

原子力規制庁 御中

平成25年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等
（中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料
貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動
向調査等）事業

報告書

平成26年3月

MRI株式会社三菱総合研究所

目 次

1. はじめに.....	1
1.1 調査目的.....	1
1.2 調査内容.....	1
1.3 諸外国調査の対象国についての考え方.....	3
2. 調査結果.....	5
2.1 使用済燃料貯蔵施設に係る SCC の規制及び技術動向調査.....	5
2.1.1 概要.....	5
2.1.2 米国.....	8
2.1.3 カナダ.....	51
2.1.4 スペイン.....	57
2.1.5 イギリス.....	65
2.1.6 韓国.....	70
2.1.7 台湾.....	76
2.1.8 SCCに係る最新知見の国内動向調査.....	84
2.2 SCCに係る最新知見の国内外の動向調査等.....	101
2.2.1 大気環境の特性把握.....	102
2.2.2 表面環境の特性.....	105
2.2.3 き裂発生 of 特性把握.....	111
2.2.4 き裂進展 of 特性把握.....	111
2.2.5 検査・保守.....	112
2.3 有識者等の意見聴取.....	114
2.3.1 事業者へのヒアリング.....	114
2.3.2 委員会の開催.....	117
2.3.3 有識者との意見交換.....	120
2.3.4 有識者等の意見聴取のまとめ.....	122
2.4 わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言 ...	123
2.4.1 わが国の自然環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点についての技術的提言.....	123
2.4.2 技術報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての提言.....	125
2.4.3 わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言のまとめ.....	133
3. まとめと今後の課題.....	134
3.1 まとめ.....	134
3.2 今後の課題.....	134
参考文献.....	136
付録.....	付-1

略語集

AEA	Atomic Energy Act
AEC	Atomic Energy Committee
AECL	Atomic Energy of Canada Limited
AGR	Advanced Gas-cooled Reactor
ALARA	As Low as Reasonably Achievable
ASCC	Atmospheric Stress Corrosion Cracking
ASME	American Society of Mechanical Engineers
ATC	Almacén Temporal Centralizado
BWR	Boiling Water Reactor
CFR	Code of Federal Regulations
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
CNWRA	Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses
CoC	Certificate of Compliance
CRL	Chalk River Laboratories (AECL)
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
DOE	U.S. Department of Energy
DRH	Deliquescence Relative Humidity
DSC	Dry Storage Container
EDF	Electricité de France
EDS	Electron Dispersive Spectroscopy
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos
EPRI	Electric Power Research Institute
EST	Extended Storage and Transportation
FSAR	Final Safety Analysis Report
FTIR	Fourier Transform Infrared Spectroscopy
GCR	Gas Cooled Reactor
HSE	Health and Safety Executive (UK)
HWR	Heavy Water Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency
ILW	Intermediate Level Waste
ISFSI	Independent Spent Fuel Storage Installation
ISG	Interim Staff Guidance
JSME	Japan Society of Mechanical Engineers
LILW	Low and Intermediate Level Waste
LSP	Laser Shot Peening
LPB	Low Plasticity Burnishing
KHNP	Korea Hydro and Nuclear Power
KRMC	Korea Radioactive Waste Management Corporation
MCA	Multiple Crevice Assembly
MIC	Microbiologically Influenced Corrosion

MITYC	Ministry of Industry, Energy and Tourism
MKE	Ministry of Knowledge Economy
MPC	Multi-Purpose Container
MtU	Metric tons of Uranium
NCCA	Nuclear Safety and Control Act (Canada)
NDA	Nuclear Decommissioning Authority (UK)
NEI	Nuclear Energy Institute (USA)
NGS	Nuclear Generating Station
NNSA	National Nuclear Security Administration
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission
NSSC	Nuclear Safety and Security Commission
NWMO	Nuclear Waste Management Organization (Canada)
NWTRB	Nuclear Waste Technical Review Board (USA)
ONR	Office for Nuclear Regulation (UK)
OPG	Ontario Power Generation (Canada)
PWR	Pressurized Water Reactor
R&D	Research and Development
RH	Relative Humidity
RS	Raman Spectroscopy
RWMA	Radioactive Waste Management Act
RWMF	Radioactive Waste Management Fund
SCC	Stress Corrosion Cracking
SEM	Scanning Electron Microscopy
SNF	Spent Nuclear Fuel
SNL	Sandia National Laboratories
SSP	Safety Security Program
UT	Ultrasonic Inspection
WMA	Waste Management Area
WMF	Waste Management Facility
ZSP	Zirconia Shot Peening

1. はじめに

1.1 調査目的

使用済燃料の中間貯蔵の方法として、コンクリートキャスク方式を用いた使用済燃料貯蔵施設が国外において導入されており、わが国でも、産業界において、その導入が検討されているところである。

原子力規制委員会では、国内で実績のある金属製の乾式キャスクを用いた使用済燃料貯蔵に限定した規制基準を平成 25 年 12 月に施行することとしているが、今後、コンクリートキャスク方式による使用済燃料貯蔵が導入される際には、そのための規制基準を新たに制定し、規制を行う必要がある。

また、コンクリートキャスク方式は、ステンレス製のキャニスタに使用済燃料を貯蔵し、当該キャニスタをコンクリート製のキャスクに収納するものであるが、近年貯蔵期間におけるキャニスタの応力腐食割れ（以下 SCC という。）発生の可能性について問題となっている。

このために、既に運用実績を有する諸外国及び導入を検討している諸外国における SCC に係る知見を収集するとともに、キャニスタで想定されうる金属の SCC に係る最新知見をとりまとめ、わが国の環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点について技術的知見を取りまとめることを目的とする。

1.2 調査内容

これまで、本事業では、継続的に「リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵施設等長期健全性等試験）」を実施してきたところであり、その成果を報告書として取りまとめ、国立国会図書館等において公表している（参考参照）。このため、本事業の実施に際し、まずは当該報告書を精読し、その内容を十分に把握しておくことを要した。

上記のことを前提に、本事業においては、下記（１）～（５）の事業を行うものとし、適宜、各実施項目の進捗について原子力規制庁殿に報告するものとした。

（１）使用済燃料貯蔵施設に係る SCC の動向調査

現地調査等（北米、ヨーロッパ及びアジアのうち 6 カ国程度、各国 3 日程度の内容のもの）を行い、コンクリートキャスク方式を導入あるいは導入を検討している諸外国におけるキャニスタの SCC に関する既往の知見・研究成果等の調査・整理を行った。特に、SCC の発生・進展に影響する因子、それぞれの影響因子が SCC の発生・進展に与える影響の程度及び SCC 対策に関する知見を調査・整理するものとした。現地調査の具体的な方法については、米国に拠点を置き、英国、フランス、スイスにも事務所を持つ INTERA 社に委託した。

また、上記で調査・整理した結果を基に、国内における研究成果等の調査を行い、国内

環境下で発生が予想される SCC に関する影響因子に関する知見について整理を行った。

なお、諸外国の動向調査については、これまで原子力規制庁殿が実施した調査結果を踏まえ、未調査の部分（例えば、SCC に影響する因子（温度、湿度又は塩分等）、それぞれの影響因子が SCC に与える影響のメカニズムに関する知見、影響因子の相互作用等）について行うこととした。

（２）使用済燃料貯蔵施設に係る SCC の規制動向調査

現地調査等により、コンクリートキャスクを導入している諸外国における規制関連文書について調査を行い、諸外国における SCC の規制上の扱い、経年劣化に対する要求事項等を調査・整理した。また導入を検討している国に対しては、評価における SCC に対する検討状況について調査を行い、コンクリートキャスクの規制動向について調査を行った。諸外国の動向調査については、これまで原子力規制庁殿が実施した調査結果を踏まえ、未調査の部分（米国、カナダ、スペイン、英国、韓国及び台湾の最新の規制動向）について行うこととした。現地調査の具体的な方法については、米国に拠点を置き、英国、フランス、スイスにも事務所を持つ INTERA 社に委託した。

（３）SCC に係る最新知見の国内外の動向調査等に基づく提言

上記（１）、（２）で得られた知見を踏まえて、これまで原子力規制庁殿が蓄積した SCC に対する知見について、今後拡充すべき知見等について提言を行った。

（４）わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言

上記（１）～（３）の成果に基づき、コンクリートキャスク方式に対し、わが国の自然環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点について技術的提言を取りまとめた。また、旧原子力安全・保安院で定めた「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）に係る技術要件について（平成 18 年 4 月 10 日付け 平成 18・02・17 原院第 7 号）」に対して改訂や追加を検討すべき項目について提言を行った。

（５）有識者等の意見聴取

事業の実施に当たっては、有識者からなる実施委員会（5 人程度で 2 回実施）を設置し、意見を聴取した。また、SCC に関する最新の動向を把握するため、事業者等の聴取（2 回程度）を行うとともに、その結果について、有識者と意見交換（1 人で 2 回程度）を行った。

【参考】過去 5 年の本事業に関連する主な事業

<原子力規制委員会原子力規制庁の委託事業>

①平成 24 年度

平成 24 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験）

＜旧原子力安全・保安院の委託事業＞

①平成 23 年度

平成 23 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験）

②平成 22 年度

平成 22 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験）

③平成 21 年度

平成 21 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験）

④平成 20 年度

平成 20 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵設備長期健全性等調査）

なお、本調査の実施期間は、平成 25 年 12 月中旬～平成 26 年 3 月である。

1.3 諸外国調査の対象国についての考え方

諸外国のコンクリートキャスクの動向調査を行うにあたって、以下の考え方により、対象国を選定した。

国際原子力機関（IAEA）発行の Selection of Away-From-Reactor Facilities for Spent Fuel Storage(IAEA-TECDOC-1558)p.107-110 に基づくと、2004 年末時点において、コンクリートキャスク又はコンクリートサイロを実施あるいは計画している国として、以下が挙げられている。

- ・ アルゼンチン : コンクリートサイロ
- ・ カナダ : コンクリートサイロ
- ・ インド : コンクリートキャスク
- ・ 韓国 : コンクリートサイロ
- ・ リトアニア : コンクリートキャスク
- ・ ウクライナ : コンクリートキャスク
- ・ 米国 : コンクリートキャスク

また、旧独立行政法人原子力安全基盤機構は「平成 22 年度中間貯蔵施設に係る最新動向調査に関する報告書」において、諸外国の中間貯蔵施設の一覧表を作成しており、その中

で、コンクリートキャスクを計画あるいは供用を開始している国及び関連情報として、以下を挙げている。

- ・ アルゼンチン : コンクリートサイロ、1993 年供用開始
- ・ カナダ : コンクリートサイロ、1984～1990 年供用開始
- ・ 韓国 : コンクリートサイロ、1991 年供用開始
- ・ ルーマニア : コンクリートサイロ、2003 年供用開始
- ・ スペイン : コンクリートキャスク、計画中
- ・ 台湾 : コンクリートキャスク、建設中
- ・ ウクライナ : コンクリートキャスク、2005 年供用開始
- ・ イギリス : コンクリートキャスク、計画中
- ・ 米国 : 多数供用

上記の情報ならびに事前の調査に基づき、以下の理由により、対象国を選定した。コンクリートサイロではなく、コンクリートキャスクを扱う国を優先としたこと。コンクリートキャスクを計画、供用している国の中で、旧ソ連のウクライナ、リトアニアについては、短期間の調査期間を考慮すると、訪問許可を得るための手続きの手間や政治的治安の観点から訪問調査は困難であると想定されたこと。インドについては、許認可制度については原子力プラントの輸入の歴史経緯等を踏まえると適切ではないと考えたこと。コンクリートサイロを供用している国において、ルーマニアは東ヨーロッパであり、情報の入手のしやすさの観点から困難であることが想定されたこと。アルゼンチンについては、サイロの歴史の中でルーマニアに次いで歴史が浅いため、優先順位が低いと判断したこと。以上の観点から総合的に勘案して、調査対象国として、以下を選定した。

- ・ 米国
- ・ カナダ
- ・ スペイン
- ・ イギリス
- ・ 韓国
- ・ 台湾

2. 調査結果

2.1 使用済燃料貯蔵施設に係る SCC の規制及び技術動向調査

2.1.1 概要

本節では、使用済燃料 (SNF) 用の中間貯蔵施設におけるステンレス製キャニスタの「大気環境側からの応力腐食割れ」(atmospheric stress corrosion cracking – ASCC : 大気 SCC) の挙動に関連する技術的及び規制上の諸問題についての、米国、カナダ、スペイン、イギリス、韓国、台湾及び日本における種々の考え方を取りまとめた。そうした考え方は、実際の工学的経験と研究開発についての調査を基に得られたものである。調査の対象とした技術的問題点は、1) 乾式キャスク貯蔵システムにおけるキャニスタ表面の、局所的なマイクロ化学環境の特性、及び 2) このような環境条件下での大気 SCC の発生と進展を左右する要因に関するものである。日本以外の国における現在の規制の枠組みについても、ステンレス鋼の大気 SCC 挙動に起因する貯蔵システムの経年劣化の防止・緩和に対して規制がどのように対処しているかに焦点を当てて調査した。これらの調査結果は、公開文献や未公開の報告書、及び現地調査による技術・規制専門家へのヒアリング等の情報源に基づいたものである。

以下に、各国の調査結果概要を示す。

米国では、これまで既に中間乾式貯蔵システムの種々の設計について認可されており、米国内の約 50 ヶ所で稼働中である。こうした独立使用済燃料貯蔵施設 (ISFSI) は、全米における原子炉サイト並びにその他の原子力サイトの双方に設置されており、また沿岸部及び内陸部の両方で見ることができる。規制当局 (NRC : 米国原子力規制委員会)、産業界 (原子力エネルギー協会 (NEI) 及び電力研究所 (EPRI) を通じた活動)、及び米国エネルギー省 (DOE) は、この分野において積極的な研究開発計画を有している。米国における計画は、乾式貯蔵システムにおいて、SCC が発生する可能性のある環境特性に係わる諸条件についての基礎的研究開発、及び稼働中 ISFSI からのサンプル採取という点で、依然としてデータ収集の段階にある。NRC は、乾式貯蔵キャスクの SCC に関する特定の規則を有していないが、連邦規則集第 10 章 72 項 (10CFR72) におけるいくつかの項目が、一般的に使用済燃料貯蔵システムに適用される。

カナダは、使用済燃料の中間乾式貯蔵について相当に進んだ計画を有している。湿式貯蔵の時代を経て、燃料は、いくつかの CANDU 型原子炉サイトで稼働中の、異なる設計に基づく乾式貯蔵施設のいずれかに移転されている。こうした設計のひとつである MACSTOR は、大気を吸入する受動的空気冷却に基づいたものであるが、空気がステンレス鋼製使用済燃料バスケットに触れることはない。乾式貯蔵されているカナダの使用済燃料の大部分は、OPG 社設計の乾式貯蔵コンテナ (DSC) に収納されているが、これは炭素

鋼で内張りされた大規模な強化コンクリート構造物で、屋内に設置されている。カナダにおける中間乾式貯蔵に限定した腐食問題については特段の情報は見当たらない。カナダの規制当局であるカナダ原子力安全委員会（CNSC）は、乾式貯蔵システム内のステンレス鋼製機器の SCC 制御に関し、特定の規制は有していない。

スペインにおいては、使用済燃料のための乾式キャスク貯蔵施設が Trillo 及び José Cabrera 原子力発電所（NPP）において現在既に使用されており、3 番目の貯蔵施設が Ascó NPP において建設中である。しかしながら、スペインは個々の NPP サイトに貯蔵施設を設けるという考え方から次第に離れ、スペイン中央部の Villar de Cañas の町の近郊に集中的貯蔵施設を建設するという方向に進んでいる。キャスク型乾式貯蔵よりもむしろ、ボルト型貯蔵に基づく汎用設計が規制当局（Consejo de Seguridad Nuclear）により承認されている。この設計には、使用済燃料からの熱を拡散させるための受動的空気循環システムが含まれる。ただし、空気がステンレス鋼製キャニスタに直接に触れることはない。スペインにおける中間乾式貯蔵に限定した SCC 問題については特段の情報は見当たらない。集中的貯蔵施設内におけるキャニスタ表面の状態は、キャニスタが換気空気と接触することがなく、またサイトは穏やかな気候の非海洋環境の中にあることから、SCC が進行することは予期されていない。

イギリスにおける使用済燃料の管理についてのこれまでの取組方法は、原子炉サイトにおいて一定期間湿式貯蔵した後に再処理する、というものであった。2012 年 9 月にイギリス東部の Suffolk 沿岸地区評議会は、Sizwell B 原子炉サイトに PWR 燃料 24 本が装荷できる Holtec 多目的キャニスタを使う中間乾式貯蔵施設を導入するという計画を承認し、2013 年 1 月から建設が開始されている。約 2 年後の 2015 年から貯蔵開始となる見込みである。乾式貯蔵システムに限定した SCC を研究する計画はまだないようであるが、イギリスにおけるステンレス鋼製中レベル廃棄物容器の大気腐食（SCC と局部腐食の両方）に関する研究開発計画は相当に進んでおり、その多くは乾式貯蔵キャスクの SCC にも関係したものである。イギリスの原子力規制当局は、ステンレス製乾式貯蔵容器の SCC に関し、特定の規則を有していない。

韓国における月城（Wolsong）原子力発電所には、使用済燃料用の乾式貯蔵施設が併設されている。この施設には、300 基のコンクリートサイロと 7 基の MACSTOR 貯蔵モジュールが含まれる。韓国では、2024 年頃までに、恐らくは米国における ISFSI の概念に基づく新規貯蔵施設が建設される可能性がある。韓国における既存及び新規原子力発電所は全て沿岸部に設置されており、また乾式貯蔵施設は原子炉サイトに建設されるであろうことから、SCC はかねてより主要な技術的問題とされてきた。ただし、この問題に関連した特定の研究開発プロジェクトは現在のところ実施されていない。韓国の中間乾式貯蔵に限定

した腐食問題について特段の情報は見当たらない。

台湾では、原子力発電所における使用済燃料プールの容量逼迫のため、乾式キャスク貯蔵プログラムが進められている。大きく2つのプログラム（Chinshan 乾式貯蔵プログラム及び Kuosheng 乾式貯蔵プログラム）が進められており、2010年に Chinshan 乾式貯蔵プログラムにおける25のキャニスタと輸送キャスクの製造が完了した。SCCに関連する研究開発動向としては、INER（核能研究所、Institute of Nuclear Energy Research）が塩水噴霧条件下で行った、SS304 試料の劣化メカニズムに対する研究があるが、規制要件として乾式貯蔵キャスクにおける SCC に対する情報は見つかっていない。

一方日本では、キャニスタの SCC 評価手法の開発や、SUS304L 等を使用したキャニスタについて、モックアップ試験やばく露試験等に基づく豊富な知見が蓄積されている。SCC 発生防止基準及びき裂進展管理基準による密封機能評価シナリオが構築され、設計貯蔵期間（60年）に対してキャニスタが成立する環境条件や溶接残留応力低減による SCC 抑制技術が提案されている。

2.1.2 米国

(1) 序論

様々な組織が米国での使用済燃料の中間貯蔵に関わっている(図 2.1.2-1)。政府側では、エネルギー省(DOE)が独立使用済燃料貯蔵施設(ISFSI)の許認可取得者で、国立研究所(ANL、INL、LANL、LLNL、ORNL、PNNL、SNL、SRNL等)及びその他の組織における研究資金を提供する。放射性廃棄物技術審査委員会(Nuclear Waste Technical Review Board: NWTRB)は、DOEのプログラムに関して独立の科学的及び技術的審査を行い、米国議会とエネルギー省長官に報告を行う。規制機関である原子力規制委員会(NRC)は5名の委員とそれを支えるスタッフで構成され、原子力施設に適用される政策及び規定の策定に責任を有する。放射性廃棄物に関係する問題については、サウスウェスト研究所に属する研究開発機関の原子力廃棄物規制分析センター(CNWRA)と共同で対応する。

産業界について言えば、個々の事業者はISFSIの許認可取得者及び運用事業者であり、電力研究所(EPRI)が計画、実施する研究の費用を共同で出資している。原子力エネルギー協会(NEI)は、政策決定と業界代表としての関与を行う業界組織である。

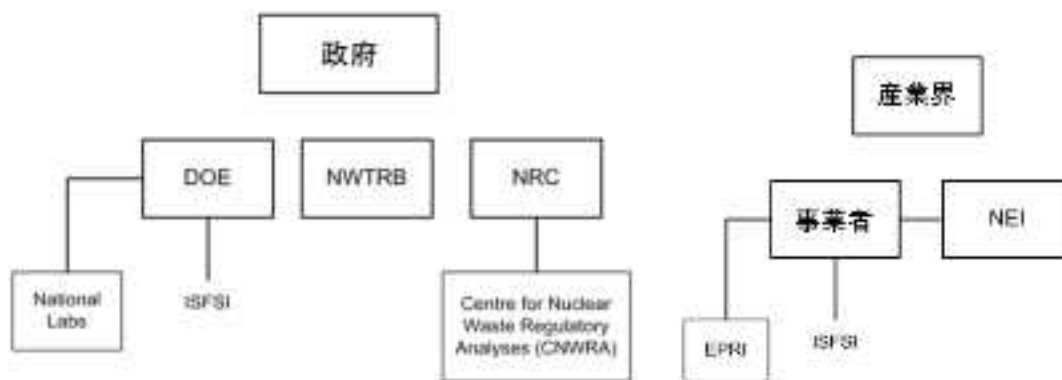


図 2.1.2-1 米国における使用済燃料の乾式キャスク貯蔵に関する様々な組織

使用済燃料貯蔵の現状については、毎年 NRC Information Digest, NUREG-1350 (最新版は 2013-2014, Volume 25)で報告されている。ISFSI サイトは 34 州で認可を受け、申請時に ISFSI の安全性について NRC の技術評価を経て発行されるサイト固有認可 15 ヶ所 (GE 社運用の湿式貯蔵施設と 2 つの DOE 施設を含む) と、NRC が承認したキャスクを用いる一般認可 54 ヶ所に増加している。貯蔵方式では、キャスク単位で設備更新が可能で解体撤去がしやすく、経済的なコンクリートキャスクが最も多く、2 番目に多い横型サイロ方式と合わせて全体の 8 割以上 (キャスク数で 1,400 個以上) を占めている。この 2 種類に代表される貯蔵方式をコンクリート長蔵方式と呼ぶ。認可済、申請・計画中を合わせると原子力発電所の半数以上に ISFSI が設置されることになるが、1986 年 7 月に Surry サイトで最初の認可発行以来、放射性物質漏えい事故はなく安全に貯蔵が行われている。

最近では、使用済燃料の最終直接処分方針が不明確になったため、燃料プールから取り出し後、現状は最長で 80 年（初期認可 40 年＋認可更新 40 年）の貯蔵期間を、120 年以上、分析や解析による実力評価期間は 300 年という超長期貯蔵の可能性の検討を行っている。

図 2.1.2-2 に、2013 年 7 月現在の米国内における ISFSI の地理的な位置を、図 2.1.2-3(a) に、これらの州別一覧とコンクリートモジュール方式の内訳を示す。また、図 2.1.2-3(b) に、2012 年までの ISFSI サイト数の急増傾向を示す。

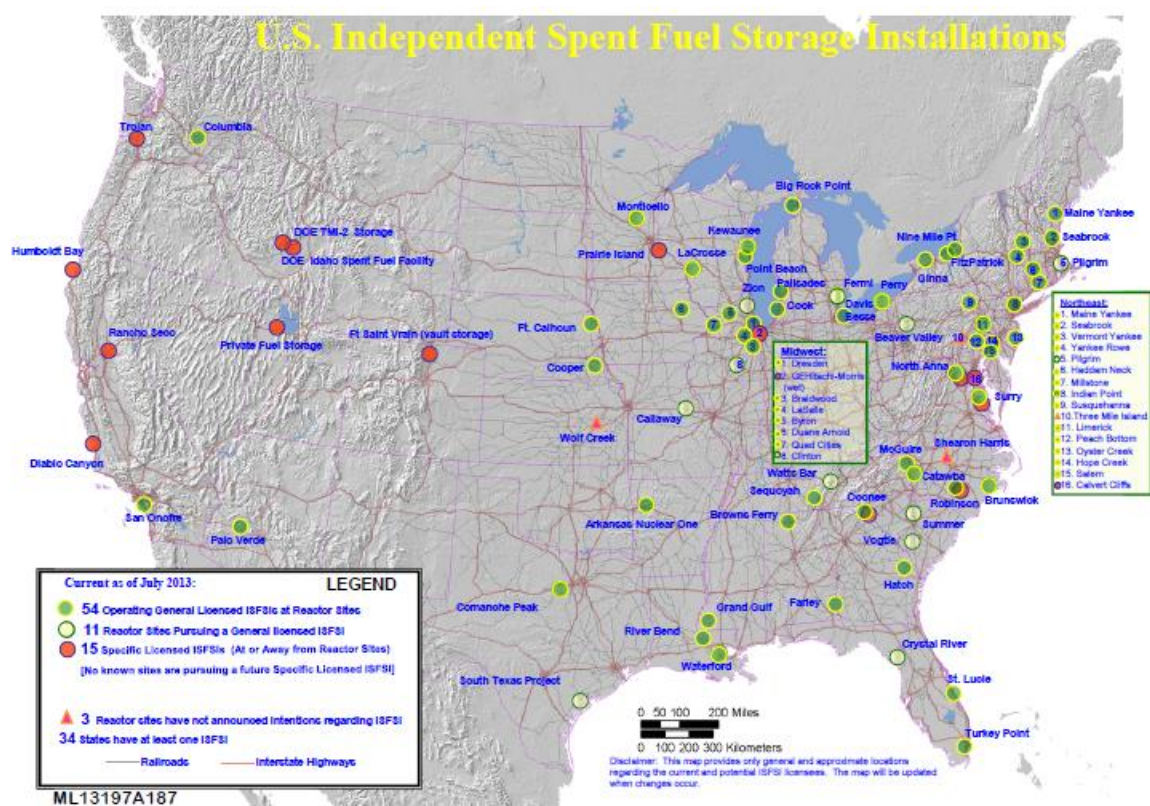
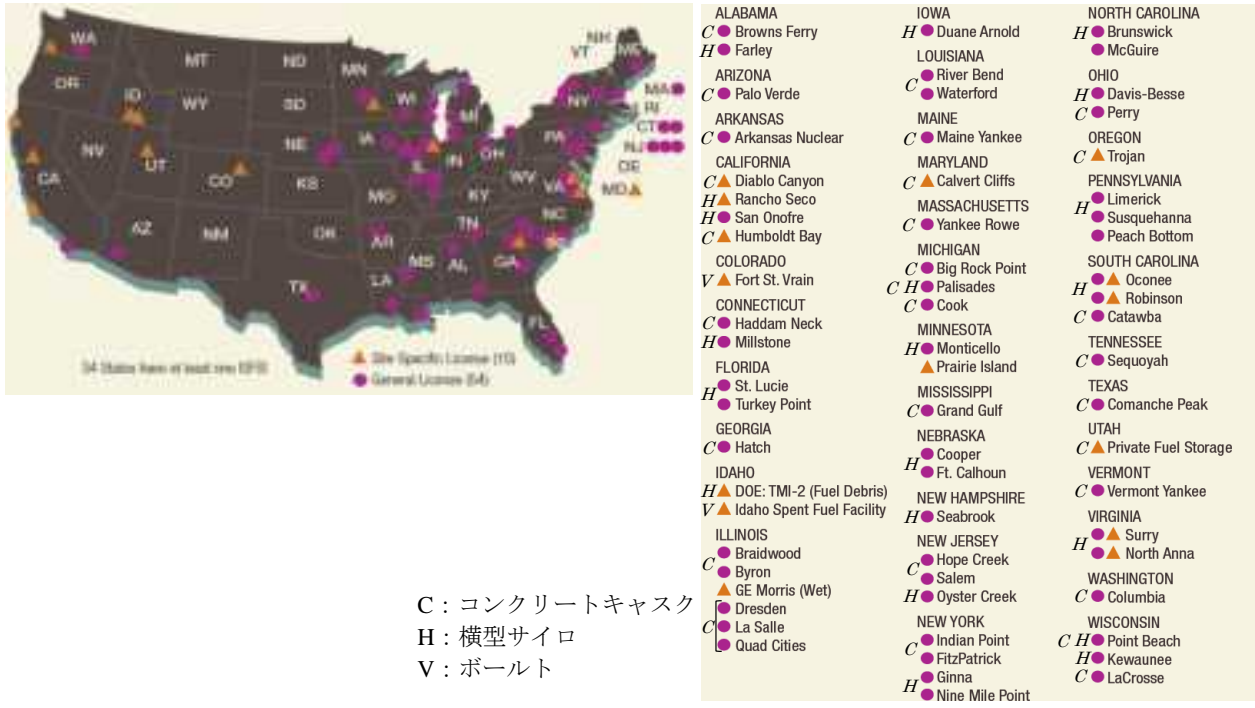


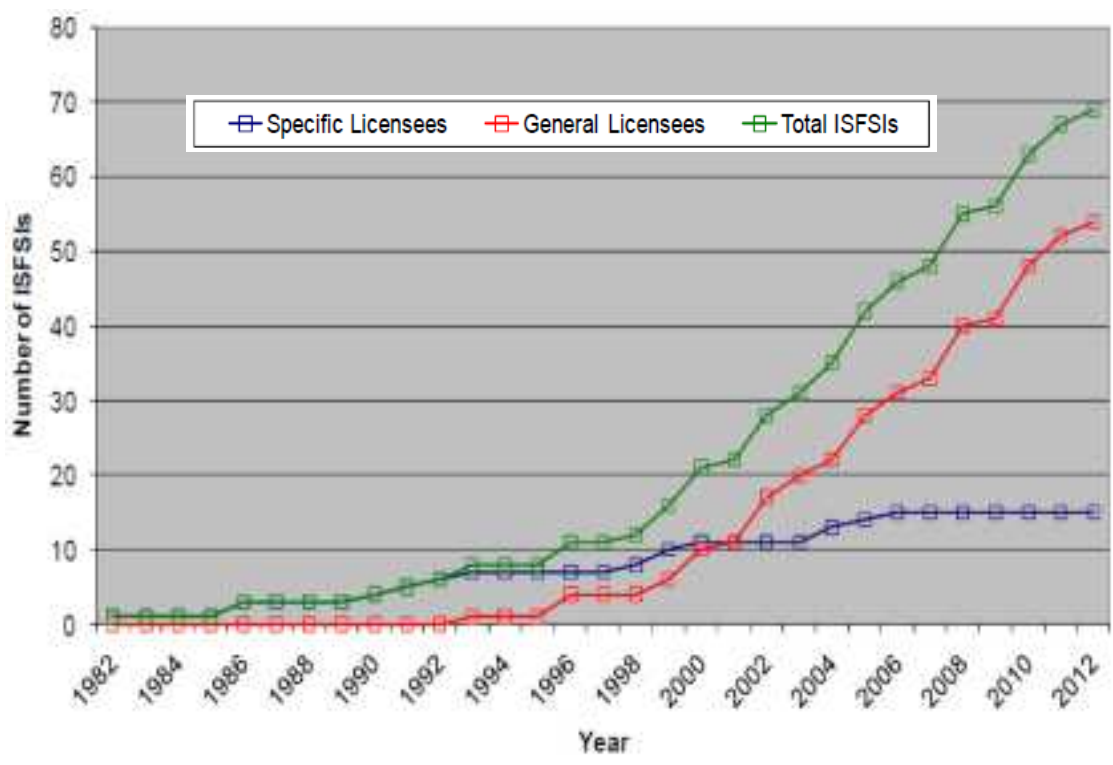
図 2.1.2-2 2013 年 7 月現在の ISFSI の地理的位置

NRC-HP ML13197A187



(a) ISFSI の州・発電所別一覧とコンクリートモジュールによる乾式貯蔵方式

NUREG-1350 : 2013-2014 , Volume 25



(b) ISFSI サイト数の推移

NRC Division of Spent Fuel Storage and Transportation, Dry Cask Storage of Nuclear Spent Fuel(2012)

図 2.1.2-3 米国 ISFSI の状況

(2) 規制動向調査

1) 使用済燃料の貯蔵に関する規制

米国では、使用済燃料の貯蔵に関して、プラントの運転終了後も環境に悪影響を与えることがないとのNRCの全般的な判断を示す「廃棄物保証」に関する規則(10CFR Part51.23)が定められている。この廃棄物保証規則は2010年9月に改定が承認され、安全に貯蔵できる期間はプラントの運転認可の終了後“少なくとも30年間”から“少なくとも60年間”に変更された。NRC規則では、プラントの当初の運転認可期間である40年に加えて20年の運転延長が認められているため、貯蔵期間は最大で120年間となる。

これらの認可期間はPart72.42(a)に基づき、当初の20年に加え20年の延長が可能であったが、2011年5月17日に発効した規則により、当初の40年間の認可期間に加えて40年の延長が可能となった。

2) 乾式貯蔵の長期化に関するNRCのプログラム

ユッカマウンテン計画の中止に伴い乾式貯蔵が長期的に継続されることになるとの見通しから、NRCは2010年2月、長期的な貯蔵を認可する上で必要となる規制枠組みの技術的根拠や、規制の変更の可能性を評価するようスタッフに指示し、さらに9月に廃棄物保証規則を承認した際には、120年を超え200～300年間のサイト内外での貯蔵に向けて、廃棄物保証規則等を更新するための計画を策定するよう指示した。

これを受けてNRCの使用済燃料貯蔵・輸送室のスタッフは、図2.1.2-4に示すように技術的な評価活動にあたる安全・セキュリティ・プロジェクト(SSP)と、長期的な廃棄物保証更新(WCU)プロジェクトを統合した長期貯蔵・輸送(EST)規制プログラムの実施計画を2011年2月に提出した。SSPは、貯蔵と輸送のための規制枠組みが適切な技術的根拠を有していることを確認するために技術情報を評価する取組みであり、WCUは120年を超える長期貯蔵により起こりうる環境影響に取り組むものである。NRCは、SSPによる技術的な評価活動を2018年までに、WCUに関する環境影響ステートメント(EIS)のプロセスを2019年までに完了する予定である。

なお、DOEは2013年1月に、使用済燃料の管理政策を検討したブルーリボン委員会の報告書に対応して、使用済燃料と高レベル放射性廃棄物の管理・処分戦略を公表した。そこでは、廃炉になったサイトの乾式貯蔵施設からの燃料受入れを想定した実験的な中間貯蔵施設の2021年までの建設、より大型の統合された中間貯蔵施設の2025年までの建設、最終処分場の2048年までの運開という目標を掲げている。



NRC,Annual Report Activities Related to Extended Storage and Transportaion and Lond-Term Waste Confidence Update,SECY-12-0078,May31 ,2012

図 2.1.2-4 NRC の長期貯蔵・輸送 (EST) 規制プログラムの構成

3) 連邦規則

NRC は、規制要件、許認可、安全監視（検査を含む）実績評価、執行、運転経験評価、及び規制支援活動の組み合わせによって使用済燃料を規制している。

ISFSI における使用済燃料の貯蔵は、連邦規制のタイトル 10「エネルギー」（NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations）の以下のパートで扱われている。

- パート 20- 放射線防護基準（10 CFR パート 20）
- パート 50- 生産・利用施設の国内許認可（10 CFR パート 50）
- パート 51- 国内許認可及び関係する規制機能の環境保護規定（10 CFR パート 51）
- パート 72- 使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、及び原子炉に関するクラス C を超える廃棄物の独立貯蔵許認可要件（10 CFR パート 72）
- パート 73- 原子力発電所と物質の物理的防護（10 CFR パート 73）

特に ISFSI の設計と許認可に関係するパートは、10 CFR パート 72 である。この規定は、同施設の設計と許認可の全体的な枠組を定めるものであるが、ステンレス機器の SCC に関する具体的な要件は定めていない。10 CFR パート 72 の一般的なステンレス機器の SCC に関するセクションには以下が含まれる（2013 年 7 月更新の NRC HP より）。

- セクション 72.24 申請の内容: 技術情報。本セクションは、安全評価、建設資材の考慮、安全裕度を含め、最終安全解析報告書 (FSAR) の中で求められる内容を定めている。
- セクション 72.70 安全解析報告書の更新。本セクションは、FSAR の定期的な更新に関する要件について記述している。
- セクション 72.75 個別的な事象及び状況の報告要件。本セクションは、様々なタイプの事象又は出来事の報告要件と、対応するスケジュールについて記述する。緊急性のない事象には、密封システムに影響する SCC などのプロセスが含まれる (例えば密封溶接の SCC)。
- セクション 72.90 一般的考慮事項。サイト特性の調査要件を含む。これには、大気浮遊物質がステンレス機器を汚染する可能性も含まれる。
- セクション 72.92 設計基準外部自然事象。セクション 72.90 に類似の要件。
- セクション 72.120 一般的 (設計) 考慮事項。本セクションは、特に「貯蔵システム機器間に重大な化学反応、電解腐食、又はその他の反応が起こらないような形で」ISFSI を設計しなければならない旨の規定である。
- セクション 72.122 全体的な (設計) 要件。考慮すべき要素には、「通常の運用に伴うサイトの特徴と環境条件」があり、これには恐らく浮遊物質による汚染の可能性と周囲相対湿度の局所的な変化が含まれる。本セクションはまた、施設を監視し、定期的に検査する要件を定めている。
- セクション 72.128 使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、及びその他の放射性廃棄物ならびにその取り扱い基準。本セクションでは、求められる「安全にとって重要な機器を試験、モニタリングする能力」と信頼できる熱除去システムの必要性に言及している。

- セクション 72.214 承認済使用済燃料貯蔵キャスクのリスト。このリストには、米国の様々な承認済乾式貯蔵キャスクの適合証明書 (Certificates of Compliance : CoC) の詳細が示されている。
- セクション 72.230 使用済燃料貯蔵キャスク提出文書の手順。最長 40 年間の運用期間案を定めている。
- セクション 72.236 使用済燃料貯蔵キャスクの承認と製造に関する個別要件。個別的设计要件には、密封システムの冗長的な密封の必要性 (例えば、ステンレス容器の密閉溶接と追加シール)、適切な熱除去能力の提供、及びき裂、ピンホール、又はその他密封容器に有害な欠陥の不存在に関する検査の必要性が含まれる。後者については、供用期間中に追加的な検査が必要とされるかどうかは定められてない。
- セクション 72.238 NRC 適合証明書の発行。最長証明期間は 40 年間である。
- セクション 72.240 使用済燃料貯蔵キャスク更新条件。閉じ込めシステムの継続的な安全機能を実証するための「時間的制限のある経年解析」(例えば、腐食及び SCC の程度についての解析) の必要性を含め、特定の条件が満たされることを条件として、適合証明書は最長 40 年間更新できる。
- セクション 72.242 記録作成と報告。欠陥又は機器故障はその発見後 30 日以内に規制機関に、故障形態、メカニズム、及び影響についての記述と併せて報告しなければならない。
- セクション 72.248 安全解析報告書の更新。FSAR は定期的に更新すべきであるが、更新間隔は定められていない。更新済 FSAR には、例えば SCC の発生確率など、当初の FSAR 以降変化した状況を示すべきである。

使用済燃料貯蔵施設と乾式貯蔵キャスクは、適合証明書 (CoC) を必要とする。2012 年 3 月 29 日現在で、NRC は一般使用を目的とする 21 種類の乾式使用済燃料貯蔵設計を承認している (表 2.1.2-1)。2014 年 2 月 3 日現在、さらに 4 種類の設計 (HI-STORM FW AR2 (Holtec 社)、HI-STORM (Holtec 社)、MAGNASTOR (NAC International 社) 及び VSC 24

(Energy Solutions 社)) について現在承認又は更新手続が行われており、規則策定は 2014 年 10 月から 2015 年 1 月まで予定されている。

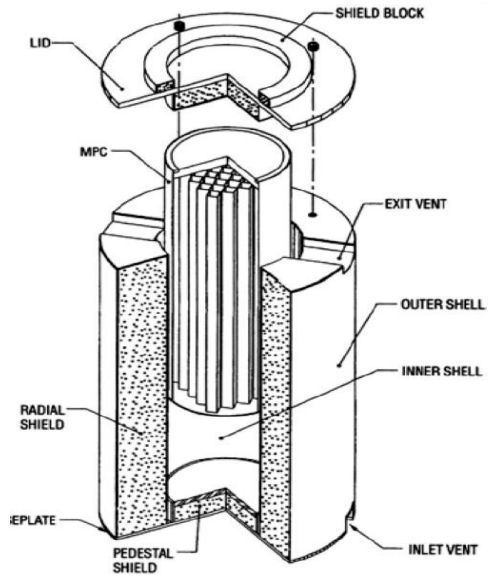
これらのコンクリートキャスク例を図 2.1.2-5 に示す。

表 2.1.2-1 NRC が一般認可した乾式貯蔵キャスク設計のまとめ

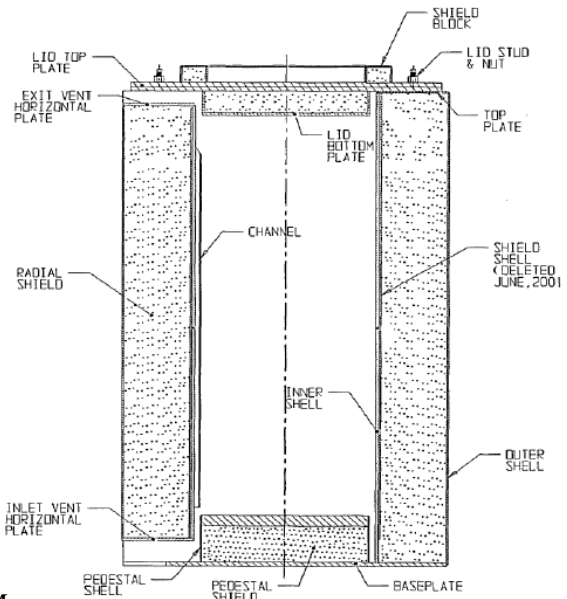
貯蔵方式	製造業者	貯蔵設計モデル	CoC の発行日	数
コンクリート キャスク	BNG Fuel Solutions Corp.	VSC-24	1993/05/07	58
		FuelSolutions	2001/02/15	8
	NAC International, Inc.	NAC-MPC	2000/04/10	59
		NAC-UMS	2000/11/20	210
		MAGNASTOR	2009/02/04	8
Holtec International	HI-STORM 100	2000/06/01/	343	
横型サイロ	Transnuclear, Inc.	NUHOMS-24P NUHOMS-52B NUHOMS-61BT NUHOMS-32PT NUHOMS-24PHB NUHOMS-24PTH	1995/01/23	603
		Advanced NUHOMS-24PT1	2003/02/05	18
		NUHOMS-HD	2007/01/10	15
合 計				1322
金属キャスク	General Nuclear Systems, Inc.	CASTOR V/21	1990/08/17	25
	NAC International, Inc.	NAC S/T	1990/08/17	—
		NAC-C28 S/T	1990/08/17	—
	Holtec International	HI-STAR 100	1999/10/04/	8
	Transnuclear, Inc.	TN-24	1993/11/04	—
		TN-32	2000/04/19	63
		TN-68	2000/05/28	53

NRC Dry Spent Fuel Storage Designs: NRC Approved for General Use (2012 年 3 月) を編集

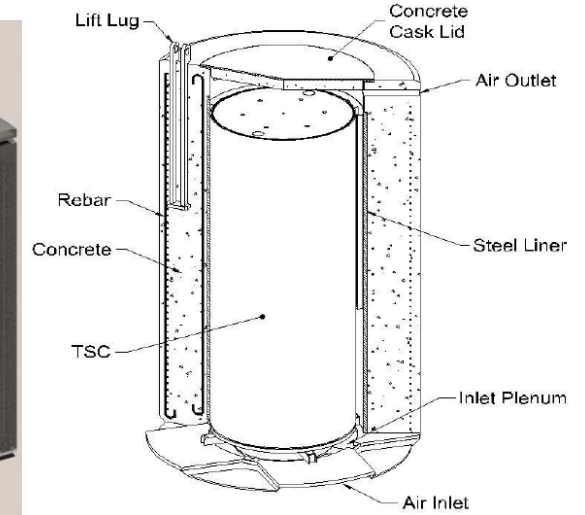
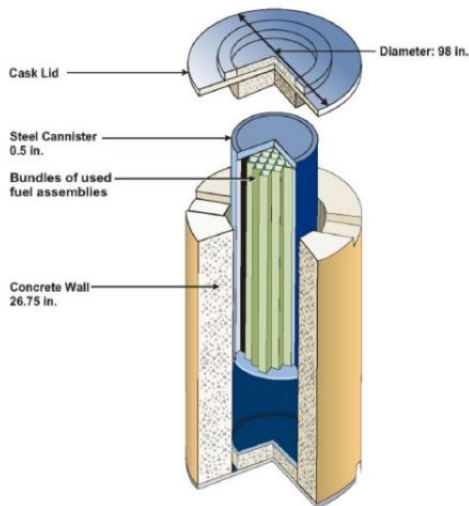
数は Ux Consulting StoreFuel Vol13, No164 (2012 年 4 月) 他より



Holtec HI-STORM



Dual Purpose Storage Cask*



NAC MAGNASTOR

Overall Length: 197 to 225 in.
 Loaded Weight: 360,000 lbs.
 Typical Payload: 24 PWR Bundles
 (Holtec International HI-STORM 100)
 * Storage and Transportation



図 2.1.2-5 コンクリートキャスク例 (NWTRB 2010、NRC 2012a、Hanson 2102)

4) SCC に関する具体的な指針

(a) NUREG

乾式貯蔵キャスクのオーステナイト系ステンレス機器の SCC に関する具体的な指針は NUREG-1536¹Rev1 (NRC 2010) と NUREG-1567² (NRC 2000) に含まれている。NUREG-1536Rev1 には、乾式貯蔵システム申請書の審査における NRC スタッフ向けの指針が定められており、設計案を評価する際の以下をはじめとした主要設計基準などの問題について述べられている。

- 構造健全性
- 熱特性
- 密封機能
- 遮蔽特性
- 臨界問題
- 材料性能
- 運用手順
- 受入試験 (漏えい試験、保守手順等)
- 放射線防護
- 事故分析
- 技術仕様及び運用管理
- 品質保証

材料評価に関する章 (第 8 章、NRC 2010) には、乾式貯蔵キャスクのステンレス密閉溶接部に関する NRC スタッフ向けの具体的な指針が定められている。セクション 8.4.7.2 には、完全溶け込み溶接設計となっているべき密封溶接部の設計と試験について述べられている。溶接部は、超音波試験 (UT) 又は液体浸透試験 (全ての溶接層に適用する多層 PT) によって検査を行うべきであるとしている。ただし、ばく露条件は比較的穏やかで、溶接部の感受性は問題とはみなされていないため、溶体化焼鈍は不要とされている。セクション 8.4.6 (沿岸部の ISFSI サイト – 材料の選択) には、腐食性の強い海洋性エアロゾルがステンレスの SCC を誘発する可能性については、述べられていない。密封溶接部の複数経路の液体浸透検査手順についてはセクション 8.4.7.4 に述べられている。セクション 8.9 には、ヘリウム漏えい試験に重点を置き、ステンレス製貯蔵キャスクの閉じ込め境界の設計と試験に関する補完情報が示されている。

NUREG-1567 (NRC 2000) には、サイトの地理的位置と気象条件に関係する要素を含め、認可申請の審査を行う NRC スタッフ向けの一連の問題に関する指針が定められている。

¹ NUREG 1536: Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility

² NUREG-1567: Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities

ステンレス鋼に関する唯一の具体的な記述は、上記 NUREG-1536 Rev1 にも記述のある密封溶接部の推奨検査手順についてのものである。

NUREG-1927³ (NRC 2011) には、サイト認可及び CoC の更新に関係した問題に関する指針が定められている。ここにはまた、認可更新申請書の中で考慮すべき重要な経年劣化モードとして腐食と SCC が挙げられている。キャスク又は金属製キャニスタ機器の腐食検査が推奨されている。塩分を含むエアロゾルを理由として、腐食と SCC の可能性が高い沿岸のサイトに位置する ISFSI についても言及がある。

(b) ISG

暫定スタッフ指針 (Interim Staff Guidance : ISG) は、現在、標準審査指針 (Standard Review Plans (NRC 2000、2010)) の中で扱われていない問題に関する NRC スタッフ向けの指針、又は個別問題の追加的な詳細を定める際に使用される。オーステナイト系ステンレス鋼の SCC に関係する部分について概説する。Interim Staff Guidance Used by the Spent Fuel Project Office (2013 年 3 月更新の NRC HP より)

- ISG 4 Rev1 キャスク密閉溶接部検査

オーステナイト系ステンレス機器の密閉溶接部において許容される UT (超音波探傷試験) 又は PT (多層浸透探傷試験) の技術的根拠について記述されている。

SUS 304/304L/304LN/316/316L/316LN 製のキャニスタの上部蓋溶接に対しては、UT もしくは段階的な PT で検査する。UT の場合には、供用前検査のボイラ及び圧力容器規格 (ASME Boiler and Pressure Vessel Code、BPVC) NB-5332 と同じ許容基準で行う。PT の場合には、初層から順次、溶接継手厚さの半分以下、もしくは 0.5 インチ間隔で段階的に最終表面まで進めていく。また溶接強度には、応力低減係数 0.8 をかける。

ただし、この密閉溶接の検査基準を明確にするために、標準審査指針で改訂すべきであるとしている。

ISG15 及び 18 に編入された。

- ISG 10 Rev1 ASME 規格代替規定

乾式貯蔵キャスクの設計・製造の ASME 規格が存在しないため、NUREG-1536 (NRC 2010) は ASME BPVC SecIII を引用するが、乾式貯蔵キャスクは圧力容器で

³ NUREG-1927:Standard Review Plan for the Renewal of Spent Fuel Dry Cask Storage System Licenses and Certificates of Compliance

ないため、キャスク仕様のデータ追加等 10CFR72.4 と関連した改訂をするべきであるとしている。

NUREG 1536 Rev1 へ取り込み済み。

- ISG 15 材料評価

ステンレス密閉溶接部の検査や材料について、ISG4 他で、NUREG 1536、1567、1609、1617 の内容を改訂すべきである、と記載されている。この中の化学及び電解反応の項目では、各機器に特有の環境条件や動的荷重に対して、全面腐食、孔食、SCC 等の腐食に対する評価が必要であるとしている。

- ISG 18 Rev1. 使用済燃料貯蔵の閉じ込め境界としてのオーステナイト系ステンレス製キャニスタ蓋溶接部の設計と試験

ステンレス製キャニスタ密閉溶接部の設計と試験の詳細情報が述べられているが、一連の義務要件は定めていない。記述の大半は溶接部のヘリウム漏えい試験に関するものである。

- ISG 21 計算モデルによるソフトウェアの使用

ここでは、例えばステンレス製密閉溶接部の残留応力分布の予測に使用される様々な構造解析のためのモデル化や解析手法等に関する NRC スタッフ向けの指針が定められている。

(3) 技術動向調査

1) EST 規制プログラムに基づく劣化現象の優先順位付け

2012年5月にNRCはEST規制プログラムに基づき、使用済燃料の長期間な乾式貯蔵と輸送に関する規制にとって、追加的に必要となる技術情報を評価したドラフト版報告書を発行した。この報告書はSSPの第1段階においてNRCの計画へのコメント募集を目的としたものであり、使用済燃料や乾式貯蔵システムに影響を与える可能性のある劣化メカニズムに焦点を当て、300年間の貯蔵における貯蔵システムの性能の評価が行われた。

経年劣化メカニズムを評価する目的は、以下の項目を決定するために追加情報が必要かどうかを評価するためである。

- ・ 既存の規制の十分性や規制変更の必要性の決定
- ・ 設計、保守・監視プログラム、経年劣化管理計画に関する規制指針の強化
- ・ 設計を評価する際に活用できる技術的根拠の提供
- ・ 経年劣化プログラムが適切であることを確認し、悪化する前に機器・設備類の経年変化を確実に特定する検査指針の強化

(a) 評価の前提条件

NRCは使用済燃料の前提条件として、ウラン酸化物と混合酸化物(MOX)燃料の長期貯蔵のみ考慮しており、燃焼度は現行の上限である最大燃料集合体平均値62.5GWd/MTU以下とした。乾式貯蔵システムに関しては、地上又は地中で貯蔵される可能性があるとした上で、コンクリート又は金属製のオーバーパックによる貯蔵・輸送モードのみを考慮している。また、運転中の原子炉サイト、廃止措置中のサイト又はサイト外の乾式貯蔵システムで長期貯蔵が行われるとして、サイト内外における燃料プールでの長期貯蔵は考慮していない。なお、長期貯蔵の後に貯蔵キャスクが輸送容器として使用されることもあるとしている。

(b) 知見レベルと規制の重要性の評価

以上の前提に基づきNRCは、乾式貯蔵やその劣化現象における使用済燃料の挙動を評価した既存の調査を抽出した上で、劣化現象についてNRCが有する知見の程度(知見レベル)、及び規制要件への適合に関する機器・設備類の性能に劣化現象が与える影響(規制上の重要性)という2点から劣化メカニズムの優先順位を決定した。既存の調査には、国立研究所やDOE、NWTRB、EPRIの研究が使用された。

NRCは、劣化現象の開始時期、進行速度、終局時期という3項目を評価し、知見レベルを3段階に分類した。これらの知見はそれぞれ、経年劣化管理計画における検査・モニタ

リング活動の時期の決定、同計画の一部である検査・モニタリングの頻度に関する指針の提供、規制プロセスへの機器・設備類の補修や取り替え措置の組み入れを行うために必要とされた。

(c) 評価結果

2010～2012 年にかけて実施された長期貯蔵に伴う経年劣化等の技術的課題に対処するために必要な知見や能力の保有レベルの評価と、研究開発課題の優先順位付けについてのレビューや検討の結論では、キャニスタ溶接部を含む乾式貯蔵キャスクのステンレス製機器の海洋環境の影響を含む孔食や隙間腐食、大気 SCC が優先度の高い課題とされた。

知見レベルの分類は、“規制において劣化メカニズムに対処可能な十分な情報を有する”高いレベルの知見、“中間レベルの知識が存在しており、情報が不十分な可能性がある”中レベルの知見、“情報が不十分であり、現行の規制を満足するための技術的根拠を示すのが困難となる可能性がある”低いレベルの知見、という 3 段階に分けられた。ただし、NRC が高いレベルの知見を有していると分類していても、DOE や業界の取組みで追加データの必要性が特定されている分野もある。

また、この知見レベルの評価過程で NRC は、システムの複数の機器・設備類の性能に影響を与える可能性のある横断的課題として、

- ① 機器・設備類の熱プロファイル
- ② キャニスタ内での乾燥後の残留湿分の影響
- ③ 機器・設備類のモニタリング能力

という 3 分野を特定し、優先度の高い課題と位置付けている。①②については、劣化メカニズムが温度及び湿度に依存していること、③についてはモニタリング能力の向上により、過度に保守的なモデリングに依存しなくとも良いことが指摘されている。

さらに NRC は、規制上の重要性を決定するために、通常時と事故時の貯蔵と輸送で、各劣化メカニズムが 6 分野の安全性能（臨界制御、閉じ込め、放射線遮蔽、熱解析、構造上の健全性、乾式貯蔵からの使用済燃料の回収可能性）に与える影響を評価した。NRC は、システムの製造や設計や、劣化の早期特定のための監視に直接的な影響があるとして、臨界制御、閉じ込め、放射線遮蔽に影響のある劣化メカニズムはより重要性が高いとしている。

以上の知見レベルと規制の重要性に関する評価結果から、更なる調査が必要な劣化メカニズムの優先順位が設定され、そのうち最優先とする 18 項目の劣化メカニズムについては、表 2.1.2-2 のように第 1 優先と第 2 優先で対応すべき項目に分類された。

表 2.1.2-2 EST 規制の観点による経年劣化事象対策の優先順位付け(NRC)

優先度	劣化メカニズム
第1優先	鋼製キャニスタ本体と溶接部の応力腐食割れ(SCC)
	キャスクボルトの腐食、SCC、脆化及び機械的劣化
	ヘリウムの内部蓄積による燃料ペレット膨張、燃料微粒子化による燃料棒の加圧、ヘリウム放出、及び事故時の核分裂生成ガス(FPガス)放出
第2優先	被覆管内部の既存の欠損の伝播
	燃料集合体金属部の水分腐食、SCC、金属疲労
	温度疲労・SCC・水素による遅れ破壊(DHC)による被覆管の疲労
	被覆管の低温クリープとガルバニック腐食
	ステンレス鋼・炭素鋼・鑄鉄製のキャスク本体、溶接部、蓋やシールにおける微生物の影響による腐食
	温度変化による低温でのバスケット溶接部の脆化と金属疲労
	中性子吸収体の熱による老化とクリープ
	コンクリートの劣化メカニズム(監視手法の利用可能性とコンポーネントへの接近可能性を考慮)

NRC Identification and prioritization of the technical information needs affecting potential regulation of extended storage and transportation of spent nuclear fuel. United States Nuclear Regulatory Commission draft report for comment, ML120580143, 2012

NRC は、乾式貯蔵設備内部の残留湿分、及び放射性崩壊によるヘリウムの発生や燃料膨張等により生じる長期的な被覆管の応力という 2 つのメカニズムには注目すべきだとしている。また、モニタリングプログラムの設計と優先度の高い劣化現象の調査を結び付けて検討すべきだともしている。

2) 長期貯蔵に関する DOE の評価活動

(a) 劣化を引き起こす影響因子

DOE は、長期貯蔵時に SSC の劣化メカニズムにつながる可能性として、乾式貯蔵中に生じる以下の影響因子について検討している。

- 熱因子：燃料被覆管の劣化防止のために、NRC は乾式貯蔵時の温度に上限を設けているが、乾式貯蔵では長期間をかけて使用済燃料が冷却されるため、長期間で発生する可能性のある劣化メカニズムが重要である。そのため、長期・低温での挙動について、短時間・高温での実験データからは正確に予測できない可能性が懸念される。
- 放射線因子：放射線因子は、中性子による放射化を通じて材料の物性を変化、あるいは中性子吸収物質を減少させる可能性がある。例えば、ガンマ線はコンクリートやポリマー、センサー材料の水分子を破壊することで影響を与え、アルファ線は燃料棒の内部のヘリウム圧にわずかな上昇をもたらす可能性がある。通常、キャスク内部で放

射化は発生しにくい、原子炉での照射による放射線因子が被覆管や燃料集合体材料の挙動や性能に影響を与える可能性がある。

- 化学的因子：キャスク内部の化学的因子としては、水、酸素、水素がある。水や酸素はキャスクから除去されて代わりにヘリウムが充填される（不活性化）が、それらの存在は依然として懸念事項である。水素は高燃焼度燃料の被覆管内部に高濃度で存在し脆化などを発生させる可能性があり、この脆化現象はより高燃焼度であるほど確認されやすい。またキャスク外部では、有機・無機化合物の微粒子、塩分、汚染物質、有機化合物の汚染物質などの因子がある。
- 機械的因子：機械的因子には、燃料棒や燃料集合体内部の気体圧力による定常的な負荷、原子炉運転時の圧力などの短期的な負荷等がある。機械的因子により、通常時でも、乾式貯蔵システムの機器・設備類の性能等の構造特性や、設計基準事象への応答が変化する可能性がある。

(b) 機器・設備類の優先順位付け

DOE は、乾式貯蔵システムを、10 項目の機器・設備類（燃料／ペレット、被覆管、燃料集合体の金属部、燃料バスケット、中性子吸収材、中性子遮蔽体、貯蔵容器／キャニスタ、オーバーパック（貯蔵モジュール）、コンクリートパッド、モニタリングシステム）に分類し、それぞれが 5 つの安全機能（取り出し可能性、耐熱性能、閉じ込め、放射線防護、臨界制御）に直接的・間接的に与える影響から機器・設備類の優先度を設定した。

(c) 評価結果

その上で、熱因子・放射線因子・化学的因子・機械的因子の 4 因子により、モニタリングシステムを除く 9 つの機器・設備類で発生する劣化メカニズムを列挙し、それらを以下の観点から分析した。

- ・ 十分なデータが存在しているか
- ・ 長期貯蔵時の発生確率
- ・ 追加データがあれば対応可能な現在の規制上の検討事項
- ・ 劣化メカニズムの影響
- ・ 経年劣化管理プログラムにおいて機器・設備類が適切に修繕・管理可能か
- ・ 劣化メカニズムによりコスト増となる設計や貯蔵上の困難さなどは受容可能か
- ・ 将来の廃棄物管理戦略を限定的又は複雑にするものか

以上の評価から、研究開発の優先度の高い劣化メカニズムとして、表 2.1.2-3 に示す被覆

管に関する2項目と貯蔵容器／キャニスタに関する2項目が特定されており、またこれらの劣化に関する追加情報の収集方法も示されている。

DOE は、貯蔵容器に関する劣化メカニズムの調査を、日本の電力中央研究所（CRIEPI）や EPRI を中心とする長期貯蔵共同プログラム（ESCP）などと共同で行う予定である。

また、共通的な課題としては、温度予測モデルの改良、応力分布、経年劣化モニタリングシステム等が抽出された。

表 2.1.2-3 研究開発の優先度が高い劣化メカニズム（DOE）

SSC	劣化メカニズム	追加情報の収集方法
被覆管	酸化と水素化物の再配向による水素効果	新たな被覆管素材と高燃焼度使用済燃料に焦点を当て、水素化物の再配向に影響を与える要因の評価のために総合的な実証・モデリングプログラムを行う。
	水素による遅れ破壊に関連する水素効果	水素による遅れ破壊に関連する追加データを取得するためにモデリングを合わせた実証的活動を開始する。
貯蔵容器 (キャニスタ溶接部/ キャスクのボルト)	大気腐食 (海洋環境を含む)	キャスクやキャニスタの表面の条件を分析する。
	水分による腐食	

DOE, Used Fuel Disposition Campaign, Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel, Fuel Cycle Research & Development, FCRD-USED-2011-000136 Rev. 0, January 31, 2012

(d) 今後の方向性

追加情報の取得には、実験、モデリング、シミュレーション、供用中検査などの実施が予定されている。DOE は、このうちのいくつかはアイダホ国立研究所（INL）で実施可能であるが、高燃焼度使用済燃料や新しい被覆管の使用済燃料が貯蔵されていないため、原子力産業界との協力も必要だとしている。また DOE は、長期間をかけて実物のキャスクやキャニスタによる工学規模での実証実験が必要な予測モデルを開発中であり、このような実験にも運転事業者の協力が必要であるとしている。NEI やキャスクベンダーなど産業界の代表、国際機関などが参加する EPRI の長期貯蔵共同プログラム（ESCP）は、これらに貢献していくものと予想される。

(e) ESCP の動向

ESCP(Extended Storage Collaboration Program)の目的は、以下の3点である。

- ・ 長期貯蔵中の使用済燃料貯蔵システムの健全性実証
- ・ 長期貯蔵後の回収・輸送の技術開発
- ・ 高燃焼度燃料の輸送技術開発

EPRI が幹事で、20 カ国から 200 名以上が参加している。以下の 7 つの WG で構成されており、年 2 回程度の全体会議が開催されている。

容器内の燃料等、海洋環境、非破壊検査、コンクリートシステム、高燃焼度燃料貯蔵実証試験、国際連携、経年劣化管理

以下の 3 つのフェーズで計画されており、前述の第 1 フェーズから、現状は第 2 フェーズに移行している。

- ・ フェーズ 1 : 長期貯蔵に関する研究開発ニーズの抽出 (ギャップ解析)
- ・ フェーズ 2 : 実規模実験や実機調査によるギャップ解析の追加
- ・ フェーズ 3 : 共同研究による 45 GWd/MTU 以上の高燃焼度燃料の乾式貯蔵システムの性能のまとめ

今後は、産業界での経年劣化管理に関する故障モード・影響解析 (FMEA) に関する研究を開始する予定である⁴ (Kessler 2013)。

⁴ Kessler,J.2013. Extended Storage Technical Issues, INMM Spent Fuel Management Seminar XXVIII

3) 実機キャニスタ表面付着物の分析に基づく知見

2012年6月に、図2.1.2-6、図2.1.2-7に示すMaryland州Lusby市のCalvertCliffsサイト(1992.11～)で、前年に策定されたNUREG-1927(乾式貯蔵システムの認可更新に関する技術要件)に適合させるための経年劣化調査が実施された。これはChesapeake湾から800m離れた内陸にあるNUHOMS型のキャスク(図2.1.2-8)で、運転開始から15年以上が経過していた。

なお、これ以前には、Surry(1986.7～)、H.B.Robinson(1986.8～)、Oconee(1990.1～)が認可更新済みであった。

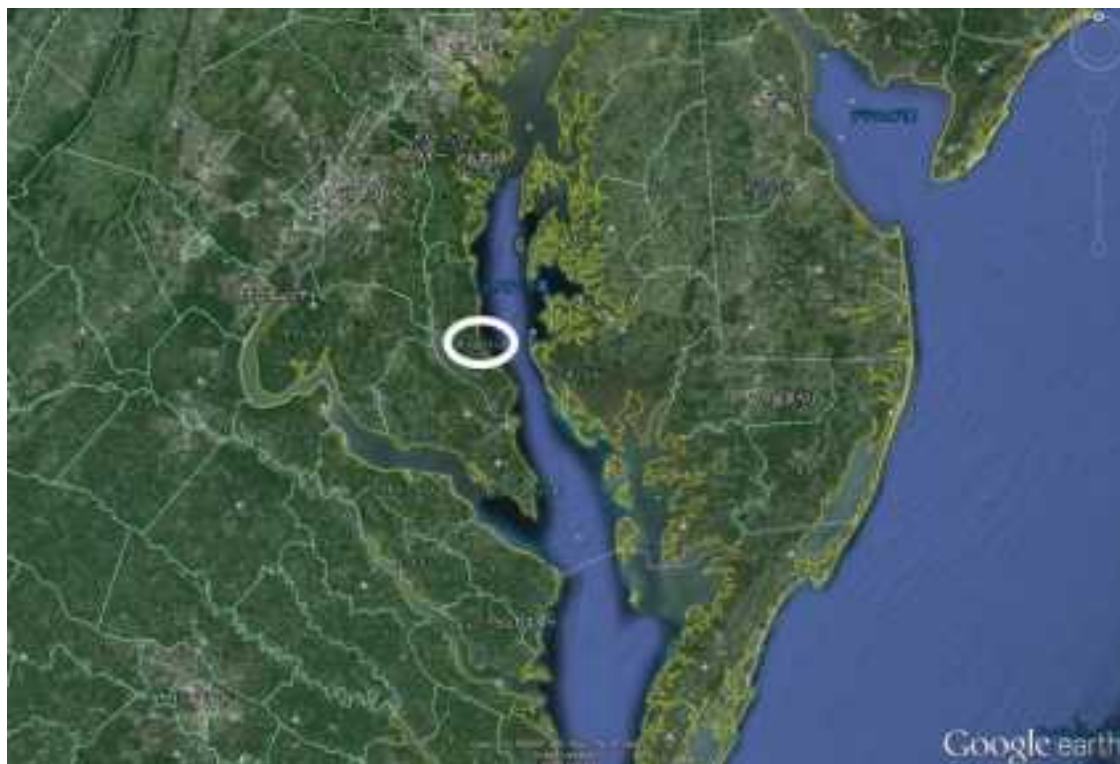


図 2.1.2-6 CalvertCliffs 発電所の位置



図 2.1.2-7 CalvertCliffs サイトの ISFSI

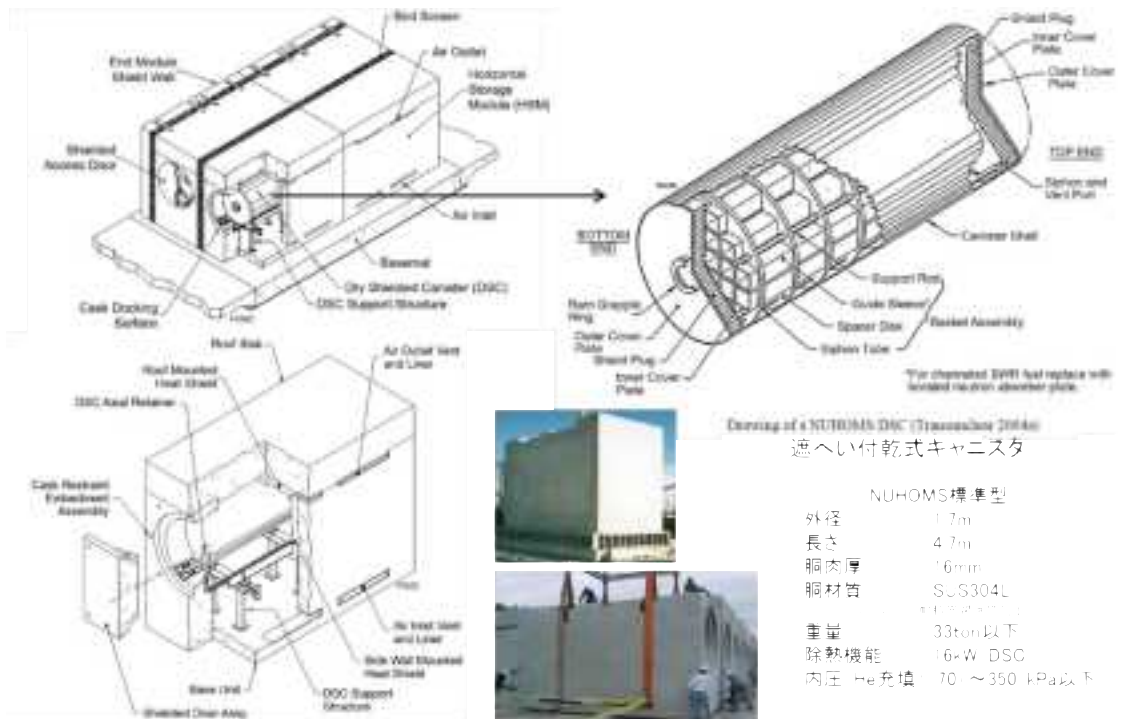


図 2.1.2-8 NUHOMS 型キャスクの構造

キャニスタ表面の遠隔操作によるカメラでの検査結果は、下面に（製造時の傷と推定される）多少のもらいさびのようなものがあるが、自然空冷機能は維持されており、き裂の兆候は認められなかったということが報告されている⁵。ただし、図 2.1.2-9 に示すように、上面については厚い堆積物が付着しており、その下にあるステンレス表面は直接確認できない状況であった。そこで、側面付近で付着塩分量の測定を行った。



図 2.1.2-9 キャニスタ上面に厚く付着した堆積物(dust)

現地検査においては、キャニスタの表面で、湿ったスポンジを通して SaltSmart センサー（図 2.1.2-10）で測定した電気伝導率から換算した等価塩分量は大きな値を示し、塩化物誘起 SCC が懸念された。しかしながら、その後 EPRI が乾いたスポンジ及び付着物の両方を分析した結果、塩化物はほとんど含まれていないことが判明した。

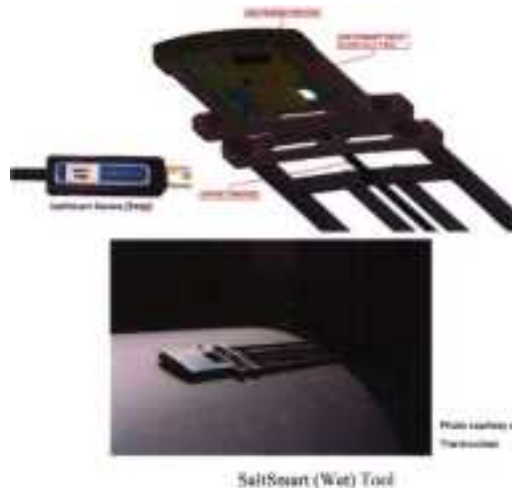


図 2.1.2-10 SaltSmart センサー

⁵ Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, LLC, CALVERT CLIFFS INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATION LEAD AND SUPPLEMENTAL CANISTER INSPECTION REPORT, July 27, 2013

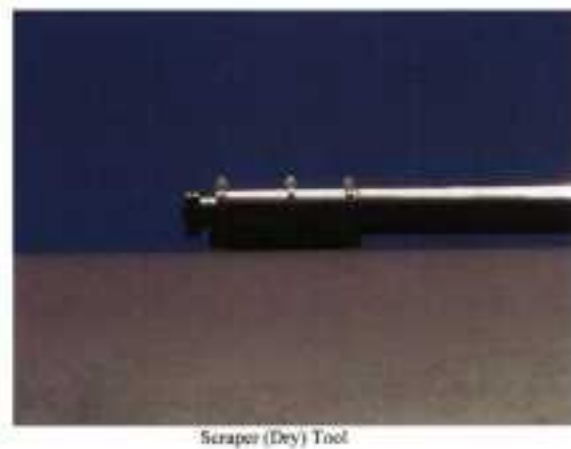


図 2.1.2-11 Scraper (Dry) ツール

そこで回収された表面付着物や大気環境が、先の ESCP で EPRI と連携している Sandia 国立研究所 (SNL) に持ち込まれた。改めて塩分と付着物の詳細分析のために、スクラップーツール (図 2.1.2-11) の研磨スポンジで削られて真空吸引された付着物を捕捉したパッド・フィルタについて、図 2.1.2-11 に示すように、パッドとフィルタに分離後、さらに複数に切断して以下の 7 種類の分析が実施された⁶。

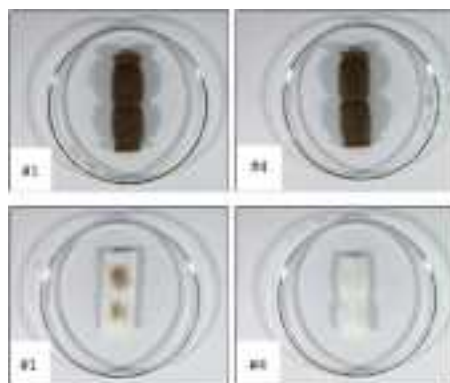


図 2.1.2-12 EPRI が採取した 2 セットの付着物試料 (上がパッド、下がフィルタ)

- ① 走査型電子顕微鏡 (SEM) / エネルギー分散システム (EDS)
堆積物の鉱物学的な組成や有機物質の特定
- ② X 線蛍光分析 (XRF)
50 μm までの解像度でフィルタやパッドの表面の半定量的化学分析による質量比率
や鉱物計算

⁶ “Data Report on Corrosion Testing of Stainless Steel SNF Storage Canisters”, Sandia National Laboratories, Sep30, 2013

- ④ X線回析分析 (XRD)
- ⑤ ガスクロマトグラフィ質量分光分析 (GC-MS)
段階的な熱分解により付着物の揮発／半揮発成分を特定。高温では有機化合物が放出される。
- ⑥ フーリエ変換による赤外線分光分析 (FTIR)
上記同様に、溶媒を使用して付着物の揮発／半揮発性の有機物成分を特定
- ⑦ ラマン分光分析
付着物の粒子が十分に大きい場合に限り、有機物やケイ酸塩を含む個々の粒子の鉱物学的／物質組成情報を特定
- ⑧ 付着物と可溶性塩分の化学分析
パッドやフィルタを純水に浸して、その浸出液の分析から可溶性塩分の組成特定や、不溶性の割合も含めた物質全体の化学分析を行う。

これらの分析の結果、以下の知見が得られた。

- ✓ 付着物の粒径は2種類に大別され、大きい方は花粉や石英で、小さい方は可溶性塩（硫酸塩、硝酸塩、塩化物及び炭酸塩）と不溶性の鉱物（ケイ酸塩と酸化物）であった。

(推定) この鉱物は、周囲のコンクリート・キャスクの粉塵としてキャニスタ表面に堆積したか、又は海水エアロゾルが部分的に蒸発した結果表面に析出した可能性がある。

- ✓ 付着物の可溶性陽イオンは Ca^{2+} が、陰イオンは SO_4^{2-} が支配的である。この可溶性成分は、ほとんどが硫酸カルシウムで、塩化物は NaCl のみで、かつ微量であった。

(推定) 付着した塩分は、大気揮発性物質との反応により付着後に変質する可能性がある。

- ✓ また、 Na や Cl の濃度は低く、Chesapeake 湾に近いにもかかわらず、付着した塩分は海ではなく主に陸由来のものであることが判明した。

- ✓ 海塩が微量なため、従来 SCC の発生要因とされてきた潮解塩水起因の腐食環境であるとは言えない。特に高温では塩水成分は塩化物より硝酸塩が支配的になる。

このように、Calvert Cliffs 発電所の堆積物に海塩が含まれていなかったのは、海から奥まった汽水に位置しており、かつ海岸から約 800m 離れた内陸側にあるために、海塩の濃

度は低かったためであろうという推測がなされている。一方で、Calvert Cliffs 発電所は、2006 年当時 EPRI が海洋環境での大気腐食モデル開発における気候環境比較のために対象とした、基準サイト (Kure Beach) を含む 14 の沿岸部立地を代表する ISFSI サイトの 1 つでもあった⁷(EPRI 1013524)。

現在、Calvert Cliffs 発電所と同様に、New Jersey 州の Hope Creek 発電所と、California 州の Diablo Canyon 発電所の ISFSI について検査や調査が行われているが、SNL による分析結果はまだ公表されていない。今後、これら複数の分析結果の比較により、大気 SCC 発生に係わるサイト依存性要因等が明らかになっていくものと思われる。

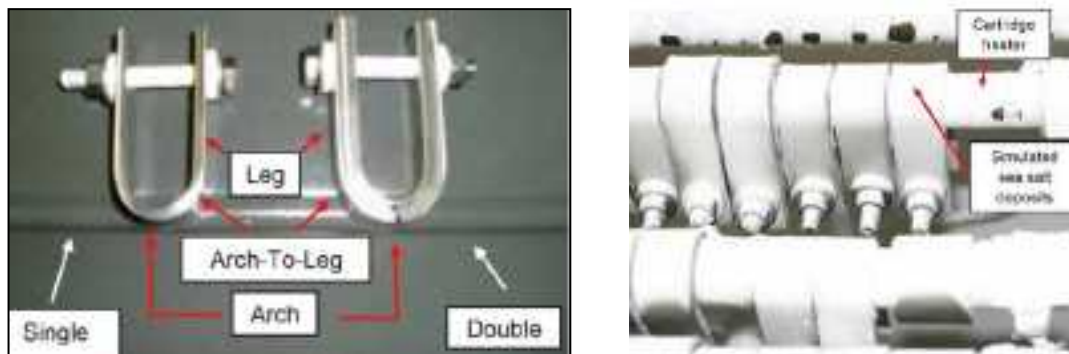
⁷ A. Machiels. 2006. Climatic Corrosion Considerations for Independent Spent Fuel Storage Installations in Marine Environments. EPRI 1013524.

4) 大気 SCC 発生に関する最近の知見

塩化物誘起の大気 SCC の発生可能性に関する新たな知見として、近いうちに NUREG/CR-7170 として公表されるとのことである。その概要資料⁸で示されている知見を、関連する公表済みの NUREG/CR-7030(2010)の知見とともに以下に示す。

(a) 関連先行知見

NUREG/CR-7030(2010)では、SCC 発生傾向を把握するために、図 2.1.2-13 に示すように、オーステナイト系ステンレスの U 字鋼に合成塩水を噴霧して高濃度の付着塩分とし、3 種類（43℃、85℃、120℃）の温度に加熱した試験片を、繰り返し乾湿状況に最長 13 ヶ月間ばく露した。



(a) 試験片と試験状況

Cycle Number	Chamber Cycle	Cycle Time, min	Cycle Description
1	Salt fog	5	Deposit salt on the specimens
2	Ambient	60	
3	Salt fog	5	
4	Ambient	60	
5	Salt fog	5	
6	Ambient	60	
7	Salt fog	5	
8	Ambient	60	
9	Dry	100	Low relative humidity
10	Increase humidity	125	Increase relative humidity in chamber
11	High humidity	55	Highest relative humidity
12	Dry	180	Low relative humidity

(b) 塩分付着～乾湿繰り返しの試験条件

図 2.1.2-13 試験実施概要

⁸ Greg Oberson, Materials Engineer U.S.NRC Office of Nuclear Regulatory Research, Overview of NUREG/CR-7170, "Assessment of stress corrosion cracking susceptibility for austenitic stainless steels exposed to atmospheric chloride and non-chloride salts" ESCP Meeting, Charlotte, NC-Dec.3-5,2013

試験結果を図 2.1.2-14 に示す。

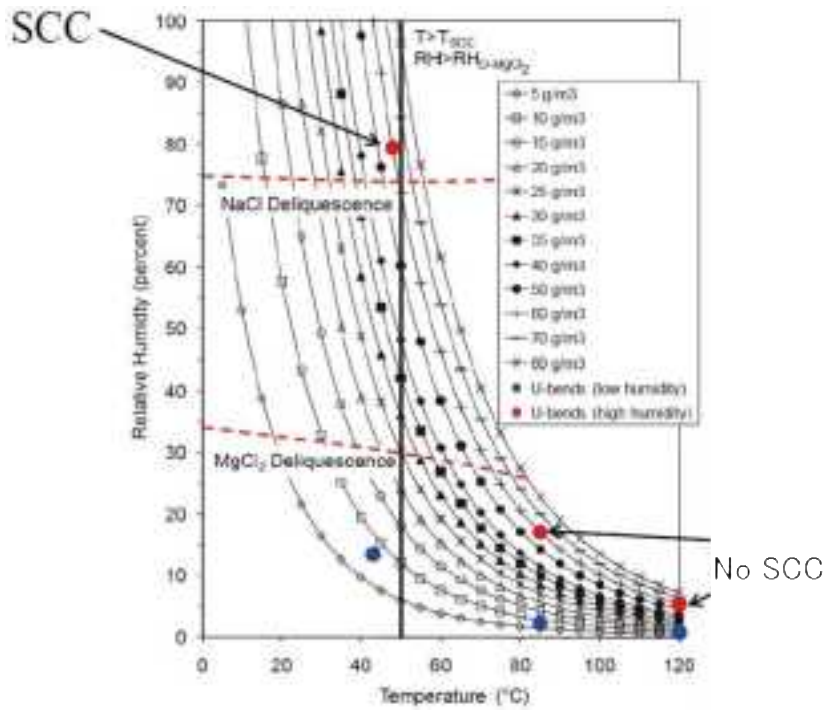
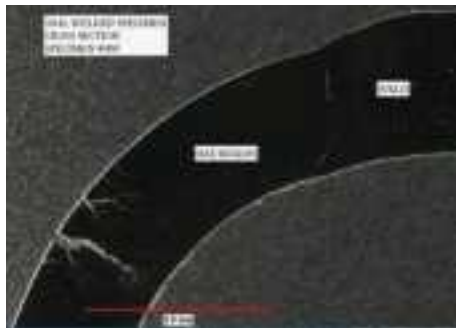
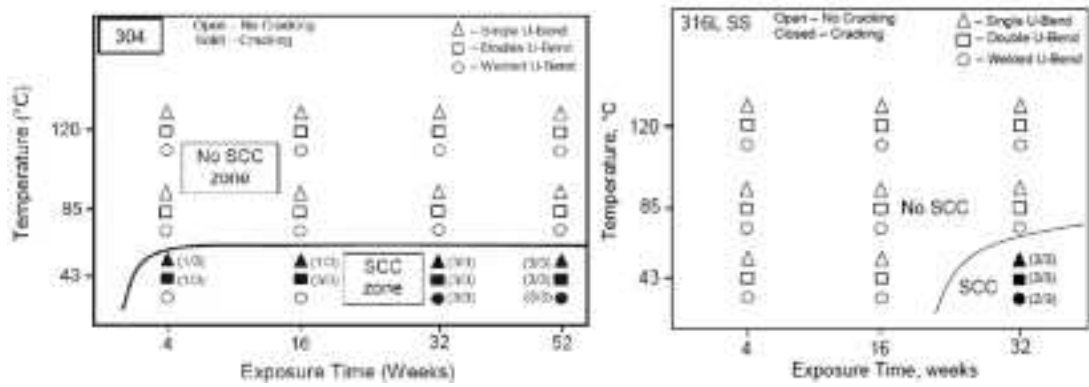


図 2.1.2 14 試験結果

これらから、以下の知見が得られた。

- ✓ 85°Cと 120°Cの試料温度の場合、低い相対湿度（20～30%）では、潮解は発生しなかった。
- ✓ 43°Cの試料温度の場合、高い相対湿度では塩の潮解が発生した。

き裂に対する感受性は温度上昇に伴って増大せず、43～85°Cの範囲未満においてのみ潮解が発生した。このことは、図 2.1.2-15 に示すように、一定の絶対湿度の下では、より高温の試験片（又はキャニスタ）表面と、より低温の周囲環境における相対湿度が異なっているために、他よりも温度の低いキャニスタ表面が濡れていたとしても、ある相対湿度においては乾燥したままの状態にあるためであることが推察できる。

つまり、加熱面の相対湿度が潮解相対湿度を下回る場合には、湿潤状態ではなく、潮解塩水による SCC 発生は抑制されると予想される。

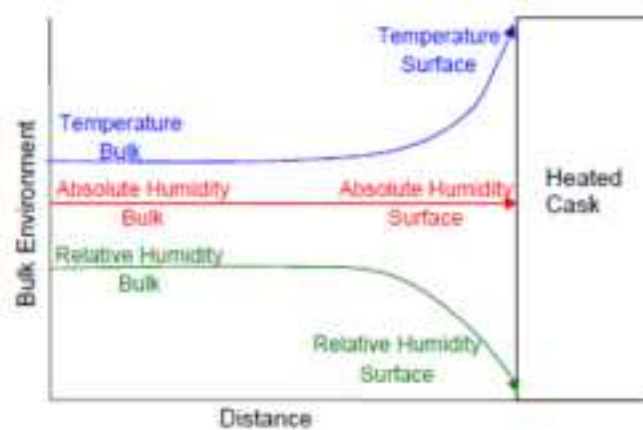


図 2.1.2-15 キャニスタ（加熱試験片）表面での温度と相対湿度の傾向⁹
(Mintz 等 2010)

⁹ Mintz, T.S., Caseres, L., Dunn, D.S., and Bayssie, M. 2010. Atmospheric salt fog testing to evaluate chloride induced stress corrosion cracking of type 304, 304L, and 316L stainless steel. Corrosion/2010, Paper Number 10232, NACE International, Houston, Texas.

5) 塩化物誘起 SCC 発生に係わる環境因子のレンジ拡大

NUREG/CR-7170 では、塩化物誘起及び非塩化物誘起の SCC 発生に関する実験を行った。まず、塩化物誘起では、以下のような4つの視点から実験を行っている。

NUREG/CR-7030 の結果が、従来の実験結果とは異なる理由を考察するために、より低い塩分濃度／湿度／ひずみと、より高い温度での塩化物誘起 SCC 実験を、CNWRA が行った。

なお、潮解相対湿度の温度特性は、電気伝導率を利用した測定と熱力学的計算により、事前に把握している。

① 低付着塩分量及び高絶対湿度での SCC 発生

目的は、自然環境での限界目安である絶対湿度 30g/m^3 に近づけた場合でも、SCC は発生するかどうかということと、表面の塩分濃度と材料の状態が SCC 感受性に与える効果の確認である。よって試験片が（塩水等の）液体とは接触しないように留意した。

0.1、1、10 g/m^2 の付着塩分量で、受入れ材及び鋭敏化処理をした 304 鋼の U 字試験片を使用した。試験片は、数段階の温度で、絶対湿度が $15\sim 30\text{g/m}^3$ で周期変動する環境にばく露した。図 2.1.2-16 に試験実施概要を、図 2.1.2-17 に試験結果を示す。

塩分付着量が減ると、き裂の発生に時間が長くなることを示しているが、少なくとも塩分付着量 0.1 g/m^2 においては必ずしもき裂が発生するしきい値が存在することを示すものではない。

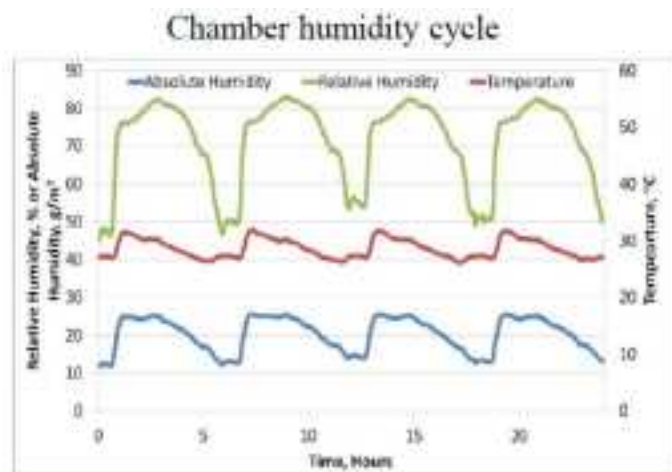
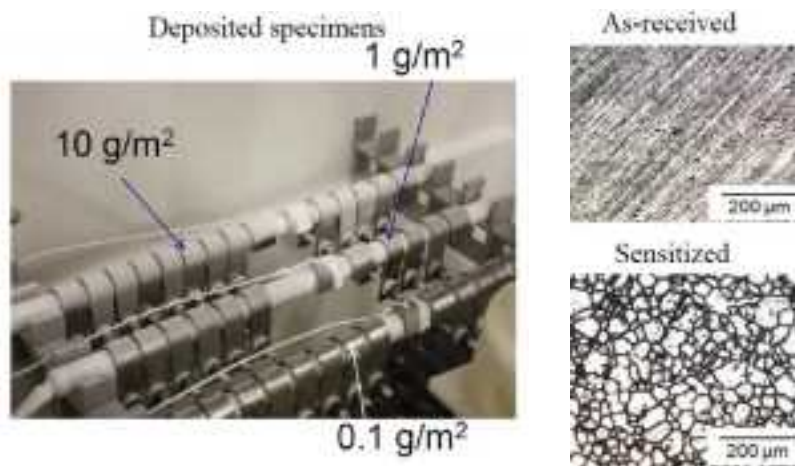
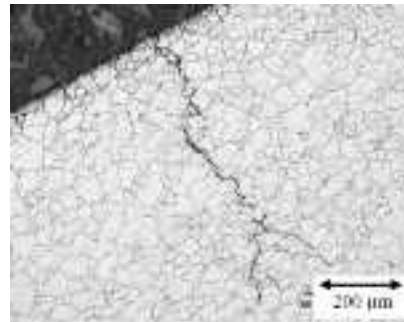


図 2.1.2-16 試験実施概要



Pitting on specimens at 10 g/m² (top), 1 g/m² (middle), and 0.1 g/m² (bottom)



Cross section of sensitized, 0.1 g/m² specimen at 45°C after 4 months

Temperature (°C)	Exposure Time	SCC Observed?	Lowest salt concentration at which SCC was observed
27	8 months	No	N/A
35	4 – 12 months	Yes	0.1
45	4 – 12 months	Yes	0.1
52	2.5 – 8 months	Yes	1
60	6.5 months	Yes	10

図 2.1.2-17 試験結果

② 高温環境での SCC 発生

目的は、試料温度 60～80°C の範囲での SCC 感受性の評価である。10 g/m² の付着塩分量とした。表 2.1.2-4 に試験条件を、図 2.1.2-18 に試験結果を示す。

SCC は最低でも 60°C で 25%、80°C で 28% という低い相対湿度で発生した。また、鋭敏化材の方がき裂は大きかった。

表 2.1.2-4 試験条件

Test Conditions			
Temperature (°C)	Relative Humidity (%)	Absolute Humidity (g/m ³)	Maximum Test Duration (Months)
60	22	29	1
	25	33	2.75
	30	39	5.75
	35	46	1
	40	52	1.5
80	28	82	2.5
	35	102	2.26
	40	117	1

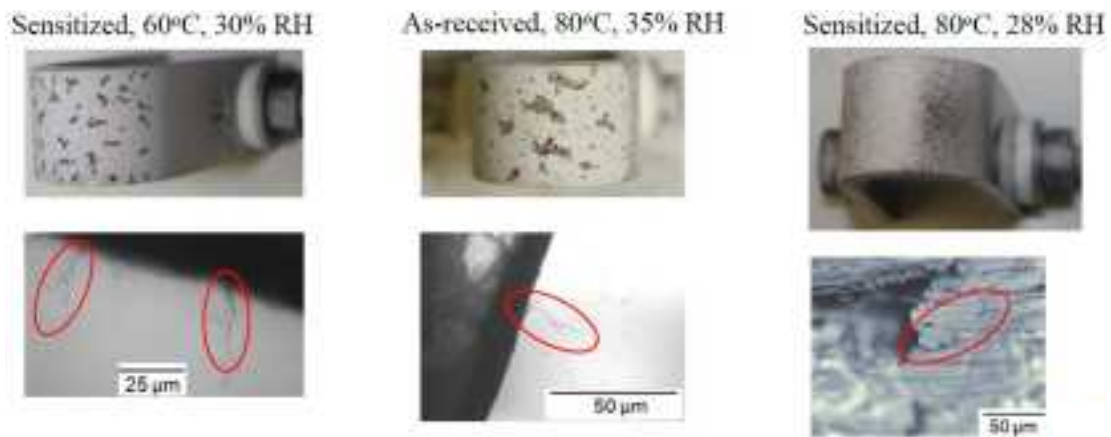


図 2.1.2-18 試験結果

③ 高湿度環境での SCC 発生

目的は、飽和溶液における平衡塩化物濃度は、相対湿度の増加とともに減少するが、高い相対湿度で塩化物を希釈すると SCC 感受性を下げることができるかどうかということである。

そこで、30°C、相対湿度 90%の飽和溶液に浸した U 字鋼と、付着塩分量 10 g/m² で、同じ温度、相対湿度の大気中にばく露した U 字鋼を比較した。

その結果、塩分付着試験片はすぐに潮解したが、潮解塩水が流れた面には SCC は発生していなかった。一方、海水や NaCl、MgCl₂、CaCl₂ 溶液に浸した試験片には、図 2.1.2-19 に示すように孔食や SCC が 5 週間以内に発生した。

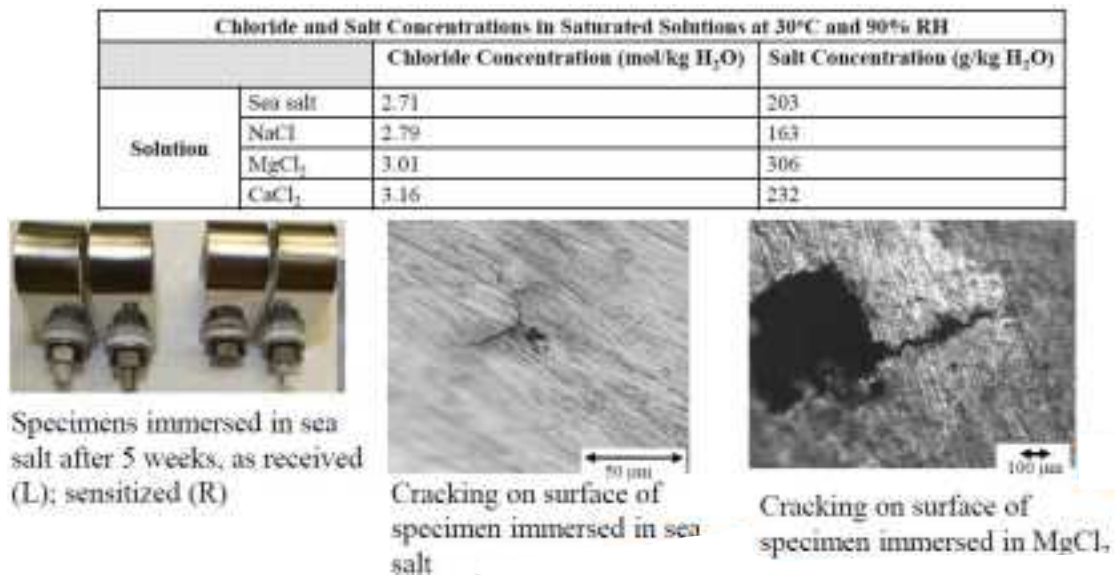


図 2.1.2-19 浸漬試験結果

④ 低ひずみ環境での SCC 発生

U 字鋼でのひずみは 13~14%と、実際のキャニスタの状態よりも高いと予想されるので、Cリングを使用して、初期的な応力レベル 0.4%（降伏応力をやや超える程度）及び 1.5%とした。また、ばく露した大気条件は、35°Cで相対湿度 72%、45°Cで相対湿度 44%、52°Cで相対湿度 32%で、どの温度でも、絶対湿度は約 30g/m³である。1~10g/m²の人工海水塩を塗布した試験結果を図 2.1.2-20 に示す。

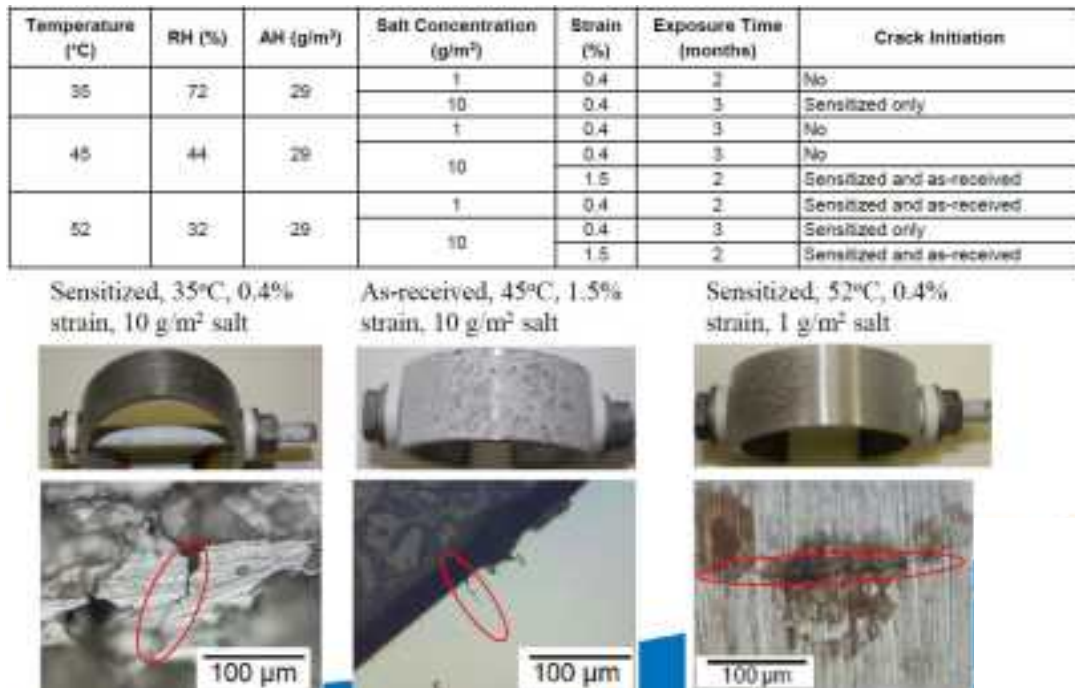


図 2.1.2-20 試験結果

き裂はこの双方の応力レベルにおいて観察されたが、より高い応力ではさらにき裂の度合いが大きかった。き裂はまた、最も温度が高い 52°Cの方がより明確であったが、塩分付着量の影響は比較的小さかった。

以上の 4 種類の試験結果を、まとめて図 2.1.2-21 に示す。

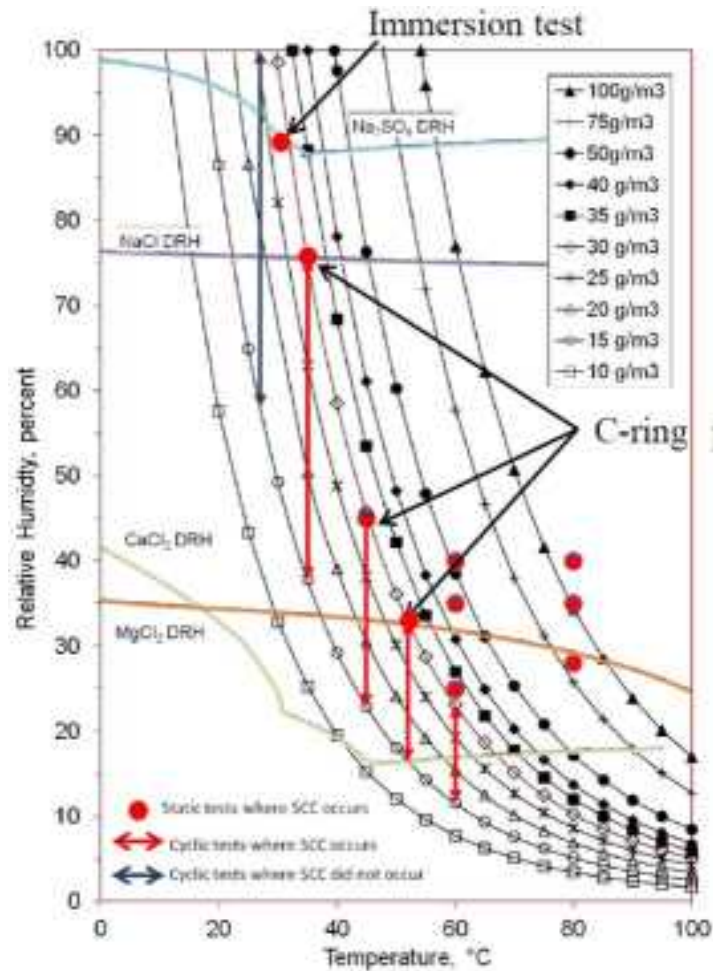


図 2.1.2-21 試験結果

これらから、以下の知見が得られた。

- ✓ 試験片温度が 35～80°Cの間では、相対湿度が 20～30%（CaCl₂の潮解湿度をやや上回る）以上の場合に、SCC が発生した。それより以下の温度では、絶対湿度 30g/m³ 以下でこの相対湿度に到達する。
- ✓ 付着塩分量が最低でも 0.1g/m² で SCC が発生したが、塩分量が多いほど、き裂も大きくなる。この 0.1g/m² はしきい値というよりも、試験での最小値という位置づけである。
- ✓ ひずみが最小でも 0.4%（応力に換算するとほぼ降伏応力相当）でも SCC が発生した。またひずみが大きいほど、き裂も大きくなる。
- ✓ 鋭敏化材は受入れ材よりも SCC 感受性が高い。

6) 非塩化物誘起 SCC 発生に係わる評価試験

ISFSI 近郊での産業活動による塩化物以外の大気成分として、米国の大気をモニタリングしたデータから、アンモニウム塩、硫酸塩、硝酸塩を含む共通の成分が特定された。

それらの代表的なものは、硫酸アンモニウム $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ 、重硫酸アンモニウム NH_4HSO_4 、硝酸アンモニウム NH_4NO_3 、及び灰（アルミナ、石英、鉄、20%以下の石灰等）であった。

そこで、非塩化物成分のみと、塩化物+非塩化物の混合物の2ケースについて、304U 字鋼を対象に実施した。

① 潮解相対湿度の測定

塩化物試験と同様に、ビーカとインピーダンス・セル法により、非塩化物、及び塩化物+非塩化物の混合物の成分を対象に 35~60°Cの範囲で測定した。

その結果、表 2.1.2-5 に示すように、硫酸アンモニウム $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ と灰の値が特に高くなっている。他の成分はそれよりも低いが、海塩よりは高くなっている。

一方で、塩化物+非塩化物の混合物は、純粋な成分よりは低いようである。

表 2.1.2-5 非塩化物、及び塩化物+非塩化物の混合物の潮解相対湿度(温度 35~60°C)

Pure Salts and Salt Mixture	DRH in Temperature Range of 35 – 60°C (%)								
	NH_4HSO_4	NH_4NO_3	$(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$	Fly Ash	$(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4 + \text{NH}_4\text{NO}_3$ Mole Ratio			$\text{NH}_4\text{NO}_3 + \text{NaCl}$ Mole Ratio	
					0.5	1.0	3.0	3.0	6.0
Calculated DRH, percent	35-40	45-55	75-80	N/A	50-65	50-65	50-65	N/A	N/A
DRH by Conductivity Cell, percent	35-45	40-55	~80	No deliq.	50-60	50-60	50-60	N/A	N/A
DRH by Beaker, percent	30-45	40-60	~80	No deliq.	50-70	50-70	50-70	30-35	30-35

② 非塩化物成分のみの成分でばく露した場合

100g/m²以上の大量の非塩化物成分を噴霧した U 字鋼と、固形塩に漬けた U 字鋼について、35°C、72%相対湿度で 1 ヶ月ばく露後に、45°C、44%相対湿度の大気に 6 週間ばく露した。双方の温度ともに、絶対湿度は 30g/m³である。

結果は、潮解相対湿度以上でも、全ての試験片に割れは発生しなかった。ただし、重硫酸アンモニウム NH_4HSO_4 だけは、強酸性のためか全面腐食していた。

③ 塩化物+非塩化物の混合物でばく露した場合

塩化物が 10g/m²以下の範囲で、硝酸アンモニウム NH_4NO_3 +塩化ナトリウム NaCl を U 字鋼に噴霧して、45°C、44%相対湿度の大気に 4 ヶ月間ばく露した。

表 2.1.2-6 に付着量に関する試験条件を、図 2.1.2-22 に試験結果を示す。

表 2.1.2-6 付着量に関する試験条件

Specimen Type	Molar Ratio of NH_4NO_3 to NaCl	Amount of NH_4NO_3 and NaCl Deposited (g/m^2)	Calculated Amount of NaCl Deposited (g/m^2)
As-Received	3	54	6.4
	6	74	4.9
Sensitized	3	62	7.4
	6	83	5.5



図 2.1.2-22 試験結果

これらから、以下の知見が得られた。

- ✓ オーステナイト系ステンレスは、非塩化物成分（アンモニウム塩、硫酸塩、硝酸塩、灰）に対しては、各種成分の潮解相対湿度以上の湿潤状態になっても、SCC 感受性が現れなかった。
- ✓ 塩化物と非塩化物の混合物である塩化ナトリウム NaCl+硝酸アンモニウム NH_4NO_3 に対しては、今回の試験片の中では比較的大きなき裂が発生した。硝酸アンモニウムは NaCl より水溶性が大きく、潮解溶液は腐食の抑制因子である硝酸塩を多く含むにも係わらず、大きなき裂が発生したことは、腐食の抑制効果の欠如が顕著であると言える。

なお、この NUREG/CR-7170 の知見は、今年になってからも、ACROS の材料関係の小委員会で、作成元の原子力規制研究局（RES）の金属腐食部門の技術者が、その概要を報告している¹⁰。

¹⁰ Darrell Dunn, Corrosion & Metallurgy Branch Division of Engineering Office of Nuclear Regulatory Research, "Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Austenitic Stainless Steels for Spent Fuel Dry Storage Canisters", Meeting with ACRS Subcommittee on Materials, Metallurgy, & Reactor Fuels, January 14, 2014

7) 実機における実時間モニタリング技術に関する知見

研究開発ニーズ検討（ギャップ解析）時に、長期貯蔵対応として NRC 職員の検査・モニタリング能力を高め、また長期間に渡って乾式貯蔵システムをモニタリングする必要性が認識された。そのための技術要件を調査するために、米国を中心に日本を含む諸外国で実用化されたり研究開発されたりしている様々なモニタリング技術のうち、今後の乾式貯蔵システムへの適用可能性の観点から、アルゴンヌ国立研究所により抽出・分類された知見がある¹¹。

SCC 検出に関する特記事項は以下の 2 点である。

- ・ キャニスタからのヘリウム漏えい、空気の温度、燃料損傷の検出のための音速測定は、現状現場で適用されているピッチャーキャッチ（送受信）法による超音波空洞を小型化して実用化すべきである。
- ・ 電磁超音波探触子は、外部から、かつ単独で（受信側のカップリング素子が不要）、溶接部のキャニスタ内側をモニタリングできるため、キャニスタの腐食検出に適している。

モニタリング技術の実機適用上で共通することは、乾式貯蔵システムにおける特有の形状や機器間の狭い隙間に適用できるようにすることを注意深く評価する必要があるとしている。

表 2.1.2-7 に、モニタリング技術の知見要約を示す。ただし、順番は、本調査対象項目を最初にするなど、原著の内容から変更している。

¹¹ Lambert J.D., Bakhtiari S., Bodnar I., Kot C., Pence J. Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory, NRC Job Code V6060: Extended In - Situ and Real Time Monitoring, Task 3: Long - Term Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel, March 2012

表 2.1.2-7 通常運転時の乾式貯蔵キャスクの状態モニタリング手法

モニタリングすべき事象(パラメータ)	モニタリング手法/開発ステージ ^(注1)		
	実機適用中	実機適用は近い ^(注2)	実機適用までは長期 ^(注3)
キャニスタの腐食	なし	ボアスコープ検査、潮解塩水付着に対するSaltSmart TM 試験片	溶接部や表面層をモニタリングする小型化EMAT
キャニスタからの漏洩	なし ^(注4)	He漏洩による流出空気の声速増加	大規模漏洩予兆をキャニスタ上の光ファイバーによる温度センサーで温度変化により検知(ただし、縦型キャスクに限る)
キャニスタ温度	表面の熱伝対データとCOBRAコードによる解析結果からの推測	ボアスコープによる赤外線画像	表面での超音波もしくは光ファイバー温度センサ
キャスクのボルト締結部の腐食	内側と外側の蓋の間の空間における圧力変動警告	左記の手法で十分	
空冷機能の異常	通気口の検査	温度を示す無線ICチップ(RFID)かつ/または音速センサの通気口設置	左記の手法で十分
燃料損傷	なし	キャニスタのガス空間を横断する送受信の音速 ^(注5)	左記の手法で十分
燃料リロケーション ^(注6)	なし	乾式貯蔵システムにおける赤外線画像とγカメラ画像の変化	γカメラによる断層画像
コンクリートキャスクの構造健全性	コンクリート表面の外観検査	自動外観検査、シュミットハンマー(応力波)、γカメラ画像	超音波パルス速度、Smart Pebbles TM (無線の塩害センサ)
表面γ線量率	定期的な放射線測定	外観検査とγカメラ画像に含まれる	γカメラによる断層画像に含まれる

(注1) 2012年3月時点の評価である。

(注2) 1~3年程度で実用化の見込

(注3) 4年以上の研究開発期間を経て実証試験に適用の見込

(注4) 二重蓋の溶接に関しては除外している。

(注5) 損傷により放出されたXe、Krは充填されたHeガス中で音速を減速させるが、ガス空間に遮蔽物がないことが前提である。

(注6) 熱応力で割れた燃料ペレットの破片が、被覆管内で移動する事象

ここでは、キャニスタの腐食と、キャニスタからの漏えいのモニタリング技術について概説する。

(a) キャニスタの腐食

a) ボアスコープ検査

ボアスコープとは、硬質な金属チューブを用いて、直接目視できない部位の観察や検査をする工業用の内視鏡のことである。金属チューブ内に映像伝播用の光学系と、ライトガイドをそれぞれ独立して備えている。

キャニスタ表面の検査には、耐放射線性ビデオカメラを使う必要がある。2004年と2007年に、図 2.1.2-23 に示すような数種類の商用の小型ボアスコープを、VSC-17 型コンクリートキャスクの上部の空気流出口から挿入し、キャニスタとライナの隙間 76mm の空間を使って、図 2.1.2-24 に示すような広い範囲の観察が行われた。



図 2.1.2-23 左：東芝 Model 1K-M44H、右：Everest/VIT XLPro

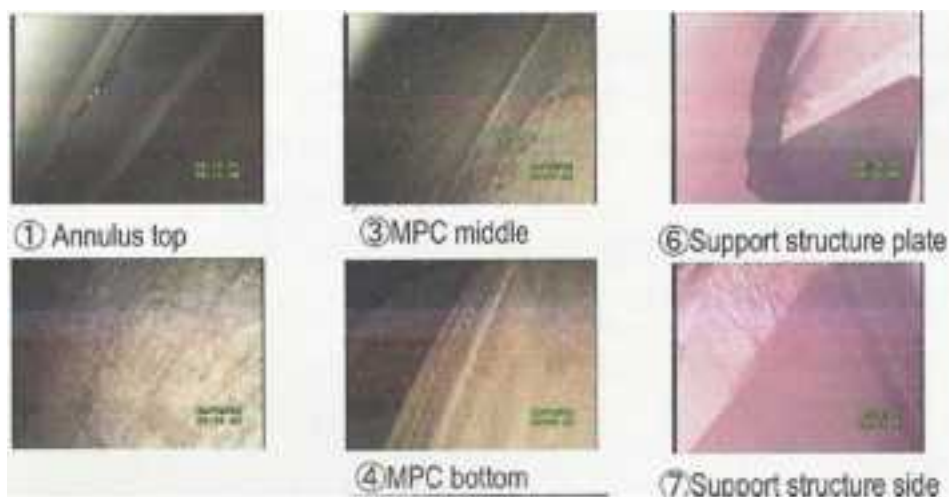


図 2.1.2-24 VSC-17 キャスクの垂直空冷流路内の画像例

(アイダホ国立研究所の協力のもと電力中央研究所が撮影)

同様の検査はオコニーPWR 発電所の NUHOMS 型キャスクでも実施されている。

b) 潮解塩水付着に対する SaltSmart™ 試験片

米国 Naval Surface Treatment Center が開発、米国 Louisville Solutions 社が販売する、塩化物の導電率を利用して可溶性の表面付着塩分量を検出する試験片利用センサである。必要な面積は 15mm×20mm で、そこに純水で湿らせた試験片をセットした装置を約 8 分間貼った後に、装置を SaltSmart™ メータに接続して値を読み取るものである。

c) EMAT(Electromagnetic Acoustic Transducer)

高周波電流によるローレンツ力の振動で音波を発生するもので、非接触かつ受信装置不要である。図 2.1.2-25 に原理を、図 2.1.2-26 に適用例を示す。

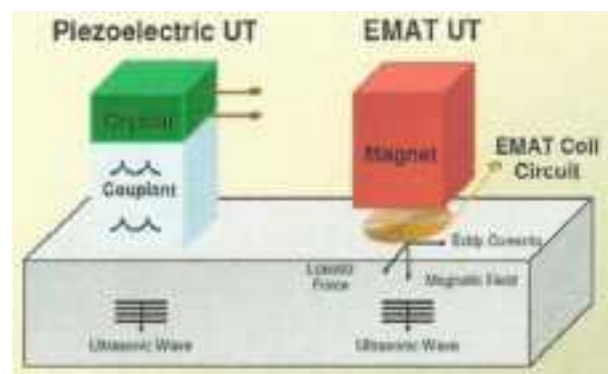


図 2.1.2-25 EMAT UT と従来型圧電 UT

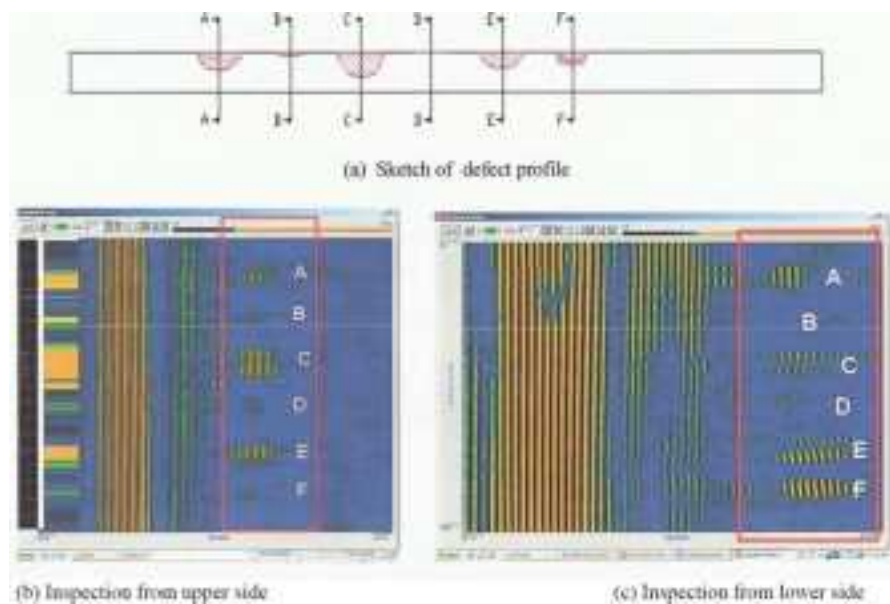


図 2.1.2-26 EMAT によるオーステナイトステンレス溶接部の熱疲労き裂の検査結果

(b) キャニスタからの漏えい

a) 流出空気の声速による検出

表 2.1.2-8 に示すように気体の種類により音速が異なることを利用した、間接的にキャニスタからの He 漏えいを検出する手法である。図 2.1.2-27 に示すように、空気に微量の He が混ざるだけで、漏えい検出に十分な程の音速の急増を示す。

表 2.1.2-8 0°Cの気体における音速

Gas	SoS m/s	Gas	SoS m/s
Hydrogen	1284	Air	331
Helium	965	Argon	319
Neon	435	Krypton	211
Water Vapor	405	Xenon	169

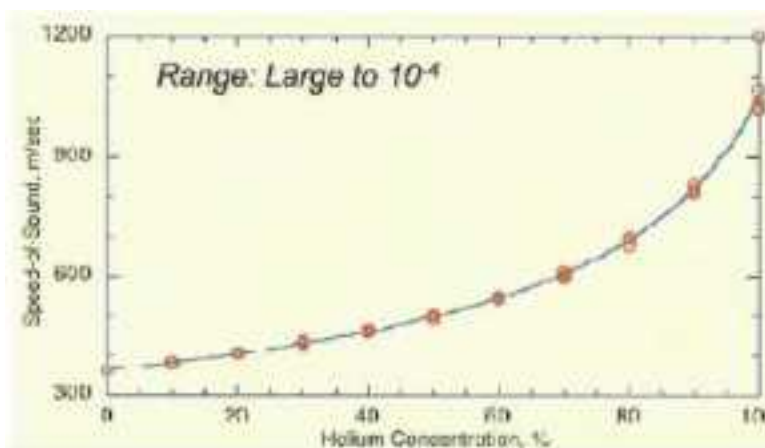


図 2.1.2-27 He 濃度の関数としての 20°Cの空気中の音速

ピッチーキャッチ（送受信）法による音響空洞に送受信 2つの圧電変換器を装着したもので、初期の携帯漏えい検出器を図 2.1.2-28 に示す。音響空洞を小さくして高周波数にして感度を上げれば、さらに小型化でき、実機の空気流入口と流出口に設置して無線信号で送信すれば、実機での漏えいを検出できるようになると分析している。



図 2.1.2-28 アルゴンナ国立研究所が開発した初期の音速利用漏えい検出器(長さ約 13cm)

b) キャニスタ表面の温度変化による検出

He 漏えいにより、キャニスタ内圧が低下すると、対流による熱移動が減少し、キャニスタ底部中心の温度は著しく上昇し、キャニスタ上部中心の温度は著しく低下する。この温度差 ΔT と He 内圧の関係を図 2.1.2-29 に示す。この温度変化 ΔT により、He 漏えいを検知する。

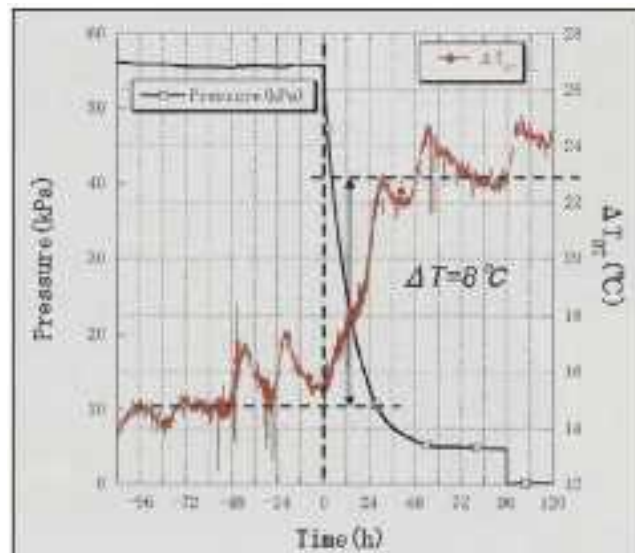


図 2.1.2-29 コンクリートキャスクのキャニスタの上面と下面の温度差上昇と圧力降下
(電力中央研究所)

ただし、He 漏えい速度が非常に遅い場合には、この温度変化の検知は難しいものになるため、この技術の適用は、大規模漏えいの予兆や、キャニスタ内の熱対流が重要な役割を果たす縦型キャスクへの適用に限ると分析している。

(4) まとめ

長期貯蔵方針に向けて、キャニスタ表面の大気 SCC の対策のための技術開発に、国や EPRI が連携して取り組んでいる。今回の調査で以下の知見が得られた。

- ① 乾式貯蔵キャスクのオーステナイト系ステンレス機器の SCC に関して、許認可要件では概要にとどまり、具体的な指針として NUREG-1536 Rev1、NUREG-1567 及び NUREG-1927 に、それぞれ含まれている。また暫定スタッフ指針では、今後の標準審査指針改訂に向けた課題が記載されている。
- ② 経年劣化の研究開発課題の一つとして、海洋環境を含む大気腐食が重視されている。
- ③ 認可更新に伴う初めての沿岸部立地のコンクリートキャスク経年劣化調査が行われて、キャニスタ表面の付着物の成分として、従来想定してきた NaCl の濃度は微量だった。また、不溶性の鉍物と可溶性の硫酸カルシウムが多かった。
- ④ 実環境を模擬した実験条件に近づけていくべきである。
- ⑤ SUS304 で付着塩分量が 0.1g/m^2 でも SCC は発生し、またしきい値ではなかった。
- ⑥ 非塩化物だけではき裂は発生しないが、塩化物と非塩化物の混合物 $\text{NaCl}+\text{NH}_4\text{NO}_3$ に対しては、腐食の抑制因子である硝酸塩が大量にあったとしても、大きなき裂が発生した。
- ⑦ キャニスタの密封機能漏れを実機でモニタリングする複数の技術が、実用化に向けて研究開発が進んでいる。

2.1.3 カナダ

(1) 序論

カナダの原子力規制における最上位の規定は原子力安全管理法（Nuclear Safety and Control Act : NSCA）である。使用済燃料貯蔵に関する組織の関係図を図 2.1.3-1 に示すが、NSCA は様々な連邦政府部署の責任を定め、原子力規制機関としてのカナダ原子力安全委員会（Canadian Nuclear Safety Commission : CNSC）を位置付けている。

Atomic Energy of Canada Limited（AECL）社は、天然資源相に報告を行う独立の国営企業として活動している。同機関の一部は最近民営化されたが、AECL は依然としてサイト内の放射性廃棄物の責任を負う。業界に関しては、原子力事業者（Ontario Power Generation、New Brunswick Power 及び Hydro Quebec 社）が原子炉サイトに建設された使用済燃料関連施設を運用しているが、使用済燃料自体を所有しているわけではない。AECL は、研究炉及び同位体生産用原子炉からの使用済燃料廃棄物を所有しており、2 ヶ所で乾式の使用済燃料貯蔵施設を運用している。

放射性廃棄物管理機関（Nuclear Waste Management Organization : NWMO）が、2002 年、核燃料廃棄物法（Nuclear Fuel Waste Act）によって創設された。NWMO の主な役割は、カナダの使用済燃料に関する長期管理手法の研究開発であり、現時点では、使用済燃料の乾式貯蔵に直接関わっていない。

なお、カナダ原子力協会（Canadian Nuclear Association）は業界団体であり、公共、政治、及び規制分野に積極的に関与している。

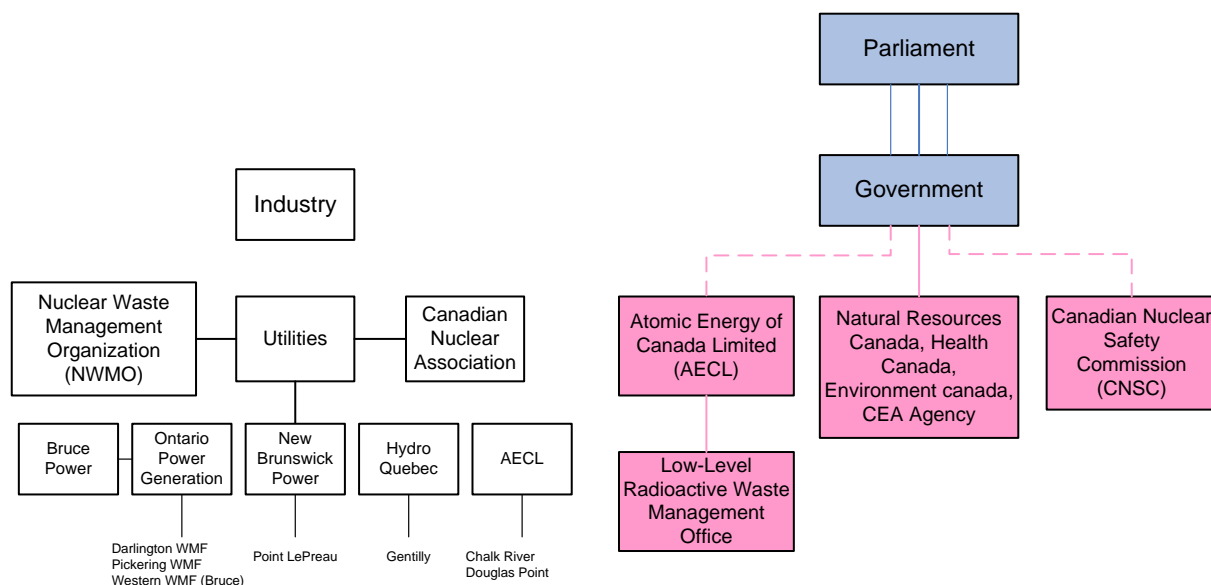


図 2.1.3-1 カナダでの使用済燃料貯蔵に関する政府と業界との関係

(2) 規制動向調査

CNSC は、NSCA の下位法令として、以下の 4 種類の規制文書を発行している。

- 規制政策文書：Regulatory Policy
個別問題又は分野における規制の根底をなす原理原則、又は根本的な要素を記載
- 規制基準文書：Regulatory Standard
許認可申請の際に、許認可取得者が満たすべき CNSC の要求事項について記載
- 規制指針文書：Regulatory Guide
CNSC の要件を満たすための、許認可取得者の指針文書
- 規制通知文書：Regulatory Notice
許認可取得者による適時の措置を要する問題について記載

放射性廃棄物管理は、Managing Radioactive Waste P 290¹² (CNSC 2004) によって規制されている。この規制政策文書には、一般的な原則が記載され、廃棄物の最小化と廃棄物による影響評価という観点でのあらゆる規制要件が含まれている。しかし、廃棄物の管理方法についての詳細は示されていない。

乾式貯蔵キャスクを含む放射性廃棄物管理施設の安全根拠文書と許認可申請を作成するための許認可取得者向けの指針は、CNSC によって定められている。同指針は、許認可申請書に盛り込むべき事柄についての CNSC の要求事項に関する要約であり、長期安全性の根拠の提示、受容基準の策定、及び長期評価の実施とその解釈を含む問題について取扱っている。同指針には、オーステナイト鋼の SCC に関する言及はないが、容器の腐食速度については安全に係る一指標としての記載がある。

(3) 技術動向調査

カナダにおける使用済燃料の管理手法の要点は以下のとおり。なお、カナダは再処理政策を採用していない。

- ① 原子炉サイトでのプール貯蔵
- ② 乾式貯蔵キャスクでの中間貯蔵
- ③ 地下施設での最終的な長期貯蔵又は処分

カナダの使用済燃料の大半は、CANDU 炉型の燃料バンドルで構成され、その他は研究炉用燃料である。CANDU 炉型の燃料バンドルは比較的小さいため（長さ約 50cm、直径 10cm）、使用済燃料貯蔵施設の柔軟な設計が可能である。表 2.1.4-1 に、2010 年 12 月現在

¹² CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2004. Managing radioactive waste. Canadian Nuclear Safety Commission Regulatory Policy P 290.

のカナダにおける湿式及び乾式貯蔵による燃料バンドル数とウラン重量を示す。使用済燃料バンドル全体量のうち、31%は乾式貯蔵である。

表 2.1.3-1 2010 年 12 月現在のカナダの湿式及び乾式貯蔵施設における使用済燃料のバンドル数¹³(CNSC 2012)

(a) 湿式貯蔵

サイト	バンドル数	ウラン重量 (kg)
Bruce A 及び B NGS	735,060	14,071,675
Darlington NGS	331,692	6,343,281
Gentilly-2 NGS	31,197	594,124
Pickering A 及び B NGS	406,365	8,063,824
Point Lepreau NGS	40,758	782,674
McMaster 原子炉	14	13
Chalk River 研究所 (CRL)	378	2,233

(b) 乾式貯蔵

サイト	バンドル数	ウラン重量 (kg)
CRL WMA G	4,886	65,395
CRL WMA B	7,024	32,724
Darlington WMF	56,811	1,082,430
Douglas Point WMF	22,256	299,827
Gentilly-1 WMF	3,213	67,595
Gentilly-2 WMF	87,000	1,651,603
Pickering WMF	218,992	4,350,784
Point Lepreau WMF	81,000	1,553,282
Western WMF (Bruce サイト)	214,262	4,085,034
Whiteshell 研究所	2,268	21,540

現在、カナダでは次の 3 種類の乾式貯蔵キャスクが用いられている。

- AECL コンクリートキャニスタ
- AECL モジュール型空冷貯蔵システム (MACSTOR)
- OPG 乾式貯蔵容器

¹³ CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2012. Canadian national report for the joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. Canadian Nuclear Safety Commission, Ottawa, Ontario, Canada.

AECL コンクリートキャニスタは、使用済燃料を装荷し、それぞれが溶接された蓋を有する 6～10 個のステンレス製バスケットを収容する鉄筋コンクリート製のシェルで構成される (図 2.1.3-2)。このコンクリート製のシェルには内張と 2 本の小さな管が取り付けられており、それによって内張と燃料バスケットの間の空気をモニタリングし、密封性能を確認できるようになっている。熱除去のために空気を循環させる装置はない (なぜなら、CANDU 炉の燃料は低燃焼度である) ため、外気の浮遊物質が入り込む可能性は低い。この乾式貯蔵キャニスタは、Douglas Point、Gentilly-1 号機、Point Lepreau 及び Whiteshell 研究所のサイトで燃料貯蔵に使用される。

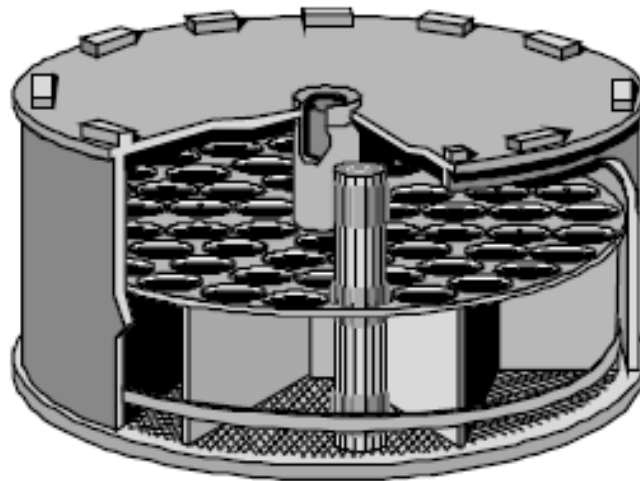


図 2.1.3-2 60 本の CANDU 炉の燃料バンドル用ステンレス製バスケット (AECL コンクリートキャニスタ) ¹⁴ (Allen and Dormuth 1999)

AECL はまた、MACSTOR と呼ばれる空冷モジュール型乾式貯蔵キャニスタも開発している (図 2.1.3-3)。このキャニスタは、図 2.1.3-2 に示されているものに類似の 10 個の燃料バスケットを含む多くの鋼製シリンダーで構成され、それが鉄筋コンクリート構造物に収納されている。燃料の崩壊熱は自然対流によって発散される構造である。空気は、亜鉛めっきが施された鋼製シリンダーの外部に接し、それがモジュール上部のコンクリート板につながっている。このため、外気の浮遊物質は、ステンレス鋼バスケットに接触することになる。MACSTOR は、カナダの Gentilly-2 号機とルーマニアのチェルナボダにある CANDU 炉及び中国の秦山原子力発電所で使用されている。

¹⁴ Allen C.J. and Dormuth K.W. 1999. The back end of the fuel cycle and CANDU. *Proc. technologies for the management of radioactive waste from nuclear power plants and back end nuclear fuel cycle activities*, International Atomic Energy Agency, C&S Papers Series 6/C, paper 10., IAEA-SM-357/10.

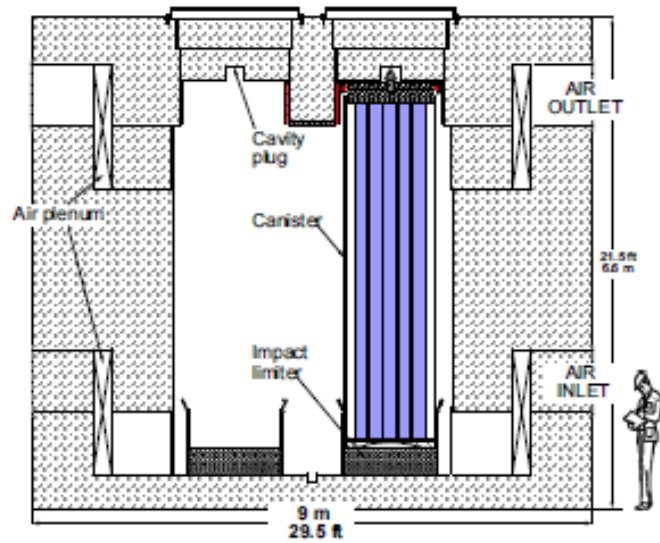


図 2.1.3-3 モジュール型 MACSTOR 乾式貯蔵システム断面図¹⁴(Allen and Dormuth 1999)

カナダの乾式貯蔵施設内の使用済燃料の大半(70%)は、Ontario Power Generation (OPG)の乾式貯蔵容器(図 2.1.3-4)に収容されている。これらの巨大な鉄筋コンクリート構造物はC鋼製の内外ライナを有し、384本の燃料バンドルを収容することができる。内部キャビティはヘリウムガスがで充填され、燃料の酸化が防止されている。これにより内部腐食が抑制される。この貯蔵システムは、Pickering、Darlington 及び Western (Bruce サイト内)の廃棄物管理施設で使用されている。この乾式貯蔵容器は屋内に収容されているため、外気の浮遊物質にさらされる度合いが低い。

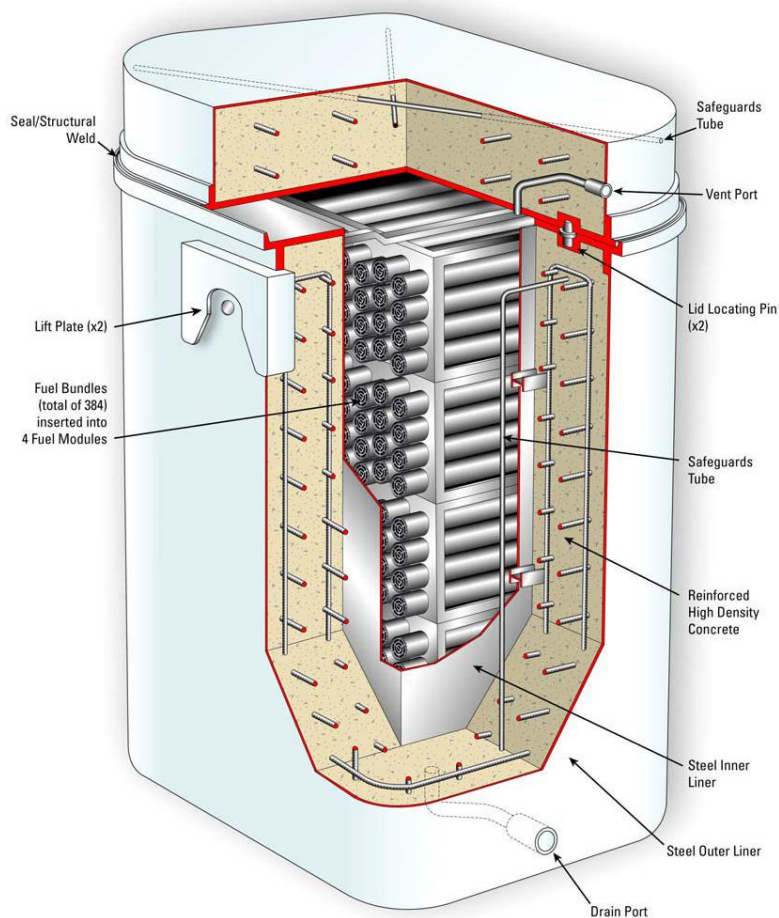


図 2.1.3-4 OPG 乾式貯蔵容器の概要

なお、本調査において、AECL コンクリートキャニスタ、MACSTOR、そして OPG 乾式貯蔵容器の金属機器に関する腐食について、公開された報告書は存在しなかった。

(4) まとめ

カナダにおける使用済燃料の管理手法の要点は、原子炉サイトでのプール貯蔵、乾式貯蔵キャスクでの中間貯蔵、地下施設での最終的な長期貯蔵又は処分であり、再処理政策を採用していない。

カナダでは次の3種類の乾式貯蔵キャスクが用いられているが、金属機器に関する腐食について、公開された報告書は存在しなかった。

- AECL コンクリートキャニスタ
- AECL モジュール型空冷貯蔵システム (MACSTOR)
- OPG 乾式貯蔵容器

2.1.4 スペイン

(1) 序論

スペインの炉型は PWR 及び BWR であり、合計 8 基の原子炉を所有している。1970 年に運転を開始した Santa María de Garoña 原子力発電所を除き、原子力発電所は 1980 年から 1988 年の間に全国の送電網に接続された。全ての原子力発電所の燃料プール貯蔵槽には、貯蔵能力を引き上げるための燃料ラックが設置されている。

稼働中の 8 基のほか、廃炉となった Vandellós I ガス冷却式原子力発電所は、第 1 段階の廃炉作業を経て、現在待機状態にある。Vandellós I の使用済燃料は再処理でフランスに輸送されている。再処理工程を経た高レベル及び中レベル廃棄物の一部はスペインに返還される。

PWR の Jose Cabrera もまた解体作業中である。同原子力発電所の使用済燃料（300 トン (U)）は 2009 年に取り出され、現在サイト内にて、多目的キャニスタで乾式貯蔵されている。高レベル放射性廃棄物のガラス固化体と、約 650m³ の様々な長寿命核種を含む中レベル廃棄物を収容した約 69 基のキャニスタもまた、同サイト内で貯蔵される予定である。

なお、スペインでは、高レベル廃棄物の最終処分についてまだ本決定がなされていない。可能性のあるいくつかの解決策が検討されており、その 1 つが地層処分である。

(2) 規制動向調査

1) 規制当局

スペインにおける使用済燃料取扱いに関する規制制度については、使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する協定 (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel and of the Safety of Radioactive Waste Management) によって定められている。スペインの放射性廃棄物管理機関は、ENRESA (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.) であり、ENRESA は多くの異なる規制機関からの規制を受ける公営企業である (図 2.1.4-1)。これらの規制機関には以下が含まれる。

- 産業・エネルギー・観光省 (MITYC) : 放射性廃棄物に関する管理政策の策定について責任を負う規制機関
- 原子力安全評議会 (Consejo de Seguridad Nuclear : CSN) : 原子力の安全及び放射線防護に責任を負う規制機関

CSN は、一般法 (Common Law) の下での独立機関であり、他の国家機関と異なる独自の法的地位と予算を有する。CSN は、原子力安全と放射線防護問題に関するスペイン唯一の規制当局である。

CSN の検査官は、施設に立ち入り、関係する文書を調査する権限を有するほか、安全面の理由から施設の運用又は検査対象となる活動を停止させることもできる。同検査官はま

た、自身の目的を達成するために、試験を実施することもできる。試験結果は検査報告書に記録され、MITYC に提出される。同報告書は、原子力及び放射性関連施設の認可を交付すべきか否かを MITYC が決定する際の基礎資料として使用されるものである。

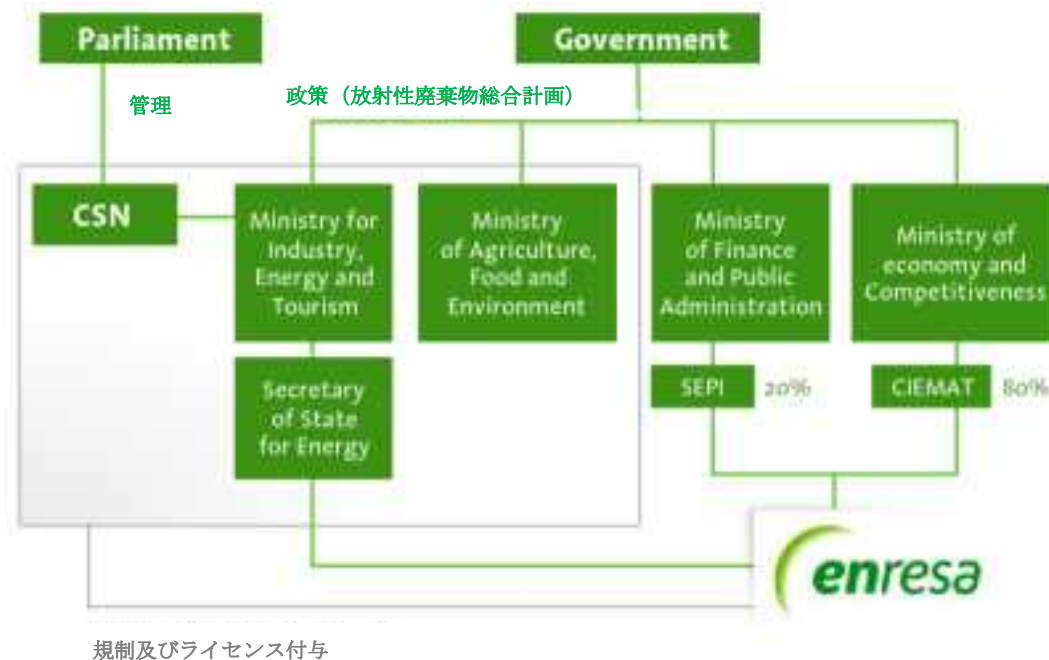


図 2.1.4-1 ENRESA の規制監督組織

2) 規制における ASCC の取り扱い

CSN は次の安全目標を達成するため、定期検査の実施権限を有している。

- 未臨界の維持
- 放射性物質の閉じ込め機能の維持
- 職員と公衆に対する放射線量を許容可能なレベル未満に抑制し、合理的に達成可能な範囲での最低限度を維持 (ALARA)
- 回収可能性の維持
- 上記の安全機能を実現する上で必要となる熱の除去

スペインの規制は、ステンレス鋼における ASCC が、安全機能にどのように影響するかについて具体的に触れているわけではなく、また、影響緩和に必要とされる手順も定めていない。

しかし、スペインの乾式貯蔵施設は米国の技術要件に基づいたものである。したがって、これら施設的设计基準は IAEA 基準 (安全シリーズ 116 「使用済燃料貯蔵施設的设计」) や米国 NRC の 10 CFR 72 及び同国基準の技術要件を満たすものである。これらの規定について

ては 2.1.2 に記載したので、参照されたい。

(3) 技術動向調査

1) 現在の技術開発状況

スペインにおける使用済燃料の大半は放射性廃棄物として取扱われるが、Vandellós I 原子力発電所の燃料は再処理されている。使用済燃料の大部分はプール保管されるが、Vandellós I の再処理済燃料はフランスで保管されるものがある。

しかしながら、乾式貯蔵施設は、現在 Trillo 及び José Cabrera 原子力発電所で建設されており、第 3 の貯蔵施設が Ascó 原子力発電所で建設中である。短期計画では、他の原子力発電所にも乾式貯蔵施設が建設されることになっている。

Trillo 原子力発電所の貯蔵施設は、使用済燃料の中間貯蔵を目的に設計された。この中間貯蔵施設には、コンクリート壁と屋根を有し、貯蔵と輸送を目的とした 80 基の ENSA-DPT キャスクを収容できる貯蔵庫も含まれる。ENSA-DPT キャスクは、照射済燃料を装荷でき、取扱いが容易である。シンプルな乾式貯蔵システムを目的に、スペイン及び米国企業が、ENRESA を開発した。

ENSA-DPT キャスクは円筒状の容器で、装荷した際の最大重量が 118 トンに達する。高さは 5.02m、直径は 2.36m である。壁は一連の鋼鉄や鉛等の中性子遮蔽材で構成されている。このキャスク一体で、Trillo 原子力発電所の 21 体の燃料集合体を収容することができる。燃料バスケットは、ステンレス合金に Al と B₄C を組み合わせた構造となっており、熱の分散を促進するように設計されている。容器の蓋は二重のステンレス板で構成され、二重の金属製 O リングを含む。このキャスク設計は、通常の運用時には保守作業を必要とし、当初の目視検査と漏えい試験を通じて適格性を確認する必要がある。2 つの容器蓋の間の空間は、貯蔵時に加圧される。この圧力は圧力変換器によって制御されており、モニタリングされ、データが記録される。圧力変換器は 2 年ごとに性能評価される。

José Cabrera 及び Ascó 原子力発電所の中間貯蔵施設はサイト内にあり、それぞれの原子炉で発生した使用済燃料の全てを乾式貯蔵条件下で取扱えるように設計されている。この中間貯蔵施設には、10 基 (Ascó) 又は 12 (José Cabrera) 基の乾式キャスク・モジュールを支えることが可能な鉄筋コンクリート板で構成されている。双方の原子力発電所サイトでは、図 2.1.4-2 に示す HI-STORM 100 のキャスク貯蔵システム (Holtec International 社製、ENRESA が製造) が使用される予定である。このキャスクは次の 3 要素で構成される。

- 内部のステンレス製容器 (カプセル) :
カプセル内には、最大 21 体の燃料集合体を収容できるように設計されたラックが備わっており、使用済燃料用の閉じ込め障壁で構成される。
- カプセルを収容する鋼鉄とコンクリートで構成される貯蔵モジュール :

貯蔵モジュールは、放射線を遮蔽し、受動的な熱除去や換気、及びカプセルの構造的な防御機能を担う。

- 燃料装荷カプセルを燃料プールから貯蔵モジュールに移送するための輸送容器：物理的な防御機能と生物に対する遮蔽機能を担う。

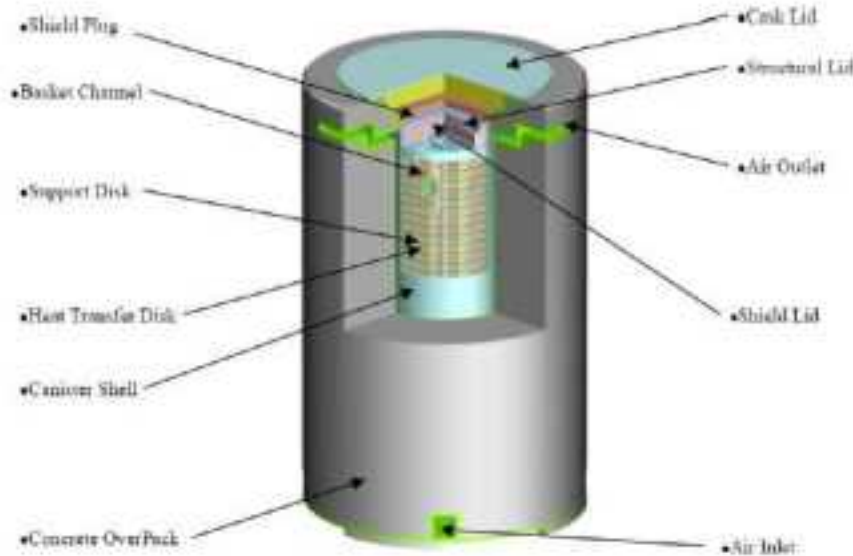


図 2.1.4-2 HI-STORM キャスク¹⁵

2) ATC プロジェクト

セキュリティ及び経済的な理由から、スペインでは原子力発電所サイト毎に使用済燃料を乾式貯蔵するという、従来の概念から、独自の集中型乾式中間貯蔵施設に向かって方向転換しつつある。ATC (Almacén temporal centralizado : 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物等の集中中間貯蔵施設) プロジェクトと呼ばれるこの計画は、ENRESA が実施主体である。スペイン中部の Villar de Cañas に集中型乾式中間貯蔵施設を建設する予定であり、建設は 2017 年に完了することになっている。この貯蔵施設に、1968 年以降のスペイン国内の原子力発電所で発生した全ての高レベル放射性廃棄物 (推定 12,816m³) を集約させることになる。

ATC プロジェクトには、貯蔵施設と併せて、ENRESA の研究開発計画を支援するための技術研究センターの建設も含まれる。同センターには、使用済燃料や放射性廃棄物、その他材料の特性評価を目的とした研究実施のための研究所が含まれる見通しである。同センターは、より長期の貯蔵を含む様々な長期管理の選択オプションと、深地層処分場における最終処分の評価作業を支援することになっている。集中型の貯蔵施設は、当初 60 年超期間の貯蔵について許可される見通しであったが、100 年間の貯蔵を前提とした安全規則に

¹⁵http://www.enresa.es/activities_and_projects/high_wastes/jose_cabrera_nuclear_power_plant_temporary_storage_facility

基づいて建設される予定である。

天蓋タイプの貯蔵形態に基づく貯蔵施設の基本設計は、2006年にCSNが承認した¹⁶(Zuloaga 2011)。中間貯蔵施設の基本設計の許認可要件は、IAEA基準に加えて、米NRCの10 CFR 72の基準に関係した要件を考慮するよう定められたものであった。その理由としては、IAEAや米国基準が完成されていることであった。

貯蔵概念には、以下の特徴と手順が含まれている（施設概要図については図2.1.4-3を参照）。

- 使用済燃料をホットセルでキャニスタに移し替える。
- ステンレス製キャニスタを真空乾燥させ、ヘリウムを充填し、二重密閉する。
- 次に、キャニスタをコンクリート壁で囲まれたステンレス製の貯蔵用ウェルに移す（ウェルあたり2基のキャニスタ）。
- キャニスタとウェルとの間隙に、窒素を充填する。
- 貯蔵設備に二重壁を設ける。
- 二重壁間の環状部分はキャニスタと直接、接しておらず、冷却用空気の循環経路となる。

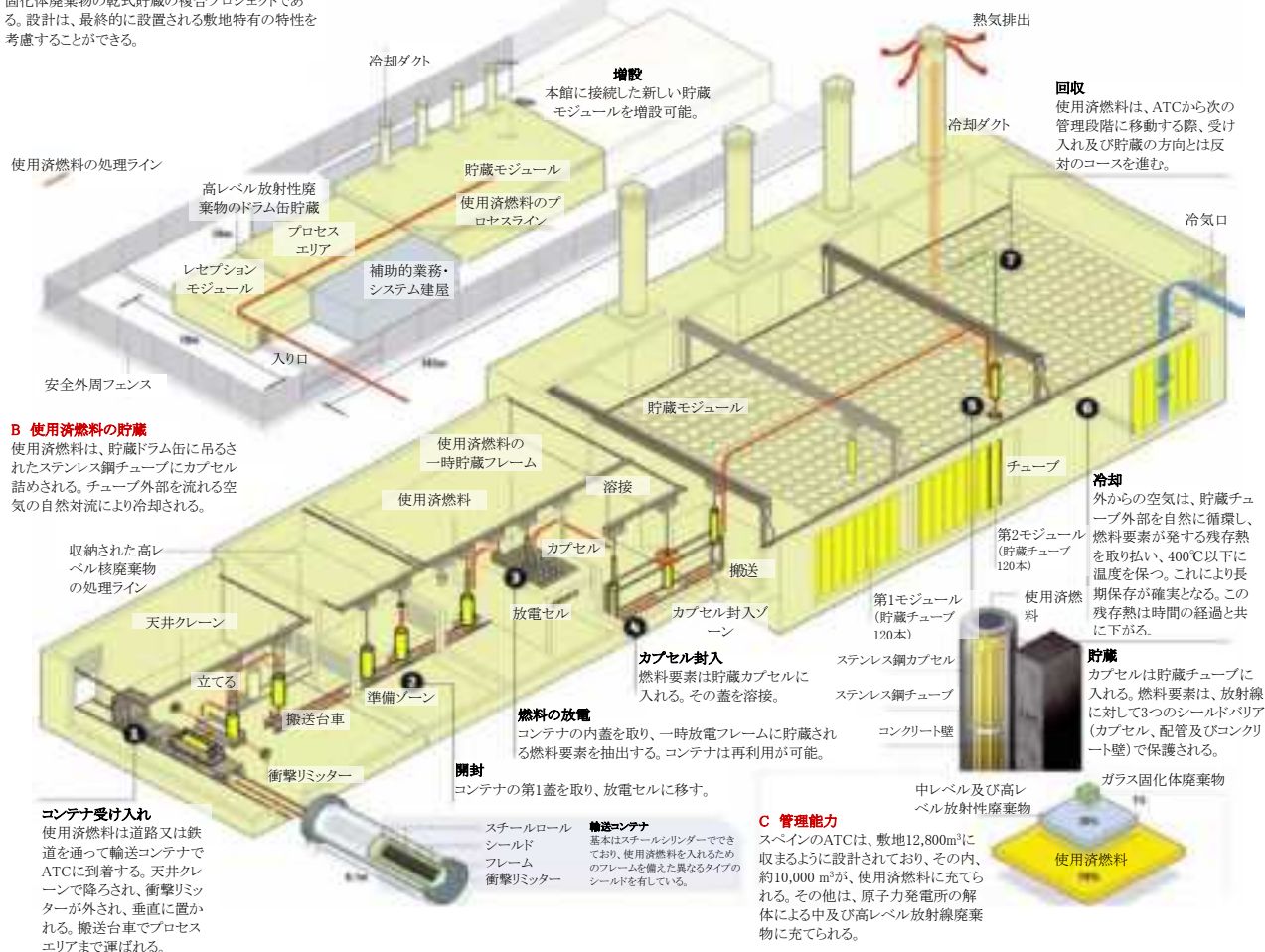
貯蔵想定期間を通じ、キャニスタ性能を維持する上で十分低いと考えられる400°C未満に温度を維持するため、自然の外気対流によって冷却が確実に行われるようになっている。そのため、各貯蔵用天蓋には空気の対流による独立の冷却ルートを備えている。外気は空気取入れ口から内部に入り、天蓋の低圧部分につながっている。この空気はさらに貯蔵壁周辺の二重スリーブ内部を循環し、加熱された空気が天蓋上部に導かれ、その後煙突（上部が金属のコンクリート製）を通じて外部に放出される。天蓋内部の中程の高さに位置する金属製プレートは、底部の空気取入れ部と天蓋内部とを確実に分離するためのものである。

¹⁶ Zuloaga P., Ordoñez M., Andrade C., and Castellote M. 2011. Ageing management program for the Spanish low and intermediate level waste disposal and spent fuel and high-level waste centralised storage facilities. EPJ Web of Conferences, 12, 01003.

スペインの未来のATC(集中型中間貯蔵施設)

A 設備

スペインATCプロジェクトは、使用済燃料及びガラス固化体廃棄物の乾式貯蔵の複合プロジェクトである。設計は、最終的に設置される敷地特有の特性を考慮することができる。



ATC 施設は貯蔵（受入れ）と回収（取出し）に係る作業を容易に実現できるように設計されている。使用済燃料キャニスタは貯蔵ウェルから容易に回収でき、既存のホットセルにおいて再び開封することができる。その後、使用済燃料集合体を取り出し、検査し、再びキャニスタに装荷することができる。予備の天蓋も用意され、必要に応じて使用中の天蓋の内容物を取り出して中に検査員が入り、検査や補修が行えるようになっている。

スペインでは、原子炉のデコミによって発生した大量の中レベル放射性廃棄物を収容することと、特に以前、使用済燃料を収容していたキャスクの中間貯蔵（Buffer Strage）¹⁸を目的として、追加の貯蔵用建屋建設の必要性又はこの貯蔵施設の拡張の是非について議論がある。

¹⁷ www.enresa.es

¹⁸ Zuloaga P., 2010. ATC. The Centralised Storage Facility for the Spanish Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Waste. ENRESA.

3) 経年管理プログラム

ATC の設計及び許認可プロセスを支援する経年管理プログラムが策定されている。同プログラムは、異なる ATC 機器（使用済燃料集合体、閉じ込めシステム、及びコンクリート構造物を含む）の耐久性を最適化するためのものである。同プログラムはまた、費用がかさむ可能性のある建設時又は初期運用時の改修作業を回避するために必要とされる監視要件も満たすものである。

キャニスタ腐食モニタリングのためのプログラムの詳細を Zuloaga¹⁹が紹介している。当該のサイトは非都市部、非海洋区域に位置し、気候も穏やかであるため、同プログラムは、ステンレス製キャニスタが浸食性の腐食環境にばく露されない旨の想定に基づくものである。

モニタリングの内容には、容器壁間に存在するヘリウムと、キャニスタとコンクリート壁間の隙間に含まれる窒素の漏えい検知システム、及び貯蔵ウェルの蓋を開けた後の検査が含まれる。当該モニタリングは、多くのウェル（例えば天蓋あたりで6基）内の温度と腐食速度を測定するため、堅固な計装装置を使って実施される。センサーは、水滴が溜まりやすい貯蔵ウェルの下部に設置することが望ましい。

スペインは、ATC 施設内において、ステンレス製キャニスタが浸食性の腐食環境にさらされないと想定しているため、キャニスタの SCC に対応するための具体的な研究開発やプロジェクトはない。SCC に関係する過去から現在までの研究開発プロジェクトの大半は、コンクリート構造物内の鉄筋に関するものであった。

CSN は、原子力安全と放射線防護の分野における研究開発とモニタリングに責任を負う。CSN は、2011 年から 2016 年までの期間に、原子力安全と放射線防護に関する研究開発プログラムを策定し、これを進めるための CSN の研究開発活動を強化することにある。

ASCC 問題に関して、CSN の研究開発プログラムでは、材料性能に言及しており、これには恐らく腐食等の材料劣化メカニズム解明が含まれるはずである。ただし、この研究開発プログラムは、中間貯蔵施設に限定するものではない。

放射性廃棄物に限定した場合の現行の研究開発計画として、ENRESA によるものがある。ENRESA の研究開発計画（2009～2013）は、ENRESA で現在運用されている、全ての施設を対象としたものであり、研究開発のトピックには以下が含まれている。

- 廃棄物関連技術
- 廃棄物処理、処分及び解体

¹⁹ Zuloaga P., Ordoñez M., Andrade C., and Castellote M. 2011. Ageing management program for the Spanish low and intermediate level waste disposal and spent fuel and high-level waste centralised storage facilities. EPJ Web of Conferences, 12, 01003.

- 閉じ込めシステムと材料
- 放射線防護、環境回復モデル
- 知識の連携及び管理

ENRESA はまた、EU のプログラムや OECD/NEA 作業部会を含む様々な国際的研究開発プログラムにも参画している。

しかし、ENRESA では乾式中間貯蔵に関連した研究開発活動がないことを確認した。ENRESA における優先的な検討課題としては、コンクリート中鉄筋材の腐食とのことであった。

(4) まとめ

スペインでは、原子力発電所サイト毎に使用済燃料を乾式貯蔵するという、従来の概念から、独自の集中型乾式中間貯蔵施設（ATC）に向かって方向転換する途上である。スペイン中部の Villar de Cañas に ATC 施設を予定しており、2017 年に完成予定である。施設設計の許認可要件に、スペイン独自色は薄く、米国の規制基準を取り込んだものである。

スペインは、ATC 施設内において、ステンレス製キャニスタが浸食性の腐食環境にさらされることはない想定しているため、キャニスタの SCC に対応するための具体的な研究開発やプロジェクトはない。SCC に関係する過去から現在までの研究開発プロジェクトの大半は、コンクリート構造物内の鉄筋に関するものであった。

2.1.5 イギリス

(1) 序論

英国において、使用済燃料管理に関わる機関は数多い。民生用の原子力発電計画は、過去 20 年で様々な変遷を辿っており、現在の Magnox 型炉（GCR : Gas Cooled Reactor、クールダーホール型炉）及びガス冷却炉（AGR : Advanced Gas-cooled Reactor）はそれぞれ、Magnox Ltd 社と EDF Energy 社によって運転されている。

英国の Magnox 炉とセラフィールド再処理施設のデコミ及び除染作業の管理監督を目的として原子力廃止措置機関（NDA）が 2005 年に設立された。NDA は、17 の原子力サイトとそれに伴う責任を有している。NDA は現在、EDF Energy 社の既存原子力サイトにおけるデコミ計画を精査している。

英国の原子力規制機関は、原子力規制局（Office for Nuclear Regulation : ONR）であり、ONR は安全衛生庁（Health and Safety Executive : HSE）の 1 機関である。なお、ONR を HSE とは異なる、独立した法制機関にする計画がある。環境庁及びスコットランド環境保護庁もまた、現在、HSE とともに高レベル放射性廃棄物の管理を規制している。

(2) 規制動向調査

他国と同様、ONR は廃棄物所有者に対して、目標ベースの指針^{20,21,22,23,24,25}（ONR 2010a-d、2011a,b）のみを定めている。

貯蔵に関する指針としては、ONR 2011b²⁵ があるが、これには、貯蔵の基本要件、受動的な安全原理、深層防護の概念、一般的な貯蔵施設設計や遮蔽要件についてしか述べられておらず、具体的な記述がない。したがって、ステンレス機器の SCC についても触れていない。ONR 2011b は、基本要件を満たす限りにおいて、廃棄物所有者にある程度の柔軟性を与えることを意図した内容となっている。

また、英国の中レベル放射性廃棄物に関しては、ステンレス製容器による乾式中間貯蔵

²⁰ ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010a. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 1 The regulatory process. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

²¹ ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010b. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 2 Radioactive waste management cases. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

²² ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010c. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3a Waste minimisation, characterisation and segregation. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

²³ ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010d. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3d Managing information and records relative to radioactive waste in the United Kingdom. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

²⁴ ONR (Office for Nuclear Regulation). 2011a. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3b Conditioning and disposability. Office of Nuclear Regulation, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

²⁵ ONR (Office for Nuclear Regulation). 2011b. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3c Storage of radioactive waste. Office of Nuclear Regulation, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

時の環境起因の SCC（及び局所的な腐食）を管理し、回避することを目的とした貯蔵施設
の設計者及び事業者向けの指針が策定段階にある。

なお、規制要件としては、温度が 50℃（又は短期的には 80℃）を超えないこと、湿度を
60%未満（検討中）とすること、及び汚染を回避するためにあらゆる対策を施すことなど、
いくつかの指針は既に存在する^{26,27,28}（Nirex 2003a,b 2005）。

(3) 技術動向調査

1) 使用済燃料の中間貯蔵

英国においては、民生用及び軍事的な原子力施設から発生する多量の放射性廃棄物が存
在する。長年にわたり、使用済燃料を再処理するか、又は原子炉サイトの貯蔵施設に一定
期間貯蔵した後にそれを地下の地層処分場で直接処分する政策がとられてきた。しかし、
セラフィールド再処理施設の操業に遅れと問題があり、処分場用地の選定も遅れているた
め、乾式中間貯蔵の可能性もある程度検討されている。

旧世代の Magnox 原子炉からの燃料は、反応性の高いマグネシウム合金に覆われ、長期
貯蔵には適さないと考えられてきた。最近の知見として、再処理は依然として Magnox 炉
の使用済燃料を管理するうえで最も可能性の高い手法であり、乾式中間貯蔵が実現可能な
オプションの 1 つと見なされている²⁹（NDA 2012）。一方、乾式中間貯蔵は、ガス冷却炉
の酸化燃料向けの可能性あるオプションとも考えられている^{30,31}（Fox 2010、NDA 2011a）。
さらに、Sizewell B PWR における使用済燃料の乾式中間貯蔵が現在検討されているところ
である³²（NDA 2011b）。ここでは、24 体の PWR 使用済燃料集合体を収容することができ
る Holtec 社製の多目的キャニスタ（MPC-24）を使用した中間貯蔵を実施した後に、地層
処分場にて直接処分することが提案されている。地元自治体は、同計画に賛成しており、
2013 年 1 月に中間貯蔵施設の建設が始まった。2015 年に施設の操業が予定されている。

しかしながら、現時点の英国に存在する使用済燃料の大半は、プール貯蔵にて一定期間
の管理がされるものである点に注意する必要がある。

2) ステンレス製容器を用いた中レベル廃棄物の貯蔵

英国では乾式貯蔵施設内のステンレス製キャニスタ機器における SCC の事例はないが、

²⁶ Nirex. 2003a. Generic Repository Studies - Generic Disposal System Specification Volume 1 (Specification), Nirex Report N/075.

²⁷ Nirex. 2003b. Generic Repository Studies - Generic Disposal System Specification Volume 2 (Justification), Nirex Report N/075.

²⁸ Nirex. 2005. Guidance on Environmental Conditions during Storage of Waste Packages, Waste Package Specification and Guidance Documentation, United Kingdom Nirex Limited WPS/630.

²⁹ NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2012. Magnox fuel strategy position paper. Nuclear Decommissioning Authority, London, UK.

³⁰ Fox D. 2010. Topic strategy: oxide fuel. Nuclear Decommissioning Authority Strategy Management System Topic Strategy, Doc. No. SMS/TS/C2/G0/001 v2.0.

³¹ NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2011a. Oxide fuels. Credible options. Nuclear Decommissioning Authority, Doc. Ref: SMS/TS/C2-OF/001/Credible Options

³² NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2011b. Packaging of Sizewell B spent fuel (pre-conceptual stage). Summary of assessment report. Nuclear Decommissioning Authority, London, UK.

中レベル廃棄物用のステンレス製容器を用いた貯蔵において、腐食に関する経験は多く有する。

中レベル放射性廃棄物貯蔵容器に関する事例と広範な実験データベースには、使用済燃料における環境起因の SCC があるが、唯一の違いは中レベル放射性廃棄物貯蔵施設の温度が低いことだけである。

英国における現在の中レベル放射性廃棄物貯蔵容器に関する研究開発状況の要点を以下に示す。

- プロトタイプとして位置づけたステンレス製容器に対する継続的なモニタリングを実施している。温度や湿度の環境管理がされていない建屋に設置したプロトタイプの 4m ステンレス製の中レベル放射性廃棄物貯蔵容器に対して、1998 年以降モニタリングを実施している³³ (Winsley 等 2011)。このステンレス製容器は 316S11s グレードで製造されており、304 ステンレスよりも炭素分が少ない。この容器における塩分付着は底部付近で最もひどく、輸送時等で塩分が原因であると考えられている。しかし、これを上回る高濃度の付着が水平面で観察され、空気中の浮遊塩分粒子付着の影響を示唆している。唯一目視で確認できる重大な腐食は、さび発生領域を伴う鋼鉄製機器の使用に関係するものである。なお、残留応力が高い可能性のある領域に SCC は、目視上、観察されていない。
- 中レベル放射性廃棄物貯蔵施設及び類似施設からのサンプル収集を実施している。中レベル放射性廃棄物貯蔵施設に類似した、現在建設中の貯蔵施設及びその他の産業施設のデータが得られており、現在分析中である。この作業結果は公表されていない。
- 英国の大学は、孔食と SCC に関する基礎的な実験を行っており、孔食と SCC メカニズムに関する多くの研究プログラムが実施中である^{34,35,36,37} (Albores-Silva 2011、Cook 2010、Ghahari 2011、Mi 2011)。これらの研究を通じては、直接的 (例えば、SCC の表面塩分濃度のしきい値³⁴ (Albores-Silva 等 2011)) 又は間接的な

³³ Winsley R.J., Smart N.R., Reddy B., Rance A.P., and Fennell P.A.H. 2011. 4 metre box monitoring programme – final report for the period 2007-2010. SERCO report prepared for NDA Radioactive Waste Management Directorate, SERCO/TCS/006028.01/Issue 001/FinalReport.

³⁴ Albores-Silva O.E., Charles E.A., and Padovani C. 2011. Effect of chloride deposition on stress corrosion cracking of 316L stainless steel used for intermediate level radioactive waste containers. *Corrosion Engineering Science and Technology*, 46, 124-128.

³⁵ Cook A.B., Duff J., Stevens N., Lyon S., Sherry A., and Marrow J. 2010. Preliminary evaluation of digital image correlation for in-situ observation of low temperature atmospheric-induced chloride stress corrosion cracking in austenitic stainless steels. *Electrochemical Society Transactions*, 25, 119-132.

³⁶ Ghahari S.M., Krouse D.P., Laycock N.J., Rayment T., Padovani C., Suter T., Mokso R., Marone F., Stampanoni M., Monir M., and Davenport A.J. 2011. Pitting corrosion of stainless steel: measuring and modelling pit propagation in support of damage prediction for radioactive waste containers. *Corrosion Engineering Science and Technology*, 46, 205-211.

³⁷ Mi N., Ghahari M., Rayment T., and Davenport A.J. 2011. Use of inkjet printing to deposit magnesium chloride salt patterns for investigation of atmospheric corrosion of 304 stainless steel. *Corrosion Science*, 53, 3114-3121.

(例えば、SCC 関連研究を対象とした画像検査技術の開発³⁵ (Cook 等 2010)) SCC による損傷管理と予測に使用できる一連の技術情報が提供される。

- 局所的腐食や SCC による損傷の評価を目的とした予測手法開発を行っており、貯蔵施設の設計者及び運用者がき裂発生と成長の評価をする際の予想手法開発を現在実施している^{38,39,40} (King 等 2012、2013a,b)。評価コードの基礎となるモデルには、環境と腐食の双方のモジュールが備わっている。環境に関するモジュールは、表面の水分状態と塩分量が、腐食を発生させる上で十分なものかどうかを決定することができる。腐食に関するモジュールは、孔食と SCC の発生を予測し、孔食やき裂が発生した際には損傷程度を予測することもできる。
- 予測評価モデルの構築を目的に、SCC と孔食に関するデータを収集している。この予測ツールは大量の入力データを必要とし、その一部は文献から引用され、また一部は実験を通じてデータが提供される。
- 代替的な容器材料の検討を行っている。代替材料としては、二相ステンレス鋼⁴¹ (King 2009) 及び球状黒鉛鋳鉄がある。
- モニタリングツールを開発している。中レベル放射性廃棄物貯蔵容器の表面汚染度に関する遠隔モニタリングを可能にするためのモニタリング技術が開発中である。

上記のように、長期的なステンレス製の中レベル放射性廃棄物貯蔵容器を対象とした SCC 関連の研究開発及びモニタリング計画は継続的に行われている。この開発計画には適宜見直しが行われている。

本調査で入手することができなかった乾式貯蔵容器キャニスタの SCC 関連研究は、中レベル放射性廃棄物貯蔵容器で発生する SCC と同等のものとして取り扱われている可能性がある。

(4) まとめ

現在、英国の民生用原子炉では、乾式中間貯蔵は行われていない。従来から、原子炉サイトにある使用済燃料プールにて湿式貯蔵が行われており、その後、再処理を目的にサイ

³⁸ King, F., Robinson P., Watson C., and Burrow J. 2012. ACSIS Version 0. Theory manual and preliminary simulations using the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (ACSIS) Model Version 0. AMEC Report 17391-TR-004, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

³⁹ King, F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Metcalfe R. 2013a. ACSIS Version 1. Description of Modifications to the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (ACSIS) Model and the Results of Simulations Using ACSIS Version 1. AMEC Report 17391/TR/0008 Issue 1, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

⁴⁰ King F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Padovani C. 2013b. ACSIS – a model to assess the potential for atmospheric corrosion of stainless steel ILW containers during storage and the operational phase of a UK geological disposal facility. *Corrosion/2013*, Paper Number 2717, NACE International, Houston, Texas.

⁴¹ King F. 2009. Corrosion resistance of austenitic and duplex stainless steels in environments related to the Nuclear Decommissioning Authority's Phased Geological Repository concept. Quintessa Limited report to NDA RWMD, QRS-1384C-R1 Version 1.2.

ト外に輸送されてきた。しかし、セラフィールドでの再処理施設の運営問題や処分施設許可手続の遅延を理由として、将来的には、長期的な中間貯蔵がより注目されるようになる。最初の乾式貯蔵は、Sizewell B 原子力発電所の使用済燃料に適用されるとはしたが、それは数年後のことである。

なお、乾式中間貯蔵容器キャニスタを対象とした SCC の研究開発計画は見当たらない。

2.1.6 韓国

(1) 序論

CANDU 炉燃料の乾式貯蔵施設が、4 基の原子力発電所（重水型原子炉：HWR）が位置する月城（ウォルソン）にある。この施設では、2018 年までに使用済燃料が満杯となる予定である。韓国における低・中レベル処分施設が近くにあるため、月城での中間貯蔵施設増設は法令で禁じられている⁴² (Park 2010)。しかし、月城に原子力発電所が新設されれば、湿式貯蔵能力が増えることになる。

一方で、韓国には、軽水炉からの使用済燃料に対応する独立した乾式貯蔵施設はないが、同国に存在する原子炉サイト内の使用済燃料プールの容量は、限界に達しつつある（表 2.1.6-1）。月城の状況と同様、蔚珍（ウルチン）と古里（コリ）でも原子力発電所が新設、又は計画されているが、これによって新規の燃料プールが利用できるため、容量問題は一時的に緩和する見通しである。しかし、霊光（ヨングァン）複合施設での新設は計画されていない。燃料ラック収容形状の変更や燃料の集約、又は他の複合施設への移動によって、蔚珍原子力発電所の湿式貯蔵施設は 2023 年まで操業を継続できる見通しである。

韓国ではこれまで、国内事情により、長期にわたる原子炉の継続運転を目的とした従来サイト内の湿式又は乾式貯蔵の能力増強は計画されていなかった⁴³ (Kang 2012)。こうした困難にも関わらず、政府は 2024 年までには乾式貯蔵施設を建設する考えである。

既存及び新設の原子力発電所は全て沿岸部に位置するが、乾式貯蔵施設が原子炉サイトに建設される見込みであるため、SCC は対処を要する重要な技術的課題として認識されている。しかし、この問題に関係した具体的な研究開発プロジェクトは現在進められていない。

表 2.1.6-1 使用済燃料の保管容量、蓄積量（2010 年まで）及び限度到達時間⁴⁴ (Choi 2010)

NPP Site	Capacity (ton)	Accu. (ton)	Expected Saturation (year)
Kori	2,190	1,784	2016
Yonggwang	2,670	1,753	2016
Ulchin	2,350	1,449	2017
Wolsong	9,440	5,886	2018
Sum	16,650	10,872	-

⁴² Park, S-W., Pomper, M.A., and Scheinman, L. 2010. The domestic and international politics of spent nuclear fuel in South Korea: Are we approaching meltdown? *Korea Economic Institute, Academic Paper Series*, 5 (3), March 2010.

⁴³ Kang, J. 2013. The ROK's nuclear energy development and spent fuel management plans and options. <http://nautilus.org/napsnet/napsnet-special-reports/the-roks-nuclear-energy-development-and-spent-fuel-management-plans-and-options/#axzz2sxoJXv8M>.

⁴⁴ Choi, J. 2010. Spent fuel management and storage in Korea. *2010 International Seminar on Spent Fuel Storage*, Nov. 15-17, Tokyo, Japan.

(2) 規制動向調査

韓国における使用済燃料管理は、原子力エネルギー法（AEA）及び放射性廃棄物管理法（RWMA）によって対応が図られている。AEA は、放射性廃棄物処分施設の建設・運用許認可を含む安全規制に関連した諸問題を取扱う。もう一方の RWMA（2008 年 3 月 31 日施行）は、放射性廃棄物管理に関する全般事項を取扱う。

RWMA に基づき、Korea Radioactive Waste Management Corporation（KRMC、現 KORAD）社と放射性廃棄物管理基金（RWMF）が 2009 年 1 月に設立された。RWMA に則り、発電事業者である KHNP（Korea Hydro and Nuclear Power）は毎年 RWMF に対して原子力発電所のデコミ、低・中レベル廃棄物（LILW）及び使用済燃料管理に係る費用を賄うための活動資金を拠出しなければならない。こうした活動資金は電気料金を通じて徴収されている。

韓国の原子力開発計画の所掌官庁は、知識経済省（MKE）である。規制機関は原子力安全保障措置委員会（NSSC）で、NSSC は米国の NRC と NNSA（国家原子力保障措置局）を組み合わせた権限を持つと考えられる。一方、國務総理（首相）の管轄下に置かれる韓国原子力委員会（AEC）は、国家的な原子力政策の最高意思決定機関である。MKE は、放射性廃棄物の取扱い、貯蔵及び処分に関する管理方策の策定・実施を担うが、これらの政策は韓国 AEC の審査を受けて実施される。

NSSC は、原子力安全及び保障措置に係る全ての活動を規制し⁴³（Kang 2013）、原子力施設の安全及び放射性廃棄物管理に関する問題についての責任を負う。この責任には、放射性廃棄物貯蔵・処分施設の建設と運用、運用に関する技術基準の策定、及び廃棄物処分施設のライフサイクル全般における放射性廃棄物安全管理の保証に関する許認可基準が含まれる。廃棄物処分施設のサイト選定、設計、建設、運用、閉鎖及び閉鎖後段階に関する指針の策定もこの責任に含まれている。

韓国の現行の規制枠組の下では、乾式貯蔵施設は既存の原子力発電所の一部と見なされる。そのため、サイト選定に伴う困難が概ね回避でき、規制プロセスの簡素化に効果がある。しかし、貯蔵期間が利害関係者の一部にとって問題となり、中間貯蔵施設が最終的に永久貯蔵施設になるのではないかという懸念を与えるものとなっている。

韓国の乾式貯蔵施設において、SCC 問題を対象とする公式な規制要件は存在しない。非公式の要件は存在するようだが、公表されていない。

(3) 技術動向調査

1) 月城貯蔵施設

韓国で運用されている乾式貯蔵施設は一つだけであり、月城原子力発電所に存在する（図 2.1.6-1）。CANDU 炉の使用済燃料は貯蔵ベイに保管、冷却され、崩壊熱の低減を待つ。約 7～10 年間冷却した後、使用済燃料をベイから取り出し、ステンレス製バスケットに収容し、地上のサイト内乾式貯蔵施設に移動させる。

月城では、次の2種類の乾式貯蔵システムが使用されている⁴⁵(Kook 2013)。

- コンクリート・サイロ
- MACSTOR/KN-400 (M/K-400) コンクリート所蔵モジュール (7基)

コンクリート・サイロ・システムは外径 3.07m、高さ 6.52m である。各システムの容量は約 10MtU であり、現在設置されている 300 基のサイロの合計貯蔵容量は約 3,100MtU である。

MACSTOR/KN-400 モジュールの構造材は鉄筋コンクリートである。このモジュールは長さ 22m、幅 12.5m、高さ 7.5m である。月城に設置されている 7 基のモジュールの容量は約 3,200MtU である。月城では、ステンレス製キャニスタに関係した ASCC は報告されていない。

2) 中間貯蔵施設建設を巡る最近の動向

韓国は 1978 年以来、商業用原子炉からの使用済燃料を管理してきた。韓国には、最終的な使用済燃料（又は高レベル放射性廃棄物）の処理方法を数十年間は決定する必要がないといった共通認識がある。したがって、以前は原子炉サイトから離れた場所に、低・中レベル廃棄物処分施設と使用済燃料向けの湿式中間貯蔵施設の用地選定のための取り組みが行われてきた⁴² (Park 2010)。

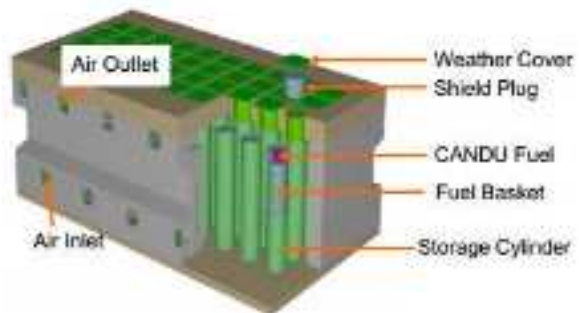
こうした以前の作業は、環境面と政治面の双方の判断を反映するものであった。1980 年代半ばに政府がこうした決定を行った時点では、原子炉サイトでの有用性と管理性に優れた乾式貯蔵技術は広く採用されておらず、プールでの湿式貯蔵の方が好ましいと考えられた。しかし、近年では、使用済燃料をサイトの冷却水プールに保管する場合、それらの燃料は全て単一の貯蔵施設に収容して保管する方が合理的だと判断した。中間貯蔵施設がサイト内がない場合、稼動していない原子力発電所を廃炉にする方が容易だろうと専門家は推定している⁴² (Park 2010)。

しかし政府は明らかに、一般市民の意見を考慮することなく、政治判断を行ったため、こうした施設用地の選定に向けた取り組みは、市民の反対で何度も失敗に終わった。その後政府は再び、経済的なインセンティブと組織再編等を実施した上で、用地選定を試みた。しかし、この新たな取り組みも、施設候補地の地域住民を納得させるには至っていない。

⁴⁵ Kook, D., Choi, J., and Yongsoo, K. 2013. Review of spent fuel integrity evaluation for dry storage. *Nuclear Engineering and Technology*, 45 (1), 115-124.



(a) 7M/K の 40 基のモジュール（右上）と 300 基のサイロで構成される月城の CANDU 炉
用使用済燃料の乾式貯蔵施設



(b) コンクリート・サイロ・システム (c) MACSTOR/KN-400 (M/K-400) モジュール

図 2.1.6-1 月城の CANDU 使用済燃料乾式貯蔵システム⁴⁴ (Choi 2010)

当初、独立した使用済燃料貯蔵施設の運用開始は 2016 年の予定⁴⁴ (Choi 2010) であったが、遅延する見通しである。

現実的なスケジュールは以下のとおりである。ただし、このスケジュールもまた遅延の可能性が指摘されている。

- 使用済燃料管理の適切な方向性を定めるため、一般市民とステークホルダーの意見を募る (2013 年 11 月)。
- 大統領の勧告文書に基づき、上記の意見公募により合意形成を図る (2015 年 12 月)。
- 乾式貯蔵施設候補地の予備選定 (恐らく米国の施設概念と同様) を実施する

(2017～2018/2019)。

- 貯蔵施設の最終用地を特定する（将来的に決定）。
- 許認可手続と建設作業が完了する（2023 年末）。
- 運用を開始する（2024 年）。

3) 研究開発プログラム

韓国は現在、高燃焼度の高速炉を用いて使用済燃料を管理できる可能性を調査している。このことは、KIEP-21 として言及されている⁴⁶ (Kook 2013)。しかし、この技術の実用性が実証されたとしても、依然として乾式貯蔵システムに使用済燃料を中間貯蔵する必要がある。

したがって、使用済燃料貯蔵の暫定戦略を策定するための研究開発プログラムが次の 2 つの分野で検討開始されている。

- 貯蔵システム
- 使用済燃料の健全性

前者の貯蔵システムの研究開発計画は以下を含む乾式貯蔵の前提条件を考慮するものである。

- 新規の燃料設計や燃焼度の増加等に関する、総合的な使用済燃料の履歴及び特性に関するデータベース
- サイト内貯蔵容量の増大に関係した熱サイクルの制限
- 使用済燃料及び貯蔵物の長期健全性を含む、乾式貯蔵システムの安全運用に関する技術基準

後者には、ステンレス製キャニスタにおける ASCC の関連研究が含まれている。

4) 今後の計画

韓国の使用済燃料管理に関する戦略は当初、以下の 2 点を前提とするものであった⁴⁴ (Choi 2010)。

- 独立した使用済燃料貯蔵施設が使用できるようになる 2016 年までは、使用済燃料の全てを原子力発電所サイトに貯蔵する。
- 使用済燃料管理に関する政策は、政策及び技術の進展に関する国内外の動向を考慮した上で、一般市民が参加し、決定する。

⁴⁶ Kook, D. 2013. Forthcoming PWR SF dry storage era in Republic of Korea. 2013 IAEA Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options. 7. 2~4, IAEA, Vienna, Austria.

また、貯蔵システムの研究開発計画には、規制上の技術要件策定、貯蔵システム及び機器（キャスク、金属又はコンクリート）の開発、試験データ収集及びその分析が含まれている⁴⁶（Kook 2013）。これらの研究開発成果は、韓国独自のキャスクシステム開発に活用される見通しである^{46,47}（Kook 2013、Yoon 2011）。

2024年までに中間貯蔵施設の操業を開始させることを目的に、韓国が取り組んでいる優先度の高い研究開発課題は、高燃焼度の軽水炉からの使用済燃料に関するものである。既存施設の使用期間を延長することは、市民の反対のために現在もまた将来的にも引き続き困難が予想される。そのため、韓国政府は最初から、長期保管を目的とした施設の設計を検討したほうが適切であると考えており、現在、使用済燃料の乾式貯蔵に関して、米国 EPRI の ESCP イニシアチブに積極的に参加している⁴⁸（Kessler 2014）。

韓国の大半の原子力発電所は海洋環境を有する沿岸部に位置する。これらの場所で、長期貯蔵施設が建設される可能性が高い。そのため、高濃度の塩分が風で運ばれ、ステンレス製機器の大気 SCC を引き起こす懸念がある。しかし、このような腐食事象は、月城の CANDU 炉サイロと M/K-400 モジュールでは観察されていない。

(4) まとめ

韓国ではこれまで、国内事情により、長期にわたる原子炉の継続運転を目的とした従来サイト内の湿式又は乾式貯蔵の能力増強は計画されていなかった。しかし近年、政府は2024年までには乾式貯蔵施設を建設する考えである。ただし、大幅な遅延が見込まれている。

既存及び新設の原子力発電所は全て沿岸部に位置するが、乾式貯蔵施設が原子炉サイトに建設される見込みであるため、ASCC は対処を要する重要な技術的課題として認識されている。しかし、この問題に関係した具体的な研究開発プロジェクトは現在進められていない。

⁴⁷ Yoon, J-H., Choi, W-S., Lee, S., and Ki-Seog, S. 2011. Arising technical issues in the development of transportation and storage system of spent nuclear fuel in Korea. *Nuclear Engineering and Technology*, 43 (5), 413-420.

⁴⁸ Kessler, J. 2014. EPRI initiatives in dry storage. *INMM Spent Fuel Management Seminar XXIX*, Crystal City Virginia.

2.1.7 台湾

(1) 序論

台湾では、2009年時点、国内総発電設備容量の12.8%を原子力が占め、供給電力の20.7%を担っている。TPC（台湾電力公司、Taiwan Power Company）が唯一の電力会社であり、INER（核能研究所、Institute of Nuclear Energy Research）が唯一の原子力関連研究機関である。台湾では、第一（金山、Chinshan）原子力発電所、第二（国聖、Kuosheng）原子力発電所、第三（馬鞍山、Ma-An-Shan）発電所が商業発電を行っており、第四（龍門、Lungmen）発電所が建設中である⁴⁹。原子力発電所の配置は図2.1.7-1のとおりである。

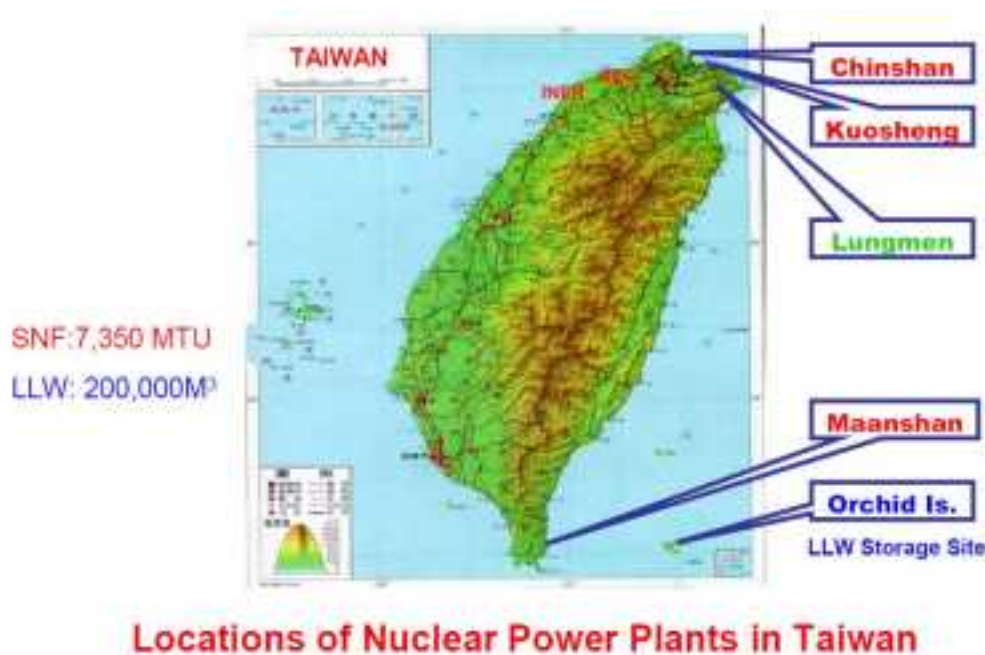


図 2.1.7-1 原子力発電所の配置⁵⁰

現在、Chinshan 発電所では、1978 年/1979 年に商業運転を開始したが、使用済燃料プールの容量は不足しており、同様に Kuosheng（1981/1983 年に商業開始）発電所では、2016 年までに使用済燃料プールは上限に達する見込みである。MaanShan 発電所は炉心内の燃料集合体が少なく、大きな使用済燃料プールを持つため、ライセンス期間（2025/2026）までは容量は不足しない予定である。ただし、全発電所で停止後の燃料貯蔵の課題は対処する必要がある。

台湾では原子力施設における燃料貯蔵の課題に対処するため、以下の2つの乾式貯蔵プログラムが開始されている。なお、各プログラムの概要は(3)に示す。

⁴⁹AEC(原子能委員会) <http://www.aec.gov.tw/english/radwaste/>

⁵⁰AEC(Atomic Energy Council), 2013. Radioactive Waste Management in Tiwan.

- Chinshan（金山）乾式貯蔵プログラム
- Kuosheng（国聖）乾式貯蔵プログラム

(2) 規制動向調査

Chinshan 乾式貯蔵プログラムでは、台湾 AEC（台湾原子能委員会、Atomic Energy Council）が米国 NAC 社（NAC International）のコンクリート製のキャスク、INER-HPS システムに対して、地震の影響と放射線遮蔽に関する評価を行った。

また、台湾 AEC は、「放射性廃棄物の貯蔵と取扱、施設の安全管理に係る規制」において、容器の腐食に対して、容器の腐食程度を減少させるために適切な手段を導入することを要求事項として定めている。さらに、容器の腐食や変形等が発生した場合にメンテナンスを行うこと、及び 10 年ごとの貯蔵施設の評価で容器の腐食や変形等が明らかになった場合に、メンテナンスプランを提出し実施することといった要求事項が記載されている⁵¹。

乾式貯蔵及び原子力プラントについて台湾 AEC と米国 NRC は、毎年会合を持ち、2013 年 9 月には乾式貯蔵キャニスタにおける SCC について米国 NRC から説明等を受けている。

ただし、台湾において SCC に関する審査又は規制要件は見当たらなかった。

(3) 技術動向調査

1) 台湾の乾式貯蔵プログラム

先述したとおり、台湾では、以下の 2 つの乾式貯蔵プログラムが開始されている。

- Chinshan（金山）乾式貯蔵プログラム
- Kuosheng（国聖）乾式貯蔵プログラム

各乾式貯蔵プログラムの概要を以下に示す。

Chinshan（金山）乾式貯蔵プログラム

2005 年、TPC は INER に、Chinshan 乾式貯蔵施設の建設を委任した。評価の結果、INER は米国 NAC 社（NAC International）のコンクリート製のキャスク、“INER-HPS”の導入を決定した。建設現場特有の条件に適応するため、INER はオリジナルの設計に以下の改良を施した。

- サイト境界に線量制限を強化するため、コンクリートキャスク（VCC）の周りに AOS（Add On Shield：追加的シールド）を加えた。（図 2.1.7-2）
- クレーン容量に合わせるために、TFR は軽量化した。
- サイト特性上の必要性のためにいくつかの取扱ツールを作成した。

⁵¹ NRC, 2013, Stress Corrosion Cracking of Spent Nuclear Fuel Dry Storage Canisters, Meeting with FCMA.

2008年11月に台湾 AEC による SAR (Safety Analysis Report) が認可され、2010年8月までに、25のキャニスタ (TSC) 及び輸送キャスク (TFR) が完成した。操業安全への懸念を取り除くため、固有の耐震フレームワークの設計や作成等を行った。その後、TPC が2011年11月に事前運用テスト計画を提出、2012年5月に台湾 AEC がそれを認可し、第1段階の運用テストが完了した。2013年9月に運用テストの結果を台湾 AEC が認可し、第2段階の事前動作テストを行うことを承認している。

また、燃料取り出しからキャニスタへの装荷、貯蔵へのシーケンスを図 2.1.7-3 に示す。

Components of INER-HPS



図 2.1.7-2 Chinshan プロジェクトの “INER-HPS” の構成要素⁵²

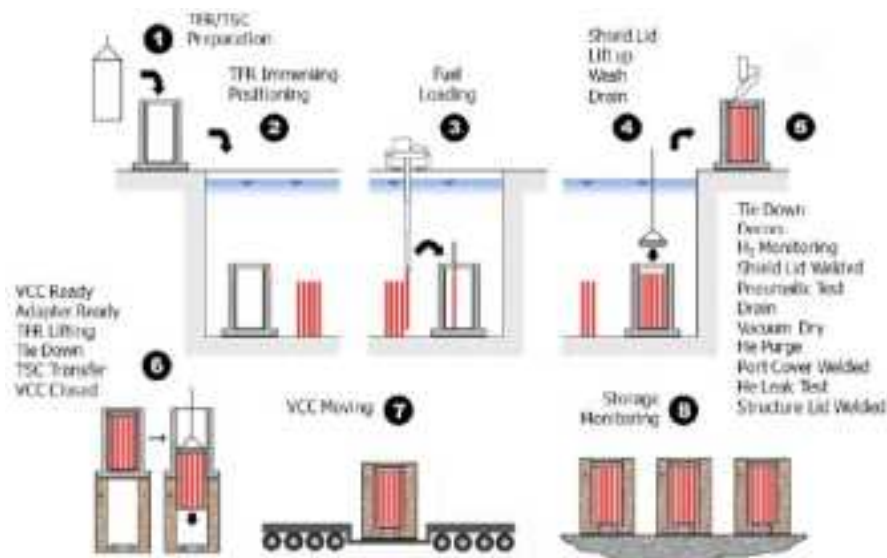


図 2.1.7-3 燃料取り出しと装荷のシーケンス⁵³

⁵² Liu C., 2007, Management of Spent Nuclear Fuel Dry Storage in Taiwan, PATRAM 2007.

Kuosheng 乾式貯蔵プログラム

TPC は 2010 年 11 月、建設に向けての入札を行い、台湾の CTCI Machinery 社と、米国 NAC 社が勝利した。27 の“MAGNASTOR”コンクリート製キャスク（米国 NAC 社製）を導入し、それぞれに 87 の使用済燃料の集合体を貯蔵可能とする（図 2.1.7-4）。2013 年 9 月に台湾 AEC が SAR のレビューを完了しており、Kuosheng 乾式貯蔵施設は 2016 年までに運用開始と予定している。



図 2.1.7-4 Kuosheng プログラムの“MAGNASTOR”の構成要素⁵⁰

2) 研究開発動向

2002 年に台湾 AEC、INER、国立台湾大学において、使用済核燃料キャニスタにおける腐食の深さの不確実性が研究された。NRC が提案する使用済燃料キャニスタの腐食深さの性能評価について、時間変化における不確実性を評価するため様々な解析を行った⁵⁴。

2011 年に INER は SUS304 乾式貯蔵において、SSRT（Slow Strain Rate Test：低ひずみ速度試験）及びNSS（Neutral Salt Spray Test：塩水噴霧試験）を用いて研究を行った。主な結果を以下に記載し、表 2.1.7-1 と図 2.1.7-5～図 2.1.7-8 に示す⁵⁵。

- 塩水噴霧環境での SUS304 塩水噴霧試験（NSS）試料の増量は、事前の冷間圧延加工により大幅に減少した。さらに、SUS304 の腐食抵抗力は特に 200°C の塩分

⁵³ Huang Y., 2010, Status of Dry Storage Projects in Taiwan, 第三回中間貯蔵使用済燃料国際セミナー (ISSF2010) .

⁵⁴ Shih, C. D., Chuang, W., Chang, S., Kuo, M. and Lin G., 2002, Uncertainty Analysis for Corrosion Depth of Nuclear Spent Fuel Canister, WM'02 Conference, February 24-28, 2002.

⁵⁵ Chiang M. F., Young M.C. and Huang, J.Y., 2011, The Corrosion Behavior of Cold-Rolled 304 Stainless Steel In Salt Spray Environments, J. of the Korean Radioactive Waste Society Technical Paper, 9(2), 93-98, June 2011.

環境で冷間圧延レベルを増加させることによって、向上することがわかった。

- 低ひずみ速度試験（SSRT）のデータは、大きな冷間圧延試料は、85°C でより良い引張特性を示すが、5%の冷間圧延試料と、焼きなましされた試料は 200°C で良い性能を発揮すると明らかにした。
- 20%の冷間圧延試料は、低ひずみ速度試験（SSRT）において、85°C と 200°C のどちらの環境下でも、最も腐食抵抗性を持つことを示した。特定のレベルまで冷間加工された SUS304 は塩分環境でより良い引張特性を示したが、この現象のメカニズムを解明することは出来なかった。
- 低ひずみ速度試験（SSRT）の破壊形態は 2 つの特徴あるエリアを示した。低ひずみ速度試験（SSRT）ゾーンと、力学的な破壊のゾーンである。粒内破壊と二次的な亀裂は、塩水噴霧により降伏力と最大抗張力が劣化した試料の低ひずみ速度試験（SSRT）ゾーンで発生したき裂において確認された。この典型的な SCC の特徴こそが、塩分環境において SUS304 が劣化するメカニズムだと証明された。

表 2.1.7-1 低ひずみ速度試験試料の 85°C と 200°C での降伏力／最大抗張力の損失 (%)

Table 1. The YS and UTS lose (%) for SSRT specimens at 85 and 200°C.

	YS lose % 85°C	UTS lose % 85°C	YS lose % 200°C	YS lose % 200°C
As-received	12	1.5	0.4	0
5% cold-rolled	7.2	1.1	2.9	-0.2
10% cold-rolled	7.2	3.3	1.8	2.4
20% cold-rolled	-0.6	0.4	-1.2	-2.3
30% cold-rolled	-1.1	0.7	2.1	4.1

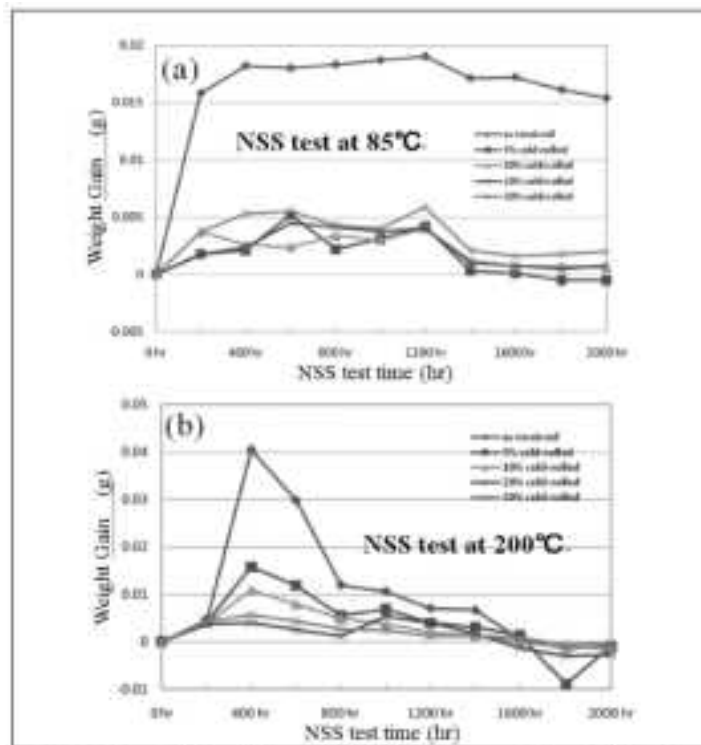


Fig. 2. The weight variations of SS304 specimens after NSS tests at (a) 85°C and (b) 200°C.

図 2.1.7-5 85°Cと 200°Cでの塩水噴霧試験後の SS304 試料の重量の変化

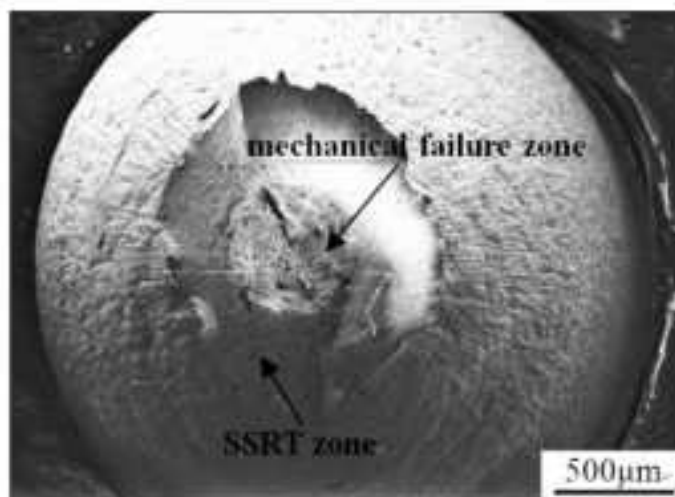


Fig. 4. Concentric fracture profile of 5% cold-rolled SS304 tension specimen tested in air. The SSRT zone and mechanical failure zone were the two distinctive fracture zones.

図 2.1.7-6 2つの特徴的なゾーンの破壊

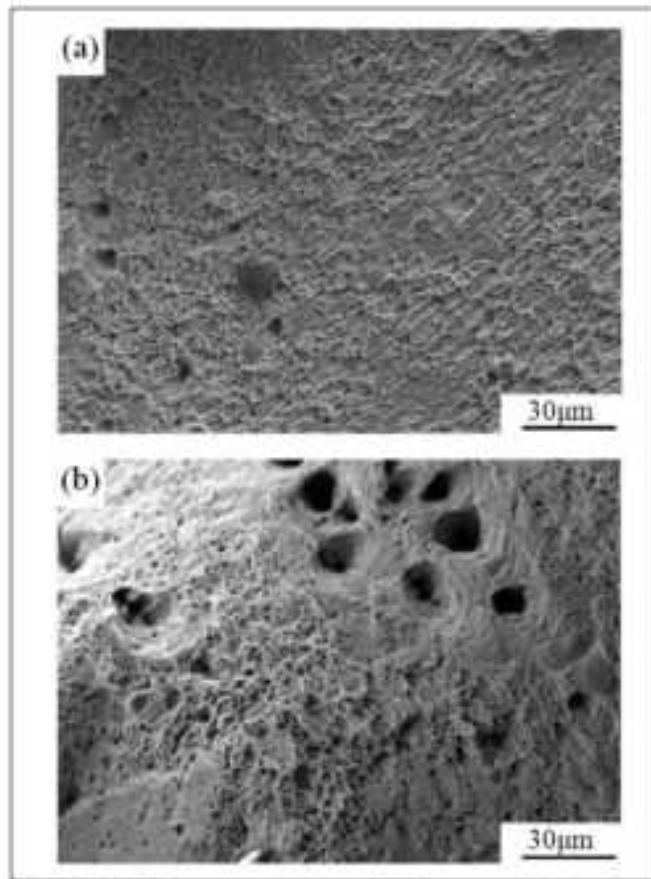


Fig. 5. The SEM fractographs of : (a) SSRT zone and (b) mechanical failure zone had distinctive fracture features.

図 2.1.7-7 (a) 低ひずみ速度試験ゾーン、(b) 力学的な破壊のゾーンにおける特徴的なき裂

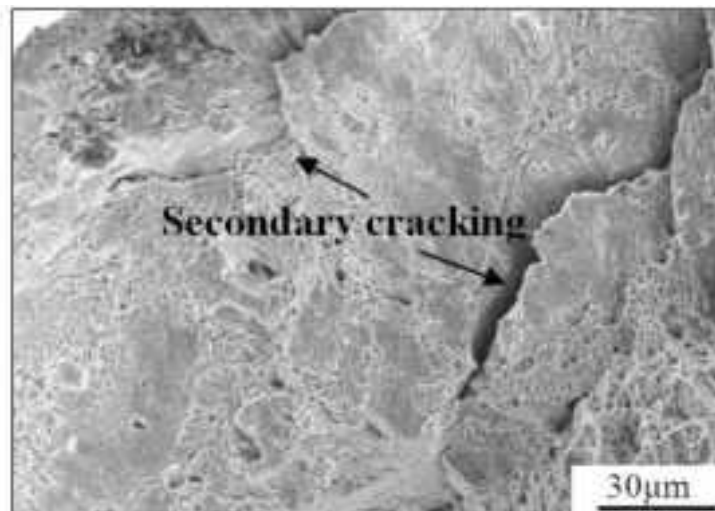


Fig. 8. A typical brittle fracture in the SSRT zone of the specimens tested in saline environment.

図 2.1.7-8 低ひずみ速度試験ゾーンにおいての、塩分環境下の典型的な脆性破壊

(4) まとめ

台湾では、原子力発電所における使用済燃料プールの容量逼迫のため、使用済燃料のための乾式貯蔵プログラム（Chinshan 乾式貯蔵プログラム及び Kuosheng 乾式貯蔵プログラム）が進められている。

規制においては、容器の腐食等に関する要求事項が存在するが、SCC に関連する規制要件については見当たらなかった。

技術動向としては、INER が行った低ひずみ速度試験及び塩水噴霧試験において、SCC が塩分環境下の材料（SUS304）を劣化させるメカニズムであると記載されており、SCC に着目していることが推測される。

今後、2つの乾式貯蔵プログラムの動向を含めて、台湾が SCC への対応にどのような方針を取るのかを継続して調査すべきと考える。

2.1.8 SCCに係る最新知見の国内動向調査

(1) SCCの発生と進展

中間貯蔵施設が海岸近辺に立地された場合、冷却空気には海塩粒子が含まれている。その塩分がキャニスタ表面に付着し、SCCを発生させる可能性がある(図2.1.8-1、図2.1.8-2)。それゆえ、コンクリートキャニスタで想定されるSCCについて、その発生・進展メカニズムを検討すると、その要因は、応力・環境・材料に分類される。

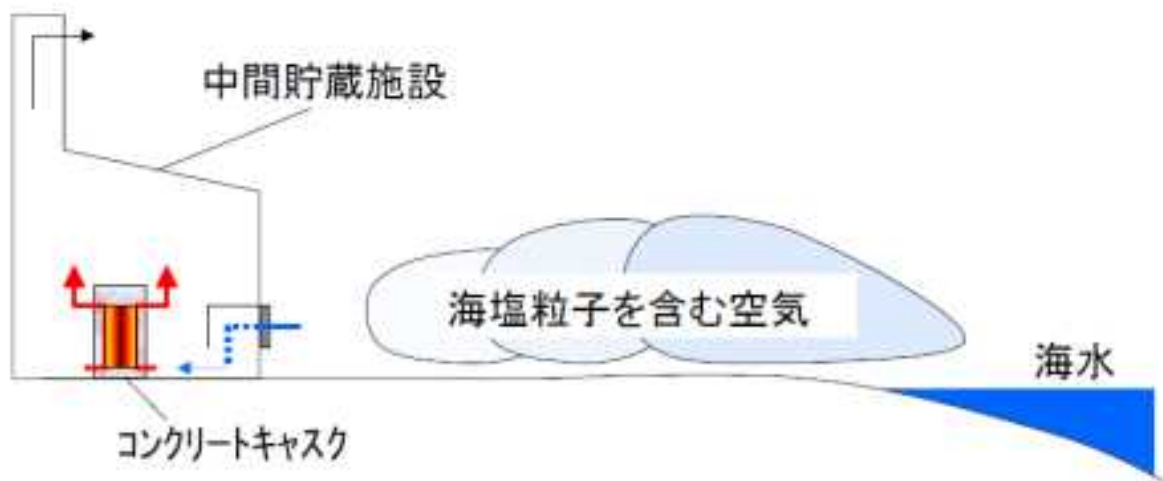


図 2.1.8-1 コンクリートキャスク（キャニスタ）への海塩粒子付着と SCC の発生

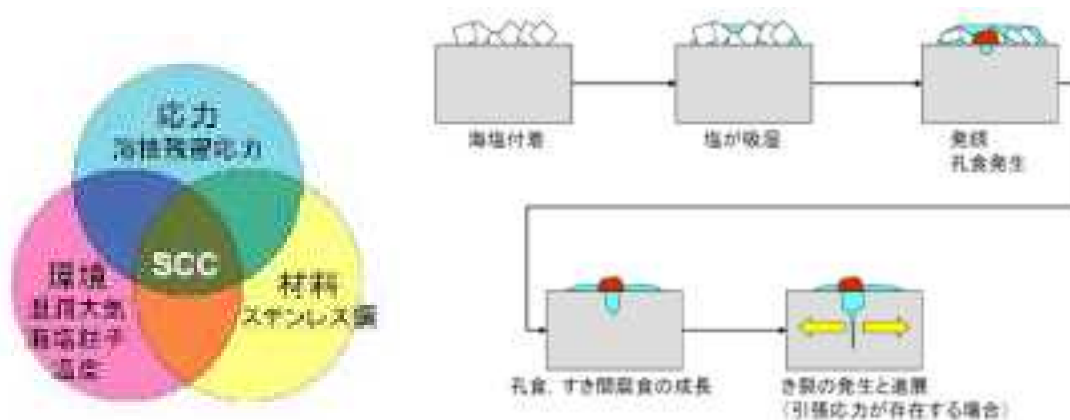


図 2.1.8-2 ASCC の発生・進展過程の模式図

(2) キャニスタ SCC 対策シナリオの構築

電力中央研究所（以下、電中研）では、SUS304L キャニスタの SCC 対策として、貯蔵期間中に表面塩分濃度が SCC 発生限界濃度（限界塩分付着量）を超えることがなく（SCC 発生防止基準）、万一 SCC が発生したとしてもき裂進展を管理すること（SCC き裂進展管

理基準)により密封機能を維持できるシナリオを検討している⁵⁶。シナリオフローを図2.1.8-3に示す。

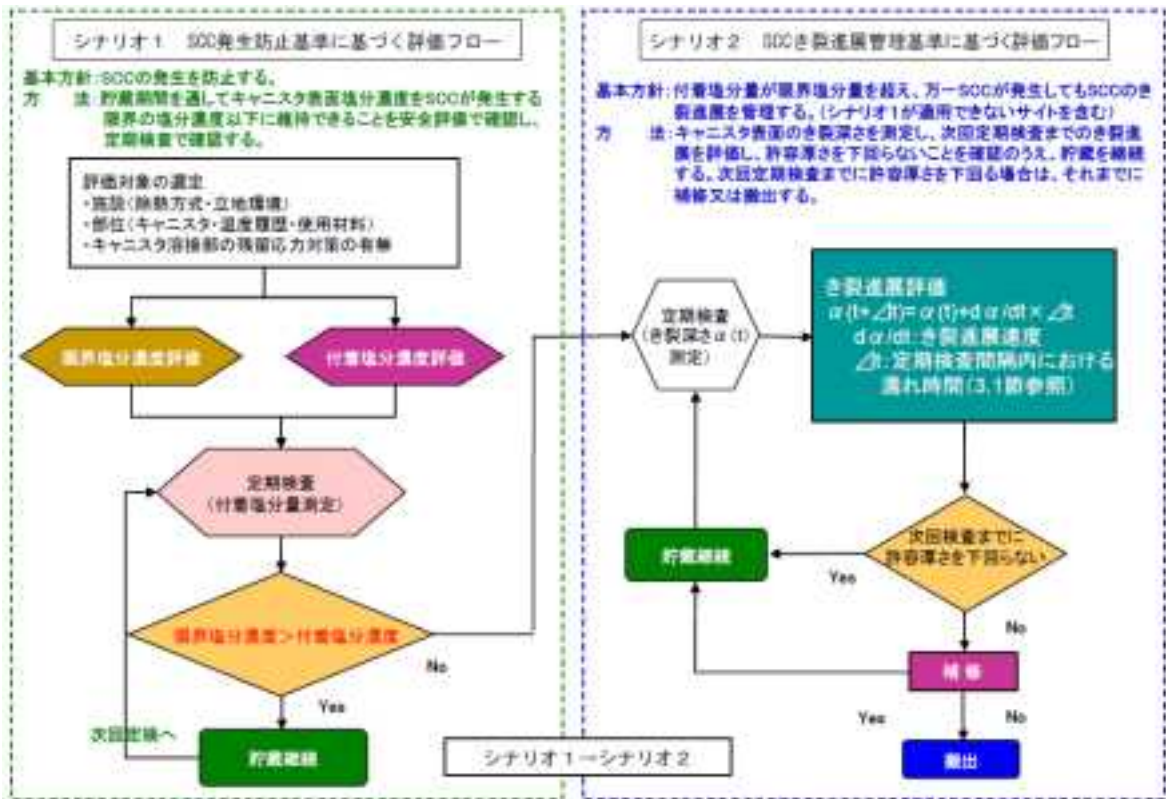


図 2.1.8-3 キャニスタの SCC 対策シナリオ⁵⁶

(3) 限界塩分量評価試験

原子力安全・保安院(旧)(以下「旧NISA」という)の平成20年度事業報告書⁵⁷によると、電中研では、キャニスタを構成する金属材料に対して、付着塩分量と発錆の有無の関係を調べ、発錆が生じる限界塩分量(限界塩分付着量)を評価した。また、試験片に海塩を散布し、恒温恒湿の環境を保持し、時間経過後の発錆の面積率を測定した(図2.1.8-4)。

⁵⁶ 電力中央研究所報告 N10035 コンクリートキャスク方式による使用済燃料貯蔵の実用化研究 -304Lステンレス鋼キャニスタの塩化物応力腐食割れ防止に対する成立性評価-

⁵⁷ 平成20年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵設備長期健全性等調査)報告書

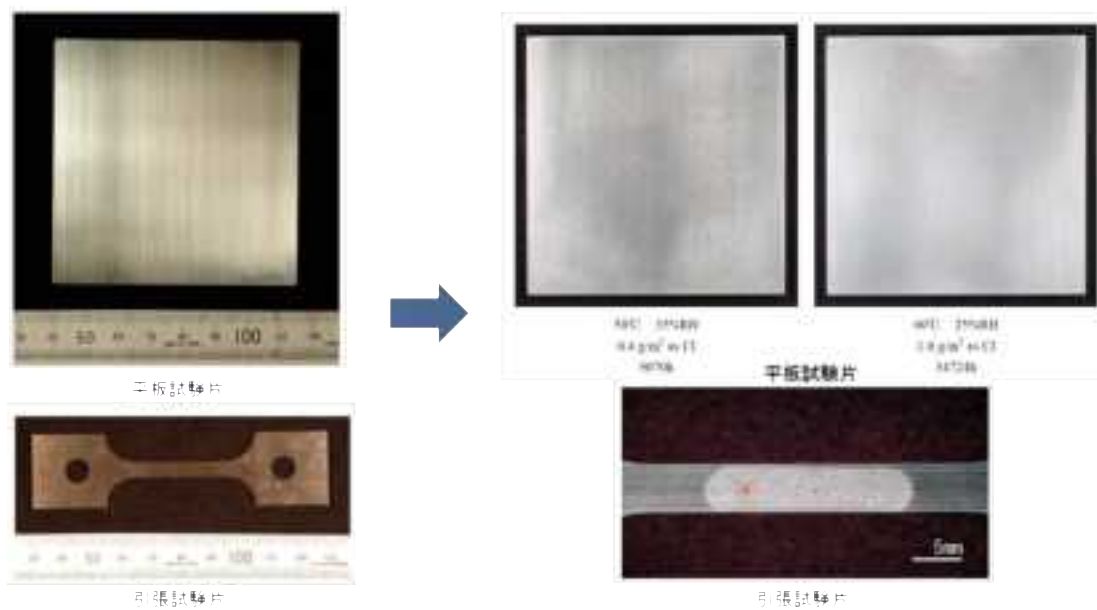


図 2.1.8-4 限界塩分量評価試験用の試験片の外観（左：海塩散布前、右：海塩散布後）

また、平成 20 年度事業では試験片に付与した塩分量とき裂発生の有無の関係を調べた⁵⁷。SUS329J4L 及び S31254 を対象に評価したき裂発生限界塩分量をそれぞれ、図 2.1.8-5 と図 2.1.8-6 に示す。試験結果に基づき、試験片の種別毎の限界塩分量をまとめたものが表 2.1.8-1 である。

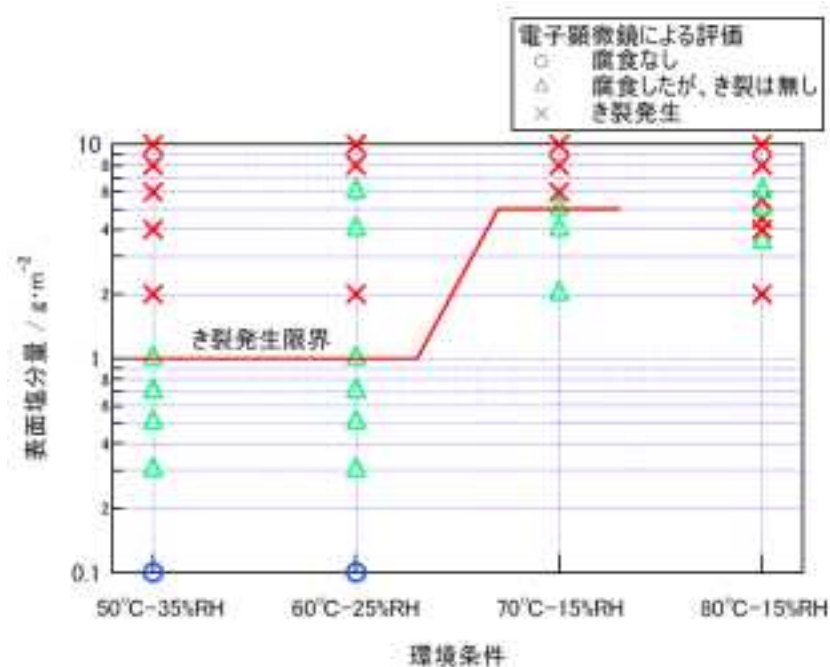


図 2.1.8-5 SUS329J4L のき裂発生限界塩分量

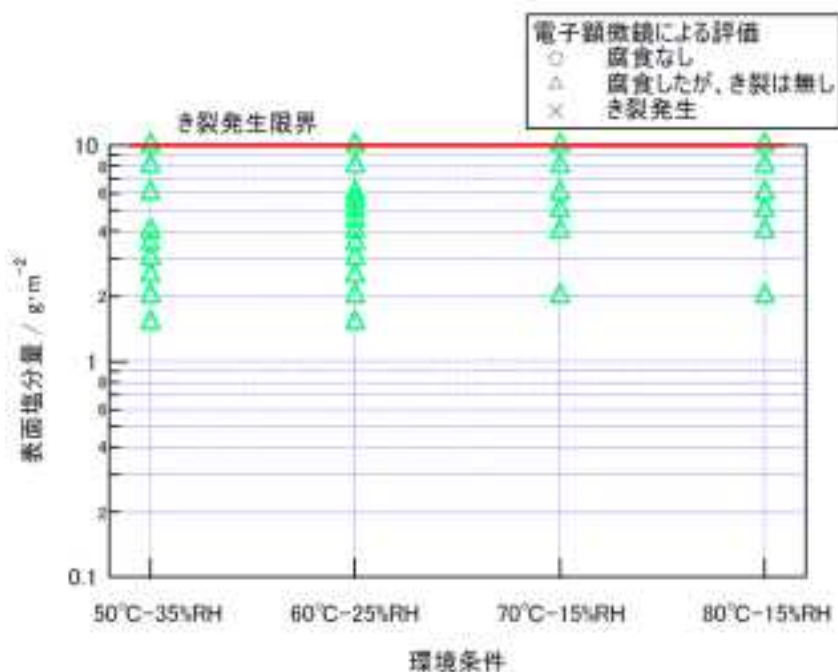


図 2.1.8-6 S31254 のき裂発生限界塩分量

表 2.1.8-1 限界塩分量のまとめ⁵⁸

	発錆	き裂発生	孔食指数
SUS304L	0.1	0.3	18.3
SUS329J4L	0.3	1	37.8
S31254	0.5	10*	43.3

(g/m² as Cl)

* 試験条件の上限値であり、実際にはき裂発生はしていない。

さらに、電中研では、SUS316L 材の限界塩分濃度のしきい値も評価している⁵⁹。

SCC が生じやすい相対湿度 35% (温度 50°C) 条件下での定荷重 SCC 試験 (目標 5000 時間) を実施した。結果、SUS316L 受け入れ材 (受け入れたまま熱処理や溶接を施していない材料) のしきい値を、4g/cm² as Cl と評価した (図 2.1.8-7)。SUS304L 材のしきい値 0.8g/cm² as Cl の 5 倍である。

一方、実機相当の表面研磨加工 (グラインダ研削等) を施した場合、加工硬化の影響により、しきい値が 2g/cm² as Cl まで低下するとの試験結果も得られている。表面加工層がしきい値を下げる可能性が示唆される。

⁵⁸ 表中にある孔食指数とは、構成元素が耐孔食性にどの程度影響を有しているか表す指標である。PRE (Pitting Resistance Equivalent) とも表記される。PRE = %Cr + 3.3 × %Mo + 16 × %N で計算される。

⁵⁹ 電力中央研究所報告 N12023 コンクリートキャスク方式による使用済燃料貯蔵の実用化研究 - 304L, 316L ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ感受性評価 -

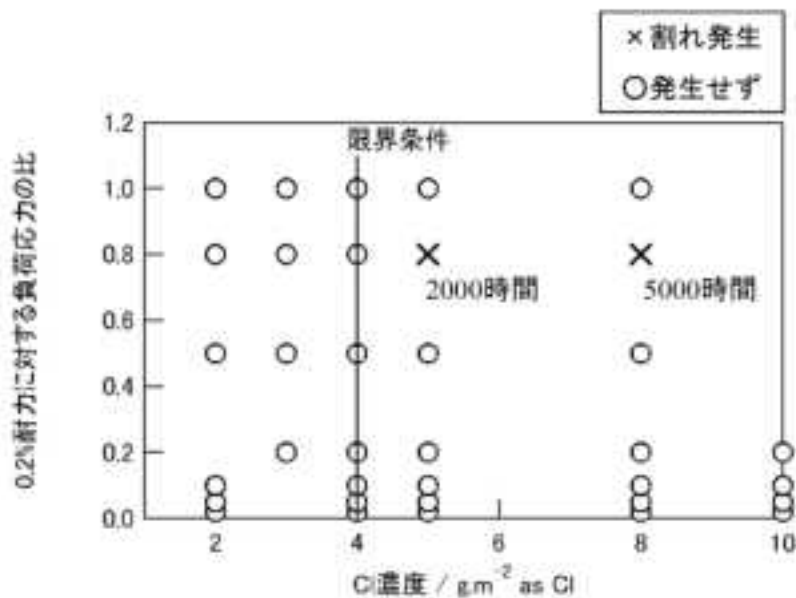


図 2.1.8-7 SUS316L 材の SCC 発生限界塩分濃度評価 (湿式研磨)

(4) 限界塩分量試験に係る因子

電中研は、旧 NISA 平成 20 年度事業において、限界塩分量試験に係る因子を検討し、その整理を行った。整理結果を表 2.1.8-2 に示す⁵⁷。

表 2.1.8-2 限界塩分量に係る因子

因子	概要
塩分量	付着量が高いほど発錆面積は多くなりき裂は発生しやすくなる。本研究においては上限の塩分付着量を10g/m ² as Clとしている。
温度	塩化物イオンによるステンレス鋼の大気中SCCの進展速度は温度に対して明確な依存性がある。
相対湿度	多くの塩化物は、昇温気ある相対湿度まで上昇させると潮解が始まる。
材料	ステンレスの主要構成元素および添加物のうち、塩化物に対する抵抗性を高めるものはクロム、モリブデン、窒素である。
応力	SUS304Lの定荷重試験において、応力値とSCC感受性の関係を調べたところ、降伏応力の半分の応力においてもSCCが発生することがわかっている。
溶接	SUS329J4LおよびYUS270(S31254相当材)の溶接継ぎ手を定荷重SCC試験に供したところ、溶着金属、熱影響部、母材で腐食挙動の差異は認められなかったと報告されている。
放射線	高レベル廃棄物キャニスタでは、キャニスタ表面に吸着した水が放射線分解し、過酸化水素や短寿命ラジカルなどが生成することによって酸化力が高まると考えられる。
塵埃	塵埃が付着した場合は、すき間構造となって腐食が促進される懸念がある。
もらい錆	コンクリートキャスクでは、キャスク内面に鋼製の部材があるため、キャニスタ表面に錆が付着する可能性がある。
加工・表面処理	BWRのシュラウドではグラインダ仕上げによる表面層硬化によって粒内型のSCCが発生しているが、キャニスタにおいても、溶接後の表面仕上げでグラインダが使用される可能性がある。
海塩粒子の付着形態	海塩粒子と材料表面の接触部分での水の凝縮や濃厚塩化物溶液の生成が、腐食挙動に影響を及ぼすと考えられる。粒子サイズと吸湿挙動の関係などは評価されているが、粒子サイズと腐食挙動の関係、特にSCC発生挙動との関係については知見が得られていない。

(5) SCC 発生限界塩分濃度

電中研は、実機環境よりも厳しい条件（温度 50℃、相対湿度 35%）で、SUS304L 材の定荷重 SCC 試験を実施し、限界塩分濃度を評価した⁶⁰。結果を図 2.1.8-8 に示す。

SCC 発生限界塩分量として、0.8 g/m² as Cl のデータを取得した。

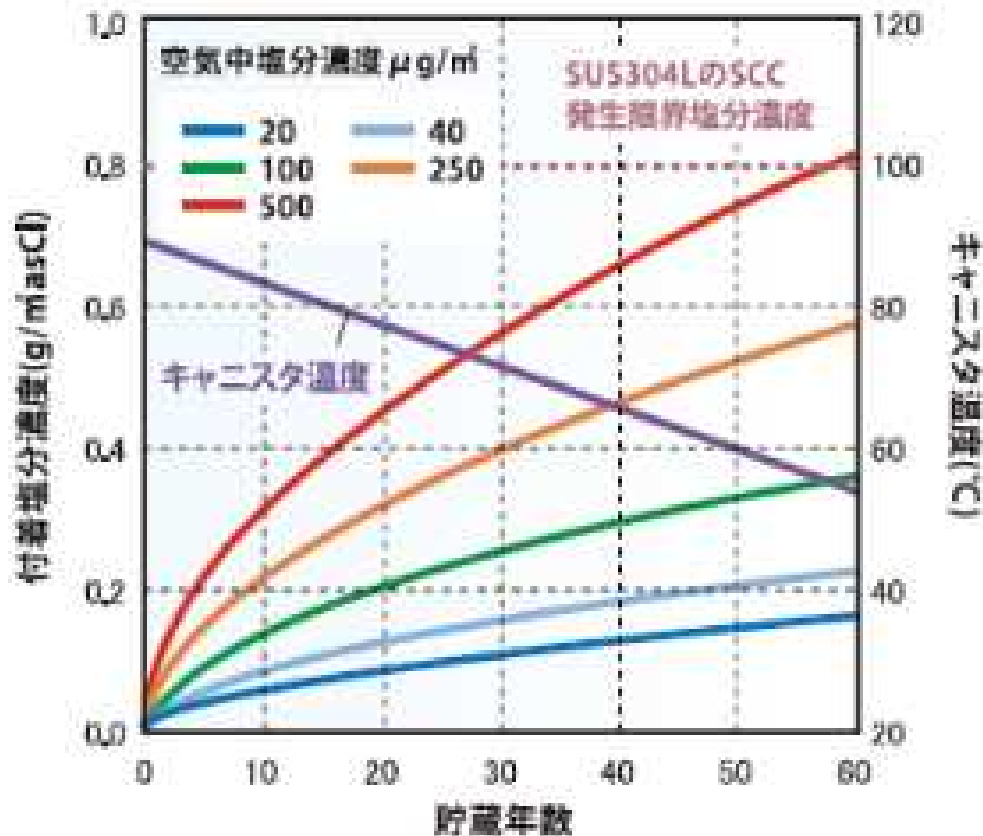


図 2.1.8-8 貯蔵年数とキャニスタ表面に付着する塩分量との関係

(6) 付着塩分評価試験

電中研は、旧 NISA 平成 20 年度事業において、現実的な表面付着塩分濃度を把握・評価し、SCC の発生防止のための基本的な設計要件となる基礎データの収集を目的に、海塩粒子を含む空気中に置かれた加熱金属表面への付着塩分量の測定試験を行った⁵⁷。実環境付着試験装置の概要図と外観図をそれぞれ図 2.1.8-9 と図 2.1.8-10 に示す。本試験は、空気中に含まれる海塩粒子量と付着塩分量の関係明確化を意図したものである。

室内試験における試験パラメータは次のとおりである。

⁶⁰ 電中研トピックス 2012 vol.14

- 風速 : 0.3, 0.85, 1.4 m/s
- 試験片温度 : 30, 100, 200°C

また、室内実験条件と実環境条件との比較を行うため、海塩粒子が飛来する海岸から約4km内陸に入った銚子ばく露試験場においても試験が実施された。なお、室内試験は、気中塩分濃度が実環境試験での値に比べ、 10^3 オーダー大きい。それゆえ、室内試験は、実環境試験の加速試験となっている。

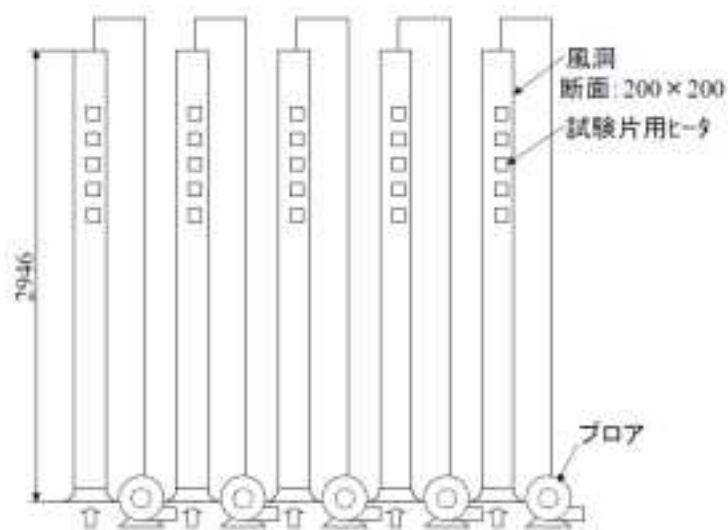


図 2.1.8-9 実環境付着試験装置の概要図



図 2.1.8-10 実環境付着試験装置の外観図

試験結果を図 2.1.8-11 と図 2.1.8-12 に示す。結果の要点は次のとおりである。

- 風速が大きいほど付着量は多くなり、試験片温度が高いほど付着量は減少した。
 - 風速による気流の乱れで、塩分粒子の壁面への衝突割合が変化
 - 試験片温度が高くなると、液滴状態の塩分粒子が、付着しにくい固体に変化
 - 温度が高いと拡散係数が大きくなり、空気中の塩分粒子濃度が低下
 - 温度が高いと塩分粒子が乾燥状態になり、湿潤状態よりも剥離しやすい
- 実環境試験結果では、付着塩分量が非常に少なく、経過時間に対する増加傾向や風速、試験片温度の影響はほとんど観察されなかった（約 3 mg/m² (as Cl-)以下）。

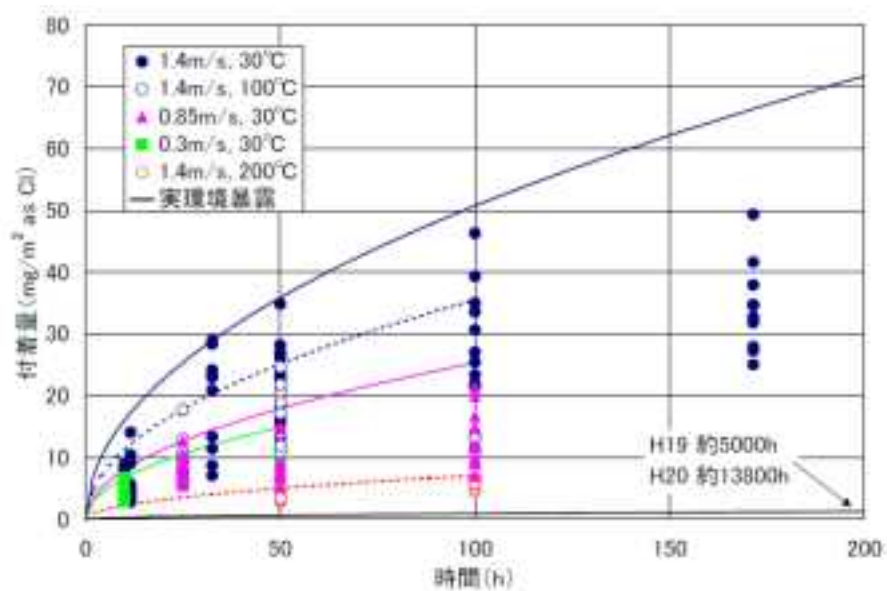


図 2.1.8-11 付着塩分量と時間の関係

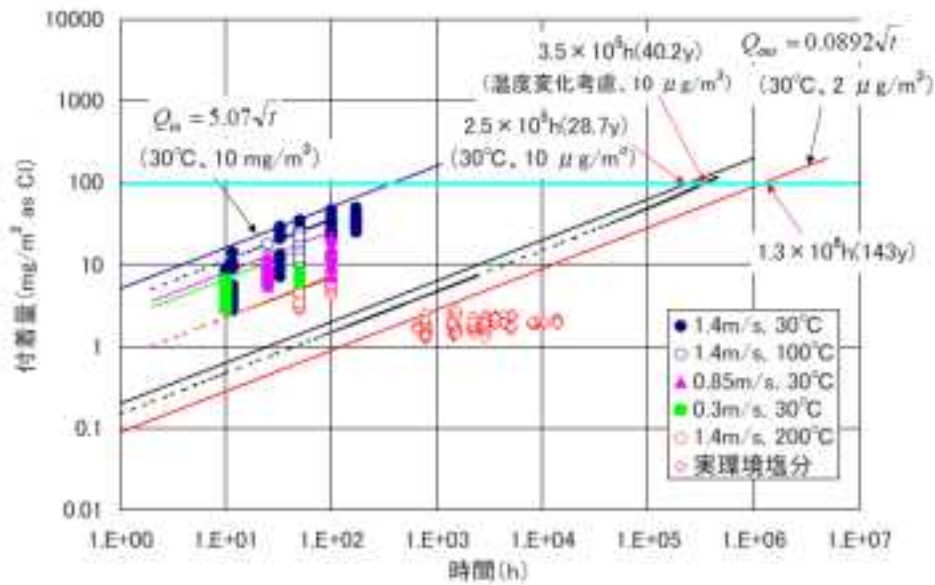


図 2.1.8-12 付着塩分量と時間の関係（対数表示）

(7) SCC き裂進展管理基準に基づく SUS304L キャニスタの腐食寿命

電中研では、実機環境よりも厳しい条件（温度 80°C、付着塩分量 10g/cm² as Cl）における SUS304L 材の 4 点曲げ試験を実施し、表面の SCC 進展速度を 2×10⁻¹¹m/s と評価した。この進展速度を用いて、わが国の代表的な地点での気象データとキャニスタ表面温度での変化を用いて貯蔵期間 60 年にわたる SCC 進展深さを約 4mm と評価した。キャニスタの標準的な板厚 12.7mm であるので、貯蔵期間 60 年にわたる SCC 進展深さは板厚を大きく下回る結果を取得したことになる。

キャニスタ表面温度の変化と湿度の季節変化を考慮した濡れ時間法に基づき、貯蔵期間中に SCC が発生・進展する時間を積算することができる。この積算時間にき裂進展速度を乗じて得られる進展量と、初期の仮想き裂寸法を加えた値がキャニスタの板厚を下回れば密封機能を維持できることになる。図 2.1.8-13 は、キャニスタ温度と気象データから求めた SCC について、発生・進展の可能性がある時間を積算し図示したものである。

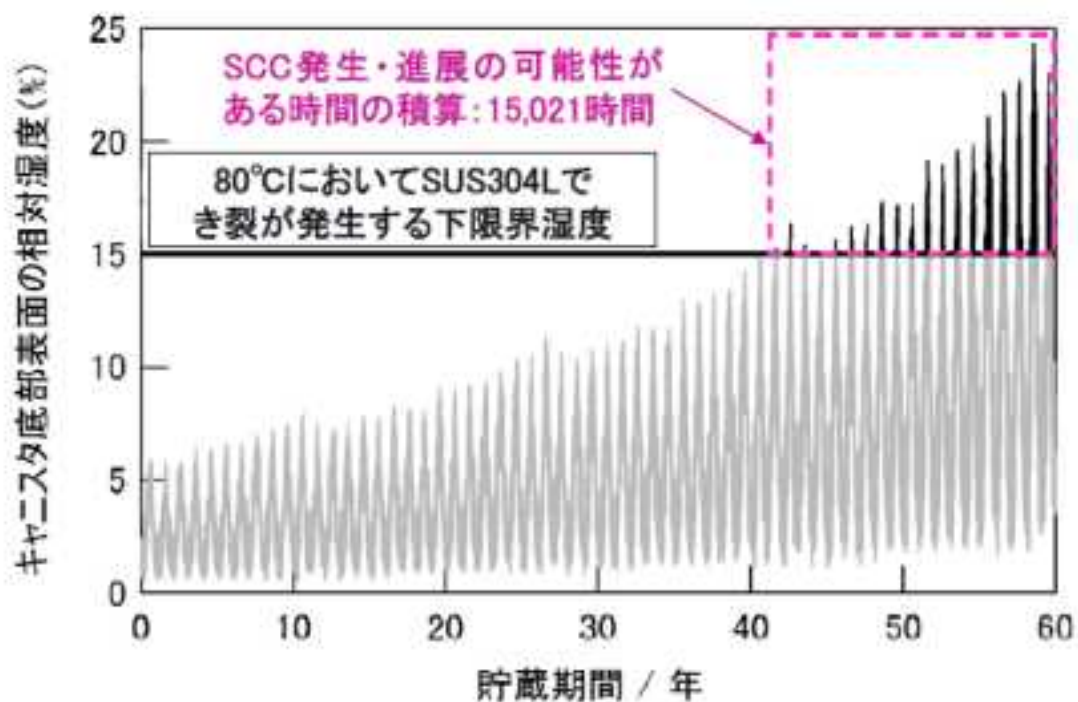


図 2.1.8-13 キャニスタ温度と気象データから求めた SCC が進展する時間

(8) キャニスタ表面に付着する塩分量の評価モデル

旧 NISA 平成 20 年度事業報告書によると、塩分飛散予測を目的に、評価モデルの検討が電中研で実施されている⁵⁷。海岸から貯蔵施設建屋内までの塩分飛来の概念図を図 2.1.8-14 に示す。図 2.1.8-14 では、エリア別の塩分濃度を以下のとおり設定している。

- 海から貯蔵建屋給気口まで飛来する塩分： M_1
- 貯蔵建屋給気口から建屋内部（貯蔵エリア）に流入する塩分： M_2
- コンクリートキャスク内部に流入した気中塩分がキャニスタ表面に付着する量： M_3

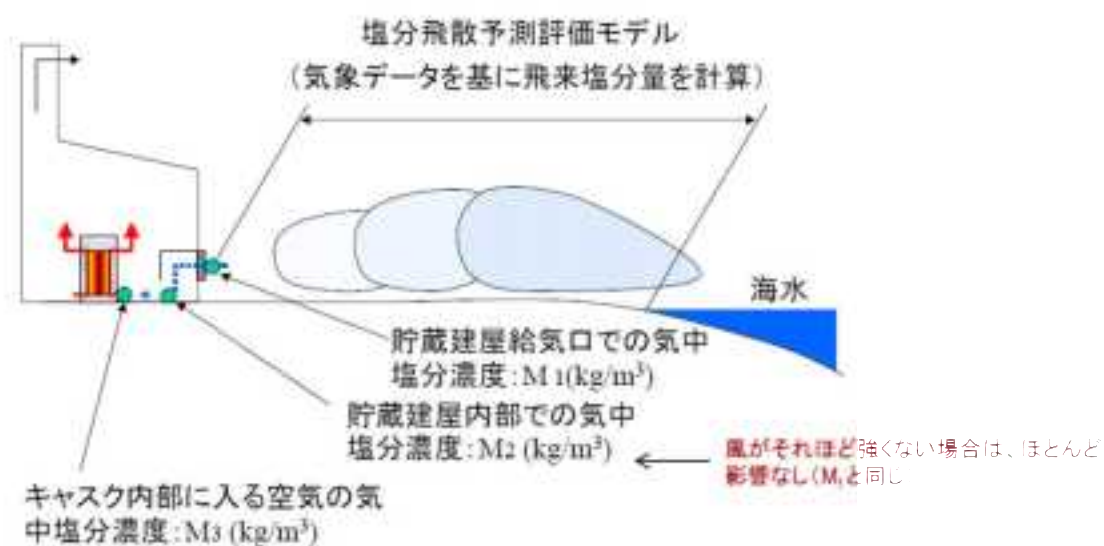


図 2.1.8-14 海岸から貯蔵施設建屋内までの塩分飛来の概念図

(9) キャニスタ SCC 防止に対する塩分流入低減装置

電中研では、除熱性能を損なわない低圧力損失の塩分流入低減装置の開発を進めている⁶¹。この装置は、多段の平板より構成され、水で濡れた平板の間を空気が通過する際に、空気中の海塩粒子を板面で捕獲する構造である (図 2.1.8-15)。コンクリートキャスクの給気口に設置して使用することも可能である。

低減装置の板厚を 0.5mm、板長さを 500mm として、設置する板の枚数をパラメータ (1~40 枚) とした試験を実施した。その結果、15 枚の板の場合、塩分捕獲率 40% で、温度上昇は 0.48℃ となり、除熱の妨げにならない低減効果を達成した。

今後の課題としては、低減装置で捕獲した海塩粒子の再飛散対策の検討などが挙げられる。

⁶¹ 電中研レビューNo.52

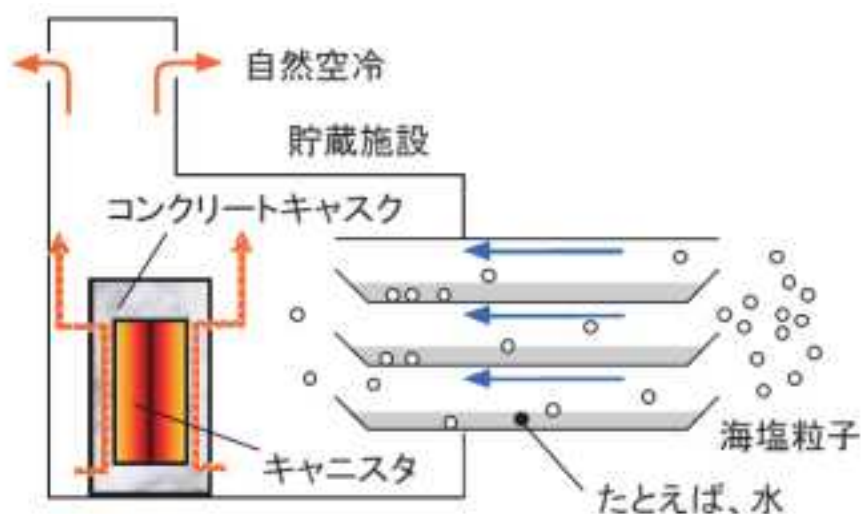


図 2.1.8-15 電中研が考案する塩分流入低減装置

(10) キャニスタ溶接部検査技術

コンクリートキャスク貯蔵方式では、オーステナイト系ステンレス鋼製キャニスタの密封機能の確保が重要であるが、電中研はキャニスタ蓋溶接部の施工時の不良欠陥を検出する UT 検査の信頼性に課題があると指摘している^{60,62}。

電中研は、蓋溶接部にフェーズドアレイ法の UT 検査手法を適用し、蓋溶接部に内包される欠陥を画像化する探傷方法を提案した⁶²。検査概念を図 2.1.8-16 に示す。

JSME 構造規格⁶³では溶接深さの 1/4(8 mm)以深に発生する欠陥の検出が要求されているが、電中研提案の UT 検査を試験した結果、き裂深さ 2mm から検出することができた。初層に発生した接合不良による欠陥やブローホールのような小さい球状欠陥に関しても、大きさが 2mm 以上であれば検出することができた。

今後の課題としては、実機条件を想定した高温環境においても、提案した UT 検査を適用できるようにすることである。

⁶² 電力中央研究所報告 N11057 コンクリートキャスク方式による使用済燃料貯蔵の実用化研究—304L ステンレス鋼キャニスタ蓋溶接部における画像化による超音波探傷試験の適用性評価—

⁶³ (社)日本機械学会：使用済燃料貯蔵施設規格、コンクリートキャスク、キャニスタ詰替装置及びキャニスタ輸送キャスク構造規格、JSME S FB1-2003, 2003.12

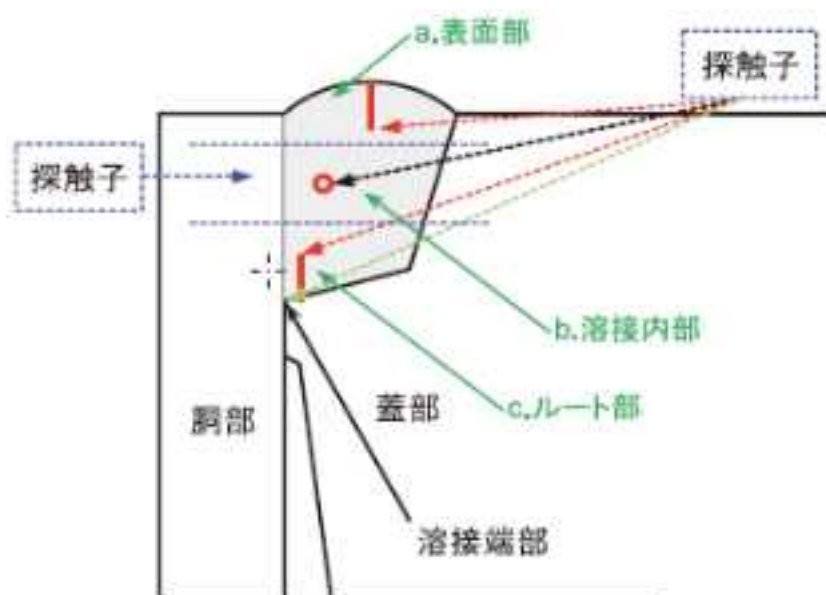


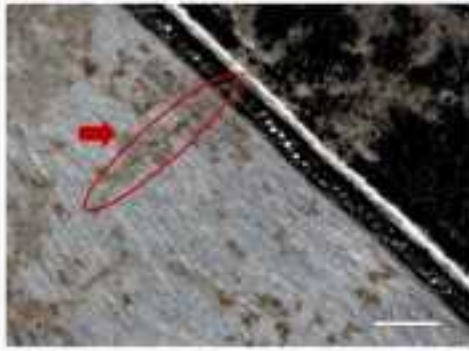
図 2.1.8-16 キャニスタ蓋溶接部における UT 検査

(11) 残留応力対策

電中研では、実機相当の溶接施工を考慮した SUS304L 製小規模試験体の溶接部表面に残留応力緩和処理を施し、実機よりも厳しい条件（温度 80℃、相対湿度 35%、付着塩分量 4g/cm² as Cl）で 1000 時間以上の SCC 試験を実施した⁵⁶。残留応力緩和の方法としては、レーザーショットピーニング（以下、LSP）やジルコニアショットピーニング（以下、ZSP）、米国で開発されたバーニシング工法（以下、LPB : Low Plasticity Burnishing）の 3 種類を適用した。

なお、各残留応力緩和方法について、LSP はレーザーショット（10GW/cm²）を 3mm×3mm ピッチで 18ns のパルスで付与、ZSP は圧縮空気を用いた直圧式ショット法により、粒径 1mm のジルコニア材を施工面に投射し圧縮応力を付与、LPB は米国 LAMBDA 社独自の技術で詳細は非公開である。残留応力緩和処理を施した金属表面の写真在未処理表面とともに図 2.1.8-17 に示す。

試験の結果、緩和処理を施した個所においてき裂発生は認められず、実機への SCC 対策として有望であると評価された。



写真a 未処理の表面でき裂が発生した箇所



写真b 残留応力緩和処理を施した面 腐食のみでき裂はない

図 2.1.8-17 残留応力緩和処理 (LPB) を施した金属表面 (右) と未処理表面 (左) の SCC 試験結果

また、溶接残留応力緩和処理方策としての ZSP の有効性評価も行っている⁵⁹。

実径大キャニスタ試験体表面に残留応力緩和処理の ZSP を施工した結果、図 2.1.8-18 に示すように深さ約 0.7mm まで圧縮応力が付与できることを確認した。図 2.1.8-18 は、施工後、X 線応力測定を実施し、残留応力分布を測定した結果である。

さらに、キャニスタ表面に $4\text{g}/\text{cm}^2$ as Cl の塩分を付着させ、加速条件下 (温度 8°C 、相対湿度 35%) で 2000 時間保持した SCC 試験を実施した。SUS304L 製実径大キャニスタ模擬試験体の溶接部近傍に塩分を噴霧し、評価を行ったものである。その結果、図 2.1.8-19 に示すように ZSP 未処理の溶接部表面に $100\ \mu\text{m}$ 以上の長さの SCC の発生が多く認められたが、ZSP を施した溶接部にはき裂の発生はなく、溶接残留応力緩和処理の有効性が確認された。

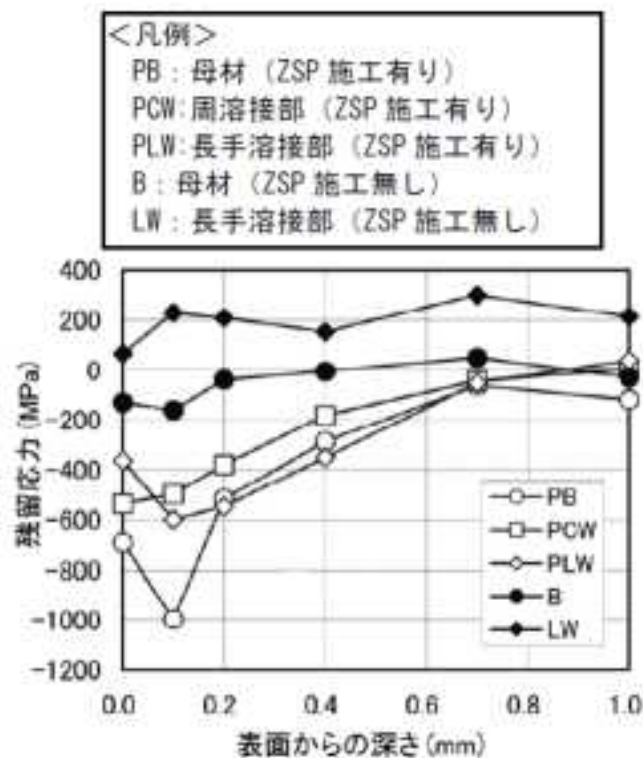


図 2.1.8-18 深さ方向の残留応力分布



図 2.1.8-19 最大き裂寸法 (残留応力緩和処理なし)

(12) SCC で克服すべき課題と現在進められている対策

現在、日本機械学会標準規格センターの発電用設備規格委員会 原子力専門委員会では、「発電用原子力設備規格整備に関するロードマップ」の策定作業を進めている。コンクリートキャスクのキャニスタにおける SCC 事象は、課題検討項目のひとつに位置づけられており、技術開発の必要性が明示されている。

ロードマップは、2014 年 3 月中旬時点で策定段階にあり、確定した内容ではないが、本報告書ではロードマップ (案) として、図 2.1.8-20 に提示する。基本方針と主要な規格高度化技術項目も明記した。なお、本ロードマップは、2014 年 3 月末に最終版になる予定で

ある。

【基本方針】

- ① 合理的技術規格の提供
- ② 規制体系中の位置づけと関連規格との整合
- ③ 最新技術知見の取込みによる高度化・合理化

【主要な規格高度化技術項目】

- ① 金属キャスク
 - i. 最新知見の取り込み、審査実績等の反映
 - ii. 追加部位の規格化
- ② コンクリートキャスク
 - i. キャニスタの SCC 評価手法の規定
 - ii. キャニスタ溶接部非破壊検査手法の高度化・合理化
- ③ ボールト貯蔵方式構造規格の検討・策定

項目	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019
金属キャスク構造規格	2013年版(実施は2014年版の取込み)発行▼・2016年版発行▼							
安全審査時の実績整備		安全審査時の実績整理						
設計・建設規格、溶接規格、材料規格等の最新知見との整合		材料規格等の取込み						
新規材料の審査		新規材料の審査						
原子力学会標準化との整合			原子力学会標準化との整合					
適用部位の規格化			炉内、炉外構造の規格化等					
コンクリートキャスク構造規格					2017年版発行▼			
金属キャスク構造規格との整合・実用反映、設計・建設規格、溶接規格、材料規格との整合					金属キャスク構造規格、原子力学会標準化との整合			
キャニスタの SCC 評価手法の規定				SCC 評価手法の規定				
キャニスタ溶接部非破壊検査実用化取組				非破壊検査手法規定				
圧入型貯蔵方式構造規格の改訂構築					圧入型貯蔵方式構造規格の改訂構築			
ボールト貯蔵施設設備構造規格(仮称)						規格案の策定		

図 2.1.8-20 日本機械学会発電用原子力設備規格整備に関するロードマップ (案)

コンクリートキャニスタで想定される SCC について、現在の知見で発生・進展メカニズムを検討すると、その要因は、応力・環境・材料となる(図 2.1.8-21)が、本節のまとめに変えて、上記で示した課題対応のため、わが国で現在進められている SCC 対策研究を要因別に分類整理し、検査技術に関する研究をも追加したものを以下に示す。



図 2.1.8-21 SCC の発生・進展メカニズムに基づく要因

- 溶接残留応力
 - 残留応力評価試験
- 材料ステンレス鋼
 - 腐食試験
 - 限界塩分量評価試験
 - き裂進展試験
- 環境
 - キャニスタ表面への塩分付着試験
 - 海塩粒子飛来評価試験・飛来解析
 - 海塩粒子低減技術
- 検査
 - キャニスタ表面検査技術

2.2 SCCに係る最新知見の国内外の動向調査等

ここでは、2.1 で得られた知見を踏まえて、わが国が今後拡充すべき知見等について提言を行う。

2.1 の調査結果で明らかになった大きな点は、米国沿岸部で 20 年間装荷したコンクリートキャスク・キャニスタ実機調査で得られた堆積物の成分は、従来のわが国を含む諸外国の実験レベルで、沿岸部を想定した試験片表面への付着物成分とは、大きく異なる内陸性のものであったということである。これらの成分が SCC 感受性を高める場合には、新たにそれらの実験知見の蓄積や、それらの流入低減対策も必要になる。

次に、米国の最近の実験結果からは、大気 SCC に対する感受性についての海洋大気環境と内陸大気環境の比較や、海洋大気環境の環境因子の主要パラメータサーベイなど、従来にはなかった傾向や知見が得られている。一方で、大気 SCC 発生・進展に係わる未解明の課題も残されている。

また、実機側で、大気 SCC 発生の環境側因子を十分には制御（管理）できない場合には、新しい高耐食性材料の使用や表面改質、コーティング等で材料側で SCC 発生を制御（抑止）することがまず挙げられる。あるいは、き裂発生・進展を長期に渡ってモニタリング（管理）できればよく、そのための実機適用が期待できる実時間モニタリングの実用技術についても、いくつかの候補知見が得られている。

よって、今後拡充すべき知見に関する提言は、以下の 3 点に集約される。

① 大気環境の特性把握

サイト依存のため、海塩以外の塩分や塩化物、非塩化物、これらの混合物、鉍物等の成分の把握・特定と、その知見に基づくサイト環境評価手法の確立

② キャニスタ表面の特性把握

上記①と対象ステンレス鋼との相互作用によるミクロな物理的・化学的環境（状態）の特性把握と、その知見に基づく孔食や大気 SCC 発生に係わるメカニズム解明

③ き裂発生・進展の特性把握

上記 2 点と、サイトの立地条件、実機構造、実機内部環境、キャニスタ製造履歴／材料成分／表面仕上げ、溶接・熱処理・表面加工履歴、経年時間変化を考慮した大気 SCC の発生から進展を支配する要因や特性の把握と、その知見に基づく不確実性も考慮した寿命予測モデルの開発

以下にこれらに関する背景・補足情報や考察・分析を記載する。

2.2.1 大気環境の特性把握

Enos 等は、Calvert Cliffs サイトのキャニスタ表面の付着物が、単純な海水塩又は NaCl ± MgCl₂ などの塩混合物ではないと結論付けている⁶⁴。この結果は、この沿岸サイトについての予想に反しているように思え、こうした塩類を用いてステンレス鋼における大気 SCC 挙動の評価を行った実験研究が、乾式貯蔵キャスクに存在し得る表面環境を代表するものであったかどうかという疑問を提起している。従来の実験環境はまた、乾式貯蔵システムの化学的に開放された系の特性を代表するものではなく、流入空気に含まれる粉塵に存在する他の塩類以外の鉱物を考慮していない可能性がある^{64,65,66}。

(1) 実大気環境の考慮

米国の調査結果では、沿岸部に立地していても、海由来の塩分はわずかで、非塩化物や鉱物が支配的であった。塩化物と非塩化物の混合物が付着すると割れが発生することがわかったが、不溶性鉱物も腐食挙動に影響する可能性もある。また、内陸部立地でも沿岸部と同様の環境成分になるのかは不明である（図 2.2.1-1、図 2.2.1-2 参照）。つまり、沿岸部や内陸部に立地している貯蔵キャスクに塩化物誘起の大気 SCC が発生するのか、もしくは発生条件がどの程度違うのか、という不確かさがあり、米国の現状は実サイトからの環境データを収集段階にある。

乾式キャスク貯蔵条件下におけるステンレス製キャニスタの表面環境の性質は、米国では広範な研究が行われていない。キャニスタ表面における実際の条件に対するこれらの比較的単純な塩分系の妥当性については評価が行われていない。

地質学的環境において塩の潮解挙動を説明する理論的な概念については、DOE のユッカマウンテン・プロジェクトに関係した研究の中で評価されている^{65,67}。米国の沿岸及び内陸の ISFSI でのステンレス製キャニスタ表面上における水性エアロゾルの蒸発（例えば霧）によって生じる塩水の化学反応を予測するために、こうした概念に基づく地質化学的なモデル化手法が用いられた⁶⁶。この研究には、ISFSI サイト近くのサンプリング場所における霧水、雲水、雨水に関する化学分析データの調査が含まれていた。この調査を通じては、沿岸場所（大半は米西海岸）からのサンプルが海水の単純な溶液ではなく、固体粒子と水溶性ガスに関係する反応によって支配される非常に多様な化合物であることが示唆された。90°Cの乾燥条件でのこれらの溶液の蒸発を模擬する際には、多くの地質化学的なモデルが用いられた。蒸発した溶液は、①Cl⁻濃度の高い（最高で約 4 重量モル、すなわち海水中濃

⁶⁴ Enos, D.G., Bryan, C.R., and Norman, K.M. 2013. Draft report on corrosion testing of stainless steel SNF storage canisters. SAND2013-8314P, FCRD-UFD-2013-000324, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico.

⁶⁵ Apter, M.J., Arthur, R., King, F., Langmuir, D., and Kessler, J. 2004. Comments regarding in-drift chemistry related to corrosion of containment barriers at the candidate spent fuel and HLW repository at Yucca Mountain, Nevada. EPRI Report 1010941, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

⁶⁶ Gordon, B., Taylor, M., and Arthur, R. 2006. Climatic corrosion considerations for independent spent fuel storage installations in marine environments. EPRI Report 1013524, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

⁶⁷ Wolery, T. 2003. Environment on the surface of drip shield/waste package outer barrier (draft). ANL-EBS-MD-000001 REV 01B ICN 00, U.S. Dept. of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, Las Vegas, Nevada.

度の7.5倍)中性からアルカリ性の溶液と、②Cl⁻濃度の低い (< 10⁻⁴重量モル)酸性溶液の2つのグループに分けられた。高Cl⁻グループは、乾式キャスク貯蔵システムにおいてキャニスタのSCCを引き越す可能性がある。モデル化の結果は多くの単純化想定に基づくものであるが、これは実験的に評価されていない。このモデル化手法は、乾燥によって析出した融解塩を含むシステムに適用できるが、乾式貯蔵キャニスタに対するこのような塩の鉱物的性質を特徴付けるデータが欠けているため、Gordon等はこの試験は行っていない⁶⁶。この実環境データに基づく試験は、米国では、KureBeachのLaQue腐食技術センターの閉鎖により実現できておらず、NUREG/CR-7030も合成海水による実験知見にとどまっている。

現状、米国では認可更新のため、複数の中間貯蔵施設の経年劣化調査結果が公表されつつあるので、それらの知見もあわせて継続的に把握する必要がある。また、大気ばく露試験国際協力プログラムに基づく世界各国の炭素鋼等の大気腐食データも参考になろう⁶⁸。

Species	syn. ocean water, mg/L	lowland rainwater, µeq/L
NH ₄ ⁺	—	20.22
Na ⁺	11031	2.047
K ⁺	398	0.311
Mg ²⁺	1328	3.208
Ca ²⁺	419	16.766
Cl ⁻	19835	1.975
Br ⁻	68	ND
F ⁻	1	ND
SO ₄ ²⁻	2766	17.685
NO ₃ ⁻	—	15.563
BO ₃ ³⁻	26	ND
HCO ₃ ⁻	146	ND
pH	8.2	ND

従来の前提 適用してはならない

内陸部の大気塩分は、この活動や陸地からのソース、海塩と大気反応による生成物、アンモニウム、硝酸、硫酸、硫酸が支配的。塩化物は微量である。

図 2.2.1-1 ASTM 合成（人工）海水と典型的な内陸部の雨の成分

⁶⁸スガウエザリング技術振興財団 「グローバル大気腐食データベースの構築」

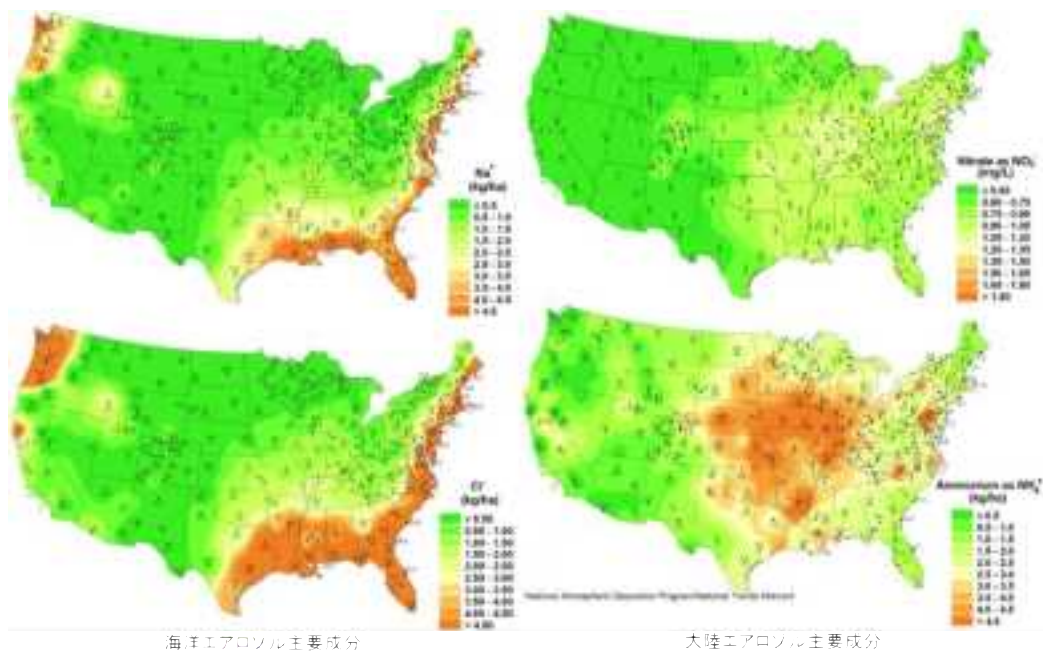


図 2.2.1-2 The National Atmospheric Deposition Program (NADP) 化学種沈着分布
(Calvert Cliffs サイトは左の海洋成分が主体のエリアのはずだが、付着物の成分は右側の傾向にあった。)

(2) 腐食を引き起こす大気中の浮遊粒子

大気による腐食は大気に含まれる湿分ばかりでなく、金属表面への湿分の凝縮を促進するダストの量やガス状の汚染物質濃度にも依存する。

ダストに含まれる炭素、炭素化合物、硫化水素、NaCl 及び他の塩類の粒子等は湿分と結びついて金属表面に電解質溶液を生成し、腐食の原因となる。

このダストや塩類には、沿岸部でも海洋～大気循環のサイクルの中では、内陸由来の鉱物も含まれ得ることも考慮する必要がある。少なくとも沿岸部では、陸が暖かい昼間は海風がき、陸が冷たい夜は陸風が吹くため、双方からの浮遊物質や成分濃度を考慮する必要がある。

これらの管理には、わが国では長年大気汚染対策に取り組んでおり、官民ともに蓄積されている技術や知見の活用や応用が見込まれる⁶⁹。

(3) 水分腐食

DOE はまた、大気腐食と結露や雨による水分腐食を最も重視している⁷⁰。ギャップ解析では、ステンレス製キャニスタに関する主な懸念は孔食、隙間腐食、SCC 及び電解腐食であった。適切な環境条件と栄養素が存在する場合には、微生物の影響を受けた腐食 (MIC)

⁶⁹ 例えば、JETRO HP 「日本の大気汚染防止の技術・製品」

⁷⁰ DOE (U.S. Department of Energy). 2012. Review of used nuclear fuel storage and transportation technical gap analyses. Prepared for U.S. Department of Energy Used Fuel Disposition Campaign by Pacific Northwest National Laboratory PNNL-21596, FCRD-USED-2012-000215.

の可能性もまた認識された。DOEの優先付の背景に関するさらなる詳細はHanson等によって示されている⁷¹。

(4) 実環境を模擬した実験条件の設定手法

キャニスタ周囲全体の空気の対流速度は、3次元的な分布や変動成分を持ち、一様ではない。一方、塩分はキャニスタ表面に直接大量に付着するものではなく、また温度や湿度の変化も、潮解塩水が発生するように短時間で調整できるものでもない。これは、放射線の照射効果に関しても同様である。

このような、加速試験での設定時間と実現象進行の対応性にも留意すべきである。

2.2.2 表面環境の特性

乾式キャスク貯蔵システムにおけるステンレス鋼の腐食挙動は、サイト・スケールのマクロ環境条件（例えば、湿度、太陽熱放射、海洋までの距離、海拔、設置方向、風、波の作用、防護施設、等）との関連で評価されてきた⁷²。最近では、各キャニスタ表面に対する局部的マイクロ環境の特性、及びそれに関連した腐食メカニズムと腐食速度に焦点を当てた研究が盛んである^{64,66,73}。

後者の研究においては、乾式キャスク貯蔵システムは、使用済燃料から熱を除去するために、外部環境からの周囲空気がシステムに流入し、キャニスタの表面上を継続的に通過するような構造となっていることから、開放系熱力学的システムと見なされている。換気の結果として、キャニスタ上に付着した固形及び水性エアロゾルの潮解及び蒸発挙動は、SCCを含め、種々の腐食メカニズムを引き起こし、腐食を進行させることにつながる可能性のある水溶液の形成・固定化・化学反応に影響を及ぼすと考えられている。

溶液の性質は、貯蔵システムの開放系システム特性、潮解塩や他の鉱物の鉱物特性、水性エアロゾルの最初の組成、キャニスタ表面の温度、及び相対湿度、によって異なったものとなる。

(1) 表面温度

キャニスタ表面の温度は時間の経過と共に低下するが、キャニスタ上のどの個所かによって異なっている可能性がある⁷⁴。温度は、使用済燃料の熱負荷、燃料からキャニスタ表面への熱伝達率、及びキャニスタから循環空気への熱伝達率によって異なってくる。また熱負荷は、燃料への当初のウラン装荷量、原子炉内における発電履歴、原子炉から取り出

⁷¹ Hanson, B., Alsaed, H., Stockman, C., Enos, D., Meyer, R., and Sorenson, K. 2012. Gap analysis to support extended storage of used nuclear fuel rev 0. PNNL-20509, FCRD-USED-20112-000136 Rev.0, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington.

⁷² Gordon, B., Taylor, M., and Deardorff, A. 2005. Effects of marine environments on stress corrosion cracking of austenitic stainless steels. EPRI Report 1011820, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

⁷³ Tani, J. and Mayuzumi, M. 2005. Initial corrosion behavior of candidate canister materials for the interim storage of spent fuel (in Japanese). Zairyo-to-Kankyo, 54, 582-586.

⁷⁴ NWTRB. 2010. Evaluation of the technical basis for extended dry storage and transportation of used nuclear fuel. United States Nuclear Waste Technical Review Board Report, Washington, DC.

された後の時間、及びキャニスタ内に収納された集合体の数によって異なったものとなる。

乾式キャスク貯蔵システムにおけるキャニスタの長期的熱的変遷を示したデータは、一般的に入手不可能である。例えば、安全解析報告書に記載されたものでは、熱負荷の限界値と想定周辺温度により推定される最大キャニスタ温度に基づいたものとなる傾向がある⁶⁴。

図 2.2.2-1 は、縦型キャニスタ表面温度の変化を、時間の経過と場所との関係で表示した、予測シミュレーション結果を示したものである⁶⁶。計算結果は、24体の集合体についての、集合体ごとの崩壊熱が 1,000W、という想定に基づいている。周囲温度（すなわち、貯蔵システムの外側の空気の温度）は 0.6°C、21°C、又は 40°C、と想定した。また温度は、キャニスタ上部と底部近くの表面で計算した。この図から分かる通り、燃料集合体は、キャニスタへの収納に先立ち、13.5年間にわたり崩壊した仮定すると、貯蔵開始時における表面温度は、場所と周囲の大気温度により、約 93°Cから 149°Cの間にあると推定される。100年後には、対応する温度は約 40°Cから 85°Cの間となる。従って、キャニスタの表面温度は、少なくとも 100年間は周囲温度よりも常にかなり高いものとなる。この期間において、温度はキャニスタの上部と底部の間で、約 10°Cまでの範囲で傾斜的に異なっていると考えられる。図 2.2.2-2、図 2.2.2-3 にも他の同様の予測事例を示す。

これらは、図解的なものだが、乾式キャスク貯蔵システムの実際のキャニスタ表面温度を合理的に示したものと見えるであろう⁶⁶。より正確な予測は、実際の熱負荷と、特定の貯蔵サイトにおける周囲大気状況を示したデータに基づいて行う必要がある。このような解析モデルの精度向上の観点からの知見の拡充が必要である。

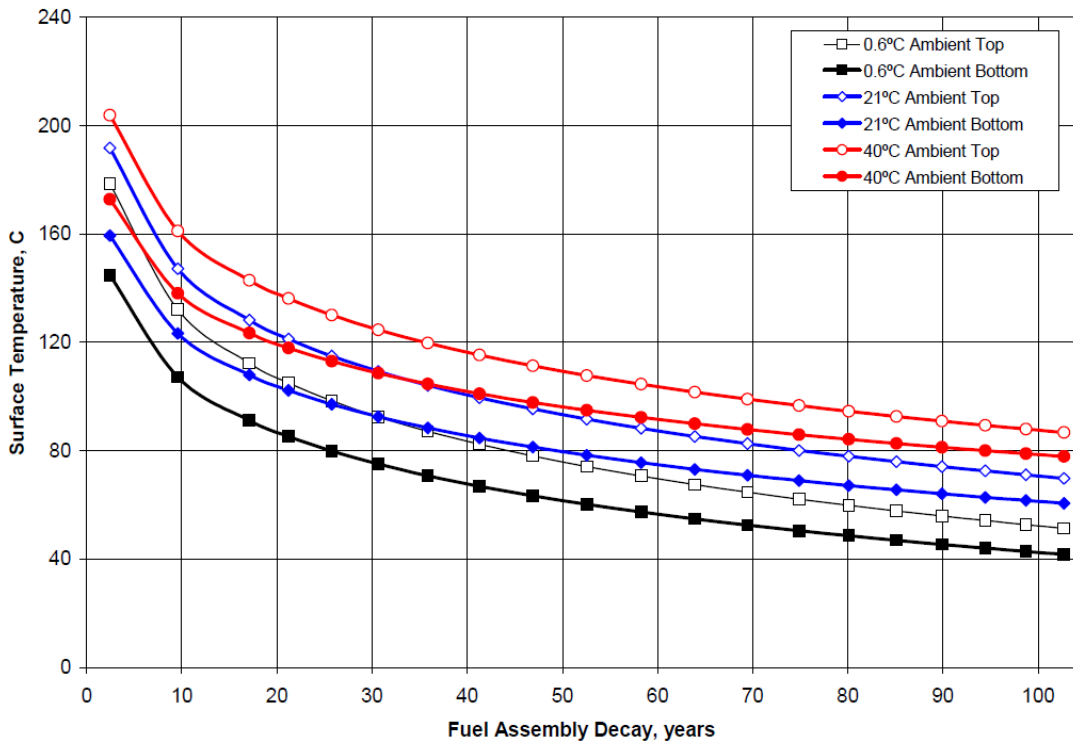


図 2.2.2-1 時間の経過と、キャニスタ表面上の位置（上部と底部）に基づく、縦型キャニスタ表面温度の変化についての予測⁶⁶

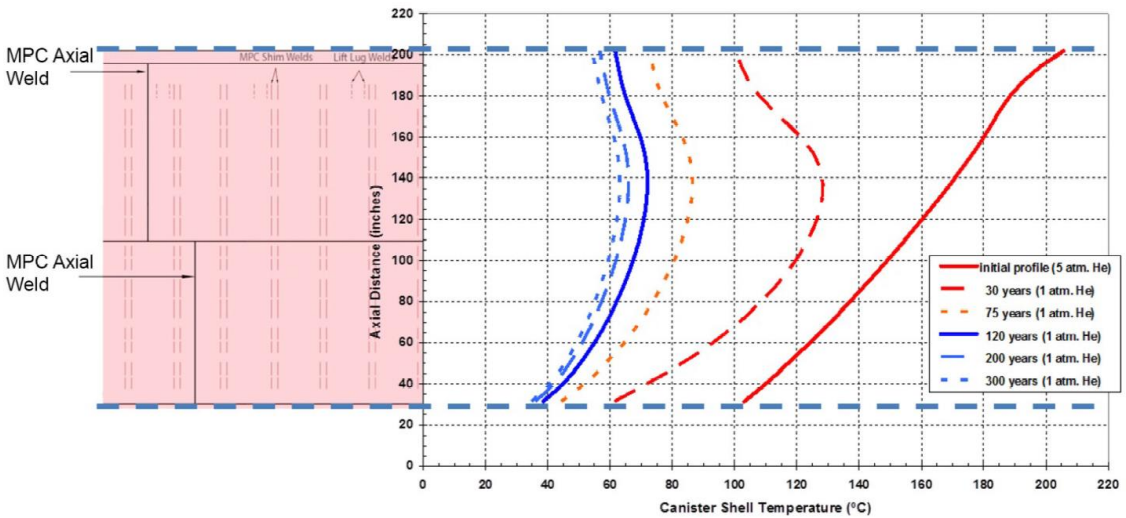


図 2.2.2-2 縦型 (HI-STORM 100) キャニスタ表面温度の軸方向分布の時間変化 (300 年間) についての予測⁷⁵

⁷⁵ Pacific Northwest National Lab. Sep.2013. NDE to Manage Atmospheric SCC in Canisters for Dry Storage of Spent Fuel: An Assessment, PNNL-22495, ML13276A196

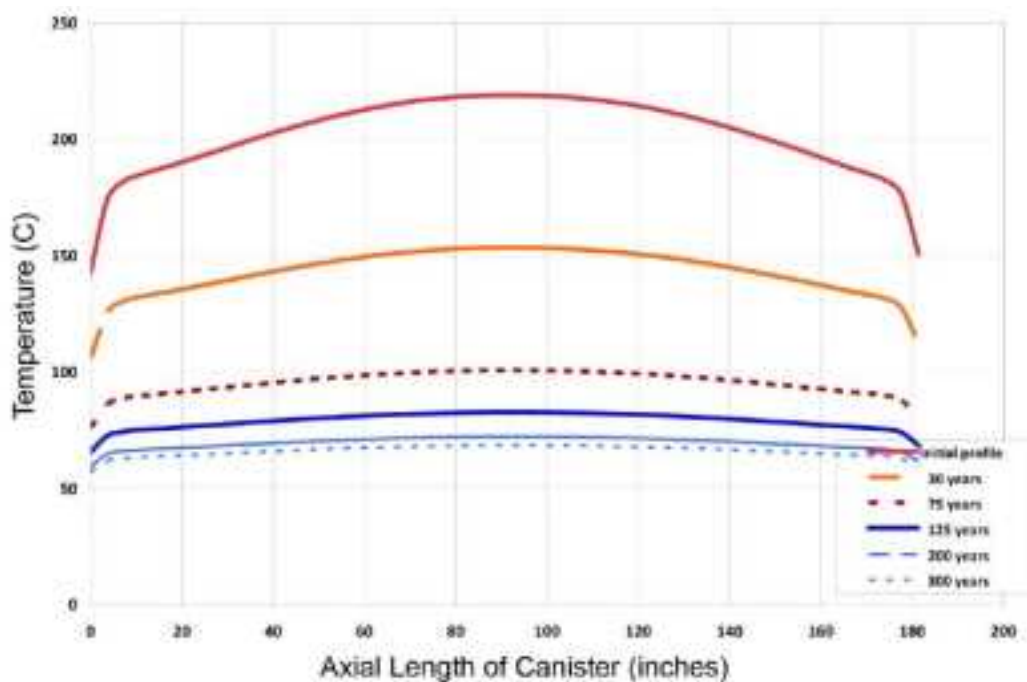


図 2.2.2-3 横型 (NUHOMS) キャニスタ上面 (最大) 温度の軸方向分布の時間変化 (300 年間) についての予測⁷⁵

(2) 潮解相対湿度

キャニスタの表面上の潮解及び蒸発プロセスは、表面温度と相対湿度 (RH) の影響も受ける (例えば、Wolery、2003)⁶⁷。RH は、以下の計算式によって算出される。

$$RH = p_w/p_w^o \approx a_w$$

ここで、 p_w は溶液上の水蒸気分圧を、また p_w^o は同一温度と総圧における標準状態 (すなわち、純水上) における水蒸気分圧を意味しており、 a_w は液相における H_2O の活性度を示したものである。ひとつの緊密に関係するパラメータとして、大気の単位容積当たりの水蒸気質量を表す絶対湿度 (AH) がある。乾式キャスク貯蔵システムにおいては、AH と p_w が、システムの換気を行うのに使用される周囲大気の数値により影響を受ける可能性がある^{76,77,78}。 p_w^o の値は、温度の上昇と共に高くなるが、それは、キャニスタ表面における RH が周囲大気中のそれよりも低いであろうことを意味する。

図 2.2.2-4 は、AH、RH、及び表面温度 (T) の間の関係を示したものである。相対湿度

⁷⁶ Mintz, T.S. and Dunn, D.S. 2009. Atmospheric chamber testing to evaluate chloride induced stress corrosion cracking of type 304, 304L, and 316L stainless steel. Corrosion/2009, Paper Number 09295, NACE International, Houston, Texas.

⁷⁷ Mintz, T.S., Caseres, L., Dunn, D.S., and Bayssie, M. 2010. Atmospheric salt fog testing to evaluate chloride induced stress corrosion cracking of type 304, 304L, and 316L stainless steel. Corrosion/2010, Paper Number 10232, NACE International, Houston, Texas.

⁷⁸ Mintz, T.S., Miller, L., Pan, Y-M., Oberson, G., He, X., Pabalan, R., Caseres, L., and Dunn, D. 2013. Coastal salt effects on the stress corrosion cracking of type 304 stainless steel. Corrosion/2013, Paper Number 2494, NACE International, Houston, Texas.

は、 45 g/m^3 、 27 g/m^3 、及び 14 g/m^3 という 3 種類の想定 AH 値（最も大きな値は、大気中の合理的最高値を示したもの）について、T の変化に応じ、曲線で描かれている。図にはさらに、各種の塩及び塩混合物についての、実験的に判断された潮解相対湿度（deliquescence relative humidity - DRH）も示されている。DRH の値は、一定温度における一定塩潮解での最低 RH を示している。図 2.2.2-4 は、例えば、純粋な NaCl 塩は潮解し、約 20°C ($\text{AH} = 14 \text{ g/m}^3$)、 28°C ($\text{AH} = 27 \text{ g/m}^3$)、又は 37°C ($\text{AH} = 45 \text{ g/m}^3$) のキャニスタ表面温度で、飽和 NaCl 溶液を形成することを示している。同様に、こうした T-AH 条件の下で当初の薄い NaCl 溶液から同じ飽和溶液を作り出すためには、約 76% の RH 値を作るのに十分なだけの H_2O の蒸発が必要となる。なお、RH が一定の T において DRH を超えて高くなる場合は、水相は徐々に薄くなる。反対に、RH が DRH よりも低くなる場合は、飽和溶液は形成されない。ただし、実験結果では、腐食は DRH を大幅に下回る RH 値での純粋塩又は塩混合物を含む系において起こり得る（図においては、 RH_L の記号で表示されている）⁶⁴。このことは、無機塩類の表面上に吸収された水の非常に薄い被膜であっても、腐食を生じさせるのに十分である可能性を示している。

このような潮解特性に関する知見の拡充も必要である。

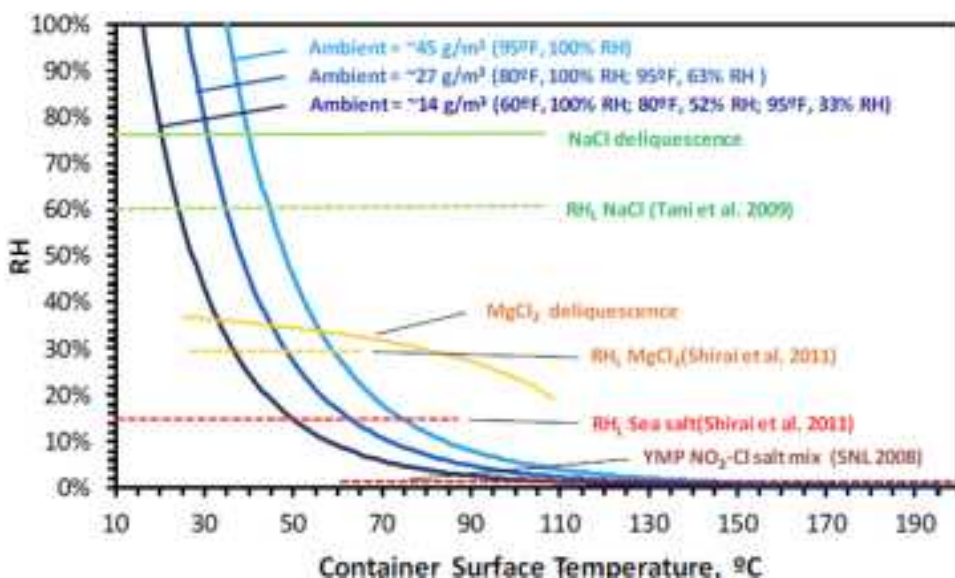


図 2.2.2-4 AH、RH、及び表面温度 (T) の間の関係

(3) 濡れ特性

連続して起こる湿潤サイクルにおいて、表面は全く同一の RH で濡れるか否か、ということである。RH は、毎日あるいは季節ごとに循環するので、表面は、各湿潤サイクルにおいて、同一の RH（典型的には、熱力学的に予測される DRH）で再湿潤する、と一般的に考えられている。しかしながら、ある一定の湿潤サイクル中における腐食は、次の湿潤サイクルに対する表面湿潤プロセスを増強する可能性のある腐食生成物を形成することに

つながると考えられる。例えば、溶質濃度が十分に高ければ、凝縮された塩化第一鉄 (FeCl_2) 溶液が孔食に形成される。この溶液の塩化第二鉄 (FeCl_3) への酸化とそれに続く乾燥は、例えば、それが最初に形成される元となった NaCl 沈着物よりも DRH の低い、高度に潮解した塩で覆われた表面を残すことになる。従って、表面は、非常に腐食性の強い塩化第二鉄の形成で、次の湿潤サイクルでは、より低い RH で濡れることになる可能性がある。

濡れ特性の相違は、腐食挙動に対して大きな影響を与える可能性がある。例えば、比較的短い湿潤期間に NaCl で汚染された表面上で始まった孔食、裂け目又は割れ目が、長期の乾燥期間中にその進展を止める可能性は、 MgCl_2 で汚染されほとんど常時濡れている表面のものよりも遙かに高い。

(4) 限界塩分量 (限界塩分付着量)

それ以下では局部腐食又は SCC が観測されないという「限界塩分量」 (threshold salt loading) について様々な報告がなされている。例えば、白井、他 (2011) は、 $0.3\sim 10 \text{ g/m}^2$ という値を示唆しており⁷⁹、Albores-Silva、他 (2011) は、 $0.1\sim 0.25 \text{ g/m}^2$ という限界塩化物量 (threshold chloride loading) を報告している⁸⁰。そうしたしきい値の存在は、もし付着速度が分かるのであれば、キャニスタの定期的洗浄が可能となることから、乾式貯蔵キャスクの大气 SCC に対する有用な管理プロセスとなり得る。ただし、なぜ限界塩分量が存在するのかは明らかでない。図 2.1.2-17 の試験結果では 0.1 g/m^2 が SCC が発生した最小値ではあるが、塩分付着量が減ると、き裂の発生までに時間が長くなることを示しているに過ぎない。

SCC の挙動は、塩の特性、温度及び相対湿度に基づく溶解 Cl^- の濃度によって決定される。塩分付着量は形成される電解液の量を決定するが、濃度を決定するものではない。限界塩分量は、孔食と SCC に関係する電気化学反応を起こすのに必要とされる電解液の臨界容積 (又は液膜厚さ) に関係している可能性がある。現時点においては、限界塩分量が存在するのか否か、あるいはどのようなメカニズムとして解釈するのか、統一的な見解は得られておらず、知見の拡充が必要である。

(5) γ 線

貯蔵キャニスタの表面には γ 線場が存在し、水化学に放射線を原因とする変化が生じることで、キャニスタの SCC に対する感受性が影響を受ける可能性がある⁷⁴。ただし、この考え方を裏付ける証拠はほとんど存在していない。例えば実験では⁸¹、炭素鋼のガイドライ

⁷⁹ Shirai, K., Tani, J., Arai, T., Wataru, M., Takeda, H., and Saegusa, T. 2011. SCC evaluation test of a multi-purpose canister. In: 13th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWMC), American Nuclear Society, 824-831.

⁸⁰ Albores-Silva O.E., Charles E.A., and Padovani C. 2011. Effect of chloride deposition on stress corrosion cracking of 316L stainless steel used for intermediate level radioactive waste containers. Corrosion Engineering Science and Technology, 46, 124-128.

⁸¹ Weiss, H., Van Koynenburg, R.A., and McCright, R.D. 1985. Metallurgical analysis of 304L stainless steel canister from the spent fuel test – Climax. UCID-20436, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, California.

ナーは非放射性的の電気熱シミュレータが接触した下方部分よりも、使用済燃料が接触した上部近くに、より多くの外部腐食が見られた。この結果は、観察された腐食が、湿り空気の照射による硝酸及びその他の酸化化学種の生成に起因したものであることを示している可能性がある⁷⁴。低レベルの放射線が乾式キャスク貯蔵システムのキャニスタ材料を大きく劣化させるものであるかどうかの決定的証拠は得られておらず、更なる評価と試験が必要とされる。

2.2.3 き裂発生の特性把握

一般的に、ASCCはその全てが孔食から始まることが観察されているが、全ての孔食がき裂を生じる訳ではない。き裂は、以下を含め、いくつかの理由で、孔食を起点として発生する。

- 孔食は、き裂を生じさせるしきい値応力を超えるまで、局部的応力を大きく高める。
- き裂内の局部的に閉塞状態におかれた化学環境は、例えば、酸性の腐食溶液における H^+ の還元起因する、局部的に高い、吸収された水素濃度のために、き裂発生を引き起こす可能性がある。

こうした孔食はしばしば、鋼材の中に含まれていた硫化マンガン MnS の融解と関係しており、それは腐食溶液中の酸硫黄種も影響を与える可能性を高める。最近の研究結果では、進展しつつある孔食の周辺にある局部的塑性ひずみ速度がき裂を発生させるのに十分のものであることが示されている⁸²。もしそうであれば、き裂は、進展しつつある孔食のみから発生するということがいえる。どう進展するかは勿論、局部腐食の抑制と、湿潤期間と乾燥期間の間の時間の長さに左右される。

余り理解の進んでいない関連する現象として、浅いき裂の進展がある。破壊力学用語では、これは微小き裂として知られており、こうしたき裂は、深いき裂とは全く異なる挙動を示す傾向にある。例えば、微細構造学的観点からは、数 μm の長さの微小き裂は、材料の粒径よりも小さいといえるのに対し、深いき裂は、その大きさにおいて、数百、数千の粒子に相当する可能性がある。同様に、機械工学的観点からは、微小き裂は応力場との間で、深い（長い）き裂とは異なった相互作用を行う。微小な（浅い）き裂の挙動は、ステンレス製キャニスタにおけるき裂進展の初期段階において重要である可能性が考えられる。

2.2.4 き裂進展の特性把握

き裂進展の特性把握の上で重要となる要素には、以下のようなものが含まれる。

- 応力拡大係数 K_I の関数として、及び溶液成分の関数としてのき裂進展速度。

⁸² Turnbull A., Wright L., and Cracker L. 2010. New insight into the pit-to-crack transition from finite element analysis of the stress and strain distribution around a corrosion pit. *Corrosion Science*, 52, 1492-1498.

- キャニスタ表面における応力の分布、及び、き裂が進むにつれて応力分布はどのように変化するか。
- 既存の欠陥の大きさと形状、及び、応力場における欠陥の場所。

完全な機構論的モデルについて必要とされるデータ量は多いため、ほとんどの予測モデルがある程度の簡略化を行っている。例えば、King、他は、孔食発生を経験的な臨界孔食形成温度の概念に基づいて予測している。孔食からき裂への移行を模擬するために、孔食の発生は SCC に対する前提条件として考慮された。き裂進展は、KI への依存に基づき予測されたが、応力の深さ依存は大幅に簡略化された^{83,84,85}。

寿命予測モデルにおける課題は、損傷は継続的な濡れ事象に対して累積的なものであるか否か、というものである。例えば、孔食の発生による累積損傷の量は、同一の孔食が各乾燥期間の後に再活性化する場合と比較し、表面が濡れる度に新たな孔食が発生する場合は、大きく異なったものとなるであろう。同様に、表面が乾いたためにその進行が止まったき裂が、表面が再び濡れたことで再度進行し始めるか否かは明らかでない。表面が濡れる度にき裂が再活性化するとしても、き裂進展の期間は正確に、表面が濡れている時間と一致するものかどうか、あるいは表面が濡れた後にき裂が再活性化するには時間的遅れが存在するかどうか。代わりに、液体が進展するき裂個所に溜まり、その結果表面が乾燥した後もき裂の進展が継続するということはないか。こうした疑問に対しては、決定的な情報は現在のところほとんど見つかっていない。

SCC は通常引張応力と関係しているが、き裂を開始・進展させる原因となるのは、結果として生じた動的ひずみである可能性がある。動的ひずみは、キャニスタが屋外に設置されていた場合は、日々の温度変化からの、又は進行して行く孔食を原因とした、キャニスタ材料のクリープの結果から生じ得る。こうしたひずみの原因の多くは極めて微小のひずみを生じるに過ぎないが、それでもき裂を発生させるには十分のものである可能性がある。

2.2.5 検査・保守

実機ではキャニスタ表面にさまざまな成分の堆積物が厚い層で付着し、かつ放射線や高温の環境で、数センチのすきましか無い状況で、どのようにしたらステンレス表面の発錆、孔食、隙間腐食、浅いき裂、局部腐食、SCC を観察できるのか、という点の検討が必要である。

⁸³ King, F., Robinson P., Watson C., and Burrow J. 2012. ACSIS Version 0. Theory manual and preliminary simulations using the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (AC SIS) Model Version 0. AMEC Report 17391-TR-004, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

⁸⁴ King, F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Metcalfe R. 2013a. ACSIS Version 1. Description of Modifications to the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (AC SIS) Model and the Results of Simulations Using ACSIS Version 1. AMEC Report 17391/TR/0008 Issue 1, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

⁸⁵ King F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Padovani C. 2013b. ACSIS – a model to assess the potential for atmospheric corrosion of stainless steel ILW containers during storage and the operational phase of a UK geological disposal facility. Corrosion/2013, Paper Number 2717, NACE International, Houston, Texas.

1つには、堆積物を定期的に除去することが考えられるが、その方法や、それにより発錆、孔食、隙間腐食、浅いき裂、局部腐食、SCCが発見されたら、どの程度まで許容して、どの程度になったら補修するのか、あるいは交換するのかという検査（許容）基準の検討も必要である。

2.3 有識者等の意見聴取

2.3.1 事業者へのヒアリング

(1) 概要

コンクリートキャスクにおける SCC に関する最新の動向の把握を行うため、事業者へのヒアリングを行った。ヒアリングの相手先として、以下に記載するコンクリートキャスクの製造を検討しているメーカーや過去に注力していたメーカーに依頼を行った。

- ・ 日立造船株式会社
- ・ 三菱重工業株式会社
- ・ 株式会社 IHI

以下の事項を中心に情報を収集し、事業者の経験を技術課題の明確化や規制策定への参考情報とすることとした。

- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する技術的な情報
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に関連した情報
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する海外の動向
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に対する要望、等

(2) 得られた情報

事業者のヒアリング結果をいくつかの観点で整理したものを以下に示す。ヒアリング結果の詳細は、議事録として付録に記載する。

塩分付着

- ・ 複数のコンクリートキャスクを格納する建屋に塩分除去の空調設備を設置することなども考えられるが、ランニングコスト面の利点を無くしてしまう。
- ・ 現在の知見における塩分付着量では、通常のステンレスでも問題がなく、追加的に処理を行い発生防止を行えば良いのではないかと、という意見がある。
 - 表面温度を確認し、塩分付着しやすい温度になれば検査を行う等の方法でも良いのではないかと、考えている。

材料

- ・ MHI と IHI は、高耐食材の仕様を前提に開発を進めてきた。過去の技術検討報告書の際は、IHI の S31254（スーパーステンレス）とともに MHI の GSUS329J4L（二相ステンレス）の特性等を検討した。
- ・ 高耐食材でも完全に SCC を防ぐことは不可能であるが、割れまでの時間が大きく異なる。通常材は数百時間で割れが生じたが、高耐食材では一万時間以上でも割れは生じない。

検査手法

- ・ 過去の報告書時点では、高耐食材を用いることで SCC に対応するという方針だったが、通常の方法を用いて検査を密に行う等が今後検討されると考えられる。
- ・ ただし、隙間が狭いことや検知性能／範囲について、隅々まで全ての表面の SCC 発生の有無の検査をできるのかという課題がある。
 - 放射線環境下における作業者の作業時間制限も課題である。
- ・ 米国の規準、規格の規定通りの検査では、バスケットの検査は主に PT であり、キャニスタ胴体部分は RT である。
- ・ 検査技術は UT のみだと検出性に問題があり、多層 PT のみで行えればという希望があった。多層 PT と UT の併用という制限の緩和を検討する必要があると考えられる。
 - 完全溶け込み溶接ではなく片側溶接でかつ切欠が残るいびつな形状のため、現状でも UT のみでは困難であり、検査基準として取り入れるには実証試験などが必要と考えられる。

モニタリング手法

- ・ 塩分がキャニスタ表面に付着するという前提で、塩分付着量と湿度、温度を監視しながら、き裂を進展させないというシナリオが考えられるが、検査を塩分量測定のみで行うことは認可されにくいと考えられる。
- ・ モニタリングについては、代表キャスク（実機の中から選定した代表キャスク、或いは使用済核燃料の代わりにヒーターを内部に設置した模擬キャスク）を設置しておくというアイデアがあるが、代表性を担保できるかどうかの問題がある。
- ・ コンクリートキャスクの開発当初は、高耐食材でも供用中の SCC 発生を完全には防止できないと考えられたため、これを補完するために密封監視が必要だろうという検討があったが、過去の技術検討報告書では不必要となっている。
 - He の漏えい検知による密封監視の技術が存在するが、大気中の He の濃度は高く、微量な漏えい He との識別が困難であった。
 - キャニスタの表面温度分布変化を検査することで、He ガスの漏えいを検知し、密封監視を行うことができるという技術がある。
- ・ モニタリングについては基準が必要かという議論の後、基準値の設定方法（設計時基準に加えて経年変化後も含む）を検討すべきである。

対策技術（残留応力除去）

- ・ HAZ 部における残留応力の除去技術についてアイデア等はあるが、上部の蓋部分は現地で溶接されるため、その部分への残留応力除去は技術的難易度が高い。
 - 底板の溶接部分は蓋部に比べて温度が低く結露し易いため、SCC が起きる可能性がより高いと考えられるが、その部分は工場での残留応力除去技術が使用できると考えられる。
- ・ 残留応力の低減に関して、表面をピーニングすることやレーザー溶接を行うことが検討されている。国内外の規格、基準ではそれらの記述はない。

- ・ SCC の発生予防技術や発生後の補修技術の事例は恐らく無い。
- ・ キャニスタの胴体部に熱処理をして残留応力を引張応力から圧縮応力にすることで SCC 発生可能性を低減させる研究もある。

海外情報（海外と比較した日本の情報を含む）

- ・ 英国 NDA でステンレス腐食について研究されている。
- ・ 基本的には米国の規制が韓国・台湾にも影響するだろう。ドイツは独自の視点を持っている。
- ・ 米国は日本と異なり、漏れる可能性があることを否定していない。（漏れのレベル分けを行っている。通常時・過渡事象時、事故時等）
 - 米国では数十 mSv 程度なら漏れは認める（リークは前提）という考え方だが、日本では金属キャスクが先行し、漏れが無い（ゼロリーク）ということになっているため、国内のコンクリートキャスクのキャニスタにおいて、米国のように漏れを前提とすることは困難だと考えられる。
- ・ 日本では、使用済燃料貯蔵施設の近隣に人が住むことからコンクリートキャスクを覆う建屋は必要だと考えられる。
- ・ 日本では米国と異なり湿気（高温多湿）が問題である。また、台風も多いが、その際には空気取入口から大量の塩分が流入するのではないかという懸念がある。
- ・ 米国でも SCC が問題になりつつあるという情報がある。CalvertCliffs の知見は、要素サンプルやモックアップによる実験結果は、実機には適用できないということが判明した点では有用かもしれないが、日本の環境と異なる米国の広大な敷地や森林の存在、沿岸から離れた設置地点等の違いを検討する必要はあろう。
- ・ 今後、ESCP で Calvert Cliffs 以外の状況も明らかになると考えられる。
- ・ 経年劣化事項は、海外でも恐らく当時は設計時に考慮はされていないのではないか。

過去の経緯

- ・ 東京電力殿の福島第一原子力発電所では 1995 年より、日本原子力発電の東海第二発電所では 2001 年より金属キャスクによる貯蔵が開始されていた。関西電力殿はコンクリートキャスクの検討を進めていた。
 - 濡れ時間法等を研究し、その手法を用いて塩化ナトリウム・塩化カルシウムの潮解吸湿が起きない条件（湿度 30%等）であれば問題ないだろうと提案した。
 - しかし、専門家から濡れ時間法だけでは不足であると判断され（乾湿を繰り返して塩分が凝縮していき、その付着部分から隙間腐食等が発生する可能性があるため）、承認が得られず、発錆を防ぐというレベルに目標が引き上げられた。

その他（ロードマップ等）

- ・ 研究の条件が実環境より過酷であり、それでも SCC が起こらなければ、実際の環境で SCC は発生しにくいのだろう。
 - 実環境と実験環境の違いとその結果について注目している。
- ・ 電力会社のニーズ

- ▶ コストダウンの観点から、高耐食材ではなく、SUS306, 306L や SUS314,314L を利用するという電力会社のニーズがある。

2.3.2 委員会の開催

(1) 概要

1) 委員会の目的

本事業での、わが国の環境下で想定される SCC に対する安全規制上留意すべき点について技術的提言及び、旧原子力安全・保安院で定められた技術要件に対して改訂や追加を検討すべき項目への提言について、SCC に係る各分野の専門家から提言に資する情報や意見を聴取することを目的とした。

2) 検討スコープ

第1回検討委員会

- ① 本事業の内容や進め方について情報を共有した。
- ② 技術報告書や過去の報告書成果を踏まえて、SCC に係る課題や最新知見について意見を収集した。

第2回検討委員会

- ① 本事業における SCC に係る調査結果に対して意見を収集した。
- ② わが国の安全規制上留意すべき点への提言や、技術要件に対して改訂や追加を検討すべき項目についての提言に資する意見を収集した。

3) 参加者

委員（5名）

- 有富 正憲（東京工業大学 名誉教授）
- 高木 敏行（東北大学 流体科学研究所 教授）
- 三枝 利有（一般財団法人電力中央研究所 首席研究員）
- 戸塚 信夫（株式会社原子力安全システム研究所 主席研究員）
- 山口 徹治（独立行政法人日本原子力研究開発機構 グループリーダー）

委託元：原子力規制庁

事務局：三菱総合研究所

4) 委員会日程（全2回）

第1回検討委員会：平成26年1月27日14時30分～16時30分

第2回検討委員会：平成26年3月18日13時30分～16時30分

(2) 各委員会での議論

委員会の目的、検討スコープに沿って、議論を行った。事業の実施において重要な議論

について、各委員会で整理を行った。

1) 第1回検討委員会

事業全体の実施計画について

- ・ 米国ではNRCを調査対象に必ず含めるべきである。
- ・ 台湾についても海外調査を行うべきである。
- ・ 現時点では今後の方向性を定めておらず、まず知見の集約として事業を実施する。
- ・ 技術検討報告書の技術要件における改訂範囲は、SCCに関する部分としている。

技術検討報告書について

- ・ き裂進展速度等、電中研殿で引き続き調査を行っているため、確認を行うべきである。
- ・ 検査や補修も調査・検討の範囲内となる。
- ・ 粒界割れのみでなく、粒内割れについても着目すべきである。
- ・ 限界塩分付着量の数値は材料表面に依存するので、表面状態についても留意することが望ましい。

コンクリートキャスクのSCCに関する動向について

- ・ 溶接部の検査方法について最近では、日本でもオーステナイト鋼の溶接部に対しては、米国と同様にUTあるいはPTを選択すれば良いのではないかと、という知見も得られている。
- ・ CalvertCliffs 発電所の結果は、工業地帯付近の立地による影響ではないだろうか。塩分付着量は、サイト特性に影響されやすいので、CalvertCliffs 発電所の結果を一般論として扱えるのかどうか。設置予定地域の大气環境調査が重要であろう。また、表面をクリーンにするとSCCが発生していたという結果もあるため、SCCが発生していないと結論付けるのは早計である。
- ・ 合金の場合、SCCの可能性を0にすることは不可能である。
- ・ 遠隔モニタリングや遠隔検査ができる技術等も情報として収集する。
- ・ コンクリートキャスクの仕様は未決定のため、幅広く情報を収集すべきである。(ライニングの有無による、コンクリート成分の付着等)
- ・ コンクリートキャスクの仕様について、機械学会に、メーカーにおけるロードマップは存在する。

論点と調査方針の確認

- ・ ショットピーニングによるSCCの予防方法等も調査すべきである。
- ・ ヒアリング事業者のメーカーは、過去にコンクリートキャスクに注力していたメーカーも考慮すべきである。
- ・ 検査対象に依存するが、検査方法としてVTもあり得る。また、補修の観点を考慮するならば、放射線量が高いため遠隔で行う必要がある。技術検討項目として補修の観点の

必要性を検討すべきである。

- ・ 調査対象国の決定の経緯を記載し、対象国の調査によりその他の国はこれ以上調査しなくてよいか、今後の調査が必要になるのかが明確にすることが望ましい。

2) 第2回検討委員会

国内外の技術、規制の動向調査結果及び事業者へのヒアリングについて

- ・ SCCの現象は、ここ数年、アメリカで懸念され始めているので、最新の知見に着目することが重要である。
- ・ 高い応力の範囲のSCCだけでなく、より低い応力の範囲もカバーしておくとうい。
- ・ イギリスにおける研究事例については、SCCのモニタリング研究があるはずである。
- ・ キャニスタは長期間に亘って、高温から低温までを経験する部材となる。実機適用に当たったの検討条件として、不可欠な要素である。
- ・ 付着塩分濃度評価についてはスミア法(イオン・クロマトで分析)や電気伝導度を測り、「塩」濃度を評価する方法を想定している。
- ・ 定期検査については、渦電流により、き裂がある程度検出可能である。放射線の影響を考慮しなければならないため、遠隔でどのように行うかが米国でも課題であるが、設計によってフォローできる可能性がある。
- ・ SCCが検出されたときに、補修が困難であれば使用済燃料を搬出することで対応できる可能性がある。今後技術が進展すれば、補修技術も対策シナリオの中で考慮する必要がある。

SCCに係る最新知見に基づく提言案について

- ・ 実環境の特性把握については、サイト固有の環境条件に帰着するはずである。サイトによって、それぞれの環境条件が異なるので、サイトごとの環境評価が必要である。
- ・ 金属の表面加工も重要な影響因子である。
- ・ 表面塩分濃度の評価法や、外観検査の手法、渦電流検査の手法も今後拡充すべき知見である。
- ・ 貯蔵中検査について、どの程度のダストが表面に積まっているのかといった条件に応じて、その場面で活用できる検査手法も異なってくるので留意しておいてほしい。

わが国の環境下で想定されるSCCについて安全規制上留意すべき点への提言案について

- ・ 大陸由来、海岸付近で環境を区別するのではなく、サイト固有で環境条件をそれぞれ検討すべきではないだろう。
- ・ 補修技術の検討については、規制側による技術検討報告書の所掌範囲であろう。
- ・ 留意事項について、全てを一度に検討し、技術検討報告書に反映させることは現実的に困難であろう。留意事項を短期と中長期に分けるなど、時間スケールを踏まえたメリハリが必要である。
- ・ 溶接部以外でSCCが発生しないとは限らない。溶接部以外でもSCCが発生する可能性はある。

技術検討報告書に対して改訂や追加を検討すべき項目への提言案について

- ・ SCC は海からの塩分成分の寄与が大きいため、技術検討報告書の「沿岸に立地する貯蔵施設では、特に」という記載は必要である。
- ・ シビアアクシデントは設計基準を超える事象であり、現行記載を検討する必要がある。

2.3.3 有識者との意見交換

(1) 概要

1) 有識者との意見交換の目的

本事業において、調査結果の質を向上させ、各提言に客観的な意見を反映させることを目的とし、学術的、中立的な立場から有識者との意見交換を行った。有識者は以上の目的から有富正憲様に依頼を行い、全2回で以下の事項について意見交換を行った。

有識者との意見交換（第1回）

- ・ 国内のコンクリートキャスクに関する動向
- ・ 国内外の SCC に係る規制調査及び技術調査の留意点
- ・ その他コンクリートキャスクのキャニスタにおける SCC の情報

有識者との意見交換（第2回）

- ・ わが国の環境下で想定される SCC に対して安全規制上留意すべき点についての技術的提言案
- ・ 技術検討報告書に対して改訂や追加を検討すべき項目についての提言案
- ・ その他中間貯蔵施設に関する情報

2) 日程（全2回）

有識者との意見交換（第1回）：平成26年1月27日16:30～17:30

有識者との意見交換（第2回）：平成26年3月18日10:30～12:00

(2) 意見交換での議論

意見交換の目的に沿って、有識者と意見を交換し、議論を行った。事業の実施において重要な議論について、整理を行った。

1) 有識者との意見交換（第1回）

国内のコンクリートキャスクに関する動向

- ・ 過去に SCC は原子力学会で問題にしたが、機械学会では、ASME で考慮しない項目であるため検討されていない。原子力学会での検討は中途半端で終わり、SCC の問題について方針は決まらなかった。
- ・ 現在、高経年化の検討は行っていないだろう。

- ・ コストを理由にコンクリートキャスクを検討していた経緯はあった。
- ・ SCC で二重キャニスタという概念もあったが、頓挫した。圧力を検知して、異常があればオーバーパックのみ交換することを考慮していたが、除熱量が大きくないという問題があった。
- ・ 中間貯蔵についてはコストが安いことが前提である。

国内外の SCC に係る規制調査及び技術調査の留意点

- ・ コンクリートキャスクの実機についての調査・分析は CalvertCliffs の調査以外に無い可能性がある。
- ・ 韓国の CANDU 炉はコンクリートキャスク、軽水炉は検討中だろう。
- ・ コンクリートキャスクでなく、コンクリートモジュール・サイロ等は古いものがあるかもしれない。
- ・ 横置きサイロについては、日本ではあまり調査されていない。縦型キャスクは NAC で横型サイロは Holtec で製造されていると思う。EPRI の情報は調査すべきである。

2) 有識者との意見交換（第2回）

中間貯蔵施設全般について

- ・ 安全規制が仮想事故を認めるのか、認めないのか、この確認が技術要件検討にあたっての前提事項である。
- ・ 金属キャスク並の密封性能をコンクリートキャスクに求められるとハードルが高くなると考えられる。
- ・ 中間貯蔵方式の選定にあたってはコストと設置床面積の関係を考慮することが欠かせない。床面積が大きくなると、貯蔵建屋が大きくなり、コストが上がる。
- ・ わが国の場合、敷地面積が狭いので、どうしても建屋の遮蔽性能が必要になる。しかし、建屋を大きくしすぎると、耐震上の課題も顕在化し、困難な問題である。

安全規制上留意すべき点についての技術的提言案

- ・ 「塩に留意すべき」との提言案に関して、SUS304 で発生する SCC は、残留応力と塩の要素が発生を促進させていることは確かであろう。
- ・ 「材料条件に留意すべき」との提言案に関して、純金属でない限り、絶対に SCC が発生しないとは言い切れない。羽田空港の滑走路の柱で用いられるような海塩に強い合金を用いた実証試験が過去に行われていた。電中研に確認してみてもよいだろう。
- ・ 「モニタリング手法に留意すべき」との提言案に関しては、SCC 発生メカニズムが完全に解明されていない以上、代表性とは何かという問題が必ず顕在化する。
 - He の漏えい検知については、空気中のわずかな検出量変化を捉えることは現在の技術では困難である。また、金属キャニスタとコンクリートとの間の隙間が狭すぎるので、検出行為自体が困難である。
- ・ 「SCC 発生への対策技術や補修技術に留意すべきである」との提言案に関して、技術要件に記載することになれば、規制が SCC の発生を許容することになる。それを前提とすれば、中間貯蔵施設に補修施工を行えるホットラボの建設が必要になる。

- ・ 「ロードマップの作成に留意すべきである」との提言案に関して、ロードマップが必要かどうかは規制庁が判断することである。ただし、使用済燃料の取り扱いや貯蔵全般における安全規制の考え方（グラウンドデザイン）を規制側は早く示すべきである。

技術検討報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての提言案

- ・ 「経年変化等に伴う密封機能劣化についての改訂案」について、SUS304 で塩分以外の成分が金属にどういった悪影響を及ぼすのかどうか、わが国でも実験して確認してみるべきである。
- ・ 「塩の定義についての改訂案」について、電中研とよく議論して提示すること。具体的な数字を技術検討報告書に記載することについては疑問である。
 - 限界塩分量の定義（単位）が、現行のものは、立法メートルで平均的な数値として示される。しかし、SCC は局所的な腐食現象であり、平均的な数値で決定できるのか。付着している塩が、温度低下と湿度により溶け出す際には高濃度となることを優位すべきではないか。
- ・ 「残留応力対策の最新知見の追記案」について、現行記載の「応力除去処理が行われない」との断定を変更することには同意する。しかし、その処理行為自体、コストの割にメリットがあるかどうかは疑問である。
- ・ 「SCC 進展速度の改訂案」について、技術検討報告書本編を改訂するのではなく、参考資料や付属資料を現在の知見でもって拡充していったらどうか。細かな数字を技術検討報告書本編に載せる意味はない。細かな数字は学術的な進展とともに変わるので、学会標準に任せてもよいのではないか。
- ・ 「ロードマップについての追記案」について、マップに盛り込むべき検討課題は、SCC だけとは限らない。SCC 以外にも検討すべき課題がある。括弧書きで（SCC について）としてもよい。

2.3.4 有識者等の意見聴取のまとめ

有識者等の意見聴取として、事業者へのヒアリング、検討委員会の開催、有識者との意見交換を行った。

事業者へのヒアリングではコンクリートキャスクの製造を検討しているメーカーや過去に注力していたメーカーに依頼を行い、SCC に関する最新の動向の把握を行った。

検討委員会では、わが国の環境下で想定される SCC に対する安全規制上留意すべき点について技術的提言及び、旧原子力安全・保安院で定められた技術要件に対して改訂や追加を検討すべき項目への提言について、SCC に係る各分野の専門家から提言に資する情報や意見を聴取した。

有識者との意見交換では、調査の方針や調査結果、上記提言についての学術的、中立的な立場からの意見を頂いた。

事業者へのヒアリング、検討委員会の開催、有識者との意見交換による有識者等の意見聴取によって得られた知見を次節以降に提示される各提言に反映させることで、より客観的で質の高い提言を行う。

2.4 わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言

2.4.1 わが国の自然環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点についての技術的提言

国内外における規制及び技術調査、有識者等の意見聴取を踏まえ、わが国の自然環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点についての技術的提言を取りまとめる。得られた情報を整理し、構造化することによって提言を検討した。整理の軸として、①塩、②材料、③検査、④モニタリング、⑤対策技術、⑥研究全体計画の観点で整理を行った。①～⑤については技術検討報告書の「考慮すべき事項」に相当する記載、⑥は新たな整理軸として提示する。整理軸と提示した各提言に対して、それを説明する根拠及び調査結果を付して説明を行う。根拠は可能な限り複数の情報源（調査結果）によって、説明の妥当性を担保する。

以下に技術的提言のポイントを挙げた後、その提言を行う根拠を述べる。

(1) SCC の発生要因として考えられる塩（限界塩分付着量・成分・環境）に留意すべきである。

国内における塩に関する技術的な知見は、日本の自然環境を考慮し、海塩に着目したものであった。しかし、米国の実機の貯蔵によるデータ収集によって、付着した堆積物における海塩濃度は低く、大陸由来の塩が付着していたことが報告された。実機が貯蔵される場所は海岸から約 800m 離れていることから、海塩の濃度が低かったことが考えられるが、沿岸部の海塩のみに着目することは安全規制上望ましくなく、貯蔵の際にはサイト固有の環境条件を考慮し、データ収集を行うことが必要であると考えられる。環境条件としては、金属表面への湿分の凝縮を促進するダストやガス状の汚染物質の影響にも留意すべきである。このように SCC においては 2.2 で前述した通り、様々な環境等条件の不確かさが存在するため、その不確かさを踏まえた検討を行うことが重要である。

さらに、規制基準にもよるが、あらかじめ想定されていた事象（津波等）を大きく超えるような事象（シビアアクシデント）による塩の影響にも留意すべきである。

(2) SCC の発生要因の一つであるキャニスタ母材の材料条件等に留意すべきである。

SUS329J4L 等の現在検討されている耐食性材料は、SUS304 等の一般的な材料よりも塩分環境に強い。しかし、塩分環境に強い材料においても、SCC の発生を否定できるものではない。一方、コンクリートキャスクの貯蔵において、金属キャスクと比較して経済性が利点であるため、経済性の観点で課題となる材料を必須又は前提とすることは好ましいことではない。したがって、SUS304 等の通常材料を重点的に検討し、SCC の発生及び進展を防止できる条件を検討していくことが必要である。

さらに、材料の表面加工の状況によって、SCC の発生する条件が異なることにも留意すべきである。

(3) SCC の発生・進展を検出する検査手法に留意すべきである。

コンクリートキャスクのキャニスタに SCC が発生した際には、大きな進展に至る前に補

修又は搬出を行うことが必要となる。その発生・進展を検出するための検査手法は現在、以下の様な課題が存在すると考えられる。

- ・ 放射線の影響から、遠隔で検査できる手法が必要であること
- ・ 金属キャニスタとコンクリートとの間のすき間が極めて狭いため、検査が困難であること
- ・ CalvertCliffs 発電所の例のように、キャニスタ表面に堆積物が存在する可能性があり、発錆を確認することが困難であること
- ・ き裂等を検査するためには、堆積物の厚さによって実用可能な検査手法が異なってくる
- ・ 堆積物の除去を行えば、汚染された物質が発生してしまうこと

したがって、キャニスタの密封機能を担保するために、SCC の発生・進展を検出するための検査手法及び実施方法についての情報収集を行い、その内容について評価することが必要である。

(4) 密封機能のモニタリング手法に留意すべきである。

キャニスタの密封機能が常に担保できれば、密封機能の常時監視（モニタリング）の必要はない。しかし、現時点では検査による密封機能を担保することが困難であることも考えられるため、常時監視の手法も情報収集すべきである。常時監視の手法としては、He の漏えい検知（He の濃度検出又は温度差モニタリング）やモニタリング用のキャニスタを同環境に設置する方法（原子炉における監視試験片に類似した方法）などが考えられるが、前者は漏えいした微量 He の漏えい検知感度、後者はモニタリング用キャニスタの代表性等について、評価が必要である。

(5) SCC 発生に対する対策技術（残留応力除去等）や SCC 発生後の補修技術に留意すべきである。

現在、SCC 発生への対策技術として、様々な技術が検討されている。その対策技術について、規制の観点から技術的な検討を情報収集することが必要である。特に、蓋部については、溶接が発電所等で行われることを考慮すると、残留応力除去技術や対策技術が用いられる可能性がある。したがって、蓋の溶接部とその他溶接部に対する対策技術をそれぞれの条件下で評価すべきである。

また、米国ではユッカマウンテン計画の停止による貯蔵計画の変化により、コンクリートキャスク等の貯蔵期間が延長されると考えられる。そのような長期間の貯蔵による経年変化も踏まえ、SCC の可能性を技術によって予測し、その発生・進展を防止しつつも、SCC 発生後に補修が行われる場合、その評価が必要である。

(6) 上記技術的提言を規制支援研究として実施するロードマップの作成に留意すべきである。

上記のように、わが国でコンクリートキャスクを導入する際には、必要性のレベルの差異はあるが様々な課題が存在する。これらを踏まえて規制要件等として課題を整理し、そ

の課題や目標の明確化、研究期間の設定等が重要である。技術的提言を規制支援研究として実施するためには、ロードマップの作成が必要不可欠と考えられる。また、ロードマップにおける課題の設定では、課題が短期的な研究課題であるか、あるいは長期的な研究課題であるかの時間スケールを設定することが重要である。

2.4.2 技術報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての提言

旧原子力安全・保安院で定めた「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）に係る技術要件について（平成18年4月10日付け 平成18・02・17 原院第7号）」では、「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）に係る技術検討報告書」中の「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設の安全審査に係る技術要件」を使用済燃料の貯蔵事業の許可において法に適合していることを審査する際の技術上重要と考える事項として適用することにした、ということが述べられている。ここでは、前節までに調査した結果に基づき、当該報告書に記載される技術要件に対して改訂や追加を検討すべき項目について提言を行う。

(1) 技術検討報告書

コンクリートキャスクを用いた使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）については、原子炉等規制法で規定された安全審査に用いる「技術要件」がある。この技術要件には、わが国の環境下で想定される SCC に対する安全規制上留意すべき事項が含まれており、旧原子力安全・保安院では技術検討報告書として、とりまとめがなされている。また、各技術要件についての意義、解釈等をより明確にするために、必要に応じ、「解説」を付している。さらに、参考資料として要件を踏まえ、要件の運用に当たって参考となる事項、審査の際に着目すべき技術的ポイント、判断する上で参考となる事項等をまとめた「考慮すべき事項」がある。以下に技術要件と解説、考慮すべき事項のうち、全体構成と SCC に関連した項目を説明する。

技術要件は、22 の要件があり、立地条件に対する要件が 4 項目、基本的安全機能に対する要件が 4 項目、放射線管理及び環境安全に対する要件が 3 項目、その他の安全対策に対する要件が 12 項目ある。技術要件の中で SCC に関連する要件が記載されているものは、基本安全機能に対する要件の最初の項目である「要件 4 密封機能」に該当する。密封機能には、以下の要件の記載がある。

要件 4 密封機能

1. 貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の閉じ込め、内部空間の不活性雰囲気を保つ密封機能を維持できる設計であること。
2. キャニスタの蓋部は多重化された適切な溶接構造で密封される設計であること。

(解説)

1. キャニスタの密封機能は以下を達成するために要求するものである。
 - (1) 使用済燃料が内包する放射性物質をキャニスタの外に放出させないこと。
 - (2) バスケット及び使用済燃料の健全性を維持するために、キャニスタ内部の空間を不活性雰囲気を保つこと。
2. キャニスタの密封機能に影響を及ぼすメカニズムとして、
 - ① 製造時の施工不良
 - ② 設計想定を超える荷重の負荷（熱応力及び応力サイクルを含む）
 - ③ 内面からの腐食（応力腐食割れを含む）
 - ④ 外面からの腐食（応力腐食割れを含む）が挙げられる。

①は施工管理、検査を厳重に行うことによって、②は適切な安全裕度を有する機械設計によって、また、③はキャニスタ内の不活性雰囲気を維持することによって、密封機能への影響を排除できると考えられる。従って、密封機能維持のためには、④の外面からの腐食への対策が重要である。特に、冷却空気によって持ち込まれる塩分付着により応力腐食割れが発生するおそれがある場合には、高耐食性材の使用、溶接部残留応力の低減、塩分付着環境の改善等、適切な応力腐食割れ対策が講じられた設計であること。
3. キャニスタは使用済燃料を収納した後に蓋を溶接によって取付ける構造である。そのため、蓋溶接部は、通常の原子炉施設の第一種容器で行われている両側完全溶け込み溶接とは異なる片側部分溶け込み溶接とする設計が想定される。また、溶接部の健全性を確認する検査方法についても、強い放射線を放出する使用済燃料が収納されているため、溶接部の放射線透過試験（RT）は適用できない。これらの点を考慮して、キャニスタの蓋の溶接部は、排水用貫通孔等の蓋の溶接部も含め、多重の溶接密封構造であることを求める。
4. 「適切な溶接構造」とは、次のことをいう。
 - (1) 蓋の溶接は、使用済燃料が放出する強い放射線環境下で行われること及び過去の実績が少ないこと等から、モックアップ試験等によって事前に施工の确实性、信頼性等が十分に確認された溶接方法を使用するものであること。
 - (2) 蓋溶接部の検査は、多層 PT（許容される最大欠陥寸法を超えない間隔で実施する多層浸透探傷試験）と UT（超音波探傷試験）によって実施されるものであること。これは以下の理由による。
 - ① 多層 PT は既に海外で実績がある方法であるが、PT により表面欠陥がないことが確認されても表面に現れていない潜在欠陥が存在した場合、その後の溶接で潜在欠陥が PT を実施した面を超えて成長する可能性を完全に排除できないこと。
 - ② RT の代替検査手法とすべき UT は、オーステナイト系ステンレス鋼への適用が困

難といわれてきたが、近年の技術進歩により信頼性が向上してきていること。

- ③ 密封機能維持の考え方において、溶接施工不良が原因の密封機能喪失は検査によって排除できるものとしており、本検査による健全性確認が重要であること。
なお、必要な信頼性を有することが証明された場合はこの限りではない。

密封機能に影響を及ぼすメカニズムの一要因として SCC を挙げている。SCC の中でも外表面における SCC と内表面における SCC の二種類に分類している。

参考資料の考慮すべき事項についても SCC に関連した記載がある。「要件 3 事故時条件」の中の「2. 事故の選定方法について」において、以下の記載がある。

(4)経年変化等に伴う密封機能劣化

- ・ 応力腐食割れ（SCC）等、経年変化等に伴って発生する密封機能劣化に係わる事故。
- ・ 沿岸に立地する貯蔵施設では、特に塩分付着に伴う SCC に注意すること。

上記に示すように、密封機能の劣化の要因として SCC を挙げており、さらに SCC の要因として塩分付着を挙げている。参考資料の考慮すべき事項のうち、「要件 4 密封機能」の中には、SCC に関連した記載が多くみられる。以下にその具体例と説明を示す。

(2) 内面からの腐食、応力腐食割れによる密封機能低下

キャニスタの内部が不活性雰囲気維持されることにより、内部から腐食及び応力腐食割れ（SCC）が発生する可能性はない。

内面における腐食はその雰囲気から SCC 等の腐食が発生する可能性はないことを示している。一方外面からの腐食については、上記の記載に引き続き以下の記載がある。

(3)外面からの一般腐食及び SCC による密封機能低下

キャニスタの表面は外気によって直接冷却されるので、環境の影響を考慮しなければならない。キャニスタには耐食性が優れた材料が仕様されると想定され、また、設計で一般腐食を適切な安全裕度をもって評価していることが確認できれば、一般腐食は問題ないといえる。しかし、塩分が付着する環境では、高耐食性材料を使用した場合でも SCC が発生する可能性が否定できない。

従って、貯蔵中に密封機能を低下させる要因として、塩分付着環境下でのキャニスタの SCC を考える必要がある。

外面における腐食は、大気環境に依存して SCC が発生する可能性を否定しておらず、特

に塩分付着環境によるキャニスタの SCC を考慮する必要性を言及している。さらに、以下の記載がある。

2. 塩分付着環境下での SCC の成長過程

空気中に塩分が存在する環境においては、キャニスタ表面に塩分が付着する。塩分付着量が一定量に達し、かつ、この付着塩分が潮解する環境が持続すると、局部腐食が発生し、そこから SCC による割れが生じると考えられる。SCC は応力分布、温度等の条件に従って成長するが、最終的にキャニスタを貫通する可能性も否定できない。

局部腐食は、材料の耐食性、温度の影響も受けるが、発生を支配するのは以下の二因子であると言われている。

①限界塩分付着量（局部腐食を発生させる最少塩分付着量）

SUS304 の限界塩分付着量は $4 \times 10^{-2} \text{g/m}^2$ であることが報告されている。

②臨界湿度（局部腐食を発生させる最低湿度）

臨界湿度は 15%～20% であることが報告されている。

局部腐食は、①限界塩分付着量を超えた塩分付着及び②臨界湿度を越えた湿度を同時に満たした時に発生すると考えられる。

局部腐食の発生が直ちに SCC 発生を意味するものではないが、発生した局部腐食に大きな引張応力が作用している場合には SCC に移行し、亀裂が成長して行くものと考えられる。この亀裂は周囲の応力分布に従って成長するが、キャニスタの場合、亀裂を成長させる主な応力は溶接の残留応力である。キャニスタは容器本体の溶接部においても応力除去処理が行われないと想定されることから、SCC 発生の可能性はキャニスタ全体の溶接部にあることになる。

SCC の発生条件を説明している。限界塩分付着量と臨界湿度というパラメータによって SCC 発生の判断基準が得られている。また、発生部位としては、発生したき裂の進展は溶接の残留応力によって増大し、特に残留応力の高い領域として溶接部であることを指摘している。さらに、SCC の防止対策と検査の方法についても以下の記載がある。

(1)密封機能喪失の防止対策

SCC による密封機能喪失を防止する方法として以下が考えられる。

①塩分付着量を管理して局部腐食の発生を防止する方法

現時点では、塩分付着量を制限する方法が最も確実な対策であると考えられる。SUS304 等については局部腐食が発生する限界塩分付着量が報告されている。キャニスタ材に使用することが検討されている SUS329J4L、YUS270 については、現在のところ、限界塩分付着量が確定していないが、塩分環境に強い材料であることから、SUS304 等に比べると、大きい限界付着量をもつものと考えられる。

②SCC の成長を管理する方法

SCC の発生が直ちに密封機能を喪失させるものではないので、密封機能喪失に至らない範囲で、SCC の成長を許容することも考えられる。しかし、このためには、局部腐食から SCC 発生までの時間及び亀裂成長速度を正確に評価する手法が確立されていなければならない。現在のところ、貯蔵環境でのデータが少なく、この手法を採用するには知見が不足していると考ええる。

従って、SCC による密封機能喪失の防止対策として、現時点では①の方法が有効であるといえる。この方法は空気取り入れ口の方向若しくは構造、施設周辺の植栽、フィルタの設置等によって、取り入れる空気の塩分を提言することが可能であり、実現性を考慮しても有効であると考ええる。

塩分付着環境下の SCC について、現在、試験が進められている。これらの試験によって確立された SCC 防止対策で、妥当性が確認されたものであるならば、採用を否定するものではない。

(2) 局部腐食/SCC の確認方法等

塩分付着量を制限することにより局部腐食の発生を防止する方法を採用した場合、貯蔵中の検査としては以下の方法が考えられる。貯蔵施設の設計に基づき、これらの検査が行える設計であることを確認すること。

- ①塩分付着量を定期的に測定し、限界塩分付着量以下であることを確認する。
- ②局部不足発生を示す発錆がないことを目視で確認する。発錆がなければ、局部腐食/SCC は発生していないと判断できる。なお、確認の頻度は目視確認直後に発錆しても、密封機能喪失のおそれがないように設定する必要があるが、現時点では高塩分付着環境下のデータに基づいて設定することになる。
- ③発錆が認められた場合、発錆状態等を詳細に観察して、SCC 発生の有無を確認する。SCC が発生していると判断された場合は、補修／搬出等の処置を施す。

ここでは、SCC 発生の防止対策ならびに確認方法について述べている。防止対策については、SCC 発生の防止及び成長の管理の観点から記述されている。SCC 発生の確認方法については、その具体的な確認方法と SCC 発生後の処置についての対処が記載されている。

技術検討報告書に SCC に関する関連の記載がある部分は以上である。次項目において、上記に記載した SCC に関連する項目について、改訂や追加を検討すべき項目に対する提言を述べる。

(2) 改訂や追加を検討すべき項目に対する提言

これまでの調査結果及び SCC について安全規制上留意すべき点から、技術検討報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての提言を行う（留意すべき事項の提言項目と技術検討報告書の提言項目の対応は図 2.4.1-1 に示す）。技術検討報告書の「技術要件」に

については、技術要件の一つである密封機能の維持の中で、SCC が考慮すべき点であることが言及されており、SCC に該当する部分の変更の必要はないと判断した。一方、「考慮すべき事項」は、2.4.1 の「SCC について安全規制上留意すべき点についての技術的提言」における①～⑤の点について既に対応が記載されている。一方、技術の進展及び新たに得られた情報の観点からは、記載が不足している部分が見受けられるため、不足部分について記載を提言し、さらに、新規に追加すべき項目についても提言を行う。

提言については技術検討報告書に沿って、以下のように分類し、改訂や追加のポイントとその理由を記述する。

キャニスタの密封維持機能

- ・ 経年変化等に伴う密封機能劣化についての改訂

塩分環境下での SCC の成長過程

- ・ 塩の環境条件についての改訂
- ・ SCC 限界塩分付着量についての追記
- ・ SCC 進展速度についての追記
- ・ 残留応力対策の最新知見についての追記
- ・ SCC の確認方法についての改訂

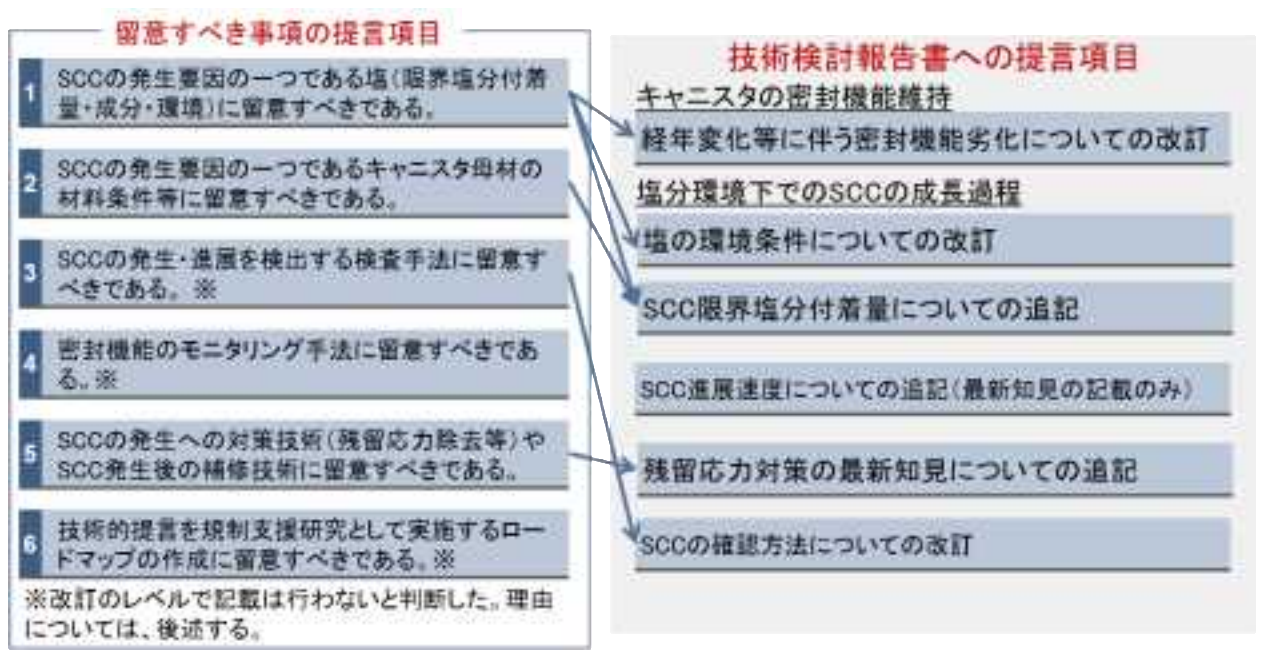


図 2.4.1-1 留意すべき事項の提言項目と技術検討報告書への提言項目の関連性

経年変化等に伴う密封機能劣化に対する改訂案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件 3 事故時条件」に記載のある、「経年

変化等に伴う密封機能劣化」において、SCC の記述がある。米国での研究では、海塩の影響だけでなく、陸からの塩を含む多種多様な塩分の影響の可能性が指摘されている。日本国内では、工場の排気等多種多様な成分の影響可能性があると考えられ、貯蔵の際にはサイト固有の環境条件を考慮することが必要であると考えられる。そこで、沿岸に限らず塩分付着やその他汚染物質の影響を想定し、「海塩以外の塩分や、ダスト等による腐食及び SCC への影響にも注意すること。」と追記することを提案する。

塩の環境条件についての改訂案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件4 密封機能」に記載のある、「外面からの一般腐食及び SCC による密封機能低下」において、「塩分付着環境下でのキャニスタの SCC を考える必要がある」との記載がある。海外における実機の検査状況を踏まえると、塩分付着環境を考慮する際に貯蔵サイトによって、環境が大きく異なることが考えられる。したがって、サイト固有の環境条件における塩分付着（海塩に限らない）の考慮が必要であることの記載を提案する。

SCC 限界塩分付着量についての追記案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件4 密封機能」に記載のある、「塩分付着環境下での SCC の成長過程」において、記載のある限界塩分付着量に加えて、実機環境よりも厳しいと考えられる条件（温度 50℃、相対湿度 35%）で SUS304L 材に対する SCC 限界塩分付着量として 0.8g/m² as Cl が報告されていることの追記を提案する。

さらに、「塩分付着量を管理して局部腐食の発生を防止する方法」において、限界塩分付着量に関しては、環境等様々な条件によって不確かさが存在することの記載を提案する。特に、キャニスタの表面加工（表面粗さ）によって、限界塩分付着量が変化した国内の知見もあるため、追記を検討する。

残留応力対策の最新知見についての追記案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件4 密封機能」に記載のある、「塩分付着環境下での SCC の成長過程」において、残留応力の言及がある。最新知見においては、残溶接残留応力緩和処理（レーザーショットピーニング、Low Plasticity Burnishing、ジルコニアショットピーニング）等の成果も存在するため、「容器本体の溶接部においても応力除去処理が行われないと想定されることから、」を「容器本体の溶接部においても応力除去処理が行われない場合には、」と変更することを提案する。加えて、「密封機能の防止対策」において、「③残留応力緩和処理によるき裂進展を防止する方法」として、上記の技術とその成果について記載の検討を提案する。（それに伴い、「従って、SCC による密封機能喪失の防止対策として」等の文章は変更が必要である。）

SCCの確認方法についての改訂案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件4 密封機能」に記載のある、「局部腐食/SCCの確認方法等」において、「②局部腐食発生を示す発錆がないことを目視で確認する。」との記載がある。米国 CalvertCliffs における実機の知見では、キャニスタに多くの堆積物が存在したことが明らかとなった。目視での確認は堆積物により困難であり、堆積物を除去することはキャニスタとコンクリートのすき間が狭いことから困難である。また、水による堆積物の除去は汚染物質の発生という観点から問題となる。したがって、ダストの堆積を防止すること、堆積物を除去すること等を考慮し、改訂を行う必要がある。また、発錆ではなく、き裂の発生を堆積物の上から（又は堆積物除去後）検査することなども検討する必要がある。

SCC進展速度についての追記案

技術検討報告書中の「考慮すべき事項」の「要件4 密封機能」に記載のある、「密封機能喪失の防止対策」に記載の「SCCの成長を管理する方法」において、実機環境よりも厳しいと考えられる条件（温度 80℃、相対湿度 35%、付着塩分量 10g/m² as Cl）ではあるが、最新知見として、SUS304L 材に対する表面の SCC 進展速度（ 2×10^{-11} m/s）が得られていることを追記しておくことを提案する。

技術検討報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての5つの提言を行った。ただし、提言を行った具体的な数値情報（限界塩分付着量、SCC進展速度等）については、「考慮すべき事項」に追記する方法の他に、「考慮すべき事項」の参考資料として、知見と参考文献一覧等をまとめておく方法も考えられる。

さらに、安全規制上留意すべき項目であるが、今回、技術検討報告書に対する検討項目として提言していない事項について、以下に理由とともに記載する。

- ・ 密封機能の常時監視の感度評価
今後、十分な知見が得られ、関連した議論を尽くすことで記載を提案すべき項目であると判断した。
- ・ 補修技術
事業者側の想定する補修技術について、規制側が情報収集することは必要であるが、技術要件としては記載すべきではないと判断した。
- ・ あらかじめ想定されていた事象を大きく超えるような事象による塩の影響について
規制要件としての全体方針を決定した後に記載を検討すべきであると判断した。
- ・ 技術検討を進める上でのロードマップについての追記案
規制側として、課題や目標の明確化に必要であるが、技術検討報告書に記載すべき事項に適さないと判断した。

2.4.3 わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言のまとめ

国内外における規制及び技術調査、有識者等の意見聴取を踏まえ、わが国の自然環境下で想定される SCC について安全規制上留意すべき点についての技術的提言を取りまとめた。提言を行う際には整理の軸として、①塩、②材料、③検査、④モニタリング、⑤対策技術、⑥研究全体計画の観点で整理を行った。さらに、旧原子力安全・保安院で定めた「コンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵施設（中間貯蔵施設）に係る技術要件について（平成 18 年 4 月 10 日付け 平成 18・02・17 原院第 7 号）」に対して、改訂や追加を検討すべき項目を、安全規制上留意すべき点と関連付けて提言を行った。調査結果による最新の情報により、記載が不足している箇所及び適切でないと考えられる箇所を、改訂の根拠とともに提言した。提言の一つである、SCC の確認方法についての改訂案のように、改訂項目と考えられるが、改訂後の記載については明確化できない項目も存在し、更なる情報の拡充や議論の深掘が必要である。

3. まとめと今後の課題

3.1 まとめ

使用済燃料貯蔵施設に係る SCC の動向調査については、諸外国の調査ならびにそれに基づく国内調査を実施した。諸外国の調査結果に基づく、米国以外の SCC の研究実施状況はほとんどみられることはなく、SCC の研究はほぼ米国で実施されていると考えてよいという結果であった。米国においては、SCC の発生要因として海塩のみならず、内陸の塩の影響もあり、サイト環境特有の状況を考慮する必要性が明らかとなった。また、検査、モニタリング技術についての技術についても実用化に向けた研究が進んでいる状況がわかった。わが国における SCC の研究については、電力中央研究所による継続的な研究成果の蓄積がなされていることがわかった。

使用済燃料貯蔵施設に係る応力腐食割れの規制動向調査については、諸外国の調査を実施することによって、各国の規制の状況について明らかにした。国ごとに規制要求のレベルは異なるが、どの国も、乾式貯蔵を意識した規制やさらには SCC を考慮した規制など、規制を適切に設定、運用しようとする姿勢が見られた。

SCC に係る最新知見の国内外の動向調査等に基づく提言では、貯蔵中の検査が最も重要な拡充すべき知見であることとしてまとめた。

有識者等の意見聴取については、有識者からなる実施委員会を設置し、2回の委員会を開催して、調査方針の説明と意見聴取、提言についての説明と意見聴取を行った。あわせて SCC に関する最新の動向を把握するために、コンクリートキャスクの設計、製造、研究等の経験を有するメーカーにヒアリングを行った。また、これらの結果についてコンクリートキャスクを含む中間貯蔵施設に関連した有識者1名と意見交換を行い、技術調査や提言についての意見聴取を行った。

わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言については、上記に示した諸外国ならびにわが国における調査結果、拡充すべき知見、有識者等への意見聴取の結果に基づき、コンクリートの SCC に関して、塩の影響、母材の影響、モニタリング手法、SCC 発生の対策技術等の提言をまとめるとともに、これらの技術研究課題に対して短期的な視点から長期的な視点をもって研究調査を実施すべきであることを低減した。さらに、これらの提言に基づき、技術検討報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目についての提言を行った。特に技術検討報告書の「考慮すべき事項」に対して、キャニスタの密封機能維持ならびに塩分環境下での SCC の成長過程等に関連した提言を行った。

3.2 今後の課題

諸外国の調査、わが国の調査、有識者へのヒアリングや提言の取りまとめを通じて得られた今後の課題を以下のとおりまとめる。

- 諸外国の調査の継続

今回調査した対象国は、コンクリートキャスクという観点から重要度が高い国を選定した。その一方で、限られた時間の中での調査であったために、十分な調査結果が得られたとは言えない。事業者や規制者を中心とした情報が中心であり、技術情報が集約される学会を中心とした情報収集が手薄であったと考えられる。また、インド等コンクリートキャスクを供用している国で調査対象国から外した国もあった。上記の観点から、今後も引き続きコンクリートキャスクに関連した情報収集を継続する必要がある。

- 検査情報に関連した調査の継続

今回調査した範囲は SCC に関連した情報で、特に塩の影響が SCC に影響する効果や材料特性、モニタリング手法、SCC に対する対策技術等広範囲に亘るものであった。また、コンクリートキャスクの技術情報に関して重要となる点とし貯蔵中の検査手法が重要であることが指摘された。コンクリートキャスクの検査手法としては、現在レベルで活用されているものから中長期で実用化に資する研究テーマとなっているものまで調査範囲が広範囲に亘ることが明らかとなった。今後は、これらの情報に基づき、今後有用になる可能性が高い検査手法や他分野において実用に供した手法でコンクリートキャスクの検査に活用可能な技術手法や、狭い場所においても検査可能な手法等の調査が必要になるものと想定される。

- コンクリートキャスクに対する規制支援調査研究の継続

規制庁として今後コンクリートキャスクの規制基準を制定するにあたって、今後も継続して技術情報を収集整理する必要がある。コンクリートキャスクに関連した技術情報については SCC のみならず、多数の技術要素の情報収集が必要である。これらを効率よく実施するために、規制庁自ら効率的な調査研究を遂行するために、研究計画の具体化が必要である。そのためには、産・官・学から人材を集め、マネジメントし、研究を効率的に遂行する体制づくりが必要である。

参考文献

- AEC(Atomic Energy Council), 2013. Radioactive Waste Management in Tiwan.
- Albores-Silva O.E., Charles E.A., and Padovani C. 2011. Effect of chloride deposition on stress corrosion cracking of 316L stainless steel used for intermediate level radioactive waste containers. *Corrosion Engineering Science and Technology*, 46, 124-128.
- Allen C.J. and Dormuth K.W. 1999. The back end of the fuel cycle and CANDU. *Proc. technologies for the management of radioactive waste from nuclear power plants and back end nuclear fuel cycle activities*, International Atomic Energy Agency, C&S Papers Series 6/C, paper 10., IAEA-SM-357/10.
- A. Machiels. 2006. Climatic Corrosion Considerations for Independent Spent Fuel Storage Installations in Marine Environments. EPRI 1013524.
- Apted, M.J., Arthur, R., King, F., Langmuir, D., and Kessler, J. 2004. Comments regarding in-drift chemistry related to corrosion of containment barriers at the candidate spent fuel and HLW repository at Yucca Mountain, Nevada. EPRI Report 1010941, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.
- Bayssie M., Dunn D., Caseres L., and Mintz T. 2009. Evaluation of austenitic stainless steel dry storage cask stress corrosion cracking susceptibility. *Proc. 14th environmental degradation of materials in nuclear power systems*, Adams ML092330013.
- Bechtel. 2004. In-drift precipitates/salts model. ANL-EBS-MD-000045 REV 02. Prepared for U.S. Dept. of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, by Bechtel SAIC Co., Las Vegas, Nevada.
- Bobić B., and Jegdić B. 2005. Pitting corrosion of stainless steels in chloride solutions. *Scientific Technical Review*, 55, 3-8.
- Brossia C.S., and Kelly R.G. 1998. Influence of alloy sulphur content and bulk electrolyte composition on crevice corrosion initiation of austenitic stainless steel. *Corrosion*, 54, 145-154.
- Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, LLC, CALVERT CLIFFS RESPONSE FOR RAI# E-3, April 24, 2013
- Calvert Cliffs Nuclear Power Plant, LLC, CALVERT CLIFFS INDEPENDENT SPENT FUEL

STORAGE INSTALLATION LEAD AND SUPPLEMENTAL CANISTER INSPECTION
REPORT, July 27, 2013

Caseres L., and Mintz T.S. 2010. Atmospheric stress corrosion cracking susceptibility of welded and unwelded 304, 304L, and 316L austenitic stainless steels commonly used for dry cask storage containers exposed to marine environments. Report prepared for U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-7030.

Chiang M. F., Young M.C. and Huang, J.Y., 2011, The Corrosion Behavior of Cold-Rolled 304 Stainless Steel In Salt Spray Environments, J. of the Korean Radioactive Waste Society Technical Paper, 9(2), 93-98, June 2011.

Choi, J. 2010. Spent fuel management and storage in Korea. 2010 International Seminar on Spent Fuel Storage, Nov. 15-17, Tokyo, Japan.

CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2004. Managing radioactive waste. Canadian Nuclear Safety Commission Regulatory Policy P-290.

CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2006. Assessing the long term safety of radioactive waste management. Canadian Nuclear Safety Commission Regulatory Guide G-320.

CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission). 2012. Canadian national report for the joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management. Canadian Nuclear Safety Commission, Ottawa, Ontario, Canada.

Cook A.B., Duff J., Stevens N., Lyon S., Sherry A., and Marrow J. 2010. Preliminary evaluation of digital image correlation for in-situ observation of low temperature atmospheric-induced chloride stress corrosion cracking in austenitic stainless steels. Electrochemical Society Transactions, 25, 119-132.

DOE (U.S. Department of Energy). 2012. Review of used nuclear fuel storage and transportation technical gap analyses. Prepared for U.S. Department of Energy Used Fuel Disposition Campaign by Pacific Northwest National Laboratory PNNL-21596, FCRD-USED-2012-000215.

Donohoe C.J., and Whillock G.O.H. 2013. Localized corrosion of stainless steel in a nuclear waste cooling water system – Part VII: direct radiation experiments. Corrosion, in press.

Enos, D.G., Bryan, C.R., and Norman, K.M. 2013. Draft report on corrosion testing of stainless steel SNF storage canisters. SAND2013-8314P, FCRD-UFD-2013-000324, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico.

Fox D. 2010. Topic strategy: oxide fuel. Nuclear Decommissioning Authority Strategy Management System Topic Strategy, Doc. No. SMS/TS/C2/G0/001 v2.0.

Ge, Z., Wexler, A.Z., and Johnston, M.V. 1998. Deliquescence behavior of multicomponent aerosols. *Journal of Physical Chemistry, A*, 102, 173-180.

Ghahari S.M., Krouse D.P., Laycock N.J., Rayment T., Padovani C., Suter T., Mokso R., Marone F., Stampanoni M., Monir M., and Davenport A.J. 2011. Pitting corrosion of stainless steel: measuring and modelling pit propagation in support of damage prediction for radioactive waste containers. *Corrosion Engineering Science and Technology*, 46, 205-211.

Gordon, B., Taylor, M., and Deardorff, A. 2005. Effects of marine environments on stress corrosion cracking of austenitic stainless steels. EPRI Report 1011820, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

Gordon, B., Taylor, M., and Arthur, R. 2006. Climatic corrosion considerations for independent spent fuel storage installations in marine environments. EPRI Report 1013524, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

Hakkarainen T.J. 2013. Pitting of stainless steels in chlorine dioxide bleaching – effects of sulphate and temperature. Available from www.tappi.org/Downloads/unsorted/

UNTITLED -[ENG991351.pdf], downloaded January 2013.

Hanson, B., Alsaed, H., Stockman, C., Enos, D., Meyer, R., and Sorenson, K. 2012. Gap analysis to support extended storage of used nuclear fuel rev 0. PNNL-20509, FCRD-USED-20112-000136 Rev.0, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, Washington.

Hayashibara, H., Mayazumi, M., Mizutani, Y., and Tani, J. 2008. Effects of temperature and humidity on atmospheric stress corrosion cracking of 304 stainless steel. *Corrosion/2008*, Paper Number 08492, NACE International, Houston, Texas.

He, X., Mintz, T., Dunn, D., Pabalan, R., Oberson, G., and Ahn, T. 2013. Scoping study of effect of salts in non-coastal particulate matter on stress corrosion cracking of type 304 stainless steel. Corrosion/2013, Paper Number 2547, NACE International, Houston, Texas.

He X., Pabalan R., Mintz T., Oberson G., Dunn D., and Ahn T. 2014. Stress corrosion cracking of Type 304 stainless steel exposed to atmospheric ammonium nitrate and sodium chloride mixtures. Corrosion/2014, Paper Number 3885, NACE International, Houston, Texas.

Huang Y., 2010, Status of Dry Storage Projects in Taiwan, 第三回中間貯蔵使用済燃料国際セミナー (ISSF2010) .

Kang, J. 2013. The ROK's nuclear energy development and spent fuel management plans and options.<http://nautilus.org/napsnet/napsnet-special-reports/the-roks-nuclear-energy-development-and-spent-fuel-management-plans-and-options/#axzz2sxojXv8M>.

Kessler, J. 2010. Used fuel and high-level radioactive waste extended storage collaboration program. EPRI Report 1020780, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

Kessler, J. 2011. Extended storage collaboration program (ESCP) progress report and review of gap analyses. EPRI Report 1022914, Electric Power Research Institute, Palo Alto, California.

Kessler, J. 2013. Extended Storage Technical Issues, INMM Spent Fuel Management Seminar XXVIII

Kessler, J. 2014. EPRI initiatives in dry storage. INMM Spent Fuel Management Seminar XXIX, Crystal City Virginia.

King F. 2009. Corrosion resistance of austenitic and duplex stainless steels in environments related to the Nuclear Decommissioning Authority's Phased Geological Repository concept. Quintessa Limited report to NDA RWMD, QRS-1384C-R1 Version 1.2.

King, F., Robinson P., Watson C., and Burrow J. 2012. ACSIS Version 0. Theory manual and preliminary simulations using the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (AC SIS) Model Version 0. AMEC Report 17391-TR-004, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

King, F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Metcalfe R. 2013a. ACSIS Version 1. Description of Modifications to the Atmospheric Corrosion of Stainless Steel in Stores (AC SIS) Model and the Results of Simulations Using ACSIS Version 1. AMEC Report 17391/TR/0008 Issue 1, prepared for the U.K. Nuclear Decommissioning Authority Radioactive Waste Management Directorate.

King F., Robinson P., Watson C., Burrow J., and Padovani C. 2013b. ACSIS – a model to assess the potential for atmospheric corrosion of stainless steel ILW containers during storage and the operational phase of a UK geological disposal facility. Corrosion/2013, Paper Number 2717, NACE International, Houston, Texas.

Kook, D. 2013. Forthcoming PWR SF dry storage era in Republic of Korea. 2013 IAEA Technical Meeting on Spent Fuel Storage Options. 7. 2~4, IAEA, Vienna, Austria.

Kook, D., Choi, J., and Yongsoo, K. 2013. Review of spent fuel integrity evaluation for dry storage. Nuclear Engineering and Technology, 45 (1), 115-124.

Kosaki A. 2008. Evaluation method of corrosion lifetime of conventional stainless steel canister under oceanic air environment. Nuclear Engineering and Design, 238, 1233-1240.

Kursten B., and Druyts F. 2000. Influence of thiosulfate on the pitting behavior of candidate container materials for the disposal of HLW in Boom Clay. Corrosion/2000, Paper Number 00201, NACE International, Houston, Texas.

Laitinen T. 2000. Localized corrosion of stainless steel in chloride, sulphate and thiosulfate containing environments. Corrosion Science, 42, 421-441.

Lambert J.D., Bakhtiari S., Bodnar I., Kot C., Pence J. Nuclear Engineering Division Argonne National Laboratory, NRC Job Code V6060: Extended In - Situ and Real Time Monitoring Task 3: Long - Term Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel, March 2012

Leckie H.P., and Uhlig H.H. 1966. Environmental factors affecting the critical potential for pitting in 18-8 stainless steel. Journal of the Electrochemical Society, 113, 1262-1267.

Lillard R.S., Vasquez G., and Bahr D.F. 2010. Influence of nitrate on pit stability in austenitic stainless steel. Corrosion, 66, paper 075004.

- Liu C., 2007, Management of Spent Nuclear Fuel Dry Storage in Taiwan, PATRAM 2007.
- Maier B., and Frankel G.S. 2010. Pitting corrosion of bare stainless steel 304 under chloride solution droplets. *Journal of the Electrochemical Society*, 157, C302-C312.
- Maier B., and Frankel G.S. 2011. Pitting corrosion of silica-coated Type 304 stainless steel under thin electrolyte layers. *Corrosion*, 67, paper 035004.
- Mayuzumi, M., Tani, J., and Arai, T. 2008. Chloride induced stress corrosion cracking of candidate canister materials for dry storage of spent fuel. *Nuclear Engineering and Design*, 238, 1227-1232.
- McConnell, P., Hanson, B., Lee, M., and Sorenson, K. 2011. Extended dry storage of used nuclear fuel: Technical issues: A USA perspective. *Nuclear Engineering and Technology*, 43 (5), 405-412.
- Meyer R.M., Sorenson K., and Hanson B. 2013. A review of NDE methods for detecting and monitoring of atmospheric SCC in dry cask storage canisters for used nuclear fuel. *Corrosion/2013*, Paper Number 2541, NACE International, Houston, Texas.
- Mi N., Ghahari M., Rayment T., and Davenport A.J. 2011. Use of inkjet printing to deposit magnesium chloride salt patterns for investigation of atmospheric corrosion of 304 stainless steel. *Corrosion Science*, 53, 3114-3121.
- Miller L., Mintz T.S., He X., Pabalan R., Pan Y.-M., Oberson G., and Dunn D. 2013. Effect of stress level on the stress corrosion cracking initiation of Type 304L stainless steel exposed to simulated sea salt. *Proc. environmental degradation of materials in nuclear power systems*, Adams ML13220A332.
- Mintz, T.S. and Dunn, D.S. 2009. Atmospheric chamber testing to evaluate chloride induced stress corrosion cracking of type 304, 304L, and 316L stainless steel. *Corrosion/2009*, Paper Number 09295, NACE International, Houston, Texas.
- Mintz, T.S., Caseres, L., Dunn, D.S., and Bayssie, M. 2010. Atmospheric salt fog testing to evaluate chloride induced stress corrosion cracking of type 304, 304L, and 316L stainless steel. *Corrosion/2010*, Paper Number 10232, NACE International, Houston, Texas.
- Mintz, T.S., Miller, L., Pan, Y.-M., Oberson, G., He, X., Pabalan, R., Caseres, L., and Dunn, D.

2013. Coastal salt effects on the stress corrosion cracking of type 304 stainless steel. Corrosion/2013, Paper Number 2494, NACE International, Houston, Texas.

Nakayama, G. 2006. Atmospheric stress corrosion cracking (ASCC) susceptibility of stainless alloys for metallic containers. In: Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXIX (P. VanIseghem, ed.), 932, 845-852.

NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2011a. Oxide fuels. Credible options. Nuclear Decommissioning Authority, Doc. Ref: SMS/TS/C2-OF/001/Credible Options.

NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2011b. Packaging of Sizewell B spent fuel (pre-conceptual stage). Summary of assessment report. Nuclear Decommissioning Authority, London, UK.

NDA (Nuclear Decommissioning Authority). 2012. Magnox fuel strategy position paper. Nuclear Decommissioning Authority, London, UK.

Newman R.C. 2010. Stress corrosion cracking. In: Shreir's corrosion, Fourth Edition, Vol. 2 corrosion in liquids, corrosion evaluation (R.A. Cottis, M.J. Graham, R. Lindsay, S.B. Lyon, J.A. Richardson, J.D. Scantlebury, and F.H. Stott, eds.), Elsevier (Amsterdam), 864-901.

Nirex. 2003a. Generic Repository Studies - Generic Disposal System Specification Volume 1 (Specification), Nirex Report N/075.

Nirex. 2003b. Generic Repository Studies - Generic Disposal System Specification Volume 2 (Justification), Nirex Report N/075.

Nirex. 2005. Guidance on Environmental Conditions during Storage of Waste Packages, Waste Package Specification and Guidance Documentation, United Kingdom Nirex Limited WPS/630.

NRC (Nuclear Regulatory Commission). 2000. Standard review plan for spent fuel dry storage facilities. United States Nuclear Regulatory Commission Report, NUREG-1567.

NRC (Nuclear Regulatory Commission). 2010. Standard review plan for spent fuel dry systems at a general license facility. United States Nuclear Regulatory Commission Report, NUREG-1536 Revision 1.

NRC (Nuclear Regulatory Commission). 2011. Standard review plan for renewal of spent fuel dry systems licenses and certificates of compliance. United States Nuclear Regulatory Commission Report, NUREG-1927.

NRC (Nuclear Regulatory Commission). 2012. Identification and prioritization of the technical information needs affecting potential regulation of extended storage and transportation of spent nuclear fuel. United States Nuclear Regulatory Commission draft report for comment, Adams accession number ML120580143.

NRC Division of Spent Fuel Storage and Transportation, Dry Cask Storage of Nuclear Spent Fuel, 2012a

NRC, 2013, Stress Corrosion Cracking of Spent Nuclear Fuel Dry Storage Canisters, Meeting with FCMA.

NWTRB. 2010. Evaluation of the technical basis for extended dry storage and transportation of used nuclear fuel. United States Nuclear Waste Technical Review Board Report, Washington, DC.

Oberson, G. (2013) Handout – overview of NUREG/CR-7170, Assessment of stress corrosion cracking susceptibility for austenitic stainless steels exposed to atmospheric chloride and non-chloride salts, Presentation to the Extended Storage Collaboration Program Meeting, Charlotte, NC, December 3-5, 2013, ADAMS Accession Number ML13329A693.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010a. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 1 The regulatory process. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010b. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 2 Radioactive waste management cases. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010c. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3a Waste minimisation, characterisation and segregation. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency.

Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.htm.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2010d. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3d Managing information and records relative to radioactive waste in the United Kingdom. Health and Safety Executive, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2011a. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3b Conditioning and disposability. Office of Nuclear Regulation, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

ONR (Office for Nuclear Regulation). 2011b. The management of higher activity radioactive waste on nuclear licensed sites. Part 3c Storage of radioactive waste. Office of Nuclear Regulation, the Environment Agency, the Scottish Environment Protection Agency. Available from www.hse.gov.uk/nuclear/wastemanage.html.

Park, S-W., Pomper, M.A., and Scheinman, L. 2010. The domestic and international politics of spent nuclear fuel in South Korea: Are we approaching meltdown? Korea Economic Institute, Academic Paper Series, 5 (3), March 2010.

Pacific Northwest National Lab. Sep.2013. NDE to Manage Atmospheric SCC in Canisters for Dry Storage of Spent Fuel: An Assessment, PNNL-22495, ML13276A196

Prosek, T., Iversen, A., and Taxén, C. 2009. Low temperature stress corrosion cracking of stainless steels in the atmosphere in presence of chloride deposits. *Corrosion*, 65 (2), 105-117.

Rosenfeld I.L., and Danilov I.S. 1967. Electrochemical aspects of pitting corrosion. *Corrosion Science*, 7, 129-142.

Sedriks A.J. 1996. *Corrosion of stainless steels*. Second Edition. John Wiley, New York, NY.

Shih, C. D., Chuang, W., Chang, S., Kuo, M. and Lin G., 2002, Uncertainty Analysis for Corrosion Depth of Nuclear Spent Fuel Canister, WM'02 Conference, February 24-28, 2002.

Shirai, K., Tani, J., Arai, T., Wataru, M., Takeda, H., and Saegusa, T. 2011. SCC evaluation test of a

multi-purpose canister. In: 13th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWMC), American Nuclear Society, 824-831.

Shoji S., and Ohnaka N. 1989. Effects of relative humidity and chloride type on stainless-steel room-temperature atmospheric corrosion cracking. *Corrosion Engineering*, 38, 111-119.

Sindelar R.L., Duncan A.J., Dupont M.E., Lam P.-S., Louthan M.R., and Skidmore T.E. 2011. Materials aging issues and aging management for extended storage and transportation of spent nuclear fuel. Report prepared for the U.S. Nuclear Regulatory Commission by Savannah River National Laboratory, NUREG/CR-7116, SRNL-STI-2011-00005.

SNL. 2008. Analysis of dust deliquescence for FEP screening. ANL-EBS-MD-000074 REV01, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico.

Szklarska-Smialowska Z. 2005. Pitting and Crevice Corrosion, NACE International, Houston, TX.

Tani, J. and Mayuzumi, M. 2005. Initial corrosion behavior of candidate canister materials for the interim storage of spent fuel (in Japanese). *Zairyo-to-Kankyo*, 54, 582-586.

Tani, J., Mayuzumi, M., Arai, T., and Hara, N. 2007. Stress corrosion cracking growth rates of candidate canister materials for spent nuclear fuel storage in chloride-containing atmosphere. *Materials Transactions*, 48 (6), 1431-1437.

Tani, J., Mayuzumi, M., and Hara, N. 2008. Stress corrosion cracking of stainless-steel canister for concrete cask storage of spent fuel. *Journal of Nuclear Materials*, 379, 42-47.

Tani, J., Mayuzumi, M., and Hara, N. 2009. Initiation and propagation of stress corrosion cracking of stainless steel canister for concrete cask storage of spent nuclear fuel. *Corrosion*, 65 (3), 187-194.

Turnbull A., Wright L., and Cracker L. 2010. New insight into the pit-to-crack transition from finite element analysis of the stress and strain distribution around a corrosion pit. *Corrosion Science*, 52, 1492-1498.

Uhlig H.H., and Cook E.W. 1969. Mechanism of inhibiting stress corrosion cracking of 18-8 stainless steel in MgCl₂ by acetates and nitrates. *Journal of the Electrochemical Society*, 116,

173-177.

Uhlig H.H., and Gilman J.R. 1964. Pitting of 18-8 stainless steel in ferric chloride inhibited by nitrates. *Corrosion*, 20, 289t.

Weiss, H., Van Koynenburg, R.A., and McCright, R.D. 1985. Metallurgical analysis of 304L stainless steel canister from the spent fuel test – Climax. UCID-20436, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, California.

Wexler, A.S. and Seinfeld, J.H. 1991. Second-generation inorganic aerosol model. *Atmospheric Environment*, 25A, 2731-2748.

Winsley R.J., Smart N.R., Reddy B., Rance A.P., and Fennell P.A.H. 2011. 4 metre box monitoring programme – final report for the period 2007-2010. SERCO report prepared for NDA Radioactive Waste Management Directorate, SERCO/TCS/006028.01/Issue 001/FinalReport.

Wolery, T. 2003. Environment on the surface of drip shield/waste package outer barrier (draft). ANL-EBS-MD-000001 REV 01B ICN 00, U.S. Dept. of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, Las Vegas, Nevada.

Yoon, J-H., Choi, W-S., Lee, S., and Ki-Seog, S. 2011. Arising technical issues in the development of transportation and storage system of spent nuclear fuel in Korea. *Nuclear Engineering and Technology*, 43 (5), 413-420.

Zuloaga P., Ordoñez M., Andrade C., and Castellote M. 2011. Ageing management program for the Spanish low and intermediate level waste disposal and spent fuel and high-level waste centralised storage facilities. *EPJ Web of Conferences*, 12, 01003.

付録

- ・ 日立造船株式会社殿ヒアリング議事要旨
- ・ 三菱重工株式会社殿ヒアリング議事要旨
- ・ 株式会社 **IHI** 殿ヒアリング議事要旨
- ・ 第1回使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れに関する検討委員会議事録
- ・ 第2回使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れに関する検討委員会議事録
- ・ 有識者ヒアリング（第1回）議事要旨
- ・ 有識者ヒアリング（第2回）議事要旨

平成 26 年 1 月 31 日

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業

日立造船株式会社ヒアリング議事要旨

【日時】平成 26 年 1 月 29 日 13 : 30～15 : 30

【場所】日立造船株式会社

【ヒアリング先】日立造船株式会社

資料 1 : 第 1 回委員会資料 (MRI)

資料 2 : ヒアリング項目 (MRI)

資料 3 : Hitachi Zosen's Cask/Canister Technology Development and Experience (日立造船)

【議事】

- ・ コンクリートキャスクの SCC に関して、実施されていた研究開発の情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に関連した情報及び技術的な情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する海外の動向について、情報交換を行った。
- ・ 過去のコンクリートキャスクに関する議論及び経緯について聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの製造に関する規制等について情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に対する要望を聴取した。

以上

平成 26 年 2 月 12 日

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業

三菱重工株式会社殿ヒアリング議事要旨

【日時】平成 26 年 2 月 12 日 13 : 50 ~ 15 : 30

【場所】三菱重工株式会社

【ヒアリング先】三菱重工株式会社

資料 1 : 第 1 回委員会資料 (MRI)

資料 2 : ヒアリング項目 (MRI)

【議事】

- ・ コンクリートキャスクの SCC に関して、実施されていた研究開発の情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に関連した情報及び技術的な情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する海外の動向について、情報交換を行った。
- ・ 過去のコンクリートキャスクに関する議論及び経緯について聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に対する要望を聴取した。

以上

平成 26 年 2 月 20 日

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業

株式会社 IHI 殿ヒアリング議事要旨

【日時】 平成 26 年 2 月 19 日 10 : 00 ~ 11 : 30

【場所】 株式会社 IHI

【ヒアリング先】 株式会社 IHI

資料 1 : 第 1 回委員会資料 (MRI)

資料 2 : ヒアリング項目 (MRI)

【議事】

- ・ コンクリートキャスクの SCC に関して、実施されていた研究開発の情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に関連した情報及び技術的な情報を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する海外の動向について、情報交換を行った。
- ・ 過去のコンクリートキャスクに関する議論及び経緯について聴取した。
- ・ 技術検討報告書の改訂すべき項目について、意見を聴取した。
- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する規制に対する要望を聴取した。

以上

平成 26 年 1 月 31 日
株式会社三菱総合研究所

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業
第 1 回使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れに関する検討委員会
議事録

(1) 検討委員会開催概要

日時	平成 26 年 1 月 27 日 (月) 14 時 30 分～16 時 30 分	
場所	三菱総合研究所 4F CR-F	
出席者 (敬称略)	委員	有富 正憲 (東京工業大学 名誉教授) 高木 敏行 (東北大学 流体科学研究所 教授) 三枝 利有 (一般財団法人電力中央研究所 首席研究員) 戸塚 信夫 (株式会社原子力安全システム研究所 高経年化研究センター 材料グループ 主席研究員) 山口 徹治 (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 廃棄物安全研究グループリーダー)
	委託元	原子力規制庁 1 名
	オブザーバ	独立行政法人原子力安全基盤機構 2 名
	事務局	三菱総合研究所 6 名
資料	資料 1-1 第 1 回議事次第 資料 1-2 委員会名簿 資料 2-1 実施計画 資料 2-2 委員会趣旨説明 資料 2-3 仕様書 資料 3-1 技術検討報告書抜粋 資料 3-2 技術検討報告書抜粋 資料 4-1 コンクリートキャスクの SCC に関する動向 (電中研報告) 資料 4-2 乾式貯蔵キャニスタ外表面の SCC に関する動向 (海外の最近の技術的知見事例) 資料 5-1 論点ペーパー	

(2) 議事概要

- ・ 事業全体の実施計画について説明を行い、質疑応答を行った。
- ・ 技術検討報告書について説明を行い、議論を行った。
- ・ 国内外のコンクリートキャストの SCC に関する動向について調査結果を報告し、議論を行った。
- ・ 第一回委員会での論点を説明し、論点に基づく議論を行った。

以上

平成 26 年 3 月 18 日
株式会社三菱総合研究所

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業
第 2 回使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れに関する検討委員会
議事録

(1) 検討委員会開催概要

日時	平成 26 年 3 月 18 日 (火) 13 時 30 分～16 時 30 分	
場所	TKP 赤坂ツインタワー カンファレンスセンター7階 カンファレンスルーム 7B	
出席者 (敬称略)	委員	高木 敏行 (東北大学 流体科学研究所 教授) 三枝 利有 (一般財団法人電力中央研究所 首席研究員) 戸塚 信夫 (株式会社原子力安全システム研究所 高経年化研究センター 材料グループ 主席研究員) 山口 徹治 (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 廃棄物安全研究グループリーダー)
	委託元	原子力規制庁 4 名
	オブザーバ	独立行政法人日本原子力研究開発機構 1 名
	事務局	三菱総合研究所 4 名
資料	資料 1-1	第 2 回検討会議事次第
	資料 1-2	第 1 回検討会議事録
	資料 1-3	実施内容の確認とスケジュール
	資料 2-1	諸外国における規制及び技術の動向調査結果 (米国)
	資料 2-2	諸外国における規制及び技術の動向調査結果 (カナダ・スペイン・イギリス・韓国・台湾)
	資料 2-3	わが国における研究成果等の調査結果 - 第 1 回検討委員会からの追加調査結果 -
	資料 2-4	有識者等の意見聴取 (事業者へのヒアリング)
	資料 3	今後拡充すべき知見等 (案)
	資料 4	わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言

(2) 議事概要

- ・ 調査結果（諸外国における技術及び規制の動向調査結果、わが国における研究成果等の調査結果、メーカーへのヒアリング結果）を報告し、議論を行った。
- ・ SCCに係る最新知見に基づく、今後拡充すべき知見の提言について報告を行い、議論を行った。
- ・ わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言について報告を行い、議論を行った。

以上

平成 26 年 1 月 31 日

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済
燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業
有富先生ヒアリング議事要旨

【日時】平成 26 年 1 月 27 日 16 : 30～17 : 30

【場所】三菱総合研究所

【ヒアリング先(敬称略)】有富 正憲 (東京工業大学 名誉教授)

【議事】

- ・ コンクリートキャスクの SCC に関する過去の議論について、意見交換を行った。
- ・ 国内のコンクリートキャスクに関する動向について、意見交換を行った。
- ・ 国内外の SCC に係る規制調査及び技術調査の留意点について、意見交換を行った。

以上

平成 26 年 3 月 18 日
株式会社三菱総合研究所

平成 25 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち使用済燃料貯蔵施設に係るキャニスタの応力腐食割れの内外動向調査等) 事業
有富先生ヒアリング (2 回目) 議事要旨

【日時】平成 26 年 3 月 18 日 (火) 10:30~12:00

【場所】三菱総合研究所

【ヒアリング先 (敬称略)】有富 正憲 (東京工業大学 名誉教授)

資料 1: わが国の環境下で想定される SCC 及び安全規制上留意すべき点に関する技術的提言 (MRI)

【議事】

- ・ 中間貯蔵施設全般について、意見交換を行った。
- ・ 安全規制上留意すべき点の技術的提言案について、意見交換を行った。
- ・ 技術検討報告書に対する改訂や追加を検討すべき項目の提言案について意見交換を行った。

以上