

使用済燃料中間貯蔵に係る貯蔵後輸送の安全性確保方策について

(案)

平成 2 1 年 1 2 月 1 5 日

輸送物技術顧問会

目 次

(頁)

1. まえがき	1
2. 輸送物の概要	3
3. 輸送物の長期健全性に関する知見	9
3-1 原子力発電所内での乾式貯蔵の状況調査による知見	9
3-1-1 使用済燃料の健全性	9
(1) BWR燃料	9
(2) PWR燃料	10
3-1-2 金属キャスクの健全性	12
(1) 一次蓋の気密漏えい試験の結果	12
(2) 一次蓋の金属ガasket等の目視点検の結果	14
3-1-3 得られた知見の評価	16
(1) 使用済燃料の健全性	16
(2) 金属キャスクの健全性	16
3-2 その他の知見	19
4. 輸送物の長期健全性	20
4-1 使用済燃料の長期健全性	21
(1) 劣化要因に対する評価	22
(2) 健全性確認のための検査	28
4-2 金属キャスクの長期健全性	31
4-2-1 熱的劣化、放射線による劣化及び化学的劣化に対する長期健全性の 評価及び健全性確認のための検査	31
4-2-1-1 本体（密封空間部：胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト）	31
(1) 劣化要因に対する評価	31
(2) 健全性確認のための検査	33
4-2-1-2 本体（外部開放部：外筒外面、胴外面、底板外面、二次蓋外面、 二次蓋ボルト）	34
(1) 劣化要因に対する評価	34
(2) 健全性確認のための検査	34
4-2-1-3 伝熱フィン	35
(1) 劣化要因に対する評価	35
(2) 健全性確認のための検査	36
4-2-1-4 バスケット	36
4-2-1-4-1 バスケット（材料：ステンレス鋼、ほう素添加ステンレス鋼）	36
(1) 劣化要因に対する評価	36
(2) 健全性確認のための検査	38
4-2-1-4-2 バスケット（材料：アルミニウム合金、ほう素添加アルミニ ウム合金）	38

(1) 劣化要因に対する評価	38
(2) 健全性確認のための検査	39
4-2-1-5 中性子しゃへい材	39
4-2-1-5-1 中性子しゃへい材（エポキシ系レジン）	39
(1) 劣化要因に対する評価	40
(2) 健全性確認のための検査	42
4-2-1-5-2 中性子しゃへい材（プロピレングリコール水溶液（PG 水））	44
(1) 劣化要因に対する評価	44
(2) 健全性確認のための検査	45
4-2-1-6 金属ガasket	46
(1) 劣化要因に対する評価	47
(2) 健全性確認のための検査	48
4-2-2 機械的劣化に対する長期健全性の評価及び健全性確認のための検査	50
(1) 機械的劣化に対する評価	50
(2) 健全性確認のための検査	51
5. 貯蔵後輸送の安全確保	52
5-1 中間貯蔵施設への輸送開始前に確認すべき事項	52
5-2 中間貯蔵期間中に確認すべき事項	54
5-3 貯蔵後の輸送における安全性確保	56
5-3-1 長期健全性の再確認	56
5-3-2 発送前検査	56
(1) 発電所からの使用済燃料の輸送における確認事項	56
(2) 目視確認等が出来ない検査項目とその考え方	57
(3) 代替検査の考え方	57
5-4 中間貯蔵期間途中での搬出	60
6. まとめ	65
別紙1 平成14年10月3日付け原子力安全委員会決定文「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	68
別紙2 使用済燃料の長期健全性について	69
別紙3 金属キャスクの長期健全性について	89
別紙4 長期健全性に係る検査	128
別紙5 発送前検査の目的及び検査の方法	140
別紙6 定期自主検査	142

1. まえがき

使用済燃料の貯蔵施設の増強対応の一つとして原子力発電所外において使用済燃料を再処理するまでの間、中間的に貯蔵することを目的とする施設（以下、「中間貯蔵施設」という。）が計画されているが、東京電力（株）と日本原子力発電（株）は、我が国で初めて使用済燃料の中間貯蔵事業を実施する会社として、リサイクル燃料貯蔵（株）（所在地：青森県むつ市）を平成 17 年に設立した。リサイクル燃料貯蔵（株）は、東京電力（株）及び日本原子力発電（株）の使用済燃料を中間貯蔵する会社であり、現在、使用済燃料の中間貯蔵施設であるリサイクル燃料備蓄センターの建設準備工事に着手しており、平成 24 年の操業開始を目指して準備を進めている。

当該中間貯蔵施設は、「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（平成 14 年 10 月 3 日原子力安全委員会決定）」に基づき安全審査が実施されることとなっているが、本指針では、収納物（使用済燃料集合体）の検査等のために輸送・貯蔵兼用の金属製乾式キャスク（以下、「金属キャスク」という。）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、新たな事故の発生原因ともなり、リスクの増大につながるため、蓋を開放するための設備を要求していない。このため、当該中間貯蔵施設は金属キャスクの蓋を開放するための設備を設けないこととしている。また、当該中間貯蔵施設では、金属キャスクにより、使用済燃料を詰め替えずに 50 年程度貯蔵することとしている。

使用済燃料については、発電所から再処理工場に輸送される従来の輸送に当たって、容器に収納された輸送物としての安全性を確保するため、行政庁は船舶安全法等輸送関係法令に基づき①設計承認、②容器承認及び③輸送物の安全確認（発送前検査を含む）を実施し技術基準に適合することを確認している。この場合、輸送の安全を確認するための発送前検査では、金属キャスク内に収納される使用済燃料やバスケットの状態を目視により確認する、あるいは金属キャスク内雰囲気の検査を行うことにより、金属キャスクや収納物の健全性を確認している。

しかしながら、中間貯蔵終了後に中間貯蔵施設から再処理施設等に輸送する際の発送前検査においては、当該中間貯蔵施設には金属キャスクの蓋を開放する設備がないことから、目視確認等ではなく他の方法を採用の必要がある。また、輸送物は中間貯蔵施設において蓋を開けずにこれまで経験のない長期間にわたって貯蔵されるということもある。

このように、貯蔵終了後の輸送については、従来の発電所から再処理施設への輸送とは大きく異なり、金属キャスクの蓋を開けずに輸送物を長期間貯蔵するとともに、蓋を開ける

ことなく使用済燃料等を直接目視点検せずに発送前検査を行う必要があることから、その安全性を確保するためには、金属キャスクや使用済燃料の長期健全性の評価や長期健全性を確認するための検査、発送前検査等について検討を行う必要がある。

また、原子力安全委員会は、上記安全審査指針の策定に当たり、平成14年10月3日付け決定文において、上記指針を妥当なものと認めるとともに、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、金属キャスク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以下のとおり対応することを要望した。

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。

以上から、輸送物技術顧問会においては、上記原子力安全委員会の要望した点も含め、中間貯蔵後の海上輸送の安全確保方策について検討を行った。

なお、技術的な詳細検討については、輸送物技術顧問会の下に設置した中間貯蔵ワーキンググループにおいて実施した。

(なお、上記「行政庁」としては、陸上輸送の際の輸送物に関する安全規制業務を所管する経済産業省原子力安全・保安院もオブザーバーとして検討に参加した。)

金属キャスクや使用済燃料の長期健全性の評価に当たっては、これらの構成部材の長期健全性について評価する必要があることから、現時点で予定されている4型式の輸送物の金属キャスク構成部材の材質や設計温度、圧力、基準地震動による加速度等の設計の詳細まで踏み込んで検討を行った。従って、今後、国の審査の過程等でこれらについて変更が生じた場合にあっては、事業者は国土交通省海事局にその旨報告するとともに、海事局は必要に応じ輸送物技術顧問会や中間貯蔵ワーキンググループを開催して本報告書についての見直しを行うものとする。

2. 輸送物の概要

リサイクル燃料備蓄センターで中間貯蔵される輸送物は現在次の4型式が予定されている。

- ・ NEO-2569CB 型
- ・ NEO-2552CB 型
- ・ HDP-69B 型
- ・ MSF-26PJ 型

これらの輸送物の鳥瞰図及び仕様を図1～図3、表1～表3に示す。

輸送容器外形は円筒形状である。輸送容器は輸送中には横置き状態に保持され、固縛装置で固定される。落下衝撃を緩和するため、容器の上部及び下部に緩衝体に取り付けられている。

輸送容器は、原子力発電所あるいは中間貯蔵施設内での取扱い時には縦置き状態に保持され、燃料集合体の出し入れは、縦置き状態に保持された容器の上部から行われる。輸送容器の取扱いは容器に取り付けられたトラニオンを使用して行われる。

輸送容器は、一次蓋、二次蓋及び三次蓋を有し、三重の密封構造となっている。輸送容器の密封境界は、胴、底板及び三次蓋で形成される領域である。三次蓋シール材は従来の使用済燃料の輸送容器で実績のあるゴムリングを使用する。三次蓋は同一型式の輸送容器で共用し、輸送量等に応じた数を用意する。

輸送容器の主なしゃへい材は、表1～表3のとおり、低温用合金鋼、炭素鋼、プロピレングリコール水溶液（以下、「PG水」という。）及びレジンである。

輸送容器内部には、収納燃料より発生する崩壊熱の除去を容易にし、かつ、容器内部を不活性環境とするため、ヘリウムが充填される。また、収納燃料を輸送中に保持するために容器内にバスケットが収納されている。バスケットは崩壊熱の除去及び未臨界性を維持するために、高い伝熱性能を有するアルミニウム合金又はほう素添加アルミニウム合金を用い、中性子吸収性の良いほう素添加アルミニウム合金又はほう素添加ステンレス鋼を併せて用いている。

輸送容器は貯蔵中には、緩衝体及び三次蓋が取り外され、縦置きに保持され、地震により転倒することがないように、貯蔵架台の支持構造物（固定ボルト、埋め込み金物等）で固定される（図4）。貯蔵中の金属キャスクの密封境界は、胴、底板及び一次蓋で形成される領域である。なお、緩衝体及び三次蓋については金属キャスクの搬出に備えて中間貯蔵施設内に保管する。

各輸送物に収納される使用済燃料の仕様を表4に示す。

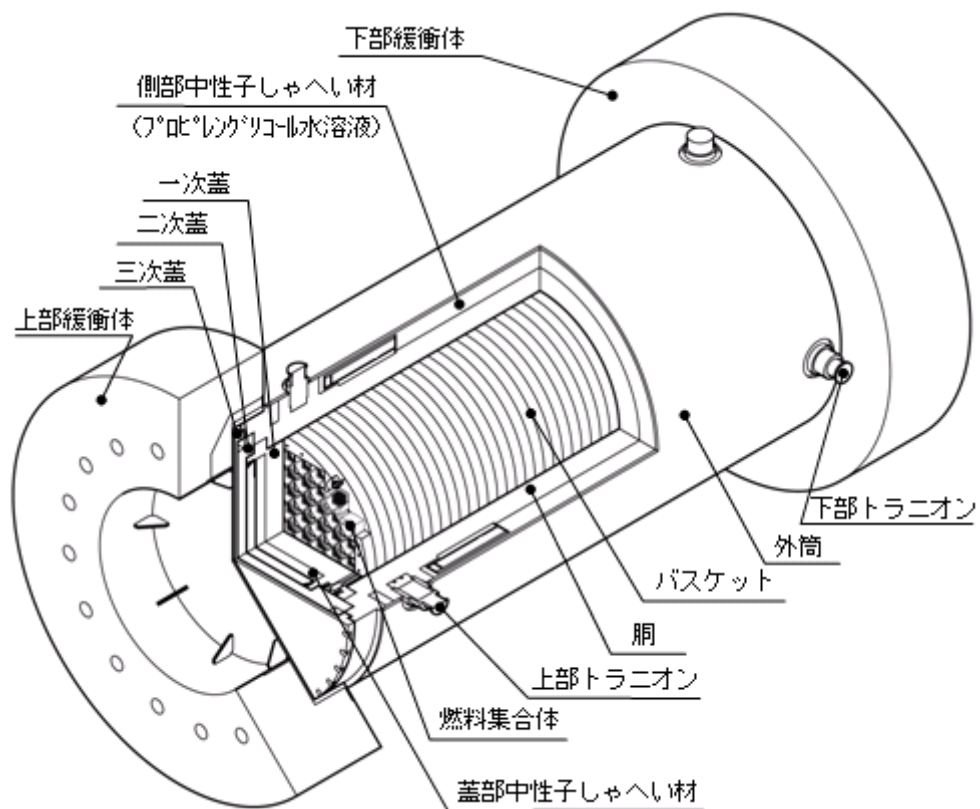


図1 NEO-2569CB型鳥瞰図
(注) NEO-2552CB型も基本的構造は同様

項 目	NEO-2569CB 型	NEO-2552CB 型
重量(トン)		
輸送容器総重量	108.9	111.5
輸送物総重量	131.0	127.6
寸法(mm)		
外径(緩衝体付)	φ3550	φ3550
外径(外筒)	φ2547	φ2447
全長(緩衝体付)	6739	6788
材質	胴、底板 低温用合金鋼 側部中性子しゃへい材 プロピレングリコール水溶液 蓋部/底部中性子しゃへい材 レジン 外筒 炭素鋼(ステンレスクラッド鋼) 一次蓋、二次蓋 低温用合金鋼 三次蓋 ステンレス鋼 バスケット アルミニウム合金 構造材 ほう素添加アルミニウム合金 中性子吸収材 金属ガスケット 一次蓋、二次蓋シール部 ゴムOリング 三次蓋シール部 ステンレス鋼及び木材 緩衝体	
収納物：軽水炉(BWR)使用済燃料	69 体	52 体

表1 NEO-2569CB型及びNEO-2552CB型の仕様

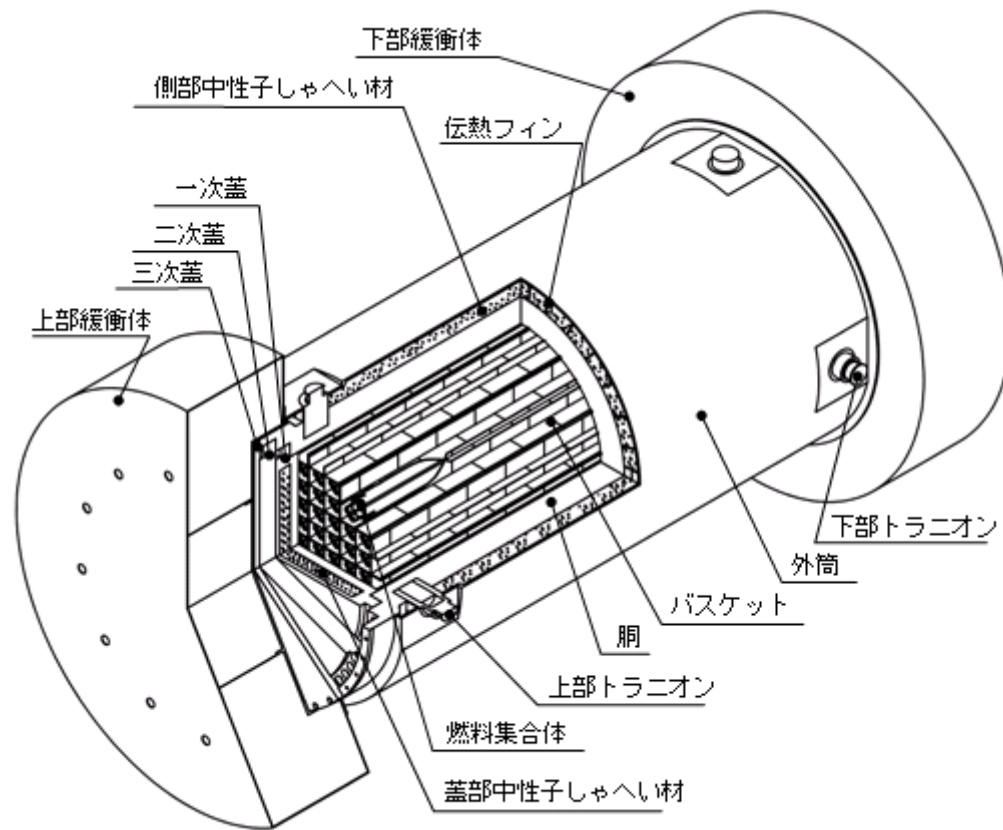


図 2 HDP-69B 型鳥瞰図

項 目	HDP-69B 型
重量(トン)	
輸送容器総重量	110.6
輸送物総重量	131.8
寸法(mm)	
外径(緩衝体付)	φ 3550
外径(外筒)	φ 2482
全長(緩衝体付)	6789
材質	
胴、底板	炭素鋼
中性子しゃへい材	レジン
伝熱フィン	炭素鋼(銅クラッド鋼)
外筒	炭素鋼
一次蓋、二次蓋、三次蓋	炭素鋼
バスケット	ほう素添加ステンレス鋼
(構造材/中性子吸収材)	
バスケット(伝熱補助材)	アルミニウム合金
一次蓋、二次蓋シール部	金属ガスケット
三次蓋シール部	ゴム O リング
緩衝体	ステンレス鋼及び木材
収納物：軽水炉(BWR)使用済燃料	69 体

表 2 HDP-69B 型の仕様

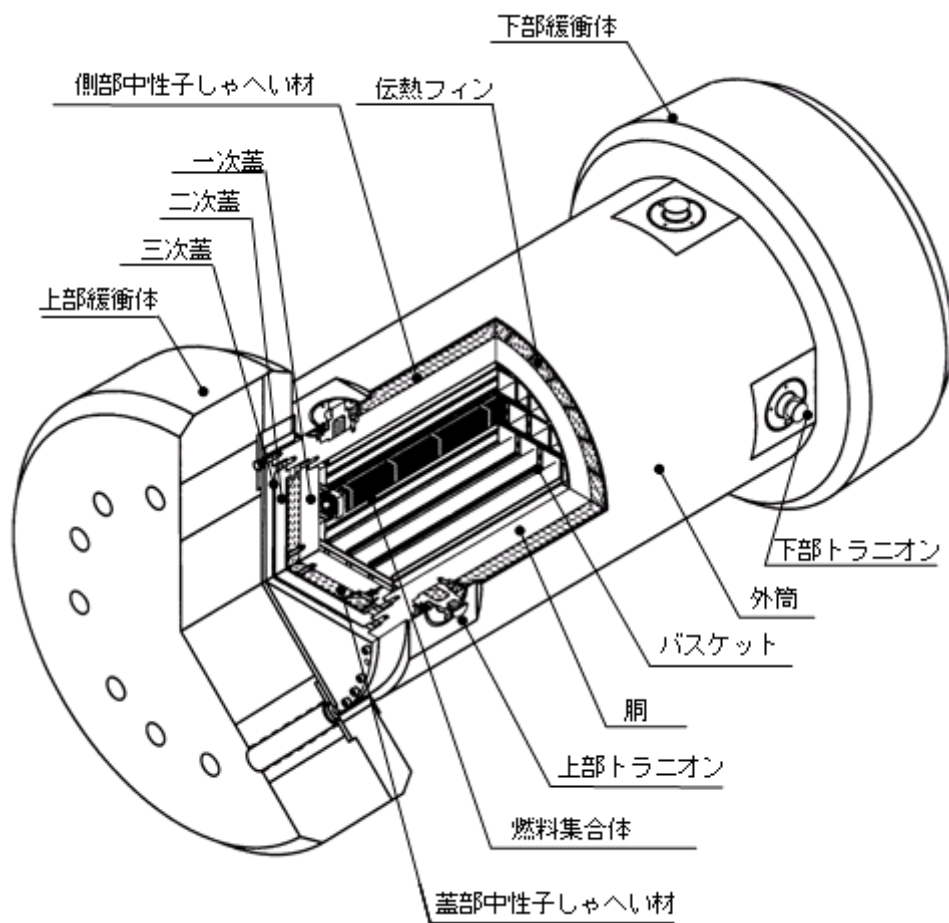


図3 MSF-26PJ 型鳥瞰図

項目	MSF-26PJ 型
重量(トン)	
輸送容器総重量	114.9
輸送物総重量	133.0
寸法(mm)	
外径(緩衝体付)	φ3550
外径(外筒)	φ2590
全長(緩衝体付)	6465
材質	
胴、底板	低温用合金鋼
中性子しゃへい材	レジン
伝熱フィン	銅
外筒	炭素鋼
一次蓋、二次蓋、三次蓋	低温用合金鋼
バスケット	
構造材	ほう素添加アルミニウム合金 及びステンレス鋼
中性子吸収材	ほう素添加アルミニウム合金
一次蓋、二次蓋シール部	金属ガスケット
三次蓋シール部	ゴムOリング
緩衝体	ステンレス鋼及び木材
収納物：軽水炉(PWR)使用 済燃料	26 体

表3 MSF-26PJ 型の仕様

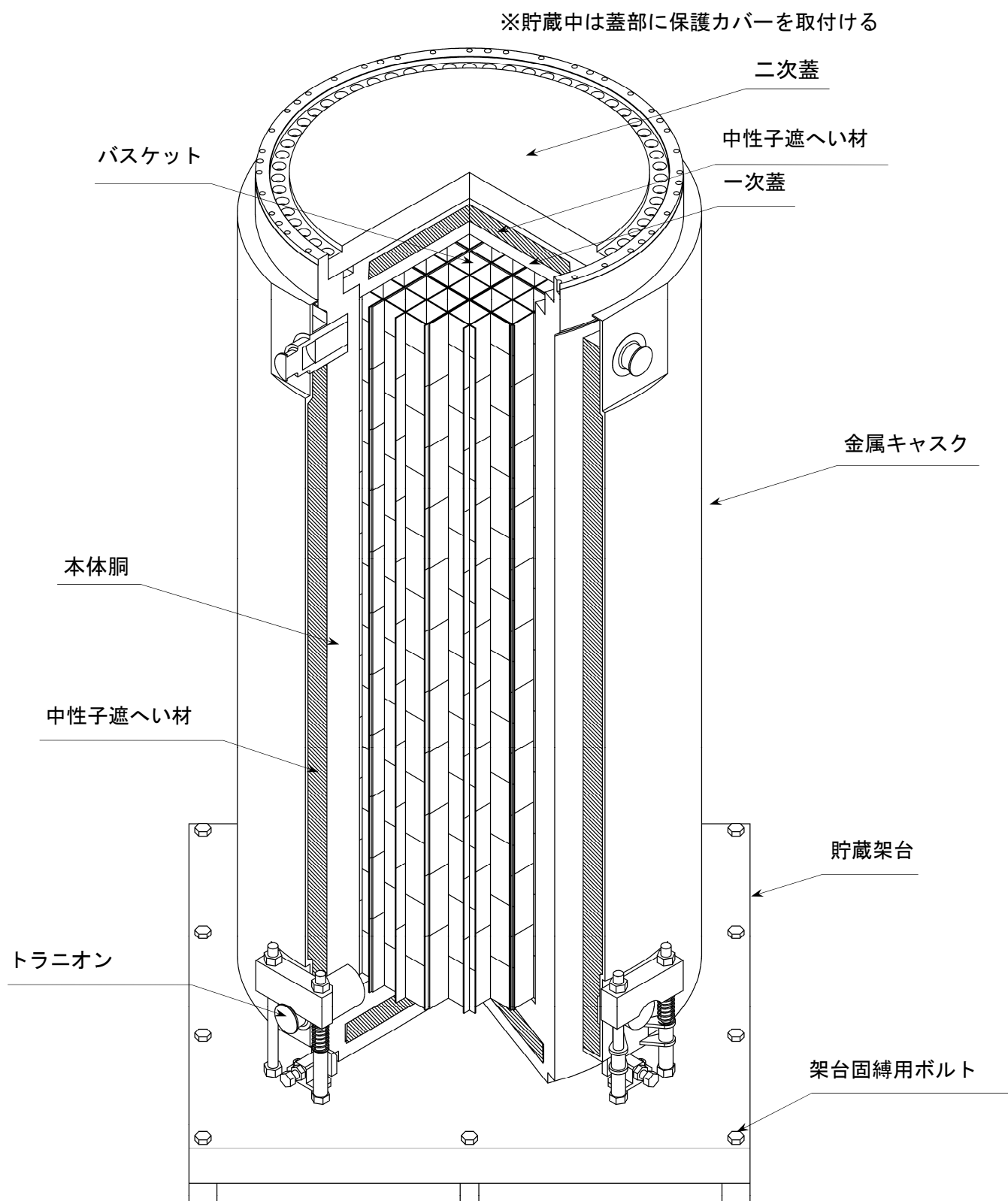


図4 金属キャスク貯蔵状態概要図

表 4 各輸送物に収納される使用済燃料の仕様

燃料の炉型式	BWR					PWR
核燃料輸送物の名称	NEO-2569CB 型		HDP-69B 型	NEO-2552CB 型		MSF-26PJ 型
燃料型式	8×8 型	新型 8×8	新型 8×8 ジルコニウムライナ		高燃焼度 8×8	17×17
初期濃縮度 (燃料集合体平均 濃縮度の最大値)	2.8%	3.1%	3.1%		3.6%	4.2%
燃焼度 (収納物平均) (MWD/TU)	26,000	34,000	34,000	38,000	44,000	44,000
燃焼度 (収納物最高) (MWD/TU)	29,000	40,000	40,000	40,000	50,000	48,000
冷却期間 (年)	18	18	18	8	8	15
収納体数 (体)	69	69	69	52	52	26
放射能強度 (PBq/基 以下)	1.37×10^2	1.37×10^2	1.37×10^2	1.84×10^2	1.84×10^2	1.96×10^2
発熱量 (kW/基 以下)	12.1	12.1	12.1	16.9	16.9	17.2

3. 輸送物の長期健全性に関する知見

3-1 原子力発電所内での乾式貯蔵の状況調査による知見

原子力安全委員会が「「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）において事業者に対して求めた、原子力発電所内で得られた金属キャスク及び収納物の健全性に関する知見としては、以下が挙げられる。

3-1-1 使用済燃料の健全性

(1) BWR燃料

東京電力株式会社では、福島第一原子力発電所内において、平成7年9月から、施設内乾式貯蔵容器9基（中型（37体用）キャスク4基、大型（52体用）キャスク5基）によりBWR燃料を貯蔵している。同様に、日本原子力発電株式会社では、東海第二発電所内において、平成13年12月から、施設内乾式貯蔵容器15基（61体用）によりBWR燃料を貯蔵している。

これらの使用済燃料については、前者については、貯蔵から5年を経過した平成12年及び10年を経過した平成17年に、また、後者については、同様に、貯蔵から7年を経過した平成21年1月に、それぞれ一部のキャスクを開封して内部の使用済燃料の健全性調査を行っており、本調査に基づき以下のとおり報告がなされた。

① 調査項目

施設内乾式貯蔵容器中のクリプトンガスの有無の確認、貯蔵されている使用済燃料の外観確認。

② 調査対象

以下の燃料及び以下の燃料を貯蔵した施設内乾式貯蔵容器各1基（表5参照）

- ・8×8燃料（約10年貯蔵）：福島第一原子力発電所にて貯蔵
- ・新型8×8燃料（約5年貯蔵）：福島第一原子力発電所にて貯蔵
- ・新型8×8ジルコニウムライナ燃料（約7年貯蔵）：東海第二発電所にて貯蔵

③ 調査結果

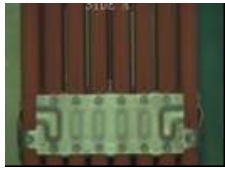
- ・上記燃料を貯蔵した施設内乾式貯蔵容器各1基について、容器内部のガスを確認した結果、クリプトンガスは検出されず、最大約10年間の貯蔵期間中、燃料被覆管の破損はなかった。
- ・約10年間の貯蔵期間中、燃料集合体の外観に貯蔵開始時と比して、有意な変化はなかった。（表6参照）

表5 クリプトンガスの有無により燃料被覆管の健全性が確認された燃料の特徴

	福島第一原子力発電所		東海第二発電所
燃料タイプ	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムラミネート燃料
貯蔵期間	約 10 年	約 5 年	約 7 年
貯蔵燃料の 燃焼度	～約 28,000MWd/t	～約 32,000MWd/t	～約 33,500MWd/t

※燃料被覆管温度（真空乾燥時/貯蔵初期/状況調査時）は、福島第一原子力発電所において約 90℃/約 90℃/約 80℃（8×8 燃料）、約 145℃/約 140℃/約 115℃（新型 8×8 燃料）、東海第二発電所において約 140℃/約 165℃/約 140℃である。これらの燃料被覆管温度は、その温度が最高となる施設内乾式貯蔵容器の中心部に収納された燃料集合体の中央部分に位置する燃料棒の被覆管温度であり、設計発熱量と実機発熱量との差を基に比例計算等を行い、実機発熱量による被覆管温度として評価した値である。

表6 外観確認結果

	福島第一原子力発電所		東海第二発電所
燃料タイプ	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムラミネート燃料
貯蔵期間	約 10 年	約 5 年	約 7 年
燃焼度	約 28,000MWd/t	約 32,000MWd/t	約 33,500MWd/t
プールでの 冷却期間	約 7 年	約 5 年	約 9 年/約 8 年
貯蔵開始時			
状況調査時			

※写真は、燃料の中央部付近（上から 4 番目のスペーサ付近）のもの。色の違いは、撮影条件の違いによるもの。

（2）PWR 燃料

我が国では、原子力発電所内における PWR 燃料の施設内乾式貯蔵容器での貯蔵は現在実施されていない。しかしながら、PWR 燃料は BWR 燃料と被覆管材料・構造上の差異等があることから、電気事業連合会では、米国アイダホ国立研究所における PWR 燃料の 15 年乾式貯蔵後の試験結果（INEEL/EXT-01-00183 Revision 1,

NUREG/CR-6831) について文献調査を行い、これに基づき以下のとおり報告がなされた。

① 調査項目

施設内乾式貯蔵容器中のクリプトンガスの有無の確認、貯蔵されている使用済燃料の外観確認、抜き取った燃料 1 体に対するクリープ、水素化物再配向、照射硬化回復等に関する詳細調査

② 調査対象

以下の燃料及び以下の燃料を貯蔵した施設内乾式貯蔵容器 1 基

- ・ 15×15 燃料（約 15 年貯蔵、表 7 参照）

③ 調査結果

- ・ 上記燃料を貯蔵した施設内乾式貯蔵容器 1 基について、キャスク内部のガスを約 15 年間に渡って確認した結果、クリプトンガスは検出されず、約 15 年間の貯蔵期間中、燃料被覆管の破損はなかった。
- ・ 約 15 年間の貯蔵期間中、燃料集合体の外観に貯蔵開始時と比して、有意な変化はなかった。（表 8 参照）
- ・ 抜き取った燃料 1 体についてクリープ試験、水素化物再配向確認、硬さ測定等の詳細調査を行った結果、燃料被覆管の破損につながるような経年変化はなかった。（表 9 参照）

表 7 クリプトンガスの有無により燃料被覆管の健全性が確認された燃料の特徴

	アイダホ国立研究所（サリー 2 号炉燃料）
燃料タイプ	15×15 燃料
貯蔵期間	約 15 年
貯蔵燃料の燃焼度	～約 35,700MWd/t

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

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

表 8 外観確認結果

	アイダホ国立研究所（サリー2号炉燃料）		
燃料タイプ	15×15 燃料（燃焼度：～約 35,700MWd/t）		
貯蔵期間	約 15 年		
プールでの冷却期間	約 2～4 年		
状況調査時			

表 9 詳細調査の概要及び結果

項目	目的/内容	結果
クリープ	(1) 燃料棒外径測定	比較に用いた他発電所の使用済燃料と比較して、有意な差はなかった。
	(2) 評価式によるクリープ歪評価	クリープ歪量は約 0.1%程度との評価となり、燃料健全性上問題となるものではなかった。
	(3) クリープ試験	400℃-250MPa で約 700 時間保持し、5.8%のクリープ歪に達したが破損せず。当該試料の外径増大は周方向に均一で、破損につながる局所的な膨れなし。
水素化物の再配向	被覆管の金相試験	径方向に配向した水素化物は観察されなかった。
照射硬化回復	被覆管の硬さ測定	20%以下の照射硬化回復が起こっている可能性があるが、ベンチマーク試験中（最高 415℃）に生じたと推測。

※上記の他、燃料被覆管の酸化膜厚さ測定、ペレットの金相試験、燃料棒の内圧測定、燃料棒の FP ガス放出率、燃料被覆管水素分析も実施されており、これらの試験においても燃料被覆管の破損につながるような経年変化は確認されていない。

3-1-2 金属キャスクの健全性

(1) 一次蓋の気密漏えい試験の結果

上記 3-1-1 (1) に述べた福島第一原子力発電所及び東海第二発電所におけるこれまでの状況調査においては、貯蔵に用いた施設内乾式貯蔵容器について、一次蓋の気密漏えい試験を実施している。（施設内乾式貯蔵容器の蓋構造は金属キャスクの

蓋構造¹と実質的に同様である。) これらの結果は以下の表 10 のとおりであった。

表 10 一次蓋の気密漏えい試験結果

(単位 : Pa・m³/s)

	福島第一原子力発電所		東海第二発電所
	中型キャスク	大型キャスク	
貯蔵開始時	9.0×10 ⁻¹⁰ (1995 年)	4.9×10 ⁻¹⁰ (2001 年) (注 1)	1.6×10 ⁻¹⁰ (2002 年)
調査時	5.3×10 ⁻⁸ (2000 年)	1.6×10 ⁻⁷ (2005 年)	9.0×10 ⁻¹¹ (2009 年)
基準漏えい率 (判定基準) (注 2)	1×10 ⁻⁶ 以下		1.6×10 ⁻⁷ 以下

福島第一原子力発電所

東海第二発電所

※上記のキャスクの構造は、イメージを示したものであり、寸法、各部の取り合い等は実際と異なる。

(注 1) 福島第一原子力発電所の 2005 年の状況調査における金属ガスケットは、2001 年の状況調査において、金属ガスケットの表面の一部に白色化が認められたため、念のため全ての金属ガスケットの交換を実施したものであり、交換後の気密漏えい試験の結果

(注 2) 基準漏えい率は、貯蔵初期の温度、圧力等をもとに、設計貯蔵期間においてキャスク内部の圧力を負圧に維持するのに必要とされる漏えい率であり、当時の使用前検査の判定基準でもある。福島第一原子力発電所では、試験時のキャスク内部の圧力が実際は負圧ではあるが、キャスク内部 : 1.0×10⁵Pa abs、キャスク外側 : 0Pa abs、温度 : 25℃ (標準状態) として換算し、一次蓋の合計 2 箇所の密封境界 (一次蓋金属ガスケット及び一次蓋貫通孔蓋板金属ガスケット) を対象とした基準漏えい率である。東海第二発電所では、キャスク内部 : 4.1×10⁴Pa abs、キャスク外側 : 0Pa abs、温度 : 25℃ (試験状態) における一次蓋金属ガスケットのみを対象とした基準漏えい率である。

なお、東海第二発電所における状況調査では、表中の一次蓋金属ガスケット以外の一次蓋の密封境界 (一次蓋ドレンバルブカバー金属ガスケット及び一次蓋ベントバルブカバー金属ガスケット) についても気密漏えい試験を行っており、貯蔵開始時と同等の漏えい率であることを確認している。

なお、気密漏えい試験の基準は満足しているものの、福島第一原子力発電所の気密

¹ 一次蓋と二次蓋の二重の閉じ込め構造とし、一次蓋と二次蓋との蓋間空間の圧力を監視できる設計。蓋シール部には、金属ガスケットを採用。

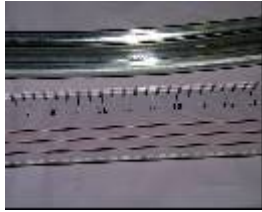
漏えい試験の結果は、貯蔵開始時に比べ2桁程度高めになっている。貯蔵期間中に一次蓋リークチェック孔に閉止プラグが取付られた東海第二発電所の貯蔵については、被試験部がヘリウム環境にさらされていなかったことから、2009年に行った気密漏えい試験の結果が貯蔵開始時と同等の漏えい率であったことを勘案すると、このような結果となった理由については、被試験部が貯蔵期間中にヘリウム環境にさらされていたことから、被試験部のヘリウムの残存等により、漏えい率が見かけ上高めになったものと推定される²。

（２）一次蓋の金属ガスケット等の目視点検の結果

福島第一原子力発電所では、気密漏えい試験の結果に異常はなかったものの、目視点検の結果、金属ガスケットの表面に白色化が確認された。なお、東海第二発電所における目視点検では、異常は確認されていない。（施設内乾式貯蔵容器も金属キャスクも金属ガスケットの材質、構造は同じである。）（表１１参照）

² なお、東海第二発電所における調査時の気密漏えい試験の結果は、貯蔵開始時に比べ1桁程度低めになっているが、この程度の気密漏えい試験の結果のばらつきは、既往の試験等でも確認されており、この結果をもって直ちに貯蔵開始時より調査時の方が気密性能が向上したとは言えない。

表 1 1 一次蓋金属ガスケットの調査結果

	福島第一原子力発電所		東海第二発電所
	2000 年調査	2005 年調査	2009 年調査
写 真	 金属ガスケット拡大写真(一例)	 金属ガスケット拡大写真(一例)	 金属ガスケット拡大写真(一例)
調 査 結 果	・ 金属ガスケットの表面の一部に白色化を確認³ ・ シール面に異常なし	・ 金属ガスケットの表面に白色化を確認³ ・ シール面に異常なし	・ 金属ガスケットに異常なし ・ シール面に異常なし (赤茶色に見える部分は、照明の反射によるもの)

※金属ガスケット温度(貯蔵開始時/状況調査時)は、福島第一原子力発電所において約 65℃/約 60℃(2000 年調査)、約 55℃/約 55℃(2005 年調査)、東海第二発電所において約 95℃/約 85℃である。これらの温度は、設計発熱量において評価した金属ガスケット温度に基づき、設計発熱量と実機発熱量の差を基に比例計算等を行い評価した値である。

福島第一原子力発電所の 2000 年の状況調査において白色化が見られた原因については、当時、金属キャスク仕立て作業において一次蓋フランジ部のプール水除去が不十分であったため、残留した水分が貯蔵期間中に金属ガスケット被覆材のアルミニウムに白色化を発生させたものと判断した。東京電力株式会社においては、こうした結果を踏まえて、金属キャスク仕立て作業では、残留水分除去を徹底することを改善事項とした。今回、2009 年に同様の状況調査を行った東海第二発電所においては、施設内乾式貯蔵容器の金属ガスケットに同じ材質のものを使用していたが、福島第一原子力発電所の乾式貯蔵における改善事項を踏まえて作業を行った結果、金属ガスケットの白色化は確認されなかったことから、上記の改善事項の有効性が確認されたものと判断できる。上記改善事項については、

³ 福島第一原子力発電所の 2000 年の状況調査においては、金属ガスケットの表面の一部に白色化が確認されているが、気密漏えい試験により基準漏えい率を満足しており、貯蔵期間中に必要とされる密封機能は健全であった。(表 1 0 参照)

また、同発電所の 2005 年の状況調査においては、金属ガスケットの表面の一部に白色化が確認されているが、この白色化は状況調査のため施設内乾式貯蔵容器をプールへ搬入した際に発生したものであり、貯蔵期間中に発生したものではなかった。

なお、上記状況調査後に行った再現試験により、金属ガスケットの表面の白色化は、金属ガスケットの被覆材であるアルミニウムがプール水と接触して生成される水和酸化物の皮膜によるものであったこと及びこの皮膜の厚さは数日間のプール水との接触で約 5 μm で飽和状態となることが確認されている。

閉じ込め機能の信頼性を更に向上させる観点から、将来の金属キャスク仕立て作業へも反映する必要がある。

なお、福島第一原子力発電所の 2005 年の状況調査においては、金属ガasketの表面全体に白色化が見られた。このことについて、東京電力株式会社においては、2005 年の使用済燃料の外観確認にあたり施設内乾式貯蔵容器の一次蓋を開放するため、同容器をプールへ搬入した際、プール内において一次蓋開放までに数日間を要したことから、プール水との長時間の接触が白色化を発生させたものと判断し、状況調査における一次蓋の開放に当たっては、施設内乾式貯蔵容器をプール内に長時間滞在させないことを留意事項としている⁴。今回、2009 年に同様の状況調査を行った東海第二発電所においては、福島第一原子力発電所の乾式貯蔵における留意事項を踏まえて作業を行った結果、金属ガasketの白色化は確認されなかったことから、上記の留意事項の有効性が確認されたものと判断できる。

3-1-3 得られた知見の評価

(1) 使用済燃料の健全性

BWR 燃料については、燃料タイプとして 8×8 燃料、新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を対象に原子力発電所施設内においてこれまで約 10 年の期間について貯蔵状況調査実績があり、約 10 年間、燃料被覆管の破損、燃料集合体の外観上の変化がなかった。上記燃料の燃焼度データ等を表 5 に示すが、燃焼度は約 28,000～約 33,500MWd/t であり、各燃料タイプの燃料集合体燃焼度の平均的な値となっている。また、燃料被覆管温度（貯蔵初期）は約 90℃～約 165℃となっている。

PWR 燃料については、海外において燃料タイプとして 15×15 燃料を対象とした約 15 年までの貯蔵について調査実績があり、約 15 年間、燃料被覆管の破損、燃料集合体の外観上の変化、燃料被覆管の破損につながるような経年変化がなかった。上記燃料の燃焼度データ等を表 7 に示すが、燃焼度は約 35,700MWd/t であり、その燃料タイプの燃料集合体燃焼度の平均値より約 5,000MWd/t 程度上回っている。また、燃料被覆管温度（貯蔵初期）は約 344℃となっている。

(2) 金属キャスクの健全性

原子力発電所における状況調査より、施設内乾式貯蔵容器については、一定の貯蔵期間において密封性能が健全であったことが確認された。

また、施設内乾式貯蔵容器の更なる信頼性向上につながる実運用上の知見が得

⁴ 金属ガasketの白色化が確認されなかった東海第二発電所の 2009 年状況調査における一次蓋金属ガasketのプール内の滞在時間は、約 1 時間程度であった。

られた。これらは、基本的構造を実質的に同じくする金属キャスクに対して適用できる。

(参考) 原子力発電所等において知見が蓄積された使用済燃料の種類(現在、リサイクル燃料貯蔵株式会社から事業許可申請がなされている中間貯蔵施設(以下「むつ」という。))において貯蔵を予定している使用済燃料との比較)

表 1 2 - 1 知見の得られた貯蔵燃料とむつに貯蔵予定の燃料の比較 (BWR 燃料)

		むつに貯蔵する燃料			
燃料タイプ		8×8燃料	新型8×8燃料	新型8×8 ジルコニウムライフ燃料	高燃焼度8×8 燃料
燃料被覆管		ジルカロイ-2		ジルカロイ-2 (ジルコニウム内張)	
燃焼度(注1)	燃料集合体最高	40,000MWd/t(注2)	40,000MWd/t	40,000MWd/t	50,000MWd/t
	取替燃料集合体平均	約27,500MWd/t	約28,500MWd/t /約29,500MWd/t	約33,000MWd/t	約39,500MWd/t
発電所で 乾式貯蔵 されている 燃料	福島第一原子力発電 所	○	○	—	—
	東海第二発電所	—	○	○	○

福島第一原子力発電所
における状況調査
東海第二発電所に
おける状況調査

(注 1) 原子炉設置許可申請書に記載している燃焼度

(注 2) むつに貯蔵予定の燃料の最高燃焼度は 29,000MWd/t

表 1 2 - 2 知見の得られた貯蔵燃料とむつに貯蔵予定の燃料の比較 (PWR 燃料)

		むつに貯蔵する燃料	
燃料タイプ		17×17燃料	
燃料被覆管		ジルカロイ-4	
燃焼度(注1)	燃料集合体最高	39,000MWd/t(注2)	48,000MWd/t
	取替燃料集合体平均	約31,000MWd/t	約43,000MWd/t

アイダホ国立研究所
(サリー-2号炉燃料)
と同等タイプ

(注 1) 原子炉設置許可申請書に記載している燃焼度

(注 2) むつに貯蔵予定の燃料の最高燃焼度は 36,000MWd/t

3-2 その他の知見

使用済燃料の中間貯蔵に関する使用済燃料及び金属キャスクの長期健全性については、3-1で述べた事業者による原子力発電所内での知見の蓄積に加え、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「JNES」という。）や財団法人電力中央研究所（以下、「電中研」という。）のほか、社団法人日本機械学会（以下、「機械学会」という。）、金属キャスク構成部材のメーカー等においてこれまで類似の実証試験等が実施され、知見の蓄積が行われてきた。原子力安全委員会が安全審査指針を策定した平成14年以降に蓄積された知見としては以下のものがあげられる。

（１） 使用済燃料の長期健全性に係る知見

- ① クリープ試験の実施及びクリープ予測式の作成（JNES）
- ② 照射硬化回復試験の実施及び照射硬化回復のしきい値の設定（JNES）
- ③ 水素化物再配向試験の実施及び水素化物再配向のしきい値の設定（JNES）

（２） 金属キャスクの長期健全性に係る知見

i) 炭素鋼、低合金鋼

- ① 燃料棒内ガスの腐食への影響（メーカー、JNES）

ii) ステンレス鋼、ほう素添加ステンレス鋼

- ① ほう素添加ステンレス鋼の300℃までの強度、物性値（メーカー、機械学会）
- ② 照射によるボロン10の減損の程度（メーカー、JNES）
- ③ 燃料棒内ガスの腐食への影響（メーカー、JNES）

iii) アルミニウム合金、ほう素添加アルミニウム合金

- ① クリープ特性、熱時効を考慮した250℃までの強度、物性値（メーカー、機械学会）
- ② 照射によるボロン10の減損の程度（メーカー、JNES）
- ③ 燃料棒内ガスの腐食への影響（メーカー、JNES）

iv) レジン（エポキシ系）

- ① 熱による遮へい機能劣化の程度（メーカー、JNES）
- ② 照射による遮へい機能劣化の程度（メーカー、JNES）

v) プロピレングリコール水溶液（PG水）

- ① PG水に接する材料の耐食性（メーカー）

vi) 金属ガasket（ニッケル合金、アルミニウム合金）

- ① 熱影響を考慮した貯蔵期間中の密封機能（電中研）
- ② 熱劣化を考慮した貯蔵後の落下衝撃後の密封機能（JNES）

4. 輸送物の長期健全性

輸送物は収納物である使用済燃料及び金属キャスクにより構成されるが、3. で述べたこれらの長期健全性に関する知見を踏まえ、貯蔵期間中における使用済燃料及び金属キャスクの健全性について検討することとする。

なお、予定されている4型式の輸送物の貯蔵期間は50年程度であるが、設計においては評価期間60年として評価を行っている。

4-1 使用済燃料の長期健全性

（この節は、別紙2の内容をそのまま記載したものである。別紙2では多数の参照図表を末尾に添付しているが、本節の本文ではこれらの参照図表を括弧書きで「別紙2の図1」等として記載しているので、適宜参照願いたい。）

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⁵）、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⁶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%が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

⁵ 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。

⁶ 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。

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内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、最初に、貯蔵期間中、上述のように定義された使用済燃料の健全性が予定されている4型式の輸送物に収納された使用済燃料について維持されていることを判断するための具体的方法について検討する。

(1) 劣化要因に対する評価

収納物である使用済燃料の劣化要因としては、化学的要因、熱的要因、放射線による要因及び機械的要因が考えられる。これらの劣化要因については、それぞれ以下のように評価できる。

i) 化学的要因

(評価)

化学的要因による劣化としては、金属キャスク内残存水分等の雰囲気に伴う被覆管の腐食がある。

安全審査指針においては、指針8（長期貯蔵等に対する考慮）において、「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」とされており、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燃料で一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⁷。(別紙 2 の図 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 μm 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⁸。(別紙 2 の参考 1)

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、燃焼度に対し飽和し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。(別紙 2 の図 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。

ii) 熱的要因 (評価)

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。

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⁹、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

⁷ 「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。

⁸ 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」

⁹ 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。

キャスクは、指針 4（閉じ込めの機能）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。

予定されている 4 型式の輸送物については、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。

（根拠となる現状の知見）

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。

〔クリープ歪みの進行による燃料被覆管の破損〕

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。（別紙 2 の図 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¹⁰。（別紙 2 の図 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。

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。（別紙 2 の図 5）（別紙 2 の参考 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 1 4 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 7

¹⁰ 「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）

0 MPa、PWR用キャスクでは被覆管温度275℃、周方向応力100 MPa)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。

〔照射硬化の回復による燃料被覆管強度の低下〕

燃料被覆管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燃料被覆管については温度約270℃以下、PWR燃料被覆管については温度約300℃以下では照射硬化の回復の可能性は小さい(別紙2の図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¹¹⁾。

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¹²⁾。

〔水素化物の再配向による燃料被覆管の脆化〕

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。(別紙2の図7)

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13のとおり求められているが¹³⁾、予定されている4型式の輸送物については表14のとおり燃料被覆管の温度と周方向

¹¹⁾ 「06-基炉報-0006 平成18年度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証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)

¹²⁾ 「06-基炉報-0006 平成18年度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証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)

¹³⁾ 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)

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。

表 1 3 水素化物再配向による機械的特性劣化防止の条件

燃料タイプ		BWR		PWR	
		40GWd/t ライフ無	50GWd/t ライフ有	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

表 1 4 4 型式輸送物の被覆管温度と周方向応力

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

〔応力腐食割れ〕

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条件が組合わさり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。

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（別紙２の図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。

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、貯蔵期間中の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。

iii) 放射線による要因

(評価)

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、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。

(根拠となる現状の知見)

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、それぞれ比較的低燃焼度で飽和及びゆるやかな低下傾向を示す。(別紙2の図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 $10^{16}/\text{cm}^2$ 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($10^{21} \sim 10^{22}/\text{cm}^2$ 程度)に比べて十分に低い。

iv) 機械的要因

(評価)

機械的要因による劣化としては、貯蔵期間中及び輸送中における外力による燃料被覆管の健全性への影響がある。

貯蔵期間中においては、安全審査指針において、指針13(地震に対する考慮)及び指針17(金属キャスクの移動に対する考慮)において、それぞれ「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」、「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」とされている。また、発電所から中間貯蔵施設までの輸送においては、危険物船舶運送及び貯蔵規則第75条等の技術上の基準(輸送物の安全性に関する要件、運送方法の安全性に関する要件)に適合した形で輸送がなされ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($4 \times 10^7 \text{N}$ 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。

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)

【参考】

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

		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

(2) 健全性確認のための検査

貯蔵期間中における使用済燃料の健全性を確保するためには、(1) に列記したそれぞれの劣化要因に対応した以下の項目について、健全性を確認するための検査を行うことが適当である。

i) 化学的要因

(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、密封状態がそれぞれ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¹⁴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気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

¹⁴ 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。

されており、仮にキャスク内部空間の環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。

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。

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。

ii) 熱的要因

(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。

(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、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)

(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。

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を確認することができる。

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。

iii) 放射線による要因

(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、使用済燃料が設計の収納物仕様を満たし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、収納物の仕様が設計条件どおりであること。(収納物検査)

iv) 機械的要因

(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。

(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、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)
- (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)
- (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)

なお、上記は使用済燃料の健全性を確認するという目的から考えられる検査項目を整理したものであり、実際の貯蔵施設における検査項目としてはこれに尽きるものではない。例えば貯蔵施設においても当然他の原子力施設と同様に周辺の放射線レベルを監視するエリアモニタリング等は必要となる。また、規制として求められる事項以外にも、事業者が自主的にこれ以外の項目について検査を行う等の自主的な取組みを行うことは、周辺住民はじめ関係者の理解を得る上で重要である。

4-2 金属キャスクの長期健全性

（この節は、別紙3の内容をそのまま記載したものである。別紙3では多数の参照図表を末尾に添付しているが、本節の本文ではこれらの参照図表を括弧書きで「別紙3の図-1」等として記載しているので、適宜参照願いたい。）

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。

4-2-1 熱的劣化、放射線による劣化及び化学的劣化に対する評価及び健全性確認のための検査

金属キャスク構成部材毎の熱的劣化、放射線による劣化及び化学的劣化に対する長期健全性の評価及び健全性確認のための検査については以下のとおりである。

4-2-1-1 本体（密封空間部：胴、底板、一次蓋、二次蓋、一次蓋ボルト）

<材料>

ステンレス鋼、炭素鋼、低合金鋼

（1）劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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¹⁵ 及び日本機械学会 金属キャスク構造規格¹⁶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。

ii) 放射線による要因

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 $1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 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 $1.0 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ までは、顕著な脆化は認められず（別紙3の図-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 $1.0 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ を超える照射量であり、照射温度の影響は無視できる（別紙3の図-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（別紙3の図-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 $1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ までは、顕著な脆化は認められず（別紙3の図-5）、②中性子照射量が $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ までは、顕著な脆化（耐力・伸びの劣化）は認められない（別紙3の図-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。

iii) 化学的劣化

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。

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。

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 $138 \mu\text{m}$ ）。（JNES 金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告より¹⁷）

¹⁵ (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)

¹⁶ (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 SFA1-2007”、(社)日本機械学会P別-3～別-4 (2007)

¹⁷ (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, 218, 223, 235, 236, 256, 331 (2004)

なお、一次蓋ボルトについても不活性ガス（H e）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。

胴外面は中性子しゃへい材（レジン又はP G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）。

（２） 健全性確認の検査

i） 熱的要因

（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）

ii） 放射線による要因

（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（上記（１）ii））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。

iii） 化学的要因

(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) 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)

4-2-1-2 本体（外部開放部：外筒外面、胴外面、底板外面、二次蓋外面、二次蓋ボルト）

<材料>

炭素鋼、低合金鋼

(1) 劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

4-2-1-1 (1) i) に同じ。

ii) 放射線による要因

4-2-1-1 (1) ii) に同じ。

iii) 化学的要因

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。

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¹⁸であり、60年貯蔵した場合の腐食減肉厚さは1.26mm）。

(2) 健全性確認のための検査

i) 熱的要因

¹⁸ (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)

4-2-1-1 (2) i) に同じ。

ii) 放射線による要因

4-2-1-1 (2) ii) に同じ。

iii) 化学的要因

(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。

(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) 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)
- (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)

4-2-1-3 伝熱フィン

<材料>

銅、炭素鋼

(1) 劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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。

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。

本部材の材料である銅については、JIS B8270¹⁹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。

炭素鋼については、4-2-1-1 (1) i) のとおり、問題はない。

ii) 放射線による要因

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

¹⁹ (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)

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（別紙3の図-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、4-2-1-1（1）ii）のとおり、問題はない。

iii) 化学的要因

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。

（2）健全性確認のための検査

i) 熱的要因

4-2-1-1（2）i）に同じ。

ii) 放射線による要因

4-2-1-1（2）ii）に同じ。

iii) 化学的要因

（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）

4-2-1-4 バスケット

4-2-1-4-1 バスケット（材料：ステンレス鋼、ほう素添加ステンレス鋼）

<材料>

ステンレス鋼、ほう素添加ステンレス鋼

（1）劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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℃、輸送時の最高温度が約250℃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℃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）²⁰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℃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。

ii) 放射線による要因

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。

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 $1.0 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 未満となる。

ステンレス鋼については、中性子照射量が $1.0 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ までは、顕著な脆化は認められず（別紙3の図-1～3）、照射による脆化は問題とならないと判断できる。また、ほう素添加ステンレス鋼については、 $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 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（別紙3の図-7、8）、照射による脆化は問題とならないと判断できる。

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 1.0×10^{-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 1.0×10^{-11} 程度となっている³。

iii) 化学的要因

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。

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（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、腐食はないと判断される。

²⁰ (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 SFA1-2007 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-CG-004”、(社)日本機械学会、P FACC004-2～P FACC004-3 (2009)

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 μ m）（JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」）³。

（2）健全性確認のための検査

i）熱的要因

4-2-1-1（2）i）に同じ。

ii）放射線による要因

4-2-1-1（2）ii）に同じ。

iii）化学的要因

4-2-1-1（2）iii）に同じ。

4-2-1-4-2 バスケット（材料：アルミニウム合金、ほう素添加アルミニウム合金）

<材料>

アルミニウム合金、ほう素添加アルミニウム合金

（1）劣化要因に対する評価

i）熱的要因

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。

アルミニウム合金（A5083FH-0）²¹及びほう素添加アルミニウム合金（BC-A6N01SS-T1）²²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（別紙3の図-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。

ii）放射線による要因

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

²¹（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 SFA1-2007 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、P FACC003-2～P FACC003-3（2009）

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 SFA1-2007 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、P FACC005-3～P FACC005-4（2009）。

る臨界防止機能の低下がある。

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 1.0^{+6} n/cm^2 未満となる。

アルミニウム合金については、中性子照射量が 1.0^{+21} n/cm^2 までは、顕著な脆化は認められず（別紙3の図-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 1.0^{+6} n/cm^2 までは脆化のないことが確認されており（別紙3の図-12）、照射による脆化は問題とならないと判断できる。

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 $1.0^{-6} \sim 1.0^{-5}$ 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 1.0^{-11} 程度となっている¹⁷。

iii) 化学的要因

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。

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。

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 $1 \mu\text{m}$ 以下）（JNES「金属キャスク貯蔵技術確証試験 H15 最終報告書」¹⁷）。

(2) 健全性確認のための検査

i) 熱的要因

4-2-1-1 (2) i) に同じ。

ii) 放射線による要因

4-2-1-1 (2) ii) に同じ。

iii) 化学的要因

4-2-1-1 (2) iii) に同じ。

4-2-1-5 中性子しゃへい材

4-2-1-5-1 中性子しゃへい材（エポキシ系レジン）

<材料>

エポキシ系レジン

(1) 劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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。エポキシ系レジンと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。レジンと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。

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。

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。

<詳細説明>

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（別紙3の図－12）。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、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（別紙3の図－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（別紙3の図－14）。

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（別紙3の図－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、重量減損率算定の為のデータ整備がなされている（別紙3の図－15'：閉鎖系の劣化パラメータの定数C：24.2）。

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。

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。

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

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（別紙3の図－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。

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。

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

(* : MSF-26PJ 型については、貯蔵中は側部と底部にリリースバルブ (1 atm/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。)

ii) 放射線による要因

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。

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 10^5 Gy未滿となる。

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(別紙3の図-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 10^6 Gy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(別紙3の図-16)、しゃへい材としての使用に問題はない。

(* : 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 ^{60}Co 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。)

iii) 化学的要因

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i)で述べたとおり。

(2) 健全性確認のための検査

i) 熱的要因

(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)

ii) 放射線による要因

(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。

(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(上記(1) ii))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。

(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)

iii) 化学的要因

i) に同じ。

4-2-1-5-2 中性子しゃへい材（プロピレングリコール水溶液（PG 水））

<材料>

プロピレングリコール水溶液（PG 水）

(1) 劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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¹⁷⁾。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。

ii) 放射線による要因

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。

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。

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⁾)

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

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)

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。

iii) 化学的要因

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。

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。

また、Uベント試験片による長期浸漬試験（140℃、160℃）及び腐食電位試験（140℃）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（別紙3の表－1、2）。

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。

(2) 健全性確認のための検査

i) 熱的要因

(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)

ii) 放射線による要因

(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。

(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(上記(1) ii))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。

(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)

iii) 化学的要因

(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)

(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)

4-2-1-6 金属ガスケット

<材料>

ニッケル基合金（コイルバネ、内被）、アルミニウム合金（外被）

(1) 劣化要因に対する評価

i) 熱的要因

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。

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）。

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ていることが確認されている。

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。

ii) 放射線による要因

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。

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。

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、

照射による機械的性質の劣化はないと判断される。

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 10^{19} n/cm^2 程度になると機械的特性が変化するが（別紙 3 の図-19）、 10^{16} n/cm^2 未満ではその影響は無視でき、照射による機械的性質への影響はないと判断できる。

iii) 化学的要因

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。

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。

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。

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。

(2) 健全性確認のための検査

i) 熱的要因

(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。

(方法)

以下の点について確認する。

- (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）

(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。

(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)

ii) 放射線による要因

(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。

(方法)

以下の点について確認する。

(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)

(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。

(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(上記(1)ii))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。

iii) 化学的要因

(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。

(方法)

以下の点について確認する。

(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)

(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。

(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、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)

4-2-2 機械的劣化に対する長期健全性の評価及び健全性確認のための検査

金属キャスク全体としての機械的劣化に対する長期健全性の評価及び健全性確認のための検査は以下のとおりである。

(1) 機械的劣化に対する評価

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（ $4 \times 10^7 \text{ N}$ 程度）より小さい外力であれば金属キャスク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。

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）

【参考】

SARに記載している一般の試験条件において金属キャスクに発生する加速度

		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

(2) 健全性確認のための検査

(目的)

金属キャスク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。

- (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。(外観検査)
- (d) 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。(外観検査)

5. 貯蔵後輸送の安全確保

5-1 中間貯蔵施設への輸送開始前に確認すべき事項

使用済燃料については、発電所から再処理工場に輸送される従来の輸送に当たって、容器に収納された輸送物としての安全性を確保するため、行政庁は船舶安全法等輸送関係法令に基づき①設計承認、②容器承認及び③輸送物の安全確認（発送前検査を含む）を実施し、技術基準に適合することを確認する。

中間貯蔵される使用済燃料についても、行政庁は、発電所から中間貯蔵施設に輸送されるに当たって、通常と同様、①設計承認、②容器承認及び③輸送物の安全確認を実施し、技術基準に適合することを確認する必要があるが、これに当たっては、発電所から中間貯蔵施設までの輸送だけでなく、貯蔵終了後に行われる中間貯蔵施設から再処理施設等に向けた輸送においても輸送物が技術基準に適合して安全性が確保されるよう、以下のとおり審査、検査等を行うことが必要である。

なお、以下の審査、検査等又は5-2（1）の中間貯蔵施設での受入時の検査において不具合が発生した輸送物については、事業者（輸送物作成者となる金属キャスクに収納された使用済燃料を所有する者をいう。以下同じ。）は中間貯蔵を行わないこととしている。

（1）設計承認

設計承認に当たっては、設計評価期間である60年後において輸送物が技術基準に適合することを確認する必要がある。上記4. で見てきたように、予定されている4型式の輸送物については、現在の設計であれば健全性を確認するための検査を確実に実施することにより長期健全性が確保され、貯蔵後輸送の技術基準適合性が確保されると判断されるが、この結論は、本中間貯蔵ワーキンググループの検討段階での暫定的な設計条件をもとにした検討において出されたものである。このため、最終的な設計条件が確定する段階で、再度、貯蔵後輸送の技術基準適合性を確保するために必要な条件を満たしていることを確認する必要がある。

（2）容器承認

容器承認は、容器が設計どおり製作されていること、製作が適切に実施されていること及び使用方法が適切であることについて確認のうえ、実施する。

（3）輸送物の安全確認（発送前検査）

発電所から使用済燃料を輸送する場合、現在は下記の概ね10項目について検査を行うことが一般的²⁴であり、今回もこれに沿って実施することが適当である。予定されている

²⁴ 日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2008」（AESJ-SC-F002:2008）

4 型式の輸送物については、具体的には別紙 5 の発電所での発送前検査とおりにすることが適当である。

なお、別紙 5 にもあるように、収納物検査においては、金属キャスクに収納する燃料にピンホール、ヘアクラック等がなく健全であることについても確認するため、外観の目視確認に加え、真空乾燥時における漏えいモニタリング（例、 ^{85}Kr モニタリング）による確認も行うものとする。

- ① 外観検査
- ② 気密漏えい検査
- ③ 圧力測定検査
- ④ 線量当量率検査
- ⑤ 未臨界検査
- ⑥ 温度測定検査
- ⑦ 吊上げ検査
- ⑧ 重量検査
- ⑨ 収納物検査
- ⑩ 表面密度検査

（４）長期健全性確認のための検査

上記 4. において健全性確認のための検査について述べたが、中間貯蔵施設への輸送開始前に実施すべき検査をまとめると以下のとおりとなる。このうち、金属キャスク製造時の検査は容器承認の検査の一環として、発電所における使用済燃料収納時の検査については、発送前検査の一環として実施するものとする。なお、各検査の確認事項、方法及び判定基準については別紙 4 に記載している。

i) 金属キャスク製造時

- ① 製造時検査（材料検査、寸法検査、外観検査、溶接検査、気密漏えい検査、耐圧検査、しゃへい性能検査、しゃへい寸法検査、未臨界検査、伝熱検査）

ii) 発電所における使用済燃料収納時

- ① 外観検査
- ② 未臨界検査
- ③ 圧力測定検査
- ④ 温度測定検査
- ⑤ 気密漏えい検査
- ⑥ 収納物検査

5-2 中間貯蔵期間中に確認すべき事項

(1) 中間貯蔵施設での受け入れ時に確認すべき事項

中間貯蔵施設に輸送物を受け入れると中間貯蔵が開始されることとなるが、受入時は輸送から貯蔵に切り替わる時点であり、その後金属キャスク及び収納物は長期間にわたって貯蔵されることとなる。このため、受入時において輸送中に異常がなく輸送物が健全であることを確認することは、長期にわたる中間貯蔵期間における金属キャスク及び収納物の健全性を確保するために重要であることから、中間貯蔵施設での受入に当たって、発電所から中間貯蔵施設までの輸送中に金属キャスクの基本的安全機能及び構造健全性を損なうような外力を受けていないこと、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並びに金属キャスクの表面に塗装の異常が発生していないことを確認するため、以下の検査を実施することとする。なお、検査の確認事項、方法及び判定基準については別紙4に記載している。

① 外観検査

本検査については、事業者が実施するものとし、行政庁は事業者が実施する検査について確認を行うことが適当である。

(2) 定期自主検査等

中間貯蔵前に、貯蔵後輸送の安全を確保するのに必要な機能を有していることが確認された輸送物は、実際に中間貯蔵が終了して搬出されるまでの間、そのような機能を維持する必要がある。現在の危険物船舶運送及び貯蔵規則の運用においては、輸送容器の性能が維持されていることを確認する目的で、容器所有者等に対して定期自主検査を原則1年に1回以上実施すること及びその結果を3年毎に報告することを求めている。

定期自主検査については、通常の輸送容器においては下記の5項目について検査を行うこととしている。

- ① 外観検査
- ② 気密漏えい検査
- ③ 未臨界検査
- ④ 吊上げ検査
- ⑤ 作動確認検査

予定されている4型式の輸送物についても、輸送容器の性能が維持されていることを確認するため上記検査を実施することとする。ただし、作動確認検査については、バルブ（水位調整用加圧バルブ、ペント・水位調整バルブ、ドレンバルブ）が正常に作動することを確認する検査であるが、4型式の輸送物は、一次蓋にペント、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、その後は使用しないことから、検査不要とする。

検査の方法については、使用済燃料が金属キャスクに収納されたまま保管されること、金属キャスクの蓋の開放ができないこと等その特徴を考慮し、別紙6に記載した同等の安全性を確保する方法で検査を行うこととする。本検査については、通常の輸送容器の定期自主検査と同様、事業者が1年に1回以上実施することとする。

ここで、中間貯蔵事業者は、原子炉等規制法に基づく貯蔵事業規制により、金属キャスク表面温度及び蓋間圧力の連続記録並びに毎日1回の巡視・点検の状況の記録が求められる。このような状況にあることを考えると、事業者が中間貯蔵事業者の記録が適切かつ確実に実施されていることを確保できれば、中間貯蔵事業者の記録を活用してこれらの検査を実施しても問題ないと判断される。以上から、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の実施し、中間貯蔵事業者の記録が適切かつ確実に実施されていることを確保する場合は、定期自主検査を行うに当たって中間貯蔵事業者の記録を活用して差し支えないこととする。

以上のほか、長期健全性確認のための検査（上記4. で述べた健全性確認のための検査のうち中間貯蔵期間中に実施すべき検査をまとめたもの）として以下の検査を行う。

- ① 表面温度検査
- ② 伝熱検査
- ③ 二重蓋間圧力検査
- ④ しゃへい性能検査
- ⑤ 外観検査

これらの検査については、通常の輸送容器の定期自主検査と同様に事業者が実施するものとする。ここで、中間貯蔵事業者は、貯蔵事業規制により、金属キャスク及び使用済燃料の長期健全性確保等のため、金属キャスク表面温度及び蓋間圧力の連続記録並びに毎日1回の巡視・点検の状況の記録が求められるほか、現在事業許可の審査中ではあるが、しゃへい性能検査及び伝熱検査を日本原子力学会標準を参考に実施することとしている。このような状況にあることを考えると、事業者が中間貯蔵事業者の記録が適切かつ確実に実施されていることを確保できれば、中間貯蔵事業者の記録を確認する方法により上記5項目の検査を実施しても問題ないと判断される。以上から、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の実施し、中間貯蔵事業者の記録が適切かつ確実に実施されていることを確保することを条件に、長期健全性確認のための検査を中間貯蔵事業者の記録を確認することにより実施することとする。検査の頻度は、定期的検査と同様、1年に1回以上とする。なお、各検査の確認事項、方法及び判定基準については別紙4に記載している。

以上の定期自主検査及び長期健全性確認のための検査は、事業者が実施するものであるが、行政庁はこれらの検査が適切な品質管理のもと確実かつ適切に実施されていることを確認するため、事業者の検査の品質管理について、概ね３年毎に監査を実施することが適当である。

（３）規則等の改正への対応

現在の危険物船舶運送及び貯蔵規則の運用においては、輸送容器が最新の規制に適合することを確保するために、設計が規則等の改正により最新の規制に適合しなくなった場合には、設計承認は失効することとしている。輸送物を輸送するに当たっては有効な設計承認書を有する必要があることから、規則等の改正が予定され、設計が最新の規制に適合しなくなることが明らかになった場合は、適合しなくなる前に事業者は輸送物を中間貯蔵施設から搬出する等の措置をとる必要がある。

５－３ 貯蔵後の輸送における安全性確保

金属キャスクは、中間貯蔵施設で貯蔵された後、再処理施設等に向けて搬出されることとなる。搬出に当たって、輸送の安全性を確保するため行政庁が実施すべき事項について検討する。

５－３－１ 長期健全性の再確認

上記５－１（中間貯蔵施設への輸送開始前に確認すべき事項）及び５－２（中間貯蔵期間中に確認すべき事項）を確実に実施することにより、貯蔵期間中の輸送物の長期健全性及び貯蔵後輸送の技術基準適合性が確保されることとなることから、貯蔵後の輸送の安全性確保のため、行政庁はまずこれらが確実に実施され、異常がなかったことを記録等により確認する必要がある。

５－３－２ 発送前検査

（１）発電所からの使用済燃料の輸送における確認事項

発電所から使用済燃料を輸送する場合、現在は下記の概ね 10 項目について検査を行うことが一般的²⁴である。（具体的な検査項目・検査方法については、輸送容器ごとに、放射性輸送物設計承認申請書においてその取扱いに関する事項として記載され、承認を受けることとなっている。）

- ① 外観検査
- ② 気密漏えい検査
- ③ 圧力測定検査
- ④ 線量当量率検査

- ⑤ 未臨界検査
- ⑥ 温度測定検査
- ⑦ 吊上げ検査
- ⑧ 重量検査
- ⑨ 収納物検査
- ⑩ 表面密度検査

(2) 目視確認等が実施できない検査項目とその考え方

中間貯蔵終了後の輸送においては、一般的に実施されている上記検査項目の中には、金属キャスク内部の目視確認等を要するものがあるため、金属キャスクの蓋の開放設備を有しない中間貯蔵施設からの搬出に当たって全く同様の検査を行うことができないものが含まれている。

発電所からの使用済燃料の搬出に当たり検査を行うことが一般的な項目のうち、収納物の目視確認、容器内部環境の測定等、金属キャスクの蓋の開放設備を有しない中間貯蔵施設からの搬出において同様に検査を行うことができない項目としては、以下の3項目が挙げられる。

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ための検査。

発電所から搬出する場合は、バスケット構造の外観を目視確認する方法により検査を行う。

② 収納物検査

使用済燃料集合体について、その仕様、数量及び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ための検査。

発電所から搬出する場合は、運転記録等により仕様・数量を確認するとともに収納配置及び健全性を外観を目視確認する方法により検査を行う。

③ 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ための検査。

発電所から搬出する場合は、残留水分を真空乾燥後の真空度又は内部ガス充填後の湿度等を金属キャスク仕立て作業記録により確認するとともに、ガス成分及び充填量、圧力を金属キャスク仕立て作業記録により確認する方法により、それぞれ検査を行う。

(3) 代替検査の考え方

貯蔵終了後の輸送の安全性を確認する観点からは、中間貯蔵施設内において、輸送前

に金属カスクの蓋を開放し、収納物、バスケットの状態を目視により確認する、あるいは金属カスク内雰囲気の確認を行うことにより、金属カスクや収納物の健全性を確認することが考えられる。しかし一方で、中間貯蔵施設は、検査等のために金属カスクの蓋を開放することが金属カ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、金属カスクの蓋を開放する設備を有しておらず、上記の確認ができない。しかしながら、予定されている4型式の輸送物については、上記5-3-1の確認が実施されて異常がないことが確認されれば、貯蔵後輸送の安全確保も考慮した長期健全性が確保されると判断される。このため、上記(2)の3項目の検査については、目視等に代えた代替検査により同等の安全性を確保することができると考えられる。

これらの検査項目に係る代替的な検査方法としては、それぞれ以下のとおり考えられる。

① 未臨界検査

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カ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、不活性ガス雰囲気が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。

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。

- (a) 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)
- (b) 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
- (c) 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
- (d) 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと
- (e) 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと
- (f) 貯蔵期間中、カスクの表面温度に異常がなかったこと
- (g) 貯蔵期間中、異常な外力を受けなかったこと

以上のことから、中間貯蔵施設からの金属カ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(a)から(g)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。

② 収納物検査

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。

- (a) 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

また、使用済燃料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ることができる。

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。

- (b) 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）
- (c) 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
- (d) 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと
- (e) 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと
- (f) 貯蔵期間中、キャスクの表面温度に異常がなかったこと
- (g) 貯蔵期間中、異常な外力を受けなかったこと

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 (a) から (g) 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。

③ 圧力測定検査

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asket等の密封構造によりその雰囲気は維持される。

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。

具体的には、以下の点を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。

- (a) 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）
- (b) 輸送時において、異常な外力を受けなかったこと
- (c) 貯蔵期間中、二重蓋間の圧力に異常がなかったこと

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(a)から(c)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。

5-4 中間貯蔵期間途中での搬出

ここまで、中間貯蔵施設からの金属キャスク搬出の際、金属キャスク及び収納物である使用済燃料の健全性が上記5-2で見た貯蔵期間中の各検査によって確認された場合の扱いについて検討してきた。

しかしながら、長期にわたる貯蔵期間中には、こうした検査において異常値が検出されることも想定しておく必要がある。海外の同様の施設（米国、ドイツ）の事例を見ても、金属キャスクによる中間貯蔵においてこれまで事故事象は報告されていないが、金属キャスクが関係したトラブル事例として金属ガスケットの密封性の低下に関する以下の事例が報告されており、我が国においても、こうした事例を踏まえつつ、各検査において異常値が検出された場合の金属キャスクの扱いについてもあらかじめ検討しておく必要がある。

(1) 金属ガスケットの密封性の低下

金属ガスケットの密封性の低下の事例は、2000年5月に米国サリー原子力発電所内で発生したものである。これは、金属キャスク蓋部の二重金属ガスケット間の圧力低下警報が発報したものであるが、原因は屋外に設置された金属キャスクの外側カバー電気ケーブル貫通周囲部の金属シールから浸入した雨水による金属ガスケット二次側の腐食であった。

安全審査指針においては、指針4（閉じ込めの機能）において、「万一の蓋部の閉じ込め機能の異常に対して、蓋を追加装備できる構造を有する設計とすること等、閉じ込め機能の修復性に関して考慮がなされていること」とされている。現在計画されている4型式の輸送物では設計上の対応が取られており、金属キャスクの密封機能は蓋間圧力の継続的監視（事業者による自主検査としては二重蓋間圧力検査）により確保される。

蓋間圧力の継続的監視（二重蓋間圧力検査）において蓋間圧力が輸送物の型式毎に定められた下限値以下に低下した場合は異常と判定されることとなる。この場合、原因が

一次蓋密封機能の低下であれば、当該金属キャスクを中間貯蔵施設外に搬出する必要があるが、４型式の輸送物は三次蓋を取り付けることにより輸送中の密封境界を確保する設計となっており、輸送物としての設計の中で想定した範囲内のものであることから、当初の輸送物の設計承認に基づいて発送前検査を受検できる。

（２）その他の異常

金属キャスクを用いる中間貯蔵施設におけるトラブル事例としては、他には、計測系機器の故障等の事例が報告されており、これらについては、我が国の同様の施設の設計に当たり十分考慮しておくことが必要である。しかしながら、金属キャスク本体に関係した有意なトラブル事例はこれまで報告されておらず、健全性確認のための検査が確実に行われていれば、現在の知見の下では、貯蔵期間中の検査において、金属キャスク本体の機能にかかわる異常が検出されることは実際には考えられない。

また、計画されている中間貯蔵施設では、安全審査指針に基づき、金属キャスクの落下・転倒・衝突、重量物の落下、火災等輸送物の基本的安全機能を阻害する要因についてもそれぞれの対策が講じられることとされており²⁵、現在の知見の下では輸送物本体の機能にかかわる異常が検出されることは実際には考えられない。

貯蔵期間中の検査の異常の判定基準は、上記（１）の蓋間圧力低下を除けば、次の通りである。

- ① 表面温度検査 : 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
- ② 伝熱検査 : 金属キャスクの表面温度の測定値が解析値（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
- ③ しゃへい性能検査 : 金属キャスクの外部放射線の測定値が解析値（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
- ④ 外観検査 : 金属キャスクの表面に異常な損傷、変形等がないこと、金属キャスク又は使用済燃料に設計条件を超えるような外力を受けていないこと

長期にわたる貯蔵期間中に、仮にこうした異常が検出された場合には、その原因を速

²⁵ 安全審査指針においては、指針１７（金属キャスクの移動に対する考慮）に基づき、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（金属キャスク取扱設備の金属キャスク落下防止対策、金属キャスク相互の衝突防止対策等をいう。）が講じられるよう求められている。また、指針１５（火災・爆発に対する考慮）に基づき、火災・爆発の発生・拡大の防止等のための適切な対策が講じられるよう求められている。

やかに究明し、評価を行うことが求められる。その際、当該異常の原因が金属キャスク又は収納物にあることが明らかになった場合には、当該金属キャスクを中間貯蔵施設外に搬出することが必要である。この場合は、具体的な事象の原因・評価を踏まえ、必要に応じ対応措置（例えば追加的な密封機能の取付けや、輸送の際の条件の追加等が考えられる）を講じ、輸送関係法令基準に適合させて、安全性を確保した上で搬出することになる。（法令上の扱いとしては、危規則第75条(BM型輸送物に係る技術上の基準)及び同第81条(核分裂性物質に係る核燃料輸送物の技術上の基準)への適合による運搬、又は、同第107条に基づく特別措置による運搬に該当することとなる。)

(3) 異常発生に備えた対応

上記(1)及び(2)のように、金属キャスク本体に係わる異常が検出されることはほとんどないと考えられるが、中間貯蔵期間途中での搬出の際の輸送の安全性を確保するため、基本的な対応や異常の未然防止について検討する。

i) 異常発生時等の迅速な対応のための検討

貯蔵期間中に検査で異常が検出された場合等具体的に想定される事象が発生した場合について、輸送物の輸送関係法令技術基準への適合性について事前に評価して必要な準備を実施しておけば、このような事象が発生した場合における輸送の安全性確保への対応を迅速に実施でき、輸送の安全性確保の観点から有効である。

具体的な検討・評価事象としては例えば以下のものがあげられる。

a) 検査等で異常が検知された場合の評価

検査や常時監視において異常が検出された場合であっても、その時点で輸送物が必ずしも輸送関係法令基準に適合していない状況になっているものではなく、当該基準に適合している場合も想定される。このような場合は特段の措置を講じなくとも輸送の安全性は確保されることを考えると、どのような場合に、異常が検出されても輸送関係法令基準に適合していると言えるのかについて、事前に把握・評価を実施しておくことは、異常が発生した際の迅速な対応のために有効である。

b) 金属キャスクの落下、転倒、衝突時の評価

中間貯蔵施設においては設計等の対応により、金属キャスクの落下、転倒及び衝突が発生しないように対策が講じられるが、仮に金属キャスクの落下、転倒等が発生することを想定しても金属キャスク構成部材や使用済燃料被覆管に生じる外力は設計応力以下となるよう措置されることとなっている。しかしながら、これら金属キャスクの落下、転倒等の外力を具体的に評価し、落下、転倒等の場合の輸送物の輸送関係法令基準への適合性について事前に検討しておくことは、このような事態が生じた際の迅速な対応のために有効である。

c) 火災時の評価

中間貯蔵施設においては設計等の対応により火災が発生しないように対策が講じられるが、仮に金属キャスクを中間貯蔵施設に搬入するトレーラーが火災を起こすことを想定しても、施設の火災防護設計や適切な防火管理体制、トレーラーの燃料量等を考慮するとトレーラー火災が輸送物の健全性に与える影響はほとんどないと想定される。しかしながら、トレーラー火災の影響を具体的に評価し、トレーラー火災の場合の輸送物の輸送関係法令基準への適合性について事前に検討しておくことは、このような事態が生じた際の迅速な対応のために有効である。

ii) 異常の予兆の把握に関する検討

中間貯蔵期間途中での搬出時の輸送の安全性を確保するには、中間貯蔵期間中の異常の予兆について検討しておけば、異常の予兆の把握により、施設からの搬出を輸送関係法令基準に適合している状態のうちに実施し、輸送の安全性を確保することができる。

具体的には以下のような手段による予兆の把握があげられる。

a) 異常トレンド

金属キャスク表面温度や外部放射線は通常であれば増加するはずはないので、検査において異常が検出されなくともこれらの値が増加する場合等異常なトレンドが検知された場合は、輸送物本体の安全機能に即座に影響するものではないものの何らかの異常が発生する予兆と判断される。

b) 警報値の設定

原子力発電所等で通常実施していることであるが、検査の判定基準に警報基準を設けることにより、データが判定基準を逸脱する手前で異常の予兆を検出することも有効と考えられる。

c) エリアモニタ、建屋給排気温度、巡視点検

中間貯蔵施設では、エリアモニタ異常警報、建屋給排気温度異常警報装置を備え、常時監視するほか、一日1回の巡視点検を行うこととしており、これらの警報、点検により検査の異常発生の前にその予兆を検知するよう努めることも有効である。

このような異常の予兆を把握した場合は、その原因を究明し評価を行う必要があるが、その際、当該予兆の原因が金属キャスク又は収納物にあることが明らかになった場合には、事業者は輸送物の輸送法令基準適合性を確認のうえ、当該金属キャスクを施設外に搬出する等適切な措置をとる必要がある。

iii) 今後の検討課題

以上のように、中間貯蔵期間途中での搬出に伴う輸送物の輸送の安全性を確保する

ためには、異常発生に備えた対応として①異常発生時等の迅速な対応のための検討、及び②異常の予兆の把握に関する検討が有効であるが、中間貯蔵事業者は、現在、中間貯蔵施設の事業許可の審査を受けているところであり、今後、事業許可の審査やその後予定されている設計及び工事の方法の認可等の審査において金属キャスクを含む詳細設計や運用の方法を決定するとともに、中間貯蔵事業開始までに、中間貯蔵期間途中での搬出を行う場合の判断基準についても定めることとしている。

このため、詳細設計や運用の方法等が具体的に定まった後、中間貯蔵事業開始前までに、事業者及び行政庁において異常発生に備えた対応として①異常発生時等の迅速な対応のための検討、及び②異常の予兆の把握に関する検討を実施することとする。

6. まとめ

予定されている4型式の輸送物については設計により必要な対応がなされており、上記5-1（中間貯蔵施設への輸送開始前に確認すべき事項）及び5-2（中間貯蔵期間中に確認すべき事項）の確認が実施され異常がないことが確認されれば、中間貯蔵の全期間を通じて使用済燃料及び金属キャスクの健全性が確保されると判断されることから、中間貯蔵後の輸送に当たっては、発電所からの使用済燃料の通常の輸送において目視等により確認を行っている検査項目については、それぞれ目視等によらない方法でも同等の確認を行うことは可能であり（5-3-2（3））、当該方法による発送前検査を行うことにより、中間貯蔵後輸送の安全性を確保することが可能である。

しかしながら、中間貯蔵は50年程度の長期間にわたる事業であり、特に、金属キャスクを用いた使用済燃料の貯蔵に関して、これまで中間貯蔵施設において想定されるような長期の貯蔵実績が少ないこと等を考慮すると、金属キャスクに収納された使用済燃料を所有する原子炉設置者は、現状の知見に万全を期する観点から、金属キャスク及びその収納物の長期健全性について引き続き状況調査等を継続的に実施し、知見の蓄積に努める必要がある。

知見の蓄積に当たっては、使用済燃料については、今まで経験のない長期間にわたり、かつ、金属キャスクに一旦収納した後金属キャスクの蓋を開放することなく貯蔵することから、現状の知見に万全を期するため、原子力安全委員会の要望も踏まえ、以下の目的で原子力発電所内等での乾式貯蔵の状況調査を引き続き実施し、長期健全性の知見の蓄積を図ることが適当である。

- i) 使用済燃料に関してキャスク設計時に想定した劣化事象以外の劣化事象が発生していないことの確認
- ii) 使用済燃料の健全性に対する時間的な影響の把握

また、金属キャスクについては、予定されている4型式の輸送物についてはその構成部材の長期健全性について現在の知見で評価できたところであるが、新たな輸送物については、その構成部材が個々のキャスクの設計により異なるため、長期健全性の知見がないものについては、個々のキャスクごとに当該構成部材について要素試験により知見の蓄積を図ることが適当である。

これらの知見の蓄積により今後新たな知見が得られた場合は、本報告書の検討結果を必要に応じて見直す必要があることから、事業者は得られた知見について行政庁に適宜報告するものとする。

中間貯蔵期間途中での搬出については、上記5-4で見たように、海外での金属キャスク本体の唯一のトラブル事例である金属ガasketの密封性低下については予定されている4型式の輸送物については設計対応が取られており、輸送の安全性確保の対応がなされて

いる。その他の異常については中間貯蔵期間中に検出されることは実際には考えられないが、万一検出された場合は、輸送関係法令基準に適合させて搬出し、輸送の安全性を確保することとなる。

中間貯蔵期間途中での搬出に伴う輸送物の安全性を確保するためには、異常発生に備えた対応について検討しておくことが有効であることから、中間貯蔵事業開始前までに、事業者及び行政庁において①異常発生時等の迅速な対応のための検討、及び②異常の予兆の把握に関する検討を実施することとする。

輸送物技術顧問会顧問名簿

(五十音順、敬称略)

(会長)

有富 正憲 国立大学法人東京工業大学教授

(顧問)

奥野 浩 独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター
核燃料サイクル施設安全評価研究グループ研究主幹

小田野直光 独立行政法人海上技術安全研究所海洋リスク評価系長

甲斐 輝光 財団法人日本海事協会品質環境システム部主任審査員

木倉 宏成 国立大学法人東京工業大学准教授

倉上 順一 独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部長

戸澤 秀 独立行政法人海上技術安全研究所研究統括主幹 兼 構造系長

森 貴正 独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究部門研究主席

矢川 元基 国立大学法人東京大学名誉教授・東洋大学計算力学センター長

亘 真澄 財団法人電力中央研究所地球工学研究所
バックエンド研究センター上席研究員

輸送物技術顧問会

中間貯蔵ワーキンググループ委員名簿

(五十音順、敬称略)

(主査)

小田野直光 独立行政法人海上技術安全研究所海洋リスク評価系長

(委員)

木倉 宏成 国立大学法人東京工業大学准教授

常磐井守泰 財団法人電力中央研究所 研究顧問

亘 真澄 財団法人電力中央研究所地球工学研究所
バックエンド研究センター上席研究員