

AMP166 乾式貯蔵キャスク・システム(2023 年版)

プログラムの概要

この経年劣化管理プログラムは、原子炉プラント (NPP) の使用済燃料を乾式貯蔵するための金属製キャスク、キャニスター、オーバーパックのモニタリングと検査に関するガイダンスを提供する。使用済燃料乾式貯蔵に関連するコンクリート構造物は、AMP323 で管理されている。

乾式キャスク貯蔵システム (DCSS) は、換気または非換気の垂直型キャスク (オーバーパック)、または水平型貯蔵モジュール内の単一の厚肉ボルト付きキャスクまたはキャニスターで構成される使用済み燃料貯蔵技術と定義される。乾式貯蔵システムには、以下の 4 つの設計がある[1]。

- A. キャスク壁に遮蔽材を使用したボルト止め蓋の金属キャスク。ボルト止め蓋の設計では、キャスク壁にコンクリートが含まれるものもある。
- B. コンクリートまたは鋼製オーバーパック内の鋼製キャニスター (水平型設計)。
- C. コンクリートまたは鋼製オーバーパック内の鋼製キャニスター (垂直型設計)。コンクリート垂直型設計には、2 つの種類がある。
 - i. 大気に曝されるコンクリート製オーバーパック。コンクリート製オーバーパックの露出したコンクリート表面は、商業グレードのシーラントで塗装され、現在及び長期の貯蔵作業中に渡って、キャスク表面を保護する。
 - ii. 外側に鋼製の内張を備えたコンクリート製オーバーパック。
- D. コンクリート保管室。このタイプの貯蔵システムは、コンクリート保管室内に設置された全てが金属製の貯蔵所に金属キャスクを使用する。

金属キャスクとは、使用済燃料の輸送、貯蔵、最終処分に使用される巨大な容器である。金属キャスクの構造材料は、鍛造鋼、ノジュラー鋳鉄、または鋼と Pb のサンドイッチ構造である。金属キャスクには、一体型の内部バスケットまたは密閉金属キャニスターが取り付けられ、これにより構造強度が確保され、かつ未臨界を達成できる。金属製キャスクには通常、二重蓋閉鎖システムがあり、ボルト締めまたはシール溶接され、漏えい気密性を監視することができる。設計には、オーバーパック内に溶接蓋を備えた薄肉鋼製キャニスターもある。オーバーパックは、金属製、コンクリート製、あるいは金属シェルの間にコンクリートを持つ構造である。

乾式貯蔵キャスクは一般に可動構造であり、貯蔵に使用され、場合によっては使用済燃料の輸送にも使用される。構造強度と放射線遮蔽は、通常のコンクリート、場合によっては高密度コンクリートによって達成される。設計によっては、コンクリートを補強する場合もある。

使用済燃料の長期貯蔵に関連する重要な問題は、使用済燃料の健全性、それに関連する回収までの封じ込めとモニタリングに関する要件である。安全機能には、未臨界を維持しながら使用済み核燃料を閉じ込めることと、放射線遮蔽が含まれる。乾式貯蔵キャスクは、貯蔵容量の増加という観点から有利なモジュール機能を提供する。

このプログラムには、総合的な貯蔵の概念を構成する様々な DCSS 設計とシステムが含まれている。これらには、貯蔵キャニスター、金属製オーバーパック、燃料バスケット、コンクリートキャスク及び関連部品が含まれる。輸送キャスクも貯蔵キャスクとして機能する場合には含まれる。

以下は、本 AMP の範囲から除外されている。

- AMP323 で管理されるコンクリート構造物 (例:コンクリート製オーバーパック、保管室)。コンクリート製ペDESTAL、台座、建物を含む土木関連部分、使用済核燃料集合体、キャスクの積み下ろしに使用されるハンドリング及びその関連機器
- 貯蔵機能を持たない輸送キャスク

評価と技術的根拠

1. 経年劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

本プログラムは、乾式貯蔵施設の様々な設計の乾式キャスク貯蔵システムの金属製部品の経年劣化を管理するために適用される。部品には、貯蔵キャスクやキャニスターの様々な金属製サブ部品、燃料バスケットやその他の内部サブ部品、貯蔵モジュールやオーバーパックが含まれる。これらのサブ部品は、シェルター環境、屋内空気、屋外空気、地下水や土壌、ヘリウム、埋め込み環境など、乾式貯蔵システム内外のさまざまな環境に曝される。使用済み核燃料 (SNF) はまた、サブ部品を高温と放射線に曝し、熱量と放射線量はサブ部品の場所と SNF の特性に依存する。これらのサブ部品の構造材料には、鋼、ステンレス鋼、Al 合金、Ni 合金、Cu 合金、ポリマーやセメントベースの中性子遮蔽材、Pb などがある。

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

設計には、SCC の可能性を低減するために、鋼製キャニスター溶接部や溶接熱影響部に圧縮残留応力を与えるための加工手順や表面改質方法などの予防措置が含まれることもある。これには、キャニスター溶接部のショットピーニングもある。予防措置には、局部腐食や SCC に耐性のあるキャニスター閉じ込め境界材料の使用も含まれる。予防措置には、腐食を防止するための希ガスによる埋め戻しも含まれる。予防措置には、空気入口／出口ベントが塞がれていないことを確認するための継続的な検査、設計温度限度を超えていないこと及びコンクリートの熱脱水が発生していないことを確認するための温度モニタリングも含まれる[2]。

追加的な予防措置としては、腐食を含む潜在的な劣化を最小限に抑えるために重要な影響を有する、保護塗装の無傷の維持、清浄性の確保、塵埃／水の浸入の制御が挙げられる。

3. 経年劣化の検出:

キャニスター表面の目視検査は、溶接部や溶接熱影響部における局部腐食や SCC の指標となりうる腐食生成物を特定するために使用される。サイズと深さの測定が可能な目視検査機器を使用することで、表面に開いたピットのサイズと深さを測定することができる。目視検査では、ピットから発生する亀裂の存在も検出できる。著しい腐食生成物の蓄積の存在は、目視による SCC の同定を妨げることがある。SCC の特性評価には体積検査が必要である。ピットが肉厚溶接部から 25mm 以内にある場合、または仮付けが判明している領域から 25mm 以内にある場合は、ピット及びピットに隣接する領域に対する体積検査が必要である。

表面に開口している孔食や隙間腐食は、目視試験で検出できる可能性がある。ステンレス鋼製の乾式貯蔵キャニスターの表面付近は中性子やガンマ線の照射量が高いため、直接目視検査ができない場合がある。局部腐食や SCC が疑われる領域については、追加の評価が必要である。このような場合、通常、影響を受けた領域の寸法やキャニスターの厚みに対する劣

化進行の深さなど、劣化の程度が評価される。アクセス可能な領域については、劣化の種類(孔食や SCC など)と位置を判断するために、遠隔目視検査が使用されることがある。

局部腐食や SCC の程度と深刻度を判定するための検査は、通常、表面または体積検査法を用いて実施される。経年劣化の視覚的な兆候を評価するための体積検査法が利用できない場合は、通常、溶接されたステンレス鋼製キャニスターの安全上重要な機能が長期運転期間中も維持されることを確認するために、代替の評価方法、分析、緩和方法が評価される。

コンクリート部品については、フィーラーゲージ、亀裂比較器、または一般的な工学的手法で使用されるその他の適切な視覚的定量化手法を用いて、アクセス可能なすべての領域に対して、適切な頻度で目視試験が実施される。

キャニスター検査を実施するサイトでは、通常、各サイトで最低 1 つのキャニスターを検査する。通常、局部腐食または SCC の可能性が最も高いキャニスターが優先される。考慮すべき因子には、局部腐食や SCC を促進する可能性のある沈着塩の蓄積や潮解の可能性が最も高い、古くて寒冷な環境で使用されるキャニスター、サイトで使用されているシステムの種類、大気中の沈着物の潜在的発生源に対するキャニスターの位置、システム設計、運転経験などがある。局部腐食や SCC の検査を実施しない正当な理由は、通常、溶接ステンレス鋼キャニスターが使用されている使用済燃料貯蔵サイトごとにケースバイケースで提供される。許容される正当化の根拠は、使用済燃料貯蔵場所の感受性と、感受性はより高いが評価時点から 5 年以内に完了した検査で局部腐食または SCC の証拠を示さなかったと判断された少なくとも 2 つの他の使用済燃料貯蔵サイトとの比較に基づくこともありえる。その正当化は通常、利用可能な使用済燃料貯蔵施設の感受性評価と溶接ステンレス鋼キャニスターの検査結果の全範囲を考慮する。

外面の遠隔目視検査は、アクセス可能なすべての乾式貯蔵キャスクに対して実施される。内面については、選択した乾式貯蔵キャスクの入口／出口ポートを通して遠隔目視検査を実施する必要がある。これらの検査は少なくとも 5 年に 1 回実施される。中性子／ガンマ線遮蔽体としてのコンクリートの性能を監視するための放射線調査には、5 年という頻度は適切ではないかもしれない。局所領域の放射線防護要件を考慮して、検査頻度を決定すべきである。

検査頻度は通常、サイトと使用中のキャニスターの両方の局部腐食と SCC 感受性、類似の貯蔵システムキャニスターの集合的な運転経験、過去のサイト特有の検査結果 [2,9,10] に基づいて決定される。

4. 経年劣化の傾向の監視及び分析:

内張の劣化の位置と程度、キャスク本体外面の不連続性／欠陥／亀裂及び堆積物、温度上昇／熱勾配、ガンマ線量率／中性子フルエンスは、熱伝達の低下や放射線遮蔽材料の劣化を示すパラメータとして監視される。モニタリングと傾向分析方法の基準計画／手順は、以下のことを行うために使用される。

- 延長運転期間前、または申請書で承認された代替のスケジュールに準拠して、ベースラインを確立する。
- 局部腐食や SCC の発生箇所の位置や大きさ、経年劣化の影響が確認されたキャニスターの処分、キャニスターの補足検査の結果など、前回の検査で修正されなかったパラメータや影響の傾向を追跡する。

モニタリングと傾向分析には通常、シールの経年劣化やキャニスターの外観、特に溶接部や

隙間部における漏えいのモニタリングも含まれ、その後の検査で比較できるように画像やビデオで記録され、その後の検査における表面の鉄汚染の結果としての錆色のシミの大きさや数の変化も含まれる[2]。

5. 経年劣化の緩和：

緩和には、一例として、コンクリートに埋め込まれた金属部品の腐食を最小限に抑えるために使用されるカソード保護システム[3]等、経年劣化の進行を遅延させるプログラムも含まれることがある。

高品質の保護膜を使用し、清浄度を確保することは、経年劣化の影響を緩和するのに役立つ可能性がある。

6. 許容基準：

塗装を除く乾式貯蔵キャスクの主要部分については、以下の3段階の許容基準に分類することができる。

- 更なる評価なしで許容
- 見直し後の許容
- 更なる評価を必要とする許容

キャスク本体の場合、最初の2段階は、兆候が無い、または殆ど無いことを確認した後、内張の変色とポートの閉塞を評価する。第3段階は、内張の亀裂／剥離を評価し、さらに是正措置計画に含める。

溶接されたステンレス鋼コンテナ容器の場合、第1段階は兆候がない場合に該当する。局所的劣化が製造／閉鎖溶接部の近傍でないところに存在することが疑われた場合、あるいは、確認された場合は、第2階層に該当する。局所的劣化が製造／閉鎖溶接部の近傍に存在することが疑われた場合、あるいは確認された場合は、第3階層に該当する。

放射線調査と漏えい率は、プラント特有の管理文書[11-12]に準拠する必要がある。

7. 是正措置：

是正措置は通常、管理統制文書の要件[11]に準拠して実施され、評価、根本原因究明、状態の程度、再発防止措置の実施に関する規定が含まれる。

是正措置には、乾式貯蔵キャスクの健全性を確認するための、内張の亀裂や剥離への対処、保護塗装の補修が含まれる。局部腐食または SCC が確認されたキャニスターは、通常、使用継続について評価される。緩和措置はまた、溶接されたステンレス鋼キャニスターの安全上重要な機能が運転延長期間中も維持されることを保証するために使用されることもある。

8. 運転経験のフィードバックと研究開発結果のフィードバック：

本 AMP は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント特有の関連運転経験は、プラント AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経

験と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し、必要に応じてプラント AMP を修正するか、または追加の措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する) を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

キャスク本体と蓋組立品の間に使用されている金属製シールで、異種金属接触腐食が報告されている。キャスク蓋のボルトのゆるみも報告されている[13]。

IAEA は現在、使用済燃料貯蔵の経年劣化にも取り組む 2 つの調整研究プロジェクトを実施している。これらは、燃料性能に焦点を当てた T13020 “Spent Fuel Research & Assessment (SFERA)” (終了予定日は 2025 年 12 月を予定) と、貯蔵システム性能に焦点を当てた T13019 “Performance & Assessment of spent fuel Storage Systems over an Extended Duration” (終了予定日は 2026 年 12 月を予定) である。

9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[14]、IGALL Safety Report Section 4.9 では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[15]。さらなるガイダンスは、SSG61[16]の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足、GS-G3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり[17]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[18]。

以下の具体的な情報は、本 AMP に関連するものである。

定性的性能指標の例は以下の通りである。

AMP の妥当性

定義: プラントの運転経験により AMP を修正する必要があった場合 (すなわち、AMP が適切であったか、またはその目的を適切に満たしていた場合)、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: 劣化の発生、進行、許容できなくなったこと、あるいはその他の技術的な理由 (適切な ISI ではない、保全戦略/ツールの変更、モニタリング装置や頻度の変更など) のために、AMP を修正、及び/又は、改定する必要があった。その理由が、公式/定期的なレビューのみである場合、あるいは、管理上の変更を反映させるためであったりする場合は、通常、指標は 0 のままである。

AMP 活動の実績

定義: AMP で予定された活動が完了しなかった場合、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: この指標は、予防措置、緩和措置、ISI、保全、モニタリング、または是正措置が予定通り実施されなかったかどうかを検出する。

データ管理

定義: AMP で示された測定・監視などのパラメータが分析され、その分析が (おそらく不適合報告書と比較して) 有用な情報または説得力のある情報を与えなかった場合、AMP または AMR が分析される。真であれば指標は 1 であり、そうでなければ 0 である。

説明: モニタリングと傾向分析の目的の一つは、適用された AMP が適切かどうかを確認することである。モニタリングの結果、適切な情報が得られず、AMP が適切かどうかを確認するために更なる措置が通常取られる場合、モニタリングを修正する必要がある可能性があり、このことは指標によって明らかになる可能性がある。

製品グループ AMP の使用

定義: 製品群 AMP で管理されている部品の故障率。

説明: 製品群 AMP の有効性、特に類似した部品が多数管理されている場合には、部品の故障率 (故障が経年劣化の影響によるもの、または部分的に経年劣化に関連するものである場合) を指標として使用することができる。数年後、故障率の傾向から、AMP の有効性が変化しているかどうか (改善されているかどうか) を確認することができる。

経年劣化予測の正しさ

定義: 部品の経年劣化予測値と検出値の乖離。その差の絶対値と予測値の比。

説明: 肉厚、きずの数 (または密度)、きずの成長、脆化、硬度、導電率、沈下、テンドン強度など、特定の劣化メカニズムの特性パラメータの予測値と測定値の比較。この指標の評価頻度は、パラメータの測定頻度 (保全中、ISI 中など) に合わせて調整する必要がある。

定量的性能指標の例としては、以下のようなものがある:

キャスクの健全性

定義: 設計仕様に従った空間圧力の測定。

説明: この指標は、キャニスターまたはキャスクの閉鎖シールの健全性、及びその変化傾向を示す。

キャスク温度モニタリング

定義: 設計仕様に従ったキャスク温度の測定。

説明: 燃料や容器の健全性を危険にさらす可能性のあるメカニズムは温度に依存する。

キャニスターガス分析

定義: キャニスター内の雰囲気ガス分析

説明: この指標は、保管中の燃料被覆管の性能と健全性を示す。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage System Components during Very Long-Term Storage, IAEA TECDOC-1878, IAEA, Vienna (2019)
- [2] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-2214, Managing Aging Processes In Storage (MAPS) Report (2019)
- [3] ARGONNE NATIONAL LABORATORY, Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel Rev. 2, ANL-13/15 Rev. 2, ANL, Argonne, IL (2014)
- [4] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging

Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, Office of Nuclear Reactor Regulation, Washington, DC (2017).

- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks / Containers, IAEA-TECDOC-1532, IAEA, Vienna (2007).
- [6] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Primary System Corrosion Research Program: EPRI Materials Degradation Matrix, EPRI 3002013781, Revision 4, EPRI, Palo Alto, CA (2018).
- [7] TRIPATHI, BHASKER., Aging Effects on Structural Concrete and Long-term Storage of Spent Nuclear Fuel in DCSS at ISFSIs in USA, Transactions SMiRT-23, IASMiRT, (2015). (Available: https://repository.lib.ncsu.edu/bitstream/handle/1840.20/34269/SMiRT-23_Paper_185.pdf?sequence=1&isAllowed=y)
- [8] SANDIA NATIONAL LABORATORIES, Aging Management Guideline for Commercial Nuclear Power Plants – Tanks and Pools, SAND96-0343, SNL, Albuquerque, NM (1996).
- [9] PACIFIC NORTHWEST NATIONAL LABORATORY, Non-destructive Examination Guidance for Dry Storage Casks, PNNL-24412, Rev. 1, PNNL, Richland, WA (2016)
- [10] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS (ASME) Boiler and Pressure Vessel Code, Code Case N-860, "Inspection Requirements and Evaluation Standards for Spent Nuclear Fuel Storage and Transportation Containment Systems" (2020)
- [11] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Criteria for Radioactive Materials in Effluents and Direct Radiation from an ISFSI or MRS, 10 CFR § Part 72.104.
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for Safety of Radiation Sources, IAEA Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996).
- [13] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, IAEA Working Paper, U.S. Experience with Dry Cask Storage, A Regulator's Perspective, Gruss, K, USNRC, Washington, DC (2002). (Available at <https://adamswebsearch2.nrc.gov/webSearch2/main.jsp?AccessionNumber=ML021510508>)
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna. Preprint.
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programs and Documentation, Safety Report Series No. 106, IAEA, Vienna (2022)