験条件（自由落下）等）によって評価できることから、金属キャスク全体として検討する。

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
本体（胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト） ステンレス鋼 炭素鋼 低合金鋼	熱的劣化 ●クリープ等変形や高温脆化による強度の低下	熱的要因による劣化としては、クリープ等変形や高温脆化による強度の低下がある。 本部材の設計条件は予定されている 4 型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約 130℃～約 160℃、輸送時の最高温度が約 130℃～約 150℃である。 本部材の材料であるステンレス鋼、炭素鋼、低合金鋼については、日本機械学会設計・建設規格 ¹⁾ 及び日本機械学会 金属キャスク構造規格 ²⁾ において 350℃～425℃までの設計で使用する許容応力や物性値が規定されており、また、日本機械学会 設計・建設規格<第Ⅱ編 高速炉規格>において、これらの温度範囲では材料のクリープの影響は無視できることが示されているため、これらの材料の構造強度部材としての 60 年程度の長期間の使用に問題はない。	(目的) 金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。(収納物検査)(温度測定検査) (c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。(表面温度検査)(伝熱検査)	—
	放射線による劣化 ●照射による脆化	放射線による劣化としては、照射による脆化がある。 本部材の 60 年間の放射線照射量を、予定されている 4 型式の輸送物について、収納時の中性子照射量が 60 年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は 10^{16} n/cm^2 未満となる。 ステンレス鋼については、①300℃の試験データより中性子照射量が 10^{18} n/cm^2 までは、顕著な脆化は認められず(図-1)、②脆化の指標となる耐力、伸びについては、照射温度による差が顕著になるのは 10^{20} n/cm^2 を超える照射量であり、照射温度の影響は無視できる(図-2)。また、照射による耐力・伸びの変化においては、鋼種間の差はない(図-3)。以上から、使用予定のステンレス鋼については、照射による脆化は問題とならないと判断できる。 炭素鋼及び低合金鋼については、①鋼種によらず 10^{16} n/cm^2 までは、顕著な脆化は認められず(図-5)、②中性子照射量が 10^{17} n/cm^2 までは、顕著な脆化(耐力・伸びの劣化)は認められない(図-4)。以上から、使用予定の炭素鋼及び低合金鋼については、照射による脆化は問題とならないと判断できる。	(目的) 金属キャスク各部の 60 年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。(収納物検査) (理由) 劣化事象に対する評価(左欄)に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。	図-1, 2, 3 (ステンレス鋼) 図-4, 5 (炭素鋼、低合金鋼)

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	化学的劣化 ●腐食による強度の低下	<p>化学的要因による劣化としては、腐食による強度の低下がある。</p> <p>金属キャスク内は不活性ガス（He）雰囲気であり、容器内部をあらかじめ真空乾燥させて使用済燃料をHeガスとともに封入（装荷）することとなっているため、このようにして形成された不活性ガス環境が貯蔵期間中維持されていれば、実用上問題となる腐食はないと判断される。</p> <p>仮に1%燃料破損相当の燃料棒内ガス（ヨウ素ガス）が存在しても、実用上問題となる腐食減肉厚さではない（低合金鋼の例では、60年間で138μm）。（JNES金属キャスク貯蔵技術確証試験H15最終報告より²⁾）</p> <p>なお、一次蓋ボルトについても不活性ガス（He）雰囲気であり、実用上問題となる腐食はないと判断される。</p> <p>胴外面は中性子しゃへい材（レジン又はPG水）に接するが、胴中央部の材料厚さは約210mm～約250mmであり、実用上問題となる腐食はないと判断される（中性子しゃへい材の項目参照）。</p>	<p>（目的）不活性環境が貯蔵期間中維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態、密封状態が設計条件どおりであること。（圧力測定検査、気密漏えい検査）</p> <p>(c) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>(d) 貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと。（二重蓋間圧力検査）</p>	—
本体（外筒外面、胴外面、底板外面、二次蓋外面、二次蓋ボルト）	熱的劣化	本体（胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト）と同様		
炭素鋼 低合金鋼	放射線による劣化	本体（胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト）と同様		
炭素鋼 低合金鋼	化学的劣化 ●腐食による強度の低下	<p>化学的要因による劣化としては、腐食による強度の低下がある。</p> <p>外面は塗装その他の防錆措置により対処することとしており、また、塗装の剥離が発見されても補修が可能であることから、実用上問題となることはないと判断できる。二次蓋ボルトについては、外気（海塩粒子雰囲気）に触れる箇所はCrメッキその他の防錆処理で対処することとしている。また、底部については、炭素鋼の全面腐食を仮定しても実用上問題となる腐食減肉厚さではない（炭素鋼の腐食進展速度は0.021mm/年³⁾）であり、60年貯蔵した場合の腐食減肉厚さは1.26mm）。</p>	<p>（目的）金属キャスクの表面に健全性を損なうような腐食がないことを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>(b) 輸送中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと。（外観検査）</p> <p>(c) 貯蔵期間中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと。（外観検査）</p>	—
伝熱フィン 銅 炭素鋼	熱的劣化 ●クリープ等の変形や高温脆化に伴う伝熱形状の変形による伝熱機能の低下	<p>熱的要因による劣化としては、クリープ等の変形や高温脆化に伴う伝熱機能の低下がある。</p> <p>本部材の設計条件は予定されている4型式の内の伝熱フィンを有する2型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約130℃～約160℃、輸送時の最高温度が約120℃～約150℃である。</p> <p>本部材の材料である銅については、JIS B8270⁴⁾において200℃までの設計用強度・物性値が規定されており、この範囲では金属組織変化やクリープ等の影響は無視でき、60年程度の長期間の使用に問題ない。</p> <p>炭素鋼については、本体（胴他）と同じであり、問題はない。</p>	<p>（目的）金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。（収納物検査）（温度測定検査）</p> <p>(c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。（表面温度検査）（伝熱検査）</p>	—

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	放射線による劣化 ●照射による脆化	放射線による劣化としては、照射による脆化がある。 本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の内の伝熱フィンを有する2型式の輸送物について、収納時の放射線照射量が60年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は $1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 未満となる。 銅については、中性子照射量が $1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ までは脆化の指標となる硬度に影響はないことから(図-6)、使用予定の伝熱フィンの銅については、照射による脆化は問題とならないと判断できる。 炭素鋼については、本体(胴他)と同じであり、問題はない。	(目的) 金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであることを。(収納物検査) (理由) 劣化事象に対する評価(左欄)に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。	図-6 (銅)
	化学的劣化 ●腐食による強度の低下	化学的要因による劣化としては、腐食による強度の低下がある。 伝熱フィンは内胴と外筒間の密封空間に取り付けられており、腐食環境にないことから、実用上問題となる腐食はないと判断できる。	(目的) 金属キャスクの伝熱フィンが設計どおり内胴と外筒間の密封空間に取り付けられていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査)	-
バスケット ステンレス鋼 ほう素添加ステンレス鋼	熱的劣化 ●クリープ等変形や高温脆化による強度の低下	熱的要因による劣化としては、クリープ等変形や高温脆化による強度の低下がある。 本部材の設計条件は予定されている4型式の内のステンレス鋼やほう素添加ステンレス鋼を使用する1型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約 250°C 、輸送時の最高温度が約 250°C である。 ステンレス鋼については、日本機械学会の設計・建設規格において 425°C までの設計で使用する許容応力や物性値が規定されており、構造強度部材としての60年程度の長期使用に問題ない。 ほう素添加ステンレス鋼(B-SUS304P-1) ⁵⁾ については、日本機械学会の金属キャスク構造規格事例規格において 300°C までの設計で使用する許容応力や物性値が規定されており、構造強度部材としての60年程度の長期使用に問題ない。なお、ほう素添加ステンレス鋼は、燃料プール用ラック、輸送キャスク用バスケット等で十分な使用実績を有する。	(目的) 金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。(収納物検査)(温度測定検査) (c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。(表面温度検査)(伝熱検査)	-

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	<p>放射線による劣化</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 照射による脆化 ● 中性子照射に伴うほう素減損による臨界防止機能の低下 	<p>放射線による劣化としては、照射による脆化及び中性子照射に伴うほう素減損による臨界防止機能の低下がある。</p> <p>本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の内のステンレス鋼やほう素添加ステンレス鋼を使用する1型式の輸送物について、収納時の放射線量が60年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は10^{16} n/cm^2未満となる。</p> <p>ステンレス鋼については、中性子照射量が10^{18} n/cm^2までは、顕著な脆化は認められず（図-1～3）、照射による脆化は問題と判断できる。また、ほう素添加ステンレス鋼については、10^{17} n/cm^2までは脆化の指標となる引張強さや耐力に照射量による差異は特段なく（図-7、8）、照射による脆化は問題と判断できる。</p> <p>中性子照射に伴うほう素減損については、B-10の60年間の貯蔵中の減損割合は、保守的に全中性子束を用いて評価しても10^{-6}程度であり、臨界防止機能への影響は無視できる。なお、JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」では、熱中性子束を用いた評価としてB-10の60年間の貯蔵中の減損割合は10^{-11}程度となっている²⁾。</p>	<p>(目的) 金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。(収納物検査) <p>(理由) 劣化事象に対する評価(左欄)に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。</p>	<p>図-1, 2, 3 図-7, 8</p>
	<p>化学的劣化</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 腐食による強度の低下 	<p>化学的要因による劣化としては、腐食による強度の低下がある。</p> <p>本部材の材料は耐食性に優れた材料である上、金属キャスク内は不活性ガス(H_e)雰囲気であり、容器内部をあらかじめ真空乾燥させて使用済燃料をH_eガスとともに封入(装荷)することとなっているため、このようにして形成された不活性ガス環境が貯蔵期間中維持されていれば、腐食はないと判断される。</p> <p>仮に1%燃料破損相当の燃料棒内ガス(ヨウ素ガス)が存在しても、実用上問題となる腐食減肉厚さではない(60年間で$30 \mu\text{m}$) (JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」)²⁾。</p>	<p>(目的) 不活性環境が貯蔵期間中維持されていることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態、密封状態が設計条件どおりであること。(圧力測定検査、気密漏えい検査) (c) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。(収納物検査) (d) 貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと。(二重蓋間圧力検査) 	<p>—</p>

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
バスケット アルミニウム合金 ほう素添加アルミニウム合金	熱的劣化 ●クリープ等変形や高温脆化による強度の低下	<p>熱的要因による劣化としては、クリープ等変形や高温脆化による強度の低下がある。</p> <p>本部材の設計条件は予定されている4型式の内のアルミニウム合金若しくはほう素添加アルミニウム合金を使用する3型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約170℃～約220℃、輸送時の最高温度が約170℃～約210℃である。</p> <p>アルミニウム合金（A5083FH-0）⁶⁾及びほう素添加アルミニウム合金（BC-A6N01SS-T1）⁷⁾については、日本機械学会の金属キャスク構造規格事例規格においてクリープ特性及び時効効果を考慮した250℃までの設計で使用する許容応力が規定されており（図-9、10）、構造強度部材としての60年程度の長期使用に問題ない。</p>	<p>（目的）金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。（収納物検査）（温度測定検査）</p> <p>（c）貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。（表面温度検査）（伝熱検査）</p>	図-9 図-10
	放射線による劣化 ●照射による脆化 ●中性子照射に伴うほう素減損による臨界防止機能の低下	<p>放射線による劣化としては、照射による脆化及び中性子照射に伴うほう素減損による臨界防止機能の低下がある。</p> <p>本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の内のアルミニウム合金若しくはほう素添加アルミニウム合金を使用する3型式の輸送物について、収納時の放射線量が60年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は10^{16} n/cm^2未満となる。</p> <p>アルミニウム合金については、中性子照射量が10^{21} n/cm^2までは、顕著な脆化は認められず（図-11）、照射による脆化は問題とならないと判断できる。また、ほう素添加アルミニウム合金については、中性子照射量が10^{16} n/cm^2までは脆化のないことが確認されており（図-12）、照射による脆化は問題とならないと判断できる。</p> <p>中性子照射に伴うほう素減損については、B-10の60年間の貯蔵中の減損割合は、保守的に全中性子束を用いて評価しても$10^{-6} \sim 10^{-5}$程度であり、臨界防止機能への影響は無視できる。なお、JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」では、熱中性子束を用いた評価としてB-10の60年間の貯蔵中の減損割合は10^{-11}程度となっている²⁾。</p>	<p>（目的）金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>（理由）劣化事象に対する評価（左欄）に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。</p>	図-11 図-12

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	化学的劣化 ●腐食による強度の低下	<p>化学的要因による劣化としては腐食による強度の低下がある。</p> <p>金属キャスク内は不活性ガス（He）雰囲気であり、容器内部をあらかじめ真空乾燥させて使用済燃料をHeガスとともに封入（装荷）することとなっているため、このようにして形成された不活性ガス環境が貯蔵期間中維持されていれば、実用上問題となる腐食はないと判断される。</p> <p>仮に1%燃料破損相当の燃料棒内ガス（ヨウ素ガス）が存在しても、実用上問題となる腐食減肉厚さではない（平均酸化膜厚1μm以下）（JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」²⁾）。</p>	<p>（目的）不活性環境が貯蔵期間中維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態、密封状態が設計条件どおりであること。（圧力測定検査、気密漏えい検査）</p> <p>(c) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>(d) 貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと。（二重蓋間圧力検査）</p>	—
中性子しゃへい材 レジン （エポキシ系）	熱的劣化 ●化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下	<p>熱的要因による劣化としては、化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下がある。エポキシ系レジンはエポキシ樹脂をベースとして、水酸化アルミと炭化ほう素を混合した材料である。レジンは熱及び放射線を受ける環境では、熱を支配要因として時間の経過とともにわずかながら重量が減少することが知られている。</p> <p>本部材の設計条件は予定されている4型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約110℃～約150℃、輸送時の最高温度が約110℃～約140℃である。使用環境は、胴本体と外筒等に囲まれており、常時密閉系又は通常時密閉系*である。</p> <p>予定されている4型式の輸送物に使用されるエポキシ系レジンについては、使用温度が170℃以下であれば劣化パラメータを用いたレジンの重量減損率の算定式が利用可能である。4型式の輸送物のしゃへい解析においては、レジンの重量減損率算定式を用いて算定した60年間の重量減損分をしゃへい体として無視する等安全側の評価を実施しているが、評価結果は技術基準に適合しており、60年間貯蔵を行っても、貯蔵後輸送の安全性は確保できると判断できる。</p> <p><詳細説明></p> <p>エポキシ系レジンである NS-4FR について、実機のレジン保持空間環境を模擬した密閉系において 150～190℃の温度範囲で 5000 時間までの高温熱分解試験が実施されている。この試験では、180℃以下では、試験開始後、重量減損量が時間とともに増加するが、徐々に減損量の増加割合は減少し、5000 時間に到達するまでに、重量に有意な変化は見られなくなり、170℃以下では 5000 時間でも重量減損は 3wt% 以下であることが確認されている（図—12）。よって、170℃以下の実機環境にお</p>	<p>（目的①）金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。（収納物検査）（温度測定検査）</p> <p>(c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。（表面温度検査）（伝熱検査）</p> <p>（目的②）貯蔵中に、しゃへい機能が維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと。（しゃへい性能検査）</p>	図-12 図-12（参考） 図-13 図-14 図-15

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表																														
		<p>いてはレジンの熱的劣化のしゃへい機能への影響は、適切に重量減損率を考慮することにより評価できると判断できる。また、密閉系よりも保守的な閉鎖系・開放系の環境において、最高 170℃、最長 15000 時間の高温熱分解試験が実施されている。この試験では、温度と時間に係る劣化パラメータと重量減損率の相関関係が確認され、重量減損率算定の為のデータ（劣化パラメータの定数）が整備されている（図-13：閉鎖系の劣化パラメータの定数 C：77.6）。なお、各試験環境下での重量減損率は、温度に関係なく、密閉系<閉鎖系<開放系の順となる（図-14）。</p> <p>また、メーカー開発品のエポキシ系レジンについても、NS-4FR と同様な方法による、閉鎖系・開放系の環境における最高 170℃、最長 15000 時間の高温熱分解試験が実施されている。実機環境よりも保守的な閉鎖系において、170℃以下では 5000 時間でも重量減損は 1wt%程度であることが確認されている（図-15）。よって、170℃以下の実機環境においてはレジンの熱的劣化のしゃへい機能への影響は、適切に重量減損率を考慮することにより評価できると判断できる。また、この試験では、温度と時間に係る劣化パラメータと重量減損率の相関関係が確認され、重量減損率策定の為のデータ整備がなされている（図-15'：閉鎖系の劣化パラメータの定数 C：24.2）。</p> <p>以上から、予定されている 4 型式の輸送物に使用されるエポキシ系レジンは、170℃以下の設計温度であれば劣化パラメータを用いた重量減損率の算定が可能である。</p> <p>予定されている 4 型式の輸送物の安全解析（しゃへい解析）においては、上記の知見を踏まえて、加熱に伴う熱分解によるレジンの重量減損分をしゃへい体として無視することとしている。解析にあたっての重量減損率の算定においては、設計評価期間である 60 年間の重量減損率を、各部レジンの最高温度と閉鎖系の試験データを用いて算出して、重量減損率を求めている。これは、輸送容器の保守等に伴い一時的に圧力が開放されること等に配慮して、安全側に閉鎖系の試験データを用いてしゃへい機能の低下を考慮しているものである。次表にしゃへい解析において用いた重量減損率を示す。</p> <table border="1" data-bbox="658 1495 1623 1797"> <thead> <tr> <th>キャスク型式</th> <th>NEO-2569CB 型</th> <th>NEO-2552CB 型</th> <th>MSF-26PJ 型</th> <th>HDP-69B 型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>レジン種別</td> <td colspan="3">NS-4-FR</td> <td>メーカー開発品</td> </tr> <tr> <td>劣化パラメータ</td> <td>33900</td> <td>35000</td> <td>36900</td> <td>14400</td> </tr> <tr> <td>重量減損率(%)</td> <td>0.1</td> <td>0.8</td> <td>1.8</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>95%信頼確度重量減損率(%)</td> <td>0.6</td> <td>1.3</td> <td>2.3</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>しゃへい解析の重量減損率(%)</td> <td>1.0</td> <td>1.5</td> <td>2.9</td> <td>2.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>また、しゃへい解析においては、レジン部の原子個数密度を設定する際には、中</p>	キャスク型式	NEO-2569CB 型	NEO-2552CB 型	MSF-26PJ 型	HDP-69B 型	レジン種別	NS-4-FR			メーカー開発品	劣化パラメータ	33900	35000	36900	14400	重量減損率(%)	0.1	0.8	1.8	0.9	95%信頼確度重量減損率(%)	0.6	1.3	2.3	1.3	しゃへい解析の重量減損率(%)	1.0	1.5	2.9	2.0		
キャスク型式	NEO-2569CB 型	NEO-2552CB 型	MSF-26PJ 型	HDP-69B 型																														
レジン種別	NS-4-FR			メーカー開発品																														
劣化パラメータ	33900	35000	36900	14400																														
重量減損率(%)	0.1	0.8	1.8	0.9																														
95%信頼確度重量減損率(%)	0.6	1.3	2.3	1.3																														
しゃへい解析の重量減損率(%)	1.0	1.5	2.9	2.0																														

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
		<p>性子のしゃへい性能を安全側に設定するため、重量減損の成分を全て水としている。これは、中性子のしゃへいには水素を含む物質が効果的であるが、試験ではレジンから放出される主要なガスは水、炭酸ガス、炭化水素等で、その大部分が水であり、水素ガスは最大でも 0.3wt%程度であることが確認されていることから（図-12（参考））、水よりも水素含有率が高いガス成分はわずかであることを踏まえると、水素を含有しない炭酸ガスを含めて、重量減損分の全てを水に置き換えることは保守的設定になることを考慮しているものである。</p> <p>以上に示すレジンの熱的劣化に係る知見と、知見を考慮した設計により、60年間貯蔵を行った場合でも、貯蔵後輸送の安全性は確保できると判断できる。</p> <p>なお、レジンは胴本体と外筒等に囲まれており、常時密閉系又は通常時密閉系であることと、高温熱分解試験では均一加熱条件であるのに対して実機では温度勾配があるために加熱条件として緩和されることになることから、レジンから放出されるガスによる周囲の部材への有意な影響はないと判断できる</p> <p>（* MSF-26PJ 型については、貯蔵中は側部と底部にリリーフバルブ（1atm/G）を設置するが、可溶栓との交換時に圧力開放される。HDP-69B 型については、容器保守等のため側部においては一時的に圧力が開放される。）</p>		
	<p>放射線による劣化</p> <p>●化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下</p>	<p>放射線による劣化としては、化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下がある。</p> <p>本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の輸送物について、収納時の放射線量をもとに安全サイドに算定*すると、その最大値は10⁵Gy未滿となる。</p> <p>加熱と照射の重量減損率に対する影響評価から照射による重量減損は加熱に比べてごくわずかであることが確認されていることから（図-17）、レジン温度を考慮して設計上の重量減損率を保守的に定めれば安全上問題ないと判断できる。なお、エポキシ系レジンについては、照射量が10⁶Gyを超えると強度の変化が顕著になるが、実機での照射量は十分に小さく（図-16）、しゃへい材としての使用に問題はない。</p> <p>（*60年間の放射線照射量の算定方法：MSF型では収納時の放射線量が60年間継続するとして算定している。また、NEO型とHDP型では、蓋部と底部のレジンの放射線照射量について、線源強度が時間の経過により減衰するところを、燃料有効部の線源強度は収納時から一定とし、放射化線源については⁶⁰Coの線源強度の減衰を考慮して算定している。ここで、4型式とも、安全側になるように、レジン中の最大値を放射線量の評価に使用している。）</p>	<p>（目的①）金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>（理由）劣化事象に対する評価（左欄）に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未滿であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。</p> <p>（目的②）貯蔵中に、しゃへい機能が維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと。（しゃへい性能検査）</p>	<p>図-16 図-17</p>

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	化学的劣化 ●化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下	化学的要因による劣化としては、熱による化学成分の変化や重量減損によるしゃへい機能の低下があるが、これについては熱的劣化で述べたとおり。		
中性子しゃへい材 プロピレングリコール水溶液 (PG 水)	熱的劣化 ●化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下	熱的要因による劣化としては、化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下がある。 本部材の設計条件は予定されている 4 型式の内の PG 水を使用する 2 型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約 110℃～約 130℃、輸送時の最高温度が約 110℃～約 130℃である。 PG 水は熱分解が生じても原子個数密度には有意な影響はなく、しゃへい機能は維持されることが 160℃で 10000 時間（貯蔵初期温度 140℃で貯蔵期間 60 年間に相当）の試験で確認されている ²⁾ 。よって、予定されている 2 型式の輸送物の使用条件であればしゃへい機能の低下は問題とならないと判断できる。	(目的①) 金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査) (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。(収納物検査)(温度測定検査) (c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。(表面温度検査)(伝熱検査) (目的②) 貯蔵中に、しゃへい機能が維持されていることを確認する。 (方法) 以下の点について確認する。 (a) 貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと。(しゃへい性能検査)	

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	<p>放射線による劣化</p> <p>●化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下</p>	<p>放射線による劣化としては、化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下がある。</p> <p>本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の内のPG水を使用する2型式の輸送物について、収納時の放射線量が60年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は中性子が$3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2$未満、ガンマ線が$4 \times 10^3 \text{ Gy}$未満となる。</p> <p>PG水について中性子が$7 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2$まで、ガンマ線が$2 \times 10^4 \text{ Gy}$までの照射試験と加熱試験の影響比較が行われ、照射の影響は加熱に比べて主要ではないことが確認されており、熱的劣化によるしゃへい機能への影響はないことから、照射に伴うPG水の放射線分解によるしゃへい機能への影響は問題ないと判断できる。(NUPEC 金属キャスク貯蔵技術確証試験 H12 報告書より²³⁾)</p> <p>なお、PG水中の中性子吸収材(B-10)の減損割合は、PG水より照射環境が厳しいバスケットにおいて無視できる程度であり、バスケットより外側に配置されたPG水においては照射によるしゃへい機能の低下は問題とならないと判断できる。</p>	<p>(目的①) 金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査)</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。(収納物検査)</p> <p>(理由) 劣化事象に対する評価(左欄)に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。</p> <p>(目的②) 貯蔵中にしゃへい機能が維持されていることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <p>(a) 貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと。(しゃへい性能検査)</p>	—
	<p>化学的劣化</p> <p>●PG水に接する材料の腐食による強度の低下</p> <p>●化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下</p>	<p>化学的要因による劣化としては、PG水に接する材料の腐食による強度の低下及び化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下がある。</p> <p>本部材の設計条件は予定されている4型式の内のPG水を使用する2型式の輸送物について貯蔵時の最高温度が約110°C~約130°C、輸送時の最高温度が約110°C~約130°Cである。</p> <p>PG水の接する部位については、耐食性の良い材料を用いることから、実用上問題となる腐食はない。</p> <p>また、Uベント試験片による長期浸漬試験(140°C、160°C)及び腐食電位試験(140°C)の結果から、PG水が接する材料について腐食の問題がないことが確認されている(表-1、2)。</p> <p>また、化学成分の変化や原子個数密度の変化によるしゃへい機能の低下については熱的劣化で述べたとおり問題にならないと判断できる。</p>	<p>(目的①) 金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。(製造時検査)</p> <p>(b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。(収納物検査)(温度測定検査)</p> <p>(c) 貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。(表面温度検査)</p> <p>(目的②) 貯蔵中にしゃへい機能が維持されていることを確認する。</p> <p>(方法) 以下の点について確認する。</p> <p>(a) 貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと。(しゃへい性能検査)</p>	表-1 表-2

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
金属ガスケット ニッケル基合金（コイルバネ、内被） アルミニウム合金（外被）	熱的劣化 ●長期閉じ込め機能の低下	<p>熱的要因による劣化としては、長期閉じ込め機能の低下がある。</p> <p>本部材の設計条件は予定されている4型式の輸送物の一次蓋の金属ガスケットの最高温度が、貯蔵時は約90℃～約120℃、輸送時は約100℃～約120℃である。また、金属ガスケットの劣化の指標となるラーソン・ミラー・パラメータ（LMP）は、約9300～10100である（LMPの定数C：20）。</p> <p>130℃～140℃での長期密封性能試験（17年程度、LMP10400（LMPの定数C：20））が実施されており、閉じ込め性能が維持されることが確認されている。また、初期温度を120℃とした60年間の貯蔵期間を模擬した実規模キャスクの9m落下試験が実施されており、落下衝撃後においても密封機能が維持されることが確認されている。</p> <p>以上から、長期閉じ込め機能の低下は問題ないと判断できる。</p>	<p>（目的①）金属キャスクの密封機能が維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと（二重蓋間圧力検査）</p> <p>（目的②）金属キャスク各部の温度が設計条件以下に維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること及び金属キャスク表面温度が設計条件以下であること。（収納物検査）（温度測定検査）</p> <p>（c）貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと。（表面温度検査）（伝熱検査）</p>	表-3 図-18
	放射線による劣化 ●照射による強度、弾性、脆化等の機械的性質影響	<p>放射線による劣化としては、照射による強度、弾性、脆化等の機械的性質影響がある。</p> <p>本部材の60年間の放射線照射量を、予定されている4型式の輸送物について、収納時の放射線量が60年間継続するとして安全サイドに算定すると、その最大値は$1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$未満となる。</p> <p>ニッケル基合金については、中性子照射量が3dpa（$7.7 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$）程度になると機械的性質が変化するが、$1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$未満ではその影響は無視でき⁸⁾、照射による機械的性質の劣化はないと判断される。</p> <p>外被に使用される1000系アルミニウム合金については、中性子照射量が$1.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$未満の照射であれば顕著な脆化は認められず（図-19）、照射による機械的性質への影響はないと判断できる。</p>	<p>（目的①）金属キャスクの密封機能が維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと（二重蓋間圧力検査）</p> <p>（目的②）金属キャスク各部の60年間の放射線照射量が設計範囲内であることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>（理由）劣化事象に対する評価（左欄）に示すように、放射線照射量が設計で想定している放射線照射量未満であれば、照射による脆化は問題とならないことから、金属キャスクが設計されたとおりに製造され、線源強度を決める収納物の仕様が設計条件どおりであることを確認することによって、健全性が維持されることを確認することができる。</p>	図-19

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表
	<p>化学的劣化 ●腐食による長期閉じ込め機能の低下</p>	<p>化学的要因による劣化としては、腐食による長期閉じ込め機能の低下がある。</p> <p>一次蓋の金属ガスケットについては、不活性ガス（He）雰囲気であり、容器内部をあらかじめ真空乾燥させて使用済燃料を He ガスとともに封入することとなっているため、このようにして形成された不活性ガス環境が貯蔵期間中維持されていれば、実用上問題となる腐食はないと判断される。</p> <p>二次蓋の金属ガスケットについては、内側が不活性ガス雰囲気、外側が大気となっている。当該金属ガスケットについては、必要に応じ補修可能であることから、腐食による問題はないと判断される。</p> <p>なお、2000年に行った東京電力福島第一原子力発電所の施設内乾式貯蔵容器の状況調査において、一次蓋の金属ガスケットの表面の一部に白色化が確認された。この改善策に関する知見として、使用済燃料収納時のキャスク仕立て作業における一次蓋フランジ部の残留水分除去を徹底することが有効であることが、その後の東京電力福島第一原子力発電所や日本原子力発電東海第二発電所での状況調査時に確認されている。</p>	<p>（目的①）金属キャスクの密封機能が維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと（二重蓋間圧力検査）</p> <p>（目的②）不活性環境が貯蔵期間中維持されていることを確認する。</p> <p>（方法）以下の点について確認する。</p> <p>（a）金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査）</p> <p>（b）発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態、密封状態が設計条件どおりであること。（圧力測定検査、気密漏えい検査）</p> <p>（c）発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること。（収納物検査）</p> <p>（d）貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと。（二重蓋間圧力検査）</p>	<p>—</p>

構成部材・材料	劣化事象	劣化事象に対する評価	健全性確認のための検査	関連図表																	
<p>金属ヘルメット全体</p>	<p>機械的劣化 ●外力による金属ヘルメットの基本的安全機能及び構造強度への影響</p>	<p>予定されている4型式の輸送物については、輸送時の一般の試験条件（自由落下）時に発生する衝撃力では基本的安全機能を確保するための構造部材の塑性変形はなく、輸送物としての安全機能及び構造強度に対する影響はない（なお、緩衝体は変形する）。このため、輸送の一般の試験条件（自由落下）時に発生する衝撃力（4×10^7 N程度）より小さい外力であれば金属ヘルメットの基本的安全機能及び構造強度を損なわないと判断される。</p> <p>なお、輸送中の振動・衝撃による加速度（2 G程度）及び貯蔵中の地震による加速度（1 G程度）は輸送の一般の試験条件（自由落下）時に発生する衝撃加速度（水平落下：20 G程度、垂直落下25～45 G程度）に比べて小さく、健全性は維持される。（衝撃加速度＝衝撃力／輸送物重量）</p> <p>【参考】 SARに記載している一般の試験条件において金属ヘルメットに発生する加速度</p> <table border="1" data-bbox="658 852 1629 1066"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>NEO-2569CB</th> <th>HDP-69B</th> <th>NEO-2552CB</th> <th>MSF-26PJ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">一般の試験条件（自由落下）において金属ヘルメットに発生する加速度(G)</td> <td>水平落下</td> <td>18</td> <td>20</td> <td>17</td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>垂直落下</td> <td>25</td> <td>30</td> <td>25</td> <td>45</td> </tr> </tbody> </table>			NEO-2569CB	HDP-69B	NEO-2552CB	MSF-26PJ	一般の試験条件（自由落下）において金属ヘルメットに発生する加速度(G)	水平落下	18	20	17	20	垂直落下	25	30	25	45	<p>（目的）金属ヘルメットが異常な外力を受けていないことを確認する。 （方法）以下の点について確認する。</p> <p>(a) 金属ヘルメット製造段階で、金属ヘルメットが設計されたとおりに製造されていること。（製造時検査） (b) 発電所における使用済燃料の収納段階で、金属ヘルメットの外観に異常がないこと（外観検査）。また、バスケットの外観に異常がないこと（未臨界検査）。 (c) 輸送中に金属ヘルメットの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと。（外観検査） (d) 貯蔵期間中に金属ヘルメットの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと。（外観検査）</p>	<p>—</p>
		NEO-2569CB	HDP-69B	NEO-2552CB	MSF-26PJ																
一般の試験条件（自由落下）において金属ヘルメットに発生する加速度(G)	水平落下	18	20	17	20																
	垂直落下	25	30	25	45																

表-1 Uバンド試験片による PG 水長期浸漬試験結果⁹⁾

試験片種類	試験温度(°C)	合計浸漬時間(年)	検査結果	
			1.0年後	2.0又は2.5年後
バンドアーク注) (309一層溶接)	140	2.5	割れ、腐食なし	
	160	2.0	同上	
バンドアーク注) (309+308二層溶接)	140	2.5	同上	
	160	2.0	同上	
SUS329J4L鋼 (溶接部含む)	140	2.0	同上	
	160	2.0	同上	

注) オーバーレイ

表-2 PG 水腐食電位試験結果⁹⁾

供試材 注1)	隙間腐食 /孔食	塩素濃度 (ppmCl ⁻)	保護電位E _p (V vs Ag/AgCl)	自然電位(隙間無) (V vs Ag/AgCl)
試験片② 溶接308材 スケールなし	隙間	2	不検出/0.161	注2) -0.142
	孔食		-0.122/-0.028	
試験片③ 溶接309材 スケール有り	隙間		-0.154/不検出	-0.304
	孔食		0.044	
試験片② 溶接308材 スケールなし	隙間	10	-0.003	-0.422
試験片③ 溶接309材 スケール有り			不検出/-0.123	-0.523

注1) 試験片②: 309L+308L 二層オーバーレイ材

試験片③: 309L 片側溶接材

注2) 保護電位>自然電位であれば腐食は発生しない。

阪田 陽二 他, “中間貯蔵用キャスクの開発 高い耐久性を有する液体中性子遮へい体用缶体の開発-腐食試験-”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, D45 (2008 年 9 月)

表-3 実規模キャスクの 9m 落下試験における漏えい率²⁾

	計測時期	蓋部漏えい率 (Pa・m ³ /sec)		蓋間圧力 (kgf/cm ²)
		二次蓋	(参考) 一次蓋	
水平落下 1	試験前	2.8E-10	3.2E-10	4.0
	試験後 (6h)	7.2E-8	1.4E-6	—
	試験後 (20h)	3.3E-8	8.7E-7	3.3
水平落下 2	試験前	1.2E-10	1.4E-10	4.0
	試験後 (20h)	9.2E-10	7.6E-10	3.2
上部垂直落下	試験前	1.3E-10	1.3E-10	4.0
	試験後 (48h)	4.3E-10	5.9E-7	2.8
上部コーナ落下	試験前	1.2E-10	1.2E-10	4.0
	試験後 (20h)	2.0E-9	1.2E-4	2.8

注記 計測時期に付した括弧内の数値は、試験後 He リーク計測までの大凡の経過時間。

水平落下 1 では、初期温度を 120°C とした 60 年間の貯蔵期間による熱劣化を模擬、その他は未劣化。金属ガスケットは、二次蓋が線径 10mm (眼鏡型)、一次蓋が線径 5.6mm (眼鏡型)

(独) 原子力安全基盤機構, “平成 15 年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験 報告書”,
(独) 原子力安全基盤機構, p89 (2004).

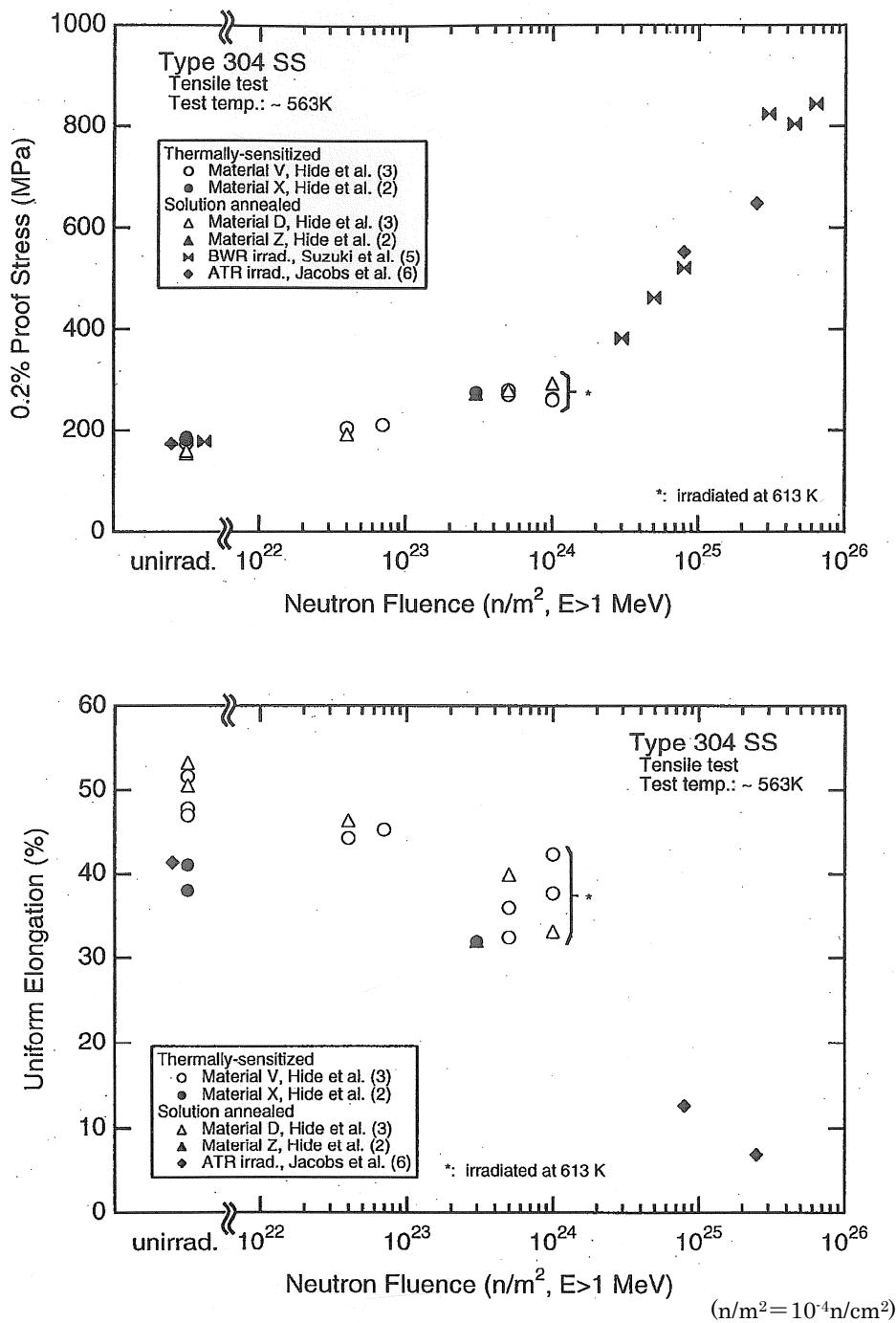


図-1 ステンレス鋼の中性子照射の影響評価結果 ¹⁰⁾

オーステナイト系ステンレス鋼では、約 300°C で 10^{18}n/cm^2 を超える照射量で引張強さが上昇し、伸びが低下する傾向を示す。

土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一, “304 ステンレス鋼の SCC 特性に及ぼす中性子照射効果(その 2) - 熱鋭敏化材の SCC 感受性に及ぼす照射影響 -”, 電力中央研究所研究報告 (平成 9 年 6 月), T96301, (財)電力中央研究所, p10 (1997).

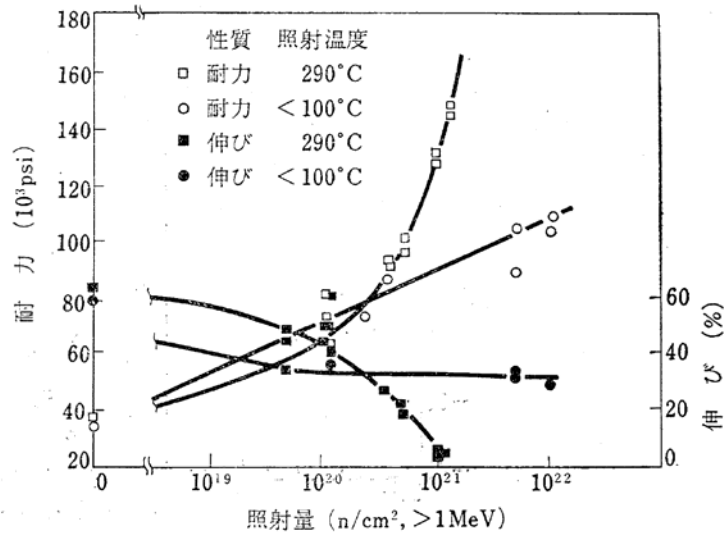
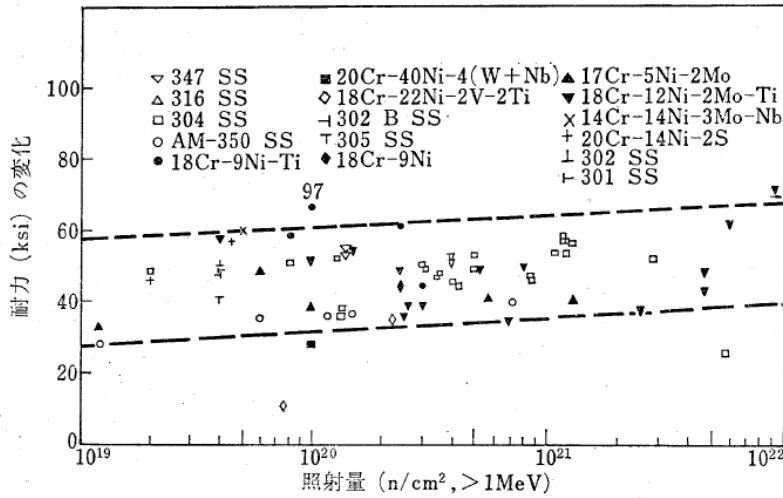
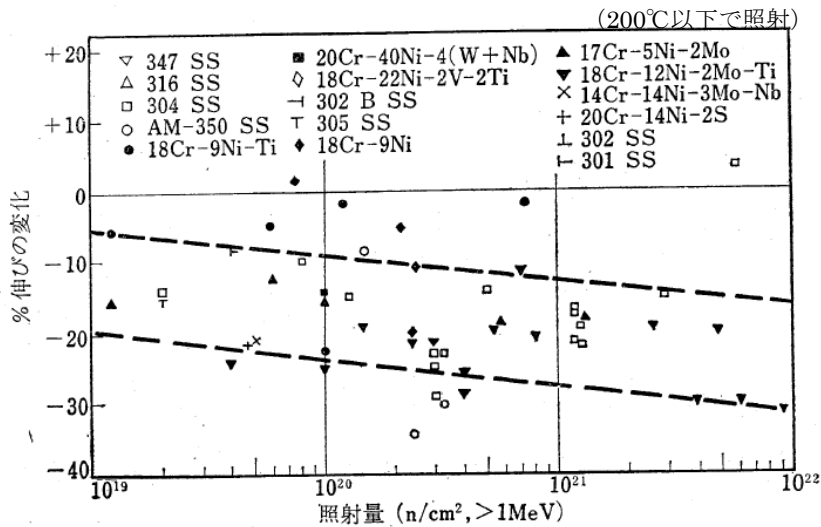


図-2 ステンレス鋼の室温性質に対する照射温度と照射量の関係 (316 ステンレス鋼)¹¹⁾



(a) 耐力に対する照射量の影響



(b) 伸びに対する照射量の影響

図-3 ステンレス鋼の室温での耐力及び伸びに対する照射量の影響¹¹⁾

耐力と伸びは、 10^{20} n/cm^2 を超えると照射温度の差が大きくなる (図-2)。照射による耐力、伸びについて鋼種間の有意な差はない (図-3)。

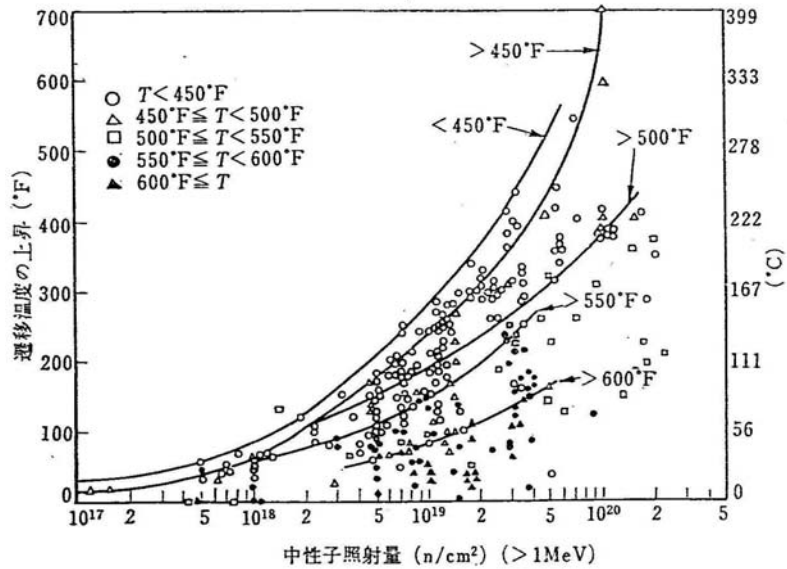


図-4 低合金鋼の中性子照射の影響評価結果¹¹⁾

低合金鋼では、 $10^{17}n/cm^2$ を超える照射量で遷移温度が上昇する傾向が認められる。

長谷川正義, “原子炉材料ハンドブック”, 長谷川正義, 三島良績編, 日刊工業新聞社, 東京, p662 (1977).

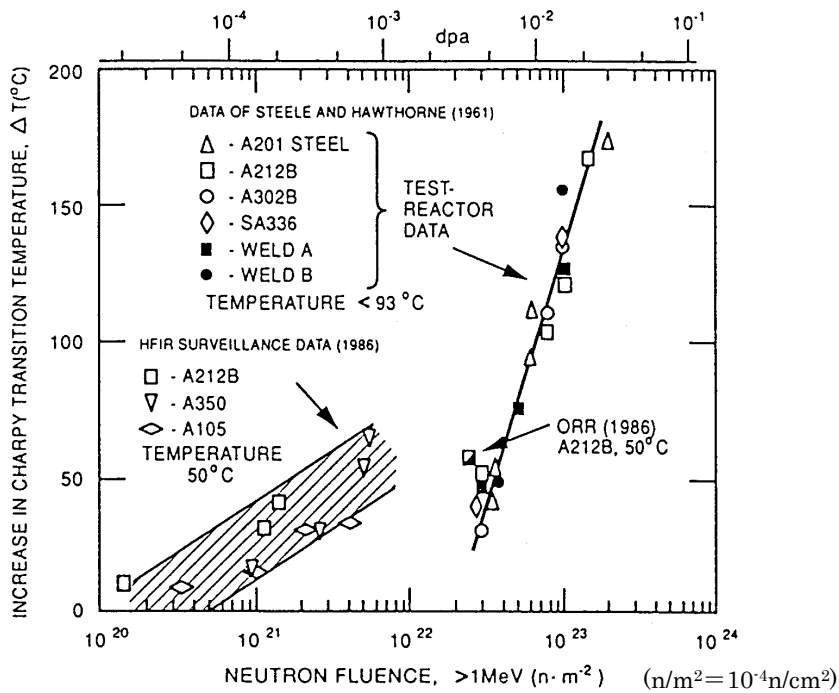


図-5 炭素鋼・低合金鋼のシャルピー遷移温度増加と照射量(n/m^2)の関係¹²⁾

炭素鋼、低合金鋼では、鋼種によらず、照射量が $10^{16}n/cm^2$ までは照射による脆化は生じない。

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, p269 (1994).

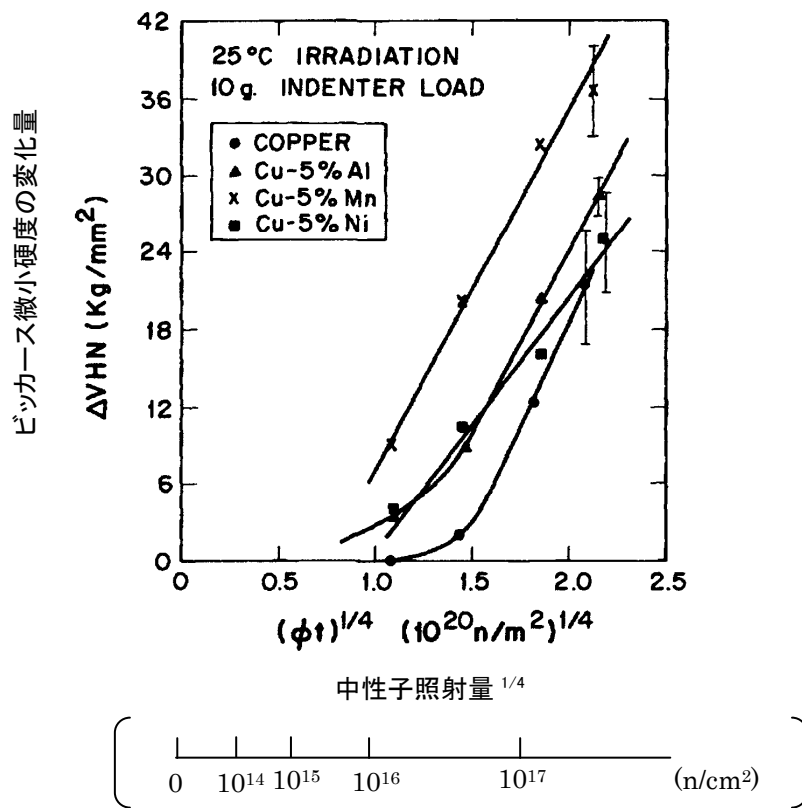


図-6 銅のビッカース硬さに及ぼす中性子照射量の影響¹³⁾

照射量が 10^{16} n/cm² を超えなければ、硬度への影響はない。

S. J. Zinkle, G. L. Kulcinski, "Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron Irradiated Copper Alloys", ASTM STP888, p148 (1986).

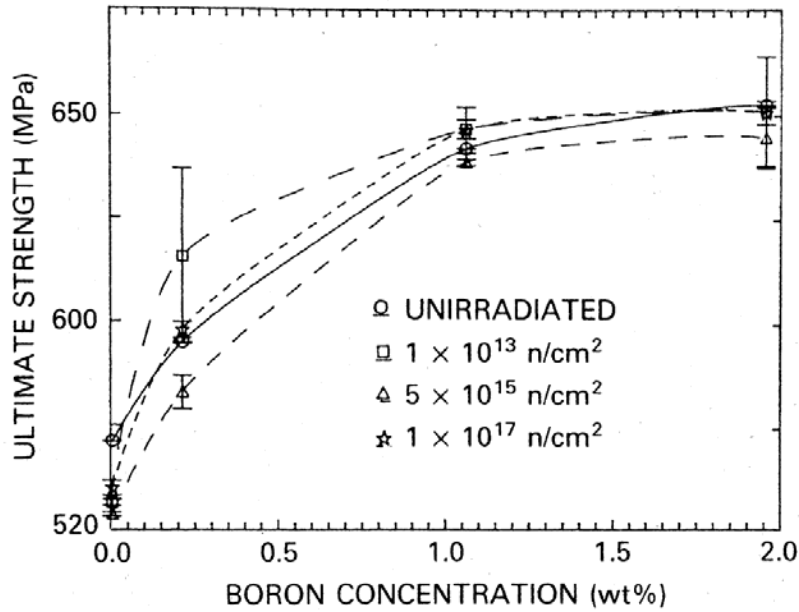


図-7 未照射と照射のほう素添加ステンレス鋼の引張強さ¹⁴⁾
(HDP-69B型)

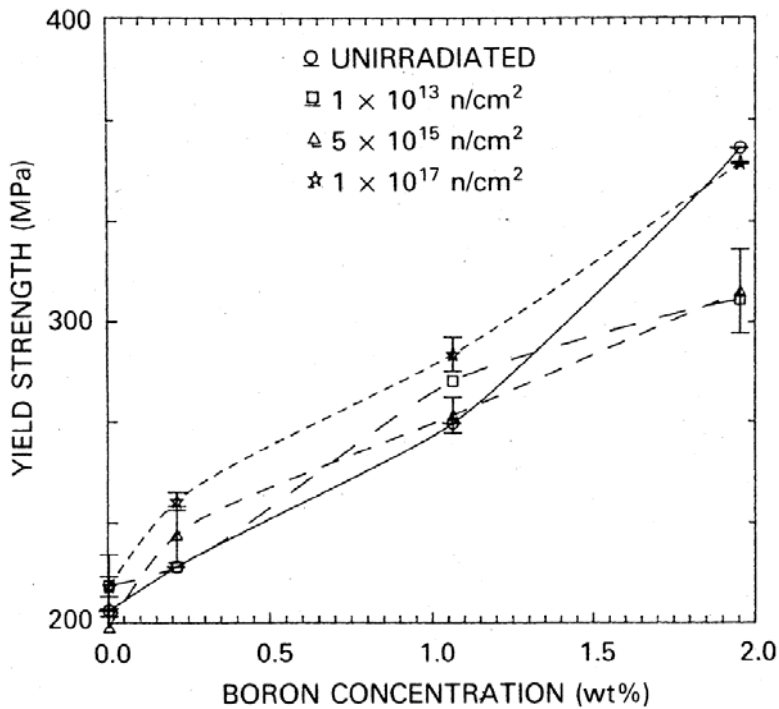


図-8 未照射と照射のほう素添加ステンレス鋼の0.2%耐力¹⁴⁾
(HDP-69B型)

本試験におけるほう素添加ステンレス鋼は SUS304 を母材としたものある (設計承認申請を行った HDP-69B 型のバスケットに使用するほう素添加ステンレス鋼も SUS304 ベース材)。

S. E. Salimon, D.L. Youchison, A.J. Baratta, T.A. Balliett, "Neutron effects on borated stainless steel", *Nuclear Technology*, Vol.96, p350 (1991).

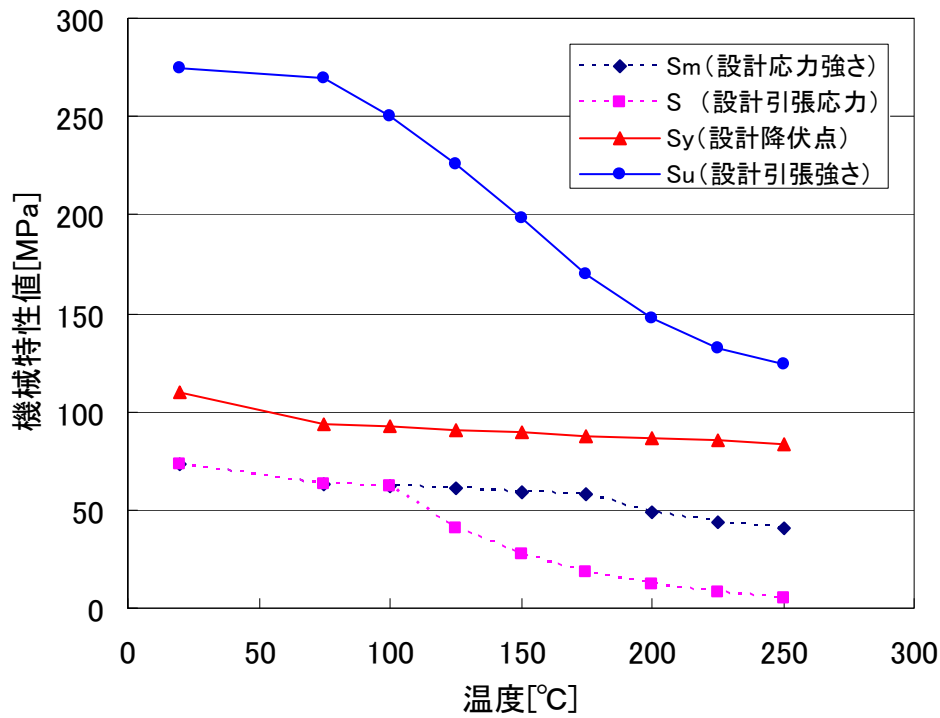
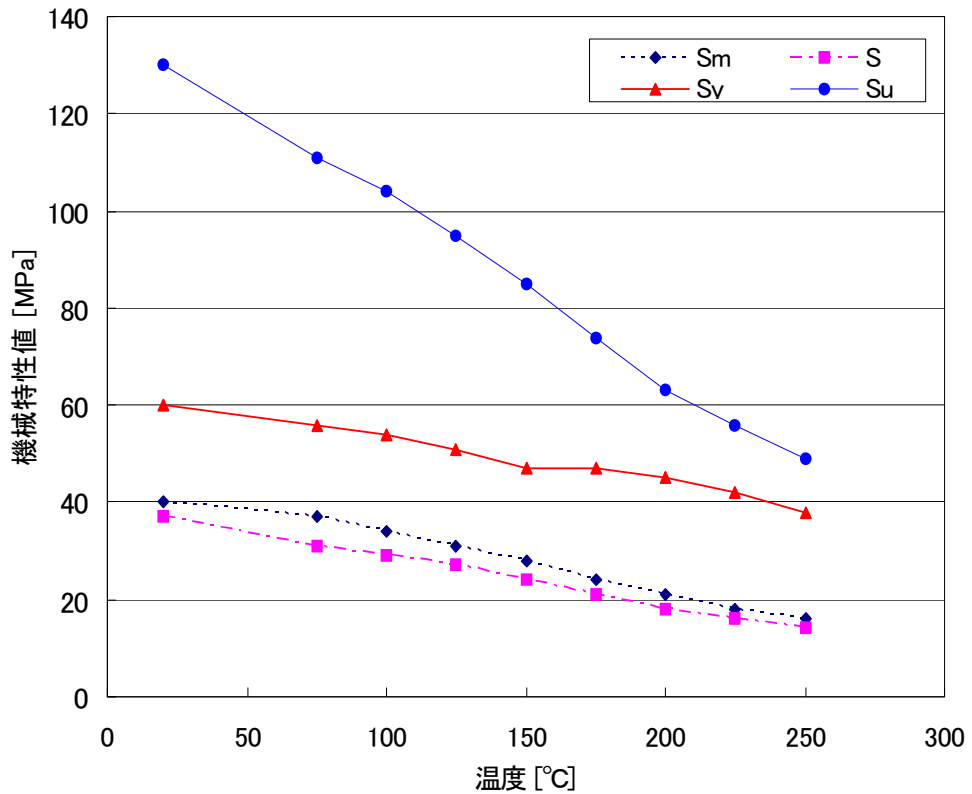


図-9 アルミニウム合金の強度データ (A5083-O材)⁶⁾
 (NEO-2569CB型, NEO-2552CB型)

グラフの数値は以下による。

(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 (2007 年版) JSME S FA1-2007 事例規格 バスケット用アルミニウム合金 A5083FH-0に関する規定 FA-CC-003”,
 (社) 日本機械学会, pFACC003-2~pFACC003-3 (2009)



(注記) Sm : 設計応力強さ、S : 許容引張応力、Sy : 設計降伏点、Su : 設計引張強さ

図-10 ほう素添加アルミの強度データ (BC-A6N01SS-T1)⁷⁾
(MSF-26PJ型)

グラフの数値は以下による。

(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(2007年版) JSME S FA1-2007 事例規格 バスケット用ボロン添加アルミニウム合金 BC-A6N01SS-T1に関する規定 FA-CC-005”, (社) 日本機械学会, pFACC005-3~pFACC005-4 (2009)

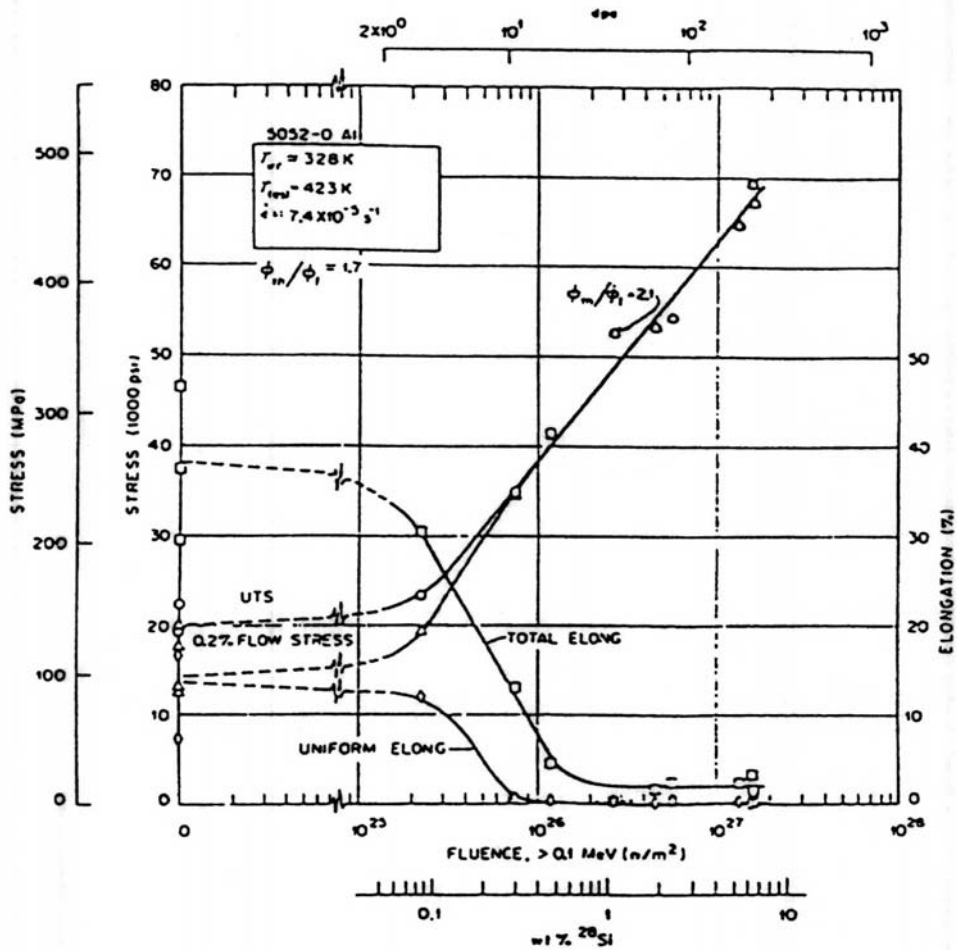


図-11 アルミニウム合金の中性子照射の影響評価結果 (5000系)¹⁵⁾
 (NEO-2569CB型, NEO-2552CB型)

中性子照射量が 10^{21} n/cm^2 までは、顕著な機械的特性変化は認められない。

K. Farrell, "Microstructure and Tensile Properties of Heavily Irradiated 5052-0 Aluminum Alloy", *Journal of Nuclear Materials*, Elsevier Science B.V., Vol. 97, Issues 1-2, p39 (1980), with permission from Elsevier.

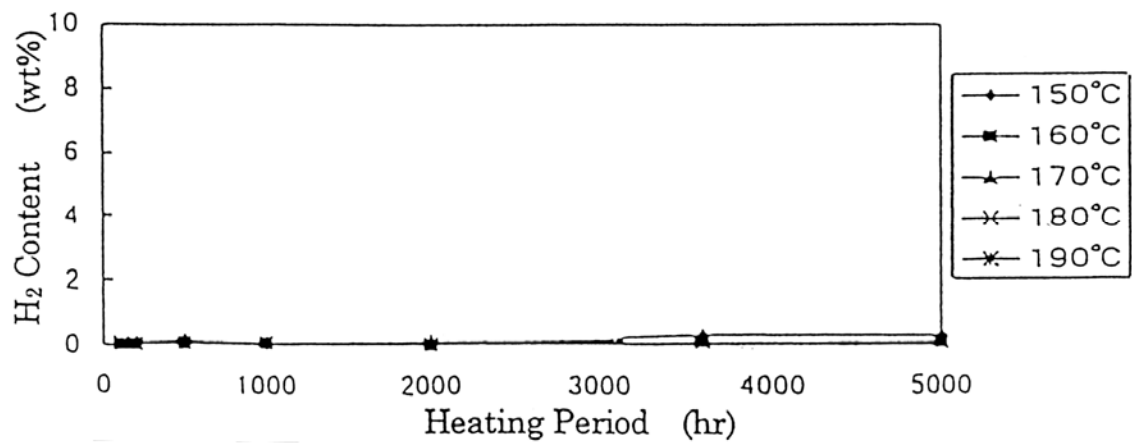
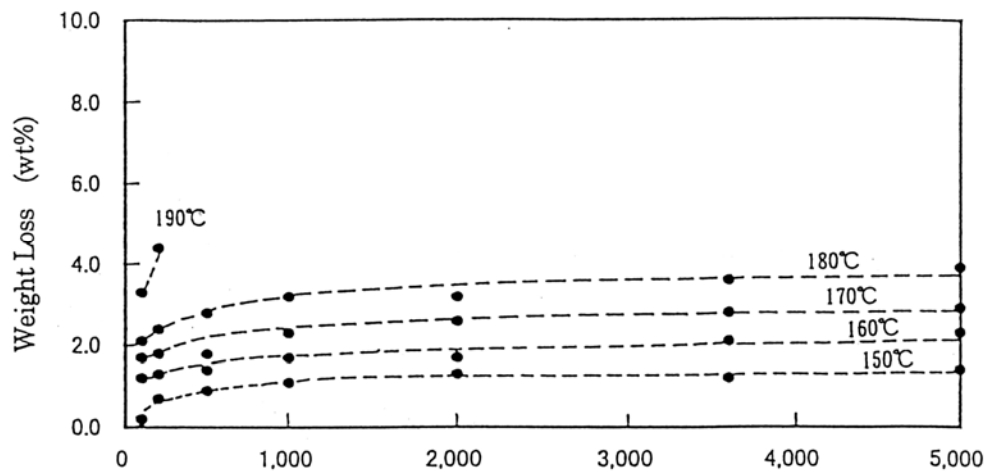


図-12 中性子遮へい材の熱的影響評価結果（エポキシ系レジン）¹⁶⁾

180°C×5000 時間での重量損失 4%(質量) 以下, 170°C×5000 時間での重量損失 3%(質量) 以下であり, 放出ガスはほとんど水分である。2000 時間以降では重量変化はほとんど観察されない。

S. Shirai, M. Takani, O. Umegaki, Y. Iriya, K. Sakai, K. Maruoka, H. Nishioka, O. Kadota, Y. Momma, M. Matsumoto, "Evaluation Test on the Thermal Stability of Resin as Neutron Shielding Material for Spent Nuclear Fuel Transport Cask", *Proc. the 12th Int. Conf. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, Paris, May10-15, 1998, Vol.4, p1650,p1651 (1998).

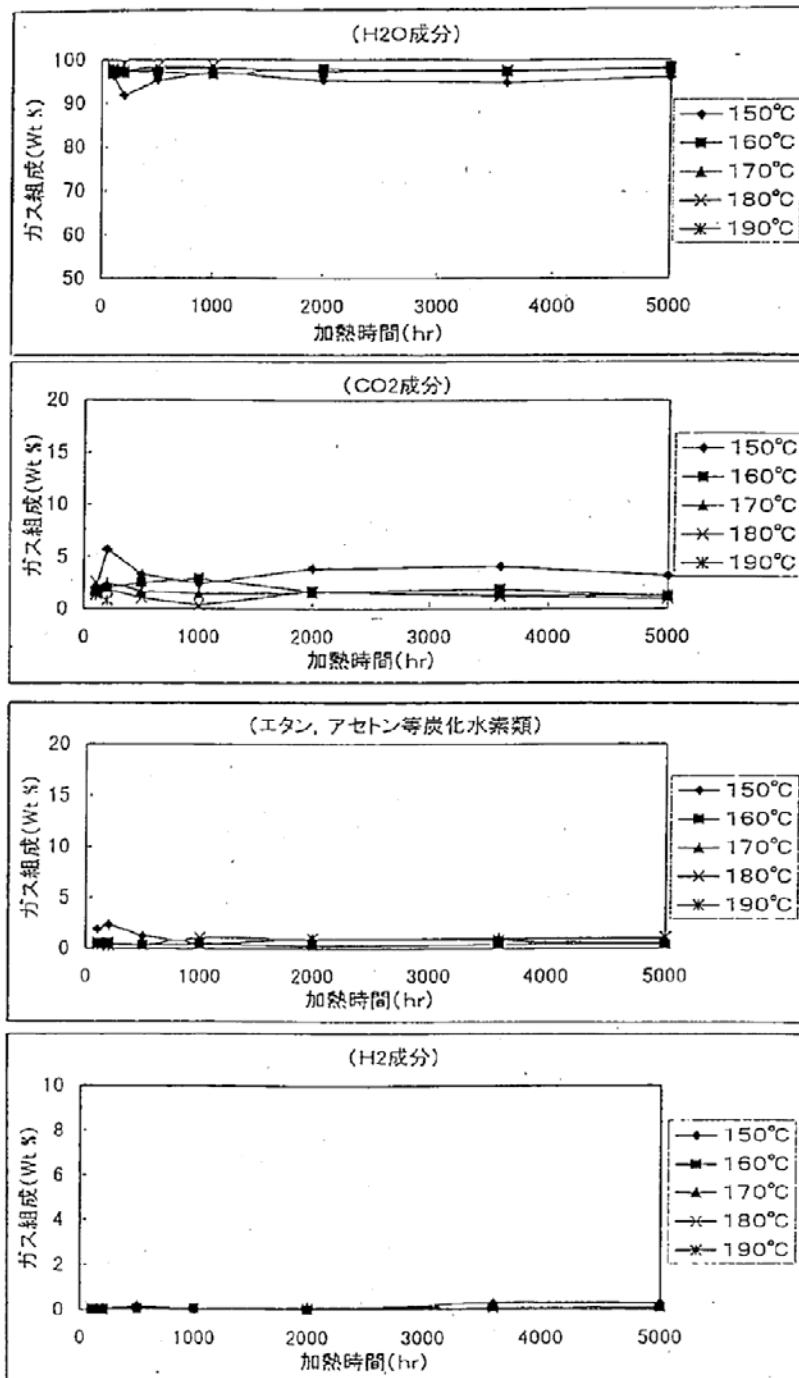
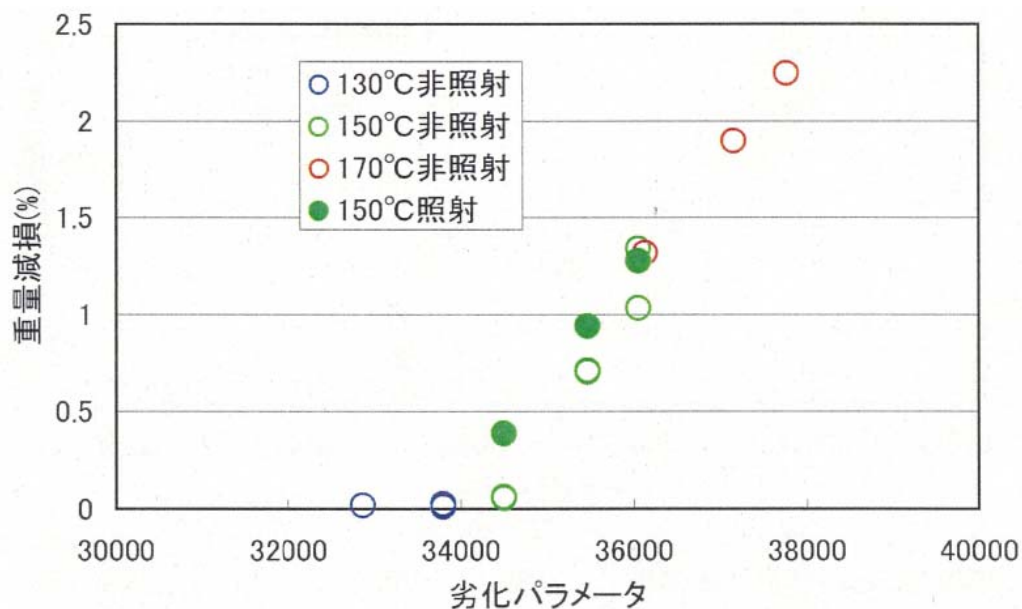


図-12 (参考) レジンの連続加熱評価試験における放出ガス成分
分析結果 (エポキシ系レジン)¹⁷⁾

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, 原燃輸送株式会社, p10 (1997).

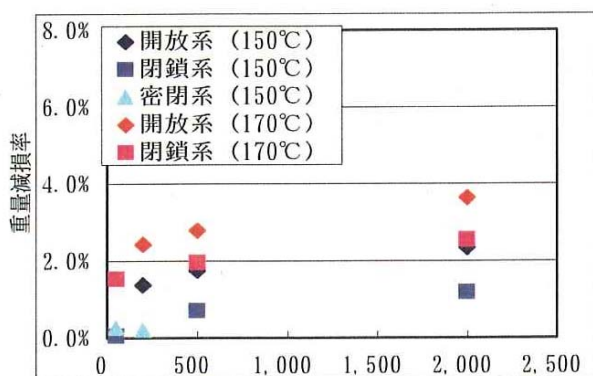


(NEO-2569CB型, NEO-2552CB型, MSF-26PJ型)

図-13 エポキシ系レジンの重量減損量の整理 (NS-4-FR の例) ¹⁸⁾

(加熱試験条件: 閉鎖系 照射試験条件: 閉鎖系)

(財)原子力発電技術機構, “平成 14 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書” (財)原子力発電技術機構, p537 (2003).



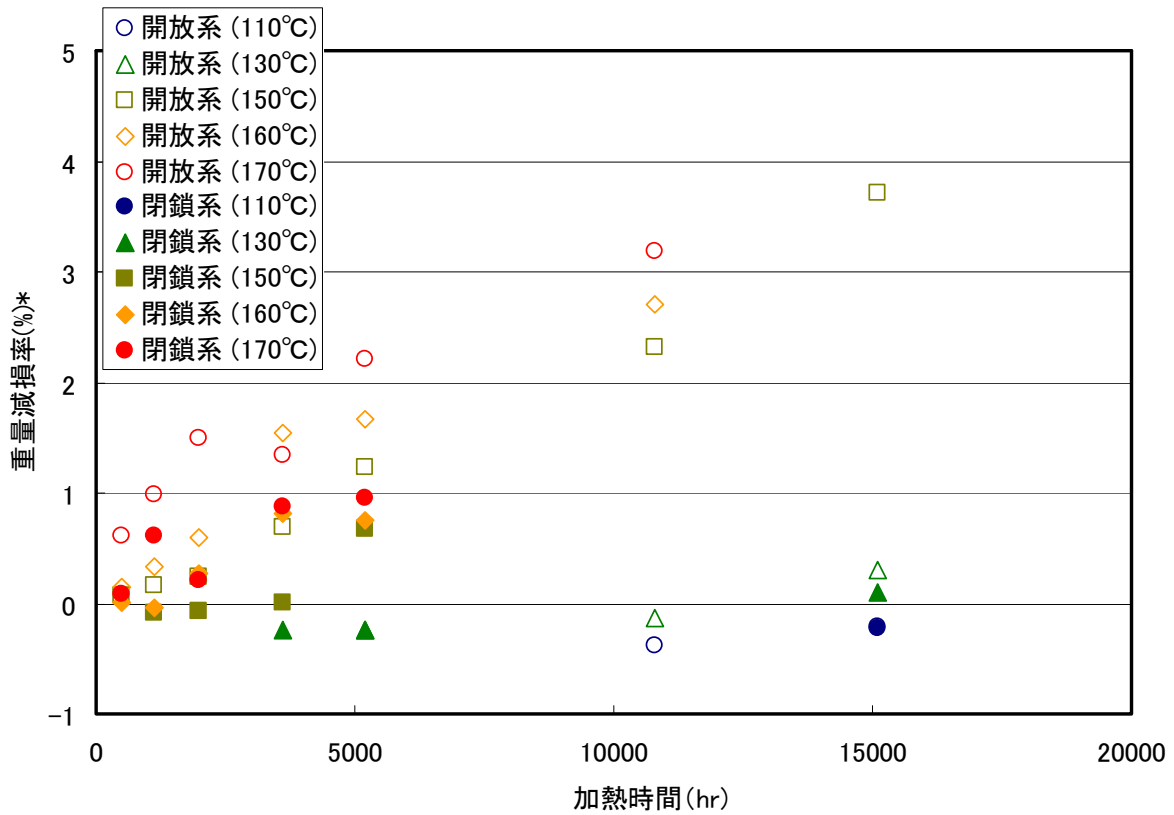
注) 元文献において、密閉系のプロットは、200h, 500h のデータをそれぞれ 50h, 200h としたミスプロットと考えられる。

(a)エポキシ系レジンの加熱時間 (h)

図-14 エポキシ系レジンの試験体系の比較 (NS-4-FR の例) ²⁾

開放系: 試験片を高温槽内に放置, 空気雰囲気, 大気圧, 加熱空気を常時供給した体系
 閉鎖系: 試験片は個別容器に入れられ高温槽内に放置, 細径管 (端部開放) を設置してガス排気できる状態, 初期ガスは空気, 大気圧
 密閉系: 試験片は密封容器に封入, 初期ガスは空気, ガス放出に伴い圧力上昇

(独)原子力安全基盤機構, “平成 15 年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験 報告書”, (独)原子力安全基盤機構, p236 (2004)



*) 重量減損率はN数6の平均値

図-15 エポキシ系レジンの試験体系の比較（メーカー開発品）¹⁹⁾

（文献記載の試験データを再構成したもの）

（加熱試験後(密閉系：150°C×3600h)のガス分析により、レジジンから発生する主要生成物が水蒸気、炭素ガスであることを確認している。）

N. Kumagai, M. Kamoshida, K. Fujimura, et.al., "Optimization of fabrication condition of metal cask neutron shielding part which applied simulation of curing behavior of epoxy resin", *Proc. the 15th Int. Symp. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM2007)*, Miami, Florida, USA, Oct. 21-26, 2007, Ab.#256, p3,4 (2007).

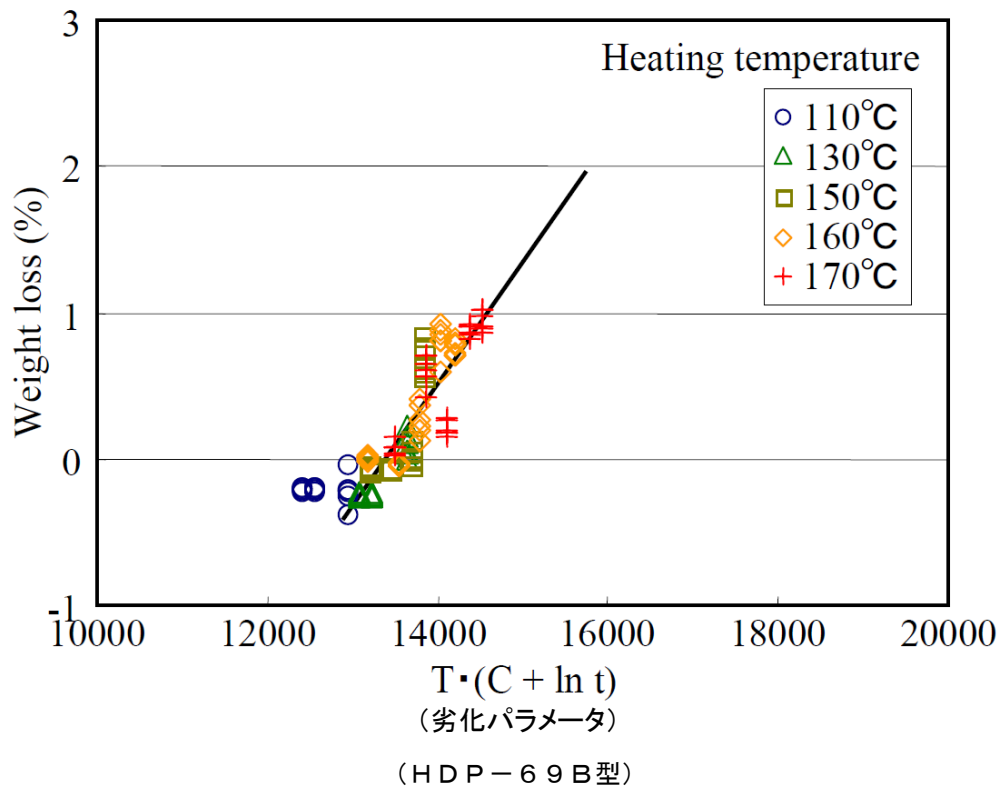


図-15' エポキシ系レジンの重量減損量の整理 (メーカー開発品)¹⁹⁾
(加熱試験条件: 閉鎖系)

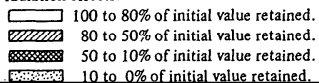
N. Kumagai, M. Kamoshida, K. Fujimura, et.al., "Optimization of fabrication condition of metal cask neutron shielding part which applied simulation of curing behavior of epoxy resin", *Proc. the 15th Int. Symp. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM2007)*, Miami, Florida, USA, Oct. 21-26, 2007, Ab.#256, p4 (2007).

Table 2. (continued)

Material	Initial Value ^(b)	Dose Rate Mrads/hr	Thick-ness, (in.)	Percent of Initial Value Retained at Given Dose (rads) ^(a,c)
8. Furane Resin-graphite filled	*			10 ⁵ 10 ⁶ 10 ⁷ 10 ⁸ 10 ⁹ 10 ¹⁰
Tensile Strength, psi	2200	1	0.37	(2)
Elongation at Break, %	0.39			
Notch Impact Strength, ft-lb/in.	0.31			
9. Epoxy Polymer				
a. Aromatic amine-cured (diamino diphenyl methane)				
Flexural Strength, psi	17000	3	0.12	(9)
b. Aliphatic amine-cured (piperidine)				
Flexural Strength, psi	18500	3	0.12	(9)
c. Acid anhydride-cured (hexahydrophthalic anhydride)				
Flexural Strength, psi	18000	3	0.12	(9)
d. Acid anhydride-cured (dodeceny succinic anhydride) (long side chain)				
Flexural Strength, psi	11500	3	0.12	(9)
e. Araldite Type B Casting				
Shear Strength, psi	8000	2	0.16	(3) ?
B. Nitrogen-containing Polymers				
1. Polyurethane (Estane VC)				
Tensile Strength, psi	6390			(10)
Elongation at Break, %	500			
2. Cellulose pulp-filled urea-formaldehyde				
Tensile Strength, psi	7800	2	0.12	(2)
Elongation at Break, %	0.5			
Notch Impact Strength, ft-lb/in.	0.3			
3. Aniline-Formaldehyde Polymer				
Tensile Strength, psi	9200	2	0.20	(2)
Elongation at Break, %	1.8			
Notch Impact Strength, ft-lb/in.	0.2			

Table 2. (continued)

Material	Initial Value ^(b)	Dose Rate, Mrads/hr	Thick-ness, (in.)	Percent of Initial Value Retained at Given Dose (rads) ^(a,c)
4. Polyimide Polymer "H" Film	*			10 ⁵ 10 ⁶ 10 ⁷ 10 ⁸ 10 ⁹ 10 ¹⁰
Tensile Strength, psi	26000	2	0.002	(11)
Elongation at Break, %	65			
Irradiated in Vacuum:				
Tensile Strength, psi		6	0.002	(11)
Elongation at Break, %				
5. Cellulose pulp-filled melamine-formaldehyde				
Tensile Strength, psi	9100	2	0.25	(2)
Elongation at Break, %	0.65			
Notch Impact Strength, ft-lb/in.	0.29			

^(a)Key for radiation effects:

 □ 100 to 80% of initial value retained.
 ▨ 80 to 50% of initial value retained.
 ▩ 50 to 10% of initial value retained.
 ■ 10 to 0% of initial value retained.

照射量が 10⁸Rad (10⁶Gy) を超えると機械的特性の変化が顕著となるが、実機での照射量 (10⁵Gy 未満) は十分に小さい。

^(b)To convert lb/in² to Kg/mm², divide by 1422 so that 14220 lb/in² equals 10 Kg/mm². To convert ft-lb to Kg-m/cm, divide by 18.36 so that 0.3672 ft-lb/in equals 0.02 Kg-m/cm.

^(c)rad equals 100 ergs/gram of sample material.

図-16 種々のエポキシ系レジンの曲げ強さとせん断強さへの放射線照射の影響 20)

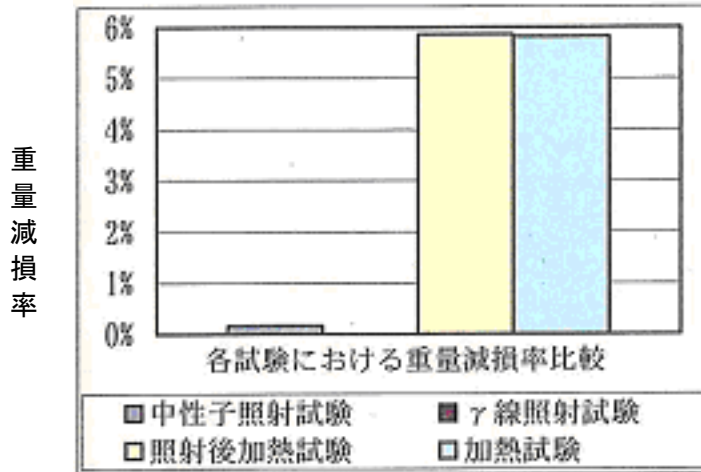


図-17 エポキシ系レジンの各試験における重量減損率比較 (NS-4-FR の例) ²⁾
 (加熱試験条件：開放系 照射試験条件：閉鎖系)

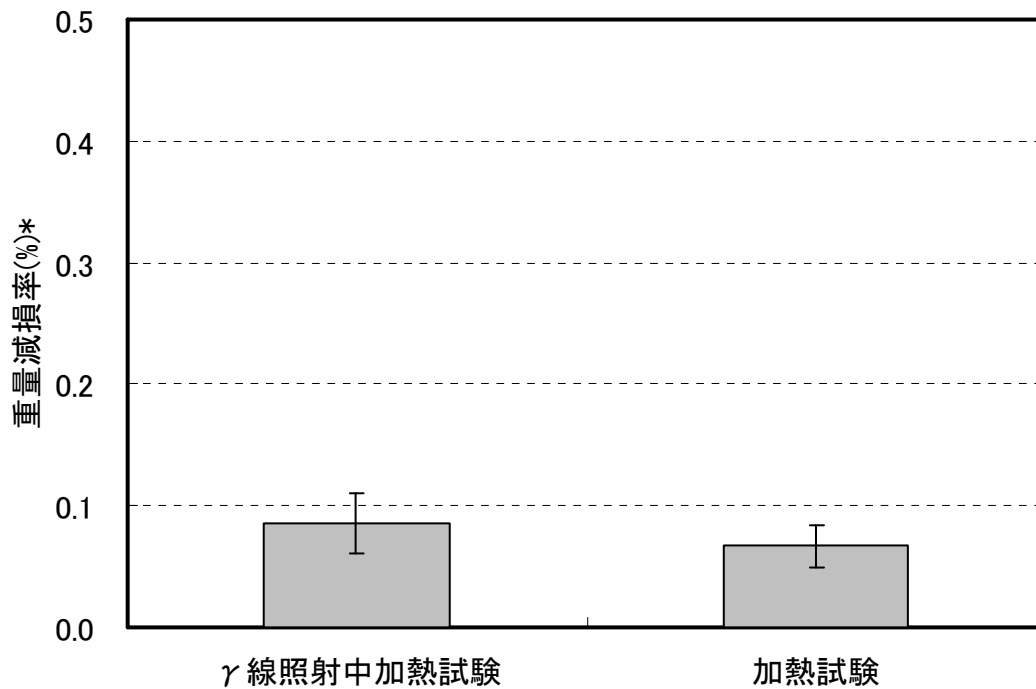
試験条件：(中性子照射量) 1.5×10^{15} n/cm² [吸収線量換算： $1.7 \sim 3.9 \times 10^4$ Gy],
 (ガンマ線照射量) 3.9×10^4 Gy,
 (加熱) 170°C × 15,000h

* 照射量は計画値

注) 中性子照射試験及びガンマ線照射試験の重量減損率は、実際の結果の 10 倍の数値で表示した。

照射試験の結果は、加熱試験又は照射後加熱試験と比較すると、重量減損率でオーダーが 2 桁異なるレベルであり、照射単体の影響は有意でない。また、加熱試験又は照射後加熱試験を比較した場合、照射の影響はわずかであり、照射は主要な劣化要因ではない。

(独)原子力安全基盤機構, “平成 15 年度 金属キャスク貯蔵技術確証試験 報告書”, (独)原子力安全基盤機構, p235 (2004)



各試験における重量減損率比較

*) 重量減損率はN数6の平均値

図-17' エポキシ系レジンの各試験における重量減損率比較（メーカー開発品）¹⁹⁾

（加熱試験条件：開放系 照射試験条件：開放系）

（文献記載の試験データを再構成したものである。）

試験条件：（ガンマ線照射量） 5.6×10^4 Gy, （加熱） $140^\circ\text{C} \times 500\text{h}$

照射中加熱試験と加熱試験を比較すると、重量減損率において有意な差は生じていない。NS-4-FRと同様に、照射は主要な劣化要因ではない。

N. Kumagai, M. Kamoshida, K. Fujimura, et.al., “Optimization of fabrication condition of metal cask neutron shielding part which applied simulation of curing behavior of epoxy resin”, *Proc. the 15th Int. Symp. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM2007)*, Miami, Florida, USA, Oct. 21-26, 2007, Ab.#256, p4 (2007).

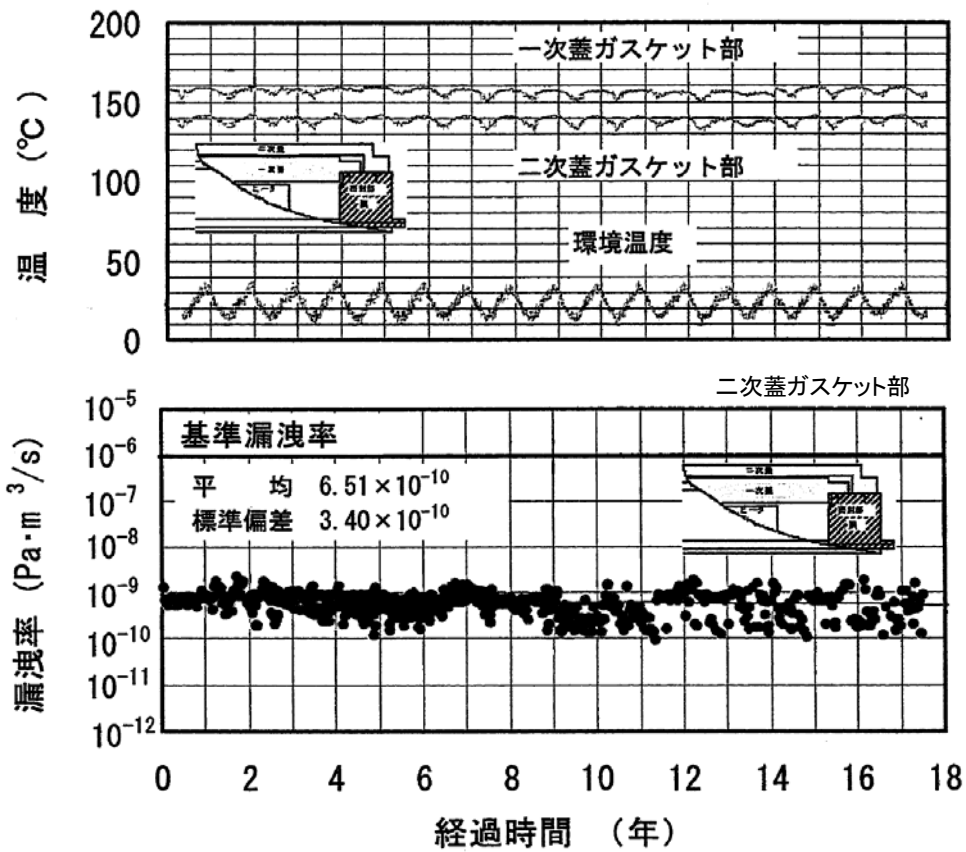


図-18 フルスケールキャスク蓋部モデルを使用した長期密封試験²¹⁾

(財)電力中央研究所, “平成19年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵設備長期健全性等確証試験)報告書”, (財)電力中央研究所, p317 (2008).

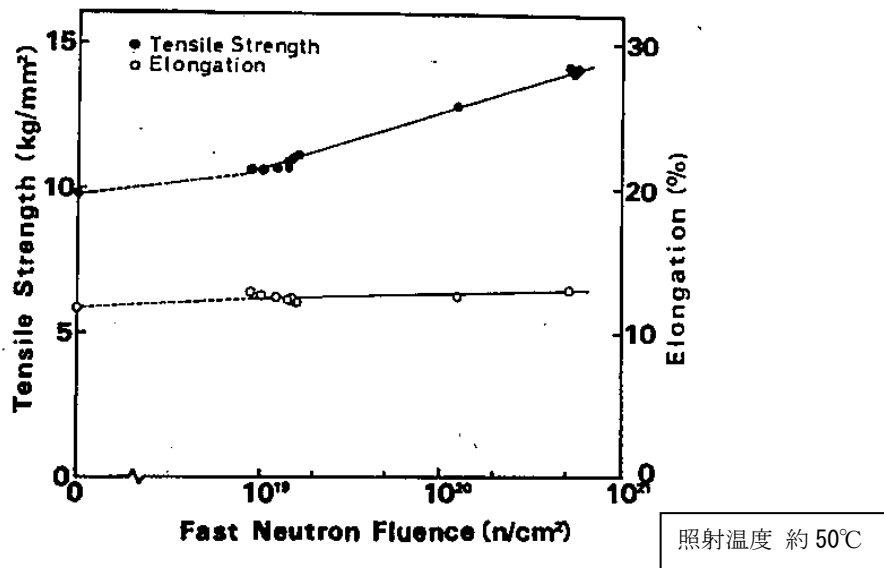


図-19 アルミニウム合金の中性子照射の影響評価結果 (1000系)²⁴⁾

中性子照射量が 10¹⁹n/cm² までは、顕著な機械的特性変化は認められない。

H. Yoshida, T. Kozuka, T. Sagane, “Reactor irradiation effects on Al 1100”, *Proc. Jpn. Congr. Mater. Res.*, Vol. 24, p3 (1981).

参考文献

- 1) (社)日本機械学会, “発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版) <第 I 編 軽水炉規格> JSME S NC1-2005”, (社)日本機械学会, 付録材料図表 Part5, Part6 (2005).
- 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 報告書 1 / 3 最終報告”, (独)原子力安全基盤機構, p89, 218, 223, 235, 236, 256, 331 (2004).
- 3) (社)軽金属協会, “アルミニウム ハンドブック (第 4 版)”, (社)軽金属協会 p60 (1990).
- 4) (財)日本規格協会, “圧力容器 (基盤規格) B 8270-1993”, (財)日本規格協会, 付表 2. 2, 付表 4. 1 (1993).
- 5) (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 (2007 年版) JSME S FA1-2007 事例規格 バスケット用ボロン添加ステンレス鋼板 B-SUS304P-1 に関する規定 FA-CC-004”, (社)日本機械学会, pFACC004-2~pFACC004-3 (2009).
- 6) (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 (2007 年版) JSME S FA1-2007 事例規格 バスケット用アルミニウム合金 A5083FH-0 に関する規定 FA-CC-003”, (社)日本機械学会, pFACC003-2~pFACC003-3 (2009).
- 7) (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 (2007 年版) JSME S FA1-2007 事例規格 バスケット用ボロン添加アルミニウム合金 BC-A6N01SS-T1 に関する規定 FA-CC-005”, (社)日本機械学会, pFACC005-3~pFACC005-4 (2009).
- 8) W. J. Mills, B. Mastel, “Deformation and Fracture Characteristics for Irradiate Inconel X-750”, *Nuclear Technology*, Vol.73, p102 (1986).
- 9) 阪田 陽二 他, “中間貯蔵用キャスクの開発 高い耐久性を有する液体中性子遮へい体用缶体の開発-腐食試験-”, 日本原子力学会 2008 年秋の大会, D45 (2008 年 9 月)
- 10) 土肥謙次, 秀耕一郎, 黛正己, 恩地健雄, 大岡紀一, “304 ステンレス鋼の SCC 特性に及ぼす中性子照射効果 (その 2) -熱鋭敏化材の SCC 感受性に及ぼす照射影響-”, 電力中央研究所研究報告 (平成 9 年 6 月), T96301, (財)電力中央研究所, p10 (1997).
- 11) 長谷川正義, 原子炉材料ハンドブック, 長谷川正義, 三島良績編, 日刊工業新聞社, 東京, p573, 574, 662 (1977).
- 12) 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, p269 (1994).
- 13) S. J. Zinkle, G. L. Kulcinski, “Low-Load Microhardness Changes in 14-MeV Neutron

Irradiated Copper Alloys” ,ASTM STP888, p148 (1986).

- 14) S. E. Salimon, D.L. Youchison, A.J. Baratta, T.A. Balliett, “Neutron effects on borated stainless steel” , Nuclear Technology, Vol.96, p350 (1991).
- 15) K.Farrell, “Microstructure and Tensile Properties of Heavily Irradiated 5052-0 Aluminum Alloy” , *Journal of Nuclear Materials*, Elsevier Science B.V., Vol.97, Issues 1-2, p39 (1980), with permission from Elsevier.
- 16) S. Shirai, M. Takani, O. Umegaki, Y. Iriya, K. Sakai, K. Maruoka, H. Nishioka, O. Kadota, Y. Momma, M. Matsumoto, “Evaluation Test on the Thermal Stability of Resin as Neutron Shielding Material for Spent Nuclear Fuel Transport Cask” , *Proc. the 12th Int. Conf. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, Paris, May10-15, 1998, Vol. 4, p1650,1651 (1998).
- 17) 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, 原燃輸送株式会社, p10 (1997).
- 18) (財)原子力発電技術機構, “平成 14 年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書” , (財)原子力発電技術機構, p537 (2003).
- 19) N. Kumagai, M. Kamoshida, K. Fujimura, et.al., “Optimization of fabrication condition of metal cask neutron shielding part which applied simulation of curing behavior of epoxy resin” , *Proc. the 15th Int. Symp. on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM2007)*, Miami, Florida, USA, Oct. 21-26, 2007, Ab.#256, p4 (2007).
- 20) W. W. Parkinson, O. Sisman, “The Use of Plastics and Elastomers in Nuclear Radiation” Nuclear Engineering and Design, Vol.17,p258,259 (1971)
- 21) (財)電力中央研究所, “平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵設備長期健全性等確証試験) 報告書” , (財)電力中央研究所, p317 (2008).
- 22) (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(2007 年版) JSME S FA1-2007” , (社)日本機械学会, p 別-3~別-4 (2007).
- 23) (財)原子力発電技術機構, “平成 12 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” , (財)原子力発電技術機構, p185,192,218 (2001).
- 24) H. Yoshida, T. Kozuka, T. Sagane, “Reactor irradiation effects onAl1100” ,*Proc. Jpn. Congr. Mater. Res.* , Vol. 24, p1-6 (1981)

設計条件における温度及び照射量の算出方法の概要

材料	要因	設計条件	算出方法
本体（内胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト）	熱	貯蔵時温度： 約 130℃～約 160℃ 輸送時温度： 約 130℃～約 150℃	<ul style="list-style-type: none"> 発熱量は、燃料集合体の種類、燃焼度、初期濃縮度及び冷却日数等を条件とし、燃焼計算コード（ORIGEN2）を使用して計算した。 温度は、上記の発熱量及び金属キャスク周囲温度等に基づき、金属キャスクの実形状をモデル化し、熱解析コード（ABAQUS）を使用して求めた。 なお、貯蔵時と輸送時の温度の違いは、それぞれの評価条件（周囲温度等）によるものであり、主な条件の比較を図添-1に示す。
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	<ul style="list-style-type: none"> 燃料有効部の線源強度は、燃料集合体の種類、燃焼度、初期濃縮度及び冷却日数等を条件とし、燃焼計算コード（ORIGEN2）を使用して計算した。 放射線照射量は、上記の線源強度に基づき、金属キャスクの実形状をモデル化し、しゃへい解析コード（DOT3.5）を使用して求めた。
伝熱フィン	熱	貯蔵時温度： 約 130℃～約 160℃ 輸送時温度： 約 120℃～約 150℃	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	本体の照射量算出方法と同様
バスケット ステンレス鋼 ほう素添加ス テンレス鋼	熱	貯蔵時温度： 約 250℃ 輸送時温度： 約 250℃	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	本体の照射量算出方法と同様

材料	要因	設計条件	算出方法等
バスケット アルミニウム 合金 ほう素添加ア ルミニウム 合金	熱	貯蔵時温度： 約 170°C～約 220°C 輸送時温度： 約 170°C～約 210°C	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	本体の照射量算出方法と同様
中性子しゃへい 材 レジン	熱	貯蔵時温度： 約 110°C～約 150°C* 輸送時温度： 約 110°C～約 140°C	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： 10 ⁵ Gy 未満	<ul style="list-style-type: none"> 燃料有効部の線源強度の計算は、本体と同様。また、燃料構造材の放射化ガンマ線源強度は、Co 含有量と中性子束に基づき、放射化線源計算式により求めた。 放射線照射量の計算は、本体と同様。
中性子しゃへい 材 プロピレング リコール水溶 液 (PG 水)	熱	貯蔵時温度： 約 110°C～約 130°C 輸送時温度： 約 110°C～約 130°C	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： n: 10 ¹⁵ n/cm ² 未満 γ: 10 ⁴ Gy 未満	中性子しゃへい材 (レジン) の照射量算出方法と同様
金属ガスケット	熱	貯蔵時温度： 約 90°C～約 120°C 輸送時温度： 約 100°C～約 120°C	本体の温度算出方法と同様
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	本体の照射量算出方法と同様

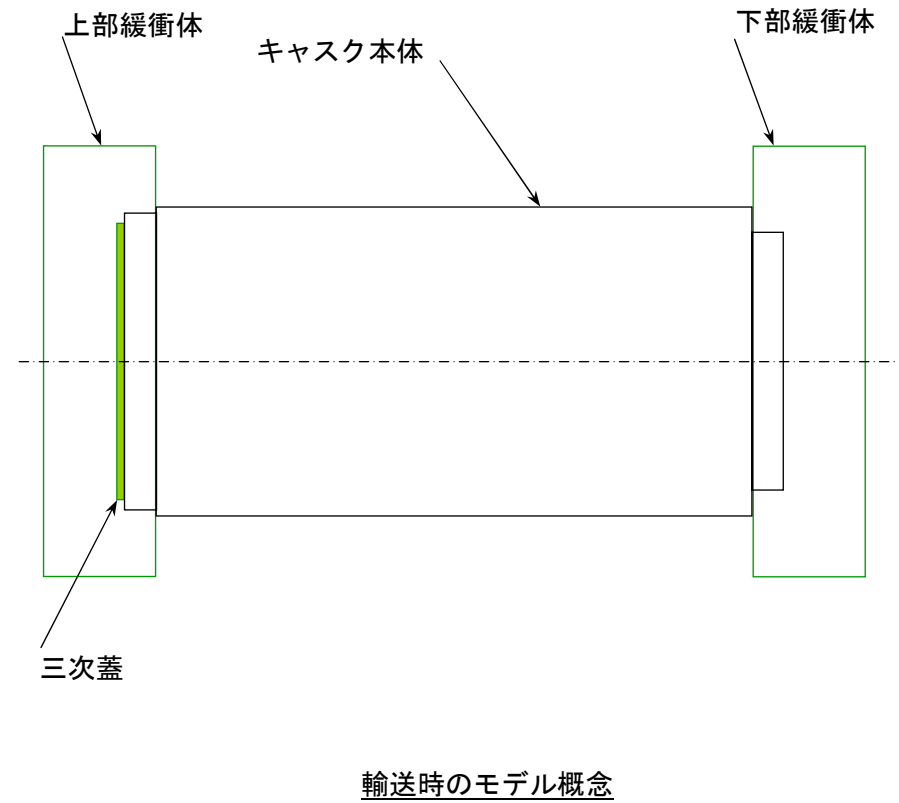
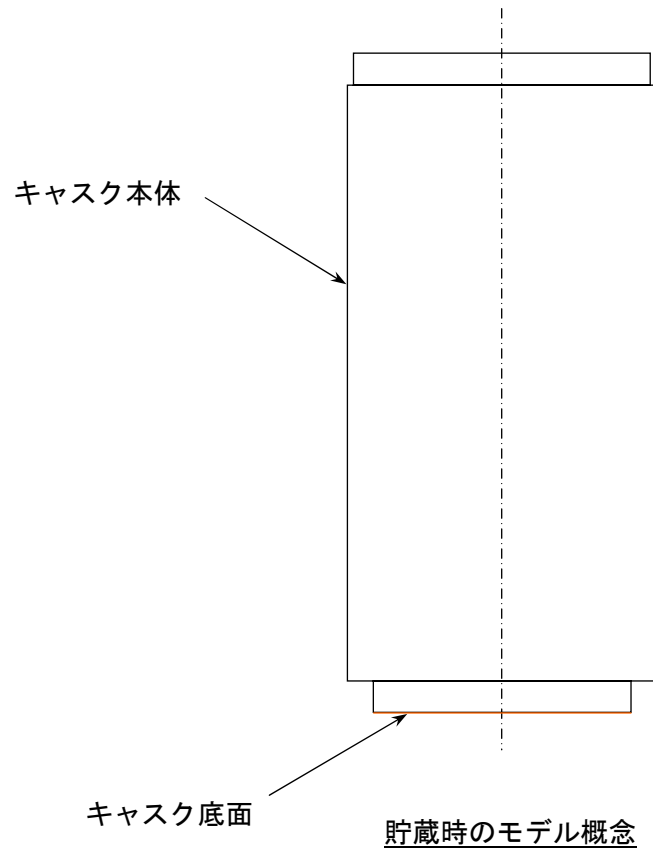
*: 輸送物の安全解析書では、レジンに NS-4-FR 相当品を使用する場合、使用可能温度を 149°C (メーカーカタログ値) としている。貯蔵時のレジンの最高温度である約 150°C は、数値丸めによるものであり、熱解析では 149°C を超えないことを確認している。

- 貯蔵時境界条件
- ・ 周囲温度：45℃
 - ・ 周囲キャスク考慮
 - ・ キャスク底面断熱

- 貯蔵時モデル
- ・ 縦置き
 - ・ 緩衝体無し
 - ・ 三次蓋無し

- 輸送時境界条件
- ・ 周囲温度：38℃
 - ・ 太陽熱輻射有

- 輸送時モデル
- ・ 横置き
 - ・ 緩衝体有り
 - ・ 三次蓋有り



図添-1 貯蔵時と輸送時の熱解析における主な条件の違い

金属キャスク型式毎の設計条件について (1/2)

材料	要因	設計条件	金属キャスク型式毎の設計条件 (注)	
			貯蔵時	輸送時
本体 (胴, 底板, 一次蓋, 二次蓋, 一次蓋ボルト)	熱	貯蔵時温度 : 約 130°C ~ 約 160°C 輸送時温度 : 約 130°C ~ 約 150°C	NEO-2569CB 型 : 約 130°C (底板の最大値) HDP-69B 型 : 約 150°C (底板の最大値) NEO-2552CB 型 : 約 150°C (底板の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 160°C (底板の最大値)	NEO-2569CB 型 : 約 130°C (底板の最大値) HDP-69B 型 : 約 140°C (底板の最大値) NEO-2552CB 型 : 約 150°C (底板の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 150°C (底板の最大値)
	照射	放射線照射量 : 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	NEO-2569CB 型 : 約 9 × 10 ¹⁴ n/cm ² (胴内面の最大値) HDP-69B 型 : 約 1 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域径方向外端の最大値) NEO-2552CB 型 : 約 3 × 10 ¹⁵ n/cm ² (胴内面の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 2 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値)	
伝熱フィン	熱	貯蔵時温度 : 約 130°C ~ 約 160°C 輸送時温度 : 約 120°C ~ 約 150°C	HDP-69B 型 : 約 130°C (側部フィン領域の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 160°C (胴の最大値)	HDP-69B 型 : 約 120°C (側部フィン領域の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 150°C (胴の最大値)
	照射	放射線照射量 : 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	HDP-69B 型 : 約 2 × 10 ¹⁴ n/cm ² (側部フィン領域の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 2 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値)	
バスケット ステンレス鋼 ほう素添加ステン レス鋼	熱	貯蔵時温度 : 約 250°C 輸送時温度 : 約 250°C	HDP-69B 型 : 約 250°C (バスケットの最大値)	HDP-69B 型 : 約 250°C (バスケットの最大値)
	照射	放射線照射量 : 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	HDP-69B 型 : 約 3 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値)	
バスケット アルミニウム合金 ほう素添加アルミ ニウム合金	熱	貯蔵時温度 : 約 170°C ~ 約 220°C 輸送時温度 : 約 170°C ~ 約 210°C	NEO-2569CB 型 : 約 170°C (バスケットの最大値) NEO-2552CB 型 : 約 220°C (バスケットの最大値) MSF-26PJ 型 : 約 210°C (バスケットの最大値)	NEO-2569CB 型 : 約 170°C (バスケットの最大値) NEO-2552CB 型 : 約 210°C (バスケットの最大値) MSF-26PJ 型 : 約 200°C (バスケットの最大値)
	照射	放射線照射量 : 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	NEO-2569CB 型 : 約 2 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値) NEO-2552CB 型 : 約 5 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値) MSF-26PJ 型 : 約 2 × 10 ¹⁵ n/cm ² (燃料有効部領域の最大値)	

金属キャスク型式毎の設計条件について (2/2)

材料	要因	設計条件	金属キャスク型式毎の設計条件 (注)	
			貯蔵時	輸送時
中性子遮へい体 レジン (エポキシ系)	熱	貯蔵時温度： 約 110°C～約 150°C 輸送時温度： 約 110°C～約 140°C	NEO-2569CB 型：約 110°C (底部レジン領域の最大値) HDP-69B 型：約 130°C (側部レジン領域の最大値) NEO-2552CB 型：約 130°C (底部レジン領域の最大値) MSF-26PJ 型：約 150°C (底部レジン領域の最大値)	NEO-2569CB 型：約 110°C (蓋部レジン領域の最大値) HDP-69B 型：約 120°C (側部レジン領域の最大値) NEO-2552CB 型：約 120°C (底部レジン領域の最大値) MSF-26PJ 型：約 140°C (底部レジン領域の最大値)
	照射	放射線照射量： 10 ⁵ Gy 未満	NEO-2569CB 型：約 4×10 ⁴ Gy (蓋部レジンの最大値) HDP-69B 型：約 6×10 ⁴ Gy (蓋部レジンの最大値) NEO-2552CB 型：約 4×10 ⁴ Gy (蓋部レジンの最大値) MSF-26PJ 型：約 2×10 ⁴ Gy (蓋部レジンの最大値)	
中性子遮へい材 プロピレングリコール水溶液 (PG 水)	熱	貯蔵時温度： 約 110°C～約 130°C 輸送時温度： 約 110°C～約 130°C	NEO-2569CB 型：約 110°C (PG 水の最大値) NEO-2552CB 型：約 130°C (PG 水の最大値)	NEO-2569CB 型：約 110°C (PG 水の最大値) NEO-2552CB 型：約 130°C (PG 水の最大値)
	照射	放射線照射量： n: 10 ¹⁵ n/cm ² 未満 γ: 10 ⁴ Gy 未満	NEO-2569CB 型： n: 約 1×10 ¹⁴ n/cm ² γ: 約 4×10 ³ Gy (PG 水の最大値) NEO-2552CB 型： n: 約 3×10 ¹⁴ n/cm ² γ: 約 4×10 ³ Gy (PG 水の最大値)	
金属ガスケット ニッケル基合金 (コイルバネ、内被) アルミニウム合金 (外被)	熱	貯蔵時温度： 約 90°C～約 120°C 輸送時温度： 約 100°C～約 120°C	NEO-2569CB 型：約 110°C (一次蓋金属が スケットの最大値) HDP-69B 型：約 90°C (一次蓋金属が スケットの最大値) NEO-2552CB 型：約 120°C (一次蓋金属が スケットの最大値) MSF-26PJ 型：約 110°C (一次蓋金属が スケットの最大値)	NEO-2569CB 型：約 100°C (一次蓋金属が スケットの最大値) HDP-69B 型：約 100°C (一次蓋金属が スケットの最大値) NEO-2552CB 型：約 110°C (一次蓋金属が スケットの最大値) MSF-26PJ 型：約 120°C (一次蓋金属が スケットの最大値)
	照射	放射線照射量： 10 ¹⁶ n/cm ² 未満	NEO-2569CB 型：約 2×10 ¹³ n/cm ² (一次蓋金属が スケット近傍の最大値) HDP-69B 型：約 3×10 ¹³ n/cm ² (一次蓋金属が スケット近傍の最大値) NEO-2552CB 型：約 4×10 ¹³ n/cm ² (一次蓋金属が スケット近傍の最大値) MSF-26PJ 型：約 2×10 ¹⁵ n/cm ² (キャスク内部の最大値)	

(注) 照射量については、60 年間の積算照射量を記載した。

長期健全性に係る検査

1. 長期健全性に係る検査の整理

別紙 2（使用済燃料の長期健全性について）及び別紙 3（金属キャスクの長期健全性について）の健全性確認のための検査を検査時期毎に整理した。「確認事項」の欄は別紙 2 及び別紙 3 の「健全性確認のための検査」の欄中、（方法）の確認事項に対応している。また、「健全性評価（劣化要因等）との対応」の欄には別紙 2 及び別紙 3 との対応を示した。

検査時期	名称	確認事項	健全性評価（劣化要因等）との対応	長期健全性確認の観点
金属キャスク製造時	材料検査	金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること	金属キャスク各部ー熱的劣化、放射線による劣化、化学的劣化、機械的劣化	長期健全性を担保する設計どおりの材料であること
	寸法検査			長期健全性を担保する設計どおりの寸法であること
	外観検査			長期健全性を担保する基本的安全機能及び構造強度に影響する異常のないこと
	溶接検査			長期健全性を担保する設計どおりの溶接であること
	気密漏えい検査			長期健全性を担保するシールが設計どおりの密封機能を有すること
	耐圧検査			長期健全性を担保する容器が設計どおりの耐圧性能を有すること
	しゃへい性能検査			長期健全性を担保するしゃへい体が設計どおりのしゃへい機能を有すること
	しゃへい寸法検査			長期健全性を担保するしゃへい機能に係る寸法が設計どおりであること
	未臨界検査			長期健全性を担保するバスケットが設計どおりの臨界防止機能を有すること
	伝熱検査	金属キャスクの製造段階で、金属キャスクの除熱機能が設計条件どおりであること	燃料ー熱的劣化	長期健全性を担保する除熱機能が設計どおりであること

検査時期	名称	確認事項	健全性評価（劣化要因等）との対応	長期健全性確認の観点
発電所における使用済燃料収納時	外観検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスクの外観に異常がないこと	金属キャスク各部ー機械的劣化	金属キャスクの初期状態が健全であったこと
	未臨界検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、バスケットの外観に異常がないこと	金属キャスク (1)バスケットー機械的劣化	バスケットの初期状態が健全であったこと
	圧力測定検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態が設計条件のとおりであること	金属キャスク (1)本体(内部*1)ー化学的劣化 (2)バスケットー化学的劣化 (3)金属ガスケットー化学的劣化	金属キャスク内の初期状態が設計条件どおりの乾燥状態に設定されたこと
			燃料ー化学的劣化	金属キャスク内の初期状態が設計条件どおりの不活性ガスの充填状態に設定されたこと
			燃料ー熱的劣化	仕立て時に燃料が経験した温度が設計の範囲内であること
	温度測定検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク表面温度が設計条件以下であること	金属キャスク各部ー熱的劣化	金属キャスク各部の初期状態の温度が、設計で想定した範囲内であること
			金属キャスク (1)中性子しゃへい材ー化学的劣化	
			燃料ー熱的劣化	燃料の初期状態の温度が、設計の範囲内であること
	気密漏えい検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスクの密封状態が設計条件のとおりであること	金属キャスク (1)本体(内部)ー化学的劣化 (2)バスケットー化学的劣化 (3)金属ガスケットー化学的劣化	金属キャスクが、初期状態において、金属キャスク内部の雰囲気を貯蔵期間中維持できる設計どおりの密封性能を有していること
			燃料ー化学的劣化	
収納物検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、収納物の仕様が設計条件どおりであること (1)使用済燃料集合体の仕様、数量、配置	金属キャスク各部ー熱的劣化	使用済燃料から発生する熱が設計で想定した範囲内であること	
		燃料ー熱的劣化		
		金属キャスク (1)中性子しゃへい材ー化学的劣化		
		金属キャスク各部ー放射線による劣化		
	(2)健全性（燃料被覆管が健全であること及び使用済燃料の健全性を損なうような外力が加えられていないこと）	燃料ー放射線による劣化	使用済燃料から発生する放射線が設計で想定した範囲内であること	
		燃料ー機械的劣化	使用済燃料被覆管が初期状態において健全であること	
		金属キャスク (1)本体(内部)ー化学的劣化 (2)バスケットー化学的劣化 (3)金属ガスケットー化学的劣化	金属キャスク内部の雰囲気がHe雰囲気であり、金属キャスク内の冷却性を低下させるFPガスの放出がないこと	
		燃料ー熱的劣化		

*1 内部とは、胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト

検査時期	名称	確認事項	健全性評価（劣化要因等）との対応	長期健全性確認の観点
中間貯蔵 期間中 （受入時）	外観検査	輸送中に金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと	金属キャスク各部－機械的劣化	輸送中に受けた外力が設計で想定した範囲内であること
		輸送中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと	燃料－機械的劣化	輸送中に受けた外力が設計で想定した範囲内であること
		輸送中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと	金属キャスク (1) 本体(外面* ²)－化学的劣化	輸送中に、金属キャスクの表面に健全性を損なうような腐食が発生していないこと
中間貯蔵 期間中	表面温度検査	貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと	金属キャスク各部－熱的劣化	貯蔵期間中の金属キャスク各部の温度が設計で想定した範囲内であること
			金属キャスク (1) 中性子しゃへい材－化学的劣化	
			燃料－熱的劣化	
	伝熱検査	貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと	金属キャスク各部－熱的劣化	貯蔵期間中の金属キャスク各部の温度が設計で想定した範囲内であること
			金属キャスク (1) 中性子しゃへい材－化学的劣化	
			燃料－熱的劣化	
	二重蓋間圧力検査	貯蔵期間中に蓋間圧力の測定データに異常がないこと	金属キャスク (1) 本体(内部)－化学的劣化 (2) バスケット－化学的劣化	貯蔵期間中の、金属キャスク内部の不活性環境が維持されていること
			燃料－化学的劣化	
			金属キャスク (1) 金属ガスケット－熱的劣化、化学的劣化、放射線による劣化	
	しゃへい性能検査	貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと	金属キャスク (1) 中性子しゃへい材－熱的劣化、化学的劣化、放射線による劣化	しゃへい材の劣化が設計条件の範囲内であること
	外観検査	貯蔵期間中に金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと	金属キャスク各部－機械的劣化	貯蔵期間中の外力が設計で想定した範囲内であること
			貯蔵期間中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと	
貯蔵期間中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと			金属キャスク (1) 本体(外面)－化学的劣化	

*2 外面とは、外筒外面、胴外面、底板外面、二次蓋外面、二次蓋ボルト

2. 長期健全性に係る検査の方法及び判定基準

1. で整理した検査時期毎の各検査項目について、検査の方法及び判定基準を示す。長期健全性が維持されていることについての確認は、検査時期毎に各検査項目を本表に従って実施するものとする。

検査時期	名称	確認事項	方法	判定基準
金属キャスク製造時	材料検査	金属キャスク製造段階で、金属キャスクが設計されたとおりに製造されていること	材料証明書又はミルシートを確認する	材料仕様に適合していること
	寸法検査		寸法計測器又は寸法計測治具により測定する	寸法仕様に適合していること
	外観検査		基本的安全機能及び構造強度を有する部材を目視により確認する	仕様の形状であること。基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと
	溶接検査		開先部及び溶接部の外観を目視により確認する	<ul style="list-style-type: none"> 溶接継手構造が仕様に適合していること 基本的安全機能及び構造強度に影響する割れ、アンダーカット又はブローホールがないこと
			仮付け状態において、開先寸法を寸法計測器、寸法計測治具又は開先ゲージにより測定する	溶接継手構造が仕様に適合していること
			非破壊検査及び気密漏えい検査対象とする溶接継手は該当する検査を行う	<ul style="list-style-type: none"> 非破壊検査を行う溶接継ぎ手は、溶接部に基本的安全機能及び構造強度に影響する欠陥がないこと 気密漏えい検査を行う溶接継ぎ手は、規定する漏えい率を超えないこと
	気密漏えい検査		主要なしゃへい体自体が溶接部を有する場合は、超音波探傷試験又は放射線透過試験を行う	非破壊検査を行う溶接継ぎ手は、溶接部に基本的安全機能及び構造強度に影響する欠陥がないこと
			加圧法、真空法又はヘリウムリーク試験法により漏えい率を測定する	それぞれの蓋について、蓋シールと貫通孔シールの合計漏洩率が規定する漏えい率を超えないこと
	耐圧検査		気圧又は水圧を与え、容器の変形等の有無を確認する	異常な変形、ひび、割れ等がないこと
	しゃへい寸法検査		しゃへい体の寸法を測定する	寸法仕様に適合していること
	しゃへい性能検査		しゃへい体の材料検査記録、寸法検査記録、外観検査記録、溶接検査記録を確認する。γしゃへい体については、γ線源を用いて係数率を測定してもよい	材料、寸法、外観、溶接が仕様に適合していること。γ線を測定した場合は、しゃへい性能が仕様に適合していること
	未臨界検査		バスケットの材料検査記録、寸法検査記録、外観検査記録、溶接検査記録を確認する	材料、寸法、外観、溶接が仕様に適合していること
伝熱検査	金属キャスクの製造段階で、金属キャスクの除熱機能が設計条件どおりであること	金属キャスクの除熱性能にかかる部材の材料検査記録、寸法検査記録、外観検査記録、溶接検査記録を確認する。金属キャスク内部に模擬発熱体を挿入した状態で各部の温度を測定する	材料、寸法、外観、溶接が仕様に適合していること。温度の測定値が解析値と比較して妥当であること	

検査時期	名称	確認事項	方法	判定基準
発電所における使用済燃料収納時	外観検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスクの外観に異常がないこと	金属キャスクの外観を目視により確認する	金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと
	未臨界検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、バスケットの外観に異常がないこと	使用済燃料集合体の装荷前に、金属キャスク内に収納されたバスケットの外観を目視により確認する	臨界防止機能に影響する変形又は損傷がないこと
	圧力測定検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク内の乾燥状態、不活性ガスの充填状態が設計条件のとおりであること	金属キャスク内部については、真空乾燥後の真空度又は内部ガス充填後の湿分を金属キャスク仕立て作業記録により確認する。蓋ボルト穴を含む二重蓋間については、吸水・拭取りにより水分が残っていないことを金属キャスク仕立て作業記録により確認する	金属キャスク内の真空度又は湿度が規定した値（残留水分が10%以下となる真空度又は湿度）を超えていないこと。二重蓋間については、水分が除去されていること（別添1）
			ガス成分及び充填量を金属キャスク内部及び二重蓋間へのガス充填時の作業記録については確認する	充填するガスが規定した種類、純度（純度99%以上のヘリウムガス）及び量であること（別添1）
			圧力実測又はガス充填量と充填部体積に基づく圧力計算結果を、金属キャスク仕立て作業記録により確認する	規定した圧力範囲内であること（別添1）
			発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスク仕立て時（真空乾燥プロセスを含む）作業記録に異常がないこと	作業記録を確認する
	温度測定検査	金属キャスク表面温度が設計条件以下であること	温度計にて表面温度を測定する	金属キャスクの表面温度が規定した温度（設計時の評価温度）を超えないこと（別添2）
	気密漏えい検査	発電所における使用済燃料の収納段階で、金属キャスクの密封状態が設計条件のとおりであること	加圧法、真空法又はヘリウムリーク試験法により漏えい率を測定する	それぞれの蓋について、蓋シールと貫通孔シールの合計漏洩率が規定した漏えい率を超えないこと（別添3）
収納物検査	収納物の仕様が設計条件どおりであること (1) 使用済燃料集合体の仕様、数量、配置	使用済燃料集合体の仕様、数量、配置を、原子炉での運転中のデータ及び燃料装荷作業記録により確認する	仕様、数量及び金属キャスク内の収納配置が規定した条件（輸送上及び貯蔵上の認可条件）に適合していること（別添3）	
	(2) 健全性（燃料被覆管が健全であること及び使用済燃料の健全性を損なうような外力が加えられていないこと）	使用済燃料集合体の健全性を、燃料集合体外観の目視及び真空乾燥時における漏えいモニタリング（例： ⁸⁵ Krのモニタリング）により確認する	使用済燃料集合体の外観に異常がないこと 真空乾燥時のモニタリングにおいて、 ⁸⁵ Krガスが検出されないこと（別添3）	

検査時期	名称	確認事項	方法		判定基準
			中間貯蔵事業者	事業者	
中間貯蔵期間中 (受入時)	外観検査	輸送中に金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと	金属キャスクの外観を目視により確認する	中間貯蔵事業者の外観検査の結果を記録により確認する	金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度並びに使用済燃料の健全性に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと（別添6）
		輸送中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと			
		輸送中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと			
中間貯蔵期間中	表面温度検査	貯蔵期間中に金属キャスク表面温度に異常がないこと	貯蔵場所において、代表点として測定する金属キャスク本体中央部の表面の温度の記録を確認する（金属キャスク表面温度の連続記録*1）	中間貯蔵事業者の金属キャスク表面温度の連続記録を確認する	金属キャスクの表面温度が規定した温度（設計時の評価温度）を超えないこと（別添4）
	伝熱検査		金属キャスクの型式ごとに、収納物の仕様及び貯蔵時期を考慮して代表キャスクを選定し、金属キャスクの各部温度測定値と収納している使用済燃料の仕様、貯蔵期間及び貯蔵環境に基づいた温度解析値を比較する*2	中間貯蔵事業者の伝熱検査の記録を確認する	測定値が解析値と比較して妥当であること（別添6）
	二重蓋間圧力検査	蓋間圧力の測定データに異常がないこと	二重蓋間圧力の連続モニタリングの記録を確認する（二重蓋間圧力の連続記録*1）	中間貯蔵事業者の二重蓋間圧力の連続モニタリングの記録を確認する	測定値が規定した圧力範囲内であること（別添5）
	しゃへい性能検査	貯蔵期間中に金属キャスクの外部放射線に異常がないこと	金属キャスクの型式ごとに、収納物の仕様及び貯蔵時期を考慮して代表キャスクを選定し、他の金属キャスクからの寄与が無視又は補正できるサーベータで測定し、当該金属キャスクの収納物仕様及び貯蔵期間に基づいた解析結果と比較する*2）	中間貯蔵事業者のしゃへい性能検査の記録を確認する	測定値が解析値と比較して妥当であること（別添6）
	外観検査	貯蔵期間中に金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度を損なうような外力を受けていないこと 貯蔵期間中に使用済燃料の健全性を損なうような外力を受けていないこと 貯蔵期間中に金属キャスクの表面に塗装の異常がないこと	金属キャスクの外観を目視により確認する（1日1回の巡視・点検の記録*1）	中間貯蔵事業者の巡視・点検の記録を確認する	金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度並びに使用済燃料の健全性に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと（別添6）

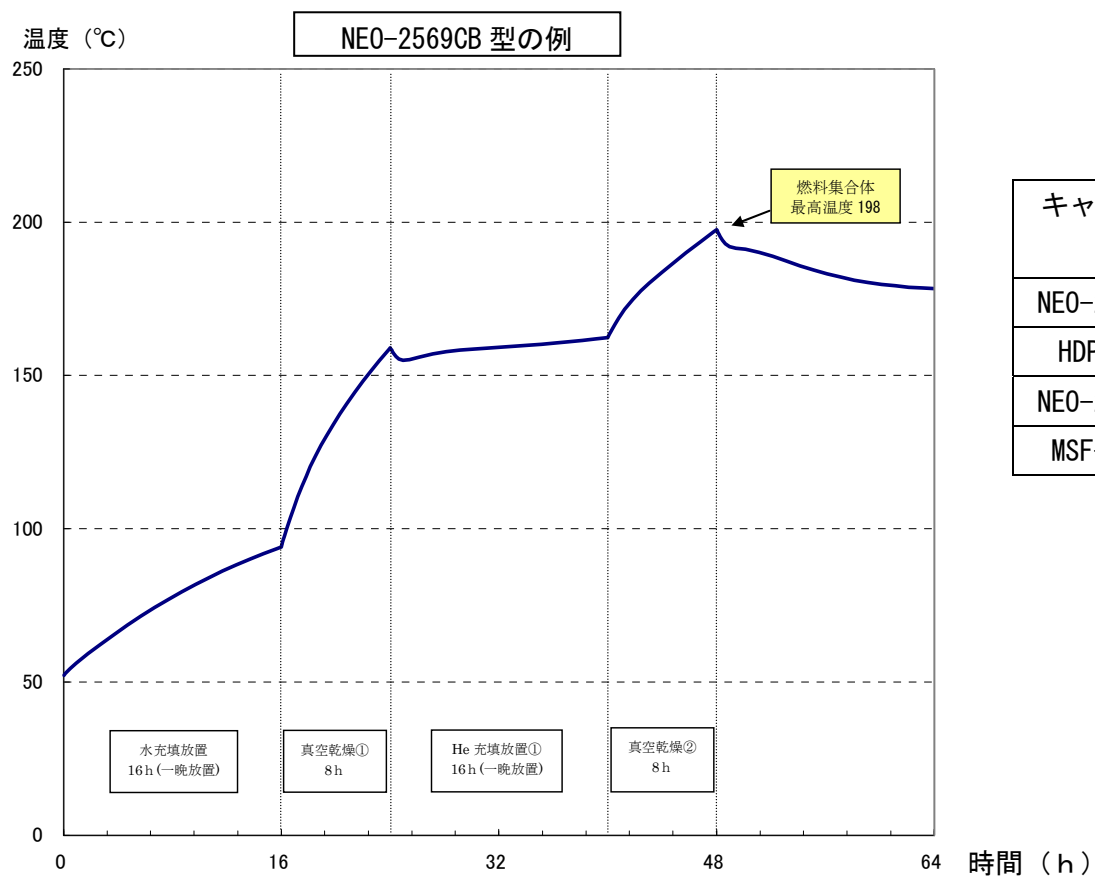
*1 使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則第27条に基づく記録。

*2 使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則第32条に基づく定期自主検査により実施予定。

注) 事業者は、中間貯蔵事業者の関係する品質管理の監査を定期的実施し、中間貯蔵事業者の記録が適切かつ確実に実施されることを確保することを条件に、上記の表のとおり、中間貯蔵事業者の記録を確認することにより中間貯蔵期間中の検査を1年に1回以上（受入時の検査については受入時のみ）実施する。

<圧力測定検査の判定基準>

- ① 残留水分：金属キャスク内部は、残留水分が10%以下となる真空度又は湿度以下であること
- ② 二重蓋間については、水分が除去されていること
- ③ ガス成分及び充填量：純度99%以上のヘリウムガスが所定の量で充填されていること
- ④ 圧力：金属キャスク内部圧力及び二重蓋間圧力が設計時の圧力範囲内であること
- ⑤ 金属キャスク内部の真空乾燥プロセス：参考図1に示す作業手順で真空乾燥作業が行われたこと



真空乾燥作業時間

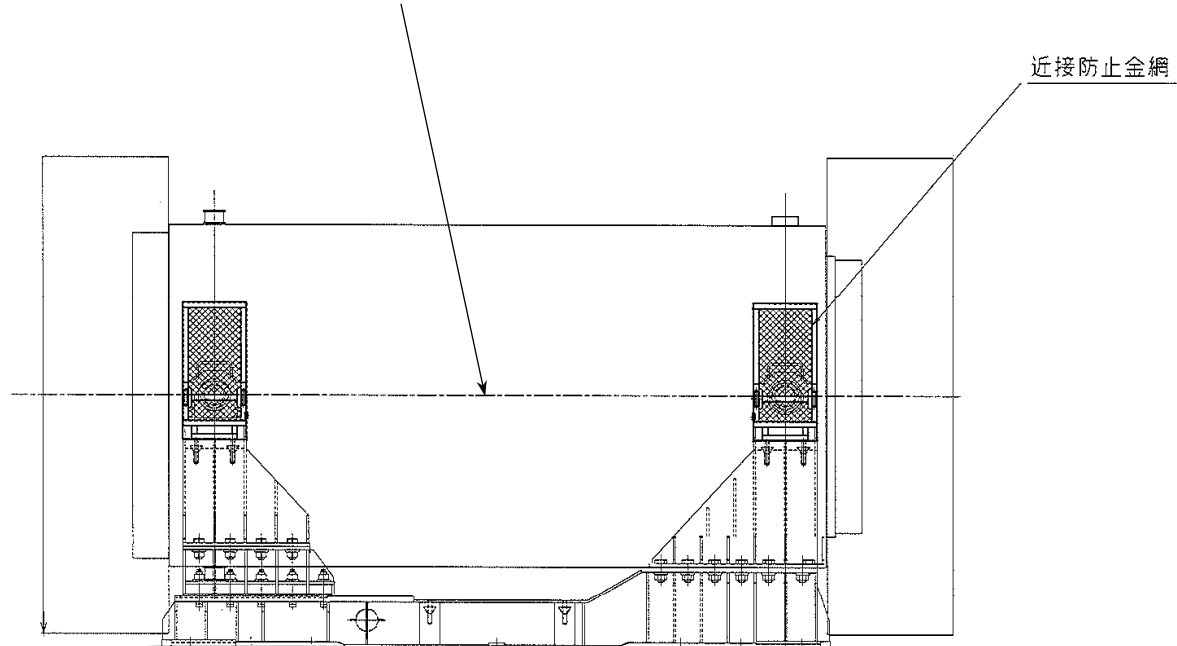
キャスク型式	水充填放置	真空乾燥 (1回目)	He 充填放置 (1回目)	真空乾燥 (2回目)
NEO-2569CB 型	16h	8h	16h	8h
HDP-69B 型	16h	8h	16h	8h
NEO-2552CB 型	16h	8h	16h	8h
MSF-26PJ 型	16h	8h	16h	8h

参考図 1 真空乾燥の作業手順

<温度測定検査の判定基準>

金属カスクの表面温度が、設計時の評価温度を超えないこと

輸送時外筒表面（軸方向中央 90°、太陽熱放射なし、近接防止金網を取り付ける前）



カスク	外筒表面温度
NEO-2569CB 型	78°C
HDP-69B 型	86°C
NEO-2552CB 型	93°C
MSF-26PJ 型	96°C

参考図 2 発送前検査の表面温度確認

<気密漏えい検査の判定基準>

リークテスト判定基準

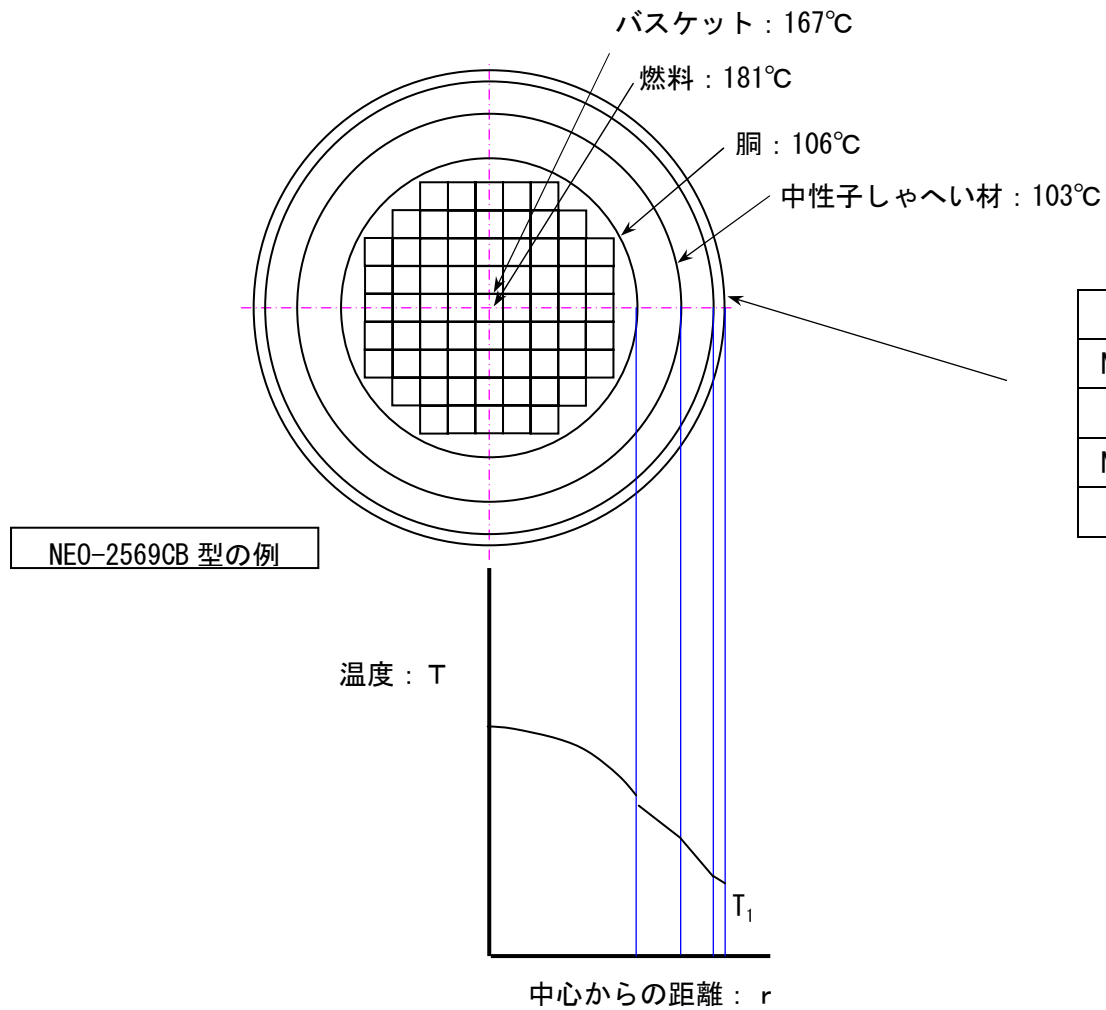
部位	リークテスト判定基準 (Pa・m ³ /s)			
	NEO-2569CB 型	HDP-69B 型	NEO-2552CB 型	MSF-26PJ 型
一次蓋	7.7×10^{-7}	5.3×10^{-7}	3.0×10^{-7}	4.8×10^{-7}
二次蓋	1.3×10^{-5}	1.1×10^{-5}	6.0×10^{-6}	8.0×10^{-6}

<収納物検査の判定基準>

- ① 使用済燃料集合体の仕様（燃料タイプ、初期濃縮度、ウラン重量、燃焼度、冷却期間）、数量及び金属キャスク内の収納配置が設計時のとおりであること
- ② 漏えいがないこと（真空乾燥作業中の⁸⁵Krの有無の確認）
- ③ 使用済燃料集合体の外観に異常がないこと

<表面温度検査の判定基準>

金属キャスクの表面温度が、設計時の評価温度を超えないこと



キャスク	外筒表面温度 (軸方向中央)
NEO-2569CB 型	98°C
HDP-69B 型	112°C
NEO-2552CB 型	112°C
MSF-26PJ 型	124°C

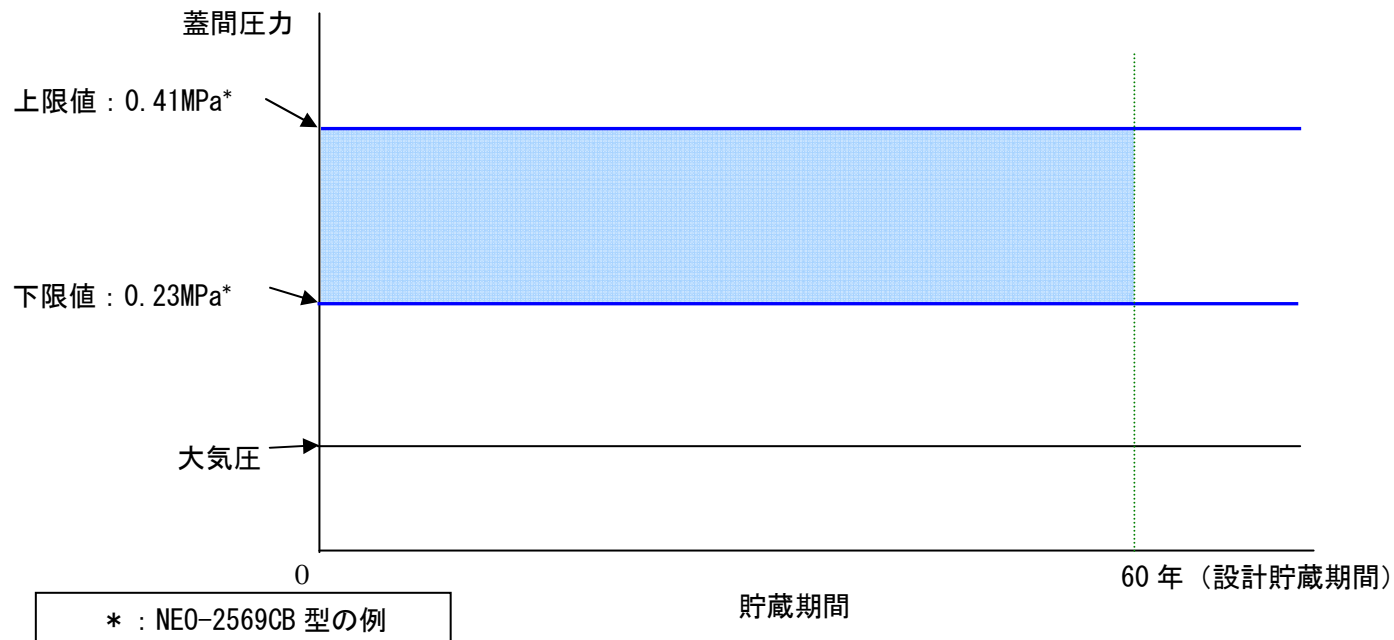
参考図 3 キャスクの熱解析概念

<二重蓋間圧力検査の判定基準>

① 二重蓋間圧力が設計時の圧力範囲内にあること

キャスク	上限値 (MPa)	下限値* (MPa)
NEO-2569CB 型	0.41	0.23
HDP-69B 型	0.41	0.23
NEO-2552CB 型	0.41	0.28
MSF-26PJ 型	0.41	0.24

* 安全評価上の保守的条件設定として貯蔵末期に全燃料棒の密封性が損なわれているとしても貯蔵末期に全燃料棒の密封性が損なわれても圧力障壁を維持する圧力



参考図4 中間貯蔵期間中の蓋間圧力管理

<しゃへい性能検査の判定基準>

代表キャスクの線量当量率を測定し、その測定値が解析値（実際に収納物の仕様及び冷却日数等に基づくしゃへい解析の結果）と比較して妥当であること

<伝熱検査の判定基準>

代表キャスクの各部温度を測定*し、その測定値が解析値（実際に収納物の仕様及び冷却日数等に基づく熱解析の結果）と比較して妥当であること

（*：貯蔵開始後の初期段階の検査では比較的多数の箇所の温度測定値を使用し、その後は、崩壊熱の低下状況も踏まえて、表面温度モニタリング記録を使用して傾向を確認するという方法も考えられる。日本原子力学会標準では、各部温度測定値又は表面温度モニタリングの記録を利用するとしている。）

<外観検査の判定基準>

・金属キャスクの基本的安全機能及び構造強度並びに使用済燃料の健全性に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと

具体的には、金属キャスクが、輸送の一般の試験条件（自由落下）時に発生する衝撃力を超える外力を受けていないこと。（外力が輸送の一般の試験条件時に発生する衝撃力以下であれば、①金属キャスクが輸送物としての基本的安全機能及び構造強度を損なわないこと、及び②使用済燃料被覆管の健全性を損なわないことが安全解析書で確認されている）

なお、予定されている4型式の輸送物については、一般の試験条件（自由落下）程度の外力を受けると緩衝体は目視による外観検査によって確認可能と考えられる（10数ミリ以上の変形を生じる）ことから、緩衝体の変形や金属キャスクの打痕等で判定する。

発送前検査の目的及び検査方法

発電所から使用済燃料を輸送する場合、現在は概ね10項目について検査を行うことが一般的である。(具体的な検査項目・検査方法については、輸送容器毎に放射性輸送物設計承認書においてその取扱事項として記載され、承認を受けることとなっている。) 予定されている4型式の輸送物についても、これに沿い、発電所から中間貯蔵施設までの輸送における発送前検査(発電所での発送前検査)は以下のとおり実施することが適当である。中間貯蔵施設は、検査等のために金属キャスクの蓋を開放することが金属キャスクの閉じ込め境界を破ることとなり、作業員の被ばく低減や放射性物質の漏えい防止の観点から望ましくないばかりか、新たな事故発生の原因ともなり、むしろリスクの増大につながることから、蓋を開放する設備を有していない。このため、中間貯蔵施設から再処理施設等までの輸送に当たっての発送前検査(貯蔵後輸送の発送前検査)では、金属キャスク内部の目視確認等を要する3項目の検査(未臨界検査、収納物検査、圧力測定検査)については、目視等に代えて、以下により目視等による場合と同等の安全性を確保した代替検査を実施する。

検査項目	検査の目的	検査方法	
		発電所での発送前検査	貯蔵後輸送の発送前検査
1. 未臨界検査	臨界防止機能に影響を及ぼすようなバスケットの変形又は破損がないことを確認する。	使用済燃料集合体の収納前に、金属キャスク内に収納されたバスケットの外観を目視により確認する。	<p>バスケットは貯蔵期間中の長期健全性を有するよう設計・製作されるとともに、発電所における金属キャスク仕立て作業の後は、水分を十分に除去した上で、不活性ガスが封入され、多重の蓋構造により密封されることにより、不活性ガス雰囲気維持されることとなっていることから、化学的、熱的、機械的及び放射線による劣化については、上記4. で見たように、バスケットの健全性は維持されるものと考えられる。</p> <p>具体的には、以下の点が確認することができれば、臨界防止機能に影響を及ぼすような変形・破損がないと判断できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 使用済燃料集合体収納前にバスケットが所定の機能を満たしていたこと(発電所からの発送前において未臨界検査に合格していること) ② 発電所の仕立て作業において、設計条件に従った使用済燃料集合体が収納されたこと ③ 発電所の仕立て作業において、設計条件に従った水分除去作業と不活性ガスの充填作業が行われたこと ④ 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと ⑤ 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと ⑥ 貯蔵期間中、キャスクの表面温度に異常がなかったこと ⑦ 貯蔵期間中、異常な外力を受けなかったこと <p>以上のことから、中間貯蔵施設からの金属キャスクの搬出の際の発送前検査における未臨界検査については、上記の①から⑦を確認できる書類により代替することとしても差し支えない。</p>
2. 収納物検査	金属キャスクに収納する使用済燃料集合体について、その仕様、数量及び金属キャスク内の収納配置が設計条件どおりであること並びに健全であることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料集合体の仕様、数量、配置を、原子炉での運転中のデータ及び燃料装荷作業記録により確認する。 ・使用済燃料集合体の健全性を、燃料集合体外観の目視及び真空乾燥時における漏えいモニタリング(例:⁸⁵Krのモニタリング) ※2により確認する。 	<p>収納物である使用済燃料については、発電所での発送前検査において、仕様、数量及び収納配置が確認された後は、これらが変化する要因は存在しないことから、発電所での発送前検査の記録により以下の点を確認できれば使用済燃料集合体の仕様、数量及び収納配置が設計条件どおりであると判断できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① キャスクへの使用済燃料集合体収納時に使用済燃料集合体の仕様、数量、収納配置が設計条件どおりであること <p>また、使用済燃料集合体の健全性に関しては、貯蔵期間中、必要な除熱機能を有する金属キャスクの中に不活性ガスとともに密封されることから、化学的、熱的、機械的及び放射線による劣化については、上記4. で見たように、使用済燃料の健全性を損なうことにはならないものと考えられる。</p> <p>具体的には、以下の点を確認することができれば、使用済燃料集合体が健全であると判断できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ② キャスクへの使用済燃料集合体収納時に使用済燃料集合体が健全であったこと(発電所からの発送前において収納物検査に合格していること) ③ 発電所における仕立て作業において、設計条件に従った水分除去作業と不活性ガスの充填作業が行われたこと ④ 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと ⑤ 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと ⑥ 貯蔵期間中、キャスクの表面温度に異常がなかったこと ⑦ 貯蔵期間中、異常な外力を受けなかったこと <p>以上のことから、中間貯蔵施設からの金属キャスクの搬出の際の発送前検査においては、収納物検査について、上記の①から⑦を確認できる書類により代替することとしても差し支えない。</p>

検査項目	検査の目的	検査方法	
		発電所での発送前検査	貯蔵後輸送の発送前検査
3. 気密漏えい検査	輸送物が密封機能を有すること(今回のキャスクの場合三次蓋の密封性能)を確認する。 ※1	加圧法、真空法又はヘリウムリーク試験法により漏えい率を測定する。	
4. 圧力測定検査	金属キャスク内部及び二重蓋間について、乾燥していること並びにガス成分及び圧力が設計条件どおりであることを確認する。(金属キャスク内部及び二重蓋間が、使用済燃料の健全性及び基本的安全機能を有する金属キャスクの構成部材の健全性を設計貯蔵期間を通じて適切に保つことができる条件となっていることを確認する。)	金属キャスク内部については、真空乾燥後の真空度又は内部ガス充填後の湿分を金属キャスク仕立て作業記録により確認する。蓋ボルト穴を含む二重蓋間については、吸水・拭取りにより水分が残っていないことを金属キャスク仕立て作業記録により確認する。ガス成分及び充填量を金属キャスク内部及び二重蓋間へのガス充填時の作業記録については確認する。 圧力実測又はガス充填量と充填部体積に基づく圧力計算結果を、金属キャスク仕立て作業記録により確認する。	<p>発電所において、金属キャスク内部及び二重蓋間の雰囲気は設計条件に合うように設定された後、多重の蓋構造、金属ガスケット等の密封構造によりその雰囲気は維持される。</p> <p>発電所での発送前検査においてキャスク内部及び二重蓋間が所定の雰囲気であることが確認されており、貯蔵期間中に密封機能が維持されていることが確認できれば、金属キャスク内部及び二重蓋間について、乾燥していること並びにガス成分及び圧力が設計条件どおりであることが確認できる。</p> <p>具体的には、以下の点が確認することができれば、金属キャスク内部及び二重蓋間について、乾燥していること並びにガス成分及び圧力が設計条件どおりであることが確認できる。</p> <p>① 発電所における仕立て作業において、設計条件に従った水分除去作業及び不活性ガスの充填作業が行われたこと並びに圧力が設計条件どおり設定されたこと(発電所からの発送前において圧力測定検査に合格していること)</p> <p>② 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと</p> <p>③ 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと</p> <p>以上のことから、中間貯蔵施設からの金属キャスクの搬出の際の発送前検査においては、圧力測定検査について、上記の①から③を確認できる書類により代替することとしても差し支えない。</p>
5. 重量検査	使用済燃料集合体及び金属キャスク等の合計重量が、仕様書に定められた値以下であることを確認する。	使用済燃料集合体及び金属キャスク等の合計重量が、仕様書に定められた値以下であることを個々の検査記録を基に計算により確認する。	
6. 吊上げ検査	トラニオンに荷重を負荷し、異常がないことを確認する。	金属キャスクを吊上げた後の状態において、トラニオンの外観に異常がないことを確認する。	
7. 表面密度検査	輸送物の表面汚染が輸送法令に定める値を超えないことを確認する。	スミア法(拭取り試験)による。	
8. 温度測定検査	輸送物の表面温度が、輸送法令に定める値を超えないことを確認する。	温度計にて表面温度を測定する。	
9. 外観検査	輸送物の外観に異常のないことを確認する。	目視による。	
10. 線量当量率検査	輸送物の線量当量率が輸送法令に定める値を超えないことを確認する。	輸送物表面及び表面から1mの距離におけるγ線量当量率及び中性子線量当量率をサーベイメータで測定する。	

※1 発電所における発送前検査では貯蔵時用シール(今回のキャスクの場合一次蓋及び二次蓋)が設計どおりの密封性能を有することも確認する。

※2 通常の使用済燃料用輸送キャスクは湿式のため真空乾燥時における漏えいモニタリングは実施しないが、ピンホール、ヘアクラック等がなく、燃料被覆管が健全であることを確認するために実施する。

定期自主検査

目的：輸送容器としての機能が維持されていることを確認する。

検査項目	検査の目的	検査頻度	検査方法	
			使用済燃料用輸送容器 (NFT 型輸送容器の場合)	リサイクル燃料備蓄センター向け輸送貯蔵兼用容器 (NEO-2569CB 型、NEO-2552CB 型、HDP-69B 型、MSF-26PJ 型)
外観検査	輸送物の外観に異常のないこと（基本的安全機能及び構造強度に影響する汚れ、傷、変形又は損傷がないこと）を確認する。	1年に1回以上	輸送容器の外表面を目視で確認する。	金属キャスクの外表面を目視で確認する。 ^{*1}
気密漏えい検査	輸送物が密封機能を有することを確認する。		輸送容器密封部に 0.66MPaG 以上の圧力を加え圧力降下を測定し、漏えい率を算出する。	輸送物の密封境界を形成する三次蓋については外観検査を行い、異常のないことを確認する。また、貯蔵期間中の金属キャスクの密封機能は二重蓋間圧力の連続モニタリングにより確保されることから、二重蓋間圧力の連続モニタリングの記録を確認することとする。 ^{*1}
未臨界検査	臨界防止機能に影響を及ぼすようなバスケットの変形又は破損がないことを確認する。		輸送容器内に収納されたバスケットの外観を目視で確認する。	設計条件として想定した環境において、バスケットが長期健全性を有するように設計、製作しており、使用済燃料集合体収納前に外観に問題がなく、その後の環境が設計で想定した範囲内であることを確認することによって、バスケットに臨界防止機能に影響する変形又は破損がないことが確認できる。 以上から以下の記録を確認することにより実施することとする。 ① 使用済燃料集合体収納前にバスケットが所定の機能を満たしていたこと（発電所の発送前において未臨界検査に合格していること） ② 発電所の仕立て作業において、設計条件に従った使用済燃料集合体が収納されたこと ③ 発電所の仕立て作業において、設計条件に従った水分除去作業と不活性ガスの充填作業が行われたこと ④ 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと ^{*2} ⑤ 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと ^{*1} ⑥ 貯蔵期間中、キャスクの表面温度に異常がなかったこと ^{*1} ⑦ 貯蔵期間中、異常な外力を受けなかったこと ^{*1}

*1 中間貯蔵事業者の関係する品質管理の監査を定期的に行う場合は、使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則第 27 条に基づき中間貯蔵事業者が行う記録により確認しても差し支えない。

*2 中間貯蔵事業者の関係する品質管理の監査を定期的に行う場合は、受入時の中間貯蔵事業者の外観検査の結果を記録により確認しても差し支えない。

検査項目	検査の目的	検査頻度	検査方法	
			使用済燃料用輸送容器 (NFT 型輸送容器の場合)	リサイクル燃料備蓄センター向け輸送貯蔵兼用容器 (NEO-2569CB 型、NEO-2552CB 型、HDP-69B 型、MSF-26PJ 型)
吊上げ検査	トラニオンに荷重を負荷し、異常がないことを確認する。	1年に1回以上	輸送容器を吊り上げた後の状態において、トラニオン部の外観を目視で確認する。	<p>通常の使用済燃料輸送容器のトラニオンは繰り返し使用される。</p> <p>むつ向け輸送貯蔵兼用容器のトラニオンは、貯蔵に至るまでの過程で荷重を負荷した状態で使用した後、貯蔵施設への受入れ時に吊上げた状態でトラニオンの外観に異常がないことを目視により確認し、その後は静的に置かれた状態となる。このため、貯蔵期間中は、外観を確認することで、トラニオンの健全性を確認できる。</p> <p>以上から、貯蔵期間中の外観検査記録により、トラニオンに異常がないことを確認することとする。^{*1}</p>
作動確認検査	バルブが正常に動作することを確認する。		バルブ（水位調整用加圧バルブ、ベント・水位調整バルブ、ドレンバルブ）が正常に作動するか否かを確認する。	<p>検査不要</p> <p>（一次蓋にベント、ドレンバルブを有するが、発電所における仕立て作業時に使用するのみで、貯蔵後の仕立て時において使用しないことから、検査不要としている。二次蓋には、モニタリングポートバルブを有するが、貯蔵中継続使用であり、貯蔵後輸送ではその機能が不要であることから、同様に検査不要としている。なお、キャスクの外観検査により、これらのバルブが損傷を受ける可能性がある外力を受けなかったことを確認できる。）</p>

<その他の定期自主検査>

緩衝体については、事業者は1年に1回以上の頻度で目視により外観検査を行い、異常のないことを確認する。また、緩衝体及び三次蓋の使用に当たっては、目視により外観検査を行い、異常のないことを確認する。