

平成30年度原子力規制庁請負成果報告書

キャニスタを用いた乾式貯蔵方法の多様化に係
る調査

エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社

平成31年3月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの請負により実施した業務の成果を
取りまとめたものです。

本報告書に関する問合せは、原子力規制庁までお願いします。

はじめに

本事業では、キャニスタを用いた乾式貯蔵の安全規制に係る技術要件の整備を目的に、海外事例を中心に関連技術要件について網羅的に調査した上で、既存の国内関連技術要件及び関連規則との比較レビューを実施し、不足している又は拡充が望ましい技術要件・技術的知見等を抽出する。また、各貯蔵方式共通の要素であるキャニスタについて、これまでの調査で重点課題として挙げられた項目について更なる調査を実施する。

目次

1. キャニスタを用いた乾式貯蔵施設の技術要件の調査	1
1.1 諸外国における技術要件	1
1.1.1 日本	1
参考文献.....	5
1.1.2 カナダ	12
参考文献.....	19
1.1.3 中国	21
参考文献.....	27
1.1.4 ハンガリー.....	28
参考文献.....	34
1.1.5 韓国	35
参考文献.....	42
1.1.6 ロシア	43
参考文献.....	49
1.1.7 台湾	50
参考文献.....	56
1.1.8 ウクライナ.....	57
参考文献.....	63
1.1.9 スペイン	65
参考文献.....	69
1.1.10 ドイツ.....	70
参考文献.....	76
1.1.11 英国	78
参考文献.....	87
1.1.12 米国	89
参考文献.....	99
1.2 我が国の技術要件及び規則との比較レビュー	100
2. キャニスタ重点課題に係る調査	101
2.1 キャニスタ腐食防止技術に係る調査	101

2.1.1 大気中海塩粒子のキャニスタ表面への付着機構と影響因子、評価モデル	101
2.1.2 表面測定技術	126
2.2 キャニスタ蓋溶接部の検査方法・検査基準に係る調査	142
2.2.1 使用済燃料貯蔵用キャニスタ	142
2.2.2 高レベルガラス固化体等の貯蔵用キャニスタ	153
参考文献	160
3. 海外現地調査	165
3.1 米国 PSEG 社	165
3.1.1 キャニスタの経年劣化対策	165
3.1.2 供用中キャニスタの経年劣化調査結果	166
3.1.3 キャニスタ蓋溶接部の検査方法	166
4. まとめ	168

目次

図 1.1-1	CANSTOR 乾式貯蔵モジュール用使用済燃料貯蔵バスケット	13
図 1.1-2	CANSTOR 乾式貯蔵モジュール	13
図 1.1-3	OPG 乾式貯蔵コンテナ	14
図 1.1-4	カナダにおける原子力規制の枠組み	14
図 1.1-5	中国の原子力分野における規制文書の体系	21
図 1.1-6	MVDS 貯蔵方式	28
図 1.1-7	燃料貯蔵管 (FST : Fuel Storage Tube)	29
図 1.1-8	ハンガリーにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	30
図 1.1-9	韓国における一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	35
図 1.1-10	輸送貯蔵兼用金属・コンクリートキャスク TUK-109	43
図 1.1-11	ロシアにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	44
図 1.1-12	国聖 (Kuosheng) 原子力発電所の乾式貯蔵キャスク (MAGNASTOR)	50
図 1.1-13	台湾における一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	51
図 1.1-14	二重壁キャニスタ DWC	58
図 1.1-15	ウクライナにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	59
図 1.1-16	スペインにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応	65
図 1.1-17	CASTOR HAW	70
図 1.1-18	ドイツにおける原子力規制の体系	71
図 1.1-19	米国における原子力規制文書の体系	90
図 2.1-1	温度を変数とした NH_4NO_3 、 NH_4Cl の質量減少速度式	103
図 2.1-2	キャニスタ表面における塩分付着	105
図 2.1-3	福井県内における橋梁の平均付着塩分量測定結果	106
図 2.1-4	各風向きにおける配管周方向表面のせん断応力分布	109
図 2.1-5	東西向きに 4 週間暴露した鋼管の内面海塩付着量分布	110
図 2.1-6	Beachside Atmospheric Corrosion Test Site における外気温度、湿度、降水量、沈着塩化物濃度	111
図 2.1-7	波高および Beachside Atmospheric Corrosion Test Site における沈着塩化物濃度	111
図 2.1-8	付着塩分量と海岸から距離の関係	112
図 2.1-9	付着塩分量と風速および標高の関係	112
図 2.1-10	宇田モデルにおける飛来塩分の移動領域	113
図 2.1-11	ランダムウォーク法の解析フローチャート	114
図 2.1-12	解析結果および測定結果	115
図 2.1-13	橋梁 (天鳥橋) の付着塩分計測位置	116
図 2.1-14	付着塩分観測結果および解析結果	117
図 2.1-15	解析による年間平均飛来海塩量分布	120
図 2.1-16	茨城県北地域および県央地域における飛来塩分量	121
図 2.1-17	海側および山側における飛来塩分量と積算風速	121
図 2.1-18	海飛来塩分量と海岸からの距離	121

図 2.1-19	海飛来塩分量と海岸構造物・植生の有無	122
図 2.1-20	近赤外分光を用いた遠隔診断法	126
図 2.1-21	LIBS 測定体系.....	127
図 2.1-22	NaCl 堆積サンプルの表面測定結果.....	127
図 2.1-23	Cl 代替測定時の LIBS 測定体系.....	128
図 2.1-24	Na による Cl 代替測定結果.....	129
図 2.1-25	DP FOLIBS 測定体系	130
図 2.1-26	DP FOLIBS による Cl 測定結果.....	130
図 2.1-27	DP FOLIBS を搭載した PRINSE システムの外観	131
図 2.1-28	DP FOLIBS を搭載した PRINSE システムによる Cl 測定結果	131
図 2.1-29	SaltSmart™ の外観.....	132
図 2.2-1	TMI-2 における 3 種類の炉心デブリキャニスタ	145
図 2.2-2	鉄道輸送用キャスクへのキャニスタ収納構造図.....	146
図 2.2-3	半自動回転遠隔溶接システム.....	147
図 2.2-4	上蓋溶接部詳細	148
図 2.2-5	CANSTOR 乾式貯蔵モジュール用使用済燃料貯蔵バスケット (図 1.1-1 再掲)	149
図 2.2-6	ラ・アーグ再処理工場のガラス固化プロセス.....	153

表目次

表 1.1-1	使用済燃料貯蔵施設に係る技術要件と廃棄物管理施設の規則の比較.....	6
表 2.1-1	付着塩分に関する知見（1/3）	123
表 2.1-2	合成海水塩の成分.....	128
表 2.1-3	キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（原子力分野）	133
表 2.1-4	キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（非原子力分野）	136
表 2.1-5	キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（塩分濃度測定技術）	140
表 2.2-6	溶接技術基準に定められている溶接部の非破壊試験.....	156
表 2.2-7	溶接技術基準に定められている非破壊試験の合格基準.....	156

1. キャニスタを用いた乾式貯蔵施設の技術要件の調査

1.1 諸外国における技術要件

キャニスタを用いた乾式貯蔵の実績及び計画がある国における関連貯蔵施設の技術要件について調査する。調査対象施設は、使用済燃料、ガラス固化体、燃料デブリ、破損燃料の乾式貯蔵施設とし、調査対象とする貯蔵方式はコンクリートキャスク貯蔵方式、サイロ貯蔵方式、ボルト貯蔵方式、半地下貯蔵方式とする。調査対象国は、キャニスタを用いた乾式貯蔵方式を採用又は計画している以下に示す国とする。

調査対象国：カナダ、中国、ハンガリー、韓国、ロシア、台湾、ウクライナ、スペイン、ドイツ、英国、米国

調査結果を以下に示す。

1.1.1 日本

本調査では、諸外国のキャニスタを用いた貯蔵施設に係る技術要件を以下の 2 つの技術要件及び規則と比較レビューする。

- ・ 「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」（平成 16 年 6 月、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会）[1]
- ・ 「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成 25 年 12 月 6 日、原子力規制委員会）[2]

諸外国における技術要件の調査及び比較レビューにあたり、はじめに日本における 2 つの技術要件及び規則について比較し、共通点や相違点を確認した。以下に「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」の項目毎に、同技術要件の要点を示し、「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」との相違点等を挙げる。表 1.1-1 に技術要件と規則を比較した結果を示す。

(1) 立地条件（要件 1～3）

基本的条件（要件 1）として、貯蔵施設の周辺も含む、自然環境（地震、津波等の自然事象、地形、気象、水理）や社会環境（近接工場の火災や爆発、航空機事故、農畜産物等の食物に関する土地利用・人口分布）が、安全確保に支障を与えないこと確認することが要求されている。

平常時条件（要件 2）としては、ALARA の原則に則り、一般公衆の線量が法令の定める線量限度を超えないことを要求し、事故時条件（要件 3）としては、最大想定事故が発生しても一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼさないことを要求している。ここで、事故の選定においては、コンクリートキャスクの基本的安全機能に影響を著しく損なうおそれのある事故について検討することとしている。このような事故の例として、落下・衝突・転倒、火災・

爆発、冷却不全（流路閉塞）、経年変化による密封機能劣化、自然災害が挙げられている。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第五条 廃棄物管理施設の地盤
- ・ 第二条 遮蔽等
- ・ 第十二条 設計最大評価事故時の放射線障害の防止

(2) 基本的安全機能（要件4～7、12、15、21）

コンクリートキャスクの基本的安全機能である密封機能、遮へい機能、臨界防止機能、除熱機能に係る要件が示されている（要件4～7）。なお、要件12、15、21は、その他の安全対策として考慮すべき事項として取り上げられているが、基本的安全機能に対する要件を補足する位置付けとして扱う。

1) 密封機能（要件4、12、21）

密封機能（要件4）については、キャニスタによって放射性物質を外部に放出させないこと、不活性化雰囲気を保つことを要求している。また、キャニスタ蓋部の溶接については、片側部分溶け込み溶接を想定し、排水用貫通孔等も含めた多重の溶接密封構造とすることとし、蓋溶接部の検査については、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）によって実施することを要求している。

要件12では、キャニスタの内部空間の雰囲気に対する考慮として、腐食や応力腐食割れ等の防止の観点から、貯蔵に至る過程で含まれる可能性のある不純物、残留水分等も考慮して不活性雰囲気を維持する対策を講じることを要求している。

要件21では、キャニスタ密封維持の観点から、溶接部近傍の発錆状況等を確認できる設計を要求している。なお、局部腐食及びSCCの確認方法として、塩分付着量の定期的な測定、発錆の目視確認が挙げられている。

2) 遮へい機能（要件5）

遮へい機能（要件5）については、コンクリート製貯蔵容器や建屋等によって分担することができるとし、コンクリートの経年変化や貯蔵容器内表面鋼製ライナにおける腐食生成物による機能劣化も考慮することを要求している。

3) 臨界防止機能（要件6）

臨界防止機能（要件6）については、キャニスタの受入から搬出までの全ての段階において、臨界を防止することを要求しており、臨界解析は、信頼性のある手法・解析コードを用いて安全裕度も考慮した条件で実施することとしている。

4) 除熱機能（要件7、15、21）

除熱機能（要件7）については、基本的安全機能を維持するために必要な制限値以下にキ

ヤニスタ、バスケット、コンクリート製貯蔵容器の温度を保つこと、被覆管のクリーブ破損や機械的特性低下を防止するために必要な制限値以下に使用済燃料の温度を保つこと、必要な温度データを測定すること等を要求している。

要件15では、冷却用空気の流路閉塞等を防止するため、異物侵入や積雪による給排気口の閉塞を防止すること、温度測定等による閉塞の検知等を要求している。

要件21では、除熱機能維持の観点から、コンクリート製貯蔵容器は、内側の鋼製ライナの腐食状態等を確認できる設計を要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これら基本的安全機能に関する要件に該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 密封機能：第三条 閉じ込めの機能

第三条は、放射性物質を限定された区域（放射性物質を取り扱う区域、室等）に閉じ込めるため、放射性物質を収納する系統・機器からの漏えい防止、負圧維持等を考慮した設計を要求している。

- ・ 遮へい機能：第二条 遮蔽等

第二条は、従事者の作業性等を考慮した遮蔽、機器配置、遠隔操作、漏えい防止、換気等の設計を要求している。

- ・ 臨界防止機能：第十条 核燃料物質の臨界防止

第十条は、ユニット間の中性子相互干渉も考慮し、いかなる場合でも臨界を防止する対策を講じることを要求している。

- ・ 除熱機能：第十四条 管理施設

第十四条第1項第三号は、閉じ込め機能を維持するため、崩壊熱を除去できる措置を講じることを要求している。

なお、廃棄物管理施設の規則では、密封機能や遮蔽機能で考慮されている経年変化について言及されていない。また、密封機能の維持に関する溶接の方法や溶接部検査の方法についても言及されていない。

(3) 放射線管理及び環境安全（要件8～10）

従事者の被ばく管理（要件8）については、線量率等の監視系統、測定機器、警報系統を設けること、管理区域を区分すること等を要求している。放射性廃棄物の処理及び放出管理（要件9）については、排水・排気中の放射性物質濃度及び量を合理的に達成できる限り低くするために必要な処理を行えること等を要求している。また、放射線監視（要件10）については、放射性廃棄物の放出口やその他適切な箇所、事故時の周辺環境について放射性物質濃度等を監視する対策を設けること等を要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第十五条 計測制御系統施設
- ・ 第十六条 放射線管理施設
- ・ 第十七条 廃棄施設

(4) その他安全対策（要件 1 1、1 3、1 4、1 6～2 2）

1) 使用済燃料に対する考慮（要件 1 1）

要件 1 1 は、キャニスタ収容物である使用済燃料に関して考慮すべき事項として、適切な安全裕度を持った貯蔵施設を設計するため、発熱量、放射エネルギー、反応度、被覆管機械的特性等を明確にすることを要求している。また、キャニスタ内部の不活性雰囲気低下しないよう、貯蔵前にピンホール等による漏えいがないことを確認することを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中には、これらに該当する規則は含まれていない。

2) キャニスタ取扱等に対する考慮（要件 1 3）

要件 1 3 はキャニスタ等（キャニスタ、輸送容器、コンクリートキャスク）を取り扱う設備について、基本的な安全機能に影響を及ぼす落下、衝突、転倒等を防止することを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第六条 地震による損傷の防止

第六条は、地震による建屋内外施設の損傷、転倒等の影響により、安全上重要な施設の安全機能が損なわれないことを要求している。

3) 火災・爆発に対する考慮（要件 1 4）

火災・爆発については、可能な限り不燃性・難燃性の材料を用いること、着火源の排除や異常な温度上昇の防止対策を講じること、火災の検知・警報及び消火設備を設けることを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第四条 火災等による損傷の防止

4) 電源喪失に対する考慮（要件 1 6）

要件 1 6 は外部電源喪失時にも、放射線監視設備や火災の警報設備、緊急通信連絡設備、非常用照明等が作動できるような電源系を有することを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第十八条 予備電源

5) 共用に対する考慮（要件 1 7）

要件 1 7 は、貯蔵施設内あるいはその他の原子力施設と共用する安全上重要な施設について、共用によって貯蔵施設の安全性に支障をきたさないことを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第十一条第2項 安全機能を有する施設

6) 地震に対する考慮（要件18）、地震以外の自然現象に対する考慮（要件19）

地震については、適切な設計用地震力に対して基本的安全機能が維持できること、コンクリートキャスクが転倒しないことを要求している。また、地震以外の自然現象については、周辺の自然環境や過去の記録等を参考にして、洪水、津波、台風、積雪等の中から選定すること、あるいは、自然現象の重畳も考慮すること等を要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 地震（要件18）：第五条 廃棄物管理施設の地盤、第六条 地震による損傷の防止
- ・ 地震以外の自然現象（要件19）：第七条 津波による損傷の防止、第八条 外部からの衝撃による損傷の防止

7) 事故時に対する考慮（要件20）

要件20では、事故時対応や従事者の避難のため、適切な放射線計測器や放射線防護具等を確保すること、避難用の照明や標識を退避通路に設けること等を要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第十九条 通信連絡設備等

8) 検査、修理等に対する考慮（要件21）

要件21では、安全上重要な施設は、その重要度及び必要性に応じ、適切な方法により、検査、試験、保守及び修理ができる設計であることを要求している。

「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の中で、これらに該当する規則としては、以下が挙げられる。

- ・ 第十一条第3項 安全機能を有する施設

なお、同規則には、「第九条 廃棄物管理施設への人の不法な侵入等の防止」の中で、いわゆるセキュリティについても言及している。これに該当するコンクリートキャスクを用いる使用済燃料貯蔵設備の技術要件は定められていない。

参考文献

- [1] 「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」（平成16年6月、総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会核燃料サイクル安全小委員会）
- [2] 「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年12月6日、原子力規制委員会）

表 1.1-1 使用済燃料貯蔵施設に係る技術要件と廃棄物管理施設の規則の比較

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			廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
III 立地条件	要件1 基本的条件	使用済燃料貯蔵施設（以下「貯蔵施設」という。）の立地地点及びその周辺においては、事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。また、万一事故が発生した場合において、災害を拡大するような要因も少ないこと。	第五条 廃棄物管理施設の地盤	<p>第五条 廃棄物管理施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全上重要な施設にあっては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該廃棄物管理施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。</p> <p>3 安全上重要な施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。</p>
	要件2 平常時条件	貯蔵施設は、平常時における一般公衆の線量が、法令に定める線量限度を超えないことはもとより、合理的に達成できる限り低いものであること。	第二条 遮蔽等	<p>第二条 廃棄物管理施設は、当該廃棄物管理施設からの直接線及びスカイシャイン線による事業所周辺の線量を十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 廃棄物管理施設は、放射線障害を防止する必要がある場合には、管理区域その他事業所内の人が立ち入る場所における線量を低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p>
	要件3 事故時条件	貯蔵施設において、最大想定事故が発生するとした場合、一般公衆に対して、過度の放射線被ばくを及ぼさないこと。	第十二条 設計最大評価事故時の放射線障害の防止	第十二条 廃棄物管理施設は、設計最大評価事故（安全設計上想定される事故のうち、公衆が被ばくする線量を評価した結果、その線量が最大となるものをいう。）が発生した場合において、事業所周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものでなければならない。
IV 基本的安全機能	要件4 密封機能	<p>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。</p> <p>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。</p>	第三条 閉じ込めの機能	第三条 廃棄物管理施設は、放射性廃棄物を限定された区域に適切に閉じ込めることができるものでなければならない。
	要件5 遮へい機能	貯蔵施設は、直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の線量が十分に低くなるように適切な放射線遮へい機能を有する設計であること。また、放射線業務従事者の作業条件を考慮して、十分な放射線遮へい機能を有する設計であること。	第二条 遮蔽等	<p>第二条 廃棄物管理施設は、当該廃棄物管理施設からの直接線及びスカイシャイン線による事業所周辺の線量を十分に低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <p>2 廃棄物管理施設は、放射線障害を防止する必要がある場合には、管理区域その他事業所内の人が立ち入る場所における線量を低減できるよう、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。</p>

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		廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
要件6 臨界防止機能	貯蔵施設は、技術的にみて想定されるいかなる状態においても、臨界を防止する設計であること。 キャニスタ内のバスケットが臨界防止機能の一部を構成する場合には、バスケットは、臨界防止機能維持に必要な構造健全性を保つことができる設計であること。	第十条 核燃料物質の臨界防止	第十条 廃棄物管理施設は、核燃料物質が臨界に達するおそれがある場合には、臨界を防止するために必要な措置を講じなければならない。
要件7 除熱機能	貯蔵施設は、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及び使用済燃料の健全性を維持するために必要な除熱機能を有する設計であること。	第十四条 管理施設	第十四条 廃棄物管理施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を管理する施設を設けなければならない。 一 放射性廃棄物を管理するために必要な容量を有するものとする。 二 管理する放射性廃棄物の性状を考慮し、適切な方法により当該放射性廃棄物を保管するものとする。 三 <u>放射性廃棄物の崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講ずるものとする。</u>
V 放射線管理及び環境安全	要件8 放射線業務従事者の被ばく管理	第十五条 計測制御系統施設	第十五条 廃棄物管理施設には、必要に応じて、放射性廃棄物を限定された区域に閉じ込める機能その他の機能が確保されていることを適切に監視することができる計測制御系統施設を設けなければならない。 2 廃棄物管理施設には、安全設計上想定される事故により当該廃棄物管理施設の安全性を損なうおそれが生じたとき、次条第二号の放射性物質の濃度若しくは線量が著しく上昇したとき又は廃棄施設から放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じたときに、これらを確実に検知して速やかに警報する設備を設けなければならない。
		第十六条 放射線管理施設	第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。 一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。 二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。 三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。
	要件9 放射性廃棄物の処理及び放出管理	貯蔵施設は、その貯蔵等に伴い発生する放射性廃棄物を適切に処理する等により、周辺環境へ放出する放射性物質の濃度等を合理的に達成可能な限り低くする設計であること。	第十七条 廃棄施設

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		廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
			<p>第十三条 廃棄物管理施設には、必要に応じて、次に掲げるところに、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和三十二年政令第三百二十四号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>一 受け入れる放射性廃棄物を処理するために必要な能力を有するものとする。</p> <p>二 処理に伴い生じた放射性廃棄物を排出する場合は、周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、廃棄施設に接続する排気口の設置その他の必要な措置を講ずるものとする。</p>
	要件10 放射線監視	<p>1. 貯蔵施設は、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>2. 貯蔵施設は、貯蔵エリアの排気口において空气中の放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>3. 放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における線量率、放射性物質の濃度等を監視するための適切な対策が講じられていること。</p>	<p>第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>
VI その他の 安全対策	要件11 使用済燃料に関する考慮	<p>1. 貯蔵施設の設計に用いる使用済燃料の特性は、貯蔵しようとする使用済燃料の信頼性があるデータに基づき、安全裕度をもって適切に設定したものであること。</p> <p>2. 貯蔵する使用済燃料は、キャニスタに収納する前に漏えいしていないことが適切な方法により確認されたものであること。</p>	—
	要件12 キャニスタの内部空間の雰囲気に対する考慮	貯蔵施設に貯蔵するキャニスタは、バスケット、使用済燃料等の健全性を維持するために、不活性ガスが適切に充填される設計であること。	—
	要件13 キャニスタ取扱等	キャニスタ等を取り扱う設備は、これらの基本的安全機能に影響を及ぼす、落下、衝突等を防止する適切な対策が講じられた設計であること。	<p>第六条 地震による損傷の</p> <p>第六条 廃棄物管理施設は、地震力に十分に耐えることができないものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある廃棄物管理施設の</p>

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		廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
に対する考慮		防止	安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 安全上重要な施設は、その供用中に当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 4 安全上重要な施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
要件14 火災・爆発に対する考慮	貯蔵施設は、火災・爆発の発生を防止し、かつ、万一の火災・爆発の発生時にはその拡大を防止するとともに、基本的安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。	第四条 火災等による損傷の防止	第四条 廃棄物管理施設は、火災又は爆発により当該廃棄物管理施設の安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じたものでなければならない。 一 火災及び爆発の発生を防止すること。 二 火災及び爆発の発生を早期に感知し、及び消火すること。 三 火災及び爆発の影響を軽減すること。
要件15 冷却用空気流路閉塞等の冷却不全に対する考慮	貯蔵施設は、冷却用空気の流路閉塞等の冷却不全の発生を防止し、かつ、万一の冷却不全発生時に基本的安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。	第十四条 管理施設	第十四条 廃棄物管理施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を管理する施設を設けなければならない。 一 放射性廃棄物を管理するために必要な容量を有するものとする。 二 管理する放射性廃棄物の性状を考慮し、適切な方法により当該放射性廃棄物を保管するものとする。 三 放射性廃棄物の崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講ずるものとする。
要件16 電源喪失に対する考慮	貯蔵施設は、外部電源喪失に対して、安全確保の観点から適切な対策が講じられた設計であること。	第十八条 予備電源	第十八条 廃棄物管理施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視設備その他必要な設備に使用することができる予備電源を設けなければならない。
要件17 共用に対する考慮	貯蔵施設の安全上重要な施設のうち、当該貯蔵施設以外の原子力施設との間又は当該貯蔵施設内で共用するものについては、その機能、構造等から判断して、共用によって当該貯蔵施設の安全性に支障をきたさないものであること。	第十一条 安全機能を有する施設	第十一条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。 <u>2 安全機能を有する施設を他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を一の廃棄物管理施設において共用する場合には、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。</u> 3 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確認するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。 4 安全上重要な施設又は当該施設が属する系統は、廃棄物管理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合には、多重性を有しなければならない。

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		廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
			らない。
要件18 地震に対する考慮	1. 貯蔵施設は、敷地及びその周辺地域における過去の地震記録、現地調査結果等を参照して、最も適切と考えられる設計用地震力に対し必要な基本的安全機能が維持できる設計であること。 2. 貯蔵施設は、想定される地震力に対して、貯蔵中のコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。	第五条 廃棄物管理施設の地盤	第五条 廃棄物管理施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全上重要な施設にあっては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該廃棄物管理施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。 2 安全上重要な施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。 3 安全上重要な施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。
		第六条 地震による損傷の防止	第六条 廃棄物管理施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある廃棄物管理施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 安全上重要な施設は、その供用中に当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 4 安全上重要な施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
要件19 地震以外の自然災害に対する考慮	貯蔵施設における安全上重要な施設は、予想される地震以外の自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力を考慮した設計であること。	第七条 津波による損傷の防止	第七条 廃棄物管理施設は、その供用中に当該廃棄物管理施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない
		第八条 外部からの衝撃による損傷の防止	第八条 廃棄物管理施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全性を損なわないものでなければならない。 2 廃棄物管理施設は、事業所又はその周辺において想定される当該廃棄物管理施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全性を損なわないものでなければならない。
要件20 事故時に対する考慮	貯蔵施設は、事故時に対応した警報、通信連絡、放射線業務従事者等の避難等のための適切な対策が講じられていること。	第十九条 通信連絡設備等	第十九条 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信連絡設備を設けなければならない。 2 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備を設け

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		廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	
			なければならない。 3 廃棄物管理施設には、事業所内の人の退避のための設備を設けなければならない。
要件2 1 検査修理 に対する 考慮	貯蔵施設における安全上重要な施設は、その重要度及び必要性に応じ、適切な方法により、検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。	第十一条 安全機能 を有する 施設	第十一条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。 2 安全機能を有する施設を他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を一の廃棄物管理施設において共用する場合には、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。 3 <u>安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確認するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。</u> 4 安全上重要な施設又は当該施設が属する系統は、廃棄物管理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合には、多重性を有しなければならない。
要件2 2 準拠規格 及び基準	貯蔵施設における安全上重要な施設の設計、材料の選定、製作、工事及び検査は、適切と認められる規格及び基準によるものであること。	—	—
—	—	第九条 廃棄物管 理施設へ の人の不 法な侵入 等の防止	第九条 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。）を防止するための設備を設けなければならない。

1.1.2 カナダ

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[3]

カナダには、運転中の原子炉が 19 基あり、建設中の原子炉はない。また、恒久停止となった原子炉が 6 基ある。

濃縮・再処理・プルサーマルは実施されておらず、使用済燃料については地層処分が計画されている。これは、使用済燃料の処分を含む、核燃料廃棄物管理の実施主体である NWMO¹ (核燃料廃棄物管理機関) が提案した「適応性のある段階的管理」(APM: Adaptive Phased Management) によるもので、最終的な地層処分の達成までの期間 (300 年またはそれ以上) を 3 つのフェーズに分けて取り組むこととしている。第 1 期 (約 30 年) は集中管理として地層処分場サイト選定、第 2 期 (約 30 年) は技術実証、第 3 期は地層処分場への使用済燃料の輸送、長期閉じ込め、隔離、モニタリングを行う計画となっている。

使用済燃料の乾式貯蔵は、複数の廃棄物管理施設 (WMF: Waste Management) において、以下の貯蔵容器を用いて行われている。

- ・ AECL コンクリートキャニスタ (サイロ方式)
 - Chalk River 研究所、Whiteshell 研究所、Douglas Point 廃棄物管理施設、Gentilly 1、Point Lepreau 発電所で使用されている。
 - コンクリートキャニスタは、内壁にライナを有する鉄筋コンクリート製で、鉄筋コンクリート基礎の上に設置される。
 - 様々な貯蔵ニーズに対応できるように収容数の異なる燃料バスケット、キャニスタが設計されている。燃料バスケットは 3 種類 (燃料バスケット 1 個につき、38 体、54 体、60 体を収容可能な設計)、コンクリートキャニスタは 4 種類 (燃料バスケット 6、8、9、10 個収容可能な設計) となっており、コンクリートキャニスタ 1 体につき、最大 600 体の燃料集合体を収納することができる。
- ・ AECL MACSTOR (Modular Air-Cooled Storage) /CANSTOR
 - Gentilly-2 発電所で使用されている (MACSTOR-200)。
 - 20 本の垂直鋼製シリンダー内に、それぞれ 60 本の燃料集合体を収納可能な 10 体の燃料バスケットを有する鉄筋コンクリート構造である (AECL MACSTOR 1 体につき 12,000 体の燃料集合体を収納可能)。
 - コンクリート壁面下部の吸気口、上部の排気口を通じた自然循環により、鋼製シリンダーを除熱する設計となっている。鋼製シリンダーの表面には、大気腐食から保護するためにガルバニック処理 (溶融亜鉛めっき処理) が施されている。
- ・ OPG 乾式貯蔵容器
 - Darlington 廃棄物管理施設 (DWMF)、Pickering 廃棄物管理施設 (PWMF)、Western (Bruce) 廃棄物管理施設 (WWMF) で使用されている。

¹ Nuclar Waste Management Organization

- 384体の燃料集合体を収容可能な設計となっている。鉄筋コンクリート製の容器を炭素鋼製の内側シェルと外側シェルが挟む設計となっており、容器内は酸化防止のため、ヘリウムガスで不活性化されている。

Figure 20: Fuel basket (for spend fuel bundles)

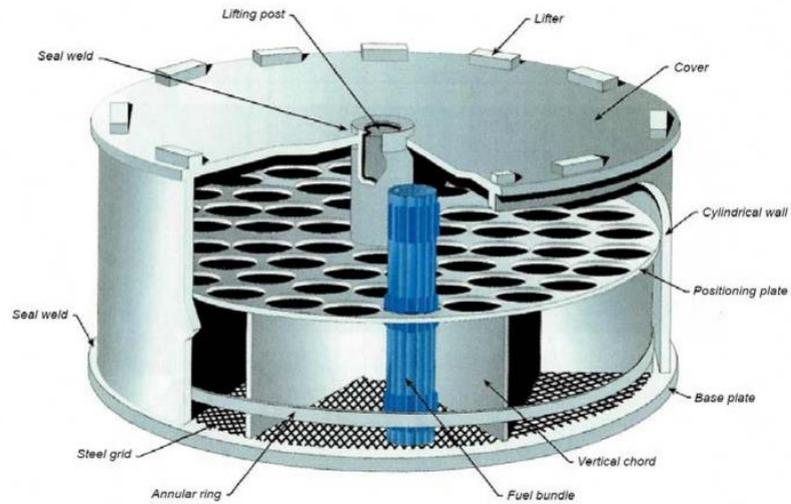


図 1.1-1 CANSTOR 乾式貯蔵モジュール用使用済燃料貯蔵バスケット

出所) Canadian Nuclear Safety Commission, “Regulatory Oversight Report for Canadian Nuclear Power Plants: 2015”, 2016 (Figure 20) [4]

Figure 21: CANSTOR module

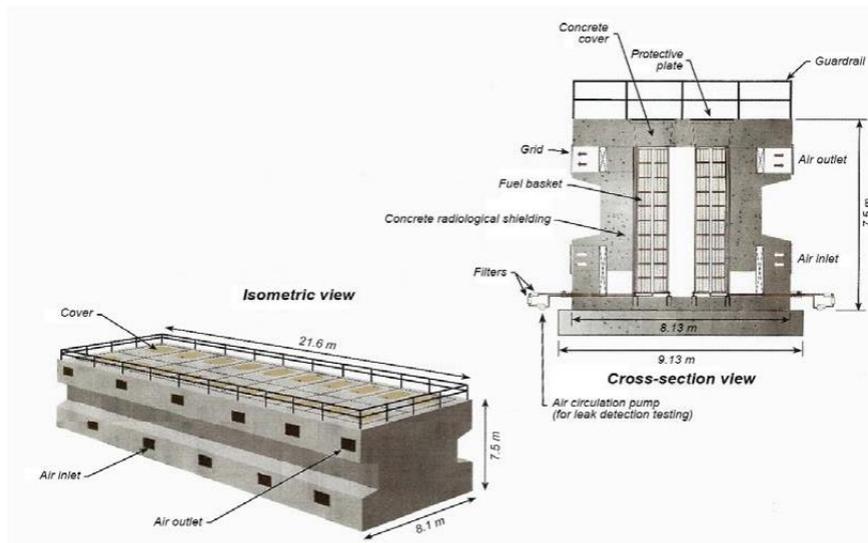


図 1.1-2 CANSTOR 乾式貯蔵モジュール

出所) Canadian Nuclear Safety Commission, “Regulatory Oversight Report for Canadian Nuclear Power Plants: 2015”, 2016 (Figure 21) [4]

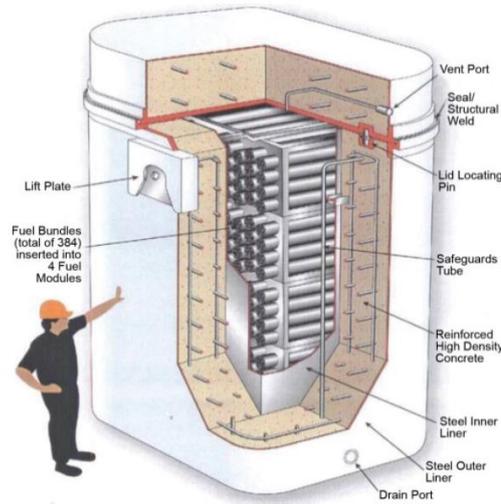


Figure 4.2: OPG dry storage container

図 1.1-3 OPG 乾式貯蔵コンテナ

出所) Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Sixth Report (Figure 4.2) [3]

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

カナダ原子力安全委員会 (CNSC) による原子力規制の階層構造を図に示す。カナダでは、原子力安全管理法 (NSCA : Nuclear Safety Control Act) の下、カナダ原子力安全委員会 (CNSC : Canadian Nuclear Safety Commission) が、原子力利用に関する規制を行っている。

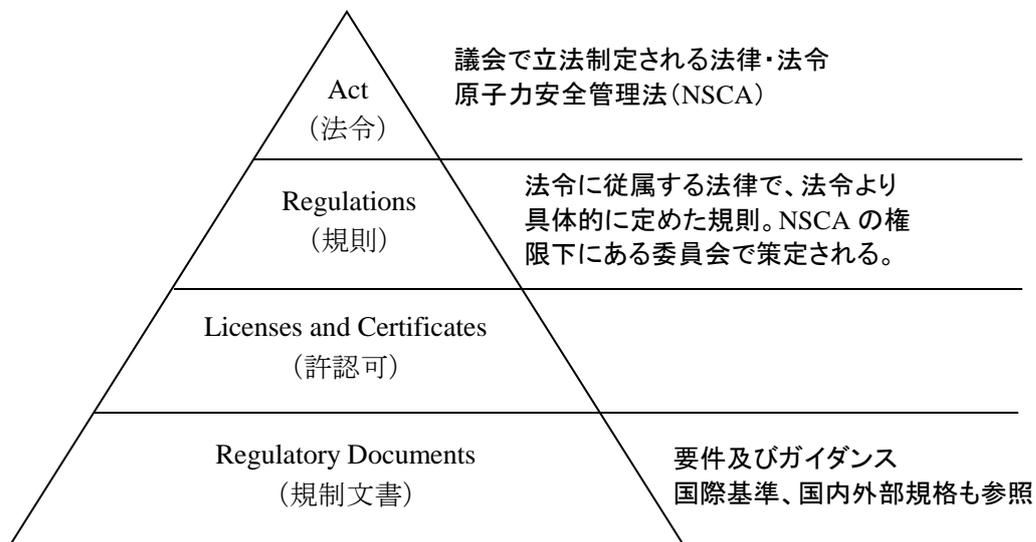


図 1.1-4 カナダにおける原子力規制の枠組み

出所) カナダ原子力安全委員会 Web サイトの情報に基づき作成

<http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-framework/index.cfm>

乾式貯蔵（放射性廃棄物管理）や廃止措置に関する規制の基本的考え方や原則を示す文書として、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第2巻：放射性廃棄物管理の長期的な安全性の評価」がある。また、より具体的な技術基準として、カナダ規格協会（CSA：Canadian Standard Association）によって定められた放射性廃棄物管理基準を扱った N292 シリーズがある。N292 シリーズは以下で構成される。

- ・ N292.0：General principles for the management of radioactive waste and irradiated fuel（放射性廃棄物及び照射済燃料の管理のための一般原則）
- ・ N292.2：Interim dry storage of irradiated fuel（照射済燃料の中間乾式貯蔵）
- ・ N292.3：Management of low- and intermediate-level radioactive waste（低・中レベル放射性廃棄物の管理）

このうち、キャニスタを用いた乾式貯蔵に係る文書は、N292.2 である。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、N292.2-13「照射済燃料の中間乾式貯蔵」[5]の中から主な要件を示す。

1) 立地条件

立地条件に関する主な要件は、6.「照射済燃料の中間乾式貯蔵のための特定要件」の中で、サイトの選定（6.1）や選定の際に考慮すべき事項（6.2）として、主に以下の事項が定められている。

- ・ 乾式貯蔵施設のためのサイト選定は、建設、試運転、運転および廃止措置中の環境性能に影響を与える可能性があるサイトに関連する要因を考慮しなければならない。注：環境パフォーマンスに影響を与える可能性があるサイト関連の要因には、大気排出、排水、放射能放出の可能性、および周辺地域への放射線影響が含まれる。（6.1.1）
- ・ 乾式貯蔵施設のためのサイト選定は、建設、試運転、運転および廃止措置中の安全性能に影響を与える可能性があるサイトに関連する要因を考慮しなければならない。（6.1.2）
- ・ 乾式貯蔵施設のためのサイト選定は、建設、試運転、運用および廃止措置中のセキュリティ性能に影響を与える可能性があるサイト関連要因を考慮しなければならない。（6.1.3）
- ・ 乾式貯蔵施設のためのサイト選定は、第3項に定義される関連する利害関係者との協議のために、承認機関（AHJ）によって指定された要件を満たさなければならない。（6.2.1）
- ・ 選定されたサイトは、関連する規制当局によって要求されているように、安全性と環境に関する調査の対象となる。（6.2.2）
- ・ 選定されたサイトは、CSA/N289.1（原子力発電所の耐震設計及び許可のための一般要件）に従って、詳細な地盤調査と耐震認定を受けなければならない。（6.2.3）

ここで、6.1.2 項では、サイト関連の要因の例として、以下を挙げている。

- 地震、津波
- 厳しい気象条件（例えば、極端な気温、竜巻、強風、落雷、洪水、または基礎の不安定さをもたらす極端な降雨）

- 森林火災
- 異常な運転状態や事故につながる人為的な事象
- 燃料取扱事象
- 火災（貯蔵施設、隣接施設、または周辺地域）
- 機器の故障または作業員のエラー
- 偶発的な車両衝突、偶発的な航空機衝突、圧力境界の破綻、または爆発物に起因する破片の結果によって生じるミサイル衝撃
- 悪意ある行為

2) 基本的安全機能

基本的安全機能については、主に、6.3「乾式貯蔵システム設計」 - 6.3.2「主要な貯蔵コンポーネント」 - 6.3.2.2「設計要件」、または、6.3.3「貯蔵容器」 - 6.3.3.2「設計要件」の中で定められている。ここで、主要な貯蔵コンポーネントとは、燃料バスケットやモジュールが該当することが記されている。

a. 密封機能

密封機能に関する主な要件は、以下の通りに定められている。

- ・ 主要な貯蔵コンポーネントの機械的構造は、取扱い上の問題につながる可能性のある構造的変形を伴わずに、その上に配置される可能性のある他の十分に装填された主要な貯蔵構成要素の質量を支持するように設計されなければならない。設計では、静荷重、衝撃荷重、および地震荷重を考慮する必要がある。（6.3.2.2.1）
- ・ 貯蔵容器は、閉じ込め機能を提供するバウンダリを持たなければならない。バウンダリは、貯蔵容器と一体構造を形成しても、分離されていてもよい。（6.3.3.2.1）
- ・ 閉じ込め栓は貯蔵容器に確実に取り付けなければならない。この設計はIAEAの安全措置に準じていなければならない。（6.3.3.2.2）
注：安全措置には物理的な閉じ込めが含まれる場合がある。
- ・ 貯蔵容器は、適用できる場合には、CSA N287.2（原子力発電所コンクリート格納構造の材料要件）に指定されている材料を使用して製造しなければならない。（6.3.3.2.6）
- ・ 貯蔵容器の設計寿命中に閉じ込め機能が損なわれないことを保証するよう、使用する材料に設計腐食許容量を考慮しなければならない。（6.3.3.2.7）

また、6.3.3.1「一般」では、貯蔵容器は設計貯蔵期間中に水の浸入を防ぐ設計でなければならないこと（6.3.3.1.3）、貯蔵容器は最小数の接合部で設計されること（6.3.3.1.6）、鉄筋コンクリートを使用する場合は、CAN/CSA-A23.3（国家建築基準に従ったコンクリート構造物設計の規格）の要件を満たすこと（6.3.3.1.7）が定められている。

b. 遮へい機能

遮へい機能に関する主な要件は、以下の通りに定められている。

- ・ ALARA の原則に従って、距離と被ばく時間を考慮して、作業員への放射線被ばくを規制限度以下に低減するために十分な遮蔽を提供しなければならない。(6.3.3.2.4)

c. 臨界防止機能

臨界防止機能に関する主な要件は、以下の通りに定められている。

- ・ 主要な貯蔵コンポーネントの設計は、未臨界のための配置を維持しなければならない。物理的な分離のみでは未臨界安全性のためのマージンを維持できない場合、中性子吸収材を使用することができる。(6.3.2.2.5)

また、5.3「安全解析」-5.3.3「臨界」には、以下の通り定められている。

- ・ この解析には、特定の臨界事象の記述を含み、その臨界の結果、国際・国家基準及びガイドラインによって定められた一般市民の避難基準に反していないことを立証しなければならない。また、基準の ANSI/ANS-8 シリーズに従って、核の臨界を防止、軽減する手順を含まなければならない。(5.3.3.6)

注記：適用可能な基準及びガイドラインには、IAEA の安全基準シリーズ、No. GS-R-2 及び原子力の緊急事態中の介入に関するカナダのガイドラインが含まれる。

- ・ 臨界安全解析は、核分裂性物質で濃縮された燃料を貯蔵又は扱った場合に行わなければならない。全ての貯蔵構造において、算出された最大の k_{eff} （実効増倍率）は、0.95 を超えてはならない。(5.3.3.7)

注記：核分裂性物質が、適切な管理である場合、質量を、類似のシステムで臨界と算出された質量の 80% に制限すること（基準の ANSI/ANS-8 シリーズを参照）によって、十分に安全の余地を得られる。

d. 除熱機能

除熱機能に関する主な要件は、以下の通りに定められている。

- ・ 最高乾燥燃料貯蔵温度は、以下の可能性を考慮して設定しなければならない。(6.3.2.2.4)
 - a) 腐食の増加
 - b) 燃料および材料の劣化
- ・ 通常の運転状態において、燃料とその貯蔵容器の温度が設計限界を確実に超えないようにするため、十分な冷却を行われなければならない。(6.3.3.2.5)

また、5.3「安全解析」には、通常の運転状況においては、崩壊熱を除去することで燃料集合体及び貯蔵容器バウンダリの劣化を防止することを実証しなければならない(5.3.1) ことが示されている。

3) 放射線管理及び環境安全

放射線管理及び環境安全については、A.1.2「放射線安全」、A.1.4「環境の保護」に定められている。以下に主な要件を示す。

A.1.2.1「放射線安全」には、主に以下の内容が定められている。

- ・ 従業員の被ばく限度、放射能汚染の拡大防止のための管理、高放射線エリアへのアクセス管理、作業中の被ばく管理、線量測定と記録を含む放射線防護プログラムの整備
- ・ ALARA の原則に従った施設の設計及び運営
- ・ 従業員、公衆、環境への放射線被ばくの管理・監視・記録プロセスの AHJ への提出

A.1.4「環境の保護」には、主に以下の内容が定められている。

- ・ 環境への潜在的影響を低減するための環境管理プログラムの整備
- ・ CSA/N288.4（クラス I 原子力施設ならびにウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）または CSA/N288.5（クラス I 原子力施設、ウラン鉱山および工場における排水モニタリングプログラム）の要件を満たす環境及び排水モニタリングプログラムの実施

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

キャニスタに格納される使用済燃料に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。なお、N292.2 には、損傷あるいは欠陥のある燃料にも適用されるとの記述がある。（1. スコープ）

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

キャニスタを取り扱う設備に関する落下や転倒について言及した要件は含まれていなかった。なお、乾式貯蔵システム及び貯蔵容器は、湿式貯蔵施設から乾式貯蔵容器・施設への移動、処理、貯蔵、回収、廃止措置の期間における荷重を考慮することが要求されている。

c. 火災・爆発に対する考慮

乾式貯蔵システムの設計及び運転に係る要求事項として、異常な運転条件につながる可能性がある異常事象（貯蔵施設、隣接施設、または周辺地域の火災が含まれる）に対処することが要求されている。（5.3.2.1）

d. 電源喪失に対する考慮

燃料取扱施設やコンテナ処理エリアに対する要件として、停電によって安全上の問題が起きる可能性がある重要な機器およびサービスについては、非常用電力供給および配電システムを備えることが要求されている。（6.3.4.2.6、6.3.6.2.1）

e. 共用に対する考慮

貯蔵施設内あるいは他施設の設備の共用に関する要件は含まれていなかった。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

乾式貯蔵システムの設計及び運転に係る要求事項として、異常な運転条件につながる可能性がある異常事象（地震、津波等※）に対処することが要求されている。（5.3.2.1）

※その他の事象は、1)立地条件に示した通りである。

g. 事故時に対する考慮

事故時の対策（警報、通信連絡、従事者の避難）については、アクセス可能なすべての場所に、ノイズがあったとしても聞き取ることが可能な通信機器を設置すること（6.3.4.2.7）が要求されている。

h. 検査、修理等に対する考慮

貯蔵容器の検査等については以下の通り定められている。

- ・ 定期的な検査と保守を必要とする部品に容易にアクセス可能な設計としなければならない。（6.3.3.2.9）
- ・ 貯蔵容器の認定試験は供用前に実施しなければならない。（6.3.3.2.10）

i. その他

経年管理については以下の通り定められている。

- ・ 許認可取得者は、乾式貯蔵システムの安全性分析において信頼される構造、システム、およびコンポーネントの耐用年数制限に影響を与える劣化メカニズムを理解し、予防措置を図るとともに、経年による影響を適時に検出するための経年管理プログラムを開発、実施、および維持しなければならない。（5.4.2.1）
- ・ 経年劣化管理プログラムのプロセスには、貯蔵容器および／または照射済燃料の健全性を評価するための検査および／または試験が含まれる。経年管理は、乾式貯蔵システム用の構造物、システム、およびコンポーネントの耐用年数が、照射済核燃料の安全・安定した貯蔵に十分であることを保証するために必要なすべての要因を考慮しなければならない。

注：重要な機器のリストは、乾式貯蔵システムおよび関連する安全性評価によって異なるが、遮蔽の完全性、閉じ込め障壁、吊り上げ装置、圧力センサー、ガスモニター、乾燥システム、および HEPA フィルターを含む。（5.4.2.2）

参考文献

- [3] Canadian Nuclear Safety Commission, "Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Sixth Report", October 2017

http://nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/joint-convention-sixth-national-report-oct-2017-eng.pdf

- [4] Canadian Nuclear Safety Commission, “Regulatory Oversight Report for Canadian Nuclear Power Plants: 2015”, 2016

http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/2015-NPP-Report-eng.pdf

- [5] Canadian Standards Association, “N292.2 : Interim dry storage of irradiated fuel”

1.1.3 中国

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[6]

中国には、運転中の原子炉が 46 基あり、建設中の原子炉は 11 基ある。また、恒久停止となった原子炉はない。

中国は、使用済燃料管理政策として、クローズド燃料サイクル路線を推進している。甘肅省・蘭州 (Lanzhou) には商業用再処理多目的パイロットプラントが完成している他、2020 年には仏・Orano 社との協力により、中国核工業集团公司 (CNNC) が年間処理能力 800 トン規模の再処理プラントを建設する計画である。使用済燃料及びガラス固化体 (HLW) の高レベル放射性廃棄物は、原子力安全法及び放射能汚染防止法の規定により深地層処分することとなっている。

使用済燃料の乾式貯蔵は、秦山 (Qinshan) 第三発電所 (CANDU) において、モジュラー式空冷貯蔵の MACSTOR-400 が採用されている。MACSTOR-400 は、カナダの Gently-2 において採用されている MACSTOR-200 に比べて、2 倍の貯蔵能力を有する設計となっている。また、現在、大亜湾 (Daya Bay) 発電所、田湾 (Tianwan) 発電所において新たな乾式貯蔵施設の建設が始まっている。

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

中国における原子力規制の階層構造を下図に示す。赤線より上に位置する法律 (原子力安全法等)、国务院行政法規 (我が国の内閣に当たる国务院による条例)、部局による規定 (我が国の省に相当する部局による規定・細則) は、法的拘束力を有している。

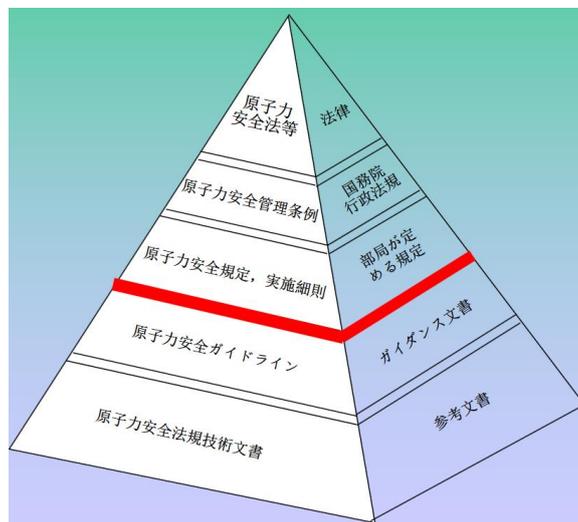


図 1.1-5 中国の原子力分野における規制文書の体系

出所) 国家環境保護総局原子力安全センター 司国建、「原子力安全法規の整備の展望」(2008年11月)を参考に作成

核燃料サイクル施設（使用済燃料の中間貯蔵施設を含む）に適用される拘束力のある原子力安全法規としては、HAF301「民生用核燃料サイクル施設の安全規定」がある。さらに、HAF301 に対応するガイドライン（法的拘束力は持たない）として、より詳細な規定がなされている HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」がある。さらに、これらに関連する標準として、「放射性廃棄物の廃棄体及び廃棄物パッケージの特性調査」（EJ1186-2005）がある。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」[8]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

立地条件に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 選択した使用済燃料貯蔵エリアは、予定される燃料及び全ての補助設備と装置を収容し、かつ将来の拡充のための余地を残すに足りる、十分な広さを確保するものでなければならない。（2.10.2）
- ・ 使用済燃料貯蔵施設のサイトの選択は、「原子力発電所サイト選択の安全性に関する規定」及び関連ガイドラインに規定される基準及び方法を遵守するものでなければならない。（2.10.3）
- ・ 使用済燃料貯蔵施設のサイトの設置は、十分な安全性及び環境レビューに基づくものでなければならない。レビューには、地質、地盤支持力、地形、水文、水文地質及び民用施設（交通及び外部事象への潜在的な影響を含む）等、各種サイトの特徴に対する考慮を含めなければならない。（2.10.4）
- ・ 考慮する外部事象には、自然現象（地震、洪水、風、雨、雪、氷及び雷電）と人為的事象（航空機の墜落及び爆発等）を含めなければならない。（2.10.5）
- ・ 貯蔵タンク又はサイロを貯蔵するエリアの地盤は、貯蔵される燃料及びその容器と操作設備の全荷重に耐え得るものでなければならない。また燃料貯蔵容器の安定性を損ね得る著しい沈下が発生するものであってはならない。（3.2.2.8）

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

密封機能に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 貯蔵タンク又はサイロは、蓋を有するものでなければならない。蓋の設計は、それをタンク本体又はサイロ本体に固定し得ること、また燃料を安全に回収し得ることを確実に保証するものでなければならない。貯蔵室を用いて貯蔵する場合は、その内部に設置される貯蔵チャンバのために同様の蓋を設計しなければならない。（3.2.2.1）
- ・ 貯蔵タンク又はサイロにライニングが施されている場合、設計はライニングとシェルの

間の浸水を防止するものでなければならない。また貯蔵室には排水系統が設置されていなければならない。(3.2.2.2)

- ・ 積み上げて貯蔵することを計画する場合は、燃料バスケット又はケースの機械的構造がその上方に積み上げる可能性のあるその他最大積載状態のバスケット又はケースの重量を支持し得るものでなければならない、また操作に困難を来たすおそれのある構造の変形が生じるものであってはならない。更に静荷重、衝撃荷重及び地震荷重を考慮しなければならない。(3.2.2.3)
- ・ 燃料貯蔵タンク又はサイロの継ぎ目は、これに止水材を充填するか、又はその他有効な方法で、これを密封しなければならない。(3.2.2.7)
- ・ 運転期間において適切なメンテナンス及び(又は)交換を実施し得ることを証明できる場合を除き、貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室は、適切な設計及び製造又は建設方法を採用し、かつ設計された耐用期間内に出現し得る環境及び負荷条件下においてその遮蔽及び収容機能を維持し得るよう、適切な材料を採用するものでなければならない。環境条件には、大気、内部及び外部の湿気、蓄積された内部のガスと強放射場及び核分裂生成物、温度変化等への曝露に起因して生じる腐食を含めなければならない。(3.2.5.1)
- ・ 貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室及びその蓋の構造材は、適切な化学的安定性及び放射線安定性を備え、かつ適切な耐機械衝撃性及び耐熱性を備えるものでなければならない。(3.2.5.2)

また、密封機能のモニタリングについては以下の通り定められている。

- ・ 設計は、使用済燃料収容バリアのモニタリングと故障の検知を容易にするものでなければならない。設計において連続的なモニタリングを検討していない場合は、定期的な観測又は測定手段を提供し、収容バリアシステムの機能が正常であることを検証しなければならない。(3.2.3.5)
- ・ 貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室内のガス媒質中に貯蔵される使用済燃料の完全性を維持するために、ガス媒質のパラメータを一貫して設計条件に適合させる必要が有る場合、その貯蔵施設の設計は、ガス媒質のモニタリング及びメンテナンス措置を設定するものでなければならない。(3.2.4.4)

b. 遮へい機能

遮へい機能に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 設計は、使用済燃料操作系統の制御室又はエリア及び隣接エリアの遮蔽が「原子力発電所の放射線防護設計」の要求事項を満たすことを確実に保証するものでなければならない。(2.5.4)
- ・ 燃料貯蔵タンク、サイロ及び貯蔵室の設計は、それらの燃料最大積載状態時における外部放射場が国の関連標準の規定に適合することを保証するものでなければならない。(3.2.3.1)
- ・ 使用済燃料を貯蔵の構成に従って貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室に積み卸しする場合は、専門に設計された設備と方法を採用し、合理的かつ実現可能な最低限度の原則に従って、

放射線が上空及びその他反射体を経て非規制エリアに反射することを制限しなければならない。(3.2.3.2)

- ・ コンクリート又は金属製の貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室は、国の原子力安全を管轄する部門が認可する収容バリアを備えるものでなければならない。放射性核種の放出を制限する収容バリアは、内部にライニングが施されているものでなければならない。これらライニングは、貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室の有機的構成部分となり得るものである。(3.2.3.3)
- ・ 貯蔵室内において大気中に放射線核種が発生し、又は蓄積することが明らかなエリアにつき、その設計は、陰圧を維持し、大気中の放射線核種が貯蔵施設のその他エリアに拡散することを防止するものでなければならない。又はこれらエリアのために通気及びろ過装置を設置し、大気中の放射線核種の濃度を受容可能なレベルに維持するものでなければならない。(3.2.3.4)
- ・ 運転期間において適切なメンテナンス及び(又は)交換を実施し得ることを証明できる場合を除き、貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室は、適切な設計及び製造又は建設方法を採用し、かつ設計された耐用期間内に出現し得る環境及び負荷条件下においてその遮蔽及び収容機能を維持し得るよう、適切な材料を採用するものでなければならない。環境条件には、大気、内部及び外部の湿気、蓄積された内部のガスと強放射場及び核分裂生成物、温度変化等への曝露に起因して生じる腐食を含めなければならない。(3.2.5.1)

c. 臨界防止機能

臨界防止機能に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 燃料バスケット又はケースの設計及び燃料バスケット又はケースを収容する予定の貯蔵タンク又はサイロの設計は、燃料の収容、貯蔵及び回収過程においてその予定する未臨界状態を維持することを確実に保証するものでなければならない。(3.2.1.1)
- ・ 使用済燃料乾式貯蔵施設の設計は、内部又は外部事象に起因して生じる減速材の再分布又は導入が及ぼし得る影響を考慮するものでなければならない。これら条件下において亜臨界状態を維持できない場合は、亜臨界状態を維持できない原因を集中的に分析しなければならない。この場合には、サイトの条件を更に掘り下げて具体的に検討し、貯蔵される燃料が外界環境と有効に隔離されることを分析かつ(又は)証明することで、それが亜臨界状態を維持することを確実に保証する必要がある。(3.2.1.2)

d. 除熱機能

除熱機能に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 貯蔵施設の設計は、燃料貯蔵温度の管理と保持構造材の完全性を維持するために規定される設計に関する各種要求事項を満たすよう、周辺環境への余熱の移動を確実に保証するものでなければならない。(3.2.4.1)
- ・ 貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室の設計は、貯蔵タンク、サイロ又は貯蔵室の構造及びその所在位置が十分に放熱し得るようになるものでなければならない。また設計は不利な

気象条件下において有効な冷却を維持する措置を考慮するものでなければならない。

(3.2.4.2)

- ・ 貯蔵タンク、サイロ及び貯蔵室内の貯蔵燃料を冷却するための冷却系統は、自然対流、伝導及び放射熱伝達に依存する系統のように、可能な限り受動的系統を採用し、かつその必要なメンテナンスが最小限となるものでなければならない。強制循環冷却系統を採用する場合は、国の原子力の安全を管轄する部門の要求事項全てを十分に満たし得ることを検証しなければならない。(3.2.4.3)

3) 放射線管理及び環境安全

放射線管理及び環境安全に関する主な要件は、HAD301-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 非密封乾式貯蔵施設の設計は、表面流水を適切に収集、モニタリング及び処理する措置を提供するものでなければならない。(3.2.2.9)
- ・ 潜在する核種の放出を制限するために、換気系統を設計しなければならない。(4.2.1)
- ・ 場所のモニタリングには、放射線量率、大気中における放射性物質の活量及び表面汚染に対するモニタリングを含めることができるものとする。規制エリアには、放射線量率に関わる情報を提供するために、固定式連続モニタリング装置を設置しなければならない。これら装置は、エリア毎の警報機能及び明瞭な表示読取機能を有し、かつ見込まれる線量レベルをカバーする測定範囲を備えるものでなければならない。(4.8.1)
- ・ 使用済燃料貯蔵エリアにおいては、モニタリング用の携帯式又は移動式の線量率計を提供しなければならない。作業員が明らかな汚染に晒され得る場所の出口には、作業員の外部汚染を検出するために、固定式又は携帯式の計器を設置しなければならない。場所又は個人用のモニタリング機器は、固定式であるか、または携帯式であるかを問わず、全て国の関連標準の要求事項に適合するものでなければならない。(4.8.2)

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

- ・ 燃料及びその収容バリアの完全性を保護するために必要な雰囲気環境を実現し維持できるように、燃料を十分に乾燥させなければならない。(3.2.5.4)

なお、使用済燃料の操作と移動設備及び系統の中には、破損した燃料又は容器を安全に操作するための設備も要求されている(2.9.1)。また、貯蔵容器からの燃料の回収についても言及されている。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

- ・ 使用済燃料を貯蔵施設に移動させる設備につき、その設計は、設備が運転状態及び事故状況の影響に耐え得ることを確実に保証するものでなければならない。想定外の落下事故が発生した場合には、作業員又は国民の受容不能な放射線被曝を防止するため、如何

なる状況であっても設備が燃料タンクの収容物又は遮蔽体を破損するものであってはならない。更に想定外の落下が、燃料の回収を妨げるものであってはならず、また燃料ユニット又は貯蔵施設を明らかに損傷させるものであってはならない。(2.9.5)

c. 火災・爆発に対する考慮

- ・ 通気系統は、可燃性又は爆発性ガス（放射線分解によって生成される H₂ 等）の蓄積を制御し得るものでなければならない。また外界から危険性を有するガスを吸引する可能性を考慮するものでなければならない。(4.2.2)
- ・ 燃料の操作及び貯蔵エリアの設計は、「原子力発電所の防火」の要求事項を満たすものでなければならない。防火系統の設計は、火災によって使用済燃料貯蔵エリア、使用済燃料操作系統及び補助系統の安全機能に及ぼす損傷を制御することをその目的とするものでなければならない。(4.5.1)
- ・ 防火系統は適切な容量と能力を備えるものでなければならない。(4.5.2)
- ・ 燃料貯蔵及び操作エリア内の可燃性物質（可燃性の包装材料、可燃性材料を付帯する配管系統等）の規制と管理を特に重視しなければならない。使用済燃料貯蔵エリアの設計は、消化活動に起因する突発的な臨界が生じないことを確実に保証するものでなければならない。(4.5.3)

d. 電源喪失に対する考慮

- ・ 通常電源の喪失が使用済燃料貯蔵施設の安全状況、物理的保護又は核原料管理設備の運転に対して悪影響を及ぼす場合は、設計において非常用電源を提供しなければならない。(4.1.1)

e. 共用に対する考慮

設備の共用に関しては、以下の通り定められている。

- ・ 次に掲げる条件を満たすという前提において、貯蔵施設は、他の施設と公共サービスシステム（電力系統、配水管網、道路等）を共用できるものとする。(2.10.8)
 - a. これら共用が、新・旧施設内の事故又は故障の確率又は潜在する影響を著しく増加させるものであってはならない。
 - b. 貯蔵施設と既存の核施設及びその付属設備と装置が相互に干渉することに起因する潜在的な影響（サイト内に生じる飛翔体の影響、建築物の気流に対する影響）を適切に考慮し、かつ適切な設計マージンを残しておかなければならない。
 - c. これらの共用を国の原子力安全を管轄する部門が容認し得ること。
- ・ 通常、貯蔵施設の安全系統と安全関連系統を同一サイト内のその他施設の系統と共用してはならない。特段の事情のある場合は、十分な安全性分析に基づき、施設の耐用期間の違いに対する考察と検討を経て、何等かの系統の共用が適切であると証明された場合に限り、これら系統の共用を容認できるものとする。(2.10.9)
- ・ 使用済燃料貯蔵施設を原子力発電所サイトのエリア内に建設する場合は、「原子力発電

所の耐震設計及び評定」の 2.2.1~2.2.3 段及び「原子力発電所の設計に関連する外部人為的事象」の第 2 章に提示される、外部事象設計基準を評価するためのガイドラインを採用しなければならない。(2.10.10)

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

考慮する外部事象には、自然現象（地震、洪水、風、雨、雪、氷及び雷電）と人為的事象（航空機の墜落及び爆発等）を含めなければならないとされている。(2.10.5)

g. 事故時に対する考慮

通信連絡手段については、施設の運転時及び緊急時における必要性を満たすため、十分な通信手段を提供しなければならないとされている。(4.3)

h. 検査、修理等に対する考慮

貯蔵施設の検査・メンテナンスについては、モニタリングが不要であることが証明されている場合を除き、貯蔵される燃料の完全性に対するモニタリングを行わなければならないとされている。(6.2)

参考文献

- [6] The People's Republic of China Fourth National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management Prepared for the Sixth Review Meeting
https://www.iaea.org/sites/default/files/national_report_of_china_for_the_6th_review_meeting_-_english.pdf
- [7] HAF301 「民生用核燃料サイクル施設の安全規定」
- [8] HAD301-02 「使用済燃料の貯蔵施設の設計」
- [9] EJ1186-2005 「放射性廃棄物の廃棄体及び廃棄物パッケージの特性調査」

1.1.4 ハンガリー

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[10]

ハンガリーには、運転中の原子炉が 4 基あり、建設中の原子炉、恒久停止となった原子炉はない。

使用済燃料は再処理せずに国内で直接地層処分する方針で、実施主体である放射性廃棄物管理公共非営利企業（RHK Kft : Public Limited Company for Radioactive Waste Management）を中心に準備が進められている。

使用済燃料の乾式貯蔵は、Paks 発電所（VVER-440）サイト内において、GEC Alsthom 社によるボルト方式の MVDS (Modular Vault Dry Store) が採用されている。同施設は、燃料集合体 450 体を貯蔵可能な 16 個のモジュールと 527 体を貯蔵可能な 4 個のモジュールから構成される。

燃料集合体は、燃料貯蔵管（FST : Fuel Storage Tube）（右図）に収納され、ボルトモジュール内に垂直に貯蔵される（左図）。FST は、トップリング、本体、ベースの 3 要素から成り、炭素鋼で構成され、表面はアルミニウム溶射コーティングが施されている。また、FST 内は窒素により不活性化されており、FST 外側を流れる空気流によって崩壊熱が除去される構造となっている。

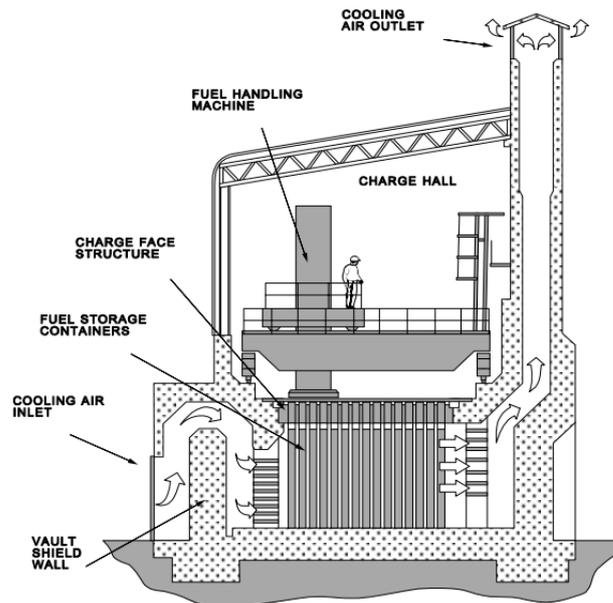


FIG. 1. Cross section view through Modular Vault Dry Store.

図 1.1-6 MVDS 貯蔵方式

出所) Storage of Spent Fuel from Power Reactors Proceedings of an International Conference, Vienna, Austria, 2-6 June 2003[11]

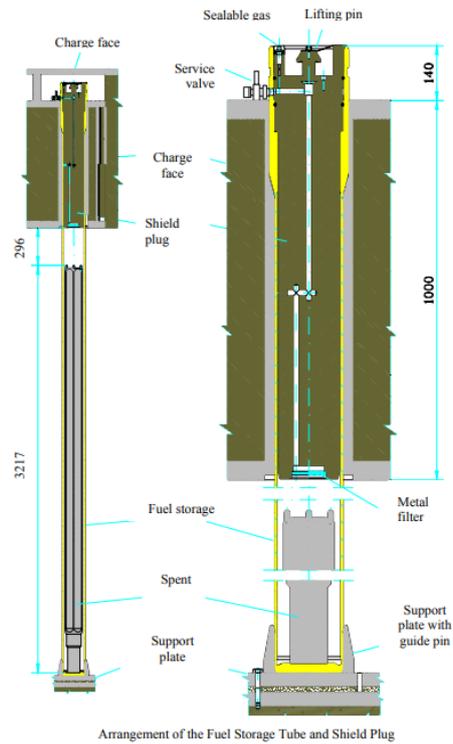


図 1.1-7 燃料貯蔵管 (FST : Fuel Storage Tube)

出所) STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL IN MVDS OF PAKS NPP[12]

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

ハンガリーにおける一般的な法令の階層構造と、原子力規制の対応を図に示す。ハンガリーでは、1996 原子力法 (Act CXVI of 1996 on Atomic Energy) の下、ハンガリー原子力庁 (HAEA : Hungarian Atomic Energy Authority) が、原子力利用に関する規制を行っている。

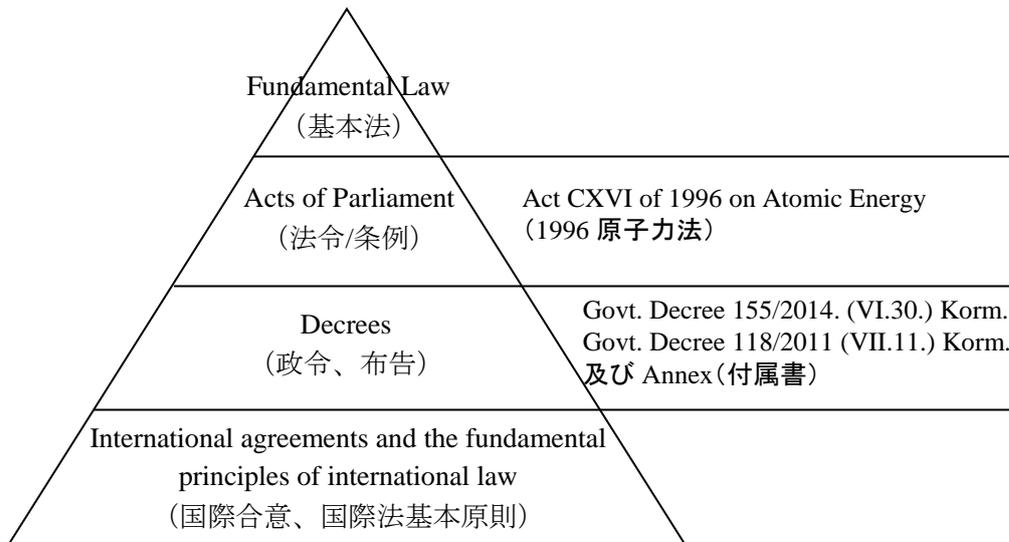


図 1.1-8 ハンガリーにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応
出所) European-justice Web サイトを参考に作成
https://e-justice.europa.eu/content_member_state_law-6-hu-en.do

使用済燃料の乾式貯蔵に関連する政令としては、政令 118/2011「原子力施設の原子力安全要件および関連する規制活動に関する政令」(on the nuclear safety requirements of nuclear facilities and the related regulatory activities)があり、同政令の附属書 No.6「使用済核燃料の中間貯蔵」がある。政令 118/2011 附属書 No.6 は、使用済核燃料の乾式中間貯蔵を提供する原子力施設の設計と運転に関連する原子力安全要件を定めることを目的としている。また、放射性廃棄物に関連する政令としては、政令 155/2014「放射性廃棄物の中間貯蔵または最終処分施設の安全要件および対応する当局の活動に関する政令」(on the safety requirements for facilities ensuring interim storage or final disposal of radioactive wastes and the corresponding authority activities)があり、同政令の附属書 No.2「貯蔵及び処分施設の設計・建設・運転、処分施設の閉鎖及び制度的管理」がある。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、政令 118/2011 附属書 No.6[14]及び政令 155/2014 附属書 No.2[16]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

中間貯蔵施設の建設のための要件として、以下の事項が要求されている。

- ・ 中間貯蔵施設の設計は、設計基準地震によって引き起こされたいかなる変位も、原子力安全上重要なシステムまたは構成要素への損傷を引き起こさないことを確実にしなければならない。(6.2.2.0900)

また、安全解析において考慮すべき事象として、以下が挙げられている。(6.2.8.1100)

- ・ 貯蔵施設の敷地またはその環境に関連する事象
- ・ 故意または故意でない現場または現場外の人間による活動の結果として生じる事象
- ・ 原子力施設の運転から生じる事象

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

密封機能については、主に以下の事項を要求している。

- ・ 複数の物理的障壁を設けることで、深層防護の原則に準拠しなければならない。密封の障壁として、燃料マトリックス、使用済燃料の被覆管、燃料貯蔵管および容器などの中間貯蔵施設の貯蔵ユニットの構造、ならびに建物構造を考慮に入れることができる。
(6.2.1.2400)
- ・ 何らかの事象が発生した場合、放出防止を目的とした物理的障壁のうち、少なくとも1つは喪失しない状態を維持するか、または各障壁が損傷した場合、放射線防護の目的を果たしていることが示されなければならない。(6.2.8.1600)

b. 遮へい機能

遮へい機能については、上記で示した密封機能の要件が該当すると考えられる。

c. 臨界防止機能

中間貯蔵施設については、118/2011 附属書 6 の中で、主に以下の事項を要求している。

- ・ 通常運転時、予め想定される事象及び設計基準事故において、燃料の製造・装荷時の公差、計算上の不確かさ、貯蔵システムの材料構成によって生じる変動を考慮しても、未臨界を維持できること ($k_{eff} \leq 0.95$)。(6.2.1.2300、6.2.2.0100)
- ・ 中間貯蔵施設を構成する要素を計画外に移動すること、誤って配置または取り外すことが無い設計とすること。(6.2.2.0200)

d. 除熱機能

中間貯蔵施設については、118/2011 附属書 6 の中で、主に以下の事項を要求している。

- ・ 貯蔵期間中のあらゆる気象条件下において、通常運転時、予め想定される事象及び設計基準事故あるいは作動中設備の単一故障が発生した場合でも、使用済燃料を冷却可能な静的除熱システムを備えなければならない。(6.2.2.0300、6.2.2.0400)
- ・ また、熱伝達条件が劣化しても適切な除熱が行えるよう、計算手法やデータの不確実性も考慮して熱的マージンを決定しなければならない。(6.2.2.0500)

3) 放射線管理及び環境安全

敷地内に滞在している人への放射線被ばく、環境に放出される放射性物質の量、および公衆の過度の被ばくを、規制値以下に保つこと、合理的に達成可能な限り低く保つことを要求するとともに、以下の放射線防護活動を要求している。(6.3.5.0600)

- ・ 業務活動に対する放射線防護支援
- ・ 放射線被ばくを伴う活動の計画とその計画に従った実施
- ・ 中間貯蔵施設の敷地内従事者の放射線防護モニタリング
- ・ 集団、土壌、地表水および地下水に対する放射線放出による影響の分析を含む、原子力施設および特定の環境における放射線モニタリング
- ・ 放射性排出物の継続的かつ信頼性のあるモニタリング
- ・ 放射線防護の要求事項および規格への準拠
- ・ 放射線防護活動の文書化、検証及び監督

また、原子力安全及び放射線防護の観点を遵守し、以下の放射性廃棄物管理活動を行うことを要求している。(6.3.6.0200)

- ・ 放射性廃棄物発生の検査
- ・ 放射性廃棄物の収集、分類および貯蔵
- ・ 放射性廃棄物の認定
- ・ 放射性廃棄物の輸送
- ・ 放射性廃棄物管理に関連する活動の文書化、検証および監督

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

- ・ 燃料集合体の貯蔵が不活性ガス媒体中で行われる場合には、ガス環境を監視し、必要に応じて構成する。(6.2.2.1100)
- ・ 保護ガスで満たされた密閉された貯蔵管内に蓄積する過圧は、燃料集合体の損傷を回避するような方法で控えめに決定されなければならない。(6.2.2.1300)

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

- ・ 中間貯蔵施設で燃料要素の移動が必要になった場合、燃料が落下しないように対策を講じなければならない。区画、設備及び建築構造物の適切な設計は、貯蔵又は輸送構造物への配置を妨げる変形をもたらすであろう程度まで燃料要素が事故によって損傷されないことを確実にしなければならない。(6.2.2.1700)

c. 火災・爆発に対する考慮

火災防護については、核燃料サイクル施設に対する要求として、以下が示されている。

(2.3.19.0200)

- ・ 防火
- ・ できるだけ早く火災を検知し、被害を低減するために消火活動を開始すること
- ・ 安全機能の操作性への悪影響や技術的障壁の損傷を最小限に抑えるために、火災の伝播を防止すること

さらに、火災を防止するために、施設内の可燃性物質の量と、安全上重要なシステム、構造および構成要素に影響を与える可能性のある可燃性物質の量を最小限に抑えることも要求されている。(2.3.19.0300)

また、水素の発生を制限し、可燃性ガス濃度の蓄積を防止するための対策を講じなければならないことも要求されている。(6.2.2.2200)

d. 電源喪失に対する考慮

- ・ 計装及び制御装置、通信連絡用の警報及び機器は、電源喪失時にも電力が供給されなければならない。(6.2.4.0500)
- ・ 電力供給システムは、外部交流電源喪失に至った場合でも、許容できない結果をもたらさないようにしなければならない。(6.2.5.0300)

e. 共用に対する考慮

- ・ 原子力発電所と共通または隣接する敷地内に位置する中間貯蔵施設については、中間貯蔵施設と発電所との相互作用を考慮しなければならない。(6.2.1.7600)

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

立地条件に示した以上の情報は含まれていなかった。

g. 事故時に対する考慮

- ・ 制御及び計装システムの一部は、事故時の貯蔵施設の状態に関する緊急時対応の意思決定のための情報を提供できなければならない。(6.2.4.0400)

また、緊急時対応センターの設置、外部組織とのコミュニケーションのために十分な計装等を利用可能とすること(6.2.9.0200)、現場にいる全ての人々に警報を発することができる現場警報システムを運用すること、労働安全、放射線防護、防火および産業安全の要求事項に準拠した救助ルートを指定すること(6.2.9.0400)が要求されている。

h. 検査、修理等に対する考慮

使用中の検査や試験によって潜在的な故障を検出できること、およびこれらの故障を管理できることを実証しなければならない。(6.2.1.3000)

参考文献

- [10] NATIONAL REPORT Sixth Report prepared within the framework of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management
- [11] "Storage of Spent Fuel from Power Reactors Proceedings of an International Conference", Vienna, Austria, 2–6 June 2003
https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_020c/PDF/CSP-20_Part_1.pdf
- [12] Zoltán Huszák, János Bencze, "STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL IN MVDS OF PAKS NPP", 2004
<http://www.dysnai.org/Reports/2000-2004/2004/3.pdf>
- [13] ハンガリー原子力庁 政令 118/2011「原子力施設の原子力安全要件および関連する規制活動に関する政令」
- [14] ハンガリー原子力庁 政令 118/2011 附属書 No.6 「使用済核燃料の中間貯蔵」
- [15] ハンガリー原子力庁 政令 155/2014「放射性廃棄物の中間貯蔵または最終処分施設の安全要件および対応する当局の活動に関する政令」
- [16] ハンガリー原子力庁 政令 155/2014 附属書 No.2 「貯蔵及び処分施設の設計・建設・運転、処分施設の閉鎖及び制度的管理」

1.1.5 韓国

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[17]

韓国には、運転中の原子炉が 24 基あり、建設中の原子炉は 5 基、恒久停止となった原子炉は 1 基ある。

使用済燃料の管理については、再処理は実施せず、将来的に直接処分（地層処分）することが検討されている。産業通商資源部（MOTIE: Ministry of Trade, industry and Energy）は、民間の諮問機関「使用済燃料公論化委員会」から提出された「使用済燃料管理勧告」（2015 年 6 月）を踏まえ、高レベル放射性廃棄物（使用済燃料）管理に関する基本方針を示した「高レベル放射性廃棄物管理基本計画」（2016 年 7 月）を策定している。同計画では、2051 年に使用済燃料の処分施設の操業を開始するとしている。

乾式貯蔵施設は、月城（Wolsong）発電所（CANDU 炉）サイト内において、AECL コンクリートキャニスタ（サイロ）、AECL MACSTOR/KN-400 が採用されている。貯蔵方式の概要については、1.1.2 カナダと同様であるが、MACSTOR/KN-400 は燃料集合体の貯蔵能力が 24,000 体に増強されている。

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

韓国における原子力規制の階層構造を下図に示す。原子力安全法の下、大統領令として同法の施行令、原子力安全委員会規則として施行規則が制定されている。さらに、下位により具体的な技術基準や告示、法的拘束力のない規制基準や指針が存在している。

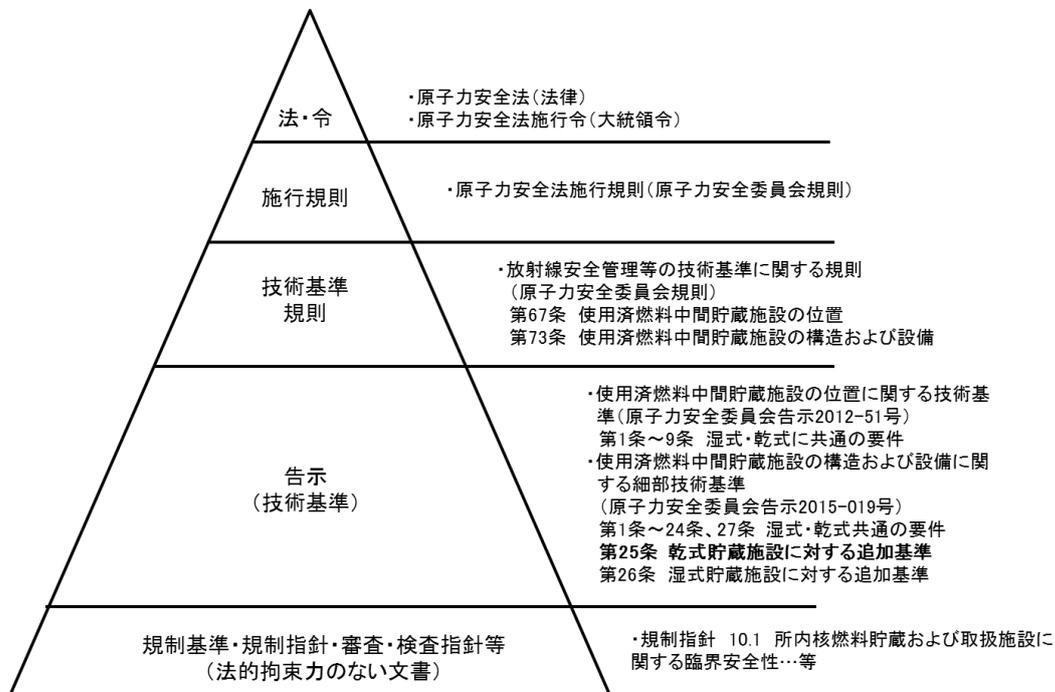


図 1.1-9 韓国における一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応

出所) 株式会社三菱総合研究所「平成 27 年度 使用済燃料貯蔵に係る海外動向調査」2016 年 3 月

使用済燃料中間貯蔵施設の位置、構造に関する技術基準としては、「原子炉施設等の技術基準に関する規則」や「放射線安全管理などの技術基準に関する規則」がある。これらの中で、以下の告示にてより詳細な基準が定められている。

・ 告示

- 第 2017-58 号（廃棄物 05）使用済核燃料中間貯蔵施設の位置に関する技術基準
- 第 2015-19 号（廃棄物 25）使用済核燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準
- 第 2017-73 号（廃棄物 26）使用済核燃料中間貯蔵施設の安全性分析レポートの作成のガイドライン

また、法的拘束力はないものの、さらに下位の文書である規制基準、指針にも、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理に関する技術的な基準が定められている。

・ 規制基準

- 第 4 章構造設計
- 第 10 章補助施設
- 第 12 章放射性廃棄物系

・ 指針

- 4.22 使用済核燃料貯蔵施設の設計
- 4.25 使用済核燃料貯蔵の構造設計
- 10.1 所内燃料の貯蔵及び取扱施設の臨界安全性

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、第 2017-58 号「使用済核燃料中間貯蔵施設の位置に関する技術基準」[18]及び第 2015-19 号「使用済核燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準」[19]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

立地条件に関する主な要件は、第 2017-58 号「使用済核燃料中間貯蔵施設の位置に関する技術基準」の中で、以下の通り定められている。

第 3 条 地質及び地質学的特性

1. 中間貯蔵施設を中心とした半径 8km 以内に活動性断層が無いこと
2. 中間貯蔵施設は、歴史的に、地震発生頻度、規模、および震度が比較的低いか、またはそのように予想される地域に位置すること
3. 中間貯蔵施設は、噴火、浸食、沈降、隆起、風化作用、地滑り、液状化作用など地殻変動により当該施設への影響がないと判断される場所に位置すること
4. 中間貯蔵施設の構成要素は、可能な限り均質基盤岩に位置すること。均質基盤岩ではない場合、工学的な方法で施設への影響がないことを証明すること。

第4条

- 1.中間貯蔵施設の敷地は、航空機の墜落と関連して、隣接する飛行場、航空関連情報を調査・評価した後、航空機の墜落事故による影響を評価して、その設備と安全運転に影響がないと判断されたところでなければならない。
- 2.中間貯蔵施設は、敷地周辺産業・軍事施設と関連する活動により、その施設及び安全運転への影響がないと判断される場所の位置なければならない。
- 3.中間貯蔵施設は、可能な限りガス、石油、爆発物などの危険物により当該施設と安全運転への影響がないと判断される場所の位置なければならない。

第5条（拡散と希釈）

大気拡散と希釈条件は、中間貯蔵施設の敷地を代表することができる1つ以上の地点で一定期間の気象特性を調査、評価して、その施設から放射性物質が大気中に放出される場合、その拡散と希釈が容易な場所でなければならない。

第6条（自然現象）

中間貯蔵施設の敷地及びその周辺地域の次の各号の事項を調査、評価した後、自然現象により重大事故の発生原因がないと判断される場所の位置なければならない。

- 1.降雨、降雪や落雷などの自然現象に関する過去の発生記録とそれによる影響
- 2.津波、竜巻、風、津波や台風などの自然現象に関する過去の発生記録とそれによる影響

第7条（河川氾濫）

河川氾濫の影響要件は、中間貯蔵施設が低水位やダムの損失と雨水やその他の人為的な事故による内水面氾濫時予想最大洪水水位よりも上部に位置しなければならない。

第8条（数文学特性）

- 1.中間貯蔵施設の近くには、地下の帯水層に流入可能な地表水体できるだけ分布してはならない。
- 2.中間貯蔵施設周辺の地下水位は海水作用、断層作用などの自然現象による変動と季節的な変動が大きくなるならない。
- 3.中間貯蔵施設は、地表水と地下水の水文学の特性を調査・評価し、周辺の修理地質環境に障害がないところ位置しなければならない。

また、第2015-19号「使用済核燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準」の中で、以下の通り定められている。

第9条（基礎地盤等）

- ①中間貯蔵施設の基礎地盤および隣接斜面は、動的および静的設計荷重に対して安定性を維持することができなければならない。
- ②軟弱地盤や斜面の不安定などにより、重要な安全設備の機能に影響を与える可能性がある場合には、基礎地盤と斜面を補強するなどの適切な措置を講じなければならない。

第10条（外的要因に関する検討）

①重要な安全装置は、次の各号の影響により、その安全機能が損なわれないように設計しなければならない。

- 1.津波、竜巻、台風、洪水、大雪、大雨や地震などの予測可能な自然現象とそれによる影響
- 2.火災、爆発、振動や航空機衝突などを含む予想可能な外部人為事件とそれによる影響

②第1項の規定による設計では、次の各号の事項を考慮しなければならない。

- 1.中間貯蔵施設の敷地と周辺地域での自然現象に関する過去の記録の中で最も深刻な自然現象
- 2.中間貯蔵施設の敷地と周辺地域で予想可能な外部人為事件
- 3.現地調査などを通じて収集された資料

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

第12条（格納）

①使用済み核燃料の被覆管は、中間貯蔵施設の寿命期間中に破損していない健全性を維持できるように劣化（劣化）現象から保護されるべきである。

②中間貯蔵施設の格納系統は、放射性物質が非計画的にまたは制御されていない状態で、外部に流出しないように、次の各号の基準に適合するように設計しなければならない。

- 1.複数の障壁を利用して、放射性物質の流出を防止すること
- 2.気体相放射性物質の格納を保証するために必要な場合には、給気と排気系統を備えること
- 3.すべての格納系統には使用済み核燃料が安全な保存状態で維持されていることを確認できる監視機能を備えること

第25条（乾式貯蔵施設の追加基準）第3項（格納）

3.格納に関連して、次の各目の基準を適用すること

ア 放射性物質が流出しないように障壁を密封すること

イ 乾式貯蔵設備の格納機能が適切に維持されることを監視すること

ウ 破損し使用済み核燃料を安全に取り扱うことができる設備を備えること

b. 遮へい機能

第5条（放射線遮蔽および保護設計）

1.使用済み核燃料の保存区域には、燃焼度が最大に達し、冷却期間が最小である使用済み核燃料が最大限に保存されており、運搬容器取扱いエリアには、可能な限り装填された運搬容器が最大に置かれていると仮定すること

2.放射線遮蔽体に貫通部がある場合には、ガンマ線と中性子線によって局所的に高線量を形成しないようにすること

3.燃料構成材料の中性子放射化と放射化生成物の浸漬による放射線学的影響を考慮し、中間貯蔵施設は、通常運転、予想運転とも及び設計基準事故による予想放射線の影響が次の各号の基準値以下に維持されるように設計しなければならない。

第 25 条（乾式貯蔵施設の追加基準）第 4 項（放射線防護）

- ア 使用済核燃料取扱過程で表示されることが期待されているスカイシャインと反射される放射線を制限することができる方法を用意すること
- イ 格納機能または遮蔽機能の損傷を検出するため、ガンマ線と中性子線を監視することができる設備を備えること
- ウ 気体放射性物質が発生、蓄積される可能性がある乾式貯蔵区域は、負圧状態に維持し、汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場合は、十分な換気装置を設置すること

c. 臨界防止機能

第 7 条（臨界安全）

1. 臨界安全性の評価では、初期濃縮度の変化を適切にモデル化し、燃料関連データ（設計、製作、核資料など）の不確実性を考慮すること
2. 中間貯蔵施設で同時に貯蔵、取扱、運搬することができる使用済核燃料の最大量を想定して、臨界安全性を評価すること
3. 安全な幾何学的配列および配置によって未臨界を維持すること。ただし、幾何学的配列および配置のみで未臨界維持が困難な場合は、さらに、固定式中性子吸収体の使用や燃焼度クレジットを適用して未臨界を維持すること

また、同条第 4、5 項では、複数の貯蔵設備による臨界安全への影響の考慮、臨界監視系統（視覚及び聴覚警報装置）の設置も要求している。

第 25 条（乾式貯蔵施設の追加基準）第 1 項（臨界安全）

- ア 貯蔵施設内雨水などの異物が侵入しないように接合部位を効果的に密封して貯蔵施設の外部に排水路や排水口を設置すること
- イ 貯蔵施設の中に故人の水を必要に応じて外部に排出するための排水口を備えること
- ウ 貯蔵施設の構造物にライナが装着されている場合には、ライナと構造物との間に水が溜まることを防止すること

d. 除熱機能

第 8 条（崩壊熱除去）

1. 除熱系統は、中間貯蔵施設では、受取・貯蔵する使用済核燃料について、照射後冷却期間が最小であることを考慮し、最大数を保存した場合でも、発生する熱を十分に除去すること
2. 除熱系統は経年劣化現象を考慮して、十分な裕度の熱除去能力を確保すること
3. 使用済核燃料と重要な安全設備は、中間貯蔵施設の設計に考慮された基準温度を超えないこと
4. 安全機能を有する受動的除熱系統は、設計基準事故条件下でも健全性を維持できること

第 25 条（乾式貯蔵施設の追加基準）第 2 項（崩壊熱除去）

- ア 熱除去系は、自然対流冷却方式で崩壊熱を適切に除去できる能力を有すること
- イ 自然滞留冷却方式だけで崩壊熱除去が困難な場合、さらに、十分な信頼性が確保された強制対流冷却方式の除熱系統を備えること

3) 放射線管理及び環境安全

第 13 条（放射線防護設備）

- 1.放射線作業従事者が放射線管理区域に出入りすることを管理可能な管理設備を備えること
- 2.放射線作業従事者の保護のため、放射線レベルを下げる必要がある場所に遮蔽設備を備えること
- 3.通常時、異常時、設計基準事故時に、放射線レベルと放射性物質の流出を監視し、その情報を制御室及びその他必要とする場所に提供する設備を備えること
- 4.放射性汚染の恐れがある壁及び床等の表面は、容易に汚染除去できるように不浸透性、平坦性を確保すること
- 5.人や設備が放射性物質で汚染された場合、汚染を除去するための適切な除染設備を備えること
- 6.汚染された空気を換気し、空気中の放射性物質の濃度を制限するために、適切な濾過能力を持った換気装置を備えること。汚染された空気は、放射能汚染が低いエリアから高いエリアに放出し、放射性汚染区域は、外部よりも低い圧力を維持して汚染物質が漏洩、逆流しないようにすること

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

第 25 条（乾式貯蔵施設の追加基準）第 2 項（崩壊熱除去）

- ウ 内部に不活性ガスを注入する乾式貯蔵容器の場合、寿命期間中に不活性ガスが適切に維持されること

なお、設計の基本要件として、必要に応じて保存された使用済核燃料を安全に回収すること（第 4 条第 3 項）、処理施設には破損燃料を取り扱うための機器を設けること（第 6 条第 2 項）が要求されている。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

使用済燃料の取扱・移送に必要な機器、引き揚げに必要な機器（クレーン等）、輸送・運搬に必要な機器等について、主に以下の事項を要求している。

第 6 条（処理装置）第 2 項

3. 装置が意図せず外れることを防止するための安全装置を備えること
4. 移送と引き揚げ速度の制限ができること

5. 電源が喪失した場合でも、使用済核燃料の落下防止機能を有すること
6. 使用済核燃料や他の機器への損傷を与えない構造であること
7. 危険や不適切な運転状態を防止するための連動機能または物理的な安全機能を備えること

c. 火災・爆発に対する考慮

第 11 条（火災防護）

①重要な安全装置は、火災及び爆発とそれによる影響によって安全機能が損なわれないように、次の各号の要件に応じて設計しなければならない。

1. 中間貯蔵施設のいずれかの区画で火災が発生した場合、関連設備の臨界安全性、崩壊熱除去、放射線遮へい、放射性物質の密封能力、構造健全性に著しい支障を及ぼさないこと
2. 中間貯蔵施設では、可能な限り不燃性又は耐火及び耐熱材料を使用すること。火災が発生しても、重要な安全設備への悪影響を最小限に抑えることができよう、設備の安全重要度に応じて適切な能力を持つ、火災検出および消火システムを設置すること
3. 消火システムの故障・損傷または誤作動時においても、重要な安全設備の安全機能が著しく低下しないようにすること
4. 火災発生時の対応措置により臨界が誘発されないこと
5. 中間貯蔵施設には、可燃性及び爆発性物質の保管設備を可能な限り置かないこと

d. 電源喪失に対する考慮

第 18 条（緊急電源）

中間貯蔵施設には、外部電源喪失や設計基準事故等の非常時にも運転上の安全確保に必要な装置の機能を維持できるように、内燃機関を動力源とする発電設備または同等の機能を持つ十分な容量の独立した非常用電源を設置しなければならない。

e. 共用に対する考慮

第 22 条（設備の共有制限）

中間貯蔵施設は、重要な安全設備を他の原子力利用施設と共有してはならない。ただし、共有しても、各施設の安全性が低下しないことが証明された場合には、この限りでない。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

地震、地震以外の自然現象に対するに該当する情報は、立地条件に記載した要件に含まれる。

g. 事故時に対する考慮

第 14 条（警報装置等）

① 次の自動警報装置を持つこと。

1. 機器の機能喪失、誤操作による施設操業に顕著な支障をもたらす場合

2.排気口、排水口からの放射性物質放出濃度、又は管理区域内の空气中濃度、物質量が堅調に上昇する場合

②正常時、過度時、DBA 時安全上重要な主要系統、機器の作動状態を示す装置を置くこと、ただし DBA 時運転を維持する必要のない主要系統・機器は設計基準事故時の作動状況を示す装置がなくてもよい。

h. 検査、修理等に対する考慮

第 20 条（試験及び監視・検査及び保守）

①重要な安全装置は、寿命期間中の運転可能性を確保するため、試験、監視・検査、保守が可能なように設計さなければならない。

②試験、監視・検査、保守が必要とされる全ての構造物・系統・機器には、安全な試験、監視・検査、保守のためのアクセスおよびスペースを確保しなければならない。

③定期的な試験、監視・検査、保守ができない場合、または著しく制約を受ける機器は予想可能な故障に対処できるように設計さなければならない。

参考文献

[17] Korean Sixth National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management

[18] 原子力安全委員会告示第 2017-58 号（廃棄物 05）使用済核燃料中間貯蔵施設の位置に関する技術基準

[19] 原子力安全委員会告示第 2015-19 号（廃棄物 25）使用済核燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準

1.1.6 ロシア

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[20]

ロシアには、運転中の原子炉が 36 基あり、建設中の原子炉は 6 基、恒久停止となった原子炉は 7 基ある。

ロシアは、原則として、使用済燃料を再処理する方針を取っている。現状、一部の発電所から発生した使用済燃料は、商用プラント RT-1（マヤーク）において再処理され、回収ウランは RBMK（黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉）の燃料として再利用されている。再処理される使用済燃料以外は、発電所敷地内あるいは集中貯蔵施設において貯蔵される。2011 年 7 月に制定された放射性廃棄物管理法により、高レベル放射性固体廃棄物等は深地層処分されることが計画されている。

使用済燃料の乾式貯蔵は、MCC 貯蔵施設において、ボルト方式が採用されている。キャスクは複数のタイプがあり、RBMK-1000 使用済燃料は TUK-104、TUK-109、改良型 TUK-109T、VVER-440 使用済燃料は TUK-140、VVER-1000 使用済燃料は TUK-141 がそれぞれ採用されている。

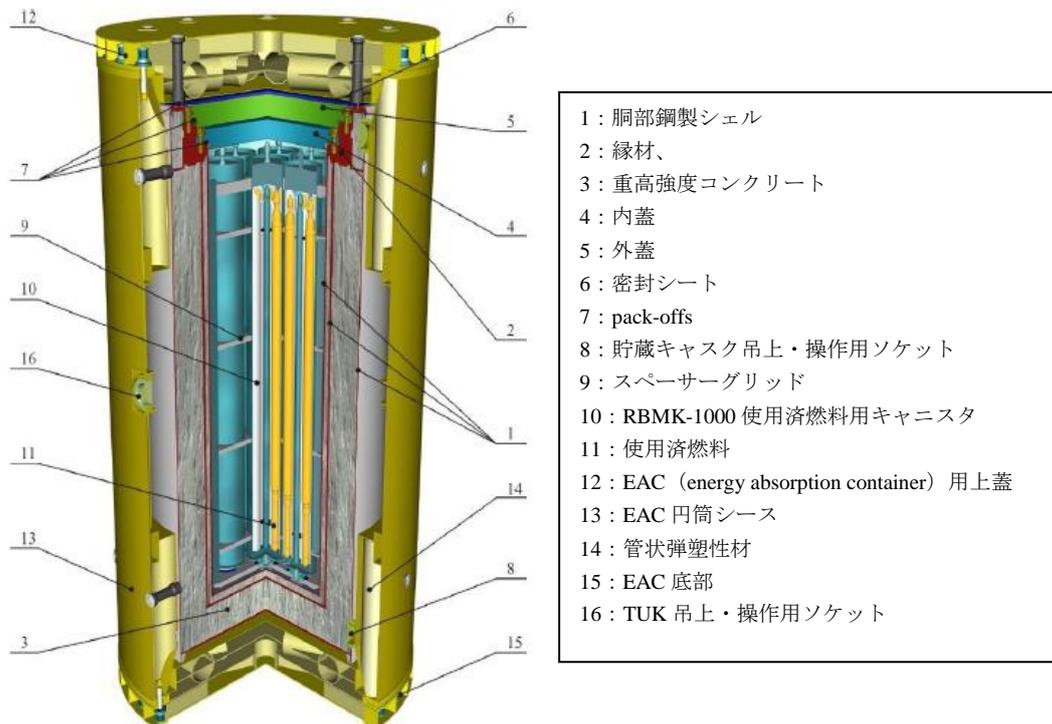


図 1.1-10 輸送貯蔵兼用金属-コンクリートキャスク TUK-109

出所) Tatiana Makarchuk, JSC FCNRS, "Experience of Cask Technology for SNF Management", International Conference on the Management of Spent Fuel in Nuclear Power Reactors IAEA Vienna, Austria, 15-19 June 2015 [21]

※凡例は弊社追記

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

ロシアにおける一般的な法令の階層構造と、原子力規制の対応を図に示す。ロシアでは、原子力利用に関する連邦法（FEDERAL LAW NO. 170-FZ OF NOVEMBER 21, 1995 ON ATOMIC ENERGY USE）の下、連邦環境・技術及び原子力監督局（ROSTECHNADZOR）が、原子力利用に関する規制を行っている。

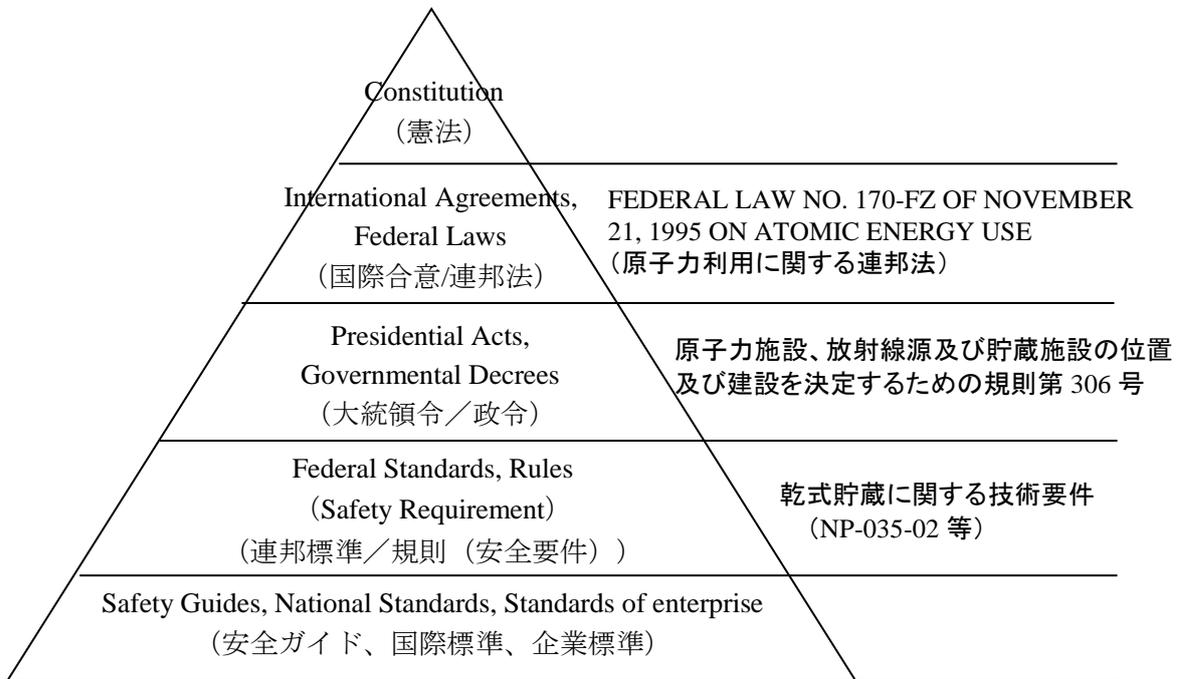


図 1.1-11 ロシアにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応

出所) ROSTECHNADZOR Web サイトの情報に基づき作成

<http://en.gosnadzor.ru/>

乾式貯蔵に関連する主な規則（安全要件）としては、以下がある。

- ・ NP-016-05 「核燃料サイクル施設の一般安全規則」 [22]
使用済燃料貯蔵施設を含む核燃料サイクル施設のライフサイクル全般にわたる原子力安全及び放射線安全に係る原則が定められている。
- ・ NP-060-05 「核物質／放射性物質の貯蔵施設の敷地選定；基本的安全基準と要件」 [23]
使用済燃料貯蔵施設を含む核燃料サイクル施設の敷地選定に係る安全基準及び要件が定められている。
- ・ NP-061-05 「原子力施設における核燃料の貯蔵／輸送に関する安全規則」 [24]
使用済燃料を含む放射性廃棄物の貯蔵用に設計されたシステム（発電所敷地内外の貯蔵施設（湿式・乾式）、原子力研究設備、沿岸及び浮上式貯蔵施設）について、主要な工学的及び組織的要件が定められている。
- ・ NP-035-02 「使用済燃料乾式貯蔵施設の安全要件」 [25]
核燃料サイクル施設の乾式使用済燃料貯蔵施設の設計、建設、試運転、運転および廃止に係るより具体的な安全要件が定められている。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、NP-035-02「使用済燃料乾式貯蔵施設の安全要件」の中から、主な要件を示す。その他の文書については都度文書名を明示する。

1) 立地条件

- ・ 使用済み燃料乾式貯蔵施設を配置する場所を選択するときは、場所の特性を調査して、使用済み燃料乾式貯蔵施設の安全性、および公衆と環境に対する使用済み燃料乾式貯蔵施設の影響を評価する必要がある。ISFSFの区域に特有の自然現象、プロセス、および天然および人工起源の要因を考慮に入れて、安全な操業を確保することが可能であれば、その場所は乾式貯蔵施設の立地に適している。(4.1.1.)
- ・ 乾式貯蔵施設の立地のために選択された場所に特徴的な天然および人工起源の外的影響に対する、および(または)設計基準から生じる可能性のある内部影響に対する施設の安定性を正当化しなければならない。(4.1.4)

なお、考慮すべき設計基準事故として以下が定義されている。

- ・ 貯蔵場所に特有の外部自然現象による影響(洪水、竜巻等)。なお、地震現象を解析する際には、最大計算地震を考慮する必要がある。
- ・ 人為的な外部からの影響(近隣を通過する車両等によって起こり得る爆発、それによって発生する空気衝撃波)。
- ・ 電源喪失
- ・ 火災
- ・ 輸送中及び技術的な操作中の使用済燃料集合体、照射済燃料要素、密閉容器、輸送用梱包セットの落下
- ・ ヒューマンエラー
- ・ 施設内での可燃性混合物の形成
- ・ 使用済燃料管理システム用機器の故障
- ・ 使用済燃料冷却システムの故障

設計基準を超える事故については以下のとおりである。

- ・ 臨界
- ・ 使用済燃料貯蔵室への技術的装置と構造物の落下
- ・ 航空機落下事故

さらに、考慮すべき事項として以下が挙げられている。

- ・ 貯蔵区画内での使用済燃料集合体または照射済燃料要素の再配置、 k_{eff} の増加
- ・ 使用済燃料集合体および照射済燃料要素の幾何学的構成の変化、ならびに集合体中燃料要素の段差の変化

なお、地震については、NP-060-05「核物質／放射性物質の貯蔵施設の敷地選定；基本的安全基準と要件」により詳細に記述されている。

地震による損傷の防止に関連する要件としては、地震活動が MSK-64 (メドヴェーデフ・シュボンホイアー・カルニク震度階級) により、最大推定地震のマグニチュード 8 によって特徴付けられる敷地には核物質及び放射性物質貯蔵施設の建設は許可されていない。また、地震活動が MSK - 64 スケールに従ってマグニチュード 6-8 の MEE (Maximum Estimate Earthquake) の強度によって特徴付けられる敷地に核物質及び放射性物質貯蔵施設を建設することは望ましくないと規定されている。(NP-060-05)

2) 基本的安全機能

乾式貯蔵施設の設計では、腐食、クリープ、疲労、収縮、経年変化、放射線による変化、その他の起こり得るプロセスを含む、通常の動作中および設計基準事故中に乾式貯蔵施設および SNF の構造および構造材料で発生するプロセスを考慮に入れる必要がある。(4.1.23)

a. 密封機能

密封機能に関する具体的な要件は示されていないが、NP-061-05「原子力施設における核燃料の貯蔵／輸送に関する安全規則」の中で以下の通り定義されている。

乾式使用済核燃料貯蔵施設は、使用済核燃料を気体媒体（空気または不活性ガス）中に貯蔵することを目的とした貯蔵施設を意味するものとする。

また、NP-035-02 では、以下の通り示されている。

使用済核燃料乾式貯蔵施設は、電離放射線、核物質、放射性物質の環境への拡散に対する物理的障壁のシステムを持つべきである。物理的障壁システムには、少なくとも 2 つの障壁を含める必要があり、最初の障壁は密閉キャニスタ、2 番目の障壁は貯蔵容器である。物理的障壁の指定と数はプロジェクト毎に決定され、安全性サマリーレポートで正当化される。(3.3)

b. 遮へい機能

- ・ 換気システムは、室内空気環境が放射性物質で汚染されることを防ぎ、機器の通常動作に必要な条件を維持すること。(4.1.8)
- ・ プロセスエアフローシステムおよび室内空気への放射性ガスおよびエアロゾルの恒常的および定期的な流入の考えられる全ての原因を考慮する必要がある。運転中に発生する放射性ガスおよびエアロゾルを含む空気流は、定期点検用施設および作業員の常駐部屋、ならびに通常時及び設計基準事故時の排気ガス中の放射性物質が、原子力利用に係る連邦規則や規制の制限を確実に超えないようにするため、浄化されなければならない。(4.1.9)

c. 臨界防止機能

- ・ 火災が発生した場合、臨界に至る可能性を排除する対策を含める必要がある。(4.1.10)
- ・ 中間貯蔵施設の原子力安全は以下によって保証されなければならない(4.1.15)
 - 貯蔵区画内の密閉キャニスタと保管スロット位置の間隔を制限する
 - 密閉キャニスタの移動を制限するよう貯蔵区画設備が設計によって固定されていない場合、密閉キャニスタと貯蔵スロットの位置を管理する
 - 使用済燃料の取り扱い中に原子力安全に影響を与えるシステム(要素)のパラメータを管理する
- ・ 中性子の実効増倍率 k_{eff} は、通常運転条件下および設計基準事故中に 0.95 を超えてはならない。設計では、通常運転中および設計基準事故時の未臨界維持について、計算値または実験的 K_{eff} 値を提供する必要がある。使用済燃料の貯蔵および管理のためのシステムが、最大 k_{eff} となる条件を考慮して、原子力安全性分析を実施するべきである。(4.1.16)
- ・ 貯蔵施設の設計は、以下によって原子力安全を確保するべきである。(4.1.17)
 - 特定の格子間隔で使用済燃料を配置すること
 - 使用済燃料は、プロジェクトで想定されているサイトにのみ設置されること
 - 使用済燃料を処理する際、制御不能な機器の動作を排除すること
 - 使用済燃料貯蔵区画への中性子減速材料の侵入を除外すること

また、NP-061-05「原子力施設における核燃料の貯蔵／輸送に関する安全規則」の3.1～3.7でも同様の事項が要求されている。

d. 除熱機能

- ・ 強制循環および(または)自然対流による冷却方法を決定する必要がある。これにより、通常運転および設計基準事故時の使用済燃料温度が、設定された値を超えて上昇する可能性を除外すること。冷却方法は、空気による自然対流冷却が望ましい。(4.1.7)

3) 放射線管理及び環境安全

- ・ 中間貯蔵施設は、敷地内、衛生保護区域および監視区域において放射線監視を行うべきである。放射線モニタリングの範囲は、原子力利用に係る連邦規則および規制、衛生規制、規格および衛生基準の要件に従って確立されている。また、施設内区画の空气中放射性物質の含有量、施設からの排気量について、恒久的かつ定期的な管理システムを設けるべきである。(4.1.13)
- ・ 放射線モニタリングの範囲、方法および手段として、以下を講じるべきである。(4.1.14)
 - 労働者(職員)の被ばくレベルを管理すること
 - 貯蔵施設敷地内、設置場所、衛生保護区域および監視区域における放射線状況の変化を適時に検出すること
 - 労働者(要員)の強制的線量測定管理システム
 - 貯蔵施設の境界における輸送及び資材のための放射線監視システム

- 計量的に認証された手段及び測定方法
- 放射線状況が悪化した場合の音と光の信号伝達

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

損傷燃料の受け入れを許容しているかは、要件からは読み取ることができなかったが、損傷した燃料集合体および燃料要素の処理するための設備が要求されており（4.1.26）、施設内での回収は想定していると思われる。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

キャニスタ取扱等に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発については、以下の通り定められている。

- ・ 原子力利用に係る連邦基準、規制およびその他の規制文書の要件に従って、火災および爆発の安全性を規定する必要があります。（4.1.10）

さらに、NP-061-05「原子力施設における核燃料の貯蔵／輸送に関する安全規則」の中で、以下の通り定められている。

- ・ 核燃料貯蔵施設は自動化された可搬式の消火装置を備えていなければならない。中性子実効増倍率を増加させる可能性がある場合、消火装置を使用することは禁止されている。（2.2.2）

d. 電源喪失に対する考慮

- ・ 通常運転時、違反時、および完全な停電モードを含む設計基準事故の間、必要な制御システムに電源を供給する必要があります。（4.1.12）

e. 共用に対する考慮

共用に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

地震、地震以外の自然現象（津波等）に対する考慮については立地条件に記載した要件に含まれる。

g. 事故時に対する考慮

貯蔵施設の運用、保守、監視、除染の際、作業員（要員）に利便性を提供する機器レイアウトを設計する必要がある。レイアウトは、事故が発生した場合、作業員（要員）の迅速な避難も提供しなければならない。（4.1.24）

h. 検査、修理等に対する考慮

- ・ 貯蔵施設の運転開始前、運転中の定期的な時期に、システム（機器）の動作、システム（機器）や設備の金属や溶接継手の状態が、仕様と規制文書の要件に従っていることを確認する必要がある。定期検査の頻度と量は、規制文書の要件に従って作成されたスケジュールに従って設定する必要がある。（4.2.7）

参考文献

[20] THE FIFTH NATIONAL REPORT OF THE RUSSIAN FEDERATION ON COMPLIANCE WITH THE OBLIGATIONS OF THE JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

<https://www.iaea.org/sites/default/files/russian-federation-eng-jc.pdf>

[21] Tatiana Makarchuk, JSC FCNRS, "Experience of Cask Technology for SNF Management", International Conference on the Management of Spent Fuel in Nuclear Power Reactors IAEA Vienna, Austria, 15-19 June 2015

<https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/cn226p/Session5/IAEA-103-Makarchuk.pdf>

[22] NP-016-05 「核燃料サイクル施設の一般安全規則」

[23] NP-060-05 「核物質／放射性物質の貯蔵施設の敷地選定；基本的安全基準と要件」

[24] NP-061-05 「原子力施設における核燃料の貯蔵／輸送に関する安全規則」

[25] NP-035-02 「使用済燃料乾式貯蔵施設の安全要件」

1.1.7 台湾

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[26]

台湾には、運転中の原子炉が 4 基あり、建設中の原子炉は 2 基、恒久停止となった原子炉は 2 基ある。

使用済燃料は、原子力発電所敷地内での湿式・乾式貯蔵を経た後、長期的には最終処分する方針としている。地層処分場の建設は 2055 年頃に開始される見込みとされている。なお、処分場の候補地が選定されない場合は、2029 年時点で代替オプションとして集中型使用済燃料貯蔵施設を採用する方針も示されている。同施設が採用される場合は 2044 年までに操業を開始する予定となっている。

使用済燃料の乾式貯蔵施設は、金山（Chinshan）、国聖（Kuosheng）発電所において建設中である。金山発電所の乾式貯蔵施設は、米国 NAC 社が特許を持つ技術に原子力研究所（INER）が改良を加えた INER-HPS（高性能システムコンクリートキャスク）を採用している。INER-HPS は、キャスク 1 体につき 56 体の燃料集合体を収納することができる。また、国聖発電所の乾式貯蔵施設は、同じく NAC 社の MAGNASTOR（コンクリートキャスク）を採用している。MAGNASTOR は、米国 NRC によって許認可を取得済みであり、キャスク 1 体につき 87 個の燃料集合体を収納することができる。

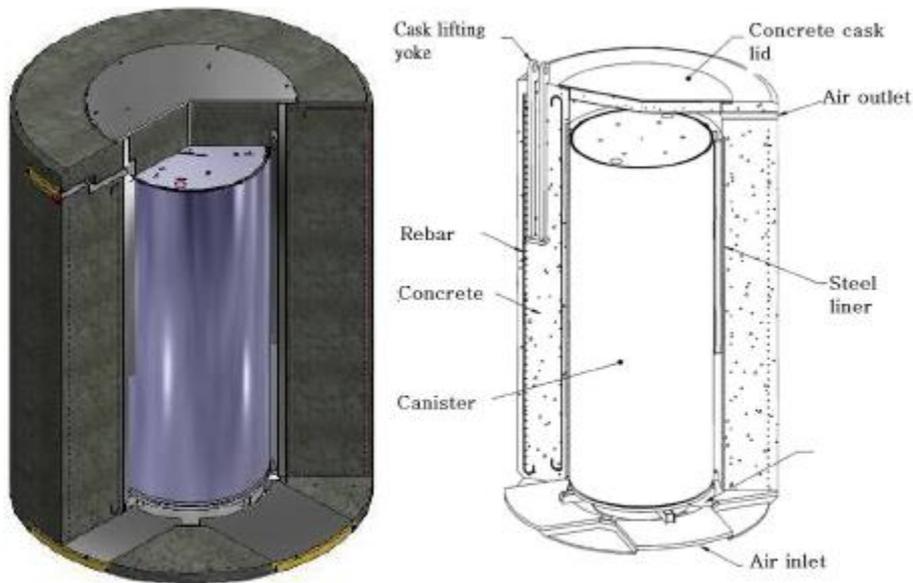


Fig. B-3 Schematic drawing of a Kuosheng NPP dry storage cask (MAGNASTOR)

図 1.1-12 国聖（Kuosheng）原子力発電所の乾式貯蔵キャスク（MAGNASTOR）
出所） National Report as referred to by the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management[26]

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

台湾における原子力規制の階層構造を下図に示す。使用済燃料の乾式貯蔵については、原子力安全法の下、大統領令として同法の施行令、原子力安全委員会規則として施行規則が制定されている。さらに、下位により具体的な技術基準や告示、法的拘束力のない規制基準や指針が存在している。

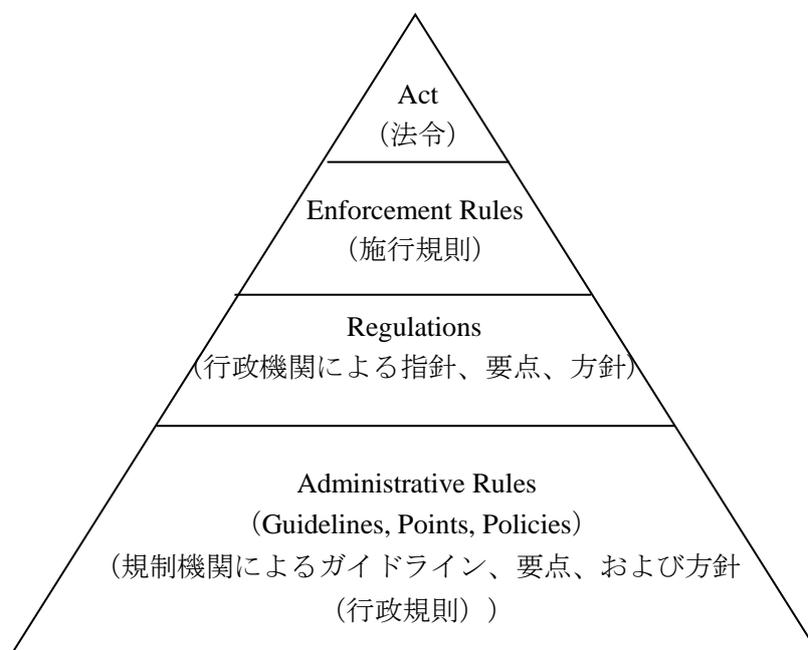


図 1.1-13 台湾における一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応

出所) National Report as referred to by the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management を基に作成

https://www.aec.gov.tw/english/radwaste/file/national_report_2018.pdf

使用済燃料の乾式貯蔵に関する法令としては、使用済燃料や放射性廃棄物の管理に係る原則を定めた「放射性物質管理法」がある。さらに、より具体的な技術要件等を定めた文書としては、以下がある。

- ・ 「放射性廃棄物の処理・貯蔵及びその施設の安全管理規則」 [27]
放射性物質管理法第 21 条に規定される規則であり、放射性廃棄物貯蔵施設の設計に関する要件を定めている。
- ・ 「使用済燃料の乾式貯蔵施設設置に係る安全分析報告のレビューに係るガイドライン」 [28]
「放射性廃棄物処理・貯蔵・最終処分施設の建設許可に係る審査方法」第 3 条、第 4 条、及び「放射性物質管理法施行細則」第 26 条、第 28 条規定に従い、放射性廃棄物貯蔵施設の建設許可証、運転許可証を申請するもの、或いは運転許可証を更新するものが作成・更新する必要がある安全分析報告について、規制審査官によるレビューの要点及び基準を定めている。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、「使用済燃料の乾式貯蔵施設設置に係る安全分析報告のレビューに係るガイドライン」の中から、主な要件を示す。その他の文書については都度文書名を明示する。

1) 立地条件

第2章 サイトの特性の中で、施設設計や建設サイトに影響を及ぼす特性として以下を挙げている。

- ・ 地質学及び地震に関するサイトの特性
- ・ 施設の基礎地盤、保護カバー及び建造物の耐震基準
- ・ サイトの水文、洪水や津波に係る調査
- ・ サイト周辺の人口の概況
- ・ サイト及びその周辺区域の気象データ（気温、風速及び風向、相対湿度等）
- ・ その他、施設設計及び建設サイトに影響を及ぼすものの特性（半径5 km以内の産業施設、交通網、軍事施設、原子力施設等）

第6章 施設の安全評価の中では、異常及び事象、設計基準事象における系統・機能に重点を置き、貯蔵キャスクの危険性の特定及び分析を要求しており、ここで、民間人・作業員の線量限度は、以下の通り定められている。

- A. 「放射性廃棄物の処理、貯蔵及び施設に係る安全管理規則」第5条の規定に従い、施設外の一般市民の実効線量は0.25mSv/yr（ミリシーベルト/年）を超えてはいけない。
- B. 原子力発電所内での実効線量は「原子力発電所の環境放射線量に係る設計ガイドライン」の規定、0.5mSv/yrを超えてはいけない。

なお、想定する事象については、各種評価の中で以下の通りに示されている。

- ・ 2. 構造に係る評価では、洪水、火災や爆発、雷、地震、台風やそれに伴う飛散物、また、サイト付近での事故による影響等
- ・ 5. 密封に係る評価では、地震、津波、洪水、落雷、台風及びそれに伴う飛散物等
- ・ 貯蔵キャスクの転倒事故などの非技術的事象

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

第6章 5. 密封に係る評価の中で、ステンレス製容器の側面、底面、上蓋、封入上の上蓋の設計及び分析については、ASME 及び米国原子力規制委員会の関連する技術的ガイドラインの規定に準拠していることとし、以下を要求している。

- ・ 封入するステンレス製容器側面の軸方向及び周方向の溶接については、放射線透過試験

法 (RT) 及び浸透探傷試験法 (PT) を実施しなければならない。

- ・ 封入するステンレス製容器底面の溶接については、超音波探傷試験法 (UT) 及び浸透探傷試験法 (PT) を実施しなければならない。
- ・ 封入するステンレス製容器の製造後、設計圧力の 1.25 倍の浸透試験を実施しなければならない。
- ・ 封入するステンレス製容器の密封性能は ANSI N14.5 の要件、 2×10^{-7} std/cm³ 未満の漏洩率を満たさなければならない。試験圧力は少なくとも 10 分は維持する必要がある。

また、米国原子力規制委員会 ISG-1 Rev.2 の規定に従い、破損燃料棒 (燃料被覆管の 1mm を超すひび割れがある燃料棒) についても、特殊な設計による密封により乾式貯蔵することができるとしている。破損燃料棒を含む使用済燃料を密封したものと、健全な燃料を同一の貯蔵キャスクで保管する場合、前者により引き起こされる可能性のある臨界、熱伝導、構造及び遮蔽等に関する評価が必要であり、事象発生時にも安全な貯蔵を確保しなければならないとしている。

b. 遮へい機能

第 6 章 4. 遮へいに係る評価の中で、以下の通り要求している。

- ・ 貯蔵系統、輸送及び施設の遮蔽に係る設計については適切な放射線防護機能を有することを確認しなければならない。
- ・ レビューの範囲は、設計基準、遮蔽評価の規格、放射線源 (ガンマ及び中性子) 遮蔽評価の規格、敷地境界の線量評価、コンクリートモジュール排気口の表面線量率評価、輸送キャスクの表面線量率評価、事象発生時の線量率評価、及び貯蔵の各作業段階における作業員の線量評価、乾式貯蔵施設の吊り上げ装填、輸送、受入及び貯蔵の各段階における放射線安全に関する要件を含む。

また、作業上の線量限度については、以下の通り定めている。

- A. 連続 5 年間の実効線量は 0.1Sv、1 年以内のそれは 0.05Sv を超えてはならない。
- B. 眼球の水晶体、皮膚及び手足に関する年間の実効線量限度：
 - a. 眼球等については 0.15Sv。
 - b. 皮膚、手足の一つについては 0.5Sv。

民間人・作業員の線量限度については、立地条件に示した内容と同じである。

c. 臨界防止機能

第 6 章 1. 臨界安全に係る評価の中で、以下の通り要求し、中性子実効増倍率 (keff) は 0.95 未満でなければならないとしている。

- ・ 使用済燃料を密封するステンレス製容器、輸送キャスク及びコンクリートモジュール等の操作、輸送、及び貯蔵において、いかなる場合も未臨界状態を維持し、安全を確保できるか確認しなければならない。

- ・ レビューの内容には臨界に係る設計のガイドライン、貯蔵される使用済燃料の特性、臨界に係る計算、臨界基準の検証を含め、使用済燃料の吊り上げ装填、輸送、受入、貯蔵等の作業の安全を確認しなければならない。

d. 除熱機能

第6章 3. 除熱に係る評価の中で、以下の通り要求している。

- ・ 崩壊熱除去系統が安全に動作することを確認し、正常運転時における主要な安全機能に関する構造、系統及び機器・保護カバーの温度等が設計上の限度を満たしているか説明する必要がある。
- ・ レビューの範囲は、設計基準、分析方法、材質及び伝熱特性、境界条件、評価結果に関する説明（燃料の装填及び移送、正常な貯蔵状況、異常な貯蔵状況、事象における状況、密封するステンレス製容器の内部圧力計算）等を含む。

判断基準は以下の通りである。

- ・ 周囲温度に係る設計基準：32℃
- ・ 燃料保護カバーの温度は正常な貯蔵・装填作業のもとで400℃を超えてはいけない。
- ・ 異常或いは事象発生時における系統について、燃料保護カバーは570℃を超えてはいけない。
- ・ 高・低燃焼度使用済燃料の保護カバーの周方向応力は90Mpa以下でなければならない、潜在的な劣化の発生を防止するために、使用済燃料の幾何的な構造の完全性を維持する必要がある。
- ・ 貯蔵・装填作業時において、高燃焼度使用済燃料のジルコニウム基合金の劣化を防止するために、繰り返される可能性がある熱循環（加熱・冷却のサイクル）は10回以下、その温度幅は65℃以下でなければならない。
- ・ 燃料保護カバー以外の主要な安全機能に係る構造・系統・機器の温度について、正常時、異常及び事象発生時においては素材や構造に係る設計上の限界値を満たさなければならない。

3) 放射線管理及び環境安全

第7章の中で以下の通り要求している。

1. 作業員及び一般市民に対する放射線被ばくを合理的に抑制するための計画、設備設計、配置図及び運用上の特性を含めた、合理的に抑制するための対策を提示しなければならない。
2. 貯蔵施設の放射線防護の特性については、主な区域の内外における放射線被ばくを最小限にするため、合理的に抑制する基準を設定しなければならない。
3. サイト、管制区及びサイト周辺距離、貯蔵保護カバーの移送を制限し、また放射性物質の排出量の合理的な抑制等を考慮しなければならない。
4. モニタリング設備の電源供給については、安全性に係る重要度の高い設備の規定に従い、準備しなければならない。

5. 放射線防護に係る作業については専門的な人員が行わなければならない。また、放射線防護に係る担当者は利害の衝突をさけるために作業監督者と独立していなければならない。
6. 環境放射線モニタリング（サイトの内外のものを含む）

また、安全管理規則の第13条においても、放射線モニタリング装置の設置、漏えい回収機能及びサンプリング設備、廃棄物の受入・検知・操作を監視する機能等が要求されている。

1. 放射線モニタリング装置が設置されていること。
2. 火災検出装置及び消火設備が設置されていること。
3. 漏洩回収機能及びサンプリング設備が設置されていること。
4. 廃棄物の受入、検出、操作の監視及び貯蔵機能を有すること。
5. 十分な貯蔵容量を有すること。
6. ステンレス製容器の腐食速度を低下させるための適切な措置が採られていること。
7. 廃棄物の再処理機能を有すること。
8. 耐震設計、設備や構造の安全性が確保されていること。

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

第3章 施設的设计基準の中で、貯蔵する使用済燃料の詳細な情報（原子炉の型式、燃料の製造業者及び型番、燃料の物理的な特性、燃料カバーの材質、熱特性、放射線核種の特性、履歴を示すパラメータ（燃焼を含む）、初期濃縮度及び冷却期間等）を提示することを要求している。また、将来的に貯蔵する使用済燃料（高燃焼度の使用済燃料（平均燃焼度45GWd/MTU以上）或いは破損した使用済燃料）についても、その特性を提示することを要求している。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

キャニスタ等を取り扱う設備の落下、転倒についての明示的な記載は含まれていないが、第6章2. 構造に係る評価において、正常時、異常或いは事象発生時等において、ステンレス製容器、燃料及びコンクリートモジュール等は、通常時の安全性を維持することが要求されている。

c. 火災・爆発に対する考慮

第8章において、第6章の除熱評価の基準値を超えないよう、以下の設備等を要求している。

- ・ 火災検知及び消火機能
- ・ 消防及び救援等の支援
- ・ 防火及び消防に係る設備の維持・補修及び管理

- ・ 防火及び消防に係る訓練
- ・ 火災時の災害に係る分析及び影響評価

d. 電源喪失に対する考慮

電源喪失時の対策についての明示的な記載は含まれていないが、第7章では、モニタリング設備への給電は、安全上の重要度の高い設備の規定に従って、準備しなければならないことが示されている。

e. 共用に対する考慮

共用に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

地震、地震以外の自然現象（津波等）に対する考慮は、立地条件に記載し要件に含まれている。

g. 事故時に対する考慮

事故時に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。

h. 検査、修理等に対する考慮

第5章 施設の運転に係る計画の中で、施設の放射線量、貯蔵キャスクの温度、密封に係る監視及び定期検査に関する計画について説明することが要求されている。

i. その他

第9章セキュリティに関する事項として、人為的な事象によって、構造システム・機器が破壊される可能性について示す必要があるとし、施設周辺に障害物や侵入検知・警報システムを設けることを要求している。

参考文献

[26] National Report as referred to by the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management

https://www.aec.gov.tw/english/radwaste/file/national_report_2018.pdf

[27] 「放射性廃棄物の処理・貯蔵及びその施設の安全管理規則」

[28] 「使用済燃料の乾式貯蔵施設設置に係る安全分析報告のレビューに係るガイドライン」

1.1.8 ウクライナ

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[29]

ウクライナには、運転中の原子炉が 15 基あり、建設中の原子炉は 2 基、恒久停止となった原子炉は 4 基ある。

使用済燃料の乾式貯蔵施設は、Zaporizhzhya 発電所敷地内において、同発電所から発生する使用済燃料を貯蔵する ISF-1 及び ISF-2 が稼働している。また、Chornobyl 発電所及び共用プール (ISF-1) からの使用済燃料を貯蔵するための乾式中間貯蔵施設 (ISF-2) は、2018 年 12 月末からホット試験が実施され、全てのキャニスタ納入が完了するのは 2019 年半ばの予定となっている²。さらに、Khmelnitsky、Rovno、South Ukraine 発電所の使用済燃料を貯蔵するための集中型乾式使用済燃料貯蔵施設 (CSFSI : Centralized Spent Fuel Storage Facility) は、2019 年から燃料の受入を開始する予定とされている³。

ISF-2 は、ISF-1 からの約 21,000 体の燃料集合体を含む廃棄物の梱包と貯蔵の準備を行うための設備、使用済燃料を貯蔵するエリアで構成される。同施設は、水平型コンクリート貯蔵モジュールに Holtec 社製の二重壁キャニスタ (DWC : Double Wall Canister) を収納する貯蔵方式を採用している。DWC1 体につき、93 体の燃料集合体が含まれる。DWC は、チェルノブイリ発電所の損傷燃料用として開発され、深層防護の考え方に基づいたウクライナの規制要求に従い、二重壁構造によって 2 つの独立した閉じ込め境界を提供する設計となっている。ISF-1 (湿式貯蔵) から ISF-2 に輸送されてきた使用済燃料 (損傷燃料) は、強制ガス乾燥システムによる乾燥・切断を経た後、バスケットに収納され、DWC に格納・密封される。DWC は NUHOMS キャスクに格納され、水平型コンクリート貯蔵モジュールで貯蔵される。ISF-2 の設計寿命は不活性ガス環境の下で 100 年間とされている。

なお、米国の市民団体によるプロジェクト (Citizen's Oversight) は、使用済燃料貯蔵をより堅牢かつ長寿命化すること等を目的として、Holtec 社 DWC と類似した二重壁キャニスタを使用した貯蔵の概念や技術を NRC に提言している[34]。この貯蔵技術では、内側と外側キャニスタ間を加圧ヘリウムで満たすことによって、腐食・酸化を防止することができ、漏えい検知が容易 (圧力低下により判断) であると述べている。また、二重壁の外側を交換することで 1,000 年間の貯蔵が可能になると主張している。

² <https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/documents/infcircs/2018/infcirc925.pdf>

³ <https://holtec.files.wordpress.com/2017/07/hh-32-14-pdf-final.pdf>

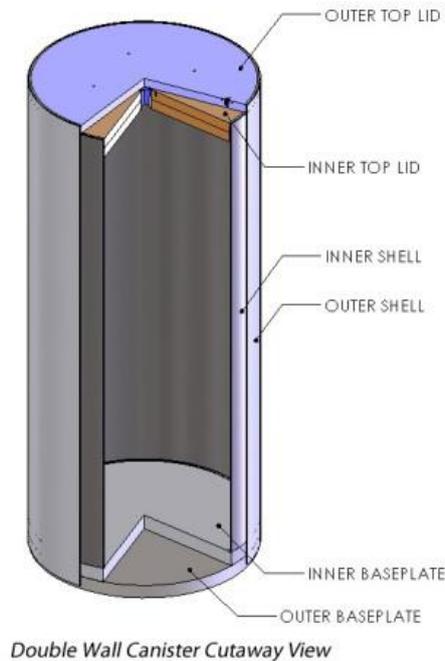


図 1.1-14 二重壁キャニスタ DWC

出所) Myron M. Kaczmarzsky, "Spent Fuel Management Activities at Holtec", 34th INMM Spent Fuel Management, Holtec Government Services, January 23, 2019 [30]

<https://www.inmm.org/INMM/media/Images/Myron-Kaczmarzsky-Spent-Fuel-Management-Activities-at-Holtec.pdf>

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

ウクライナにおける一般的な法令の階層構造と、原子力規制の対応を図に示す。ウクライナでは、原子力利用に関する連邦法 (FEDERAL LAW NO. 170-FZ OF NOVEMBER 21, 1995 ON ATOMIC ENERGY USE) の下、ウクライナ国家原子力規制局 (SNRIU : State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine) が、原子力利用に関する規制を行っている。

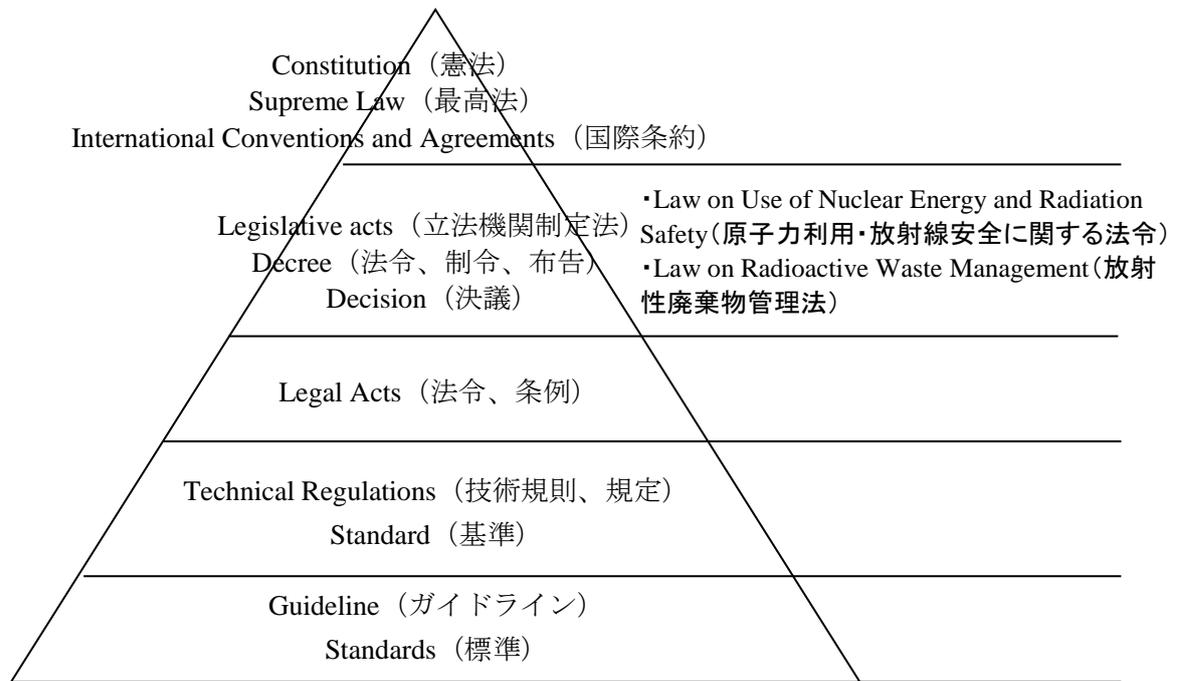


図 1.1-15 ウクライナにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応
出所) IRRS 及び IRRS フォローアップ報告書を参考に作成
<http://www.snrc.gov.ua/nuclear/en/doccatalog/list?currDir=112215>

放射性廃棄物管理分野の法令は、主に「原子力利用・放射線安全に関する法令」(39/95-BP) [31]及び「放射性廃棄物管理法」(256/95-BP) [32]の中で、貯蔵や処分に関する一般的な原則が定められている。さらに、より具体的に使用済燃料の乾式中間貯蔵に係る安全性を確保するための原則や設計要件を定めた規定として、「乾式使用済核燃料の中間貯蔵施設の安全に関する基本規定」(N 49/10329) [33]がある。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、「乾式使用済核燃料の中間貯蔵施設の安全に関する基本規定」(N 49/10329)の中から、主要な要件を示す。その他の文書については都度文書名を明示する。

1) 立地条件

第7章第1項は、サイト特有の自然現象およびプロセス、ならびに関連する事象を考慮して、乾式貯蔵施設の試運転、運転および廃止措置の各段階での原子力および放射線の安全を確保することが証明されている場合、サイトの立地が認められるとし、評価において考慮すべき事項として以下を挙げている。

- ・ 自然および人工的な現象や事象による外部からの影響
- ・ 地質学(地震、活断層等)、水文学(洪水、浸水等)、気象(台風、竜巻等)、等

可能性のある初期事象としては、以下が挙げられている。

- ・ 燃料集合体の配置を変更し、燃料集合体および燃料要素の健全性を阻害する可能性のあ

る落下事象

- ・ 作業員のミス
- ・ 事故によって生成された可燃性物質
- ・ 使用済み燃料の貯蔵または取扱いに関係しないシステム内の事故（その結果、使用済燃料の貯蔵および輸送用機器が損傷する）
- ・ 使用済核燃料の貯蔵および取扱システムを有する複合機器の故障。
- ・ 火災
- ・ 洪水
- ・ 換気口の閉塞
- ・ 貯蔵容器の落下・転倒

外部事象については以下が挙げられている。

- ・ 地域固有の自然現象（洪水、竜巻、地震等）
- ・ 航空機落下
- ・ 近隣工場等での爆発による衝撃波等
- ・ 電源喪失

設計基準を超える事故については以下が挙げられている。

- ・ 使用済燃料貯蔵および輸送システムでの臨界
- ・ 構造物・機器の核燃料への落下

さらに、考慮すべき事項として以下が挙げられている。

- ・ 燃料集合体の再配置による k_{eff} の増加
- ・ 燃料集合体および貯蔵容器の幾何学的形状の変化（曲がり、平坦化など）、ならびに燃料集合体内燃料要素の段差の変化
- ・ 中性子吸収材の有効性の喪失
- ・ 容器への水または蒸気の侵入

2) 基本的安全機能

第4章乾式貯蔵の安全性を確保するための原則の中で、乾式貯蔵施設の安全性確保については、以下の通り、深層防護の原則に基づくことが強調されている。

乾式中間貯蔵施設に使用済核燃料を貯蔵するためのシステムは、放射性物質の伝播に対する少なくとも2つの障壁と、電離放射線の広がりに対する1つの障壁を提供するべきである。

(4.1)

なお、使用済み燃料の燃料マトリックス（母材）は放射性物質の局在化の障壁と見なすことはできないことが記されており、以下の通り、第一層から第四層までの考え方が示されている。

- ・ 第一層：通常運転時の違反を防止する
 - 施設の設置に適した敷地選定
 - 保守的なアプローチによるプロジェクト遂行
 - システムや要素の品質保証
 - 要員の選定、通常時・違反時・事故時・緊急時の行動可能なレベルの資格
- ・ 第二層：設計基準事故の防止
 - 通常運転状態における制限からの逸脱を適時に検出すること、および検出された逸脱を排除すること
 - 通常運転の違反を引き起こした原因を排除するための技術的および組織的対策システムの効果的な管理
- ・ 第三層：偶発的な事故の制御
 - 設計基準事故が制御できずに進展することを防ぎ、その影響を軽減する
 - 破壊行為からの物理的障壁の保護、予想される事故が発生した場合のパフォーマンスの維持
 - 乾式貯蔵施設の制御状態への復帰。この間、燃料集合体の連続的な冷却および物理的障壁による放射性物質の封じ込めを保証する。
- ・ 第四層：作業員と公衆の防護のための対策
 - 必要に応じて、放射線事故時に作業員と公衆を保護するための対策を計画し、実行する

なお、「放射性廃棄物管理法」（256/95-BP）の第7章 放射性廃棄物管理活動の中では、乾式貯蔵施設の安全性確保について、以下の通り定められている。前述の通り、チェルノブイリ発電所の ISF-2 では、二重壁キャニスタが採用されており、「適切な冷却後でも処理することができない使用済燃料」は、損傷燃料のことを指すと考えられる。

第 17 条放射性廃棄物の貯蔵および処分

適切な冷却後でも処理することができない使用済核燃料は、隔離および防護のための多重障壁システムや貯蔵施設からの燃料回収手段を備えた特別な使用済核燃料貯蔵施設で貯蔵される。

a. 密封機能

密封機能については、前述の通り、深層防護の原則に基づくこと以外には具体的な記述は見当たらなかった。使用する材料については、腐食、クリープ、疲労、収縮、経年劣化およびその他の可能性のあるプロセスや放射線による影響を考慮すべきことが記されている（6.6.1）。

b. 遮へい機能

遮へい機能については、換気及び濾過装置によって、放射性気体及びエアロゾルの放出を可能な限り制限することを要求している。（6.9.1）

c. 臨界防止機能

臨界防止機能については、6.2において、いかなる場合も未臨界を維持（ k_{eff} が0.95を超えないこと）を要求している。なお、臨界安全評価においては、燃焼度を考慮すること、初期濃縮度は最大値を設定すること、中性子反射体を考慮すること、使用済燃料の幾何学的形状・配置・関連機器の変化を考慮すること、事故時については K_{eff} が最大になるように水を含む減速材の量・分布・密度を考慮すること、計算誤差、中性子吸収剤の濃度、同位体組成、製造時の公差を考慮すること、温度変化による K_{eff} の増加を考慮すること等が要求されている。

d. 除熱機能

除熱機能については、6.5において、防護壁の温度が通常運転の条件、通常運転時の違反および設計基準事故の基準値を超えてはならないことを要求している。また、除熱システムについては、保守点検と定期点検が必要であるとしている。

3) 放射線管理及び環境安全

放射線管理及び環境安全については、6.4において、通常時および事故時において従事者と住民の放射線安全のレベルを確保すること、乾式貯蔵施設には、衛生保護区域と監視区域を規定することが定められている。また、設計要件として、放射線管理を可能にする監視測定装置を設けることが要求されている（6.9.2）。

運転時に発生する放射性廃棄物については、その生成を最小限に抑え、廃棄物の収集・選別・処理・保管・運搬の安全性を確保するための措置を管理プログラムとして開発することを要求している（7.4.9）。

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

前述のとおり、損傷燃料の受入は深層防護の原則を適用すること（二重壁キャニスタ）で許容されていると考えられる。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

立地条件に示したとおり、使用済み燃料の貯蔵または取扱いに関係しないシステム内の事故の結果として生じる使用済燃料の貯蔵および輸送用機器の損傷、貯蔵容器の転倒・落下が考慮されている。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発については、現在の立法上および規制上の火災安全のための規則および基準に従って、消防システムを設計し操作することを要求している。（6.9.3）

d. 電源喪失に対する考慮

電源喪失時の対策については、輸送用の電動機および故障により事故につながる可能性のある使用済燃料の輸送用機器は、予備電源及び手動駆動装置を備えることが要求されている。(6.7.5)

e. 共用に対する考慮

共用に関する要件は含まれていなかった。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

立地に記載している以上の情報は含まれていなかった。

g. 事故時に対する考慮

事故時対策・対応については、貯蔵施設と設備の配置において、事故発生時に施設から人員を迅速に避難させることを考慮した設計とすること(6.3.7)、緊急時対応計画の策定(7.4.10)が要求されている。

h. 検査、修理等に対する考慮

検査や修理等に関する具体的な記述は含まれていなかった。

i. その他

「放射性廃棄物管理法」(256/95-BP)の第18条 放射性廃棄物管理の物理的な保護の確保では、使用済燃料貯蔵施設への人の不法な侵入等の防止に関する要件として、包括的な組織的および技術的措置を講じることで放射性廃棄物の物理的な保護を確保することが定められている。また、貯蔵施設や放射性廃棄物への不正なアクセスを防ぐため、全ての妨害行為をオンタイムで検出することを求めている。

参考文献

[29] UKRAINE NATIONAL REPORT On Compliance with Obligations under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management

https://www.iaea.org/sites/default/files/national_report_of_ukraine_for_the_6th_review_meeting_-_english.pdf

[30] Myron M. Kaczmarzsky, "Spent Fuel Management Activities at Holtec", 34th INMM Spent Fuel Management, Holtec Government Services, January 23, 2019

<https://www.inmm.org/INMM/media/Images/Myron-Kaczmarzsky-Spent-Fuel-Management-Activities-at-Holtec.pdf>

[31] 「原子力利用・放射線安全に関する法令」(39/95-BP)

- [32] 「放射性廃棄物管理法」 (256/95-BP)
- [33] 「乾式使用済核燃料の中間貯蔵施設の安全に関する基本規定」 (N 49/10329)
- [34] Ray Lutz, MS Engineering, Founder, Citizens Oversight, Inc. "Position White Paper by Citizens' Oversight, A New Strategy: Storing Spent Nuclear Fuel Waste Featuring HELMS Storage: "Hardened Extended-life Local Monitored Surface" Storage and "Dual-Wall Canisters" (DWC)", NRC Petition Version V13, Jan 2, 2018
http://www.copswiki.org/w/pub/Common/HelmsProposal/HELMS_document_-_NRC_Petition_Version_v13.pdf

1.1.9 スペイン

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[35]

スペインには、運転中の原子炉が 7 基あり、建設中の原子炉は無く、恒久停止となった原子炉は 3 基ある。

使用済燃料とガラス固化体については、2014年1月に放射性廃棄物管理公社(ENRESA)が集中中間貯蔵施設(ATC)の建設許可を申請していたが、2018年7月にスペイン政府の要請により審査が中断されている。なお、使用済燃料と高レベル放射性廃棄物の最終的な管理方針は検討中とされている⁴。

使用済燃料の乾式貯蔵施設は、Trillo 発電所独立一時貯蔵施設の ENSA-DPT キャスク(金属キャスク)、Jose Cabrera 発電所及び Asco 発電所の HI-STORM100/HI-STAR (コンクリートキャスク)、Santa Maria de Garoña 独立一時貯蔵施設(建設中)の ENSA ENUN 52B、32P(金属キャスク)である。

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

スペインにおける一般的な法令の階層構造と、原子力規制の対応を図に示す。主に「原子力法」(25/1964)や「原子力施設および放射線関連施設規制令」(1836/1999)の中で、原子力施設の安全利用の原則や原子力安全委員会(CSN)の承認を得ることが定められている。

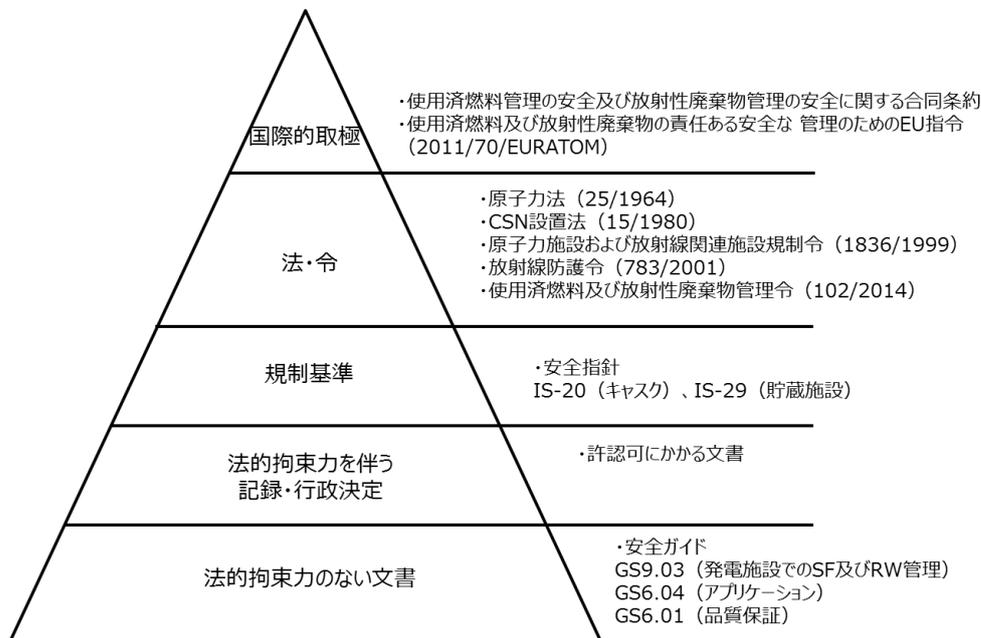


図 1.1-16 スペインにおける一般的な法令の階層構造と原子力規制の対応

出所) 株式会社三菱総合研究所「平成 27 年度 使用済燃料貯蔵に係る海外動向調査」2016 年 3 月から引用

⁴ <https://www2.rwmc.or.jp/nf/?p=22600>

使用済燃料及び放射性廃棄物に係る技術要件に関しては、CSN が定めた安全指針として、IS-20「使用済燃料貯蔵キャスクに関する安全指針」、IS-29「中間貯蔵施設に関する安全指針」がある。なお、乾式貯蔵の規制は IAEA 及び米 NRC の 10 CFR 72 に準拠するとされている。

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、IS-20「使用済燃料貯蔵キャスクに関する安全指針」[36]、IS-29「中間貯蔵施設に関する安全指針」[37]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

立地条件に関する具体的な要件は、含まれていないが、IS-29 3.6 放射線防護において、通常時の従業員および公衆の被ばく線量については、健康保護規則で定められた限度以下に保つことを要求している。また、設計基準事故時の管理区域外の公衆の被ばく線量限度も示している。

なお、以下のカテゴリで発生頻度を考慮して事象を選定することとしている。

- ・ カテゴリⅠ：通常運転時、定期的または頻繁に発生すると予想される事象
 - 容器の輸送・検査・積み降ろし、使用済燃料貯蔵区域間の移動、使用済燃料の調整、使用済燃料の貯蔵または回収、メンテナンス、通常的气象条件
- ・ カテゴリⅡ：定期的に発生しない、または中程度の頻度で発生すると予想される事象
 - 短期間の電源喪失、人的過誤、使用済燃料移送運搬機器の軽微な故障、静的機器の誤動作、除染廃液処理システム配管接合部からの微小漏えい
- ・ カテゴリⅢ：設計寿命の間に少なくとも 1 回発生すると合理的に予想される事象
 - 長期間にわたる電源喪失、使用済燃料移送機の重大な故障（遮へい機能は失われな
い）、ホットセル内での落下
- ・ カテゴリⅣ：発生の可能性が極めて低い事象
 - 地震、構造物の沈下、極端な風、暴風・竜巻、洪水、極端な気温、降雪、人為的な事象（ガスの爆発、有毒ガス、極端な火災、航空機の偶発的な落下）

また、以下の起因事象の例が挙げられている。

- ・ 内部事象
 - 電源または流体（空気、真空、水、水蒸気）、換気の喪失、電源または化学薬品の不適切な使用、重量物の落下、機器の機械的な故障、漏えい、計装の不具合、人的過誤、内部火災・爆発、内部溢水、等
- ・ 外部事象
 - 自然事象（極端な環境条件（降雨、雪、氷、ひょう、風、落雷、高温または低温、湿度など）、ダムや河川の氾濫（洪水）、地震、構造物の沈下、暴風と竜巻、火災、動植物の影響（給排気口の閉塞）

- ▶ 自然事象（極端な環境条件（降雨、雪、氷、ひょう、風、落雷、高温または低温、湿度など）、ダムや河川の氾濫（洪水）、地震、構造物の沈下、暴風と竜巻、火災、動植物の影響（給排気口の閉塞））
- ▶ 人為事象（産業・軍事施設または輸送インフラからの火災、爆発、危険物または腐食性物質の放出、航空機落下、周辺施設の機械的な損傷（ミサイル）、外部電源喪失、治安悪化（インフラの破綻、ストライキ、物資調達の妨害、等））

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

密封機能については、IS-29 および IS-20 において以下の通り要求されている。

IS-29 3.5 補助システム

- ・ 中間貯蔵施設は、必要に応じて、通常運転時および事故発生時、閉じ込めを確実にするための換気とガス処理システムを備えること
- ・ 施設の全ての閉じ込めシステムには、安全な状態を維持するために必要な是正措置を講じることができるように監視機能を設けること

IS-20 3-3 放射線防護に関する基準

- ・ 容器の遮蔽と閉じ込めは、適用される放射線防護基準と要件を満たすこと
- ・ 運転中または保守点検時の職業被ばくを考慮し、ALARA の原則に従い、従事者の外部および内部被ばくを最小化するように、設計・製造・配置・遮へい・制御・試験されること
- ・ 容器の補助装置（取扱、乾燥、ガスの充填、閉止および密封用）は、放射線防護を考慮し、保守を容易にし、異常・事故の発生やその影響を低減すること

IS-20 3-5 閉じ込めに関する基準

- ・ 貯蔵期間中、不活性雰囲気によって燃料集合体被覆管を劣化から保護すること、燃料の取出しによって運転に問題が生じないこと
- ・ 閉じ込めシステムは冗長性が維持し、継続的かつ定期的な監視ができること

b. 遮へい機能

遮へい機能については、密封機能も含めて IS-20 3.3 放射線防護に関する基準において定められている。

c. 臨界防止機能

臨界防止機能については、IS-20 3.2 において以下の通り定められている。

- ・ 貯蔵容器は、通常時・異常時・事故時においても、計算データや手法の不確実性に適切

なマージンを考慮した上で、二重偶発性原理を保証し、未臨界を維持すること

- ・ 幾何学的な配置、中性子吸収材、またはその両方に基づいた臨界管理を行うこと。また、中性子吸収材が設計寿命中に著しく低下しないことを使用前の分析や試験によって証明すること。

d. 除熱機能

除熱機能については、IS-20 3.4において以下の通り定められている。

- ・ 貯蔵容器は、受動的な手段によって適切な除熱を可能とすること
- ・ 被覆管温度が、通常時・異常時・事故時においても、劣化が生じる温度に達しないこと

3) 放射線管理及び環境安全

放射線管理及び環境安全については、IS-29において以下の通り要求されている。

IS-29 3.6 放射線防護

- ・ 一時保管施設の設計は、管理区域を定義、設定、制限すること
- ・ 管理区域の境界と貯蔵されている使用済燃料または高レベル放射性廃棄物は、少なくとも 100 m の距離を保つこと。公衆を保護するために効果的な交通規制措置が講じられれば、管理区域を道路、河川水路、鉄道が横断してもよい。

また、IS-29 4.運転の基準と基本的要件の中では、排水や環境中の放射線の監視を要求している。

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

IS-29 3.2.1において、使用済燃料や廃棄物の回収を可能にする設計を要求している。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

密封機能に示した通り、貯蔵期間中、不活性雰囲気によって燃料集合体被覆管を劣化から保護すること、燃料の取出しによって運転に問題が生じないことを要求している。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災の発生防止、検知・警報、消火、および火災の封じ込めに関する対策を講じ、火災による被害を制限すること、また、安全機能が維持できるように耐火性の障壁を設計することが定められている。(IS-29 3.5.3)

d. 電源喪失に対する考慮

電源喪失時の対策については、輸送用の電動機および故障により事故につながる可能性のある使用済燃料の輸送用機器は、予備電源及び手動駆動装置を備えることが要求されている。(IS-29 6.7.5)

e. 共用に対する考慮

共用に関する要件は含まれていなかった。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

立地に記載している以上の情報は含まれていなかった。

g. 事故時に対する考慮

事故時対策・対応については、貯蔵施設と設備の配置において、事故発生時に施設から人員を迅速に避難させることを考慮した設計とすること(6.3.7)、緊急時対応計画の策定(7.4.10)が要求されている。

h. 検査、修理等に対する考慮

IS-20 3.6 構造および材料に関する要件において、メンテナンス、試験、検査時には、設計および燃料特性を考慮して、安全上重要な設備の経年劣化を考慮することを求めている。また、試験等の結果は、定期的な安全性の見直しに反映することとしている。

参考文献

- [35] “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management Sixth Spanish National Report”, October 2017
- [36] CSN IS-20 「使用済燃料貯蔵キャスクに関する安全指針」
- [37] CSN IS-29 「中間貯蔵施設に関する安全指針」

1.1.10 ドイツ

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[38]

ドイツには、運転中の原子炉が 7 基あり、建設中の原子炉は無く、恒久停止となった原子炉は 29 基ある。

ドイツでは、かつては使用済燃料の再処理による再利用が義務付けられていたが、1994 年に再処理か直接処分のいずれかを選択することが法令により定められた。さらに、2002 年には原子力法の改正により新たな再処理が禁止され、現在は直接処分のみが認められている。再処理は英国・仏国に委託されていたが、2005 年を最後に使用済燃料の輸出は停止されており、委託分の使用済燃料の再処理は既に完了している。なお、高レベル放射性廃棄物の処分地は、2031 年までに選定される方針となっている。

乾式貯蔵については、13 ヶ所の発電所サイト内、4 ヶ所の集中中間貯蔵施設（Ahaus、Gorleben、Rubenow、Jülich）において行われている。ゴアレーベン中間貯蔵施設には、国外再処理からの返還ガラス固化体が集中貯蔵されていたが、2013 年の原子力法改正に伴い、2019 年以降の返還輸送分は、国内 4 か所の原子力発電所サイト内貯蔵施設に分散貯蔵されることになった。使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の貯蔵は、輸送・貯蔵兼用金属キャスクが使用されている。採用されている主なキャスクは、CASTOR V/19（PWR 用）、CASTOR V/52（BWR 用）、CASTOR 440mvK（PWR 用）、CASTOR 440/84（VVER 用）、CASTOR THTR/AVR（高温ガス炉用）、CASTOR HAW（ガラス固化体用）である。



TECHNICAL DATA	
Cask Contents	
▪ Max. 28 canisters with HAW	
▪ Total thermal power:	56 kW
▪ Total activity:	1270 PBq
Dimensions and Weights in the Storage Configuration	
▪ Overall height:	612 cm
▪ Outer diameter:	248 cm
▪ Cavity height:	518 cm
▪ Cavity diameter:	135 cm
▪ Cask weight empty:	≈ 100 t

図 1.1-17 CASTOR HAW

出所) GNS Web サイト

<https://www.gns.de/language=en/21555/castor-haw28m>

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

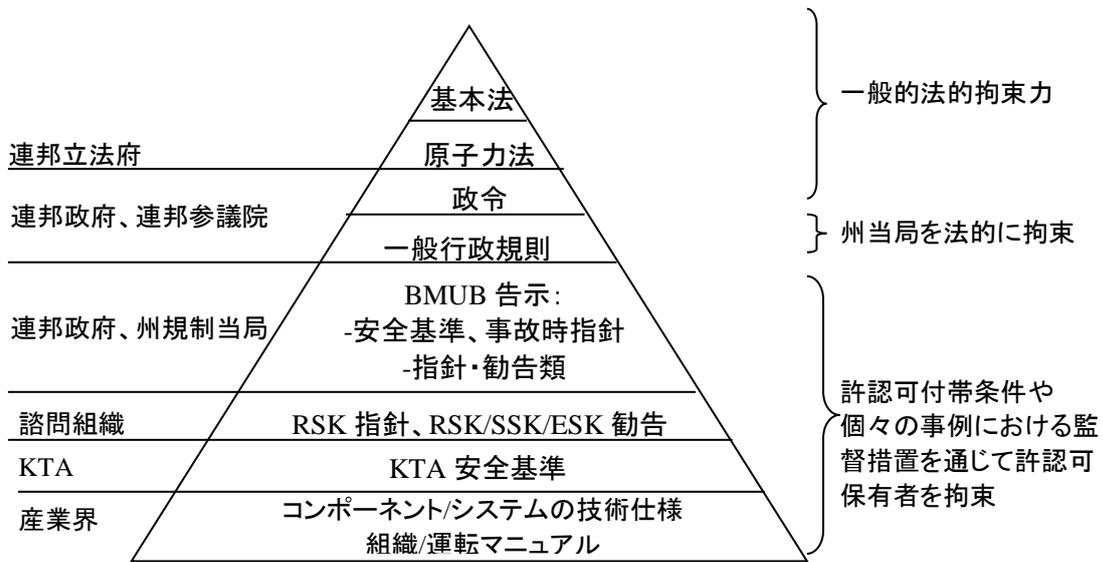


図 1.1-18 ドイツにおける原子力規制の体系

出所) 株式会社三菱総合研究所「平成27年度 使用済燃料貯蔵に係る海外動向調査」2016年3月から引用

使用済燃料及び放射性廃棄物の貯蔵に係る主な法令については、原子力法（AtG）、政令については、放射線防護令（StrlSchV）、原子力法手続令（AtVfV）がある。さらに、技術的な規定を含む文書として、使用済燃料及び密閉された金属容器内の発熱性放射性廃棄物の乾式中間貯蔵に適用される廃棄物委員会（ESK）勧告「使用済燃料及び発熱性放射性廃棄物の乾式キャスク貯蔵に関するガイドライン」がある。同ガイドラインの適用範囲は以下のとおりである。

- ・ 核燃料として酸化ウラン（可燃性毒物の有無にかかわらず）または酸化ウランプルトニウムを使用した軽水炉の使用済燃料集合体
- ・ 核燃料として酸化ウラン、酸化トリウム、または炭化物材料を使用し、減速材としてグラファイトを使用した高温原子炉 AVR および THTR の使用済燃料集合体。
- ・ 核燃料として酸化物、ケイ化物、またはウラン・アルミニウム合金の形のウランまたはプルトニウムを使用した原型炉および研究炉（例えば KNK、RFR、MTR、FRM-II および TRIGA）の使用済燃料集合体
- ・ 使用済燃料の再処理によってガラス化した核分裂生成物溶液を含むキャニスタ（CSD-V および VEK ガラスキャニスタ）
- ・ 再処理からの圧縮された構造部品を有するキャニスタ（CSD-C）
- ・ 再処理からのガラス固化体放射性廃棄物を含む容器（CSD-B）

なお、上記ガイドラインに関係する主な基準やガイドラインとして、以下の文書が挙げられている。

- ・ DIN 25712「キャスク封入した軽水炉使用済燃料の燃焼度を考慮した、輸送・貯蔵における臨界安全」（DIN：ドイツ工業規格）

- ・ ESK 勧告「使用済燃料および発熱性放射性廃棄物 (HLW)貯蔵施設における定期安全レビューおよび技術的経年管理に関するガイドライン」 (2014)

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、ESK 勧告「使用済燃料及び発熱性放射性廃棄物の乾式キャスク貯蔵に関するガイドライン」[39]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

同ガイドラインには、立地条件について直接定めた項目は無いが、公衆に対する被ばく制限の観点からは、5. 電離放射線の遮へいにおいて主に以下の事項が要求されている。

- ・ 1年間の実行線量の制限値は公衆1人当たり1mSv/yとすること（施設内の放射線従事者以外にも適用される）。
- ・ 放射線被ばくは、中間貯蔵施設の直接線及びスカイシャイン線、及び、漏えい放射性物質や敷地内での他の原子力施設からの直接線及びスカイシャイン線も含むこと。
- ・ 公衆の滞在期間は、持続的な滞在が想定されない限り、常時滞在すると仮定すること。

また、自然環境等による外部ハザードについては、9. 2外部ハザードにおいて以下を考慮することとなっている。

- ・ 暴風雨、雨、雪、霜、落雷、洪水、地滑り、地震などの外部の自然災害
- ・ 有害な物質の影響、化学反応によって引き起こされる圧力波、内部で広がる外部火災（山火事）、鉱業による損傷、航空機の墜落（高速で飛ぶ軍用機の偶発的な墜落）などの外部の人為的なハザード
- ・ 貯蔵施設は洪水のない場所に設置するべきであり、洪水による浸水が排除できない場合は別途定められる要件に従い洪水対策を講じる必要がある。

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

密封機能については、2. 放射性物質の閉じ込めに示されている。ここでは、キャスクと必要に応じてその他の追加的な障壁によって確保することが記されている。追加的な障壁は、例として、軽水炉の健全燃料の場合は燃料マトリックスと被覆管、損傷燃料の場合は燃料マトリックスとカプセル、再処理によるガラス固化体（CSD-V と VEK ガラスキャニスタ）の場合はガラスマトリックスとキャニスタ等が挙げられている。なお、閉じ込めを実証するためには、障壁間の相互作用に加えて、放射性物質の核種特性も考慮しなければならないとされている。

燃料要素（2.1）については、以下が要求されている。

- ・ 貯蔵、取扱い、輸送、荷降ろしの間、燃料要素に含まれる放射性物質を閉じ込め、形状を特定する構造を維持するため、残留水分と腐食性物質の除去、不活性雰囲気維持に

より、腐食による損傷を確実に排除すること。

- ・ 軽水炉の照射済燃料棒の場合、腐食の制限および材料固有の最大フープ応力/ひずみを遵守することで、貯蔵期間にわたって被覆管破損を排除すること。実証の際は、燃料集合体の照射履歴を考慮すること。
- ・ 損傷燃料の貯蔵のためには、特別な措置を講じること（気密性被覆材および/または吸湿材の仕様）。

キャスク（2.2）については、以下が要求されている。

- ・ キャスクは、モノリシックダクタイル鋳鉄または鍛造鋼のいずれかによる金属容器を使用すること。キャスクは、長期間安定的にボルト固定した蓋システムか、溶接された蓋を用いて密封すること。設計基準および設計基準を超えた事象においても放射性物質の閉じ込め機能を確保すること。
- ・ 使用済燃料集合体を収納するキャスクは、監視可能な二重蓋密閉システムまたは溶接された蓋で密閉すること。二重蓋密閉システムは、2つの独立した蓋（一次および二次蓋）または障壁から構成される。ボルト締め蓋密閉システムは、金属ジャケット付きの長期に安定した金属ガスケットを使用すること。各々の密閉に対する標準ヘリウム漏えい率は $< 10^{-8} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ で、全ての蓋バリアは $\leq 10^{-8} \text{ Pa}\cdot\text{m}^3/\text{s}$ を保証すること。
- ・ 二重蓋密閉システムの密封機能は、恒常的に監視すること。2つのキャスク密閉システムのうちのいずれかに不具合があった場合、直ちに中央監視室に信号を送る監視システムを使用すること。

b. 遮へい機能

遮へい機能については、5. 電離放射線の遮蔽において、貯蔵中はキャスクおよび貯蔵施設によって、公衆および運転員に対する適切な遮へいを保証することが以下の通り要求されている。

- ・ 遮へいの要件を満足していることを実証する場合は、スカイシャイン線および二次放射線を含めたガンマ線及び中性子を考慮すること。キャスク内及び全ての中間貯蔵施設内で可能性のある最も高いガンマ線及び中性子の強度、及び、輸送及び取扱工程を含めた放射線源の最も保守的な空間分布を仮定すること。場合によってはその他の放射性物質（例：放射性廃棄物、汚染された空きキャスク）も放射線源として考慮する。
- ・ 貯蔵施設の吊り上げ装置や輸送機器の運転席についても、被ばく低減のために遮へいされているか検査すること。中間貯蔵施設のキャスクの配置ではお互いの遮蔽効果を利用することが望ましい。しかしながら、配置の決定に際しては立入りの容易性及び容器や除熱機能への影響の観点を考慮すること。

c. 臨界防止機能

臨界防止機能については、3. 臨界安全性において主に以下の事項を要求している。

- ・ 通常の貯蔵、キャスクの取扱い、全ての設計基準事故、外部からの航空機衝突、爆発による圧力波の発生においても、未臨界を維持すること。ここでは、DIN 25403（核燃料の処理及び取扱時の臨界安全性）Part 1において言及されている技術的な安全対策、破壊的事象に対する防護と臨界安全の証明に関する安全原則を満足する必要がある。

- ・ 臨界安全性は、通常運転中に予想される最も不利な条件に対して実証されなければならない。DIN25403 の Part 1、DIN 25478 および DIN 25712 に基づく計算の不確かさと製造の公差を考慮に入れる必要がある
- ・ 以下の方法によって、未臨界を維持すること
 - 燃料集合体の濃縮度の制限：燃焼度、燃焼度に伴う核分裂性物質含有量の減少、核分裂生成物及びアクチノイドの中性子吸収効果
 - 燃料集合体の寸法、個数の制限、燃料バスケット内の幾何学的配置の仕様
 - 中性子減速材の排除または制限、キャスク内の許容基準値超の水量の排除および貯蔵室の乾燥状態の維持
 - 燃料バスケットまたは設置された燃料集合体自体に設置された中性子吸収材の使用
- ・ 指定された通常運転状態からの逸脱時、設計基準事故時、設計基準事象を超えた場合にも、未臨界値が維持されることも実証されなければならない。適切な管理措置が講じられない限り、キャスクの誤装填によって燃料集合体と燃料バスケットの配置が変更される可能性があることも考慮する。

d. 除熱機能

除熱機能については、4. 除熱において主に以下の事項を要求している。

- ・ 崩壊熱の除去は、キャスク、燃料要素、貯蔵棟の温度が、貯蔵期間全体にわたって許容限界以下に保たれるようにしなければならない。自然対流によって受動的に環境に熱を放散することが可能でなければならない。
- ・ 除熱は、ガンマ線および中性子線の遮蔽または気密性の低下を引き起こす恐れのあるキャスク温度に至らないようにしなければならない。特に、軽水炉燃料に関しては、燃料棒温度は、被覆管の損傷を排除するために十分に低く保たなければならない。
- ・ 除熱のため、貯蔵施設に給排気口を設置しなければならない。気流設計は、キャスクによって加熱された空気が環境に放出され、それと同程度の外気がキャスクに供給されるように設計されなければならない。建物構造内の温度が設計温度よりも高くなるようにすること。

3) 放射線管理及び環境安全

放射線管理及び環境安全については、6. 放射線防護において主に以下の事項が要求されている。

- ・ 貯蔵施設内の放射線モニタリング
 - 放射線防護エリアでは、代表点でのガンマ線と中性子の線量率をモニタリングし、少なくとも年に1回文書化しなければならない。
 - 貯蔵施設での作業においては、公式の線量計に加えて、いつでも結果を読み取ることができ、最新技術に準拠している線量計を使用する必要がある。
 - 放射線測定装置は、測定目的の要件を満たし、それらの機能的性能について試験され、定期的に点検されなければならない。また、十分な数が利用可能でなければならない。
- ・ 環境中の放射線モニタリング

- ▶ ガンマ線および中性子線から生じる局所線量率は代表的な場所（例えば、貯蔵施設の境界フェンス）で測定されなければならない。

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

使用済燃料に対する考慮（貯蔵前の漏えいの確認等）に該当する要件は含まれていなかった。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

9. 1 内部ハザードにおいて、貯蔵施設のクレーン等の装置については、運転上の全ての作業を分析し、キャスクに対する最も高い機械的応力が発生するシナリオを選択する必要があるとしている。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発に対する考慮については、8. 4 火災防護において主に以下の事項を要求している。

- ・ 火事発生中および発生後も、閉じ込めや遮蔽機能が維持される必要がある。別途定められた線量限度を遵守するよう少なくとも一つの閉じ込めバリアが存在し、キャスクへの火災影響を十分に制限しなければならない。
- ・ 貯蔵エリアに可燃性物質を置く場合は発火しない状態での貯蔵のみ認められる。防火対策は DIN 4102（建材及び部材の燃焼挙動）および KTA 2101（原子力発電所の防火）の最も厳しい要件で設計されなければならない。貯蔵エリア以外では、施設内からの避難経路の長さは 50m 以下、貯蔵エリアでは 120m 以下に設計する必要がある。
- ・ 全ての施設内に可搬型消火設備を設置する。消火設備は可能性のある経年劣化（腐食など）を考慮する。

d. 電源喪失に対する考慮

電源喪失に対する考慮としては、8. 3 電気設備において主に以下の事項を要求している。

- ・ 貯蔵施設に対しては、通常時電源、予備電源、および無停電電力供給を提供できなければならない。通常時電源システムは、貯蔵場所の運用および重要インフラへの給電に使用される。予備電源システムおよび無停電電源システムは、重要設備への電源を供給する。照明および監視システムの一部は、予備電源システムに接続する必要がある。
- ・ 防護目標の維持のための能動的な安全システムが必要とされず、あらゆる業務を何時でもリスクなしに中断できるため、安全工学的な意味で、予備電源は単線で構築されているもので十分である。なお、無停電電源は安全装置、安全照明、誘導灯、場合によっては重要なデータ処理機械、放射線測定器に電力供給を行う。

- ・ 安全上の重要度次第では、保護目標を遵守するために受動的な安全システムは必要なく、進行中のすべての活動をリスク無く中断できるため、予備電源は単一系統でよい。
- ・ 無停電電源システムは、セキュリティシステム、非常用照明、重要な IT システム、放射線測定システムに給電できる必要がある。

e. 共用に対する考慮

共用に対する考慮については、10. において主に以下の事項が定められている。

- ・ 運転中の他の原子力施設に近接する貯蔵施設については、インフラの共有が許容される。
 - 計装制御システムおよび機器
 - 環境モニタリングシステム
 - 物理的保護システム
 - 電気供給を含む媒体の供給および処分
 - 一般的なサービス
 - 人員
- ・ 共有する場合、貯蔵施設の運転が安全性の観点から容認できない方法にならないことを確実にすること。また、キャスク監視システムのディスプレイも貯蔵施設に表示されるようにすること。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

外部ハザード（人的ハザードも含む）については、9. 2において主に以下の事項が定められている。

- ・ 暴風雨、雨、雪、霜、落雷、洪水、地滑り、地震などの外部の自然災害
- ・ 有害な物質の影響、化学反応によって引き起こされる圧力波、内部で広がる外部火災（山火事）、鉱業による損傷、航空機の墜落（高速で飛ぶ軍用機の偶発的な墜落）などの外部の人為的なハザード

g. 事故時に対する考慮

事故時については、13. 緊急事態対策において緊急時計画を定めることが要求されている。緊急時計画には、放射線に関連する事象と放射線に関連しない事象の両方を含む必要があり、外部組織との連絡責任者等や緊急事態宣言の条件等を定めることが要求されている。

h. 検査、修理等に対する考慮

検査、修理等については、12. 4. 6メンテナンスにおいて、試験または保守を必要とする貯蔵施設の設備は、容易にアクセスできるように配置するか、技術的手段によって利用可能な状態とすることが要求されている。施設内には、十分な保守作業用スペースを設け、放射線防護のための追加遮へいを設ける必要がある。

参考文献

[38] Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of

Radioactive Waste Management Report of the Federal Republic of Germany for the
Sixth Review Meeting in May 2018

[39] ESK 勧告「使用済燃料及び発熱性放射性廃棄物の乾式キャスク貯蔵に関するガイドライン」

1.1.11 英国

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[40]

英国には、運転中の原子炉が 15 基あり、建設中の原子炉は 1 基、恒久停止となった原子炉は 30 基ある。

使用済燃料は再処理後、地層処分する方針とされている。再処理は、セラフィールドにある原子力廃止措置機関（NDA）が所有するマグノックスプラント及び酸化物燃料再処理プラント（THORP）で行われている。マグノックスプラントは、黒鉛減速ガス冷却炉（GCR）からの使用済燃料の再処理を 2020 年末までに完了させる予定としている。また、THORP は、改良型ガス冷却炉（AGR）からの使用済燃料及び海外由来の使用済燃料の再処理を 2018 年に完了しており、同施設は 2070 年代までは使用済燃料の貯蔵施設として使用される方針とされている。なお、政府は、2006 年、HLW を含む放射性廃棄物を中間貯蔵後に地層処分する方針を決定し、2014 年から約 20 年間でサイトを選定する計画である。

使用済燃料の乾式貯蔵施設は、廃止措置中の Wylfa 原子力発電所（マグノックス炉）は、モジュラー型ボルト方式の MVDS、Sizewell B 発電所はコンクリートキャスク（Holtec）を採用している。Sizewell B 発電所については、チェルノブイリ発電所 ISF-2 と同様の Holtec 社製 DWC（1.1.8 参照）が採用されている。

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

英国において事業者が原子力施設の設置から廃止措置までを行うためには、1965 年原子力施設設置法に沿って、原子力規制局（ONR）から原子力サイト許可を取得する必要がある。また、付随して、建設、コミッショニング、操業、廃止措置の各段階において ONR から実施のための承認を得なければならない。各段階において事業者から提出される安全関連文書の審査においては、ONR が策定した指針である安全評価原則（SAP）[41]と SAP を補填する技術評価指針（TAG）[42]や技術検査指針（TIG）が参照される。

このように英国では事業者に対する規範的な文書による規制を実施しておらず、規制活動を実施する原子力施設検査官に対する指針（SAP、TAG、TIG）の該当記述が、実質的に、使用済燃料貯蔵施設に係る承認を得る際の審査指針となっている。

原子力施設の規制・基準に関連した内容は、SAP の「工学的原則」のセクションに数多くまとめられている。「工学的原則」には、「主要原則（EKP : Key Principles）」から「臨界安全（ECR : Criticality Safety）」まで、26 のサブセクションがある。

- ・ 安全評価原則 Safety Assessment Principles(SAPs)
- ・ TAG81「技術評価指針、使用済燃料の貯蔵に特化した安全側面」(Technical Assessment Guidance(TAG), Safety Aspects Specific to Storage of Spent Nuclear Fuel)
- ・ TAG16「金属 SSC の健全性」(INTEGRITY OF METAL STRUCTURES, SYSTEMS AND COMPONENTS (TAG16))

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、安全評価原則 Safety Assessment Principles(SAPs) の中から、主な事項を示す。

1) 立地条件

立地 (Siting) ST のセクションに次のような原則がある。

ST.4 : 立地 サイトの適合性

新しいサイト許可を発行する前に、安全な原子力の運営を支えるのに適合していることを評価すべきである。

ST.5 : 立地 他の危険な施設への影響

セーフティケースでは、原子力施設の異常事象により影響を受ける可能性のある敷地内又は敷地外のあらゆる危険な施設を考慮すべきである。

工学的原則に土木工事 (Civil Engineering) ECE のサブセクションがあり、26 項目の原則が示されている。その中から代表的なものを以下に示す。

ECE.4 工学的原則 : 土木工学 調査 現地の自然素材

通常運転及び故障条件に対して決められた基礎負荷を支える現地の自然素材が適切であることを決めるため、調査を実施すべきである。

ECE.9 工学的原則 : 土木工学 設計 地震

原子力施設に近接する土手、自然傾斜地・掘削傾斜地、及び河川堤防・海岸堤防の設計は、その施設の安全を防護し、危険にさらさないようなくてはならない。

ECE.7 工学的原則 : 土木工学 設計 基礎

基礎は、通常運転および故障条件に対して決められた構造物荷重を支えるよう設計すべきである。

基礎は、通常運転および故障条件に対して決められた構造物荷重を支えるよう設計すべきである。

EHA.9 : 工学的原則 : 外部・内部ハザード 地震

設計基準地震 (DBA) を導くために、サイト周辺地域の地震学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。

EHA.10 : 工学的原則 : 外部・内部ハザード 電磁気障害

施設の設計には、電磁気障害の影響に対する予防及び／又は防護対策を含めるべきである。

EHA.11 : 工学的原則 外部・内部ハザード 気象条件

原子力施設は設計基準事象の基準に合致する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シビアアクシデントにつながる可能性を持つ設計基準を超える気象条件についても解析す

べきである。

EHA.12：工学的原則 外部及び内部ハザード 洪水

原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシビアアクシデントについても解析すべきである。

EHA.14：工学的原則 外部及び内部ハザード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生源

火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生源は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。

EHA.8：工学的原則 外部及び内部ハザード 航空機墜落

安全に重要な構造物、系統及び構成機器を収納する施設の上又は近くを飛行するヘリコプター及び飛行体を含む航空機墜落の予想全頻度を定めるべきである。

2) 基本的安全機能

信頼性設計（design for reliability）EDR に次のような原則がある。

EDR.2：工学的原則 信頼性設計 多重性、多様性及び分離

構築物、系統及び機器内に、適宜、多重性、多様性、及び分離を組み込むべきである。

a. 密封機能

密封機能については、格納と換気 ECV に次のような原則がある。

ECV. 1：工学的原則 格納と換気 格納の設計 漏洩の防止

放射性物質は格納されるべきであり、漏洩による汚染の拡大を通じた放射性廃棄物の生成は、予防されるべきである。

ECV. 2：工学的原則 格納と換気 格納の設計 放出の最少化

原子力における格納とその関連システムは、通常運転、故障、および事故等の状況下において、環境に対する放射能の放出を最少とするように設計されるべきである。

ECV. 3：工学的原則：格納と換気 格納設計 閉じ込め方法

放射性物質を閉じ込める主な方法は、能動的な力学的システムや機器を使用するよりも、むしろ、受動的な密封格納システムと内在的な安全特性の具備によるべきである

ECV. 7：工学的原則：格納と換気、漏洩のモニタリング

通常時及び事故状況下における格納バウンダリからの核物質の漏洩を検出、位置決め、定量化、及びモニターするために、適切なサンプリングやモニタリングのシステム、及びその他の設備が格納の外部に設置されるべきである。

溶接については、キャニスタは最も信頼性の高い金属製機器に該当するが、高信頼性の機器に関する SAP（EMC.1～EMC.3）が規定されており、その中に以下の記載がある。

295. EMC.1 と EMC.2 に適合させるため、セーフティケースには次の適切なエビデンスを含めるべきである：

- (f) 母材と溶接材が適切な特性、特に強度と必要な耐破壊特性を持っていることを証明する確認試験

SAP の EMC.10：溶接位置に続くパラグラフに次の説明がある。

305. 例えば、その他の要因も同等である：

- (a) 鍛造オーステナイトステンレス鋼の方が鋳造ステンレス鋼より好ましい。鍛造品の方が超音波の透過が良好なため（体積試験の場合）。
- (b) 溶接その他の試験が必要な個所を、土木建築構造材の中や、その他の検査の障害となりそうなものの近くに置くべきではない。
- (c) 中性子放射線の位置での溶接は避けるべきである。

b. 遮へい機能

遮へい機能については、放射線防護 RP に以下の原則がある。

RP. 1：放射線防護 通常運転（計画被ばく状況）

施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設置するべきである。

RP. 2：放射線防護 故障・事故状態（緊急被ばく状況）

故障時又はアクシデントマネジメントの一環で接近する必要がある施設部分には、放射線と放射能汚染による被ばくに対する適切な防護を設置すべきである。これには、事故の発生を防止、または事故の影響を緩和する措置を含めるべきである。

RP. 6：放射線防護 遮蔽

遮蔽が線量制限の手段であると検証された場合には、それは、あらゆる状況下において有効とされるべきである。

c. 臨界防止機能

臨界防止機能については、臨界安全性 ECR に以下の原則がある。

ECR. 1：工学的原則 臨界の安全性 安全対策

かなりの量の核分裂性物質が存在するところはどこでも、計画外臨界の発生を防止するための安全対策があるべきである。

ECR. 2：工学的原則 臨界の安全性 二重偶発性の手法

臨界のセーフティケースでは二重偶発性の手法を採用すべきである。

臨界防止に関しては「臨界安全」の TAG、NS-TAST-GD-041 が発行されており、そのなかに審査に当たっての検査官へのアドバイスが詳しく記載されている。

d. 除熱機能

除熱機能については、伝熱系（Heat transport systems）EHT に以下の原則がある。

EHT. 1 : 工学的原則 熱輸送系 設計 EHT. 1

熱輸送系、必要に応じて、熱の除去または追加が可能となるように設計されるべきである。

EHT. 2 : 工学的原則：熱輸送系 冷却材のインベントリーと流量

運転可能な状況及び設計基準故障状態下において、冷却を安全制限値内に維持するためには、十分な冷却材インベントリーと流量が供給されるべきである。

また、NS-TAST-GD-081「使用済燃料貯蔵に特有の安全面」の「5. 検査官へのアドバイス」の「使用済燃料の管理 (control)」の「5.6 貯蔵期間中、燃料を良好な状態に維持できることを示すために考慮すべき因子・・・」の中に次のような記載がある。

5.6 ……「貯蔵施設の徐熱系統が、全ての設計基準シナリオ及び設計基準を超えるシナリオに対して必要な冷却を供給する能力を有していることの証明」

具体的対策に関する基準はないが、TAG、S-TAST-GD-081「使用済燃料貯蔵に特有の安全面」に以下の記載がある。

5.6 貯蔵期間中、通常運転、運転時の予期される過渡変化、及び設計基準事故の条件に対して、燃料を良好な状態に維持することができることを示すために考慮すべき因子に以下が含まれる：

j. 貯蔵施設の除熱系が、全ての設計シナリオと設計基準を超えるシナリオを対象として必要な冷却を提供できることを証明する。

3) 放射線管理及び環境安全

RP. 1 : 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況)

施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設置するべきである。

被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。

評価では ALARP (As Low As Reasonably Practicable, ALARP) の要件も適用しなければならない。(SAP のパラグラフ 143)

「合理的に達成できる限り低い」に関して、英国では全てのリスクレベルに対してリスクを合理的に達成可能な限り (so far as is reasonably practicable, SAFIRP) 低減する法的義務が課されている。ONR これに対し便宜上上記の ALARP という用語を使用しており、これは国際的に使用されている ALARA と同等である。

RP. 2 : 放射線防護 故障・事故状態 (緊急被ばく状況)

故障時又はアクシデントマネジメントの一環で接近する必要がある施設部分には、放射線と放射能汚染による被ばくに対する適切な防護を設置すべきである。これには、事故の発生を防止、または事故の影響を緩和する措置を含めるべきである。

事故時条件に関して、SAP では故障から発生するリスクに関して原子力施設に共通の取扱いをしている。それに関連する原則は「故障解析」の章にまとめられている。

FA. 2 : 故障解析 一般 初期故障の検証

故障解析は、人々がかなりの放射線量を受けるに至る、又はかなりの量の放射性物質が所在場所や閉じ込め場所から漏出するに至る可能性を有する初期故障を、全て、検証すべきである。

FA. 7 : 故障解析 : 設計基準解析 結果

設計基準故障シーケンスの解析は、適切なツールとテクニックを用い、また、結果がALARPであることを実証するため保守的ベースに立って実施すべきである。

被ばく線量には英国の様々な法令が関係してくるが、SAP ではそれらを数値目標と法的制限値 (Numerical target and legal limits、NT) として整理し提示している。

NT. 1 : 数値目標と法的制限値 目標値に対する評価

セーフティケースは、通常運転、設計基準故障及び放射線事故のリスクに関するサイト内外の人々に対する SAP の数値目標と法的制限値に対して評価すべきである。

RW.1 : 放射性廃棄物管理 放射性廃棄物に係る方針

サイトにおける放射性廃棄物管理に関する方策を作成し、実施すること。

RW.2 : 放射性廃棄物管理 放射性廃棄物の発生

放射性廃棄物は、発生させないようにしなければならない。それが合理的に実行できない場合には、量と放射能の面から発生量を最少に抑えなければならない。

RW.4 : 放射性廃棄物管理 特性把握と分離

放射性廃棄物は、安全で効果的な管理を容易にするために、その特性を明らかにし、分離しなければならない。

RW.5 : 放射性廃棄物管理 放射性廃棄物の貯蔵と受動的安全性

放射性廃棄物は、優れた工学的慣行に基づき、受動的な安全条件下で貯蔵しなければならない。(国内技術要件では、受動的な安全は明示的に規定されていない。)

RW.6 : 放射性廃棄物管理 受動的な安全に要する時間

放射性ハザードを体系的に、前進的に低減すべきである。廃棄物は、合理的に実行できる限り速やかに、受動的な安全状態に処理すべきである。

ECV. 1 : 工学的原則 格納と換気 格納の設計 漏洩の防止

放射性物質は格納されるべきであり、漏洩による汚染の拡大を通じた放射性廃棄物の生成は、予防されるべきである。

ECV. 2 : 工学的原則 格納と換気 格納の設計 放出の最少化

原子力における格納とその関連システムは、通常運転、故障、および事故等の状況下において、環境に対する放射能の放出を最少とするように設計されるべきである。

ECV.7：工学的原則：格納と換気、漏洩のモニタリング

通常時及び事故状況下における格納バウンダリからの核物質の漏洩を検出、位置決め、定量化、およびモニターするために、適切なサンプリングやモニタリングのシステム、およびその他の設備が格納の外部に設置されるべきである。

放射性物質の放出による被ばくについても前述の数値目標と法的制限値が適用される。

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

RW.1：放射性廃棄物管理 放射性廃棄物に係る方針

サイトにおける放射性廃棄物管理に関する方策を作成し、実施すること。

RW.4：放射性廃棄物管理 特性把握と分離

放射性廃棄物は、安全で効果的な管理を容易にするために、その特性を明らかにし、分離しなければならない。

NS-TAST-GD-081「使用済燃料貯蔵に特有の安全面」の「使用済燃料の管理 (control)」や「貯蔵期間」では WENRA の使用済燃料貯蔵の参照レベルを引用し、貯蔵で考慮すべき事項が詳しく説明されている。貯蔵燃料の健全性に関連する記載の例を以下に示す。

5.7 許可取得者は、燃料貯蔵施設の想定する全使用期間を定めるべきであり、必要な全使用期間を安全に達成するためにそれをどのように設計し、運転し、保全するかを証明すべきである。これには以下が含まれるであろう：

a. 設計：

- ii. 被覆管と燃料集合体に構造上の課題が発生する可能性を最小限にする貯蔵施設の設計と運転。(新しい原子炉の設計で、検査官は、使用済燃料の管理に関して、運転後の貯蔵を燃料と被覆管の設計で考慮しているという保証を求めるべきだということを経験した。)

SAP や TAG に漏洩燃料の貯蔵を禁止する原則はない。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

キャニスタの取扱と限定してはいないが、荷重の落下について工学的原則の外部・内部ハザード (External and Internal Hazard) で取り上げている。

EHA.14：工学的原則 外部及び内部ハザード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生源

火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生源は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発は工学的原則の外部・内部ハザード (External and Internal Hazard) EHA 取り上げている。

EHA.14 : 工学的原則 外部及び内部ハザード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生源

火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生源は、特定され、定量化され、セーフティケースの中で評価されるべきである。

EHA.16 : 工学的原則 : 外部・内部ハザード 火災の検出と消火

想定可能な最悪事例設計基準シナリオに相応の容量と能力をもった火災検出と消火のシステムを用意すべきである。

EHA.17 : 工学的原則 : 外部・内部ハザード 火災に備えた適切な材料

施設全般にわたって、不燃性又は難燃性、及び耐火性の材料を使用すべきである。

d. 電源喪失に対する考慮

ESR. 6 : 工学的原則 安全関連システムの計装制御 電源

安全関連システムの計装制御は、信頼性と使用可能性が遂行中の機能と整合した電源から操作されるべきである。

EES. 3 : 必須サービス 能力、耐久性、使用可能性及び信頼性

各予備ソースは、その関連するシステムの最大の要件を満たす能力、耐久性、使用可能性及び信頼性を持つべきである。

e. 共用に対する考慮

EES. 4 : 工学的原則 必須サービス 他施設との共有

多施設のサイトにおいて、必要不可欠なサービスを他のプラントと共用するときは、その供給の適切さの評価に当たっては、共用の影響を考慮に入れるべきである。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

EHA.9 : 工学的原則 : 外部・内部ハザード 地震

設計基準地震 (DBA) を導くために、サイト周辺地域の地震学と地質学およびサイトの地質学を評価すべきである。

また、EHA.9 の後ろのパラグラフ 254 に次のような記述がある。

254. 運転基準地震動（operating basis earthquake、OBE）も設定すべきである。OBE レベルの地震動の繰り返し発生によって構築物、系統及び機器が損傷してはならない。・・・貯蔵中のコンクリートキャスクにもこの原則が適用されるものと考えられる。

地震以外のハザードについては以下の原則がある。

EHA（内部・外部ハザード）では施設の安全に影響を及ぼし得るハザードを考慮すべきとしている。

EHA.1：工学的原則 外部・内部ハザード 特定と特性評価

施設の安全に影響を及ぼし得る外部・内部ハザードを特定し、特性評価すべきである。地震や洪水の他に電磁気障害（EHA.10）と気象条件（EHA.11）を取り上げている。

EHA.10：工学的原則 外部・内部ハザード、電磁気障害

施設の設計には、電磁気障害の影響に対する予防及び／又は防護対策も防護対策を含めるべきである。

EHA.11：工学的原則 外部・内部ハザード 気象条件

原子力施設は設計基準事象の基準に合致する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シビアアクシデントにつながる可能性のある設計基準を超える気象条件についても解析すべきである。

EHA.8：工学的原則 外部及び内部ハザード 航空機墜落

安全に重要な構築物、系統及び構成機器を収納する施設の上又は近くを飛行するヘリコプター及び飛行体を含む航空機墜落の予想全頻度を定めるべきである。

人為事象に関連しては、ヒューマン・ファクター（human factors）EFMのサブセクションがあり12の原則が示されている。一例を次に示す。

EHF.10：工学的原則 ヒューマン・ファクター 人的信頼性

リスクの査定は、安全性に影響を与えると思われる人的行為又は不作為について検証し、解析すべきである。

津波は前述の EHA（内部・外部ハザード）の中の洪水（flooding）EHA.12 で取り上げられている。SAP2014は、福島第一原子力発電所の事故の教訓を反映して、自然災害に対する対応が大幅に強化されているが、EHA12（洪水）に関する説明（パラグラフ 260～267）が大幅に見直されている。

EHA.12：工学的原則 外部及び内部ハザード 洪水

原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシビアアクシデントについても解析すべきである。

267. 外部ハザードによる、例えば、降雨、高潮、風津波、気圧の影響、河川の氾濫と上流構築物、海岸浸食、静振及び津波による洪水の可能性を判断するために、サイト周辺の地域を評価すべきである。

g. 事故時に対する考慮

警報と通信連絡等についてはヒューマン・ファクター (Human factor) EHF のサブセクションに次の原則がある。

EHF.7 : 工学的原則 : 人的因子 ユーザーインターフェース

通常運転時、故障及び事故の条件で、施設に有効な監視と制御を実現するのに適合した、十分なユーザーインターフェースを、適切な位置に設けなければならない。

また、これらのインターフェースの電源には、前述の ESR 6 や EES.3 が適用される。

ESR.7 : 工学的原則 : 安全関連システムの計装制御 通信システム

適切な通信システムは、情報と指示が各場所間で伝達可能なように、また、補助サービスや、必要に応じて他の機関との外部通信が可能となるように、設備されるべきである。

h. 検査、修理等に対する考慮

キャニスタに特化した原則ではないが、工学的原則 : 金属製機器及び構築物の健全性 : 設計に次のような原則が示されている。

EMC.8 : 金属製機器及び構築物の健全性 : 設計 試験に対する備え

幾何学形状とアクセス配置では試験の必要性に注意すべきである。

重要度及び必要性に応じた適切な方法については、前述の安全分類と基準 (ECS) の SAP がある。

ECS.3 : 工学的原則 : 安全分類と基準 規格・基準

安全上重要な構築物、系統及び機器は、該当する基準に従って、設計、製造、建設、設置、試運転、品質保証、保守、試験及び検査を行うべきである。

i. その他

セキュリティについて、工学的安全の配置 (layout) ELO のサブセクションに次のような原則が示されている。

ELO.2 : 工学的原則 配置 許可されないアクセス

構築物、系統及び機器、又はそれらの参照データ (建物情報のモデルを含む) への許可されていないアクセス又は干渉を防止すべきである。

人為事象に関しては前述の EHF.10 (ヒューマン・ファクター) がある。

参考文献

[40] The United Kingdom's Sixth National Report on Compliance with the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel and Radioactive Waste Management, October 2207

https://www.iaea.org/sites/default/files/national_report_of_united_kingdom_for_the_6th_review_meeting_-_english.pdf

[41] Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities

<http://www.onr.org.uk/saps/saps2014.pdf>

[42] Technical assessment guides (TAGs)

<http://www.onr.org.uk/tagsrevision.htm>

[43] SAFETY ASPECTS SPECIFIC TO STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL,
NS-TAST-GD-081 Revision 2 , March 2016

http://www.onr.org.uk/operational/tech_asst_guides/ns-tast-gd-081.pdf

1.1.12 米国

(1) 使用済燃料・廃棄物管理の方針・動向[44]

米国には、運転中の原子炉が 98 基あり、建設中の原子炉は 2 基、恒久停止となった原子炉は 35 基ある。

米国は、使用済燃料を直接処分する方針を取っており、再処理は実施していない。ユッカマウンテンを最終処分地とする計画は、オバマ政権時に一旦中止となったものの、現政権ではユッカマウンテン計画を継続する方針が示されている。

乾式貯蔵を行う独立使用済燃料貯蔵施設（ISFSI）が計 71 か所あり、ほとんどの原子力発電所サイト内に設置されている。乾式貯蔵方式は以下が採用されている。

- ・ コンクリートキャスク貯蔵方式：
FuelSolutions、HI-STORM 100、HI-STORM 100HB、HI-STORM 100S、MAGNASTOR、NAC-MPC、NAC-UMS、VSC-24
- ・ 横型サイロ貯蔵方式：
NUHOMS-12T、NUHOMS-24P、NUHOMS-24PHB、NUHOMS-24PT、NUHOMS-24PT1、NUHOMS-24PT4、NUHOMS-24PTH、NUHOMS-32P、NUHOMS-32PT、NUHOMS-37PTH-S、NUHOMS-39PT、NUHOMS-52B、NUHOMS-61BT、NUHOMS-61BTH、NUHOMS-7P、NUHOMS-HD-32PTH
- ・ ボールト方式：MVDS
- ・ 半地下貯蔵方式：HI-STORM 100 UMAX

(2) 乾式貯蔵施設に係る技術要件

独立使用済燃料貯蔵施設（ISFSI）及び監視付回収可能貯蔵施設（MSR）の認可条件蔵施設（Monitored Retrievable Storage: MRS）といった乾式貯蔵施設に関する規制としては、以下がある。

- ・ 10CFR72「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及びCクラス以上の原子炉由来の廃棄物の独立貯蔵に関する許認可要件」
 - 10CFR72 は、当該施設の許認可に必要な手続き、条件、技術要件及び管理要件等を規定
- ・ NUREG-1536「乾式キャスク貯蔵システムに関する標準審査プラン」
- ・ NUREG-1567「乾式キャスク貯蔵施設に関する標準審査プラン」
- ・ NUREG-1927「使用済燃料乾式貯蔵システムの許認可及び型式認証の更新に関する標準審査プラン」
 - 標準審査プラン（SRP）は、10CFR72 に基づく安全審査における審査基準。NUREG-1536 はキャスク、NUREG-1567 はキャスクも含む貯蔵施設が適用範囲。
- ・ SFST(Spent Fuel Storage and Transportation)-ISG(Interim Staff Guidance)-1～25
 - 標準審査プランを補完する審査指針であり、規則の更新や新たな知見への対応とし

て、必要に応じて適時作成される。

なお、審査の効率化、ISG 利用の最小化、SRP の一元化等を目的として、NUREG-1536、NUREG-1567、ISG を統合した NUREG-2215 「使用済燃料乾式貯蔵システム及び設備に関する標準審査プラン」がドラフト版として公開されている。また、SRP の中では、ASME B&PV コード等、多くの規格・基準が参照されている。

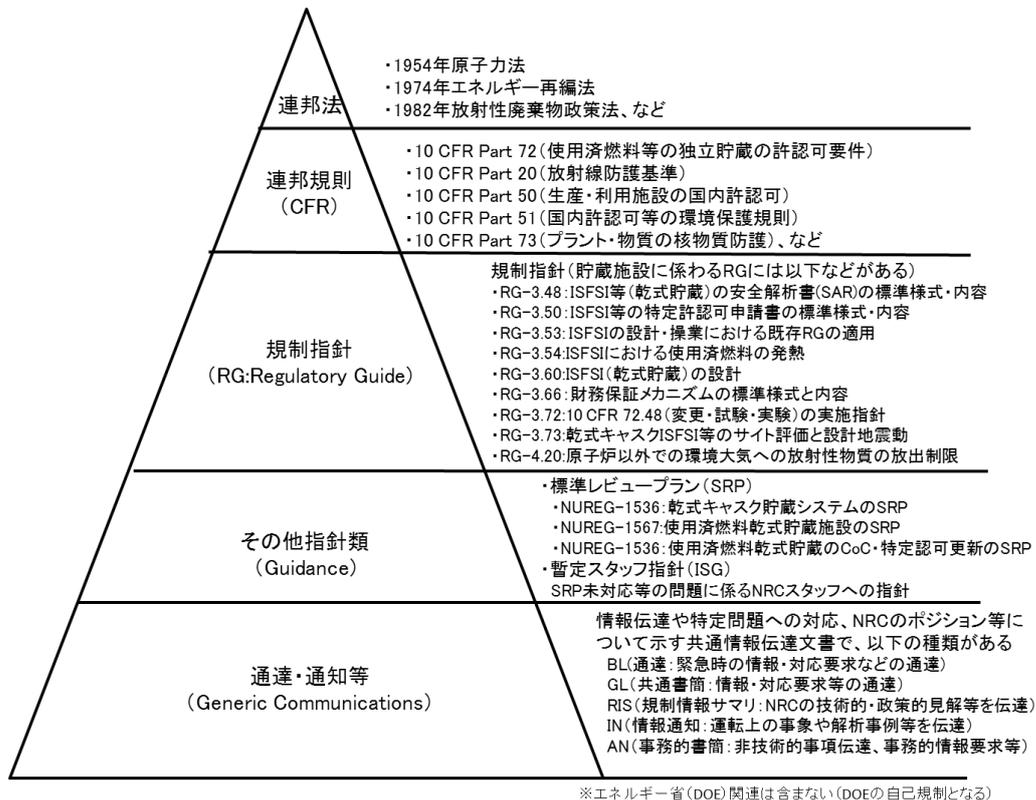


図 1.1-19 米国における原子力規制文書の体系

出所) 株式会社三菱総合研究所「平成27年度 使用済燃料貯蔵に係る海外動向調査」2016年3月から引用

以下、キャニスタを用いた貯蔵施設の技術要件について調査した結果を示す。ここでは、10CFR72 および NUREG-2215[45]の中から、主な要件を示す。

1) 立地条件

立地条件に関する主な要件は、10CFR72 サブパート E 「立地評価要因」において定められている。

- ・ § 72.90 一般的な考慮事項
- ・ § 72.92 設計基準の外部からの自然事象
- ・ § 72.94 設計基準の外部からの人為的な事象
- ・ § 72.96 設置場所の制限
- ・ § 72.98 ISFSI または MRS サイト周辺の地域の特定

・ § 72.100 地域に対する ISFSI または MRS の潜在的影響の定義

ここで、§ 72.90 「一般的な考慮事項」の中では以下の通り、事象の特定・評価を要求している。

- (a) ISFSI または MRS の安全性または環境に直接影響を与える可能性のある敷地特性を調査し、評価する必要がある、
- (b) ISFSI または MRS の安全な運営に影響を与える可能性のある、外部からの自然および人為的な出来事の頻度と重大度に関して、ISFSI または MRS の候補地を検討しなければならない。
- (d) ISFSI または MRS 設計を介して適切な保護を提供することができない設計基準の外部事象を有する候補地は、ISFSI または MRS の場所には不適切と見なされるものとする。
- (f) 施設は、氾濫原の居住および変更に関連する長期および短期の悪影響を可能な限り回避するように配置されなければならない。

NUREG-2215 第 2 章「乾式貯蔵施設の立地特性評価」では、

- (1) 外部自然事象および人的事象が設計基準とともに特定されており、また当該設計基準レベルの妥当性が適切に明示されていること
- (2) 審査者が影響を受けると思われる重要な個人および集団を同定できること
- (3) 10 CFR Part 72 に従い、施設から放出された汚染物が最大限に被ばくする実在の個人および集団まで移動するプロセスを適切に特徴付けていることを合理的に保証すること

を目的として、以下の範囲を審査すると述べている。

- ・ 地理および人口統計
- ・ 隣接する産業施設、輸送施設および軍事施設
- ・ 気象
- ・ 地表水
- ・ 地下水
- ・ 地質および地震

なお、NUREG-2215 第 16 章「事故解析評価」では、以下の通り、評価に含める必要がある最低限の事象を挙げている。

16.4 「規制要件と認可基準」

- ・ 非正常 (Off-Normal) 事象及び条件
 - 部分的な排気口の閉塞 (該当する場合)

- 放射性物質放出をもたらす操作事象
- 非正常周囲温度
- 使用済燃料プール設備に関連するオフノーマル事象
- ・ 事故事象及び条件
 - 貯蔵容器の転倒
 - 貯蔵容器の落下
 - 洪水
 - 火災と爆発
 - 落雷
 - 地震
 - 遮蔽の喪失
 - 断熱加熱
 - 自然現象によって発生する竜巻やミサイル
 - 近隣のサイトでの事故
 - 使用済燃料プール施設に関連する事故
 - SSC⁵への構造的失敗を構築

平常時の線量限度としては、§ 72.104「排水中の放射性物質および ISFSI または MRS からの直接放射線の基準」に以下の通り定められている

- (a) 通常の運転中および予想される事象の発生時に、管理区域を超えている実在の個人に相当する年間線量は、全身に対して 0.25 mSv (25 mrem)、甲状腺に対して 0.75 mSv (75 mrem)、他の任意の重要臓器に対して 0.25 mSv (25 mrem) を超えてはならない。

事故時の線量限度としては、§ 72.106「ISFSI または MRS の管理区域」に以下の通り定められている。

- (b) 管理区域から最も近い境界線上にいる個人又はその境界線の外側にいる個人が、設計基準事故によって、総実効線量の限界値 0.05 Sv (5 rem)以上、又はいかなる個別器官又は組織（眼球の水晶体を除く）にも深部線量当量と預託線量当量との和の限界値 0.5 Sv (50 rem)以上を受けないようにすること。水晶体への線量当量は 0.15 Sv (15 rem) を超えてはならず、皮膚または任意の四肢に相当する表層部線量当量は 0.5 Sv (50 rem) を超えてはならない。使用済燃料、高レベル放射性廃棄物又は原子炉関連の GTCC 廃棄物の取扱い・貯蔵施設と、最も近い管理区域の境界線までの距離は最低 100mとすること。

⁵ Structures, Systems and Components

2) 基本的安全機能

a. 密封機能

密封機能については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「一般的な要件」において、以下の通り定められている。

(h) 密封障壁および系統

- (1) 使用済燃料の被覆管は、貯蔵中、著しい破損を引き起こす劣化から保護しなければならない。または、貯蔵中の劣化により、貯蔵施設からの取出について安全上の問題を引き起こすことのないよう当該燃料を別の方法で密封しなければならない。これは、燃料棒を束ねたもの又は単体の燃料集合体を容器に詰める等の適切な手段によって達成可能である。
- (3) 通常または異常時に雰囲気中の粒子状放射性物質を確実に閉じ込めることができるよう、換気系統と排ガス系統を必要に応じて設置しなければならない。
- (4) 貯蔵の密封系統は、安全な貯蔵状態を維持するための是正措置を講じるべき時期を許認可取得者が決定できるような方法で、継続的なモニタリングを行う機能を有する必要がある。使用済燃料の乾式貯蔵においては、乾式貯蔵用キャスクの設計要件と整合していれば、定期的なモニタリングで十分である。モニタリング期間は、使用済燃料貯蔵キャスクの設計要件に基づくこと。
- (5) HLW 等は、その取扱いや回収の際に放射性物質が環境中へ放出又はパート 20 の制限値を超える放射線被ばくが発生しないような方法で梱包しなければならない。梱包は認可期間にわたり HLW を密封しておくことができるよう設計しなければならない。

また、同じく一般設計基準の貯蔵・取扱い基準では、通常時／事故時に十分な安全性確保が可能となるための設計基準として、密封装置・系統を設計要件の一つとして規定している。

§ 72.128「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、その他の放射性廃棄物の保管および取扱いに関する基準」において以下の通り定められている。

(a) 使用済み燃料および高レベル放射性廃棄物の貯蔵および取扱システム

使用済燃料貯蔵、高レベル放射性廃棄物貯蔵、原子炉関連 GTCC 廃棄物貯蔵、および使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、または原子炉関連 GTCC 廃棄物に関連する放射性物質を含むまたは取り扱う可能性のあるシステムは、通常および事故条件下で十分な安全性を確保できるよう設計されなければならない。

(3) 閉じ込め構造とシステム

なお、NUREG-2215 第6章「閉じ込め評価」では、熱的評価の1つの側面として、燃料被覆管温度が被覆管の損傷または貯蔵中の潜在的な破損を防ぐことの確認を挙げている。また、第4章「構造評価」では、燃料集合体は必ずしもSSCではないが、被覆管はその境界内に核分裂生成物を閉じ込める深層防護であることが述べられている。

b. 遮へい機能

遮へいに関しては、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の§ 72.128「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、その他の放射性廃棄物の保管および取扱いに関する基準」において以下の通り定められている。

(a) 使用済み燃料および高レベル放射性廃棄物の貯蔵および取扱システム

使用済燃料貯蔵、高レベル放射性廃棄物貯蔵、原子炉関連 GTCC 廃棄物貯蔵、および使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、または原子炉関連 GTCC 廃棄物に関連する放射性物質を含むまたは取り扱う可能性のあるシステムは、通常および事故条件下で十分な安全性を確保できるよう設計されなければならない。

(2) 通常および事故時における放射線防護のための適切な遮蔽

また、§ 72.126「放射線防護の基準」において以下の通り定められている。

(a) 被ばく管理

構内の従事者が放射線又は大気中の放射性物質によって被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護システムを設置しなければならない。運転、保守及び必要な検査が従事者の被ばくを伴う可能性があるSSCは、従事者への外部及び内部被ばくを管理できるように設計、製作、設置、遮蔽、管理、試験を実施しなければならない。その設計には下記の手段を含まなければならない。

(6) 放射線被ばくから従事者を遮蔽しなければならない。

§ 72.128「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、その他放射性廃棄物の管理および取扱いに関する基準」においても、通常および事故時における放射線防護のための適切な遮蔽を設けることが要求されている。

なお、NUREG-2215 第6章「遮へい評価」では、安全解析報告書において、直達放射線量率を低下させることに依存するすべての設計上の特徴の材料的および幾何学的特性を記述すべきであるとしている。

- ・ 貯蔵されている放射性物質自体による自己遮へい
- ・ DSS または DSF SSC (例えば、SNF キャスク、オーバーパック、または移送キャスク) を形成する構造材料および非構造材料による遮へい

- ・ DSS または DSF SSC に組み込まれたホウ素処理された材料による中性子捕獲
- ・ 装荷および取り出し手順中に DSS または DSF SSC 上および周囲に装置およびポータブル遮蔽を一時的に配置することによる遮へい
- ・ 放射性物質から管理区域の境界を越えた区域までの自然または人工の工学的な（例えば、バームまたは遮へい壁）障壁による遮へい
- ・ 屋内壁および外壁を含むプールまたは他のサイト施設 SSC による遮蔽
- ・ 管理建物などの敷地内の職員の線量を削減するための遮蔽

ノーマル、オフノーマルおよび事故状態に対する遮へい特性（材料特性、幾何学的形状、寸法の変化）の違いを明示する必要があることも定められている（例として、物理的衝撃、温度影響による材料特性の変化など）。さらに、貯蔵容器の遮へいを土壤に頼る DSS または DSF 設計の場合には、貯蔵容器に隣接する土壤の掘削（貯蔵アレイを拡張する）がノーマル、オフノーマルおよび事故条件に与える影響も考慮する必要があるとされている。

コンクリートについては、「8.5.9.3 ガンマ線遮蔽材」において、遮蔽特性として、製造公差、腐食、高温、放射線の蓄積によって想定される劣化を考慮しなければならないとされている。

c. 臨界防止機能

臨界防止に関する主な要件は、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.124「臨界安全性に関する基準」において以下の通り定められている。

(a) 臨界安全のための設計

使用済み燃料の取り扱い、梱包、輸送、貯蔵システムは、未臨界状態を維持し、臨界安全に重要な条件について少なくとも 2 つの起こる可能性が低い、独立した、同時又は連続的な変化が起きた場合以外には、臨界事故の可能性が無いように設計しなければならない。設計は、計算データや手法の不確実性に相当する臨界パラメータの安全上の裕度を考慮し、取扱い、梱包、輸送及び貯蔵に係る条件の安全性と事故状況下での直接的な環境に近い条件での安全性を実証しなければならない。

(b) 臨界管理の方法

実行可能な場合、ISFSI または MRS の設計は、好ましい配置、恒久的に固定された中性子吸収材料、またはその両方に基づいていなければならない。固体中性子吸収材料が使用される場合、設計は、それらの継続的な有効性を検証する積極的な手段を提供しなければならない。乾式使用済み燃料貯蔵システムの場合、使用前の実証または解析によって、施設の寿命にわたって中性子吸収材料の著しい劣化は起こり得ないことを示し、継続的な有効性を確認することができる。

(c) 臨界監視

臨界事故発生時に、はっきりと聞き取ることができる警報信号を発信する臨界監視システムを、特別な核物質が取り扱われ、使用または貯蔵される各領域で設置しなければならない。

また、NUREG-2215 第7章「臨界評価」では、主に以下の項目を審査範囲とし、各項目について詳細な審査手順が示されている。

- ・ 臨界設計基準と機能
- ・ 燃料仕様
 - ▶ 燃料のタイプ、非燃料ハードウェア、燃料条件
- ・ モデル仕様（製造・組立上の公差も考慮し、適切な条件を組み合わせたモデルとなっているか）
 - ▶ 構成、材料特性
- ・ 臨界解析
 - ▶ 計算コードと断面積データ、中性子増倍率、ベンチマークの比較
- ・ 燃焼度クレジット
 - ▶ ライセンスベースの制限、モデルの仮定、コード検証（同位体減損、keff 決定）、負荷曲線と燃焼度の検証
- ・ 原子炉関連 GTCC および HLW

d. 除熱機能

除熱に関する主な要件は、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.128「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、その他の放射性廃棄物の保管および取扱いに関する基準」において以下の通り定められている。

(a) 使用済燃料および高レベル放射性廃棄物の貯蔵および取扱システム

使用済燃料貯蔵、高レベル放射性廃棄物貯蔵、原子炉関連 GTCC 廃棄物貯蔵、および使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、または原子炉関連 GTCC 廃棄物に関連する放射性物質を含むまたは取り扱う可能性のあるシステムは、通常および事故条件下で十分な安全性を確保できるよう設計されなければならない。

- (4) 安全上の重要度と整合した試験の容易性および信頼性を有する除熱能力

また、§ 72.236「使用済燃料貯蔵キャスクの承認と製造に関する特定の要求事項」では、以下の通り定められている。

- (f) 使用済燃料貯蔵キャスクは、アクティブな冷却システム無しで十分な除熱能力を提供するように設計されなければならない

なお、NUREG-2215 第5章「熱評価」では、熱的評価の1つの側面として、燃料被覆管温度が被覆管の損傷または貯蔵中の潜在的な破損を防ぐことの確認を挙げている。

NUREG-2215 5.5.2 材料と設計の限度

- (1) 貯蔵および燃料装荷作業のノーマル条件の最大計算温度が 400° C (752° F) を超えていない、または、
- (2) 低燃焼燃料の場合、貯蔵および燃料装荷運転の通常条件の最高計算温度が 570° C (1,058° F) を超えておらず、材料審査者によって被覆管フープ応力の最適推定が、申請者の指定した許容可能温度の 90 MPa (13.1 kSi) 未満であることが確認されている。

3) 放射線管理及び環境安全

10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」 § 72.126「放射線防護の基準」において、従事者が被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護システムを設置することが要求されている。また、従事者の被ばく管理のための設計手段として、以下を含める必要があるとしている。

- ・ アクセスを必要とするシステムに放射性物質が蓄積するのを防ぐこと
- ・ アクセスが必要なシステムを除染すること
- ・ ISFSI または MRS 内の潜在的な汚染または高放射線区域へのアクセスを管理すること
- ・ アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること
- ・ 放射性物質の近くで作業を行う時間を必要最小限にすること（例えば、操作を容易にするための十分なスペースの確保、修理および交換を容易にするための機器設計）

また、以下の事項も要求している。

- ・ 空間中および排出物中の放射性物質濃度が設定値を超えた場合、作業員に警告するための放射線警報システムをアクセス可能な作業区域に設けること
- ・ 通常運転中および事故条件下での排水中の放射性核種の量を測定するための排水および放射線モニタリングを設けること
- ・ 放射性物質を含む区域内および周辺の直接放射線レベルを測定するためのシステムを設けること
- ・ 通常運転中の排水に含まれる放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低いレベルに制限する手段を設計すること

4) その他の安全対策

a. 使用済燃料に対する考慮

使用済燃料については、密封機能で示した通り、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「全般的な要件」において、貯蔵中の被覆管の著しい破損を引き起こす

劣化を防止することが要求されている。NUREG-2215「8.5.13 使用済燃料」においては、使用済燃料を「健全燃料」、「非破損燃料」および「破損燃料」に分類することを求めている。「非破損燃料」は、ピンホールまたはヘアラインクラックを含むこともあるが、著しい破損は含まない。「破損燃料」は、目視確認可能な変形があること、集合体から燃料が欠落し構造性能・放射線安全・臨界安全に悪影響を及ぼすこと等が該当する。また、被覆管を燃料ペレットの酸化による破裂から保護するための手段として、貯蔵中燃料用カバーガス（アルゴン、窒素ガス、ヘリウム等）で不活性雰囲気を維持することも要求している。

b. キャニスタ取扱等に対する考慮

NUREG-2215「4. 構造評価」では評価の際に考慮すべき負荷について定めている。事故状態におけるシナリオとして、装荷および移送プロセス中のキャスクの取り扱い、地震、洪水、および風の影響から生じる可能性があるキャスク落下（移送キャスクを含む）または転倒を安全解析において考慮する必要があるとしている。

c. 火災・爆発に対する考慮

火災・爆発については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「一般的な要件」において主に以下の事項が要求されている。

- ・ 安全上重要な SSC は、想定される火災や爆発が生じた状況においても安全機能を有効に維持できるよう設計・設置すること。
- ・ ISFSI 又は MRS のできるだけあらゆる場所において、特に放射性物質の制御と安全管理機能の維持に不可欠な場所については、不燃性かつ耐火性の材料を使用すること。
- ・ 火災と爆発が安全上重要な SSC に与える悪影響を最小限に抑えるために十分な機能・性能を有する爆発・火災検知、警報、消火装置を設計・設置すること。ISFSI 等の設計には、消火装置の運転又は故障によって生じる可能性がある悪影響に対する防護措置を講じること。

d. 電源喪失に対する考慮

電源喪失については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「一般的な要件」において主に以下の事項が要求されている。

- ・ ユーティリティサービスシステムは非常事態に対応できる設計とすること。安全上重要なユーティリティサービス・配電システムの設計には、単一故障時でも安全機能を十分確保・維持するために必要な範囲内で予備システムを含むこと。
- ・ 緊急時のユーティリティサービスは、通常時と緊急時との供給源の切り替えを行う各システムの操作性と性能を操作手順も含めて試験し、関連する安全システムが運転できるように設計すること。
- ・ 一次電源又は一次電源回路が使用不能になった場合においても、安全な貯蔵条件を維持し、安全な貯蔵に不可欠な計器、ユーティリティサービス設備、中央警備所、運転設備の全てのシステムを継続的に機能できる十分な非常用電力が安定的に適時供給される措置を講じること。

e. 共用に対する考慮

共用については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「全般的な要件」において、安全上重要な SSC については、その安全機能（事故時における安全な状態への復旧能力を含む）が、ISFSI、MRS、および他施設の間でそれぞれにおいて損なわなことが示されない限り、共用されてはならないことが示されている。

f. 地震、地震以外の自然現象に対する考慮

地震や津波等の自然現象については、立地条件にも示した通り、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「全般的な要件」の中で、環境条件および自然現象に対する防護が要求されている。また、NUREG-2215「16. 事故解析評価」の中で、洪水、火災・爆発、落雷、地震、竜巻（竜巻飛来物）、近隣事故（天然ガス爆発）について、関連する物理パラメータや解析による確認事項が示されている。

g. 事故時に対する考慮

事故時に対する考慮については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「全般的な要件」において、計装制御システムについて定められている。ここでは、乾式貯蔵キャスクのための計装システムは、通常時、異常時、および事故時に対して予想される範囲において安全上重要な状態を監視するために提供されなければならないとし、事故条件下で要求されるシステムは、安全解析報告書で特定する必要があることを定めている。

h. 検査、修理等に対する考慮

検査、修理等に対する考慮については、10CFR72 サブパート F「一般的な設計基準」の § 72.122「全般的な要件」において、安全上重要な SSC については、検査、保守及び試験が可能な設計することが要求されている。

参考文献

- [44] United States of America Sixth National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management
<https://www.iaea.org/sites/default/files/10-20-176thusnationalreportfinal.pdf>
- [45] NUREG-2215 : Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities, Draft Report for Comment, Manuscript Completed: September 2017
Date Published: November 2017, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, USNRC
- [46] NUREG-2214, "Managing Aging Processes In Storage (MAPS) Report Draft Report for Comment", Manuscript Completed: October 2017, Date Published: October 2017, Office of Nuclear Materials Safety and Safeguards, USNRC

1.2 我が国の技術要件及び規則との比較レビュー

以上の調査結果に基づき、諸外国のキャニスタを用いた貯蔵施設に係る技術要件と、以下の2つの技術要件及び規則との比較表を作成した。比較表は付録として添付する（【付録】技術要件・規則の比較.xlsx）。以下に比較結果に基づき、我が国の技術要件に不足していると考えられる事項を挙げる。

- ・ 深層防護に基づく安全性の確保

複数の国（3か国※）の技術要件において、深層防護に基づいた安全確保が強調されていることが分かった。特に、ウクライナについては、各防護レベル（第一層：通常運転時の違反の防止、第二層：設計基準事故の防止、第三層：偶発的な事故の制御、第四層：作業員と公衆の防護のための対策）の考え方を示すとともに、「乾式中間貯蔵施設に使用済核燃料を貯蔵するためのシステムは、放射性物質の伝播に対する少なくとも2つの障壁と、電離放射線の広がりに対する1つの障壁を提供するべきである。」と定めている（おそらく、損傷燃料を意識した対策と考えられる）。実際にチェルノブイリ発電所 ISF-2 では、水平型コンクリート貯蔵モジュールに Holtec 社製の二重壁キャニスタ（DWC：Double Wall Canister）を収納する貯蔵方式が採用されている。ISF-2 の設計寿命は不活性ガス環境の下で100年間とされている。なお、DWCは、Sizewell B 発電所の乾式貯蔵施設でも採用されている。

※今回確認できた範囲では、ハンガリー、ウクライナ、米国

- ・ 燃料の回収可能性、損傷燃料の取扱設備

米国をはじめ多数の国（8か国※）の技術要件において、貯蔵後の使用済燃料を安全に回収する設備、損傷燃料を扱うための設備を要求、あるいは、損傷燃料を扱うことに言及していることが分かった。なお、今回調査した情報からは、回収の想定が、貯蔵時に受け入れた損傷燃料を対象としているか、貯蔵中の何らかの事故等の影響により損傷した燃料を対象としているか、あるいは両方を対象としているかまでの判別は付かなかった。

※今回確認できた範囲では、カナダ、中国、韓国、ロシア、台湾、ウクライナ、スペイン、米国

- ・ 設計基準超事象の想定

複数の国（4か国※）の技術要件において、設計基準を超える事故（シビアアクシデント）について言及していることが分かった。例として、ロシアでは、設計基準を超える事故として、臨界、使用済燃料貯蔵室への技術的装置や構造物の落下、航空機落下事故を挙げている。

※今回確認できた範囲では、ロシア、ウクライナ、ドイツ、英国

今後は、これらの事項の技術的根拠等の詳細について、各国規制当局へのヒアリング等を通じて情報を得ることで、我が国の規制への反映について検討する必要があると考えられる。

2. キャニスタ重点課題に係る調査

2.1 キャニスタ腐食防止技術に係る調査

キャニスタ腐食防止に係る技術として、過去の調査（文献[47]等）において更なる調査が必要とされていた以下の項目について、国内外の公開文献を調査する。

- ・ 大気中の海塩粒子のキャニスタ表面への付着機構と影響因子（気中塩分濃度、キャニスタ表面温度、環境温度、空気流速、湿度等）について
- ・ キャニスタ腐食防止に応用可能な構造物表面への塩分付着量評価モデルについて
- ・ キャニスタ表面の付着塩分量の測定技術

調査対象とした文献を表 2.1-3、表 2.1-4、表 2.1-5 に示す。海塩粒子の付着機構・影響因子および評価モデルについては、キャニスタを対象とした原子力分野（表 2.1-3）、橋梁等のインフラ構造物を対象とした非原子力分野（表 2.1-4）に分けて整理した。また、キャニスタ表面に付着した海塩濃度を測定する技術については表 2.1-5 に示した文献を対象とした。以下に、調査結果の詳細を示す。また、表 2.1-1 に各調査結果から得られた塩分付着機構や影響因子、評価モデルに関する知見を、昨年度までの調査で得られた知見と比較して示す。

2.1.1 大気中海塩粒子のキャニスタ表面への付着機構と影響因子、評価モデル

(1) キャニスタ表面への付着

表 2.1-3 に示した原子力分野の調査結果を示す。

1) 電力中央研究所の研究[48]～[51]

電力中央研究所は、金属キャスクやコンクリートキャスクキャニスタを対象とした塩化物有機応力腐食割れに関する研究を多数実施している。以下に文献[48]～[51]から得られている事実や知見を示す。

福島第一原子力発電所および東海第二原子力発電所の金属キャスク貯蔵施設における気中塩分濃度と付着塩分量の測定を行うとともに、塩分飛散予測モデルの適用性評価を実施している[48]。測定結果からは、両施設ともに建屋内外の気中塩分濃度に有意な差はなかったことが報告されている。一方、気中塩分測定装置の機能検証のために実施した、自然換気型試験建屋の内外における気中塩分濃度測定では、屋外の気中塩分濃度が屋内よりも2～6倍高いということも報告されている[49]。

亘らは、室内および実環境試験を通じて、空気流速や表面温度がキャニスタ表面への海塩粒子付着量に及ぼす影響について検討している[50]。室内試験における海塩付着量については、以下のように報告されている。

- 室内試験では、垂直面よりも水平面の方が大きく、試験片温度が高いほど海塩付着量

が減少する。

- 室内試験では、空気流速が大きいほど海塩付着量が増加する。
- 一方、実環境試験では、空気流速および試験片温度を変えても、海塩付着量は増加しない (2mg/m²(Cl 量)程度)。

沿岸部実環境における金属試験片への付着塩分量測定結果から、気中塩分量と付着塩分量の関係を分析している[51]。分析結果から、水平面への付着塩分量は、高温であるほど小さいこと、時間とともに緩やかに増加することが知見として得られている。また、後者の知見(時間依存性)に基づき、付着塩分量 Q [mg/m²]が時間 t の 1/2 乗に比例する評価モデル式が提案されている。

$$Q = 2.68 \times t^{1/2} \text{ (室内試験、気中塩分濃度 } 10\text{mg/m}^3\text{、} 30^\circ\text{C)}$$

$$Q = 0.0504 \times t^{1/2} \text{ (実環境試験[横須賀地区]、気中塩分濃度 } 3.7 \mu\text{g/m}^3\text{、室温)}$$

$$Q = 0.0143 \times t^{1/2} \text{ (実環境試験[銚子地区]、気中塩分濃度 } 2 \mu\text{g/m}^3\text{、} 30^\circ\text{C)}$$

2) サンディア国立研究所の研究[52]

内陸部の気中塩分に豊富に含まれるアンモニウム塩 (NH₄NO₃、NH₄Cl、(NH₄)₂SO₄) の熱分解反応(下式)に関して、キャニスタ表面上での挙動を実験的に検討している[52]。



実験では、水晶マイクロバランス (QCM⁶) 上にアンモニウム塩を堆積させた状態で、相対湿度と温度を変えた後、塩の重量変化を測定している。NH₄NO₃については、100 μg/cm²の密度で QCM 上に堆積させ、等温条件 (50°C) で相対湿度を変化させた場合と、等湿度条件 (RH~13%、および RH40~50%) で温度を変化させた場合の 2 通りの熱分解実験を実施している。試験結果については以下のように報告されている。

- 等温条件では相対湿度が 40~50%の時に潮解が発生し、QCM 表面の NH₄NO₃が減少した。また、相対湿度が潮解湿度である約 28%以下になると、NH₄NO₃は乾燥し、QCM に再結合した。その後、相対湿度を 40%に増加させると、NH₄NO₃は再び潮解した(文献[52]の Figure 5)。
- 等湿度条件では、温度が 50°Cおよび 40°Cの場合は相対湿度が約 40%で潮解し、30°Cの場合は相対湿度が約 50%以上で潮解した(文献[52]の Figure 7)。
- NH₄NO₃は、表面温度が 30°Cでも数日~数週間以内に 1 g/m²が分解される。キャニスタ表面に 1g/m²の海塩が蓄積するのには数年~数十年かかるため、環境温度よりも高温である場合は、キャニスタ表面に NH₄NO₃は蓄積されない。(文献[52]の Table 4)

NH₄Cl についても、NH₄NO₃と同じ条件で試験が実施され、以下のように報告されている。

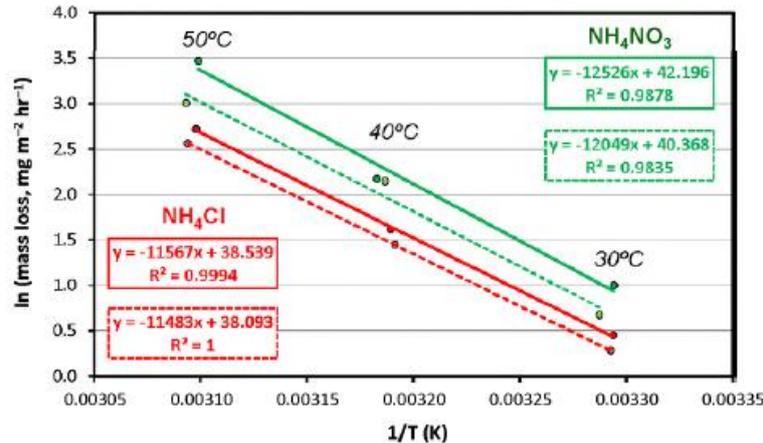
- 温度が 50°Cと 40°Cの場合は相対湿度 65%~70%で潮解し、30°Cの場合は相対湿度

⁶ Quartz Crystal Microbalance

70%～75%で潮解した。

- NH_4Cl の質量減少速度は NH_4NO_3 より僅かに低い程度であり、 1 g/m^2 であれば、 30°C でも数日～1 か月以内には分解される。（文献[52]の Table 5）

なお、 $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ については予備試験のみ実施し、 50°C では相対湿度 75%～80%、または相対湿度 55%で潮解が発生することが報告されている。また、 NH_4NO_3 、 NH_4Cl の質量減少速度については、図 2.1-1 に示す温度を変数とした相関式が導出されている。



出所) D.G Enos, C.R.Bryan, Understanding the Risk of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking of Interim Storage Containers for the Dry Storage of Spent Nuclear Fuel: Evolution of Brine Chemistry on the Container Surface, SAND2015-8666C, 2016 より Figure 10 [52]

図 2.1-1 温度を変数とした NH_4NO_3 、 NH_4Cl の質量減少速度式

3) JAEA の研究[53] [54]

既往研究のレビューを通じて付着塩分量と気中塩分量の相関関係等を整理し、実環境下において SCC が発生するまでの期間を評価する解析コードを整備している[53]。また、限界塩分濃度を決定するための予備試験を実施し、キャニスタ腐食試験計画における試験装置の見直しを図った上で、気中塩分濃度を正確に評価するための基礎データ取得、および更なる試験機器の必要性を検討している。塩分付着量については、以下の因子が影響していることが報告されている。

- ・ 海岸からの距離
- ・ 海面からの高さ
- ・ 風速、風向
- ・ 期間変動
- ・ 空気温度
- ・ キャニスタ表面温度

さらに、気中塩分濃度および気中塩分組成測定データの取得・整理、海塩粒子飛散モデル（加藤・赤井モデル[55]）の妥当性検証を行っている[54]。加藤・赤井モデルは、重力沈降を考慮して海塩粒子飛散を拡散計算により評価するモデルである。なお、同モデルの海塩粒子の重力沈降速度 V_g [m/s] は、以下に示す Stokes 式に基づいて粒子径毎に算出している。

$$V_s = \frac{2g\rho_s r_s^2}{9\rho_a \nu} = \frac{2g\rho_s r_s^2}{9\mu}$$

ここで、 g は重力加速度[m/s²]、 ρ_a は空気の密度[kg/m³]、 ν は空気の動粘性係数、 μ は空気の粘性係数[Ns/m²]、 ρ_s は海塩粒子の密度[kg/m³]、 r_s は海塩粒子の半径[m]である。

4) EPRI の研究[56]

海洋環境におけるオーステナイト系ステンレス鋼の腐食挙動と、様々な影響因子との相関について検討している[56]。腐食挙動に影響する因子として、湿度と濡れ時間、大気汚染物質（塩化物、二酸化硫黄、二酸化炭素など）、距離・高さ・方向・遮へい物、温度、日光と風が挙げられている。

また、ステンレス製キャニスタ含む使用済燃料貯蔵設備の塩化物誘起応力腐食割れに対する感受性について評価するための一連の評価基準を検討・提示している[57]。その中で、米国および日本（電中研）の実機調査結果に基づいて作成した、以下に示す半経験的表面付着塩化物量予測モデルが紹介されている。

<線形付着モデル>

$$\frac{dm''}{dt} = \rho_a K_{tot} C$$

$$m''(t + \Delta t) = C \rho_a K_{tot} \Delta t + m''(t)$$

m'' : 塩化物付着濃度[kg/m²]、 ρ_a : 塩化物密度[kg/m³]、 K_{tot} : 全実行付着速度[m/s]、 C : 気中塩化物粒子濃度[kg/kg]、 Δt : 時間ステップ[s]

<非線形付着モデル>

$$m'' = m_r + m_c$$

$$\frac{dm_r}{dt} = \rho_a K_{tot} C - \lambda_r m_r$$

$$\frac{dm_c}{dt} = \lambda_c m_c$$

$$U^* = \sqrt{\tau_w / \rho_a} = U \sqrt{f/8} = \frac{(U^*)^2 a_r}{100\nu}$$

m_r : 再離脱可能な付着量、 m_c : 固着量、 λ_c : 再離脱率、 a_r : 再付着係数 (=8×10⁻⁷[-])、 U^* : 摩擦速度[m/s]、 ν : 動粘性係数[m²/s]、 U : 空気流速[m/s]、 τ_w : 表面せん断応力[Pa]、 f : 摩擦係数[-]

5) NRC の研究[58]

塩化物誘起応力腐食割れの発生に係る閾値（温度、相対湿度、海塩の沈着面積密度、海塩組成、海塩の含水量、キャニスタ溶接部および溶接熱影響部（HAZ）の応力状態）に関する文献を調査し、キャニスタ表面の海塩沈着速度、局所湿度、境界層の水化学に関する不確実さについて検討している。この中で、キャニスタ表面の海塩沈着速度については、下式に示す白井らの研究[61]によるモデルを取り上げ、塩分付着速度は気中塩分濃度、気流条件、

サンプル構成、相対湿度、温度、測定位置によって異なることが報告されている。

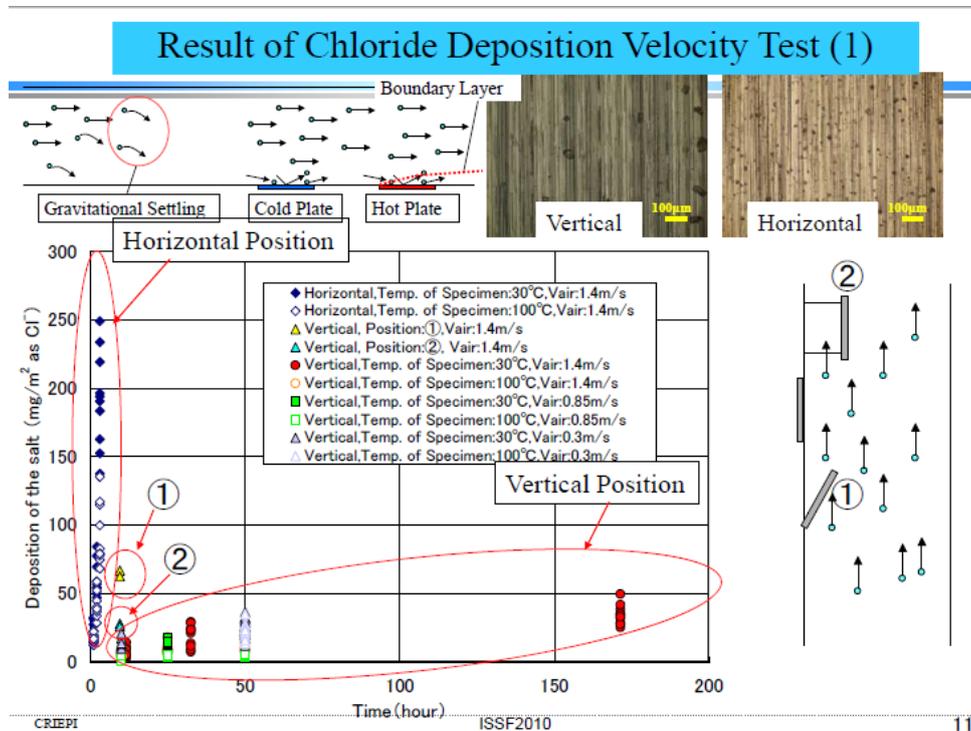
$$Q = \{5.07 - 0.022(T - 30)\}(1.55 \times C/10000)^{1/2}$$

$$T = -0.575X + 89$$

Q : 沈着した表面塩分濃度[mg/m^2]、T : キャニスタ表面温度 T[$^{\circ}\text{C}$]、
C : 気中塩分濃度 [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]、t および X : 時間 (t は[hour]、X は[year])

また、亘らの研究[62]を取り上げ (図 2.1-2)、以下のように分析している。

- ・ 垂直面よりも水平面に多くの塩分が付着する。
- ・ 塩分の重力沈降は水平面で発生する。
- ・ 境界層 (図 2.1-2 "Boundary Layer") では、空気流の向きや流速によって低温表面よりも沈着量が増加あるいは低下する。



出所) M. Wataru, K. Shirai, J. Tani, H. Takeda and T. Saegusa, "Sea Salt Deposition on the Canister Surface of Concrete Cask," ISSF2010, Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI), November 16 (2010)より 11 ページ [62]

図 2.1-2 キャニスタ表面における塩分付着

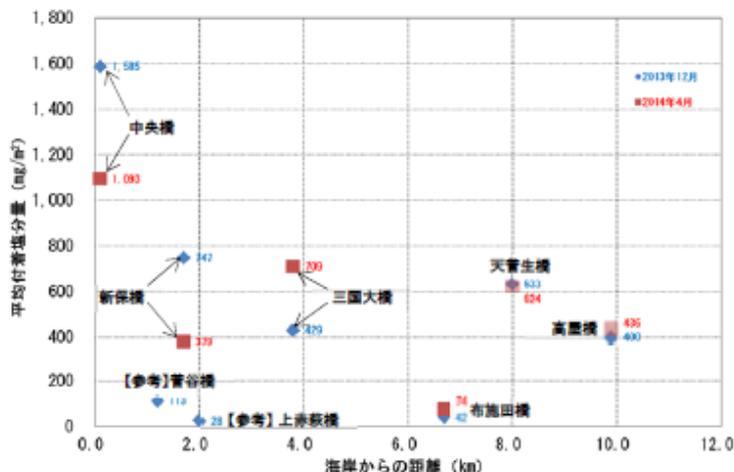
(2) 鋼材表面への付着

表 2.1-4 に示した非原子力分野の調査結果を示す。

1) 近藤らの研究[59]

近藤らは福井県内の橋梁躯体への付着塩分量を調査し、橋梁毎の腐食環境の現状を把握・

分析している。図 2.1-3 に各橋梁における付着塩分量の測定結果を示す。付着塩分量は、海岸からの距離に応じて減少する傾向であること、海岸に近い橋梁では冬季と春季の付着塩分量差が大きいこと、橋梁間の差異は外側面で顕著に表れることが報告されている。



出所) 近藤、鈴木、福井県における鋼橋の付着塩分量に関する調査研究、福井大学、(2016) より 図-5 [59]

図 2.1-3 福井県内における橋梁の平均付着塩分量測定結果

2) 中部電力の研究[60]

臨海部におけるがいしへの塩分付着特性およびテストピース暴露試験による腐食進行度の定期観測を実施しており、付着塩分量は海岸からの距離に応じて指数関数的に減少していたことが報告されている(文献[60]第3図)。また、測定データを用いた多変量解析(変数: 海岸からの距離、標高、気覆土、高低差、傾斜、曲率、開放度、中間障害標高、前障害度、海度など)によって塩分付着量の地域特性分析を実施している。

3) Alcántara らの調査[79]

Alcantara らは、海洋大気下における炭素鋼の腐食挙動について既往文献をレビューし、海洋大気腐食に関する実験、腐食生成物や錆層の特徴、海洋大気下での鋼腐食メカニズムについてまとめている。以下に、塩分付着に関する主要な知見を示す。

【気中塩分量について】

- ① 沿岸地域(海岸から 2 km 未満)において、堆積するエアロゾルのサイズは 2~100 μm が一般的である。直径 10 μm を超える大型エアロゾルは大気中に短時間だけしか残らない。一方、直径 10 μm 未満の粒子は沈降せずに空気中を数百 km 移動可能である。ハワイで実施された炭素鋼への海塩沈着実験では、ほとんどが約 2~10 μm の大きさであり、組成は様々であった(ほぼ純粋な NaCl、または KCl・NaCl・KCl・CaCl₂・MgCl₂ の混合物) [84]。

【海塩生成について】

- ② 海岸におけるエアロゾル量は、海上風によって運ばれるエアロゾルと、海岸線近くで発生するエアロゾルの両方に依存する[86][87]。

- ③ 公海および沿岸で測定されたエアロゾル量と風速との関連性について研究が実施されている。その結果、風速が 3~5 m/s を超える場合は海洋エアロゾル生成に対して大きな影響を与えている[85][88]~[91]。

【海塩輸送について】

- ④ 海風はエアロゾル生成と輸送に直接影響を与える。また、海風は地衡風、大規模な大気安定性、日中の陸地と海水の温度差、緯度、海岸線の陰しさ、地表の起伏に大きく影響される[85][92]。
- ⑤ 塩分濃度は海岸線からの距離に従って指数関数的に減少する[88]。
- ⑥ しかしながら、平均風速は海風だけでなく、すべての風向における風速も考慮されているため、暴露場所の大気塩分と平均風速を比較しても、両パラメータに明確な相関が得られないことがよくある。平均風速よりも、海上風の総走行距離⁷が、大気塩分濃度に最も大きな影響を与えるパラメータといえる[88]。

さらに、標高、風速、総走行距離、波高の影響については、以下の文献で詳細が示されている。

a. 標高、風速の影響[83]

Meira らは、ブラジル パライバ州ジョンペアソンの沿岸地域における 1 年間の塩化物沈着量を、ウェットキャンドル法による試験装置（文献[83] Fig.3）で観測した結果（文献[83]Fig.7）から、塩化物沈着速度と標高の関係について分析し、塩化物沈着速度は標高に対して指数関数的に減少すること、観測時期による差異は風速の影響が最も大きいことが報告されている。

また、3m/s 未満の風速による塩化物沈着速度への影響が少ないことを考慮した以下の塩化物沈着速度モデルが提案されている。ただし、環境条件が大きく異なる地域においては、モデルを使用する場合は注意が必要であることも述べられている。

$$Dep = (a_1 \cdot e^{a_2(\sum v_3 \cdot t_3/t)}) \cdot e^{-(b_1 e^{b_2(\sum v_3 \cdot t_3/t)}) \cdot h}$$

Dep : 塩化物沈着速度、h : 標高、 v_3 : 3m/s 以上の風速、t : 総観測時間、
 t_3 : 風速 3m/s 以上の風が吹いている時間、a および b : フィッティングパラメータ

b. 風速、総走行距離、波高の影響[88]

Alcantara らは、カボピラノ風力発電所における海洋大気下において、ウェットキャンドル法を用いた試験装置（文献[88] Fig.1）を計 6 ヶ所に設置して、腐食試験を実施している。得られたデータから腐食速度、腐食生成物および腐食層の観察、環境パラメータの軟鉄表面への塩化物沈着量への影響の考察を行い、気中塩分濃度の腐食速度への依存性を分析している。

既往研究の観測データ（Diaz ら[93]、Cano ら[94]）も含めて、海岸に最も近い（海岸から約 300m）地点における塩化物沈着速度と平均波高の関係を整理した結果から、塩化物沈

⁷ 風速と風が吹いている時間の積

着速度と平均波高は比例関係にあることが示されている（文献[88] Fig.8）。

また、2013年4月から2013年6月（1st quarter）、および2013年7月から2013年9月（2nd quarter）までの各3ヶ月間における測定結果（文献[88]Fig.9）から、塩化物沈着速度は海岸からの距離に対して指数関数的に減少していることを示し、塩化物沈着速度の相関式を作成している。

$$Y = 78288.23e^{\left(\frac{-X}{91.34}\right)} + 108.40 \text{ (1st quarter)}$$

$$Y = 163563.84e^{\left(\frac{-X}{71.25}\right)} + 83.03 \text{ (2nd quarter)}$$

Y：塩化物沈着速度[mg Cl-/m² day]、X：海岸からの距離[m]

各方向の総走行距離との関係については、塩化物沈着速度と北西の総走行距離が同じ傾向を示していることから（文献[88]Fig.10）、塩化物沈着速度は平均風速よりも風速距離に最も大きな影響を受けると報告している。

4) 電力中央研究所の研究

a. 須藤らの研究[63]

飛来海塩粒子輸送解析コード NuWiCC-ST を用いて、海上風速と吹送距離を考慮した海上海塩濃度設定法が提案されている。また、同設定法で中国地方瀬戸内海側の累積飛来海塩量を推定し、海塩粒子の粒径、風速、吹送距離に応じた海塩輸送特性に関して以下の知見が得られている。

- 風速が大きく、粒径が小さいほど中国地方全域への飛来海塩量に寄与する。
- 風速が小さく、粒径が大きいくほど海岸近郷にのみ飛来する傾向が強い。
- 日本海側に比べて瀬戸内海側は風速が小さく、吹送距離も短いことから、海塩の発生量と飛来量が少なくなる。
- 日本海側に比べて瀬戸内海側は強風の頻度が低いため、高い風速によって飛来する海塩量は相対的に少なくなる。

b. 服部らの研究[64]

服部らは鋼管内腐食分布の事前推定として、オープンソースコード（OpenFOAM）を用いた腐食性状の支配因子である海塩粒子付着のシミュレーション方法を検討した。

鋼管内面への気流侵入量および気流に含まれる粒子の壁面への付着効率を支配するパラメータとなるため、最初にせん断応力 τ の挙動について検討している。なお、一般的に、付着効率は無次元化を施した付着速度と粒子の緩和時間（下式）との関係式として整理されとされている。

$$\tau^+ = Cc Sd^2u_t^2/18v^2$$

Cc：Stokes-Cunningham のすべり補正係数、S：粒子-流体密度比、d：粒子直径、

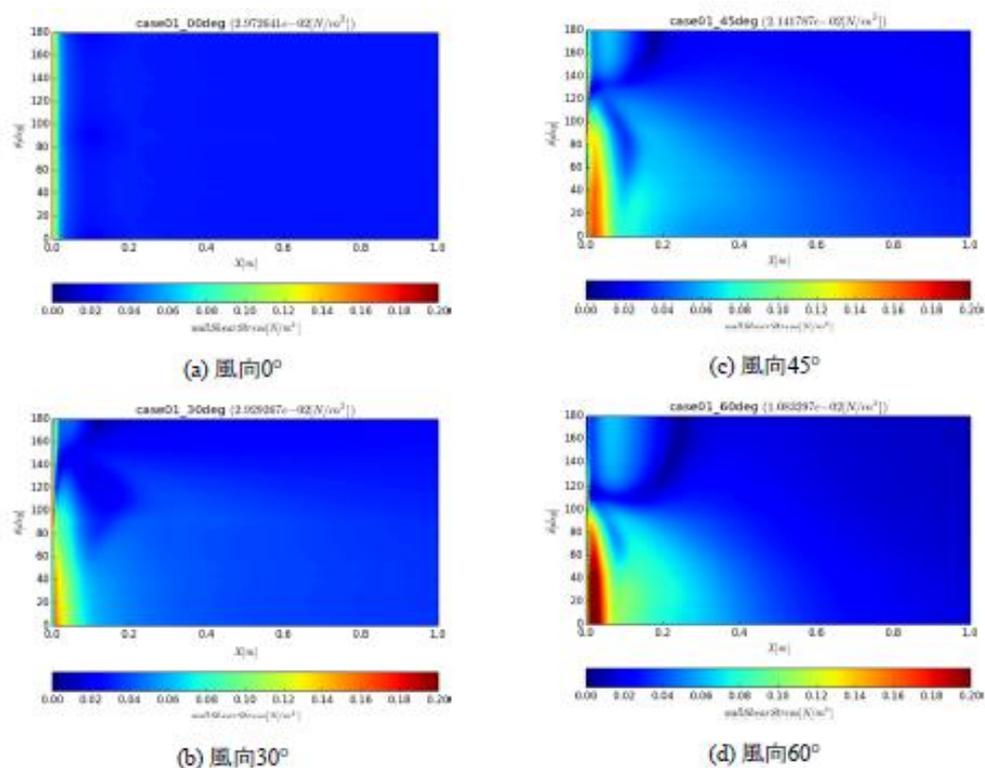
u_{τ} : 摩擦速度、 ν : 動粘性係数

検討の結果、実用的な計算負荷と壁面せん断応力分布の再現性を有する鋼管内表面ごく近傍の乱流輸送過程を直接的に取り扱う手法（低 Re 数型 $k-\varepsilon$ LaunderSharma モデルと高解像度格子との組み合わせ）を採用している。

図 2.1-4 は、電中研横須賀地区で実施された短期間暴露試験[65]と配管体系（配管内径 70.7mm、長さ 4.8m）で、配管軸と同じ向きに流入させた場合（図中の(a)風向 0° ）から 60° 傾けて流入させた場合（図中の(d)風向 60° ）の配管周方向表面におけるせん断応力分布である。いずれの配管周方向表面においても、せん断応力が大きい領域は、流入側端部から数十 cm の範囲に留まっていたことが示されている。

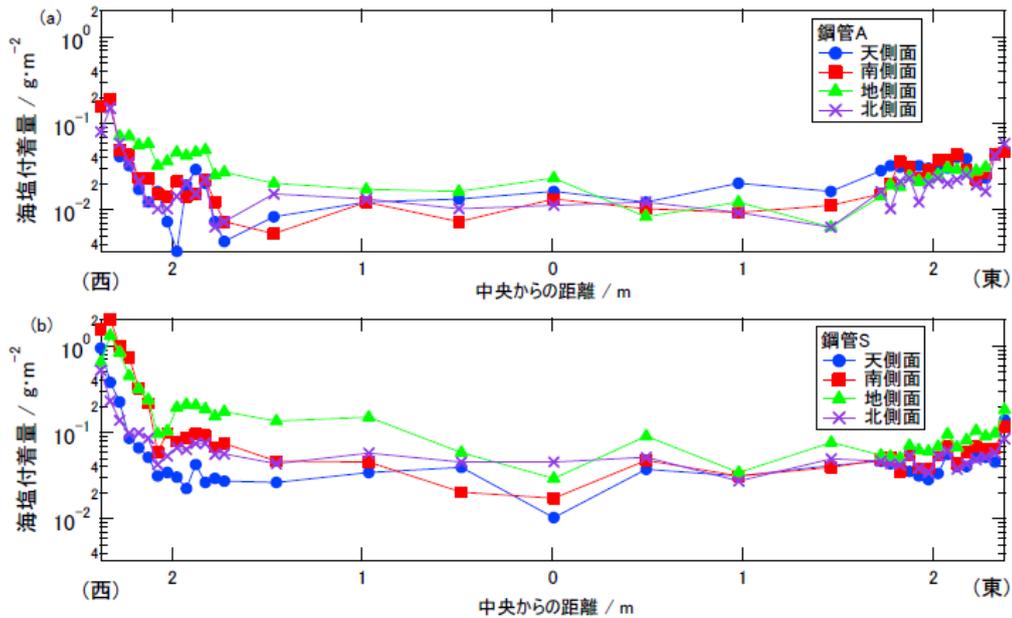
図 2.1-5 は、電中研横須賀地区で実施された短期間暴露試験の鋼管内海塩粒子付着である。鋼管内海塩粒子は端部に対して 30cm 内部で 1/10 以下まで急減しており、解析結果の傾向と一致していることが示されている。

なお、今後は鋼管内面での腐食環境を推定するため、海塩粒子や熱・水分輸送モデルの開発が予定されている。



出所) 長沼 淳, 谷 純一, 布施 則一, 堀 康彦, 送電鉄塔用鋼管の内面腐食速度および海塩付着量分布評価、研究報告 : Q14004、平成 27 年 5 月 .より 図 10 [65]

図 2.1-4 各風向きにおける配管周方向表面のせん断応力分布



出所) 長沼 淳, 谷 純一, 布施 則一, 堀 康彦, 送電鉄塔用鋼管の内面腐食速度および海塩付着量分布評価、研究報告: Q14004、平成 27 年 5 月 より 図 10 [65]

図 2.1-5 東西向きに 4 週間暴露した鋼管の内面海塩付着量分布

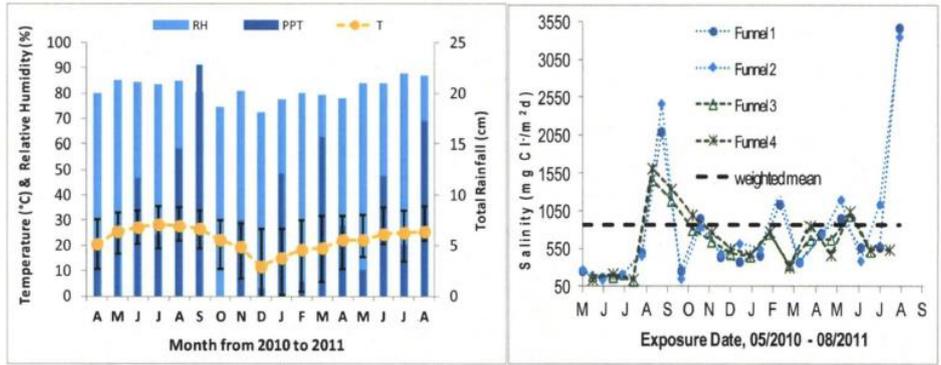
5) NASA の研究[78]

ケネディ宇宙センター(KSC)の Beachside Atmospheric Corrosion Test Site において、海岸から 100 フィート離れた場所に 1010 鋼 (UNS 10100) ⁸を大西洋に向けて 30 度の角度で設置した長期大気曝露試験が実施されている。

2010 年 5 月 19 日～2011 年 8 月 10 日までの外気温度、湿度、降水量、沈着塩化物濃度 (図 2.1-6)、ケープカナベラル沖とウェットキャンドルから約 25 マイル離れた地点の月平均波高および月平均塩化物濃度 (図 2.1-7) から、以下の知見が示されている。

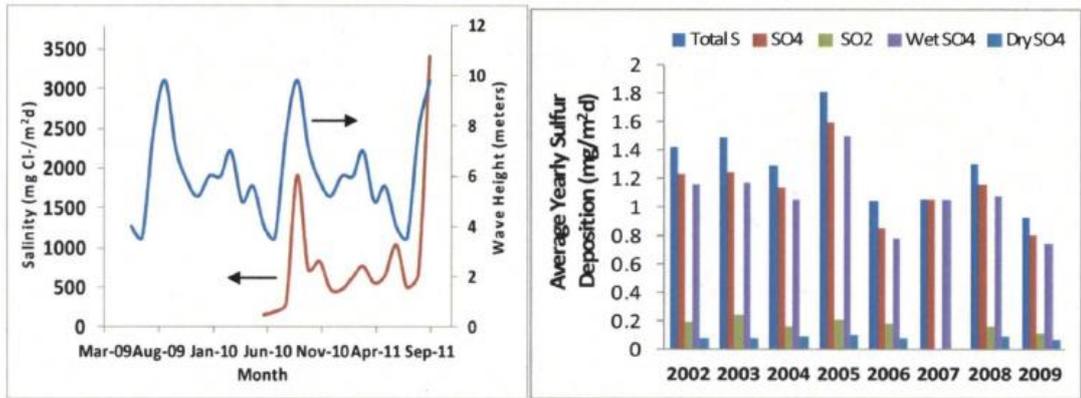
- 各試験体の緯度 (Funnel 1 と Funnel 2、Funnel 3 と Funnel 4) は約 500 フィート離れているが、沈着塩化物濃度に差異はない。
- ハリケーン等のイベントを無視すると、波高と沈着塩化物濃度には正の相関がある。
- 沈着塩化物濃度は気温、湿度、降水量などの他の気象条件とともに、季節によって異なる。特に気温、湿度、降水量が高い 8 月～9 月 (図中の A～S) における沈着塩化物濃度が高い。

⁸ 米国 SAE 規格が定める炭素鋼



出所) Eliza L. Montgomery, Jerome C. Curran, Luz Marina Calle, Mark R. Kolody, Timescale Correlation between Marine Atmospheric Exposure and Accelerated Corrosion Testing - Part 2, , March 2012 .より Figure.4 [78]

図 2.1-6 Beachside Atmospheric Corrosion Test Site における外気温度、湿度、降水量、沈着塩化物濃度



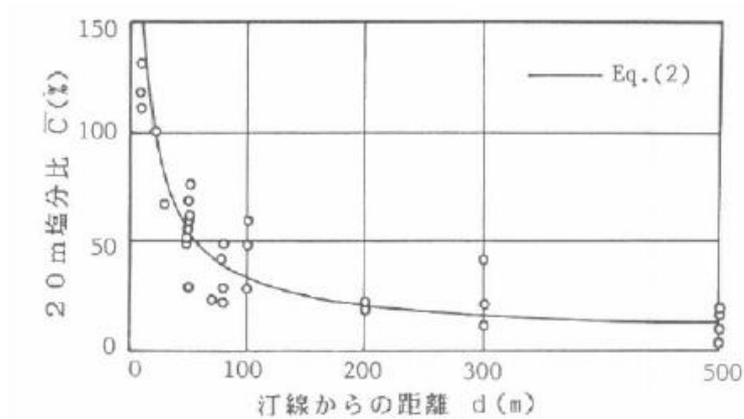
出所) Eliza L. Montgomery, Jerome C. Curran, Luz Marina Calle, Mark R. Kolody, Timescale Correlation between Marine Atmospheric Exposure and Accelerated Corrosion Testing - Part 2, , March 2012 .より Figure.5 [78]

図 2.1-7 波高および Beachside Atmospheric Corrosion Test Site における沈着塩化物濃度

(3) コンクリート建造物表面への付着

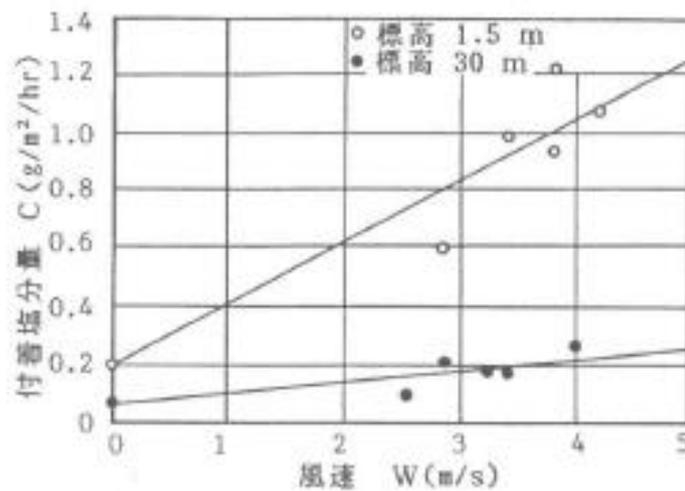
1) 浜田らの研究[72]

浜田らは、海岸近傍と同様の塩分をモルタル試験体に与えた場合の浸透挙動を実験的に調査し、気中塩分量とコンクリートへの浸透の関係について考察している。気中塩分は海岸からの距離と風速に大きく関係していること（図 2.1-8、図 2.1-9）、風速がほとんど変化していないにも関わらず、測定点の高さによって付着塩分量が異なる測定結果となること（図 2.1-9）等の知見が得られている。



出所) 浜田、他、海岸付近の飛塩調査とコンクリートに浸透する塩分、第8回コンクリート工学年次講演会論文集 vol.22、1986.より 図-3 [72]

図 2.1-8 付着塩分量と海岸から距離の関係



出所) 浜田、他、海岸付近の飛塩調査とコンクリートに浸透する塩分、第8回コンクリート工学年次講演会論文集 vol.22、1986.より 図-6 [72]

図 2.1-9 付着塩分量と風速および標高の関係

2) 羽瀨らの研究[73]

海面から発生した海塩がコンクリートに移行するまでに影響を受ける因子として、以下を挙げている。

- 海面からの海塩の発生、大気中への移動
 - 海水中の塩分濃度
 - 波浪条件
 - 風向, 風速
 - 海岸の状況
- 大気中からコンクリートへの海塩の移動
 - 風向, 風速

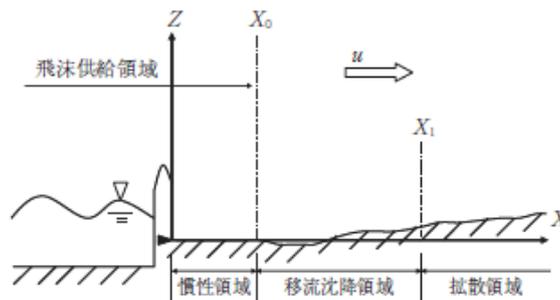
- 海岸からの距離
- 海面からの高さ
- 降雨または降雪の量
- 障害物の有無
- 構造物または部材の形状
- コンクリート面の向き

以上の因子を考慮して、海面から発生した海塩がコンクリートに移行するまでの過程を宇田モデル、海塩のコンクリート付着過程をランダムウォーク法により計算している。また、宇田モデルおよびランダムウォーク法を統合したモデル化 (LECCA2-RW) も行い、それぞれについて検証している。

a. 宇田モデル[74]

飛来塩分の起源は沿岸部で発生する飛沫であると仮定し、飛来塩分の移動を慣性領域、移流沈降領域、拡散領域の3つの領域に分類している (図 2.1-10)。

- ・ 慣性領域
 - 無風時に護岸や構造物に衝突した波浪が跳ね上がり、その慣性力により飛沫が飛散する領域。この領域を含めた海岸部を飛沫供給域とする。
- ・ 移流沈降領域
 - 風による移流と重力による沈降が卓越する領域
- ・ 拡散領域
 - 霧状の飛沫が拡散する領域



出所) コンクリート構造物の長期性能シミュレーション委員会: コンクリート構造物の長期性能評価—環境外力の評価手法—, コンクリート工学, Vol.50, No.10, pp.946-950, 2012.10. より 図-3 [74]

図 2.1-10 宇田モデルにおける飛来塩分の移動領域

宇田モデルでは、総飛来塩分量 C を水平方向の流速 u 、飛沫の沈降速度 w 、飛沫の鉛直混合の程度を表す係数を k 、風速に関わる比例係数 β^9 を用いて計算する。

$$C = \beta u^2 e^{-(w/u)kxe^{kz}} e^{-kz}$$

⁹ 宇田モデルでは飛沫は風速の2乗に比例して発生するとされ、係数 β はその比例定数である。飛沫の発生機構の違いや波浪条件、地形条件による発生量の差が係数 β により表される。

また、平均風速を適用し、観測固有の定数を導入することで、下式によって日平均飛来塩分量を計算する。

$$D = \lambda a u^2 e^{-(b/u)x} e^{-cz}$$

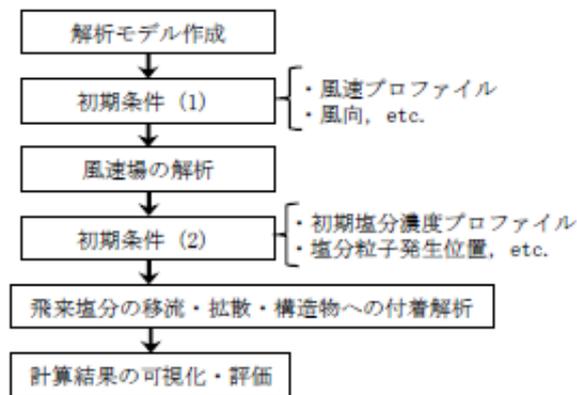
ここで、 λ は海風の発生割合、 a, b, c は定数である。さらに、拡散領域において飛沫が一樣に分布し、距離 X による減衰が線形であると仮定した場合は、以下の式により飛来塩分量 D を計算する。

$$D = \frac{D_{X1}}{1 + \gamma(X - X_1)}$$

ここで D_{X1} 拡散領域と移流沈降領域の境界 $X=X_1$ における飛来塩分量である。

b. ランダムウォーク法[75][76]

ランダムウォーク法は、図 2.1-11 に示すように有限要素法により構造物周辺の風速場を解く第 1 ステップと、第 1 ステップで得られた風速場を用いて飛来塩分粒子の移流・拡散および構造物への付着を解く第 2 ステップからなる。



出所) 富山, 羽瀨, 宮里, 中林、コンクリート橋梁上部工に付着する塩分量分布に関する数値実験、コンクリート工学年次論文集, Vol.37, No.1, pp.769-774, 2015.6 .より 図-1 [76]

図 2.1-11 ランダムウォーク法の解析フローチャート

飛来塩分粒子の移流・拡散は、下記に示す i ステップ目の粒子位置 x_i と各々の速度 u_i を用いて計算している。なお、粒子は平均値がゼロの正規分布に従うとして、 σ は Fick 形の拡散形式を持つものとしてモデル化している。

$$x_j^{i+1} = x_j^i + u_j^{i+1} \Delta t$$

$$u_j^{i+1} = U_j^{i+1} + \alpha u_j^i + \lambda_j^{i+1}$$

$$\lambda_j^{i+1} = (1 - \alpha^2)^{1/2} \sigma_j \cdot \eta_j^{i+1}$$

$$\sigma = \sqrt{2Kt}$$

$$K = \frac{\beta}{3} (u^2 + v^2 + w^2) \cdot t$$

Δt : タイムステップ、 j : 座標、 U_j^i : 平均風速、 λ_j^{i+1} : 乱流統計量、 α : ラグランジュの相

関係数、 λ_j^{i+1} : 乱流統計量、 σ : 粒子拡散の標準偏差、 K : 乱流拡散係数、 u, v, w : 粒子速度、 β : 係数、 t : 時間

富山らは、ランダムウォーク法を用いた流体解析コード ADVNETURE_Fluid_Tet によって計算した構造物周辺の流れ場を用いて、沖縄本島北部東シナ海側に位置する平成 23 年 3 月に供用開始された 3 径間ポストテンション PC 橋を対象としたシミュレーション、および数値実験を実施している。なお、構造物への付着については、十分なデータが無く、衝突した粒子はすべて付着すると仮定している。

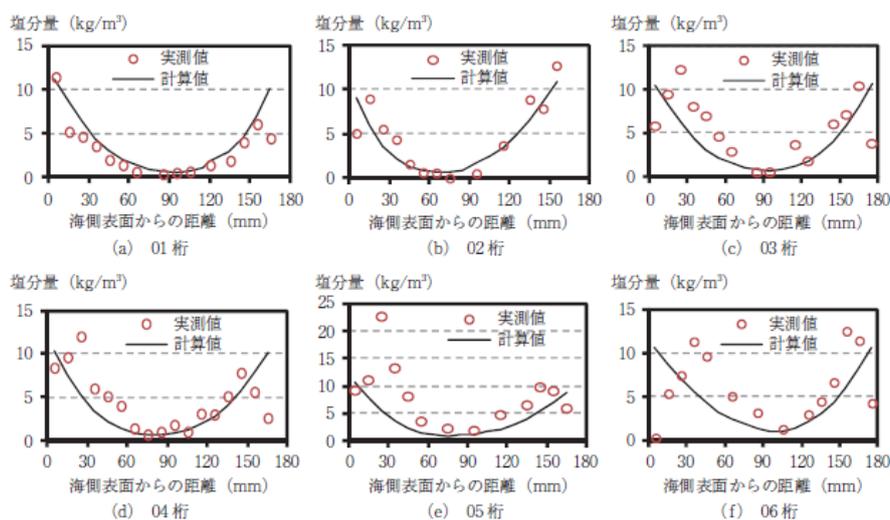
シミュレーション結果は、測定結果と同様の付着量分布を示しており、数値実験の結果、以下の知見が得られている。

- 風速が早いほど付着粒子数が多くなる。
- 風速場の影響により海側から特定位置の主桁下面への付着量が多くなる
- 主桁間長によって塩分が付着しやすい場所が異なる
- 下フランジがある場合は海側のフランジ側面への付着量が多くなる

c. 宇田モデルおよびランダムウォーク法の統合モデル (LECCA2-RW) [73] [77]

上原子らは、LECCA2-RW を用いて飛来塩分が橋梁上部工の表面に付着する塩分量を定量化後、その結果を塩分浸透予測手法に適用し、橋梁上部工における塩分の浸透予測、既存の塩分浸透データとの比較を行い、算定精度を検討している。LECCA2-RW は、対象地点の環境条件 (汀線からの距離・標高、風向・風速) を入力とした宇田モデルから得られる橋梁周辺までの飛来塩分量を、ランダムウォーク法への入力値とすることで、構造物部材表面への付着塩分量を計算する[73]。

計算結果は、測定結果の傾向をおおむね再現していることが示されたが (図 2.1-12)、中性化などによる塩分量の濃縮や低下を考慮できていない点が課題であるとされている。



出所) 上原子, 富山, 荒井, 羽瀨, 橋梁の部材面における付着塩分量の違いを考慮したコンクリートへの浸透塩分量の評価、コンクリート工学, Vol.54, No.2, pp.164-169, 2016.2 .より 図-10 [77]

図 2.1-12 解析結果および測定結果

3) 野口らの研究[69]

野口らは表面近傍濃度フラックス法に基づく付着計算手法と粒子追跡に基づく付着計算手法を用いて、橋梁（天鳥橋）の部位別飛来塩分量を推定している。以下に各計算手法におけるモデル式を示す。

<表面近傍濃度フラックス法に基づく付着計算手法>

$$Q_i = C \cdot u_i \cdot \Delta s \cdot \Delta t$$

$$Q_d = C \cdot \int_0^{\Delta t} \sqrt{\frac{D}{\pi t}} \cdot \Delta s \cdot dt$$

Q_i : 慣性衝突による付着量 [g/m²]、 Q_d : 拡散による付着量 [g/m²]、 u_i : 壁面法線方向風速 [m/s]、 Δs : セル面積 [m]、 Δt : 気象データ継続時間 [s]、 D : 拡散係数 [m²/s]

<粒子追跡に基づく付着計算手法>

$$\vec{F}_D = \frac{1}{2} C_D A_p \rho |\vec{u} - \vec{v}|^2 \frac{\vec{u} - \vec{v}}{|\vec{u} - \vec{v}|}$$

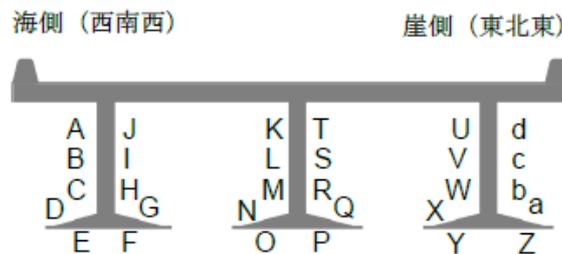
$$m \frac{d\vec{v}}{dt} = \vec{F}_D - m\vec{g} \left(1 - \frac{\rho}{\rho_p}\right)$$

F_D : 抵抗力 [N]、 C_D : 抵抗係数 [-]、 A_p : 粒子の流れ方向投影面積 [m²]、 a : 海塩粒子半径 [m]、 ρ : 流体密度 [kg/m³]、 u : 風速 [m/s]、 v : 海塩粒子の速度 [m/s]

なお、雨水による洗浄効果を考慮する場合は、野口らが測定した残留塩分 S [%] を時間降水量 r [mm/h] の関数とした以下の相関式を適用している。

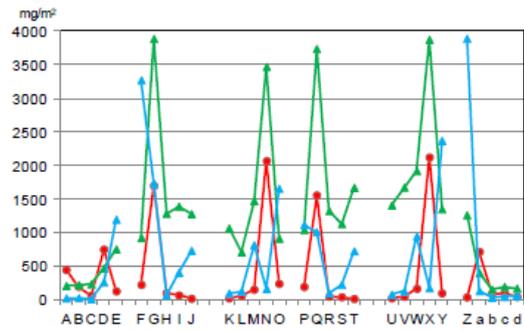
$$S = \begin{cases} 100 & (r \geq 0.329) \\ 0.1231r^{-6.03} & (r < 0.329) \end{cases} \quad (\%)$$

橋梁（天鳥橋）の付着塩分計測位置（図 2.1-13）の計算結果（図 2.1-14）を示す。case1 は、表面近傍濃度フラックス法、case2 は粒子追跡に基づく付着計算手法の結果である。

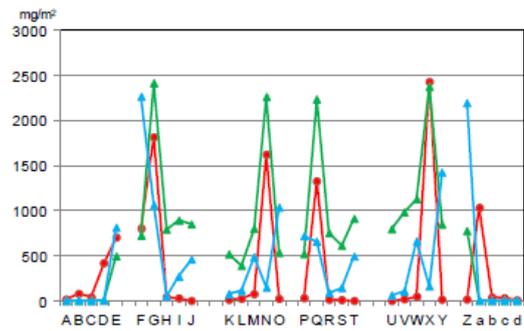


出所) 野口恭平, 金城佑紀 姜詠, 白土博通, 八木知己, 服部洋, 田中雄三、海塩粒子の物理挙動と風況に基づく付着塩分量の評価、構造工学論文集 Vol.60A、2014年3月 .より 図-9 [69]

図 2.1-13 橋梁（天鳥橋）の付着塩分計測位置



2011年3月7日~4月27日



2012年7月14日~8月21日

● : 現地観測, ▲ : case1, ▲ : case2

出所) 野口恭平, 金城佑紀 姜詠, 白土博通, 八木知己, 服部洋, 田中雄三、海塩粒子の物理挙動と風況に基づく付着塩分量の評価、構造工学論文集 Vol.60A、2014年3月 .より 図-15 [69]

図 2.1-14 付着塩分観測結果および解析結果

表面近傍濃度フラックス法に基づく付着計算手法では、フランジ部下面の付着量が大きく、フランジ部上面の付着量がフランジ下部を上回るという実測値の傾向が再現されていないことの原因として以下を挙げている。

- ・ 個々の海塩粒子が重力等の外力を受けていることを考慮していない。
- ・ 風速と拡散係数の代表値（壁面から 4cm）の根拠が希薄である。

粒子追跡に基づく付着計算手法では、全体的な付着量について解析結果は観測結果よりも過大であることの原因として、以下を挙げている。

- ・ 付着部位近傍における粒子追跡計算領域の大きさ、その領域内における粒子の初期配置位置が適切ではない。
- ・ 時間によって風速や風向は変化するため、定常流れ場で解析することが適切ではない。

なお、2017 年には以下に示す改良濃度フラックス法を用いて、橋梁の部位別飛来塩分量を推定している（風向・風速は OpenFOAM、気象データ・気中塩分濃度は WRF¹⁰（領域気象モデル）の計算結果を用いている）[70]。

$$Q = C(V_n + V_g \cos\theta)\Delta t + C \int_0^{\Delta t} \sqrt{\frac{D}{\pi t}} dt$$

ここで C は気中塩分濃度[mg/m³]、 V_n は壁面直角方向風速成分[m/s]、 V_g は海塩粒子の終端速度[m/s]、 θ は部材の水平面に対する傾斜角、 D は空気の拡散係数[1.5×10⁻⁵ m²/s]である。計算結果は、全体的に観測結果よりも過大であり、定常流れ場の計算精度および WRF による風速値の過大評価が原因として挙げられている。また、モデルの改善事項として以下が提案されている。

- ・ 周辺地形の再現度向上
- ・ 季節ごとの水位変動による桁間流れを考慮
- ・ 桁間における流れの非定常性を考慮
- ・ WRF の精度向上

¹⁰ Weather Research and Forecasting model

4) 藤井らの研究[71]

山陰本線餘部駅・鎧駅間の旧余部橋梁における塩分腐食実態と海塩輸送シミュレーションコード NuWiCC-ST による結果との比較検討を実施している。

NuWiCC-ST は、地表面条件の非一様性の再現を可能とするための数値流体解析と、長期間累積の海塩量評価を効率良く行うための統計的手続きを組み合わせている点の特徴である。統計的手続きモデルでは、以下の順番で計算を実施する。

- ① 複数の階級に分類した海上での風向、風速、粒子径ごとに、風と海塩粒子輸送の数値解析を実施する。
- ② 海上（離岸距離 10km 程度）の複数地点における風データ（気象モデルによる統計データ）から、下式を用いて任意の地上位置の風向・風速の出現頻度を推定する。

$$R_{WD}^{(WD,x,y)} = \frac{R_{WD}^{(WD,P_{WD})}}{\sum_{WD} (R_{WD}^{(WD,P_{WD})})}$$

$$R_{CV}^{(CV,WD,x,y)} = \frac{R_{CV}^{(CV,WD,P_{WD})}}{\sum_{CV} (R_{CV}^{(CV,WD,P_{WD})})}$$

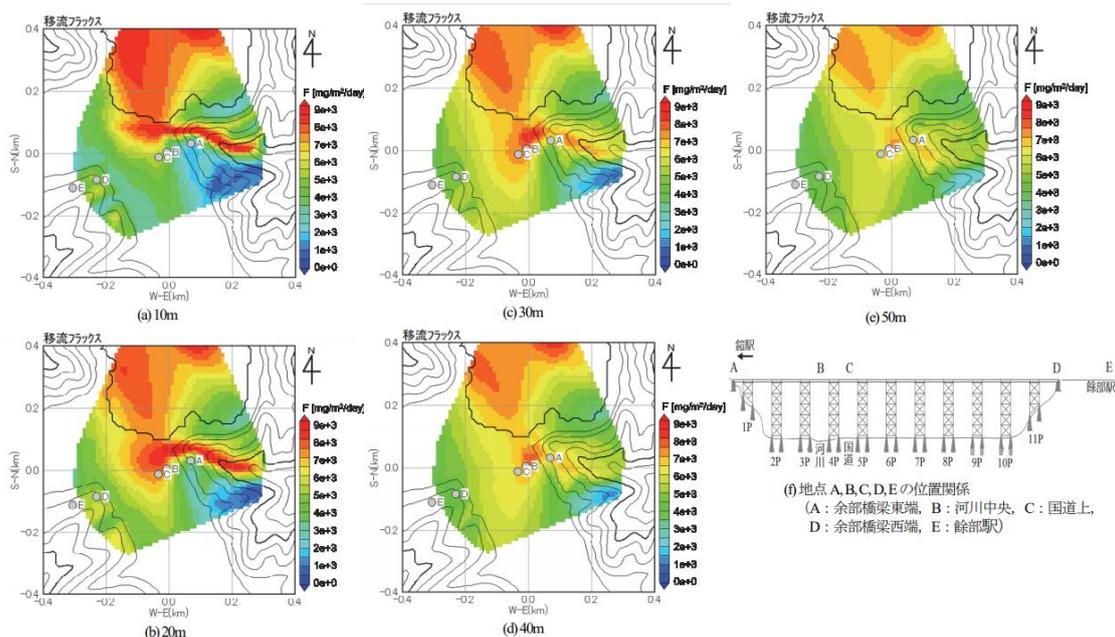
CP：粒子階級、CV：風速階級、WD：風向、 R_{WD} ：風向き出現頻度、 R_{CV} ：風速階級出現頻度、 P_{WD} ：地上評価地点 $P(x,y)$ の風向 WD における風上側の海上データ地点

- ③ 下式に示すように風向、風速、粒子径別の解析結果に出現頻度の重み付け積算をすることで、飛来海塩量の累積値あるいは期間平均値を算出する。

$$F_{mean} = \sum_{WD} \left[R_{WD} \cdot \sum_{CV} \left(R_{CV} \cdot U \cdot \sum_{CP} C \right) \right]$$

U：風速、C：海塩粒子濃度

解析による年間平均飛来海塩量分布（地上高さ 10m, 20m, 30m, 40m, 50m）から、飛来海塩量は海岸からの距離に対して指数関数的に減少するものの、周囲地形等の影響により局所的に変化すること等が示されている。また、暴露試験片による腐食減量分布傾向との比較から、気流や雨による塩分の移動等の影響だけでなく、地形影響を強く受ける地点や飛来海塩量が鉛直方向に大きく変化する海岸付近では、海塩量の空間分布が腐食減量に支配的な影響を及ぼすことを示唆していることも報告されている。



出所) 藤井堅, 中村秀治, 山口 詩織, 海田 辰将, 須藤 仁, 服部 康男, 石川 智巳, 旧余部橋梁の飛来塩分による腐食実態と腐食影響評価における海塩輸送解析モデルの適用性について、土木学会論文集 A1 (構造・地震工学), Vol. 73, No. 1, 98-113, 2017. より 図-18 [71]

図 2.1-15 解析による年間平均飛来海塩量分布

(4) その他

1) 地域による付着塩分量[67] [68]

沼尾らは、茨城県沿岸部における飛来塩分量データに基づき、測定月、風速・風向、海岸からの距離、地形、構造物・植生が飛来塩分量に与える影響について調査している[67]。調査の結果、主に以下の知見が得られている。

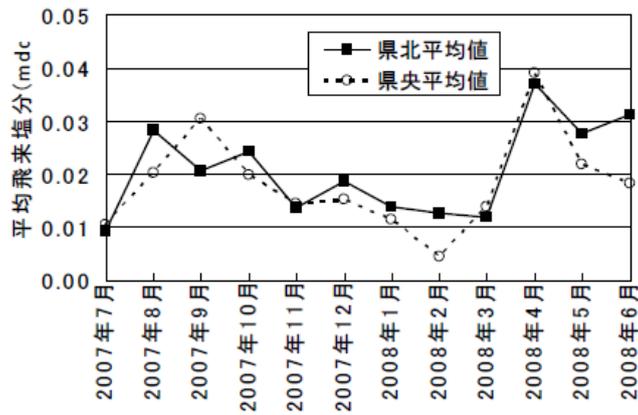
- ・ 南南東風が多く観測された4月の飛来塩分量が通年で最も多い(図 2.1-16)。
- ・ 風速の上昇に伴い、飛来塩分量は増加する。風速に対する飛来塩分量の増加割合は海側の方が大きい(図 2.1-17)。
- ・ 海岸からの距離が遠くなるにつれ、飛来塩分量が減少する(図 2.1-18)。
- ・ 防波堤およびテトラポッドがある場合は飛来塩分量が増加し、植生がある場合は飛来塩分量が低下する(図 2.1-19)。

また、沖縄を中心とした気象・付着塩分量等の観測データに基づき、付着塩分量の水平・垂直分布、植物表面および降雨水中の塩分量、付着塩分量と気象要因(風速、気温、湿度など)の関係、植物の対塩性、地上付近の気中塩分濃度制御方法についてまとめた研究も実施されている[68]。上述の文献[67]とほぼ同じ以下の知見が得られている

- 風速の上昇に伴い、付着塩分量が増加する。(文献[68]図 62)
- 防潮林が存在する場合、付着塩分量と風速が低下する。(文献[68]図 50)

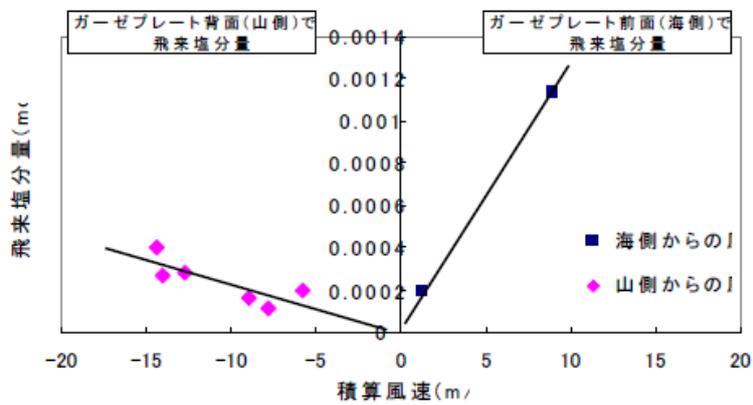
なお、標高が高くなるにつれ付着塩分量が増加するデータが得られているが、同時に風速も上昇していることから、付着塩分量の増加は風速に起因するものと述べている。(文献[68])

図 21、22)



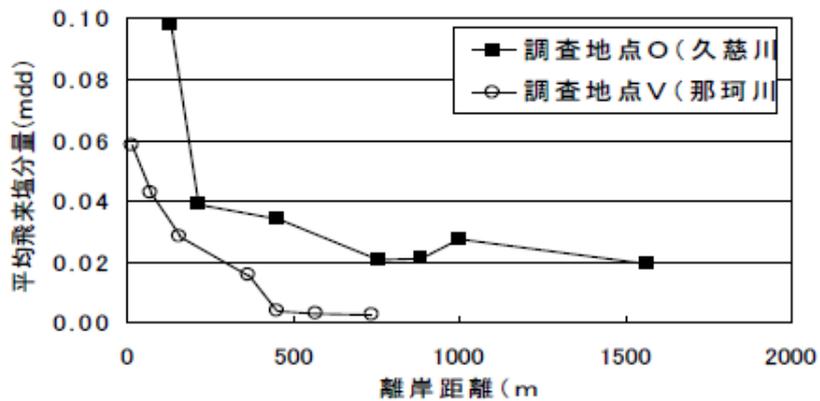
出所) 沼尾、木村、茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査、土木学会第 65 回年次学術講演会、平成 22 年 9 月 .より 図 2 [67]

図 2.1-16 茨城県北地域および県央地域における飛来塩分量



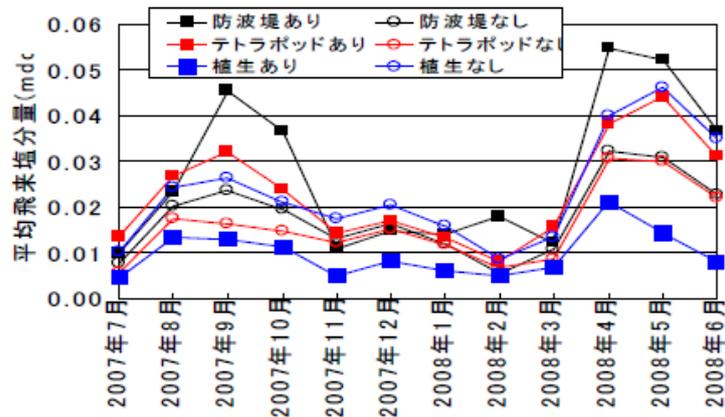
出所) 沼尾、木村、茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査、土木学会第 65 回年次学術講演会、平成 22 年 9 月 .より 図 7 [67]

図 2.1-17 海側および山側における飛来塩分量と積算風速



出所) 沼尾、木村、茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査、土木学会第 65 回年次学術講演会、平成 22 年 9 月 .より 図 3 [67]

図 2.1-18 海飛来塩分量と海岸からの距離



出所) 沼尾、木村、茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査、土木学会第 65 回年次学術講演会、平成 22 年 9 月より 図 3 [67]

図 2.1-19 海飛来塩分量と海岸構造物・植生の有無

2) 塩分を含む雪の付着[66]

電力中央研究所は、2005 年 12 月に新潟県下越地域において発生した、送電線の雪害事故による大規模停電（新潟下越雪害）をきっかけに、2007 年 7 月から「送電線設備の雪害に関する研究」を開始している。本研究の一環として、本間らは塩分を含む湿雪が、がいしに圧密着雪したことによる事故（塩雪害）の発生について、影響因子としての気象条件や塩雪害発生懸念地域の推定法を検討・提案している。

気象データの分析から、着雪量を表す指標として、海風の風向に限定した着雪ポテンシャル（海風着雪ポテンシャル $P_{salt_{snow}}$ [kg/m²]) が有効であることが報告されている。

$$P_{salt_{snow}}(t) = \rho_w \int_{t-a}^t p \frac{V}{W} E_T E_\theta dt$$

$$E_\theta(t) = \begin{cases} 1 & \theta: \text{海風となる風向} \\ 0 & \theta: \text{陸風となる風向} \end{cases}, E_T(t) = \begin{cases} 1 & -0.5^\circ\text{C} \leq T \leq 1.5^\circ\text{C} \\ 0 & T < -0.5^\circ\text{C}, T > 1.5^\circ\text{C} \end{cases}$$

t : 時間[h]、 ρ_w : 水密度[kg/m³]、p : 降水量[m/h]、V : 水平方向風速[m/s]、W : 降雪速度[m/s]、 E_T : 気温 T [°C]に依存した着雪効率

表 2.1-1 付着塩分に関する知見 (1/3)

影響因子	昨年度		今年度	
	知見 ¹¹	参考文献	知見	参考文献
気中塩分濃度	気中塩分濃度が高くなると、付着塩分量が高くなる(モデル式は[57]、[63]、[69] ¹² 、[71]参照)。	[57]、[63]、 [69]、[71]	【コンクリート】 気中塩分濃度が高くなると、付着塩分量が高くなる(モデル式は[69]、[70]参照)。	[69]、[70]
海岸からの距離	海岸から数百 m で急減し、以降漸減する。	[53]、[56]、 [60]、[72]	【鋼材】 海岸からの距離が長くなるにつれ、指数関数的に減少する(モデル式は[88]参照)。	[79]、[88]
海面からの高さ (標高)	一般に高いほど減少するが、複雑な挙動をする場合があり必ずしも一律に下がるとは限らない。	[53]、[54]、 [68]、[72]	【鋼材】 標高が高くなるにつれ、指数関数的に減少する(モデル式は[83]参照)。	[79]、[83]
風速、風向※	風速・流速が大きいほど飛来塩分量、付着塩分量ともに増加する。	[50]、[51]、 [53]、[63]、 [67]、[68]、 [72]	【鋼材・コンクリート共通】 ・ 風速(空気流速)が高いほど沈着量が増加する(モデル式は[64]、[69]、[70]、[71]、[74]、[75]、[76]参照)。 ・ 平均風速よりも、総走行距離 ¹³ が、大気塩分濃度に最も影響が大きい。	[62]、[64]、 [69]、[70]、 [71]、[73]、 [74]、[75]、 [76]、[79]
構造物、植生	付近の構造物や植生によって、かなり影響を受ける。	[56]、[67]、 [68]	【コンクリート】 障害物の有無、構造物または部材の形状により大気中からコンクリートへの移行挙動が変化する。	[73]

※空気流速を変えても付着量は増加しない場合があることも報告されている[50]。

¹¹ 昨年度の知見(気中塩分濃度を除く)は、文献[47]の表 2.4.2-4、表 2.5.2-2 から引用した。

¹² 文献[69]は測定データが更新されているが、モデルや測定対象物が昨年度報告書(八木モデル)と同じであるため、昨年度の知見にも含まれるとした。

¹³ 風速と風が吹いている時間の積

表 2.1-1 付着塩分に関する知見 (2/3)

影響因子	昨年度		今年度	
	知見 ¹⁴	参考文献	知見	知見
地形	海岸近くの地形によって影響を受ける。	[63]	【鋼材・コンクリート共通】 地形によって飛来塩分量が異なる。	[71]、[79]
建屋の有無	建屋内外の気中塩分濃度に有意な違いが無いデータと数倍異なるデータ（建屋内 < 建屋外）の両方がある。（前者は実貯蔵建屋、後者は小規模実験室でのデータ）	[48]、[49]	—	—
期間変動	<ul style="list-style-type: none"> 季節変動があるが場所によってパターンは異なる。（夏>冬、冬>夏 等） 年ごとの変化は比較的少ない。（ある程度の再現性がある） 	[53]、[59]、 [67]	—	—
時間※	付着塩分量は時間の 1/2 乗に比例して増加する。	[51]	—	—
表面温度	付着塩分量は、温度が高いと減少する。	[50] ¹⁵ 、[51]	【キャニスタ】 <ul style="list-style-type: none"> 表面温度（試験片温度）が高いほど、沈着量が減少する（モデル式は[61]参照）。 表面温度が 30℃以上ではアンモニウム塩（NH₄NO₃、NH₄Cl）の沈着は発生しない 	[52]、[58]、 [61]、[62]

※関連するモデル式は[51]参照

¹⁴ 昨年度の知見は、文献[47]の表 2.4.2-4、表 2.5.2-2 から引用した。

¹⁵ 文献[50]では、試験片温度を変えても、付着量は増加しない（2mg/m²(Cl 量)程度）ことも示している。

表 2.1-1 付着塩分に関する知見 (3/3)

影響因子	昨年度		今年度	
	知見 ¹⁶	参考文献	知見	参考文献
沈着面の方向	付着塩分量は水平面のほうが垂直面より大きい。	[50]、[51]	【キャニスタ】 付着塩分量は水平面のほうが垂直面より大きい。	[58]、[62]
海塩粒子の大きさ ※	粒径が大きいほど、沈着速度が速くなる。	[54]、[55]、 [57]	【鋼材】 直径 10 μm を超える大型エアロゾルは大気中に短時間だけしか残らないが、直径 10 μm 未満の粒子は沈降せずに大気中を数百 km 移動可能である（モデル式は[64]参照）。	[64]、[65]、[79]
波の高さ	—	—	【鋼材】 波高が高くなると、海塩粒子数が増加するため、付着塩分量が増加する。	[78]、[79]、[88]
天候	—	—	【鋼材】 気温・湿度が高く、降水量が多い時期の沈着塩化物濃度が高い 【その他】 塩分を含む降雪の着雪量を表す指標として海風の風向に限定した着雪ポテンシャルが提案されている（モデル式は[66]参照）	[66]、[78]

※関連するモデル式は[55]、[57]参照

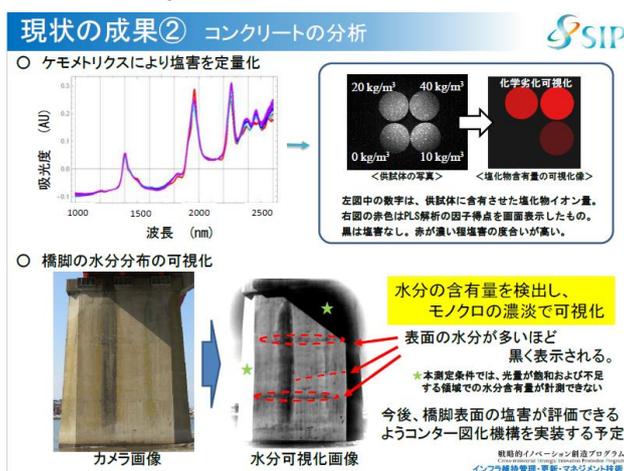
¹⁶ 昨年度の知見は、文献[47]の表 2.4.2-4、表 2.5.2-2 から引用した。

2.1.2 表面測定技術

表 2.1-5 に示したキャニスタ表面に付着した海塩濃度を測定する技術に関する調査結果を示す。

(1) 高感度近赤外分光を用いた遠隔診断[96]

鉄筋コンクリート構造物の点検における1次スクリーニングでの利用を想定し、分光分析光学系を用いて3m遠方から瞬時に近赤外スペクトルを取得、橋脚表面の塩化物、水分量を可視化する技術が開発されている。



出所) 津野和宏、高感度近赤外分光を用いたインフラの遠隔診断技術の開発、戦略的イノベーション創造プログラムインフラ維持管理・更新・マネジメント技術 点検・モニタリング・診断技術の研究開発 (1)-(B) (閲覧：2019/2/27、URL：<http://www.jst.go.jp/sip/dl/k07/kadai/k07-10.pdf>) より 2、3 ページ

図 2.1-20 近赤外分光を用いた遠隔診断法

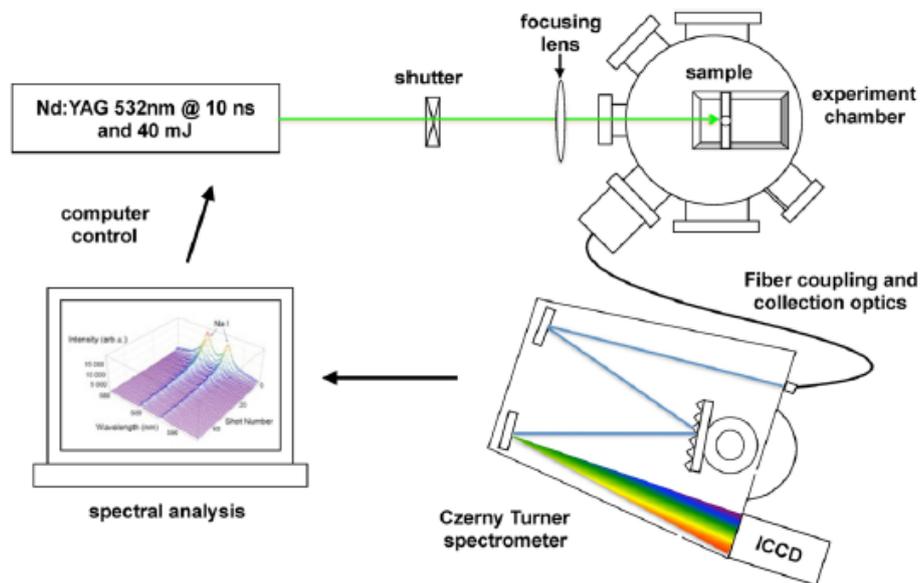
(2) レーザー誘起破壊分光法 (LIBS) [97]~[99]

ペンシルバニア州立大学は、米国の原子力エネルギー大学プログラム (NEUP) でドライキヤスク表面を検査する非破壊検査ロボットを開発している。非破壊検査ロボットには、ドライキヤスク表面の塩分濃度を測定するレーザー誘起破壊分光法 (LIBS: Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) およびひび割れを検知する電磁音響変換器 (EMATs: ElectroMagnetic Acoustic Transducers) を搭載することが検討されている。

LIBSでは、図 2.1-21 に示すように、YAG レーザーを表面に照射、光ファイバを通じて反射光を分光計に入力することで塩素スペクトル (837.6nm) を検出し、表面濃度を測定する。なお、鋼材については、乾燥貯蔵条件では、 0.8 g/m^2 程度の低い濃度で応力腐食割れに対する感受性が生じ得ることが報告されているため、LIBS の塩素検出対象範囲は $0.1 \sim 1.0 \text{ g/m}^2$ に設定されている。

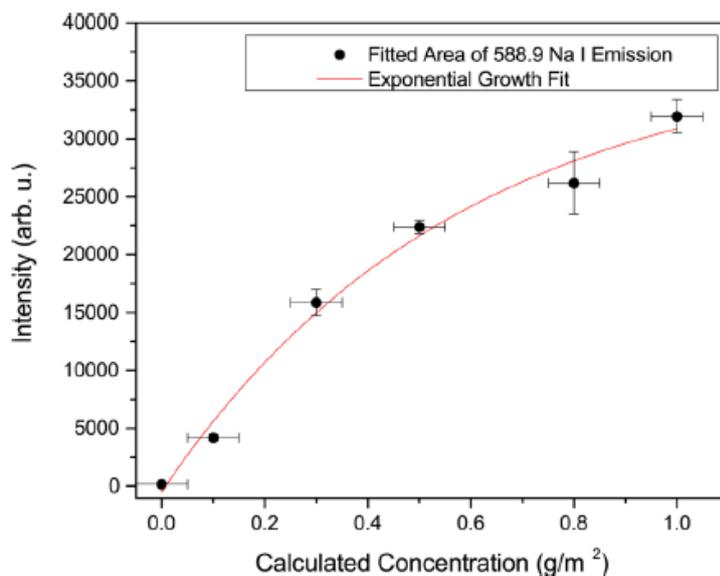
図 2.1-22 に $0.1 \sim 1.0 \text{ g/m}^2$ の NaCl を堆積させたサンプル表面の測定結果を示す。測定された発光強度と計算塩素濃度には良好な相関関係が見られることから、Na 測定が海塩濃度測定に有効であることが示唆されている。ただし、低濃度では塩素を確実に検出することが

困難であることも報告されている。このため、低濃度塩素の代替測定方法としては、LIBSを用いてアルカリ金属 (Na, Mg, K など) 中の Na スペクトル (589nm) を検出する方法を検討している (図 2.1-23)。



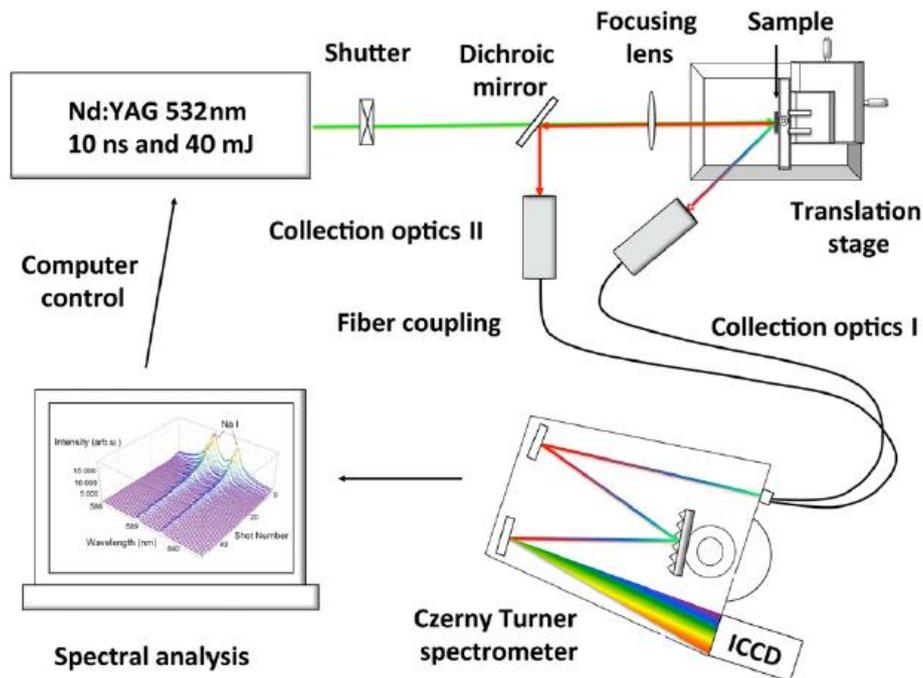
出所) C. J. Lissenden, S. Choi, H. Cho, A. Motta, K. Hartig, X. Xiao, S. Le Berre, S. Brennan, K. Reichard, R. Leary, B. McNelly, I. Jovanovic, Toward Robotic Inspection of Dry Storage Casks for Spent Nuclear Fuel, Journal of Pressure Vessel Technology JUNE 2017, Vol. 139 / 031602 より Fig. 3

図 2.1-21 LIBS 測定体系



出所) C. J. Lissenden, S. Choi, H. Cho, A. Motta, K. Hartig, X. Xiao, S. Le Berre, S. Brennan, K. Reichard, R. Leary, B. McNelly, I. Jovanovic, Toward Robotic Inspection of Dry Storage Casks for Spent Nuclear Fuel, Journal of Pressure Vessel Technology JUNE 2017, Vol. 139 / 031602 より Fig. 7

図 2.1-22 NaCl 堆積サンプルの表面測定結果



出所) X. Xiao, S. Le Berrea, K.C. Hartig, A.T. Motta, I. Jovanovic, Surrogate measurement of chlorine concentration on steel surfaces by alkali element detection via laser-induced breakdown spectroscopy, Spectrochimica Acta Part B 130 (2017) 67–74 より Fig. 1

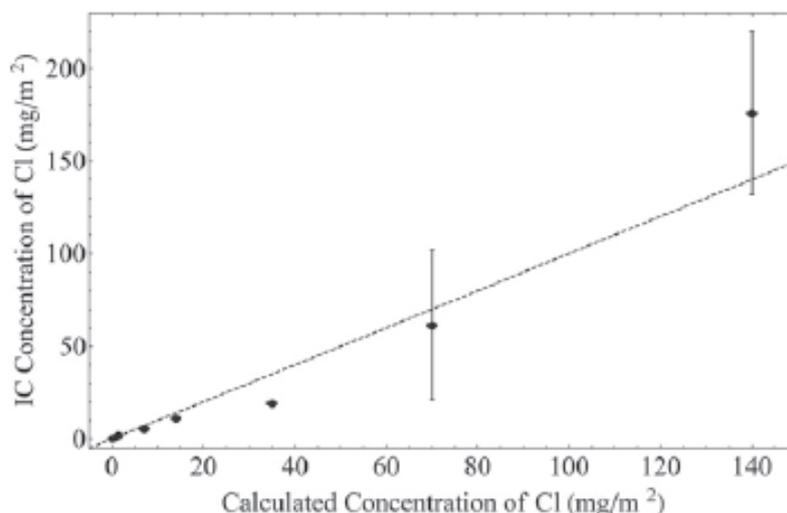
図 2.1-23 Cl 代替測定時の LIBS 測定体系

実験では、表 2.1-2 示す合成海水塩をサンプル表面に沈着させた場合の Cl 濃度を測定している（代替 Cl 測定として Na, Mg, K スペクトルを用いている）。Na スペクトルの測定結果（図 2.1-24）から、Cl 代替測定においても発光強度と計算塩素濃度には良好な相関関係が見られ、かつダストなどによる疑似的なシグナル生成を低減できることが報告されている。ただし、Mg と K による Cl 代替測定には課題があり、海塩組成や Cl による腐食過程、LIBS のマトリックス効果をより理解する必要があるとしている。また、光ファイバを通じて高出力レーザパルスを送信することは困難であるため、二重パルス励起を用いた測定も考えられている。

表 2.1-2 合成海水塩の成分

Components	Concentration (g/L)
NaCl	24.53
MgCl ₂	5.20
Na ₂ SO ₄	4.09
CaCl ₂	1.16
KCl	0.695
NaHCO ₃	0.201
KBr	0.101
H ₃ BO ₃	0.027
SrCl ₂	0.025
NaF	0.003
Total	36.032

出所) X. Xiao, S. Le Berrea, K.C. Hartig, A.T. Motta, I. Jovanovic, Surrogate measurement of chlorine concentration on steel surfaces by alkali element detection via laser-induced breakdown spectroscopy, Spectrochimica Acta Part B 130 (2017) 67–74 より Table 1



出所) X. Xiao, S. Le Berrea, K.C. Hartig, A.T. Motta, I. Jovanovic, Surrogate measurement of chlorine concentration on steel surfaces by alkali element detection via laser-induced breakdown spectroscopy, *Spectrochimica Acta Part B* 130 (2017) 67–74 より Fig. 4

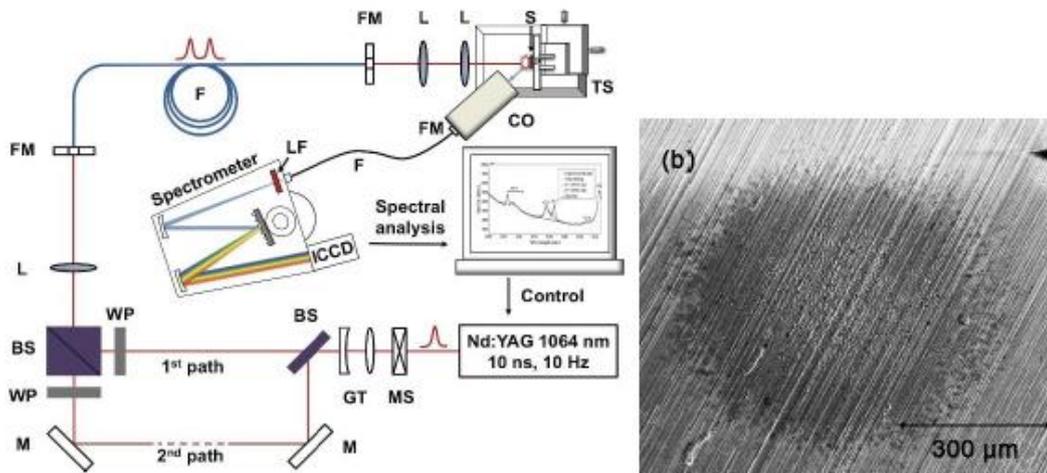
図 2.1-24 Na による Cl 代替測定結果

以上の検討を踏まえ、非破壊検査ロボットに搭載する測定方法として二重パルス励起光ファイバレーザー誘起破壊分光法 (DP FOLIBS : Double Pulse Fiber-optics Laser-induced breakdown spectroscopy) (図 2.1-25) が選択された。DP FOLIBS は 80mJ 程度の Nd : YAG レーザーを 2 回照射 (遅延時間は数十 ns) することで、レーザーアブレーションとプラズマ励起のプロセスを分離し、低濃度であっても単パルス励起ファイバレーザー誘起破壊分光法 (SP FOLIBS : Single Pulse Fiber-optics Laser-induced breakdown spectroscopy) の約 5 倍の光度を観測できる技術である。75mJ のレーザーエネルギーで照射した場合の 830~844.8nm のスペクトル分布 (図 2.1-26 の左図)、5~100 mg / m² の Cl 濃度に対する 837.6 nm Fe I 線と 837.6 nm Cl I 線の相対ピーク面積強度の関係 (図 2.1-26 の右図) から、DP FOLIBS を使用しつつ、Fe I 線を標準とすることで、鋼材表面の Cl 濃度を 10 mg / m² まで直接的に測定可能であることが示唆されている。

DP FOLIBS は PRINSE システム¹⁷ (図 2.1-27) への搭載が検討されており、現在までに、各機能を完全に統合した最終技術テストが実施されている。最終技術テストでは、10 mg/m² の塩化物を堆積させた表面の Cl を測定できたが、以下の課題が挙げられている。

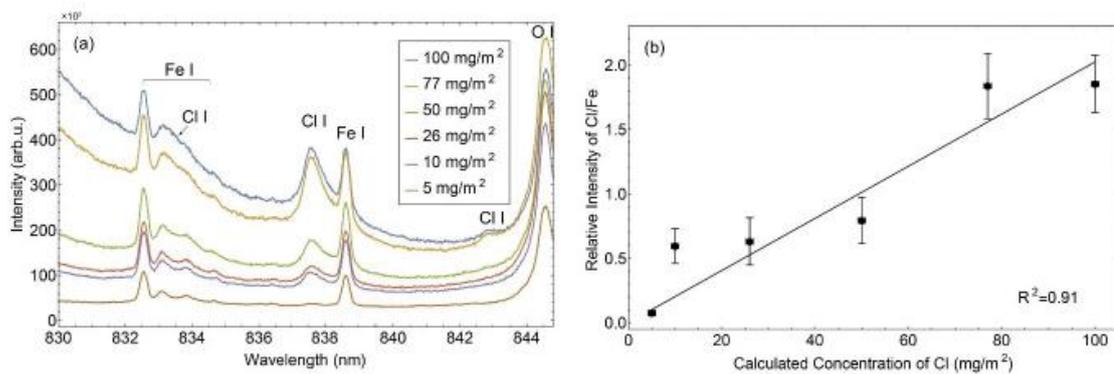
- PRINSE ケーブルバンドル内の光ファイバにかかる歪みを適切に考慮できていない。
- 測定を繰り返すうちにプラズマデブリがターゲット表面に蓄積することでレーザーエネルギーが減少し始め、光学系を取り外した清掃が必要となる。

¹⁷ 米国で検討されている可搬型非破壊検査ロボットシステムの名称 (PRINSE : Portable Robotic Inspection of Nuclear Storage Enclosures)。LIBS および EMATs による非破壊検査装置を搭載することが検討されている。



出所) Cliff Lissenden, Arthur Motta, Sean Brennan, Karl Reichard, Igor Jovanovic, John Popovics, Travis Knight, Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks, NEUP Project No. 14-7356, 2019. より Figure 2.1.14

図 2.1-25 DP FOLIBS 測定体系



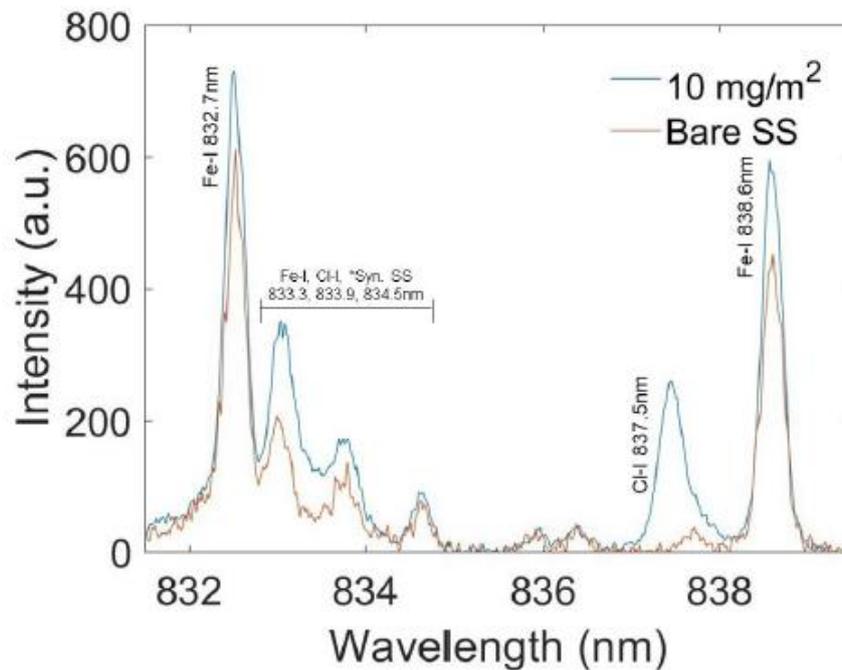
出所) Cliff Lissenden, Arthur Motta, Sean Brennan, Karl Reichard, Igor Jovanovic, John Popovics, Travis Knight, Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks, NEUP Project No. 14-7356, 2019. より Figure 2.1.18

図 2.1-26 DP FOLIBS による Cl 測定結果



出所) Cliff Lissenden, Arthur Motta, Sean Brennan, Karl Reichard, Igor Jovanovic, John Popovics, Travis Knight, Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks, NEUP Project No. 14-7356, 2019. より Figure 2.1.25

図 2.1-27 DP FOLIBS を搭載した PRINSE システムの外観



出所) Cliff Lissenden, Arthur Motta, Sean Brennan, Karl Reichard, Igor Jovanovic, John Popovics, Travis Knight, Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks, NEUP Project No. 14-7356, 2019. より Figure 2.1.26

図 2.1-28 DP FOLIBS を搭載した PRINSE システムによる Cl 測定結果

(3) SaltSmart™[100]～[102]

SaltSmart™は Louisville Solutions Incorporated が開発した携帯型塩分濃度測定系である。シリコンパッドに接触している表面の塩分を、同封のイオン水に溶解させ、その試料液の電気伝導度を測定することで、表面の塩分濃度を測定する。



出所) Louisville Solutions Incorporated, Accurate Soluble Salt Contamination Measurements in a Portable Low Cost Device, URL :

<http://www.stone-tucker.com/files/files/SaltSmart-data-sheet.pdf> (2019年2月21日 閲覧)

図 2.1-29 SaltSmart™の外観

(4) その他

物質・材料研究機構が、海岸線からの距離や気温や湿度など特定の気象データから AI を用いて腐食状況を予測するシステムを開発中である[103]。

表 2.1-3 キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（原子力分野）

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
1	2016年 9月	U.S.DOE	A Probabilistic Model for Stress Corrosion Cracking of Stainless Steel SNF Interim Storage Canisters	海洋付近の貯蔵施設では塩化物誘因 SCC (CISCC) が大きな破損リスクの一つであることから、CISCCによる破損を評価する確率論的な性能評価モデルを提示している。
2	2016年	日本原子力研究 開発機構	平成 27 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費（中間貯蔵の自然環境に係る調査・検討）事業 報告書	キャニスタの応力腐食割れに関与する要因の一つとして気中塩分に着目し、気中塩分濃度および気中塩分組成測定データの取得・整理を行っている。
3	2016年	Sandia National Lab.(SNL)	Understanding the Risk of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking of Interim Storage Containers for the Dry Storage of Spent Nuclear Fuel: Evolution of Brine Chemistry on the Container Surface	熱的に不安定な海塩中のアンモニウム塩 (NH ₄ NO ₃ 、NH ₄ Cl、(NH ₄) ₂ SO ₄) について、相対湿度と温度を変化させた場合の挙動を実験的に調査し、キャニスタ表面での蓄積、潮解に関する以下の知見を示している。 <ul style="list-style-type: none"> ・NH₄NO₃ は表面温度が 30℃でも数日～数週間以内に分解されるため、キャニスタ表面に蓄積されない。 ・NH₄Cl の質量減少速度は NH₄NO₃ より僅かに低い程度であり、表面温度が 30℃であれば数日～1 か月で分解される。 ・(NH₄)₂SO₄ は 50℃、相対湿度 75%～80%で潮解が発生する。しかし、相対湿度 55%でも潮解が発生することが示めされている。
4	2015年	日本原子力研究 開発機構	「平成 26 年度 中間貯蔵設備長期健全性等試験委託費（実環境下でのキャニスタの腐食試験等）事業 報告書」	既往研究のレビューを通じて付着塩分量と気中塩分量の相関関係等を整理し、実環境下において SCC が発生するまでの期間を評価する解析コードを整備している。また、限界塩分濃度を決定するための予備試験を実施し、キャニスタ腐食試験計画における試験装置の見直しを図った上で、気中塩分濃度を正確に評価するための基礎データ取得、および更なる試験機器の必要性を検討している。
5	2015年	電力中央研究所	コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価(その3)－長期気中塩分量の測定と付着塩分量の評価	沿岸部実環境における気中塩分計測装置の性能を確認するとともに、金属試験片への付着塩分量測定結果から、気中塩分量と付着塩分量の関係を分析し、水平面への付着塩分量の温度依存性に関する知見（高温であるほど付着量が小さい）を示している。また、付着塩分量評価モデル式（時間の 1/2 乗に比例）を作成している。

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
6	2015年	Electric Power Research Institute(EPRI)	Susceptibility Assessment Criteria for Chloride Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) of Welded Stainless Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems.	ステンレス製キャニスタ含む使用済み燃料貯蔵設備の塩化物誘起応力腐食割れに対する感受性について評価するための一連の評価基準を検討・提示している。その中で、米国および日本（電中研）の実機調査結果に基づいて作成した、半経験的表面付着塩化物量予測モデルを紹介している。
7	2014年9月	Sandia National Lab.(SNL)	Draft Report: Results of Stainless Steel Canister Corrosion and Environmental	キャニスタおよびキャスク材料の局部腐食性能を評価するために実施された材料性能評価試験における、キャニスタ表面の物理現象および化学環境の特徴と時間変化についてまとめている。
8	2013年5月	電力中央研究所	原子燃料サイクルバックエンド技術の信頼性向上に向けて第III部 使用済燃料等の輸送・貯蔵技術 第7章 コンクリートキャスク貯蔵技術	自然空冷方式を採用した状態で、除熱性能を損なわない低圧力損失の塩分流入低減装置を提案し、装置評価試験（圧力損失試験、塩分低減試験）および実機適応性評価（コンクリートキャスク吸気口に設置した場合の装置性能評価）を実施している。実機適応性評価の結果、15枚の板(厚0.5mm、長さ500mm)を設置すると、塩分捕獲率40%、温度上昇0.48℃で、除熱の妨げとならない低減装置を設置できるという結果が得られている。
9	2013年	U.S.NRC	Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel Used for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel	塩化物誘因 SCC の閾値（温度、相対湿度、海塩の沈着面積密度、海塩組成、海塩の含水量、キャニスタ溶接部および溶接熱影響部（HAZ）の応力状態）について入手可能な国内外の論文を調査し、キャニスタ表面の海塩沈着速度、局所湿度、境界層における水化学に関する不確実さについて論じている。
10	2012年	電力中央研究所	コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価（その2）－実環境での気中塩分量および付着塩分量測定試験－	気中塩分測定装置の機能検証のため、自然換気型試験建屋の内外にて気中塩分濃度測定を実施するとともに、キャニスタを模擬した加熱金属表面を用いて付着量評価に必要なデータを取得している。
11	2010年10月	U.S.NRC	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	暴露された乾式キャスク貯蔵のキャニスタに用いられる、304、304L、316L オーステナイト系ステンレス鋼の溶接部、非溶接部についての大气応力腐食割れへの感受性についてまとめている。

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
12	2010年	電力中央研究所	コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価－室内および実環境での付着塩分量測定試験－	室内および実環境試験を通じて、空気流速や表面温度がキャニスタ表面への海塩粒子付着量に及ぼす影響について検討している。室内試験における海塩付着量については、 <ul style="list-style-type: none"> ・垂直面よりも水平面の方が大きく、試験片温度が高いほど減少する ・空気流速が大きいほど増加する という結果を示している。一方、実環境塩分付着試験では、空気流速および試験片温度を変えても、付着量は増加しない(2mg/m ² (Cl量)程度)ことも示している。
13	2009年	電力中央研究所	コンクリートキャスク貯蔵実用化のための気中塩分量評価－既存の金属キャスク貯蔵設備での気中塩分計測－	福島第一原子力発電所および東海第二原子力発電所の金属キャスク貯蔵施設における気中塩分濃度と付着塩分量の測定を行うとともに、塩分飛散予測モデルの適用性評価を実施している。また、両施設ともに建屋内外の気中塩分濃度に有意な差はなかったとしている。
14	2005年	Electric Power Research Institute(EPRI)	Effects of Marine Environments on Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels	海洋環境におけるオーステナイト系ステンレス鋼の腐食挙動と、様々な影響因子との相関について検討している。腐食挙動に影響する因子として、湿度と濡れ時間、大気汚染物質(塩化物、二酸化硫黄、二酸化炭素など)、距離・高さ・方向・遮蔽物、温度、日光と風が挙げられている。

表 2.1-4 キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（非原子力分野）

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
15	2018年 5月	東亜建設工業	北海道フォーラム「コンクリート構造物の塩害環境評価の常用性とその手法について」	海塩の発生からコンクリートへの付着までの一連の評価モデルについて紹介している。海塩発生から移動の過程については宇田モデルを用いており、海塩の移流・拡散・付着についてはランダムウォーク法を用いている。また、両者をを統合したモデルも紹介している（LECCA2-RW）。
16	2017年 11月	電力中央研究所	数値流体解析による鉄塔鋼管内部腐食環境の予測（その1）－海塩付着量・分布推定のための気流解析－	鋼管端部の継ぎ手構造などを評価するため、オープンソースコード（OpenFOAM）による非構造格子の作成手順を整備し、横須賀地区での鋼管暴露試験をシミュレーションしている。シミュレーションによる壁面せん断応力分布は、観測結果（鋼管内海塩粒子付着量が端部から30cm内部の位置で1/10以下まで急減）と整合している。
17	2017年 6月	電力中央研究所	「送電設備の雪害に関する研究」10ヶ年研究成果（その2）－がいし塩雪害の評価手法と対策－	塩分を含む湿雪が、がいしに圧密着雪したことによる事故（塩雪害）の発生について、影響因子としての気象条件を解明するとともに、塩雪害発生懸念地域の推定法を検討・提案している。周辺各地の過去の気象データについて分析した結果、海風の風向に限定した着雪ポテンシャル（海風着雪ポテンシャル）が有効であるという知見が得られている。
18	2017年 4月	National Centre for Metallurgical Research (CENIM/CSIC)	Marine Atmospheric Corrosion of Carbon Steel	海洋大気下における炭素鋼の腐食挙動について既往文献をレビューし、海洋大気腐食に関する実験、腐食生成物や錆層の特徴、海洋大気下での鋼腐食メカニズムについて紹介している。
19	2017年	広島大学	旧余部橋梁の飛来塩分による腐食実態と腐食影響評価における海塩輸送解析モデルの適用性について	旧余部橋梁（山陰本線餘部駅・鎧駅間）における塩分腐食実態と海塩輸送シミュレーションコード（NuWiCC-ST）による結果を比較・検討している。解析結果と腐食減量分布は良く対応していることから、地形影響を強く受ける地点や海岸付近では、飛来する海塩量の空間分布が腐食減量に支配的であることが示唆されている。
20	2017年	鈴木技術士事務所	外面応力腐食割れ(ESCC)の感受性の評価	化学プラントのESCCに関して調査し、機器・配管の構造不連続部位では、雨水浸入による断熱材の一部溶解、加工誘起マルテンサイト変態などがESCCに対して高い感受性を持っていること、内部流体温度が118±13.5℃の断熱材機器が最もESCCに対し感受性が高い等の知見が示されている。
21	2017年	京都大学	任意地点橋梁における部位別の飛来塩分量予測	改良濃度フラックス法を用いて、橋梁の部位別飛来塩分量を推定している（風向・風速はOpenFOAM、気象データ・気中塩分濃度はWRFの計算結果を用いている）。推定結果は、風下側の桁周りでの塩分分布の特徴をとらえているが、WRFによる風速値の過大評価等の原因により、全体的に観測値よりも過大

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
				評価であったとされている。
22	2017年	Federal Institute of Education, Science and Technology of Paraíba	Vertical distribution of marine aerosol salinity in a brazilian coastal area-The influence of wind speed and the impact on chloride accumulation into concrete	ウェットキャンドル法を用いた試験装置を用いて、海洋エアロゾル濃度の垂直分布と気候について観測した結果、塩化物沈着速度は標高が上がるにつれて指数関数的に減少しているという知見が得られている。また、標高、風速と時間（3 m/s 以下の風速は対象外）、総観測時間を用いた塩化物沈着速度モデル式を提案している。
23	2016年 2月	弘前大学	橋梁の部材面における付着塩分量の違いを考慮したコンクリートへの浸透塩分量の評価	有限要素法とランダムウォーク法を用いて橋梁上部工表面に付着する塩分量を定量化し、塩分浸透予測手法による塩分の浸透予測評価を実施している。付着塩分量の計算結果は、測定結果をおおむね再現しているとされている。
24	2016年	福井大学	福井県における鋼橋の付着塩分量に関する調査研究	福井県内の橋梁躯体への付着塩分量を調査し、橋梁毎の腐食環境の現状を把握・分析している。付着塩分量は、海岸からの距離に応じて減少する傾向であること、海岸に近い橋梁では冬季と春季の付着塩分量差が大きいこと、橋梁間の差異は外側面で顕著に表れていること等の知見が得られている。
25	2015年 5月	電力中央研究所	送電鉄塔用鋼管の内面腐食速度および海塩付着量分布評価	送電鉄塔用鋼管内に複数個の大気腐食モニタリングセンサ（ACMセンサ）を配置し、鋼管内長手方向の腐食速度分布を評価している。ACMセンサから得られた腐食速度分布と鋼管の観察結果を比較し、両者の傾向が一致していることを確認している。
26	2015年	National Centre for Metallurgical Research (CENIM/CSIC)	Airborne chloride deposit and its effect on marine atmospheric corrosion of mild steel	カボピラノ風力発電所における海洋大気下で腐食実験を実施し、腐食速度、腐食生成物および腐食層の観察、環境パラメータの軟鉄表面への塩化物沈着量への影響の考察を行い、気中塩分濃度の腐食速度への依存性を明らかにしている。測定結果から塩化物沈着速度は、海岸からの距離が長くなるにつれ指数関数的に減少していることが示されている。
27	2015年	琉球大学	コンクリート橋梁上部工に付着する塩分量分布に関する数値実験	ランダムウォーク法で得られる付着塩分量について数値実験を通じて、風速が早いほど付着粒子数が多くなること、風速場の影響により海側から特定位置の主桁下面への付着量が多くなること、主桁間長によって塩分が付着しやすい場所が異なること、下フランジがある場合は海側のフランジ側面への付着量が多くなることを確認している。
28	2014年 3月	京都大学	海塩粒子の物理挙動と風況に基づく付着塩分量の評価	①表面近傍濃度フラックス法に基づく付着計算手法、②粒子追跡に基づく付着計算手法を用いて、橋梁の部位別飛来塩分量を推定している。①は実測の傾向を再現していたが、フランジ部下面の付着量よりもフランジ部上面の付着量が大きいという傾向は再現されなかった。②では付着傾向がよく再現されているが、全体的に付着量が観測値よりも過大であるという結果が得られている。

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
29	2014年	琉球大学	コンクリート橋上部工に付着する飛来塩分に関する数値解析的検討	ランダムウォーク法による海塩の移流・拡散・付着モデルを用いてポストテンション PC 橋の付着塩分量をシミュレートし、測定結果と同様の付着量分布が得られていることが示されている。なお、ランダムウォーク法では、あらかじめ有限要素法を用いて構造物周辺の風速場を入力値として用いている。
30	2012年10月	コンクリート工学	コンクリート構造物の長期性能評価 —環境外力の評価手法—	一日当たりの平均飛来海塩量を海風の発生割合、水平方向の風速、距離、高さを用いて計算する宇多モデルについて紹介している。宇田モデルでは、海塩移動を慣性領域、移流沈降領域、拡散領域の3つの領域に分類し、飛沫が一様分布かつ距離による減衰が線形であると仮定する場合の拡散領域における飛来海塩量を定式化している。
31	2012年3月	National Aeronautics and Space Administration (NASA)	Timescale Correlation between Marine Atmospheric Exposure and Accelerated Corrosion Testing - Part 2	ケネディ宇宙センターの Beachside Atmospheric Corrosion Test Site で実施された 1010 鋼 (UNS 10100) の長期大気曝露について報告している。暴露試験では、塩化物沈着に対して以下のような結果が得られている。 ・沈着塩化物濃度の緯度による差異はない。 ・ハリケーン等を無視した場合、波高の増加と沈着塩化物濃度の増加には相関がある。 ・沈着塩化物濃度は気温、湿度、降水量などの他の気象条件とともに、季節によって異なる。
32	2011年	茨城大学	茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査	茨城県沿岸部における飛来塩分量データに基づき、測定月、風速・風向、海岸からの距離、地形、構造物・植生が飛来塩分量に与える影響について調査し、主に以下の知見が得られている。 ・南南東風が多く観測された4月の飛来塩分量が通年で最も高い。 ・飛来塩分量は風速が大きくなるにつれ増加し、その勾配は海側の方が大きい。 ・海岸からの距離が長くなるにつれ、飛来塩分量が減少した。 ・防波堤およびテトラポッドがある場合は飛来塩分量が増加し、植生がある場合は飛来塩分量は低下した。
33	2011年	電力中央研究所	海塩粒子輸送シミュレーションによる塩分付着量推定に関する研究(その5) —海域の広さを対象とした会場海塩濃度の設定方法の提案—	飛来海塩粒子輸送解析コード NuWiCC-ST を用いて、海上風速と吹送距離を考慮した海上海塩濃度設定法を提案している。また、同設定法で中国地方瀬戸内海側の累積飛来海塩量を推定し、海塩粒子の粒径、風速、吹送距離に応じた海塩輸送特性に関する以下の知見が得られている。 ・風速が大きく、粒径が小さいほど中国地方全域への飛来海塩量に寄与する。 ・風速が小さく、粒径が大きいほど海岸近郷にのみ飛来する傾向が強い。 ・日本海側に比べて瀬戸内海側は風速が小さく、吹送距離も短いことから、海塩の発生量と飛来量が少なくなる。 ・日本海側に比べて瀬戸内海側は強風の頻度が低いため、高い風速にのって飛来する海塩量は相対的に少なくなる。
34	2005年	中部電力	塩塵害の地域特性に関する分析 付着塩分特性と腐食進行度の定期観測と地域特性分析による塩分付着量・腐食量マップの作成	臨海部におけるがいしへの塩分付着特性およびテストピース暴露試験による腐食進行度の定期観測を実施している。また、これらのデータの地域特性分析を行い、塩分付着量マップおよび腐食量マップを作成している。なお、塩分付着量の地域特性分析では、多変量解析を用いている(変数: 海岸からの距離、標高、気覆土、高低差、傾斜、曲率、開放度、中間障害標高、前障害度、海度 など)。

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
35	1986年	コンクリート学会	海岸付近の飛塩調査とコンクリートに浸透する塩分	海岸近傍と同様の塩分をモルタル試験体に与えた場合の浸透挙動を実験的に調査し、気中塩分量とコンクリートへの浸透の関係について考察している。気中塩分は海岸からの距離と風速に大きく関係していること、風速がほとんど変化していないにも関わらず、測定点の高さによって付着塩分量が異なる測定結果となること等の知見が得られている。
36	1978年	琉球大学	海岸保全的見地からの沖縄の飛塩に関する研究	沖縄を中心とした気象・付着塩分量等の観測データに基づき、付着塩分量の水平・垂直分布、植物表面および降雨水中の塩分量、付着塩分量と気象要因（風速、気温、湿度など）の関係、植物の対塩性、地上付近の気中塩分濃度制御方法についてまとめている。

表 2.1-5 キャニスタ腐食防止技術に関する調査文献（塩分濃度測定技術）

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
37	2019年 2月	ペンシルバニア 州立大学	Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks	キャニスタ表面の非破壊検査ロボット技術に関する最終報告書。二重パルス励起光ファイバレーザー誘起破壊分光法（DP FOLIBS：Double Pulse Fiber-optics Laser-induced breakdown spectroscopy）を用い、Fe スペクトル線を標準として Cl スペクトル線を測定することで、低濃度における表面 Cl 濃度を直接測定可能にしたことが報告されている。また、DP FOLIBS は PRINSE システムへの搭載が考えられており、現在までに最終技術テストが実施されている。
38	不明	Elcometer	Elcometer 146	携帯型塩分濃度測定装置 SaltSmart™ のスペックや使用方法について記載している。
39	不明	首都高技術株式 会社	高感度近赤外分光を用いた インフラの遠隔診断技術の 開発	遠方分光分析光学系を用いて橋脚表面の塩分及び水分量を測定する技術を開発している。現在までに、3m 遠方から橋脚表面の塩分および水分量の可視化に成功している。
40	不明	Louisville Solutions Incorporated	Accurate Soluble Salt Contamination Measurements in a Portable Low Cost Device	携帯型塩分濃度測定装置 SaltSmart™ の概要を記載している。
41	2018年 12月	電力中央研究所	大気腐食モニタリングセン サを用いた送電鉄塔腐食環 境解析法の確立	沿岸域の 9 基の実鉄塔に設置された ACM センサーで得られた測定値に対し、腐食速度（RC）評価法を適用して定量性評価を実施し、高精度で RC を推定できることを報告している。ACM センサーで得られた付着海塩粒子量は、ACM 出力と乾燥時の湿度をセンサー特性表に当てはめることで定量化している。
42	2018年 5月	電力中央研究所	レーザーを用いたキャニスタ 付着塩分計測技術の開発 —キャニスタの温度と腐食 様相が塩分計測に及ぼす影 響—	キャニスタの温度および腐食様相が、レーザー誘起ブレイクダウン分光法（LIBS）による付着塩分計測に与える影響について、鋼試験片を用いて実験的な評価を実施している。実験の結果、室温から 200℃ の表面温度では測定結果への影響はほとんど無いこと、腐食表面は非腐食表面よりも塩素発光強度が大きく低下すること等の知見が得られている。
43	2017年 11月	Sandia National Lab.(SNL)	Analysis of Samples Collected from the Surface of Interim Storage Canisters at Calvert Cliffs in June, 2017: Revision 01	Calvert Cliffs 原子力発電所の乾式貯蔵キャニスタ表面における埃と塩を、フィルター付き Scotch-Brite™ パッドおよび、SaltSmart を用いて収集し、分析を実施している。

No.	年月日	著者所属	タイトル	概要
44	2017年 6月	ペンシルバニア 州立大学	Toward Robotic Inspection of Dry Storage Casks for Spent Nuclear Fuel	ドライキャスク用非破壊検査ロボットへの実装が検討されているレーザー誘起破壊分光法 (LIBS : Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) による表面塩素測定や電磁音響変換器 (EMATs : ElectroMagnetic Acoustic Transducers) による応力腐食割れ検知に関する研究である。LIBS については、サンプルを用いた実験で塩素スペクトル (837.6nm) を検出し、表面濃度を測定している。ここでは、LIBS の塩素検出対象範囲は 0.1~1.0 g/m ² に設定されているが、さらに低濃度の場合には塩素の検出が困難であることが示されている。
45	2017年	ペンシルバニア 州立大学	Surrogate measurement of chlorine concentration on steel surfaces by alkali element detection via laser-induced breakdown spectroscopy	LIBS の課題である表面濃度が低い場合の塩素検出について、アルカリ金属 (Na、 Mg、 K など) で代替測定する手法を検討している。合成海水塩を表面に沈着させたサンプルを LIBS で測定した結果、Na スペクトルの発行強度と塩素濃度には良好な相関関係があるという知見が得られている。

2.2 キャニスタ蓋溶接部の検査方法・検査基準に係る調査

キャニスタ蓋溶接部の検査方法・検査基準に係る国内外の文献（公開文献）について調査を行い得られた情報を整理する。溶接部形状、溶接部の非破壊検査方法、判定基準及び技術的妥当性を調査する。

2.2.1 使用済燃料貯蔵用キャニスタ

(1) 米国（NUREG、ASME）

NUREG-2215「使用済み燃料貯蔵システムと施設の標準審査指針（SRP¹⁸）案」（2017年11月刊行）[104]は、2019年に完成予定の公衆審査版である。これは、適合証明書による一般認可の乾式貯蔵システムや、独立使用済燃料貯蔵施設(ISFSI)等の特定認可に関する安全解析書(SAR¹⁹)の審査を NRC 職員が行うための指針となる。なお、従前に NRC の使用済燃料輸送部門が発行した 25 の暫定スタッフガイド（ISG）文書を組み込んでいる。

この新しい標準審査指針案の中から、キャニスタ蓋溶接部の検査方法や検査基準に係る情報を以下に示すように整理した。調査対象箇所は、NUREG-2215 の「8. 材料評価」の「8.5.6 溶接」である。また、NUREG-2215 の中で参照されている米国機械学会（ASME²⁰）規格についても調査した。

1) 溶接方法（溶接部形状も含む）

閉じ込め境界に関連する溶接についての詳細な指針が NUREG-2215「8.5.6.1 閉じ込め溶接設計」に示されている。これによれば、閉じ込め境界溶接は、構造健全性と気密性の両方を実現するためのものであり、貯蔵閉じ込め境界に適した構造規格は、米国機械学会 ボイラ及び圧力容器規格(ASME B&PV)セクションⅢ（原子力施設用機器建造規則）、ディビジョン 1、サブセクション NB[105]とされている。ASME B&PV NB-2000（材料）では、閉じ込め境界の構成材料に関する適切性を確認する。閉じ込め境界溶接部については、同規格 NB-4240 の要件（部材の溶接接手）に従って構成された完全溶け込み溶接であることを確認する。ただし、胴体（シェル）－蓋（トップカバー）溶接部は、継手幾何形状の完全溶け込み溶接の製作が困難であるため、キャニスタ上部の封止溶接は、部分的に溶け込み溶接であってもよいとされている。

2) 溶接部の非破壊検査方法

溶接継手の構造健全性を検証するための検査方法（体積検査、表面検査）が NUREG-2215「8.5.6.2 閉じ込め溶接検査」に示されている。ここで、体積検査は放射線透過試験（RT²¹）

¹⁸ Standard Review Plan

¹⁹ Safety Analysis Report

²⁰ American Society of Mechanical Engineers

²¹ radiographic examination

または超音波試験 (UT²²) のいずれか、表面検査は液体浸透剤試験 (PT²³) または磁性粒子試験 (MT²⁴) のいずれかを指す。MT は、炭素鋼や低合金鋼などの強磁性材料にのみ適用可能である。オーステナイト製および二相ステンレス鋼製のキャニスタについては、PT により検査をする必要があるとされている。

NUREG-2215 「8.5.6.2 閉じ込め溶接検査」では、一般的には、ASME B&PV NB-5200 (製造と供用前の溶接検査) に従い、体積検査法と表面検査法の両方で溶接部を検査する必要があるとしている。ただし、例外的に、継手形状または材料が、効果的な体積検査を妨げる場合には、溶接後の体積検査の代わりに、溶接の実施中に段階的な表面検査を行うことができるとしている。ここでの「例外的」に該当する例として、オーステナイト系ステンレス鋼製キャニスタの胴・蓋接合部に関連する隅肉溶接の体積検査については、承認された技術が現状存在していないことが挙げられている。なお、段階的な表面検査とは、多層溶接において、ルートおよび最終溶接層の表面検査に加えて、予め計算された間隔で溶接層の検査を行うこととして定義される。

「8.5.6.2.1 オーステナイト系ステンレス鋼の蓋密封溶接」と「8.5.6.2.2 二相ステンレス鋼の蓋密封溶接」には、以下の条件が満たされている場合には、体積検査の代わりに、段階的または複数回の表面検査を適用できることが示されている。

- 1) 構造計算では、段階的な表面検査では見逃される可能性がある不完全性や欠陥を考慮して、許容設計応力に 0.8 の応力低減係数を適用する。
- 2) 溶接部の形成中の表面検査の間隔は、次のように計算する。
 - a) 内部欠陥を仮定して、脆性破壊が発生する限界欠陥サイズ (深さ) を計算する。完全な円周 (360 度) の欠陥を仮定する。代替の欠陥受け入れ基準については、ASME セクション XI 「原子力発電所部材の供用中検査のための規則」第 1 部、IWB-3600 (平面状欠陥の解析的評価) の要件を使用する。J 積分または正味断面応力を使用した解析結果と予想破損モードが一致していることを確認する。ASME B&PV 規格セクション XI 解説 C 「欠陥および配管の評価」で使用されている手法が指針となる。
 - b) ステップ a) で計算した限界欠陥深さを使用して、最大許容表面検査間隔を設定する。
 - c) ルート層、ステップ b) で設定したすべての中間層、および最終溶接層について PT を行う。ルート層はシングルパスであると仮定する。ルート層がマルチパスの場合、最大許容中間溶接深さの検査間隔を確立するために、限界欠陥深さを計算する (ステップ a)。マルチパスのルート層の限界欠陥深さを計算する際には、表面につながるき裂を仮定する。

ASME B&PV セクション XI、ディビジョン 1 に規定されているように、供用温度、動的破壊靱性、および限界設計応力パラメータに基づいて、上記の方法論を使用して、限界欠陥寸法に関する申請者の分析を NRC は評価する。

²² ultrasonic testing

²³ liquid (dye) penetrant testing

²⁴ magnetic particle testing

3) 検査結果の判定基準

NUREG-2215 は、UT または PT のいずれについても、検出可能な最小欠陥サイズは、限界欠陥サイズ未満であることが実証されなければならないことを述べている。限界欠陥サイズは、ASME B&PV セクション XI 第 1 部、IWB-3600（平面状欠陥の解析的評価）の要件に従って計算する必要がある。

ここで、セクション XI の IWB とは、軽水炉の圧力を保持するクラス 1 機器と溶接部の供用中検査に対する要件である。IWB-1000 が範囲と責任、IWB-2000 が試験と検査、IWB-3000 が許容基準である。IWB-3600 は、線形破壊力学に基づく半楕円表面欠陥の進展計算手法（詳細はセクション XI 解説 A 「欠陥の解析的評価」）に基づいたき裂寸法評価である。許容基準（判定基準）は、溶接形状毎に、平面欠陥、層状欠陥、線状欠陥のアスペクト比や深さ、長さ、肉厚等の寸法が規定されている。これらは破壊力学に基づくき裂進展解析による寿命評価の初期欠陥寸法の位置づけである。

4) 検査方法や判定基準の技術的妥当性

実用的な建設規格である ASME B&PV が、キャニスタの製造および燃料载荷中の閉じ込め境界溶接に必要な非破壊検査のタイプを規定する。溶接については、米国機械学会（ASME）、アメリカ溶接協会（AWS）の 2 つの組織の規格が参照されているが、NRC のスタッフは、ASME 溶接規格を貯蔵キャスク（キャニスタを含む）の優先規格として使用することを推奨している。なお、「8.5.6 溶接」の冒頭には、次のように規定されている。

ASME B&PV 規格は、溶接プロセス、溶加材、品証手順、熱処理、検査および試験を含む、必要な溶接基準を定義している。ASME B&PV 規格の関連部分を参照して、貯蔵閉じ込め境界と燃料バスケットの安全解析書(SAR)と図面が、規格で要求される溶接基準と一致することを確認する。このレビューには、ASME B&PV 規格、セクション III、セクション NB-4000 および特に NB-4330 「溶接手順適格試験の一般要件」に関連する事項が含まれていなければならない。

(2) 米国 (TMI²⁵原子力発電所 2 号機)

アイダホ国立研究所に貯蔵されている TMI-2 事故による破損燃料格納キャニスタの蓋溶接検査等について調査した。

1) TMI 原子力発電所 2 号機の破損燃料の収納・移送[106]

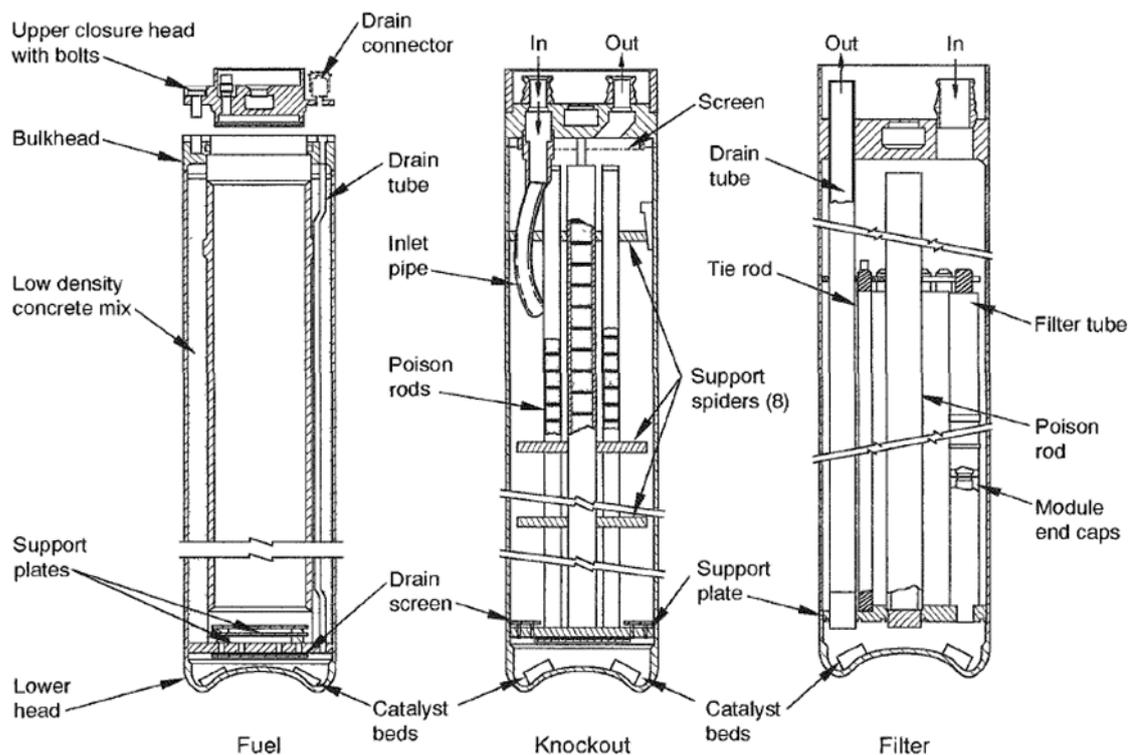
TMI 原子力発電所 2 号機（以下、TMI-2）では、収納物の状態に応じた 3 種類の同一外形の収納缶（キャニスタと呼称）が使用された（図 2.2-1）。上蓋はボルトで胴体と結合され、ロックアウト・キャニスタとフィルタ・キャニスタのみが溶接されており、上蓋には脱水用の穴が開いている。濡れた炉心デブリが水の放射線分解で発生する酸素と水素を再結合させるため、上下蓋の内側には再結合触媒層が設けられている。

収納缶（約 340 体、燃料キャニスタは約 270 体）は、図 2.2-2 に示す鉄道輸送容器に水

²⁵ Three Mile Island

平に格納され、ペンシルベニア州から当時のアイダホ国立工学環境研究所(INEEL)へ移送された(1986~1990年)。プールでの湿式貯蔵(1990~2000年)を経て、乾燥後、30基のNUHOMS-12T(横置きコンクリート貯蔵モジュール)によって乾式貯蔵されている。

NUHOMS-12Tには、最大12体の収納缶を格納した乾式遮蔽キャニスタ(DSC: Dry Shielded Canister)が水平に貯蔵されている。DSCには、高性能微粒子(HEPA)フィルターを通して放射線分解で発生した水素ガスやパーズィングガスを放出するベントシステムが設けられている。



SUS304L製、高さ381cm、直径(外径)36cm、肉厚0.64cm

図 2.2-1 TMI-2における3種類の炉心デブリキャニスタ

出所) Historical Summary of the Three Mile Island Unit 2 Core Debris Transportation Campaign, 1993, Idaho National Engineering Laboratory, Figure 2-4. Core debris canisters[106]

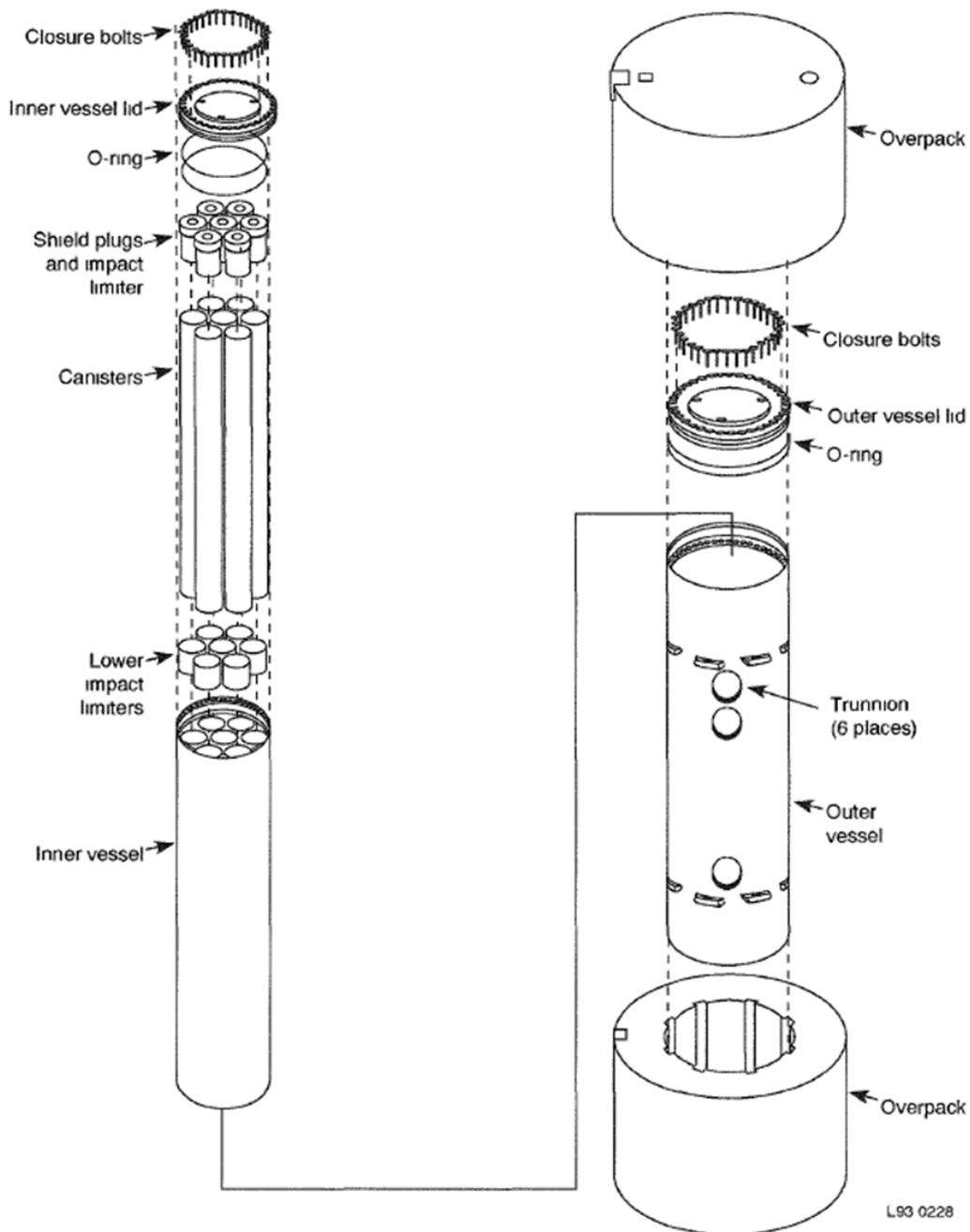


図 2.2-2 鉄道輸送用キャスクへのキャニスタ収納構造図

出所) Historical Summary of the Three Mile Island Unit 2 Core Debris Transportation Campaign, 1993, Idaho National Engineering Laboratory, Figure 2-5. Exploded view of the NuPac 125-B rail cask[106]

2) DSC の溶接[107]

その他の乾式貯蔵施設における乾燥密封キャニスタ溶接に知見を提供することを目的として、TMI-2 用を実施された DSC モックアップ溶接試験の経験が報告されている[107]。

DSC は、SA-517、グレード 70 の軟鋼で製作され、厚さが 67 インチ (170cm)、高さが

168 インチ (426cm) のシェルに厚く溶接された放射線遮蔽体としての追加の層を含んでいる。シェル肉厚は 0.625 インチ (1.6 cm) である。放射線シールドプラグは、4.5 インチ (11.5cm) の積層鋼であり、トップカバープレートの厚さは 1.5 インチ (3.8cm) である。

25 体の DSC を 7 ヶ月間 (8 日間の平均サイクル時間) にわたり装填、溶接、輸送し、乾式貯蔵施設に格納している。実施された溶接長さは、直線距離に換算すると約 3500 フィート (約 1km) であったとされている。最初に実施された溶接と最後に実施された溶接の間では、DSC の生産性が 417%向上できたとされている。

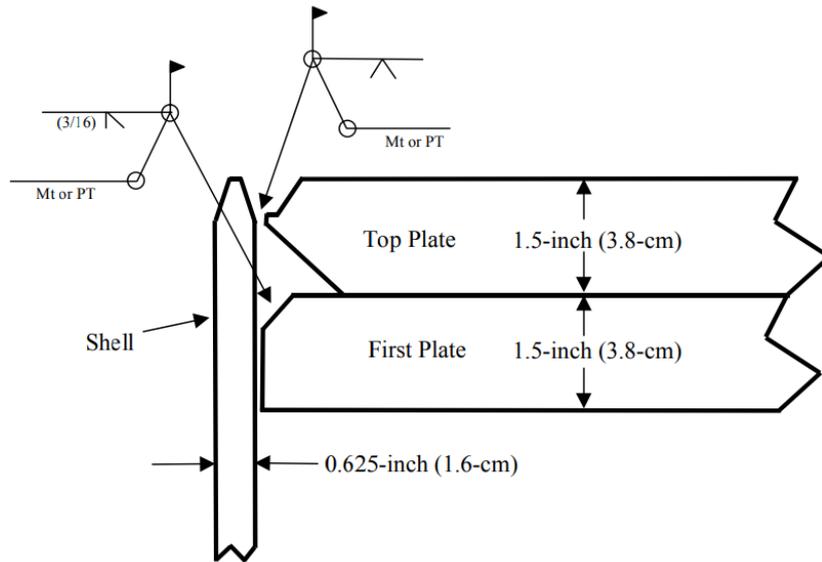
DSC を運搬して乾式貯蔵場所に配置した後、溶接部を検査できる遠隔検査システムも開発されている。DSC は軟鋼製であるため、非破壊検査プロセスは磁性粒子試験 (MT) であった。溶接試験には、DSC のモックアップを使用している。溶接が完了するまでに 7~9 時間を要し、各キャニスタのために堆積される溶接金属の総量は約 30 ポンド (13.6kg) であった。溶接中は、二次溶接ヘッドを回転溶接システムに取り付けることで、効率化を図り、溶接時間を半分に短縮することができたとされている。また、1つのシステムがダウンした場合でも溶接を継続できるよう多重化されたシステムが構築されている (図 2.2-3)。



図 2.2-3 半自動回転遠隔溶接システム

出所) Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, “Process, Techniques, and Successes in Welding the Dry Shielded Canisters of the TMI-2 Reactor Core Debris”, WM’02 Conference, February 24-28, (2002) [107]

モックアップ溶接 (図 2.2-4) は、207 インチ (526cm) の周方向シングルおよびダブルベベル溶接で行われている。一次蓋(First Plate)を最初に溶接・検査した後、二次蓋(Top Plate)の溶接が行われている。



NOTES:

- Drawing is not to scale.
- In the welding sequence, the First Plate is welded first and inspected.
- The Top Plate is set into place after the First Plate is inspected and then welded.

図 2.2-4 上蓋溶接部詳細

出所) Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, "Process, Techniques, and Successes in Welding the Dry Shielded Canisters of the TMI-2 Reactor Core Debris", WM'02 Conference, February 24-28, (2002) [107]

(3) カナダ

CANDU 炉での使用済み燃料の乾式貯蔵容器の溶接に関してわずかに得られた情報を以下に示す。

AECL²⁶は、独立の国営企業として研究炉及び原子炉からの使用済み燃料廃棄物のための使用済み燃料乾式貯蔵施設を 2 ヶ所で運用している。Hydro Quebec 社の Gentilly-2 炉で生産される廃棄物の量は、2012 年 12 月の原子炉の停止以来大幅に減少しているが、廃棄物の管理方法は変わっていない。反応炉から抽出された使用済み燃料バンドルは、ラックに収納され、燃料ベイでの約 7 年間の保管を経て、バンドルはステンレススチールバスケットに移される。

Figure 20: Fuel basket (for spend fuel bundles)

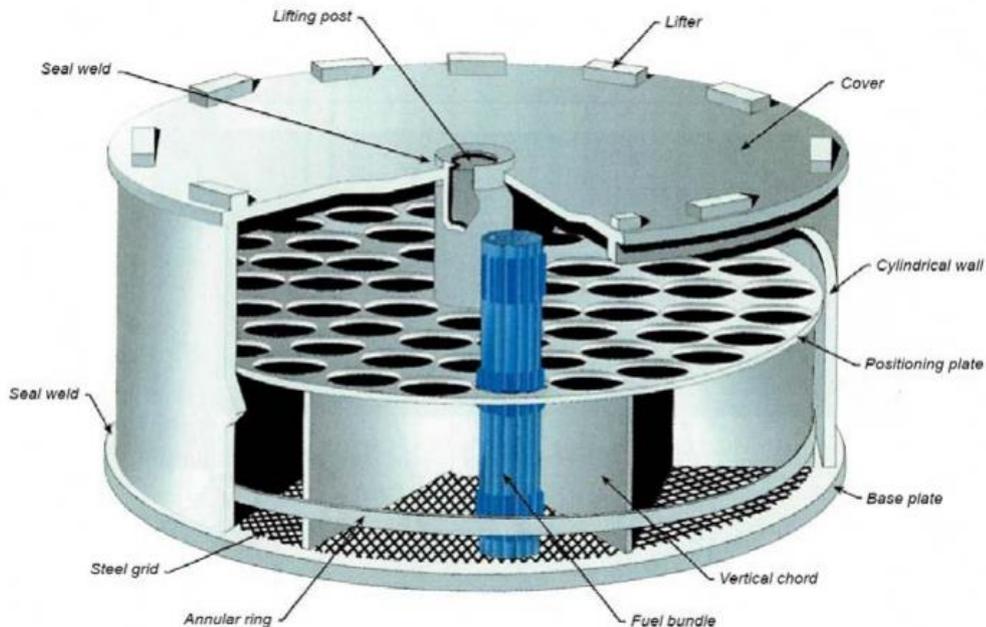


図 2.2-5 CANSTOR 乾式貯蔵モジュール用使用済み燃料貯蔵バスケット (図 1.1-1 再掲)

出所) カナダ原子力規制監視報告 2015 (Figure 20)

http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/2015-NPP-Report-eng.pdf

中間乾式貯蔵に関する技術要件を示した CSA 規格 N292.2 では、貯蔵容器の材料は N287.2 (原子力発電所コンクリート格納構造の材料要件) に従って製造する必要がある旨が示されている。N287.2 の第 9 章金属部品には、全ての溶接部に対して検査官による目視検査を要求するとともに、溶接接手に対しては放射線透過試験 (RT) または超音波試験 (UT) を行うこと、隅肉溶接部に対しては液体浸透剤試験 (PT) または磁性粒子試験 (MT) を行うことを要求している。また、溶接が密封機能の維持に寄与する場合は、真空ボックス法に

²⁶ Atomic Energy of Canada Limited

よる漏えい試験の実施を求めている。これらの溶接手順、判定基準は、CSA 規格 W59 (Welded steel construction) に従うものとされている。

なお、Pickering Waste Management Facility (PWMF)における OPG 乾式貯蔵容器 (図 1.1-3) の蓋溶接部検査は、X 線による放射線透過試験によって行われている[109]とされているが、検査方法や判定基準に関する詳細は公開情報からは得られなかった。

(4) スペイン

スペインの使用済燃料貯蔵用キャニスタの蓋溶接については、原子力安全委員会 (CSN)、放射性廃棄物管理公社 (ENRESA)、スペイン規格協会 (AENOR) 等を調査したが、具体的な溶接方法、検査方法等に係る公開情報を見つけることができなかった。

(5) 英国

英国については、「キャニスタ蓋の溶接部の検査方法・検査基準」を直接対象とした ONR の規制文書や実施事例は見つからなかったが、同国の SAP/TAG の記載や EDF 資料に基づき、可能な範囲で情報を整理した。

英国の技術評価指針 TAG の中には、NS-TAST-GD-016「金属製の構築物、系統及び機器の健全性」がある。同 TAG には、ONR の検査官が、金属製の構築物、系統及び機器の健全性について、専門的な規制決定を行うことを助言し、情報を提供する一般的なガイダンスが収められている。ここで、同 TAG の「5. 検査官へのアドバイス」の「(6) 検査：共用前・供用期間中の検査及び供用期間中監視」では、以下が記されている。

5.76：高健全性 SSC に対する試験手順は多重で、多様であるべきである (たとえば、放射線検査、超音波検査と表面検査 (液体浸透、磁粉探傷等による)、及び場合によっては1つの方法 (例えば、超音波法) の中での多重と多様 (EMC29、EMC30) 。

また、Sizewell B 乾式使用済燃料貯蔵の運転経験に関する以下の EDF 資料²⁷によれば、英国向けの改造/追加のセーフティケース要件について、「一蓋とシェルの溶接部の超音波試験前の準備 (平削り、milling)」との記述があり、Sizewell B ドライストアでは、キャニスタの本体 (シェル) と蓋の溶接部に関しては、少なくとも超音波探傷試験 (UT) は使用されたと推察される。

1) 検査方法・検査基準に係る規格

SAP の工学的原則：安全分類と基準の ECS.3：「基準」のパラグラフ 171.に、「クラス 1 と 2 の構築物、系統又は機器に対しては、適切な原子力業特有の規格基準、国内又は国際的な規格及び基準を採用するべきである。」と記載されている。これに従い ONR は、新規原

²⁷ Richard Parlone, Radiation Protection Adviser, “Operational Experience of the first Dry Fuel Storage Campaign at Sizewell B”, EDF energy
(<http://www.isoe-network.net/docs/symposium-proceedings-classification/job-experiences/dry-cask-storage-1/4012-parlone2018-ppt-2/file.html>)

子炉の GDA 評価でも (AP1000 や UK ABWR では) ASME コードを採用していることから、乾式貯蔵施設のキャニスタ蓋の検査においても ASME コードに準拠している可能性が高いと考えられる。

2) 溶接について

キャニスタは最も信頼性の高い金属製機器に該当するため、高信頼性の機器に関する SAP (EMC.1~EMC.3) が適用されると考えられる。同 SAP には、以下の記載がある。

295. EMC.1 と EMC.2 に適合させるため、セーフティケースには次の適切なエビデンスを含めるべきである：

- (f) 母材と溶接材が適切な特性、特に強度と必要な耐破壊特性を持っていることを証明する確認試験

また、SAP の EMC.10：溶接位置に続くパラグラフには次の説明がある。

305. 例えば、その他の要因も同等である：

- (a) 鍛造オーステナイトステンレス鋼の方が鋳造ステンレス鋼より好ましい。鍛造品の方が超音波の透過が良好なため（体積試験の場合）。
- (b) 溶接その他の試験が必要な個所を、土木建築構造材の中や、その他の検査の障害となりそうなものの近くに置くべきではない。
- (c) 中性子放射線の位置での溶接は避けるべきである。

3) 製作、検査及び試験について

金属製 SSC の健全性に関する TAG の検査官へのアドバイス「製作、検査及び試験」には次の記載がある。

5.56：冶金及びその他の製作プロセスは、プロセス中の検査を含め、必ず高い基準に到達させるためのプロセス管理に従うべきである。

5.58：高い構造健全性基準に適合するには、次を確立することが必要である：

- (a) 製作のプロセスと検査を、承認された手順に従って実施する（例えば、承認された溶接手順とその手順で認定されている溶接工、溶接修理手順、検査手順と管理、及び認定された鋼の残留元素含有量と均質性を使用することによって）。
- (b) 製作と試験については、高い水準の出来栄を確保するため、適切な第三者機関の検査を仕様に含める (EMC.14、EMC18)。高い信頼性が要求される SSC の溶接試験は、多重で、多様で、かつ適格であるべきである。共用前の検査を、運転前の遅い段階に実施すべきである。

4) 溶接検査

溶接検査については上記の TAG5.58(b)で言及しているが、金属製 SCC の供用前及び供用

中の検査と試験に関する EMC.29：「冗長性と多様性」では、機器の試験は十分な冗長性と多様性を持つべきであると明記されている。

これに関する TAG として「検査：共用前・供用期間中の検査及び供用期間中監視検査」には以下の記載がある。

5.76：高健全性 SSC に対する試験手順は多重で、多様であるべきである（たとえば、放射線検査、超音波検査と表面検査（液体浸透、磁粉探傷等による）、及び場合によっては 1 つの方法（例えば、超音波法）の中での多重性と多様性。

英国では、SAP、ECS.3 により、使用済燃料の多目的キャニスタの蓋の溶接と検査に、ASME SecⅢ等の国際的な規格基準が適用可能である。また、蓋溶接部の溶接検査・試験は、SAP EMC.29 で十分な冗長性と多様性を持つべきとされており、これに関連する TAG では、超音波検査と（液体浸透法による）表面検査等が例示されている。この実例として、Sizewell B ドライストアのキャニスタと蓋の溶接部においては、少なくとも、超音波探傷試験（UT）が使用されている。

2.2.2 高レベルガラス固化体等の貯蔵用キャニスタ

(1) フランス

フランスの高レベル液状廃液のガラス貯蔵キャニスタの蓋溶接については、具体的な手順や実施事例に関する公開情報を得ることができなかったため、フランス²⁸のラ・アーク再処理工場におけるガラス熔融方式である AVM (Atelier de Vitrification de Marcoule) 法（または、メタリック・メルター法）に関する情報[110]を以下に示す。

文献[110]は、高レベル液体廃棄物をガラス化する際に用いられる様々な技術の概要を紹介しており、溶接のプロセスについては以下の記述がある（文献[110] p.4）

「ガラスはステンレス鋼容器に注入され、自動的に蓋で閉じられた後、アーク溶接される。その後、250 バールの圧力で水洗浄して汚染除去され、最後に換気された貯蔵所に一時保管される。」

ここで、溶接・洗浄後の一時貯蔵は、地中ピットで行われている。ピットは 9 段積み構造で、最初の 2 年間は崩壊熱を強制循環によって空冷した後、自然循環による冷却に切り替えられるとされている。

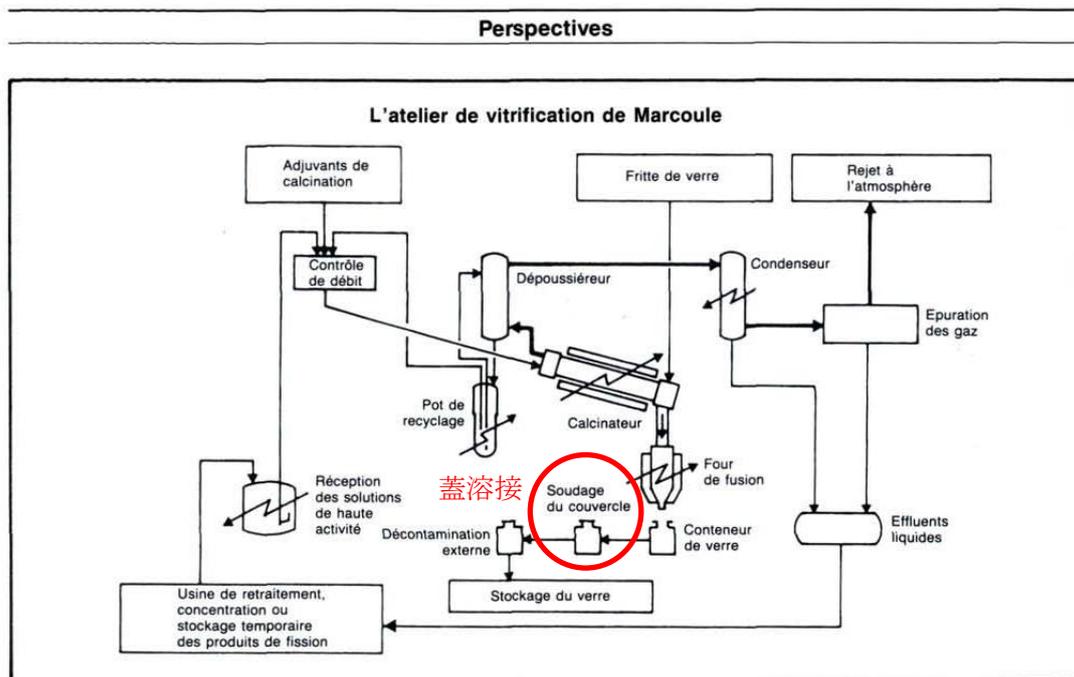


図 2.2-6 ラ・アーク再処理工場のガラス固化プロセス

注) 赤字は弊社加筆

出所) W. Baehr, “Procédés industriels de vitrification des solutions de déchets liquides de haute activité
Aperçu des diverses techniques couramment utilisées pour traiter les déchets liquides et les stabiliser dans du verre “ IAEA BULLETIN 4/1989

(https://www.iaea.org/sites/default/files/31404684346_fr.pdf)

²⁸ ORANO 社。旧 AREVA 社。

(2) 日本

キャニスタ（高レベルガラス固化体、余裕深度処分容器）の蓋溶接部の検査方法、検査基準に係る規制文書、学協会規格としては、以下がある。これらの基準・規格類は、キャニスタの蓋部溶接に関しては、相互に引用・被引用の関係にあり、その内容は大部分が共通している。

- ・ 加工施設、再処理施設、特定廃棄物埋設施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則[111]
- ・ 日本原子力学会「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法：2015（AESJ-SC-F014：2015）（1503）[112]
- ・ 日本溶接協会「余裕深度処分用処分容器溶接規格」（WES 7901:2011）[113]

以下、これらの基準・規格類のうち蓋溶接部の検査方法、検査基準に係る内容の概要について述べる。

1) 加工施設、再処理施設、特定廃棄物埋設施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則[111]

加工施設、再処理施設、特定廃棄物埋設施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則（以下、「溶接技術基準」または単に「技術基準」という）は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年法律第百六十六号）第十六条の四第三項第二号、第四十六条の二第三項第二号及び第五十一条の九第三項第二号の規定に基づき、加工施設、再処理施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則を定めている。ここで、高レベルガラス固化体、余裕深度処分容器は、「廃棄第一種容器」（特定廃棄物埋設施設又は特定廃棄物管理施設に属する容器）に該当する。

溶接部の非破壊検査方法は、溶接技術基準の別表に定める方法（表 2.2-6）によって行うことが定められている。また、各非破壊検査（放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験）結果の合格基準についても定められている。合格基準の中では、以下の JIS 規格が参照されている。

- ・ JISZ3104「鋼溶接継手の放射線透過試験方法」
- ・ JISZ3106「ステンレス鋼溶接継手の放射線透過試験方法」
- ・ JISZ3107「チタン溶接部の放射線透過試験方法」
- ・ JIS G0565「鉄鋼材料の磁粉探傷試験方法」
- ・ JISZ2343「非破壊試験－浸透探傷試験」

a. 溶接方法（溶接部形状も含む）

以下に溶接方法に関する主な要求事項の概要を示す。

- ・ 溶接方法については、技術基準は確立された溶接技術に基づいて行われることを想定しており、当時の技術水準に照らして、一般的に認められていない特殊な溶接方法については、個別に原子力規制委員会の認可を受けるべきことを要求している。（第 2 条）

- ・ 溶接部の強度は、溶接する母材と同等以上の強度を要求している。具体的には、溶接材料を適切に選定した上で、溶接部は、溶込みが十分であり、割れがなく、かつ、アンダーカット、オーバーラップ、クレータ、スラグ巻込み、ブローホール等で溶接部の強度及び耐食性を確保する上で有害なものがないことを要求している。（第3条）
- ・ 材料の制限に関しては、溶接に用いられる母材は、炭素含有量が0.35%以下のものであることを規定している。（第4条）
- ・ 溶接の施工に先立ち、開先面及びその付近の母材の表面の水分、塗料、油脂、ごみ、有害なさび、溶けかすその他有害な異物を除去することを要求している。（第5条）
- ・ 溶接部のうち非破壊検査を行う部分については、検査の実行を容易にするための仕上げが要求される。具体的には、非破壊試験を行うこととされている溶接部の表面は、滑らかで、母材の表面より高く、又は母材の表面と同じ高さであり、かつ、母材の表面と段がつかないように仕上げなければならない。溶接部であって放射線透過試験を行うこととされているものの余盛りの高さは、母材の厚さに応じ、規定値以下でなければならない。（第7条）

b. 溶接部の非破壊検査方法

容器の溶接部は、表 2.2-6 の非破壊試験を行うことが定められている（第8条）。

非破壊検査の方法は、一般産業及び原子力機器の溶接部の非破壊検査方法として実績のある、放射線透過試験（RT）、超音波探傷試験（UT）、磁粉探傷試験（MT）、浸透探傷試験（PT）の4種類が規定されている。法令上はこれら4つのうちいずれの方法も適用可能であるが、これらの検査方法にはそれぞれ一長一短があり、以下に示す技術的な観点からキャニスタの蓋溶接部の特性に応じて取捨選択が必要であると考えられる。

- ・ MT と PT は溶接部表面付近の欠陥検出には有利であるが、肉厚溶接部の深部に関しては限界がある。それに対して、RT、UT は深部の欠陥の検出も可能である。
- ・ MT と PT は溶接部表面に人手で磁粉や浸透液を塗布して、現像処理等を行って目視観察するのが原則であるため、溶接部付近の放射線量率が高いと近接の制限を受ける。
- ・ RT は検査用に高エネルギーX線源又はガンマ線源を用いるが、溶接検査部を透過する形で線源とフィルムを配置しなければならないが、キャニスタの蓋を現地溶接した後ではそのような配置は一般に困難である。また、キャニスタに放射性物質を収納した後ではそのガンマ線がノイズとなる可能性もある。
- ・ 一方 UT の場合は、探触子の操作は原則人手によらねばならないが、検査結果は電気信号で画面表示されるので、ある程度の遮へい対策や信号読み取りの遠隔化は可能である。

表 2.2-6 溶接技術基準に定められている溶接部の非破壊試験

機器	区分	規定試験	代替試験
加工第2種機器 廃棄第1種機器	溶接部		
	1 閉じ込め部の溶接部のうち、突合せ溶接による溶接部であって、次のイからホまでのいずれかに掲げるもの（最高使用温度100℃未満の開放容器及びこれに接続される管のうち当該容器から最も近い止め弁までの部分並びに外径61mm以下の管の溶接部を除く。）	放射線透過試験	超音波探傷試験又は溶接深さの2分の1（溶接深さの2分の1が13mmを超える場合は13mm）ごとの浸透探傷試験
	イ 次の（1）又は（2）のいずれかに掲げるもの（1） オーステナイト系ステンレス鋼で作られた容器であって、厚さが38mmを超えるものの溶接部（2） 炭素鋼で作られた容器であって、厚さが32mmを超えるものの溶接部		
	ロ 管の長手継手の溶接部であって、厚さが19mmを超えるもの		
	ハ 管の周継手（管台を取り付ける継手を除く。）の溶接部であって、次の（1）又は（2）のいずれかに掲げるもの		
	（1） 外径が410mm（液体用のものにあつては、275mm）を超え、かつ、厚さが19mmを超える管の溶接部		
	（2） 厚さが41mm（液体用のものにあつては、29mm）を超える管の溶接部（（1）に掲げるものを除く。）		
	ニ 内包するプルトニウムの濃度が37Bq/cm3（内包するプルトニウムが液体中にある場合は、37Bq/cm3）以上の容器若しくは管又は内包する放射性物質の濃度が37mBq/cm3（内包する放射性物質が液体中にある場合は37kBq/cm3）以上の容器若しくは管の溶接部（イからハまでに掲げるものを除く。）であつて次の（1）から（3）までのいずれかに掲げるもの以外のもの		
	（1） 液体用の容器又は管であつて、最高使用温度がその液体の沸点未満であり、かつ、最高使用圧力が1960kPa未満のもの溶接部		
	（2） 最高使用圧力が98kPa未満の容器の溶接部（（1）に掲げるものを除く。）		
（3） 最高使用圧力が980kPa（長手継手の場合は490kPa）未満の管の溶接部（（1）に掲げるものを除く。）			
ホ 継手接続箇所から100mm以内の溶接部（イからニまでに掲げるもの及びライニング型貯槽の溶接部を除く。）			
2 閉じ込め部の溶接部（1）に掲げるものを除く。）	浸透探傷試験又は磁粉探傷試験	放射線透過試験又は超音波探傷試験	
3 ラグ、ブラケット、強め材、控え、強め輪等であつて、重要なものを取り付ける溶接部			

出所) 加工施設、再処理施設、特定廃棄物物理施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則[111] 別表第1に基づき作成

c. 検査結果の判定基準

非破壊検査結果の判定基準は、JIS で定められた一般的なもの、（RT:JIS Z3104、UT:JIS Z2344、MT:JIS G0565、PT:JIS Z2343 等）に準拠している。

表 2.2-7 溶接技術基準に定められている非破壊試験の合格基準

試験	合格基準
放射線透過試験	次の1から4までに適合すること。 1 JIS Z3104の「3 透過写真の等級分類方法」の1級、JIS Z3106の「3 透過写真の等級分類方法」の1級又はJIS Z3107の「3 透過写真の等級分類方法」の1級であること。ただし、ステンレス鋼等における第1種及び第4種の欠陥の欠陥点数として算定しない欠陥の長径は、母材の厚さが5mm以下の場合にあつては、母材の厚さの0.1倍とする。また、炭素鋼におけるタングステン巻込みは、第1種の欠陥とみなし、その欠陥点数を2分の1として判定するものとする。加工第2種機器、加工第3種機器、再処理第3種機器、再処理第4種機器、再処理第5種機器、廃棄第1種機器及び廃棄第2種管の場合にあつては、炭素鋼における第1種の欠陥、ステンレス鋼等における第1種及び第4種の欠陥並びにチタン等におけるブローホール及びタングステン巻込み（以下この表において「第1種欠陥等」という。）については、試験視野を3倍に拡大して欠陥点数を求め、その3分の1の値を欠陥点数とすることができる。 2 再処理第1種機器の腐食代部分（チタン等を除く。）にあつては、欠陥が認められないものであること。この場合において、1において欠陥点数として算定しない欠陥については、欠陥とみなさない。 3 第1種欠陥等がある場合には、その長径は、それぞれの欠陥の隣接する他の第1種欠陥等との間の距離が25mm未満の場合にあつては母材の厚さの0.2倍（3.2mmを超える場合は、3.2mm）、隣接する他の第1種欠陥等との間の距離が25mm以上の場合にあつては母材の厚さの0.3倍（6.4mmを超える場合は6.4mm）の値を超えないこと。この場合において、1において欠陥点数として算定しない欠陥については、欠陥とみなさない。 4 炭素鋼又はステンレス鋼等においては、母材の厚さの1.2倍の長さの範囲内に連続して直線的に並んでいる第2種の欠陥であつて、隣接する第2種の欠陥の間の距離が長い方の第2種の欠陥の長さの6倍未満であるものの長さの合計が母材の厚さを超えないこと。
超音波探傷試験	次の1又は2のいずれかに適合すること。 1 溶接部の欠陥からの反射波（以下この表において「欠陥部反射波」という。）のブラウン管上の高さが、標準穴反射波のブラウン管上の高さを探触子と欠陥との間の距離について補正した値以下であること。 2 欠陥部反射波のブラウン管上の高さが、標準穴反射波のブラウン管上の高さを探触子と欠陥との間の距離について補正した値を超える部分の長さが、次の表の左欄に掲げる溶接部の厚さの区分に応じ、それぞれ同表の右欄に掲げる値以下であること。 溶接部の厚さ（mm） 長さ（mm） 18以下 6 18を超え57以下 溶接部の厚さの3分の1 57を超えるもの 19
磁粉探傷試験	次の1から3までに適合すること。 1 JIS G0565の「9.2 欠陥磁粉模様の種類の分類」の線状欠陥磁粉模様がないこと。 2 JIS G0565の「9.2 欠陥磁粉模様の種類の分類」の円形状欠陥磁粉模様（以下この表において「円形状欠陥磁粉模様」という。）がJIS G0565の「9.3 欠陥磁粉模様の等級分類」の1級又は2級であること。 3 面積が3750平方ミリメートルの長方形（短辺の長さは、25mm以上とする。）内に円形状欠陥磁粉模様が10個以上含まれないこと。ただし、円形状欠陥磁粉模様であつて、長さが1.5mm以下のものは算定することを要しない。
浸透探傷試験	次の1から3までに適合すること。 1 線状欠陥指示模様がないこと。 2 円形状欠陥指示模様がJIS Z2343の「8.3 欠陥指示模様の等級分類」の1級又は2級であること。 3 面積が3750mm ² の長方形（短辺の長さは、25mm以上とする。）内に円形状欠陥指示模様が10個以上含まれないこと。ただし、円形状欠陥指示模様であつて、長さが1.5mm以下のものは算定することを要しない。

出所) 加工施設、再処理施設、特定廃棄物物理施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則[111] 別表第8～11に基づき作成

d. 検査方法や判定基準の技術的妥当性

技術基準に定める検査方法および判定基準については、技術的な視点で見ても妥当なものが規定されている。溶接部の非破壊検査方法として規定されている、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、は一般産業界で溶接部の非破壊検査方法として確立された技術である。

2) 日本原子力学会「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法：2015」 (AESJ-SC-F014：2015) [112]

本標準は、原子炉等規制法第 51 条の 6 第 2 項、及び「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」第 8 条に規定する技術上の基準に適合することを目的として制定されたものである。余裕深度処分廃棄体の製作に係る基本的要件に関して規定した、従来の標準 AESJ-SC-F014：2009（日本原子力学会）に、AESJ-SC-F015：2010（日本原子力学会）及び WES7901：2011（日本溶接協会）の内容を反映して改定されている。制定の主体は、日本原子力学会標準委員会 原子燃料サイクル専門部会 LLW 廃棄体等製作・管理分科会であり、産業界、大学等から委員合計 15 名が参画している。分科会の常時参加者には規制官庁所属の者もみられる。

本標準は、本体と付属書からなる。標準本体は、7 章構成で以下のような内容である。尚、①～⑦の各項目が各章に対応する。

- ① 適用範囲：余裕深度処分廃棄体の製作に適用する。
- ② 引用規格：JIS 規格（9 件）、JEAC 規格（1 件）、AESJ 規格（3 件）、WES 規格（2 件）を引用。
- ③ 用語及び定義：JIS Z 4001 による他、14 の用語を定義。
- ④ 廃棄体製作上の要求：固体状の放射性廃棄物を容器に封入する場合と、放射性廃棄物を容器に固形化する場合について、対象廃棄物の分別、自由水の除去、容器への封入方法、並びに固形化の方法等について規定。また、健全性維持のため制限する物質、製作された廃棄体の耐荷重強度、標識、記録との照合方法についても規定。詳細は、付属書 E、F、G 等に規定。
- ⑤ 廃棄体の検査方法：廃棄体の、i 製作準備段階、ii 製作段階、iii 製作終了後の 3 段階毎に、検査項目と検査方法を規定。検査項目は、I～XI の 11 個の技術要件に対して、合計 32 個の検査項目が定められている。（付属書 D、N に詳細を記述。）
- ⑥ 記録：廃棄体の製作が確実に行われたことの記録及び確認した記録を作成し、維持する旨規定。
- ⑦ 品質マネジメントシステム：JEAC4111-2009 基づく品質マネジメントシステムによる旨規定。

付属書は A から Q まで 17 個あり、標準本体の内容の詳細を規定するものと、参考として標準本体に関連する事柄を説明するものの 2 種類がある。これらのうち、キャニスタ蓋溶接部の溶接検査に関係するのは、付属書 C、O の 2 つである。

a. 溶接方法（溶接部形状も含む）

容器の蓋と容器本体の接合部の仕様に関しては、ボルト締め付け又は溶接による構造を要求しており、溶接接合部の構造は WES7901-2011[113]に準じるものと規定している。

余裕深度処分廃棄体を溶接構造の容器とする場合は、容器の胴板及び蓋板の材料は JIS G 3106:2008（現時点での改訂後の最新版は IS G 3106:2015）に規定される「溶接構造用圧延鋼材 SM490」相当の鋼材を使用することが規定されている²⁹。この鋼材は炭素鋼であって、橋梁、船舶、車両、石油貯槽、容器及びその他の溶接構造物に用いられる熱間圧延鋼材及び熱間押出形鋼であって、特に溶接性の優れたものである。SM490 は材料の強度に関する規格で、引張強さが 490～610 N/mm² であるような材質のものを指す³⁰。

b. 溶接部の非破壊検査方法

非破壊検査の方法としては、超音波探傷試験(UT)の規定がある。技術基準[111]の記述で述べた通り、蓋板と容器の胴板の間の溶接部は、外側からのアクセスに限られ、かつ溶接部の線量率が高いため、作業者の近接が困難であり、放射線透過試験(RT)、磁粉探傷試験(MT)、浸透探傷試験(PT)は選択肢から除かれていると考えられる。

c. 検査結果の判定基準

付属書 O に超音波探傷試験 UT の判定基準が規定されている。判定基準は溶接協会規格「余裕深度処分用容器溶接規格」WES 7901:2011[113]を引用して、日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 JSME S NB1 で規定される超音波探傷試験の判定基準が使用される旨規定している。

3) 日本溶接協会「余裕深度処分用処分容器溶接規格」(WES 7901:2011) [113]

一般社団法人日本溶接協会は、約 270 社の事業法人を会員とする国内最大規模の溶接関係業界団体である。活動内容は幅広く、溶接関係の研究・調査業務、また、溶接技能者・技術者等の認定・認証、及び溶接材料・溶接製品の認定などを行っており、これら活動のための多数の各種委員会を組織している。そして、この認証業務の一環として、原子炉等規制法に基づく溶接施工法、溶接士技能の確認試験を行っており、その確認判断の基準となる規格類を、規格委員会が作成・整備している。

本規格は、そのような日本溶接協会規格(WES)の一つであり、余裕深度処分容器溶接部の設計、溶接材料、溶接施工、溶接後熱処理、非破壊検査等について規定している。

a. 溶接方法（溶接部形状も含む）

本規格で規定されている蓋・胴部間の溶接施工方法は、高線量下での溶接作業になることを想定し、溶接士が溶接部に近づく必要のない溶接ロボットを使用した自動溶接(マグ溶接、ミグ溶接、ティグ溶接)が想定されている。また、本溶接前には、モックアップ試験を通じ

²⁹ <http://www.aesj.net/document/sc2015f-0102.pdf>

³⁰ <http://www.komatsukouki.co.jp/kouzai/pdf/stocklist.pdf>

て溶接条件を確認した後にタック溶接で健全性を確認することが要求されている。溶接形状については、形状図が例示されており、容器外側からの片側溶接であっても溶接の溶け込み部として十分な長さを確保できるような開先部形状とする必要があることが要求されていることが読み取れる。

b. 溶接部の非破壊検査方法

蓋板と胴板の間の溶接部は、外観目視試験を行った上で超音波探傷試験を行うことが規定されている。この理由は、上で述べたように溶接部が外側からのアクセスに限られることと、溶接部の放射線量率が高いことに由来すると考えられる。超音波探傷試験の試験方法は、JSME S NB1(日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格で規定される超音波探傷試験方法)に従って行うことが規定されている。

c. 検査結果の判定基準

超音波探傷試験の判定基準については、表 2.2-7 の合格基準と同様である。

参考文献

- [47] 三菱重工業株式会社、「平成 28 年度 中間貯蔵設備におけるキャニスタ耐食性能に係る自然影響調査」
- [48] 亘、加藤、他、「コンクリートキャスク貯蔵実用化のための気中塩分量評価－既存の金属キャスク貯蔵設備での気中塩分計測－」、電力中央研究所報告、N06022、(財)電力中央研究所、(2007)
- [49] 亘、「コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価(その2)－実環境での気中塩分量および付着塩分量測定試験－」、電力中央研究所報告、N11028、(財)電力中央研究所、(2012)
- [50] 亘、三枝、「コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価－室内および実環境での付着塩分量測定試験－」、電力中央研究所報告、N09023、(財)電力中央研究所、(2010)
- [51] 亘、竹田、「コンクリートキャスクのキャニスタ表面付着塩分量評価(その3)－長期気中塩分量の測定と付着塩分量の評価－」、電力中央研究所報告、N14019、(財)電力中央研究所、(2015)
- [52] D.G Enos, C.R.Bryan, “Understanding the Risk of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking of Interim Storage Containers for the Dry Storage of Spent Nuclear Fuel: Evolution of Brine Chemistry on the Container Surface”, SAND2015-8666C, 2016
- [53] 日本原子力研究開発機構、「平成 26 年度 中間貯蔵設備長期健全性等試験委託費(実環境下でのキャニスタの腐食試験等) 事業報告書」
- [54] 日本原子力研究開発機構、「平成 27 年度原子力発電施設等安全技術対策委託費(中間貯蔵の自然環境に係る調査・検討) 事業報告書」
- [55] 加藤、赤井、「簡易型塩分飛散予測モデルの構築と評価」、農業気象 Vol. 57 (2001) No. 2 P79-92、2001
- [56] A. Machiels, “Effects of Marine Environments on Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels”, 1011820, EPRI
- [57] K. Fuhr, J. Broussard and G. White, “Susceptibility Assessment Criteria for Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking (CISCC) of Welded Stainless Steel Canisters for Dry Cask Storage Systems.”, EPRI 300200537, EPRI
- [58] T. Ahn, G. Oberson and S. DePaula, “Chloride-Induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel Used for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel”, 2013
- [59] 近藤、鈴木、「福井県における鋼橋の付着塩分量に関する調査研究」、福井大学、2016
- [60] 石川、「塩塵害の地域特性に関する分析 付着塩分特性と腐食進行度の定期観測と地域特性分析による塩分付着量・腐食量マップの作成」、中部電力技術開発ニュース No.112/2005-1、中部電力、2005
- [61] K. Shirai, J. Tani, T. Arai, M. Wataru, H. Takeda, and T. Saegusa, “SCC Evaluation of Multi-Purpose Canister,” Proceedings of 2011 International Radioactive Waste Management Conference (IHLRWMC), Albuquerque, New Mexico, April 10-14, Paper No. 3333 (2011)
- [62] M. Wataru, K. Shirai, J. Tani, H. Takeda and T. Saegusa, “Sea Salt Deposition on the Canister Surface of Concrete Cask,” ISSF2010, Central Research Institute of

Electric Power Industry (CRIEPI), November 16 (2010)

- [63] 須藤、服部、平口、木原、「海塩粒子輸送シミュレーションによる塩分付着量推定に関する研究(その5)ー海域の広さを対象とした会場海塩濃度の設定方法の提案ー」、電力中央研究所報告、N10012、(財)電力中央研究所、(2011)
- [64] 服部康男, 須藤仁, 中尾 圭佑, 平口 博丸, 長沼 淳, 大原 信, 正木 浩幸, 谷 純一, 堀 康彦, 石川 智巳、「数値流体解析による鉄塔鋼管内部腐食環境の予測(その1)ー海塩付着量・分布推定のための気流解析ー」、研究報告書: N17003、2017年11月
- [65] 長沼 淳, 谷 純一, 布施 則一, 堀 康彦、「送電鉄塔用鋼管の内面腐食速度および海塩付着量分布評価」、研究報告: Q14004、平成27年5月
- [66] 本間宏也, 屋地康平, 木原 直人, 大原 信, 西原 崇, 平口 博丸、「送電設備の雪害に関する研究」10ヶ年研究成果(その2)ーがいし塩雪害の評価手法と対策ー、研究報告: H16004、2017年6月
- [67] 沼尾、木村、「茨城県沿岸部における飛来塩分量の調査」、土木学会第65回年次学術講演会、平成22年9月
- [68] 幸喜、「海岸保全的見地からの沖縄の飛塩に関する研究」、琉球大学農学部学術報告25: 429~554、琉球大学、1978
- [69] 野口恭平, 金城佑紀 姜詠, 白土博通, 八木知己, 服部洋, 田中雄三、「海塩粒子の物理挙動と風況に基づく付着塩分量の評価」、構造工学論文集 Vol.60A、2014年3月
- [70] 野口恭平, 金城佑紀, 秦 聡一朗, 白土 博通, 八木 知己, 中西 克佳、「任意地点橋梁における部位別の飛来塩分量予測」、土木学会論文集 A1 (構造・地震工学), Vol. 73, No. 2, 364-375, 2017.
- [71] 藤井堅, 中村秀治, 山口 詩織, 海田 辰将, 須藤 仁, 服部 康男, 石川 智巳、「旧余部橋梁の飛来塩分による腐食実態と腐食影響評価における海塩輸送解析モデルの適用性について」、土木学会論文集 A1 (構造・地震工学), Vol. 73, No. 1, 98-113, 2017.
- [72] 浜田、他、「海岸付近の飛塩調査とコンクリートに浸透する塩分」、第8回コンクリート工学年次講演会論文集 vol.22、1986
- [73] 羽淵貴士、「コンクリート構造物の塩害環境評価の重要性とその手法について」、北海道フォーラム2018、2018年5月21日
- [74] コンクリート構造物の長期性能シミュレーション委員会、「コンクリート構造物の長期性能評価ー環境外力の評価手法ー」、コンクリート工学, Vol.50, No.10, pp.946-950, 2012.10
- [75] 富山、「コンクリート橋上部工に付着する飛来塩分に関する数値解析的検討」、コンクリート工学年次論文集, Vol.36, No.1, pp.874-879, 2014.6
- [76] 富山, 羽淵, 宮里, 中林、「コンクリート橋梁上部工に付着する塩分量分布に関する数値実験」、コンクリート工学年次論文集, Vol.37, No.1, pp.769-774, 2015.6
- [77] 上原子, 富山, 荒井, 羽淵、「橋梁の部材面における付着塩分量の違いを考慮したコンクリートへの浸透塩分量の評価」、コンクリート工学, Vol.54, No.2, pp.164-169, 2016.2
- [78] Eliza L. Montgomery, Jerome C. Curran, Luz Marina Calle, Mark R. Kolody, "Timescale Correlation between Marine Atmospheric Exposure and Accelerated Corrosion Testing - Part 2", March 2012
- [79] Jenifer Alcántara, Daniel de la Fuente, Belén Chico, Joaquín Simancas, Iván Díaz and Manuel Morcillo, "Marine Atmospheric Corrosion of Carbon Steel", 2017.5

- [80] Ambler, H.R.; Bain, A.A.J. “Corrosion of metals on the tropics”, *J. Appl. Chem.* 1955, 5, 437–527.
- [81] Cole, I.S.; Lau, D.; Paterson, D.A. “Holistic model for atmospheric corrosion part 6—From wet aerosol to salt deposit.”, *Corros. Eng. Sci. Technol.* 2004, 39, 209–218.
- [82] Johnson, E.; Stanners, J.F. “The Characterisation of Corrosion Test Sites in the Community; Commission of the European Communities”, Luxembourg, 1981.
- [83] Meira, G.R.; Pinto, W.T.A.; Lima, E.E.P.; Andrade, C. “Vertical distribution of marine aerosol salinity in a brazilian coastal area—The influence of wind speed and the impact on chloride accumulation into concrete.”, *Constr. Build. Mater.* 2017, 135, 287–296.
- [84] Li, S.; Hihara, L.H., “Aerosol salt particle deposition of metals exposed to marine environments: A study related to marine atmospheric corrosion.”, *J. Electrochem. Soc* 2014, 161, C268–C275.
- [85] Blanchard, D.C.; Woodcock, A.H., “The production, concentration and vertical distribution of the sea-salt aerosol.”, *Ann. N. Y. Acad. Sci.* 1980, 338, 330–347.
- [86] Feliu, S.; Morcillo, M.; Chico, B., “Effect of distance from sea on atmospheric corrosion rate.”, *Corrosion* 1999, 55, 883–891.、 Ohba, R.; Okabayashi, K.; Yamamoto, M.; Tsuru, T. A method for predicting the content of sea salt particles in the atmosphere. *Atmos. Environ.* 1990, 24A, 925–935.
- [87] Ten Harkel, M.J. “The effects of particle-size distribution and chloride depletion of sea-salt aerosols on estimating atmospheric deposition at a coastal site.” *Atmos. Environ.* 1997, 31, 417–427.
- [88] Alcántara, J.; Chico, B.; Díaz, I.; de la Fuente, D.; Morcillo, M. “Airborne chloride deposit and its effect on marine atmospheric corrosion of mild steel.” *Corros. Sci.* 2015, 97, 74–88.
- [89] P.V.; Panchenko, Y.M. “The role of marine aerosols in atmospheric corrosion of metals.” *Prot. Met.* 1994, 30, 254–263.
- [90] Morcillo, M.; Chico, B.; Mariaca, L.; Otero, E. “Salinity in marine atmospheric corrosion: Its dependence on the wind regime existing in the site.” *Corros. Sci.* 2000, 42, 91–104.
- [91] Meira, G.R.; Andrade, C.; Alonso, C.; Padaratz, I.J.; Borba, J.C., Jr. “Salinity of marine aerosols in a Brazilian coastal area—Influence of wind regime.” *Atmos. Environ.* 2007, 41, 8431–8441.
- [92] Fitzgerald, J.W. “Marine aerosol: A review. *Atmos. Environ.* 1991, 25A, 533–545.
- [93] I. Díaz, “Corrosión atmosférica de aceros patinables de nueva generación”, Ph. Thesis, Complutense University, Madrid, 2012.
- [94] H. Cano, “Aceros patinables (Cu, Cr, Ni): Resistencia a la corrosión atmosférica y soldabilidad”, Ph. Thesis, Complutense University, Madrid, 2013.
- [95] 鈴木茂雄、「外面応力腐食割れ(ESCC)の感受性の評価」、*Journal of the Society of Materials Science*, Vol. 66, No. 11, pp. 841-846, Nov. 2017
- [96] 津野和宏、「高感度近赤外分光を用いたインフラの遠隔診断技術の開発、戦略的イノベーション創造プログラム インフラ維持管理・更新・マネジメント技術 点検・モニタリング・診断技術の研究開発 (1)-(B)」、閲覧：2019/2/27 URL：
<http://www.jst.go.jp/sip/dl/k07/kadai/k07-10.pdf>
- [97] C. J. Lissenden, S. Choi, H. Cho, A. Motta, K. Hartig, X. Xiao, S. Le Berre, S.

- Brennan, K. Reichard, R. Leary, B. McNelly, I. Jovanovic, “Toward Robotic Inspection of Dry Storage Casks for Spent Nuclear Fuel, Journal of Pressure Vessel Technology”, JUNE 2017, Vol. 139 / 031602
- [98] X. Xiao, S. Le Berrea, K.C. Hartig, A.T. Motta, I. Jovanovic, “Surrogate measurement of chlorine concentration on steel surfaces by alkali element detection via laser-induced breakdown spectroscopy”, Spectrochimica Acta Part B 130 (2017) 67–74
- [99] Cliff Lissenden, Arthur Motta, Sean Brennan, Karl Reichard, Igor Jovanovic, John Popovics, Travis Knight, “Multi-Sensor Inspection and Robotic Systems for Dry Storage Casks”, NEUP Project No. 14-7356, 2019.
- [100] elcometer, 「SaltSmart™ 塩分濃度計 カタログ (elcometer 146)」, URL : <https://www.elcometer.com/images/stories/PDFs/Datasheets/Japanese/elcometer%20146%20saltsmart%20contamination%20meter.pdf> (2019年2月21日閲覧)
- [101] Louisville Solutions Incorporated, “Accurate Soluble Salt Contamination Measurements in a Portable Low Cost Device”, URL : <http://www.stone-tucker.com/files/files/SaltSmart-data-sheet.pdf> (2019年2月21日閲覧)
- [102] Charles R. Bryan, Eric J. Schindelholz, “Analysis of Samples Collected from the Surface of Interim Storage Canisters at Calvert Cliffs in June, 2017 : Revision 01”, November 2017
- [103] 閲覧 : 毎日新聞 デジタル毎日 2018年11月18日 東京朝刊 より <https://mainichi.jp/articles/20181118/ddm/003/040/063000c> 【2019/1/24 閲覧】
- [104] NUREG-2215 : Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities, Draft Report for Comment, Manuscript Completed: September 2017 Date Published: November 2017, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, USNRC(Docket ID NRC-2017-0211)
- [105] ASME BPVC SecIII div1 subsection NB Class1Componentnts (2017)
- [106] G. G. Hall, CHP REM., Annual Radiological Environmental Monitoring Program Report for the Three Mile Island, Unit 2, Independent Spent Fuel Storage Installation, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, Idaho Nuclear Technology and Engineering Center, DOE/ID-10739(2002), p.1, 2003.
- [107] Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, “Process, Techniques, and Successes in Welding the Dry Shielded Canisters of the TMI-2 Reactor Core Debris”, WM’02 Conference, February 24-28, (2002)
- [108] Regulatory Oversight Report for Canadian Nuclear Power Plants: 2015, Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) 2016
- [109] Canadian Nuclear Safety Commission, “Canadian National Report for the Joint Convention for the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management — Third Report”, October 2008
- [110] W. Baehr, “Procédés industriels de vitrification des solutions de déchets liquides de haute activité *Aperçu des diverses techniques couramment utilisées pour traiter les déchets liquides et les stabiliser dans du verre* “ IAEA BULLETIN 4/1989
- [111] 加工施設、再処理施設、特定廃棄物埋設施設及び特定廃棄物管理施設の溶接の技術基準に関する規則

- [112] 日本原子力学会「余裕深度処分対象廃棄体の製作要件及び検査方法：2015」
(AESJ-SC-F014：2015)
- [113] 日本溶接協会「余裕深度処分用処分容器溶接規格」(WES 7901:2011)

3. 海外現地調査

3.1 米国 PSEG 社

電気事業者として、米国 New Jersey 州 PSEG 社(Public Service Enterprise Group Incorporated.)に、使用済燃料の乾式貯蔵システムのキャニスタを中心とする経年変化管理や蓋溶接に関して、現地でインタビューを行った。インタビューの対応者は、使用済燃料管理部署の主任原子力エンジニアである。インタビューによる調査結果を以下に示す。

なお、PSEG 社の発電所は、以下のように 2 種類 (3 ユニット) ある³¹。

- ・ Salem1, 2 (PWR) : PSEG が 57% 、 Exelon が 43%の割合で所有。
- ・ Hope Creek (BWR) : PSEG が 100%所有。

3.1.1 キャニスタの経年劣化対策

PSEG 社は、CISCC³²の技術的問題、経年変化の影響に関連する研究開発および新技術の導入について、EPRI 内で行われている 2 つの取組 (使用済燃料と高レベル廃棄物管理プログラム³³、使用済燃料の長期貯蔵に係る研究³⁴)、および米国原子力エネルギー協会 (NEI³⁵) と連携した取組を挙げている。

EPRI の取組については、CISCC によるき裂発生・成長およびステンレス鋼製キャニスタ非破壊検査技術を検討しているプログラムに関与しており、最近のトピックスとしては、CISCC の進展緩和技術 (キャニスタ製造中またはキャニスタへの燃料装荷前に実行できる対策) および現場での補修技術がある。また、EPRI は薄型の非破壊検査センサーやカメラを搭載しながら、換気ダクトを通してキャニスタにアクセスできる遠隔操作ロボットの開発にも関わっている³⁶。

NEI は、規制の観点から、許認可更新および関連する経年管理の長期的な側面を検討している。許認可更新のための経年変化調査 (検査を含む) は、Hope Creek 原子力発電所からの使用済燃料を装荷した最初のキャスクを対象として 2026 年に実施予定である。なお、PSEG 社の ISFSI は、発電所の延長運転認可終了まで (Salem 1 : 2036 年、Salem 2 : 2040 年、Hope Creek : 2046 年) を想定した貯蔵容量を設計している。

PSEG 社のキャスクベンダーである Holtec 社は、新しい貯蔵技術を導入し、現在使用中の HI-STORM 100 の適合証明書(CoC)更新を準備中である。このため、キャスクベンダー

³¹ PSEG 社 HP : About Our Plants

<https://corporate.pseg.com/aboutpseg/companyinformation/thepsegfamilyofcompanies/pseguclearllc>

³² Chloride Induced Stress Corrosion Cracking : 塩化物誘起応力腐食割れ

³³ The Used Fuel and High-Level Waste Management program
https://www.epri.com/#/portfolio/2019/research_areas/2/061149?lang=en-US

³⁴ Extended Storage Collaboration Program (ESCP)
<https://www.epri.com/#/pages/product/1022914/?lang=en-US>

³⁵ Nuclear Energy Institute (NEI)

³⁶ Dry Canister Storage System Inspection and Robotic Delivery System Development
<https://www.epri.com/#/pages/product/3002008234/?lang=en-US>

ユーザーグループ (HUG : the Holtec User Group) と関わり続けることは重要であると考えている。

3.1.2 供用中キャニスタの経年劣化調査結果

2013年11月、DOEとEPRIが共同で、Hope Creek 発電所 ISFSI サイトにて6年間使用したキャニスタ 2基の経年変化調査を実施している。なお、貯蔵システムは、Holtec HI-STORM 100S-218、バージョン B システムで304 ステンレス鋼製キャニスタである。

サバンナリバー国立研究所による腐食・SCC に着目した外観ならびに表面付着物の採取・分析調査結果では、観測されたキャニスタ表面に腐食やき裂等の異常は認められず、また塩化物量は少なかったことが報告されている。ただし、サンプルの採取範囲が限定されていることや、これらの塩分が潮解して大気および埃中の他の相と反応して変化し得ることを考慮すると、このデータから CISCC の懸念が解消されるものではないことも示されている³⁷。

この調査は任意の取組であり、特定の許認可更新要件には結びついてはいない。追加のキャニスタ検査やキャニスタ表面のサンプリング、または関連する大気サンプリングは行っていないが、NRC やサバンナリバー国立研究所によって指摘されているように、CISCC が発生するための明らかな閾値はないように思われる。

なお、ASME は経年変化キャニスタに対する検査規格（検査技術とその頻度、および適用範囲）を検討中とのことである。

3.1.3 キャニスタ蓋溶接部の検査方法

近年、EPRI およびキャニスタ非破壊検査に関連する業界との協力により、さまざまな検査手法の長所・短所（高温および放射線環境下での性能、現場適用を想定した小型化、および現場での使用準備時間等）がよく理解されるようになってきている。

PT 染料、顕色剤および UT カプラント（接触媒質）は、容易に洗浄や除去ができるため、PT および UT による溶接部検査や HAZ（熱影響）部検査は、キャニスタ使用前に実施することができる。現状、使用中のキャニスタに対する非破壊検査は実施していない。

2013年11月に実施された Hope Creek 発電所 ISFSI サイトでの経年変化調査は、乾式（研磨パッド）および湿式サンプリング（Salt Smart）法による表面汚染物質のサンプリングのみであった。しかしながら、EPRI は、UT カプラントを使用する必要がなく、小型のロボット搬送システムに取り付けることができるレーザーベースの UT³⁸システムを検討中とのことである。

UT と PT の比較の補足として、NRC の暫定スタッフ指針 - 4, Revision 1³⁹によれば、蓋のような閉じ込め構造のためのステンレス鋼溶接部に対する UT は、かなりの困難および不確実性をもたらす可能性があるとされている。UT はごく最近になって VSC-24 コンクリー

³⁷ 原子力規制委員会「平成 28 年度 中間貯蔵設備におけるキャニスタ耐食性能に係る自然影響調査」成果報告書

³⁸ ひび割れを検知する電磁音響変換器 (EMATs : ElectroMagnetic Acoustic Transducers)

³⁹ Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance - 4, Revision 1, Issue: Cask Closure Weld Inspections
<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/isg/isg-4R1.pdf>

トキヤスク設計用の炭素鋼について実証されたところである。PT 検査では表面の傷だけが識別されるが、十分に小さい溶接深さで行われた場合には、溶接の完全性を合理的に保証することができる。米国では、UT と多層 PT の両方が許容可能な方法として認められている。

4. まとめ

(1) キャニスタを用いた乾式貯蔵施設の技術要件の調査（報告書 1.）

対象国（カナダ、中国、ハンガリー、韓国、ロシア、台湾、ウクライナ、スペイン、ドイツ、英国、米国の計 11 ヶ国）のキャニスタを用いた乾式貯蔵施設の技術要件について調査した。調査結果に基づき、諸外国のキャニスタを用いた貯蔵施設に係る技術要件と、以下の 2 つの技術要件及び規則との比較表を作成し、我が国の技術要件に不足していると考えられる事項を抽出した。

- ・ 深層防護に基づく安全性の確保

複数の国（3 か国※）の技術要件において、深層防護に基づいた安全確保が強調されていることが分かった。特に、ウクライナについては、各防護レベル（第一層：通常運転時の違反の防止、第二層：設計基準事故の防止、第三層：偶発的な事故の制御、第四層：作業員と公衆の防護のための対策）の考え方を示すとともに、「乾式中間貯蔵施設に使用済核燃料を貯蔵するためのシステムは、放射性物質の伝播に対する少なくとも 2 つの障壁と、電離放射線の広がりに対する 1 つの障壁を提供すべきである。」と定めている（おそらく、損傷燃料を意識した対策と考えられる）。実際にチェルノブイリ発電所 ISF-2 では、水平型コンクリート貯蔵モジュールに Holtec 社製の二重壁キャニスタ（DWC：Double Wall Canister）を収納する貯蔵方式が採用されている。ISF-2 の設計寿命は不活性ガス環境の下で 100 年間とされている。なお、DWC は、Sizewell B 発電所の乾式貯蔵施設でも採用されている。

※今回確認できた範囲では、ハンガリー、ウクライナ、米国

- ・ 燃料の回収可能性、損傷燃料の取扱設備

米国をはじめ多数の国（8 か国※）の技術要件において、貯蔵後の使用済燃料を安全に回収する設備、損傷燃料を扱うための設備を要求、あるいは、損傷燃料を扱うことに言及していることが分かった。なお、今回調査した情報からは、回収の想定が、貯蔵時に受け入れた損傷燃料を対象としているか、貯蔵中の何らかの事故等の影響により損傷した燃料を対象としているか、あるいは両方を対象としているかまでの判別は付かなかった。

※今回確認できた範囲では、カナダ、中国、韓国、ロシア、台湾、ウクライナ、スペイン、米国

- ・ 設計基準超事象の想定

複数の国（4 か国※）の技術要件において、設計基準を超える事故（シビアアクシデント）について言及していることが分かった。例として、ロシアでは、設計基準を超える事故として、臨界、使用済燃料貯蔵室への技術的装置や構造物の落下、航空機落下事故を挙げている。

※今回確認できた範囲では、ロシア、ウクライナ、ドイツ、英国

今後は、これらの事項の技術的根拠等の詳細について、各国規制当局へのヒアリング等を

通じて情報を得ることで、我が国の規制への反映について検討する必要があると考えられる。

(2) キャニスタ重点課題に係る調査：腐食防止技術（報告書 2.1）

大気中海塩粒子のキャニスタ表面への付着機構、海塩付着に影響する因子、表面に付着した海塩濃度測定技術について国内外の文献を調査した。大気中海塩粒子の表面付着機構および影響因子については、沿岸部に立地する橋梁の塩害に関する研究等、原子力以外の文献を中心に調査したことで、昨年度までの調査から新たに得られた知見（波高、季節（気温・湿度・降水量）の影響）および昨年度までに得られているキャニスタに関する知見の拡充を図ることができた。以下に今回得られた主な知見を示す。

- ・ 新たに得られた知見
 - 波高が高くなると海塩粒子数が増加するため、付着塩分量が増加する。
 - 気温・湿度が高く、降水量が多い時期の沈着塩化物濃度が高い
- ・ 拡充された既往知見
 - 付着塩分量は、海岸からの距離に応じて指数関数的に減少する。
 - 付着塩分量は、付着位置の標高が高くなるにつれ指数関数的に減少する。
 - 大気塩分濃度は、平均風速よりも総走行距離の影響を大きく受ける。
 - 直径 $10\mu\text{m}$ を超える大型エアロゾルが大気中に浮遊できる時間は短い、直径 $10\mu\text{m}$ 未満の粒子は沈降せず大気中を数百 km 移動可能である。
 - 表面温度が 30°C 以上であればアンモニウム塩 (NH_4NO_3 、 NH_4Cl) の沈着は発生しない。

キャニスタ表面の付着塩分量測定技術については、近赤外線やレーザー等による遠隔測定技術が開発されていることが分かった。特に、米国では低濃度条件でも Cl を測定可能な二重パルス励起光ファイバレーザー誘起破壊分光法（DP FOLIBS）を非破壊検査ロボット（PRINSE システム）に搭載することが検討されており、2019年2月現在までに実機を想定した最終技術試験まで完了している。

(3) キャニスタ重点課題に係る調査：キャニスタ蓋溶接（報告書 2.2）

使用済燃料貯蔵用および高レベルガラス固化体用のキャニスタ蓋溶接部に係る検査方法・検査基準等について調査した。日本では、溶接時に下層に存在した微小欠陥が溶接層に進展する可能性を完全に否定できないこと、オーステナイト系ステンレス鋼に対する UT 検査の精度が向上していることを理由に、オーステナイト系ステンレス鋼に対しては UT と PT の両方を実施することが義務付けられている。一方、今回の調査を通じて、米国については、日本と異なり、オーステナイト系ステンレス鋼の容積検査（UT）の代替として溶接過程で段階的な表面検査を行うことが認められていることが分かった。以下に、NUREG-2215 において定められている関連するポイントを示す。

- ・ 胴体（シェル）－蓋（トップカバー）溶接部は、継手幾何形状の完全溶込み溶接の製作が困難であるため、キャニスタ上部蓋の溶接は、部分的に溶け込み溶接であってもよい。
- ・ オーステナイト系ステンレス鋼、二相ステンレス鋼については、継手形状または材料が効果的な容積検査を妨げる場合には、溶接後の容積検査の代わりに、溶接の実施中に段階的な表面検査（PT）を行うことができる。 なお、段階的な表面検査では、見逃される

可能性がある不完全性や欠陥を考慮して、許容設計応力に 0.8 の応力低減係数を適用する。

- ・ UT 検査または PT 検査のいずれについても、検出可能な最小欠陥サイズは、限界欠陥サイズ未満であることが実証されなければならない。限界欠陥サイズは、ASME セクション XI 第 1 部、IWB-3600（平面状欠陥の解析的評価）の要件に従って計算する必要がある。

(4) 現地調査（報告書 3）

米国 PSEG 社へのヒアリングを実施し、キャニスタの経年変化対策、キャニスタ蓋の溶接部検査について、米国事業者や関連する組織 (EPRI 等) による技術開発動向を調査した。最新の技術動向としては、2. 1 腐食防止技術においても調査した非破壊検査ロボットが挙げられた。2. 1 では、レーザー誘起破壊分光法 (LIBS : Laser-Induced Breakdown Spectroscopy) に着目したが、キャニスタの欠陥を検知する電磁音響変換器 (EMATs : ElectroMagnetic Acoustic Transducers) の搭載も検討されているとの情報を得ることができた。

付録 技術要件の比較

	日本	カナダ	中国	ハンガリー	韓国
	コンクリートキヤ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	貯蔵物管理施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則	N292.2-13「放射済燃料の中間貯蔵式貯蔵」	HZ0091-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」	統合18/2011附属書No.6及び統合15/2014附属書No.2
I 立地条件	要件1 基本的要件	第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵	第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵	第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵	第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵 第五節 貯蔵物の貯蔵
	要件2 平常時条件	貯蔵施設は、平常時における一般公衆の曝露が、法令に定める曝露限度を超えないこととほもとより、合理的に達成できる限り低いものであること。	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵
	要件3 事故時条件	貯蔵施設において、最大想定事故が発生した場合、一般公衆に対して、過度の放射線被ばくを及ぼさないこと。	第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵	第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵	第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵 第十二条 貯蔵物の貯蔵
II 基本的安全機能	要件4 密封機能	1. 貯蔵施設を構成するキヤノスタは、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. キヤノスタの蓋は多層化された適切な閉鎖構造で密封される設計であること。	第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能	第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能	第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能 第三節 閉じ込め機能
	要件5 遮へい機能	貯蔵施設は、放射線及びガンマ線（線による一般公衆の曝露が十分に低くなるように適切な放射線遮へい機能を有する設計であること。また、放射線遮蔽従事者の作業条件を考慮して、十分な放射線遮へい機能を有する設計であること。	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵	第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵 第二節 貯蔵物の貯蔵
	要件6 放射線監視機能	貯蔵施設は、技術的に想定されるあらゆる状態においても、臨界を防止する設計であること。 キヤノスタ内のバスケツトが臨界防止機能の一部を構成する場合は、臨界防止機能維持に必要な構造的安全性を保つことができる設計であること。	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵
III 放射線防護	要件7 除熱機能	貯蔵施設は、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及び使用済燃料の健全性を維持するために必要な除熱機能を有する設計であること。	第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵	第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵	第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵 第十四条 貯蔵物の貯蔵
	要件8 放射線遮蔽	1. 作業環境における放射線被ばく管理 (1) 放射線遮蔽従事者の作業環境を監視、管理するための曝露率等の監視システム及び測定機器並びに曝露率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。 (2) 上記の系統からの主要な情報は、適切な場所において集中して監視できる設計であること。 2. 放射線監視員等の個人被ばく管理	第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵	第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵	第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵 第十五条 貯蔵物の貯蔵
	要件9 放射線遮蔽	貯蔵施設は、技術的に想定されるあらゆる状態においても、臨界を防止する設計であること。 キヤノスタ内のバスケツトが臨界防止機能の一部を構成する場合は、臨界防止機能維持に必要な構造的安全性を保つことができる設計であること。	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵	第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵 第十條 貯蔵物の貯蔵

付録 技術要件の比較

	日本	カナダ	中国	ハンガリー	韓国	
	<p>コンクリートキヤスタ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</p> <p>1. 貯蔵施設は、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。 2. 貯蔵施設は、貯蔵エリアの排気口において空気中の放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。 3. 放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における放射線量の監視を行うための適切な対策が講じられていること。</p>	<p>N292.2-13「放射済燃料の中間貯蔵計画」</p> <p>第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。 一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。 二 事業所及びその周辺付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。 三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>GB2091-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」</p> <p>4.1.2.1「放射線安全」には、主に以下の内容が定められている。 ・ 職員への放射線管理、放射線内除染防止のための管理、高放射線エリアへのアクセス管理、作業中の増ばく管理、線量測定と記録を含む放射線防護プログラムの整備 ・ 事故の予防に必要となる設計及び管理 ・ 職員員、公衆、隣接への放射線ばくしの管理、監視・記録プロセスのAPUへの提出 4.1.4「環境への影響を低減するための環境管理プログラムの整備」 ・ CS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）またはCS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）の要件を満たす措置及び排水モニタリングプログラムの実施</p>	<p>政令18/2011附属第6号、6及び政令155/2014附属第6号、2</p> <p>敷地内に滞在している人への放射線ばく、環境に放出される放射性物質の量、および公衆の濃度のばくを、規制値以下に保つこと、合理的に達成可能な限り低く保つことを要求するとともに、以下の放射線防護活動を要求している。(6.2.6.600)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 職員活動に対する放射線防護支援 ・ 職員活動に対する作務活動の計画とその計画に従った実施 ・ 貯蔵施設敷地内環境汚染防止のための放射線モニタリング ・ 掘削、土壌、地表水および地下水に対する放射線放出による影響の分析を含む、原子力施設および特定の環境における放射線モニタリング ・ 放射線防護の要求事項および規格への準拠 ・ 放射線防護の文書化、検証及び監督 <p>また、原子力安全及び放射線防護の観点を守り、以下の放射性廃棄物管理活動を行うことを要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物発生と検査 ・ 放射性廃棄物の貯蔵、分類および管理 ・ 放射性廃棄物の貯蔵 ・ 放射性廃棄物の輸送 ・ 放射性廃棄物管理に関連する活動の文書化、検証および監督 	<p>第2017-58号「使用済燃料中間貯蔵施設に関する技術基準」及び第2015-19号「使用済燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準」</p> <p>第13条（放射線防護設備） 1. 放射線業務従事者が放射線管理区域に入内することを管理可能な管理設備を設けること 2. 放射線業務従事者の保護のため、放射線レベルを下げる必要がある場合に遮断設備を備えること 3. 通常時、異常時、設計基準事故時、放射線レベルと放射性物質の流出を監視し、その情報を制御室及びその他必要とする場所に提供する設備を備えること 4. 放射性汚染の恐れがある壁及び床面の表面は、容易に汚染除去できるように不透水性、平坦性を確保すること 5. 人への放射線が放射線物質で汚染された場合、汚染を除去するための適切な除染設備を備えること 6. 汚染された空気を検知し、空室中の放射性物質の濃度を制御するために、適切な遮断能力を持った換気装置を備えること 7. 汚染された空気を、放射線汚染が低いエリアから高いエリアに放出し、放射性汚染区域は、外部よりも低い圧力を維持して汚染物質が漏洩、逆流しないようにすること</p>	
	<p>要件9 放射性物質の貯蔵及び排出管理</p> <p>貯蔵施設は、その貯蔵等に伴い発生する放射性廃棄物を適切に処理する旨により、周辺環境に放出される放射性物質の濃度等を合理的に達成可能な限り低くする設計であること。</p>	<p>第十三条 廃棄物管理施設には、必要に応じて、次に掲げるところにより、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和二十二年法律第三十二号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>一 受け入れる放射性廃棄物を処理するために必要な能力を有するものとすること。 二 処理に伴って放射性廃棄物を排出する場合は、周辺環境区域の外の空気中及び周辺環境区域における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるように、廃棄施設に接続する排気口の設置その他の必要な措置を講ずるものとする。</p>	<p>4.1.4「環境への影響を低減するための環境管理プログラムの整備」 ・ CS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）またはCS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）の要件を満たす措置及び排水モニタリングプログラムの実施</p>	<p>敷地内に滞在している人への放射線ばく、環境に放出される放射性物質の量、および公衆の濃度のばくを、規制値以下に保つこと、合理的に達成可能な限り低く保つことを要求するとともに、以下の放射線防護活動を要求している。(6.2.6.600)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 職員活動に対する放射線防護支援 ・ 職員活動に対する作務活動の計画とその計画に従った実施 ・ 貯蔵施設敷地内環境汚染防止のための放射線モニタリング ・ 掘削、土壌、地表水および地下水に対する放射線放出による影響の分析を含む、原子力施設および特定の環境における放射線モニタリング ・ 放射線防護の要求事項および規格への準拠 ・ 放射線防護の文書化、検証及び監督 <p>また、原子力安全及び放射線防護の観点を守り、以下の放射性廃棄物管理活動を行うことを要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物発生と検査 ・ 放射性廃棄物の貯蔵、分類および管理 ・ 放射性廃棄物の貯蔵 ・ 放射性廃棄物の輸送 ・ 放射性廃棄物管理に関連する活動の文書化、検証および監督 	<p>第13条（放射線防護設備） 1. 放射線業務従事者が放射線管理区域に入内することを管理可能な管理設備を設けること 2. 放射線業務従事者の保護のため、放射線レベルを下げる必要がある場合に遮断設備を備えること 3. 通常時、異常時、設計基準事故時、放射線レベルと放射性物質の流出を監視し、その情報を制御室及びその他必要とする場所に提供する設備を備えること 4. 放射性汚染の恐れがある壁及び床面の表面は、容易に汚染除去できるように不透水性、平坦性を確保すること 5. 人への放射線が放射線物質で汚染された場合、汚染を除去するための適切な除染設備を備えること 6. 汚染された空気を検知し、空室中の放射性物質の濃度を制御するために、適切な遮断能力を持った換気装置を備えること 7. 汚染された空気を、放射線汚染が低いエリアから高いエリアに放出し、放射性汚染区域は、外部よりも低い圧力を維持して汚染物質が漏洩、逆流しないようにすること</p>	
	<p>要件10 貯蔵監視</p> <p>1. 貯蔵施設は、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。 2. 貯蔵施設は、貯蔵エリアの排気口において空気中の放射性物質の濃度等を適切に監視するための対策が講じられていること。 3. 放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における放射線量の監視を行うための適切な対策が講じられていること。</p>	<p>第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。 一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。 二 事業所及びその周辺付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。 三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>4.1.4「環境への影響を低減するための環境管理プログラムの整備」 ・ CS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）またはCS/N298.5（ガラス固化施設、ウラン鉱山および工場における環境モニタリングプログラム）の要件を満たす措置及び排水モニタリングプログラムの実施</p>	<p>敷地内に滞在している人への放射線ばく、環境に放出される放射性物質の量、および公衆の濃度のばくを、規制値以下に保つこと、合理的に達成可能な限り低く保つことを要求するとともに、以下の放射線防護活動を要求している。(6.2.6.600)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 職員活動に対する放射線防護支援 ・ 職員活動に対する作務活動の計画とその計画に従った実施 ・ 貯蔵施設敷地内環境汚染防止のための放射線モニタリング ・ 掘削、土壌、地表水および地下水に対する放射線放出による影響の分析を含む、原子力施設および特定の環境における放射線モニタリング ・ 放射線防護の要求事項および規格への準拠 ・ 放射線防護の文書化、検証及び監督 <p>また、原子力安全及び放射線防護の観点を守り、以下の放射性廃棄物管理活動を行うことを要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物発生と検査 ・ 放射性廃棄物の貯蔵、分類および管理 ・ 放射性廃棄物の貯蔵 ・ 放射性廃棄物の輸送 ・ 放射性廃棄物管理に関連する活動の文書化、検証および監督 	<p>第13条（放射線防護設備） 1. 放射線業務従事者が放射線管理区域に入内することを管理可能な管理設備を設けること 2. 放射線業務従事者の保護のため、放射線レベルを下げる必要がある場合に遮断設備を備えること 3. 通常時、異常時、設計基準事故時、放射線レベルと放射性物質の流出を監視し、その情報を制御室及びその他必要とする場所に提供する設備を備えること 4. 放射性汚染の恐れがある壁及び床面の表面は、容易に汚染除去できるように不透水性、平坦性を確保すること 5. 人への放射線が放射線物質で汚染された場合、汚染を除去するための適切な除染設備を備えること 6. 汚染された空気を検知し、空室中の放射性物質の濃度を制御するために、適切な遮断能力を持った換気装置を備えること 7. 汚染された空気を、放射線汚染が低いエリアから高いエリアに放出し、放射性汚染区域は、外部よりも低い圧力を維持して汚染物質が漏洩、逆流しないようにすること</p>	
	<p>要件11 使用済燃料貯蔵施設に関する考慮</p> <p>1. 貯蔵施設の設計に用いる使用済燃料の特性は、貯蔵しようとする使用済燃料の信頼性があるデータに基づき、安全裕度をもって適切に設定したものであること。 2. 貯蔵する使用済燃料は、キヤスタに収容する前に漏えいしていないことが適切な方法により確認されたものであること。</p>	<p>キヤスタに格納される使用済燃料に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。なお、N292.21cは、損傷あるいは欠陥のある燃料にも適用されるとの記述がある。(1. スコープ)</p>	<p>・ 燃料及びその収容バリアの完全性を確保するために必要な管理環境を実現し維持できるように、燃料を充分に乾燥させなければならない。(3.2.5.4)</p> <p>なお、使用済燃料の操作と移動経路及び系統の中には、破損した燃料又は容器を安全に操作するための設備も要求されている。(2.9.1)。また、貯蔵容器からの燃料の回収についても言及されている。</p>	<p>・ 燃料集合体の貯蔵が不活性ガス媒体中で行われる場合には、ガス環境を監視し、必要に応じて構成する。(6.2.2.1100)</p> <p>・ 損傷が予測された密閉された貯蔵管中に蓄積する過圧は、燃料集合体の損傷を回避するような方法で控えめに決定されなければならない。(6.2.2.1300)</p>	<p>第25条（乾式貯蔵施設の追加基準）第2項（継続的監視） ウ 内部に不活性ガスを注入する乾式貯蔵容器の場合、寿命期間中に不活性ガスが適切に維持されること なお、設計の基本要件として、必要に応じて保存された使用済燃料を安全に回収すること（第4条第3項）、処理施設には継続的燃料を取り扱うための機器を設けること（第6条第3項）が要求されている。</p>	
	<p>要件12 キヤスタの内部空間の空気質に対する考慮</p> <p>貯蔵施設に貯蔵するキヤスタは、バスケット、使用済燃料等の健全性を維持するために、不活性ガスが適切に充填される設計であること。</p>	<p>—</p>	<p>・ 設計は、使用済燃料収容バリアのモニタリングと感度の検知を容易にするものでなければならない。設計において連続的なモニタリングを検討していない場合は、定期的な観測又は測定手段を提供し、収容バリア系統の機能が正常であることを検証しなければならない。(3.2.5.5)</p> <p>・ 貯蔵タンク、キヤスタ又は貯蔵室内のガス組成中に含まれる使用済燃料の完全性を維持するために、ガス組成をパラメータを貫して設計条件に適合させる必要がある場合、その貯蔵施設の設計は、ガス組成のモニタリング及びメンテナンス機能を設けるものでなければならない。(3.2.4.4)</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
	<p>要件13 キヤスタの地震に対する考慮</p> <p>キヤスタ等を取り扱う設備は、これらの基本的な安全機能に影響を及ぼす、落下、衝突等を防止する適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第六条 廃棄物管理施設は、地震力に十分に耐えることができるものとする。</p> <p>一 近頃の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある貯蔵施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響を低減するために算定しなければならない。 二 安全上重要な施設は、その使用中に当該安全上重要な施設に欠陥を生ずるおそれがある地震による地震力によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 三 安全上重要な施設は、前述の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>キヤスタを取り扱う設備に関する落下や転倒について言及した要件は含まれていなかった。なお、他の貯蔵システム及び貯蔵容器は、乾式貯蔵施設から乾式貯蔵容器、施設への移動、地震、貯蔵、回収、廃止措置の期間における荷重を考慮することが要求されている。(2.9.6)</p>	<p>・ 使用済燃料を貯蔵施設に移動させる設備につき、その設計は、設備が運転状態及び事故状況の影響に耐えることを確保し保証するものでなければならない。想定外の落下事故が発生した場合には、作業員又は住民の受容可能な放射線曝露を防止するため、想定外の落下であっても設備が燃料タンクの収容又は搬送体を保護するものであってはならない。更に想定外の落下で、燃料の回収を妨げるものであってはならず、また燃料ユニット又は貯蔵施設を明らかに損傷させるものであってはならない。(2.9.6)</p>	<p>使用済燃料の取扱・移送に必要な機器（クレーン等）、輸送・運搬に必要な機器等について、以下に示す事項を要求している。</p> <p>第6条（輸送設備）第2項 3. 装置が正常に作動することを防止するための安全装置を備えること 4. 移送と引き揚げ速度の制限ができること 5. 電源が喪失した場合でも、使用済燃料の落下防止機能を有すること 6. 使用済燃料や他の機器への損傷を及ぼさない構造であること 7. 充満や不適切な運転状態を防止するための運転機能または物理的な安全機能を備えること</p>	<p>第6条（輸送設備）第2項 3. 装置が正常に作動することを防止するための安全装置を備えること 4. 移送と引き揚げ速度の制限ができること 5. 電源が喪失した場合でも、使用済燃料の落下防止機能を有すること 6. 使用済燃料や他の機器への損傷を及ぼさない構造であること 7. 充満や不適切な運転状態を防止するための運転機能または物理的な安全機能を備えること</p>
	<p>要件14 火災・爆発に対する考慮</p> <p>貯蔵施設は、火災・爆発の発生を防止し、かつ、万一の火災・爆発の発生時にはその拡大を防止するとともに、基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第四十条 廃棄物管理施設は、火災又は爆発により当該廃棄物管理施設の安全機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。 一 火災及び爆発の発生を防止すること。 二 火災及び爆発の影響を早期に検知し、及び消火すること。 三 火災及び爆発の影響を軽減すること。</p>	<p>乾式貯蔵システムの設計及び運転に係る要求事項として、異常な運転条件につながる可能性がある異常事（貯蔵施設、隣接施設、または周辺地域の火災が含まれる）に対処することが要求されている。(3.2.11)</p>	<p>・ 煙気系統は、可燃性又は爆発性ガス（放射線分解によって生成されるH2等）の蓄積を制御し得るものでなければならない。また外部から可燃性を有するガスを吸引する可能性を考慮するものでなければならない。(4.2.2)</p> <p>・ 煙気の操作及び貯蔵エリアの設計は、「原子力発電所の防火」の要求事項を満たすものでなければならない。防火系統の設計は、火災によって使用済燃料貯蔵エリア、使用済燃料操作系統及び補助系統の安全機能を及ぼす損傷を制御することを目的とするものでなければならない。(4.2.3)</p> <p>・ 防火系統は適切な容量と能力を備えるものでなければならない。(4.2.2)</p> <p>・ 燃料貯蔵及び貯蔵エリア内の可燃性物質（可燃性材料と付着する可燃性物質）の検知と管理を適切に実施しなければならない。使用済燃料貯蔵エリアの設計は、耐火活動に起因する突発的な燃焼が生じないことを確実に保証するものでなければならない。(4.5.3)</p>	<p>第11条（火災防護） ①重要な安全装置は、火災及び爆発とそれによる影響によって安全機能が損なわれないように、次の各号の要件に対応して設計しなければならない。 1. 中間貯蔵施設及び貯蔵タンクの区域で火災が発生した場合、関連設備の異常安全性、継続的除去、放射線ばく、放射性物質の密封閉鎖、構造健全性に著しい支障を及ぼさないこと 2. 中間貯蔵施設では、可能な限り可燃性又は耐火及び耐火材料を使用すること、火災が発生しても、重要な安全設備への悪影響を最小限に抑えることができよう、設備の安全重要度に応じて適切な能力を持つ、火災検出および消火系統を設置すること 3. 消火系統の設計は、損傷または動作時においても、重要な安全設備の安全機能が著しく低下しないようにすること 4. 火災発生時の対応措置により燃焼が誘発されないこと 5. 中間貯蔵施設は、可燃性又は爆発性物質の保管設備を可能な限り置かないこと</p>	<p>第11条（火災防護） ①重要な安全装置は、火災及び爆発とそれによる影響によって安全機能が損なわれないように、次の各号の要件に対応して設計しなければならない。 1. 中間貯蔵施設及び貯蔵タンクの区域で火災が発生した場合、関連設備の異常安全性、継続的除去、放射線ばく、放射性物質の密封閉鎖、構造健全性に著しい支障を及ぼさないこと 2. 中間貯蔵施設では、可能な限り可燃性又は耐火及び耐火材料を使用すること、火災が発生しても、重要な安全設備への悪影響を最小限に抑えることができよう、設備の安全重要度に応じて適切な能力を持つ、火災検出および消火系統を設置すること 3. 消火系統の設計は、損傷または動作時においても、重要な安全設備の安全機能が著しく低下しないようにすること 4. 火災発生時の対応措置により燃焼が誘発されないこと 5. 中間貯蔵施設は、可燃性又は爆発性物質の保管設備を可能な限り置かないこと</p>
	<p>要件15 冷却空気循環装置の冷却不全の発生を防止する考慮</p> <p>貯蔵施設は、冷却用空気の流通経路等での冷却不全の発生を防止し、かつ、万一の冷却不全発生時に基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第十四条 廃棄物管理施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を管理する施設を設けなければならない。 一 放射性廃棄物を管理するために必要な容量を有するものとする。 二 管理する放射性廃棄物の性状を考慮し、適切な方法により当該放射性廃棄物の性状を監視し、適切な方法により当該放射性廃棄物の性状を監視するものとする。 三 放射性廃棄物の腐蝕熱及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講ずるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
	<p>要件16 電源喪失に対する考慮</p> <p>貯蔵施設は、外部電源喪失に対して、安全確保の観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第十八条 廃棄物管理施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視設備その他の必要な設備に使用することができる予備電源を設けなければならない。(3.2.11)</p>	<p>・ 電源喪失の発生が使用済燃料貯蔵施設の安全性能、物理的損傷又は核原料管理設備の運転に対して悪影響を及ぼす場合は、設計において非常用電源を確保しなければならない。(4.1.1)</p>	<p>・ 警報及び制御装置、通信連絡用の警報及び機器は、電源喪失時にも電力が供給されなければならない。(6.2.1.6000)</p> <p>・ 電力供給システムは、外部交流電源喪失に至った場合でも、許容できない結果をもたらさないようにしなければならない。(6.2.5.6300)</p>	<p>第18条（緊急電源） 中間貯蔵施設は、外部電源喪失や設計基準事故等の非常時にも運転上の安全確保に必要な装置の機能を維持できるように、内部電源を動力源とする発電設備または同様の機能を持つ十分な容量の独立した非常用電源を設置しなければならない。</p>	
	<p>要件17 共用に関する考慮</p> <p>貯蔵施設の安全上重要な施設のうち、当該貯蔵施設以外の原子力施設との間又は当該貯蔵施設内で共用するものについては、その機能、構造等から判断して、共用によって当該貯蔵施設の安全性能に支障を及ぼさないものであること。</p>	<p>第十一条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が損傷されたりしないように設計しなければならない。 一 安全機能を有する施設を他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を他の廃棄物管理施設において共用する場合には、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。 二 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確保するための保護又は修理ができるものでなければならない。 三 安全上重要な施設又は当該施設が属する原子力施設、廃棄物管理施設の安全性能を損傷する機能を有するものには、必要がある場合には、多重性を有しなければならない。</p>	<p>貯蔵施設内あるいは施設外の設備の共用に関する要件は含まれていなかった。</p>	<p>・ 露に曝げる条件を満たすという前提において、貯蔵施設は、他の施設と公共サービスシステム（電力系統、配水管路、道路等）を共用できるものとする。(2.10.8)</p> <p>・ これら共用が、新・旧施設間の事故又は故障の確率又は滞在する影響を著しく増加させるものであってはならない。</p> <p>・ 貯蔵施設と既存の施設及び他の付属設備と装置が相互に干渉すること起因する潜在的な影響（サイト内に生じる環境体への影響、建物の気密性に対する影響）を適切に考慮し、かつ適切な設計バージョンを渡しておかなければならない。</p> <p>・ これらの共用を原子力安全を管理する部門が承認し得ること。</p> <p>・ 貯蔵施設の安全性能と安全性能を統一サイト内の他の施設と共用してはならない。特殊の事情のある場合は、十分な安全性分析に基づき、施設の耐用期間の違いに対する考慮と検討を経て、何等かの系統の共用が適切であると認められる場合に限り、これらの共用を認め得るものとする。(2.10.9)</p> <p>・ 使用済燃料貯蔵施設を原子力発電プラントのエリアに建設する場合は、「原子力発電所の耐震設計及び評定」の2.1.2.3段及び「原子力発電所の設計に関する外部人為的事象」の第2章に提示される、外部事象設計基準を評価するためのガイドラインを適用しなければならない。(2.10.10)</p>	<p>・ 警報及び制御装置、通信連絡用の警報及び機器は、電源喪失時にも電力が供給されなければならない。(6.2.1.6000)</p> <p>・ 電力供給システムは、外部交流電源喪失に至った場合でも、許容できない結果をもたらさないようにしなければならない。(6.2.5.6300)</p>	<p>第22条（設備の共有制限） 中間貯蔵施設は、重要な安全設備を他の原子力利用施設と共有してはならない。ただし、共有しても、各施設の安全性が低下しないことが証明された場合には、この限りでない。</p>

付録 技術要件の比較

日本		カナダ	中国	ハンガリー	韓国
コンクリートキヤ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	廃棄物管理施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則	N292.2-13「放射済燃料の中間貯蔵施設」	H20091-02「使用済燃料貯蔵施設の設計」	政令18/2011(附属書No.6及び政令15/2014(附属書No.2	第2017-58号「使用済燃料中間貯蔵施設に関する技術基準」及び第2015-19号「使用済燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関する詳細な技術基準」
要件1.8 地震に耐える考慮	第五條 廃棄物管理施設は、地震及びその周辺地域における過去の地震記録、現地調査結果等を参照して、最も適切と考えられる設計用地震力に対し必要な基本的安全機能が維持できる設計であること。 第六條 廃棄物管理施設は、想定される地震力に対して、貯蔵中のコンクリートキヤスクが転倒しない設計であること。	第五條 廃棄物管理施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全上重要な施設にあつては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場において当該廃棄物管理施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。 第六條 安全上重要な施設は、震動した場においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。 第七條 安全上重要な施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。	第六條 地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある廃棄物管理施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 第七條 安全上重要な施設は、その供用中に当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 第八條 安全上重要な施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	考慮する外部事象には、自然現象（地震、洪水、嵐、用、雪、氷及び雷電）と人為的事象（航空機の墜落及び爆発等）を含めなければならないとされている。（2.10.5）	立地条件を参照
要件1.9 地震以外の自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力に対する考慮	第七條 廃棄物管理施設は、その供用中に当該廃棄物管理施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。 第八條 廃棄物管理施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合には、想定される原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（地震によるものを除く。）に対して安全性を損なわないものでなければならない。	第七條 廃棄物管理施設は、その供用中に当該廃棄物管理施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。 第八條 廃棄物管理施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合には、想定される原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（地震によるものを除く。）に対して安全性を損なわないものでなければならない。	考慮する外部事象には、自然現象（地震、洪水、嵐、用、雪、氷及び雷電）と人為的事象（航空機の墜落及び爆発等）を含めなければならないとされている。（2.10.5）	立地条件を参照	
要件2.0 事故時の対応	第十九條 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信設備を設けなければならない。 第二十條 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所外の通信連絡を必要とする場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。 第二十一條 廃棄物管理施設には、事業所内の人の避難のための設備を設けなければならない。	第十九條 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信設備を設けなければならない。 第二十條 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所外の通信連絡を必要とする場所と通信連絡ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。 第二十一條 廃棄物管理施設には、事業所内の人の避難のための設備を設けなければならない。	通信連絡手段については、施設の運転時及び緊急時における必要性を満たすため、充分な通信手段を提供しなければならないとされている。（4.3）	・警報及び計装システムの一部は、事故時の貯蔵施設の状態に関する緊急時対応の意思決定のための情報を提供できなければならない。（6.2.4.0400） また、緊急時対応センターの設置、外部組織とのコミュニケーションのために十分な計装等を利用可能とすること（6.2.9.0200）、現場にいる全ての人員に警報を発することができる現場警報システムを運用すること、労働安全、放射線防護、防火および職業安全の要求事項に準拠した救助ルートを設定すること（6.2.9.0400）が要求されている。	第14条（警報装置等） ① 施設の自動警報装置を持つこと。 ② 機器の機能喪失、誤操作による施設稼働に顕著な支障をもたらす場合 ③ 非常時、過渡時、LERA時安全上重要な主要系統、機器の作動状態を示す装置を複数すること、ただしLERA時運転を維持する必要のない主要系統・機器は設計基準事故時の作動状態を示す装置がなくてもよい。
要件2.1 検査前方法に対する考慮	第十一條 安全機能を有する施設は、その重要度及び必要性に応じ、適切な方法により、検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。	第十一條 安全機能を有する施設は、その重要度の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。 第十二條 安全機能を有する施設は、他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設を一つの廃棄物管理施設において共用する場合においては、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。 第十三條 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確保するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための検査又は試験が定期的に行われなければならない。（6.3.3.2.10）	貯蔵施設の検査・メンテナンスについては、モニタリングが不要であることが証明されている場合を除き、貯蔵される燃料の完全性に対するモニタリングを行わなければならないとされている。（6.2）	第20条（試験及び監視・検査及び保守） ① 重要な安全装置は、寿命期間中の運転可能性を確保するため、試験・検査、保守が可能に設計しなければならない。 ② 試験、監視、検査、保守が必要とされる全ての構造物・系統・機器には、安全な試験、監視、検査、保守のためのアクセスおよびスペースを確保しなければならない。 ③ 定期的な試験、監視、検査、保守ができない場合、または著しく制約を受ける機器は予想可能な故障に対処できるように設計しなければならない。	
要件2.2 準備段階	第十二條 貯蔵施設における安全上重要な施設は、設計、材料の選定、製作、工事及び検査は、適切と認められる規格及び基準によるものであること。	第十二條 貯蔵施設における安全上重要な施設は、設計、材料の選定、製作、工事及び検査は、適切と認められる規格及び基準によるものであること。	—	—	—
—	第九條 廃棄物管理施設への人の不法な侵入の防止	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物質その他の人に危害を及ぼす、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九條第四項に規定する不正アクセス行為をいう。）を防止するための設備を設けなければならない。	使用済燃料貯蔵施設への人の不法な侵入等の防止については、容器貯蔵エリアは、貯蔵容器用の許可を受けた土地であることから、このエリアはアクセス管理を行い、入室できるのは権限を持つ者に限られ、容器貯蔵エリアには、施設を安全に運営・維持するために必要なサービス及び機器を備えなければならない（6.3.7.1）	人の不法な侵入を防ぐために、遠隔操作ロック、施設ドア、または侵入検知システム等の物理的手段を用いて侵入管理を行うことが要求されている。	考慮すべき外部事象として人為的事象が含まれている

付録 技術要件の比較

	日本	ロシア	台湾	ウクライナ	スペイン
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	<p>放射線業務従事者の個人被ばく管理に必要な線量計等の機器を備えること。</p> <p>3. 管理区域の区分管理区域は、放射線、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の放射性物質の濃度の程度とよび必要に応じて区分し、適切な出入り管理等が行える設計であること。</p>	<p>MP-035-02「使用済燃料貯蔵施設の安全要件」、MP-041-05「原子力施設における核燃料の貯蔵/輸送に関する安全規則」</p>	<p>「使用済燃料の貯蔵施設設置に係る安全分析報告のレビューに係るガイドライン」</p>	<p>「乾式使用済燃料の中間貯蔵施設の安全に関する基本規定」(N 49/10229)</p>	<p>IS-20「使用済燃料貯蔵キャスクに関する安全指針」、IS-29「中間貯蔵施設に関する安全指針」</p>
Y 放射線管理及び保安	<p>第十六条 放射線管理施設</p> <p>第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>第十七条 廃棄物管理施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、必要に応じて、当該廃棄物管理施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する廃棄施設(放射性廃棄物を保管する施設を除く。)を設けなければならない。</p> <p>第十八条 廃棄物管理施設には、十分な容量を有する放射性廃棄物を保管する施設を設けなければならない。</p>	<p>・閉鎖貯蔵施設は、敷地内、衛生保護区域及び監視区域において放射線監視を行うべきである。放射線モニタリングの範囲は、原子力利用に係る各種規則及び規制、衛生規制、廃物及び衛生基準の要件に従って決定されている。また、施設内周囲の空気中放射性物質の含有量、施設からの排気量等によって、恒久的かつ定期的な管理システムを設けるべきである。(4.1.13)</p> <p>・放射線モニタリングの範囲、方法および手段として、以下を講じるべきである。(4.1.14)</p> <p>・労働者(職員)の被ばくレベルを管理すること</p> <p>・貯蔵施設内(敷地内、設置物内、衛生保護区域及び監視区域)における放射線状況の変化を適時に検出すること</p> <p>・労働者(職員)の強制的線量測定システム</p> <p>・貯蔵施設の境界における輸送及び貯蔵のための放射線監視システム</p> <p>・計測時に認証された手段及び測定方法</p> <p>・放射線状況が悪化した場合の音と視覚信号</p>	<p>第7章の中で以下の通り要求している。</p> <p>1. 作業員及び一般市民に対する放射線被ばくを合理的に抑制するための計画、設備設計、配置及び運用上の特性を含め、合理的に抑制するための対策を提示しなければならない。</p> <p>2. 貯蔵施設の放射線防護の特性については、主区域の内外部における放射線被ばくを最小限にするため、合理的に抑制する基準を設定しなければならない。</p> <p>3. サイト、管理区及びサイト周辺距離、貯蔵保護カバーの移送を制限し、また放射性物質の排出量の合理的な抑制等を考慮しなければならない。</p> <p>4. モニタリング設備の電源供給については、安全性に係る重要度の高い設備の規定に従い、準置しなければならない。</p> <p>5. 放射線防護に係る作業については専門的人員が行わなければならない。また、放射線防護に係る担当者は科学的素養を有するために作業監督者と独立しなければならない。</p> <p>6. 備置放射線モニタリング(サイトの内外のものを含む)</p> <p>また、安全管理規則の第13条においても、放射線モニタリング装置の設置、漏えい回収機能及びサンプリング設備、廃棄物の出入り・検知・検出を監視する機能等が要求されている。</p> <p>1. 放射線モニタリング装置が設置されていること。</p> <p>2. 火災検出装置及び消火設備が設置されていること。</p> <p>3. 漏洩回収機能及びサンプリング設備が設置されていること。</p> <p>4. 廃棄物の出入り・検出・検出の監視及び貯蔵機能を有すること。</p> <p>5. 十分な貯蔵容量を有すること。</p> <p>6. ステンレス製容器の腐食速度を低下させるための適切な措置が採られていること。</p> <p>7. 廃棄物の腐敗機能を有すること。</p> <p>8. 耐震設計、設備や構造の安全性が確保されていること。</p>	<p>放射線管理及び環境安全については、6.4において、通常時および事故時において従事者と住民の放射線安全のレベルを確保すること、乾式貯蔵施設には、衛生保護区域と監視区域を規定することが定められている。また、設計要件として、放射線管理を可能にする監視測定装置を設けることが要求されている(6.9.2)。</p> <p>運転時に発生する放射性廃棄物については、その発生を最小限に抑え、廃棄物の収集・選別・処理・保管・運搬の安全性を確保するための措置を管理プログラムとして開発することを要求している(7.4.9)。</p>
要件9 放射性廃棄物の処理及び排出管理	<p>貯蔵施設は、その貯蔵等に伴い発生する放射性廃棄物を適切に処理する際により、漏洩・漏れ・放出する放射性物質の濃度を合理的に達成可能な限り低くする設計であること。</p>	<p>第十三条 廃棄物管理施設には、必要に応じて、次に掲げるところにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和二十二年法律第三十二号)第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>第十四条 廃棄物管理施設には、必要に応じて、次に掲げるところにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和二十二年法律第三十二号)第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p>	<p>・閉鎖貯蔵施設は、敷地内、衛生保護区域及び監視区域において放射線監視を行うべきである。放射線モニタリングの範囲は、原子力利用に係る各種規則及び規制、衛生規制、廃物及び衛生基準の要件に従って決定されている。また、施設内周囲の空気中放射性物質の含有量、施設からの排気量等によって、恒久的かつ定期的な管理システムを設けるべきである。(4.1.13)</p> <p>・放射線モニタリングの範囲、方法および手段として、以下を講じるべきである。(4.1.14)</p> <p>・労働者(職員)の被ばくレベルを管理すること</p> <p>・貯蔵施設内(敷地内、設置物内、衛生保護区域及び監視区域)における放射線状況の変化を適時に検出すること</p> <p>・労働者(職員)の強制的線量測定システム</p> <p>・貯蔵施設の境界における輸送及び貯蔵のための放射線監視システム</p> <p>・計測時に認証された手段及び測定方法</p> <p>・放射線状況が悪化した場合の音と視覚信号</p>	<p>第3章 施設設計基準の中で、貯蔵する使用済燃料の詳細な情報(原子炉の型式、燃料の製造業者及び型式、燃料の物理的な特性、燃料カバの材質、熟特性、放射線線種の特異性、重量を示すパラメータ(密度を含む)、初期濃縮度及び初期濃縮度)を提示することを要求している。また、詳細的に貯蔵する使用済燃料(高燃度使用済燃料(平均燃度45Gd/MTU以上)及び低燃度使用済燃料)についても、その特性を提示することを要求している。</p>	<p>IS-29 3.6放射線防護</p> <p>・閉鎖貯蔵施設の設計は、管理区域を定義、設定、制限すること</p> <p>・監視区域の境界と貯蔵されている使用済燃料または高レベル放射性廃棄物は、少なくとも100 mの距離を確保すること、放射線管理を可能にする監視測定装置を設けることが要求されている(6.9.2)。</p> <p>運転時に発生する放射性廃棄物については、その発生を最小限に抑え、廃棄物の収集・選別・処理・保管・運搬の安全性を確保するための措置を管理プログラムとして開発することを要求している(7.4.9)。</p>
要件10 放射性物質の放出の防止	<p>1. 貯蔵施設は、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>2. 貯蔵施設は、貯蔵エリアの排気口において空気中の放射性物質の濃度を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>3. 放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における放射線、放射性物質の濃度を監視するための適切な対策が講じられていること。</p>	<p>第十六条 事業所には、次に掲げるところにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線業務従事者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線業務従事者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>・閉鎖貯蔵施設は、敷地内、衛生保護区域及び監視区域において放射線監視を行うべきである。放射線モニタリングの範囲は、原子力利用に係る各種規則及び規制、衛生規制、廃物及び衛生基準の要件に従って決定されている。また、施設内周囲の空気中放射性物質の含有量、施設からの排気量等によって、恒久的かつ定期的な管理システムを設けるべきである。(4.1.13)</p> <p>・放射線モニタリングの範囲、方法および手段として、以下を講じるべきである。(4.1.14)</p> <p>・労働者(職員)の被ばくレベルを管理すること</p> <p>・貯蔵施設内(敷地内、設置物内、衛生保護区域及び監視区域)における放射線状況の変化を適時に検出すること</p> <p>・労働者(職員)の強制的線量測定システム</p> <p>・貯蔵施設の境界における輸送及び貯蔵のための放射線監視システム</p> <p>・計測時に認証された手段及び測定方法</p> <p>・放射線状況が悪化した場合の音と視覚信号</p>	<p>第3章 施設設計基準の中で、貯蔵する使用済燃料の詳細な情報(原子炉の型式、燃料の製造業者及び型式、燃料の物理的な特性、燃料カバの材質、熟特性、放射線線種の特異性、重量を示すパラメータ(密度を含む)、初期濃縮度及び初期濃縮度)を提示することを要求している。また、詳細的に貯蔵する使用済燃料(高燃度使用済燃料(平均燃度45Gd/MTU以上)及び低燃度使用済燃料)についても、その特性を提示することを要求している。</p>	<p>IS-29 3.2.11において、使用済燃料や廃棄物の回収を可能にする設計を要求している。</p>
要件11 使用済燃料の設計に関する考慮	<p>1. 貯蔵施設の設計に用いる使用済燃料の特性は、貯蔵しようとする使用済燃料の信頼性があるデータに基づき、安全裕度をもって適切に設定したものであること。</p> <p>2. 貯蔵する使用済燃料は、キャスクに収容する前に満たしていないことが適切な方法により確認されたものであること。</p>	<p>—</p>	<p>損傷燃料の受け入れを許容しているかは、要件からは認め取ることができなかったが、損傷した燃料集合体および燃焼要素の処理するための設備が要求されており(4.1.26)、施設内での回収は想定していると思われる。</p>	<p>前述のとおり、損傷燃料の受入は深層防護の原則を適用すること(二重壁キャスク)で許容されていると考えられる。</p>	<p>IS-29 3.2.11において、使用済燃料や廃棄物の回収を可能にする設計を要求している。</p>
要件12 キャスクの内面空間の空気に対する考慮	<p>貯蔵施設に貯蔵するキャスクは、バケット、使用済燃料等の健全性を維持するために、不活性ガスが適切に充填される設計であること。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
要件13 キャスクの取扱いに対する考慮	<p>キャスク等を取り扱う設備は、これらの基本的な安全機能に影響を及ぼす、落下、衝突等を防止する適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第六条 廃棄物管理施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 周辺の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある公衆への影響が軽微な程度でなければならない。</p> <p>3 安全上重要な施設は、その用途中に当該安全上重要な施設に作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 安全上重要な施設は、前述の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>キャスク取扱い等に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。</p>	<p>キャスク等を取り扱う設備の落下、転倒についての明示的な記載は含まれていないが、第6章2、構造に係る評価において、正常時、異常時または事故発生時において、ステンレス製容器、燃料及びコンクリートモジュール等は、立地条件に示したとおり、使用済燃料の貯蔵または取扱いに関係しないシステム内の事故の結果として生じる使用済燃料の貯蔵および輸送機能の損傷、貯蔵容器の転倒・落下が考慮されている。</p>	<p>密封機能に示した通り、貯蔵期間中、不活性雰囲気によって燃料集合体被覆管を劣化から保護すること、燃料の取出しによって運転に問題が生じないことを要求している。</p>
要件14 火災・爆発に対する考慮	<p>貯蔵施設は、火災・爆発の発生を防止し、かつ、万一の火災・爆発の発生時にはその拡大を防止するとともに、基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第四十条 火災等による損傷の防止</p> <p>第四十条 廃棄物管理施設は、火災又は爆発により当該廃棄物管理施設の安全機能が喪失しないよう、次に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じたものでなければならない。</p> <p>一 火災及び爆発の発生を防止すること。</p> <p>二 火災及び爆発の影響を軽減すること。</p> <p>三 火災及び爆発の影響を軽減すること。</p>	<p>・原子力利用に係る各種基準、規制およびその他の規制文書の要件に従って、火災および爆発の安全性を規定する必要がある。 (4.1.10)</p> <p>さらに、MP-041-05「原子力施設における核燃料の貯蔵/輸送に関する安全規則」の中で、以下の通り定められている。</p> <p>・ 放射線貯蔵施設は自動化された可燃性の消火装置を備えていなければならない。中性子増殖増倍率を増加させる可能性がある場合、消火装置を使用することは禁止されている。(5.2.2)</p>	<p>第8章において、第6章の除熱基準の基礎を踏襲しないよう、以下の設備等を要求している。</p> <p>・ 消防及び救援時の支援</p> <p>・ 防火及び消防に係る設備の維持・補修及び管理</p> <p>・ 煙火及び消防に係る設備</p> <p>・ 災現時の災害に係る分析及影響評価</p>	<p>火災・爆発については、現在の立法上および規制上の火災安全のための規則および基準に従って、消防システムを設計し換作することを要求している。(6.9.3)</p> <p>火災の発生防止、検知・警報、消火、および火災の封じ込めに関する対策を講じ、火災による被害を制限すること、また、安全機能が維持できるように耐火性の保護を設計することが定められている。(IS-29 3.5.3)</p>
要件15 冷却空気循環装置等の冷却不全の発生を防止するための考慮	<p>貯蔵施設は、冷却用空気の送風装置等の冷却不全の発生を防止し、かつ、万一の冷却不全発生時に基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第十四条 廃棄物管理施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を管理する施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物を管理するために必要な容量を有するものとする。</p> <p>二 管理する放射性廃棄物の性状を考慮し、適切な方法により当該放射性廃棄物を保管するものとする。</p> <p>三 放射性廃棄物の腐敗熱及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講ずるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
要件16 電源喪失に対する考慮	<p>貯蔵施設は、外部電源喪失に対して、安全確保の観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第十八条 予備電源</p> <p>第十八条 廃棄物管理施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視設備その他の必要な設備に使用することができる予備電源を設けなければならない。</p>	<p>・ 電源喪失時、過電圧、および完全な停電モードを含む設計基準事故の例、必要な制御システムに電源を供給する必要がある。 (4.1.12)</p>	<p>電源喪失時の対策については、輸送用の電動機および送給により事故につながる可能性のある使用済燃料の輸送用機器の重要度の高い設備の規定に従って、準置しなければならないことが示されている。</p>	<p>電源喪失時の対策については、輸送用の電動機および送給により事故につながる可能性のある使用済燃料の輸送用機器は、予備電源及び手動電動装置を備えることが要求されている。(IS-29 6.7.5)</p>
要件17 共用に関する考慮	<p>貯蔵施設の安全上重要な施設のうち、当該貯蔵施設以外の原子力施設との間又は当該貯蔵施設内で共用するものについては、その機能、構造等から判断して、共用によって当該貯蔵施設の安全確保に支障をきたさないものであること。</p>	<p>第十一条 安全機能</p> <p>第十一条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する施設を他の原子力施設に共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を他の廃棄物管理施設において共用する場合には、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確保するための保護又は修理が可能なものでなければならない。</p> <p>4 安全上重要な施設又は当該施設が属する系統は、廃棄物管理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合には、多重性を有しなければならない。</p>	<p>共用に対する考慮に該当する要件は含まれていなかった。</p>	<p>共用に関する考慮に該当する要件は含まれていなかった。</p>	<p>共用に関する考慮に該当する要件は含まれていなかった。</p>
VI その他	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

付録 技術要件の比較

日本		ロシア		台湾		ウクライナ		スペイン	
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		廃棄物管理施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則		「使用済燃料の乾式貯蔵施設設置に係る安全分析報告のレビューに係るガイドライン」		「乾式使用済燃料の中間貯蔵施設の安全に関する基本規定」(N 49/10229)		IS-20「使用済燃料貯蔵キャスクに関する安全指針」、IS-29「中間貯蔵施設に関する安全指針」	
要件1 8 地震に耐える考慮	1. 貯蔵施設は、敷地及びその周辺地域における過去の地震記録、現地調査結果等を参照して、最も適切と考えられる設計用地震力に対し必要な基本的安全機能が維持できる設計であること。 2. 貯蔵施設は、想定される地震力に対して、貯蔵中のコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。	第五條 廃棄物管理施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（安全上重要な施設については、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該廃棄物管理施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。 3 安全上重要な施設は、震動した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。 4 安全上重要な施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。	第六條 廃棄物管理施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある廃棄物管理施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。 3 安全上重要な施設は、その使用中に当該安全上重要な施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 4 安全上重要な施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある地震の規模に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。	立地条件を参照	立地条件を参照	立地条件を参照	立地条件を参照	立地条件を参照	立地条件を参照
要件1 9 地震以外の自然現象に対する考慮	貯蔵施設における安全上重要な施設は、予想される地震以外の自然現象のうち最も苛酷と考えられる自然力を考慮した設計であること。	第七條 廃棄物管理施設は、その供用中に当該廃棄物管理施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波に対して安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。 第八條 廃棄物管理施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全性を損なわないものでなければならない。 2 廃棄物管理施設は、事業所又はその周辺において想定される当該廃棄物管理施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全性を損なわないものでなければならない。	第十九條 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び通信設備を設けなければならない。 2 事業所には、安全設計上想定される事故が発生した場合において事業所外の連絡を確保する必要がある場所と連絡設備ができるよう、通信連絡設備を設けなければならない。 3 廃棄物管理施設には、事業所内の人の避難のための設備を設けなければならない。	貯蔵施設の運用、保守、監視、除染の際、作業員（要員）に利便性を提供する機器（レイアウト）を設計する必要がある。レイアウトは、事故が発生した場合、作業員（要員）の迅速な避難も併用しなければならない。（4.1.24）				事故時対策・対応については、貯蔵施設と設備の配置において、事故発生時に施設から人員を迅速に避難させることを考慮した設計とすること（6.3.7）、緊急時対応計画の策定（7.4.10）が要求されている。	
要件2 0 事故時の考慮	貯蔵施設は、事故時に対応した警報、通信装置、放射線量計、放射線モニタ等の避難等のための適切な対策が講じられていること。	第十一條 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。 2 安全機能を有する施設を他の原子力施設と共用し、又は安全機能を有する施設に係る設備を他の廃棄物管理施設において共用する場合には、廃棄物管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。 3 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確保するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための検査又は試験及び当該安全機能を健全に維持するための検査又は試験又は当該施設が属する系統は、廃棄物管理施設の安全性を確保する機能を維持するために必要がある場合には、多重性を有しなければならない。							
要件2 1 検査時方法の考慮	貯蔵施設における安全上重要な施設は、その重要度及び必要性に応じ、適切な方法により、検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。								
要件2 2 準備段階及び標準	貯蔵施設における安全上重要な施設、材料の選定、製作、工事及び検査は、適切と認められる規格及び基準によるものであること。								
—	—	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	第九條 事業所には、廃棄物管理施設への人の不法な侵入、廃棄物管理施設に不正に爆発性又は可燃性を有する物等その他人に危害を及ぼし、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第九条第四項に規定する不正アクセス行為という。）を防止するための設備を設けなければならない。	

付録 技術要件の比較

日本		ドイツ		英国		米国		
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		E.ON勧告「使用済燃料及び放射性核種貯蔵施設の型式キャスク貯蔵に関するガイドライン」		安全評価原則(Safety Assessment Principles(SAP))		10CFR72およびNRCRG-2215「使用済燃料貯蔵システム及び設備に関する標準審査プラン」		
I 立地条件	要件1 基本的事項	第五節 廃棄物管理施設 第五節 廃棄物管理施設は、次条第二項の規定により算定する地盤力（安全上重要な施設においては、同条第三項の地盤力を含む。）が所定した場において当該廃棄物管理施設に十分に支持することができる地盤に設けなければならない。 2 安全上重要な施設は、実地した場においてもその安全確保が図られると認められる場合に設けなければならない。 3 安全上重要な施設は、実地が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。	同ガイドラインには、立地条件について着目した項目は無いが、公衆に対する被ばく制限の観点からは、5. 電離放射線の進へる以下に以下の事項が要求されている。 ・E期間の移行量の制限値は公衆1人当たり1mSv以下とする（施設内の放射線作業員以外にも適用される）。 ・事故時発生は、中間貯蔵施設の設置及びシールド設計、及び、漏れ放射線物質や敷地内での他の放射線源からの再照射及びスクリーン効果も考慮すること。 ・事故の発生は、持続的な潜在想定されない限り、常時発生することを要しない。	立地 (Siting) SIのセクションに次のような原則がある。 SI.4: 立地 サイトの適合性 新しいサイト許可を発行する前に、安全な原子力の運営を支えるのに適合していることを評価すべきである。 SI.5: 立地 他の危険な施設への影響 セーフティケースでは、原子力施設が異常事象により影響を受ける可能性のある敷地内又は敷地外のある危険な施設を考慮すべきである。 工学的原則に土木工学 (Civil Engineering) EEEのサブセクションがあり、26項目の原則が示されている。その中から代表的なものに以下が示す。 EE.4: 工学的原則: 土木工学 調査 現地の自然素材 通常運転及び故障条件に対して決められた基礎負荷を支える現地の自然素材が適切であることを決めるため、調査を実施すべきである。 EE.9: 工学的原則: 土木工学 設計 地震 原子力施設に近接する土壌、自然傾斜地、掘削傾斜地、及び河川堤防・海岸防壁の設計は、その施設の安全を防護し、信頼に足らなければならない。 EE.10: 工学的原則: 土木工学 設計 基礎 基礎は、通常運転および故障条件に対して決められた構造物重量を支えるよう設計するべきである。 EE.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EE.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EE.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EE.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EE.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EE.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	10CFR72およびNRCRG-2215「使用済燃料貯蔵システム及び設備に関する標準審査プラン」 NRCRG-2215 第2章「形式貯蔵施設の立地特性評価」では、 (1) 外周自然事象および人的事象が設計基準とともに特定されており、また当該設計基準レベルの妥当性が適切に明示されていること (2) 審査が影響を受けると思われる重要な漏れ及び漏れを特定すること (3) 10 CFR Part 72にない、施設から放出される汚染物が最大限に低減される個人および集団まで移動するプロセスを適切に特許付すること を目的として、以下の範囲を審査すると述べている。 ・地盤力、モニタリング ・地盤による地震影響、輸送施設および軍事施設 ・気象 ・洪水 ・地下水 ・地盤および地質 なお、NRCRG-2215 第16章「事故解析評価」では、以下の通り、詳細に含める必要がある最低限の事象を挙げている。 16.4「規制要件と認可基準」 ・審査 (Off-Normal) 事象及び条件 ・部分的な核燃料の損傷 (該当する場合) ・放射性物質放出をもたらす構造物 ・非正常気体漏洩 ・燃料貯蔵システムレベルの異常 (関連するパフォーマンス事象) ・事故事象及び条件 ・貯蔵容器の破損 ・貯蔵容器の落下 ・洪水 ・火災と爆発 ・高湿 ・腐食 ・地震の発生 ・断熱材料 ・原子力施設設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 ・気象 ・有毒ガスなど害の発生 ・ミサイル ・近隣のサイトでの事故 ・使用済燃料貯蔵施設に関連する事故 ・SISへの機能的な外部影響 平常時の積量限度としては、§ 72.104「排水中の放射性物質およびSFSFIまたはDBSからの直接放射線の基準」に定められている			
	要件2 平常時条件	貯蔵施設は、平常時における一般公衆の積量が、社会に定める積量限度を超えないこととより、合理的に達成できる限り低いものであること。	第二節 廃棄物管理施設は、当該廃棄物管理施設からの直接放射線及びガイガンシンロンによる事象源からの積量を十分に低減できるように、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。 2 廃棄物管理施設は、放射線障害を防止する必要がある場合には、管理区域その他事業所内の人が立ち入る場所における積量を低減できるように、遮蔽その他適切な措置を講じたものでなければならない。	また、自然環境等による外部ヘラードについては、9. 2外部ヘラードにおいて以下を考慮することとなっている。 ・腐食、崩れ、陥没、露害、洪水、地埋り、地震などの外部的自然災害 ・有害な物質の漏洩、化学反応によって引き起こされる圧力増、内蔵で発生する外部火災 (山火事)、鉱業による損傷 ・貯蔵施設設計決書の11場所に設置されるべきであり、決書による発生が排除できない場合は別途定められる要件に従い対策を講ずる必要がある。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。
	要件3 事故時条件	貯蔵施設において、最大想定事故が発生した場合、一般公衆に対して、過度の放射線被ばくを及ぼさないこと。	第十一節 廃棄物管理施設は、設計最大評定事故 (安全設計と想定される事故のうち、公衆が被ばくする積量を評価した結果、その積量が最大となるもの) を発生した場合において、事業所周辺公衆に放射線障害を及ぼさないものでなければならない。	また、自然環境等による外部ヘラードについては、9. 2外部ヘラードにおいて以下を考慮することとなっている。 ・腐食、崩れ、陥没、露害、洪水、地埋り、地震などの外部的自然災害 ・有害な物質の漏洩、化学反応によって引き起こされる圧力増、内蔵で発生する外部火災 (山火事)、鉱業による損傷 ・貯蔵施設設計決書の11場所に設置されるべきであり、決書による発生が排除できない場合は別途定められる要件に従い対策を講ずる必要がある。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	EA.9: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 地震 設計基準地震 (DBE) を確くために、サイト周辺地域の地質学と地質学及びサイトの地質学と水理学を評価すべきである。 EA.10: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 電離放射線 施設設計には、電離放射線の影響に対する予防及び/又は防護対策を含めるべきである。 EA.11: 工学的原則: 外部・内部ヘラード 気象条件 原子力施設は設計基準事象の基準に適合する異常気象条件に耐えることを示すべきである。シリアアサントドに付する可能性を持つ設計基準事象の気象条件についても解析すべきである。 EA.12: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 洪水 原子力施設は設計基準事象の基準を含むまでの洪水条件に耐えることを示すべきである。洪水を含むシリアアサントドについても解析すべきである。 EA.14: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 火災、爆発、ミサイル、有毒ガスなど害の発生 火災、爆発、ミサイル、有毒ガス放出、崩壊又は落下荷重、配管破損の影響、又は内部及び外部の洪水を引き起こす発生原因は、特定され、定量化されるべきであり、セーフティケースの中で評価されるべきである。 EA.8: 工学的原則: 外部及び内部ヘラード 航空機墜落 安全上重要な構造物、系統及び構成部材は、航空機からの碎屑物の破砕の検出、位置決め、及びモニターするために、適切なサブプライミングとモニタリングのシステム、及びその施設の設計が外部に設置されるべきである。	

付録 技術要件の比較

	日本	ドイツ	英国	米国	
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	<p>放射線管理事業者の職人職に基づく管理に必要な数量等の機器を備えること。</p> <p>3. 管理区域の区分 管理区域は、放射線、空気中の放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の放射性物質の濃度の程度とよび必要に応じて適切に区分し、適切な出入り管理等が行われる設計であること。</p> <p>第十六条 放射線管理施設</p> <p>第十六条 事業所には、次に掲げることにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線管理事業者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線管理事業者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>ESR勧告「使用済燃料及び放射性放射性廃棄物の乾式キャスク貯蔵に関するガイドライン」</p> <p>9. 貯蔵施設内の放射線モニタリング ・放射線防護モニタリング ・放射線防護エリア ・放射線防護エリアは、代表点でのガンマ線と中性子の線量をモニタリングし、少なくとも月に一回文書化しなければならない。</p> <p>・貯蔵施設での作業においては、公式の線量計に加えて、いつでも結果を読み取ることができ、最新技術に準拠している線量計を使用する必要がある。</p> <p>・放射線測定装置は、測定目的の要件を満たし、それらの機能的性能について試験され、定期的に点検されなければならない。</p> <p>・貯蔵中の放射線モニタリング ・ガンマ線計は中性子計から生じる局所線量率は代表的な箇所（例えば、貯蔵施設の境界フェンス）で測定されなければならない。</p>	<p>安全評価原則(Safety Assessment Principles(SAPs))</p> <p>§7. 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況) 施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設けるべきである。</p> <p>被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。</p>	<p>10CFR72.22および10CFR72.2215「使用済燃料乾式貯蔵システム及び設備に関する標準審査プラン」</p> <p>10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」 §72.126「放射線防護の基準」において、従事者が被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護系統を設置することが要求されている。また、従事者の被ばく管理のための設計手段として、以下を含める必要があるとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスを必要とするシステムに放射性物質が蓄積するのを防ぐこと ・アクセスが必要なシステムを解放すること ・ES&IまたはM&I内の潜在的な汚染または高放射線区域へのアクセスを管理すること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・放射性物質の全く作業を行う時間を必要最小限にすること（例えば、操作を容易にするための十分なスペースの確保、修理および交換を容易にするための機器設計） <p>また、以下の事項も要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中および排出物中の放射性物質濃度が設定値を超えた場合、作業者に警告するための放射線警報システムをアクセス可能な作業区域に設けること ・通常運転および事故条件下での排水中の放射性核種の量を測定するための排水および放射線モニタリングを設けること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・通常運転中の排水に含まれる放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低いレベルに制限する手段を設計すること 	
V 放射線管理及び保安	<p>第十七条 放射線管理施設</p> <p>第十七条 放射線管理施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、必要に応じて、当該放射線管理施設において発生する放射性物質を処理する能力を有する廃棄施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。</p> <p>第十八条 放射線管理施設には、十分な容量を有する放射性廃棄物を保管廃棄する施設を設けなければならない。</p> <p>第十三条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する取扱い（昭和三十一年法律第三十四号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>第十四条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する取扱い（昭和三十一年法律第三十四号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>第十五条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線管理事業者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線管理事業者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>第十六条 事業所には、次に掲げることにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線管理事業者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線管理事業者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>§7. 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況) 施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設けるべきである。</p> <p>被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。</p>	<p>10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」 §72.126「放射線防護の基準」において、従事者が被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護系統を設置することが要求されている。また、従事者の被ばく管理のための設計手段として、以下を含める必要があるとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスを必要とするシステムに放射性物質が蓄積するのを防ぐこと ・アクセスが必要なシステムを解放すること ・ES&IまたはM&I内の潜在的な汚染または高放射線区域へのアクセスを管理すること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・放射性物質の全く作業を行う時間を必要最小限にすること（例えば、操作を容易にするための十分なスペースの確保、修理および交換を容易にするための機器設計） <p>また、以下の事項も要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中および排出物中の放射性物質濃度が設定値を超えた場合、作業者に警告するための放射線警報システムをアクセス可能な作業区域に設けること ・通常運転および事故条件下での排水中の放射性核種の量を測定するための排水および放射線モニタリングを設けること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・通常運転中の排水に含まれる放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低いレベルに制限する手段を設計すること 	
要件 9 放射性廃棄物の貯蔵及び排出管理	<p>貯蔵施設は、その貯蔵に伴い発生する放射性廃棄物を適切に処理する旨により、周辺区域へ放出する放射性物質の濃度を合理的に達成可能な限り低くする設計であること。</p>	<p>第十三条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する取扱い（昭和三十一年法律第三十四号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>第十四条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する取扱い（昭和三十一年法律第三十四号）第三十二条第二号に規定する処理を行うための施設を設けなければならない。</p> <p>第十五条 放射線管理施設には、必要に応じて、次に掲げることにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線管理事業者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線管理事業者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>§7. 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況) 施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設けるべきである。</p> <p>被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。</p>	<p>10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」 §72.126「放射線防護の基準」において、従事者が被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護系統を設置することが要求されている。また、従事者の被ばく管理のための設計手段として、以下を含める必要があるとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスを必要とするシステムに放射性物質が蓄積するのを防ぐこと ・アクセスが必要なシステムを解放すること ・ES&IまたはM&I内の潜在的な汚染または高放射線区域へのアクセスを管理すること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・放射性物質の全く作業を行う時間を必要最小限にすること（例えば、操作を容易にするための十分なスペースの確保、修理および交換を容易にするための機器設計） <p>また、以下の事項も要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中および排出物中の放射性物質濃度が設定値を超えた場合、作業者に警告するための放射線警報システムをアクセス可能な作業区域に設けること ・通常運転および事故条件下での排水中の放射性核種の量を測定するための排水および放射線モニタリングを設けること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・通常運転中の排水に含まれる放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低いレベルに制限する手段を設計すること 	
要件 10 放射性廃棄物の貯蔵	<p>1. 貯蔵施設は、放射性廃棄物の放出の経路における放射性物質の濃度を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>2. 貯蔵施設は、貯蔵エリアの排気口において空気中の放射性物質の濃度を適切に監視するための対策が講じられていること。</p> <p>3. 放射性物質の放出の可能性に応じ、周辺環境における線量率、放射性物質の濃度を監視するための適切な対策が講じられていること。</p>	<p>第十六条 事業所には、次に掲げることにより、放射線管理施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射線から放射線管理事業者を防護するため、線量を監視し、及び管理する設備を設けること。</p> <p>二 事業所及びその境界付近における放射性物質の濃度及び線量を監視し、及び測定する設備を設けること。</p> <p>三 放射線から公衆及び放射線管理事業者を防護するため、必要な情報を適切な場所に表示する設備を設けること。</p>	<p>§7. 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況) 施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設けるべきである。</p> <p>被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。</p>	<p>10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」 §72.126「放射線防護の基準」において、従事者が被ばくする可能性がある区域と作業の全てについて、放射線防護系統を設置することが要求されている。また、従事者の被ばく管理のための設計手段として、以下を含める必要があるとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アクセスを必要とするシステムに放射性物質が蓄積するのを防ぐこと ・アクセスが必要なシステムを解放すること ・ES&IまたはM&I内の潜在的な汚染または高放射線区域へのアクセスを管理すること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・放射性物質の全く作業を行う時間を必要最小限にすること（例えば、操作を容易にするための十分なスペースの確保、修理および交換を容易にするための機器設計） <p>また、以下の事項も要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中および排出物中の放射性物質濃度が設定値を超えた場合、作業者に警告するための放射線警報システムをアクセス可能な作業区域に設けること ・通常運転および事故条件下での排水中の放射性核種の量を測定するための排水および放射線モニタリングを設けること ・アクセスが必要な区域の汚染を測定し管理すること ・通常運転中の排水に含まれる放射性物質の放出が合理的に達成可能な限り低いレベルに制限する手段を設計すること 	
要件 11 使用済燃料に関する考慮	<p>1. 貯蔵施設の設計に用いる使用済燃料の特性は、貯蔵しようにする使用済燃料の信頼性があるデータに基づき、安全裕度をもって適切に設定したものであること。</p> <p>2. 貯蔵する使用済燃料は、キャスクに収容する前に満たしていないことが適切な方法により確認されたものであること。</p>	<p>使用済燃料に対する考慮（貯蔵前の漏えいの確認等）に該当する要件は含まれていなかった。</p>	<p>§7. 放射線防護 通常運転 (計画被ばく状況) 施設の通常運転時に接近が許される場所には、放射線と放射性物質による被ばくに対する適切な防護を設けるべきである。</p> <p>被ばく評価の具体的な要件は記載されていないが、放射線防護の適切性を証明するセーフティケースの中で必要な評価が実施される。</p>	<p>使用済燃料については、密封機能で示した通り、10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」の §72.122「全般的な要件」において、貯蔵中の被覆管の著しい破損を引き起こす汚染を防止することが要求されている。NRCの2215「R.5.13 使用済燃料」においては、使用済燃料を「健全燃料」、「再稼働燃料」および「破損燃料」に分類することを求めている。「再稼働燃料」は、ビンホールまたはヘアラインクラックを含むこともあるが、著しい破損は含まない。「破損燃料」は、目視検査可能な劣化があると、場合によっては燃料が欠損し、燃焼安全・臨界安全に影響を及ぼすことが該当する。また、被覆管を燃料ベットの腐化による破損から保護するための手段として、貯蔵中燃料用カーボガス（アルゴン、窒素ガス、ヘリウム等）で不活性雰囲気を作成することも要求している。</p>	
要件 12 キャスクの内部空間の空気質に対する考慮	<p>貯蔵施設に貯蔵するキャスクは、バクテリア、使用済燃料等の健全性を維持するために、不活性ガスが適切に充填される設計であること。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
要件 13 キャスクの取扱いに対する考慮	<p>キャスク等を取り扱う設備は、これらの基本的な安全機能に影響を及ぼす、落下、衝突等を防止する適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第六條 放射線管理施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 近頃の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある公衆への影響が軽微に定めて許されるべきである。</p> <p>3 安全上重要な施設は、その用途中に当該安全上重要な施設に重大な影響を及ぼすおそれがある地震による影響によって作用する能力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 安全上重要な施設は、前述の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>9. 1 内部ハザードにおいて、貯蔵施設のクレーン等の運転については、運転上の全ての作業を分析し、キャスクに對する最も高い機械的応力が発生するシナリオを識別する必要があるとしている。</p>	<p>NRCの2215「4.構造評価」では評価の際に考慮すべき負荷について定めている。事故状態におけるシナリオとして、装置および移送プロセス中のキャスクの取り扱い、地震、洪水、および風の影響から生じる可能性があるキャスク落下（移送キャスクを含む）または転倒を安全解析において考慮する必要があるとしている。</p>	
要件 14 火災、爆発に対する考慮	<p>貯蔵施設は、火災・爆発の発生を防止し、かつ、万一の火災・爆発の発生時にその拡大を防止するとともに、基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第四條 放射線管理施設は、火災又は爆発により当該放射線管理施設の安全機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講ずるものではない。</p> <p>一 火災及び爆発の発生を防止すること。</p> <p>二 火災及び爆発の発生を早期に検知し、及び消火すること。</p> <p>三 火災及び爆発の影響を軽減すること。</p>	<p>8. 4 火災防護において主に以下の事項を要求している。</p> <p>・燃焼発生中および発生後も、閉じ込めや遮断機能が維持される必要がある。別途定められた線量限度を遵守するより少なくとも一つの閉じ込めバリアが存在し、キャスクへの火災影響を十分に制限しなければならない。</p> <p>・貯蔵施設に可燃性物質を置く場合は火災の発生から、防火対策(FDA, 4100「建材及び部材の燃焼挙動」)およびFIA 2101「原子力発電所の防火」)の最も厳しい要件で設計しなければならない。貯蔵エリア以外では、施設からの避難距離の長さ125m以下、貯蔵エリアでは120m以下に設計する必要がある。</p> <p>・直下の施設内に可燃性消火設備を設置する。消火設備は可能性のある燃焼荷（積炭など）を考慮する。</p>	<p>火災・爆発については、10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」の §72.122「全般的な要件」において主に以下の事項が要求されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要なSSは、想定される火災や爆発が生じた状況においても安全機能を有効に維持できるよう設計・設置すること。 ・ES&IはSSSとできる限り分離し、特に放射性物質の漏洩による安全管理の維持に不可欠な機能については、不燃性かつ耐火性の材料を使用すること。 ・火災・爆発は安全上重要なSSにおける影響を最小限に抑えるために十分な燃焼・火災検知、警報、消火装置を設計・設置すること。 ・ES&I等の設計においては、消火装置の燃焼又は爆発によって生じる可能性がある影響に対する防護措置を講ずること。 	
要件 15 冷却用空気循環装置等の冷却不全の発生を防止し、かつ、万一の冷却不全発生時に基本的な安全機能を維持する観点から適切な対策が講じられた設計であること。	<p>第十四条 放射線管理施設は、次に掲げることにより、放射性廃棄物を管理する施設を設けなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物を管理するために必要な容量を有するものとする。</p> <p>二 管理する放射性廃棄物の性状を考慮し、適切な方法により当該放射性廃棄物を管理するものとする。</p> <p>三 放射性廃棄物の腐蝕及び放射線の照射により発生する熱によって過熱するおそれがあるものは、冷却のための必要な措置を講ずるものとする。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	
要件 16 電源喪失に対する考慮	<p>貯蔵施設は、外部電源喪失に対して、安全機能の観点から適切な対策が講じられた設計であること。</p>	<p>第十八条 放射線管理施設には、外部電源系統からの電気の供給が停止した場合において、監視設備その他の必要な設備に使用することができる不備電源を設けなければならない。</p>	<p>8. 3 電気設備において主に以下の事項を要求している。</p> <p>・貯蔵施設に対しては、通常時電源、予備電源、および無停電電力供給を提供できなければならない。通常時電源システムは、貯蔵場所の運用および重要インフラへの給電に使用される。予備電源システムおよび無停電電源システムは、重要設備への電源を提供する。照明および監視システムの一部は、不備電源システムに接続する必要がある。</p> <p>・防護目的の維持のための信頼的な安全システムが必要とされます。あらゆる電線を何層にも多重化し、中断できるため、安全上重要な意味で、予備電源は単線で構成されているものも十分である。なお、無停電電源は安全装置、安全照明、警報機、単台によっては重要なデータ処理機、放射線測定器への電力供給を行う。</p> <p>・安全上重要な装置では、保護目標を達成するために自動的な安全システムは必要なく、運行中のすべての活動をリスク無く中断できるため、予備電源は単一系統でよい。</p> <p>・無停電電源システムは、セキュリティシステム、非常照明、重要なITシステム、放射線測定システムに給電できる必要がある。</p>	<p>ES&I: 4. 工学的原則 安全関連系統の非強制制 電源 安全関連系統の非強制制は、信頼性・使用可能性が運行中の機能と整合した電源から操作されるべきである。 ES&I: 3. 必要サービス 能力、耐久性、使用可能性及び信頼性 ・安全上重要な装置では、保護目標を達成するために自動的な安全システムは必要なく、運行中のすべての活動をリスク無く中断できるため、予備電源は単一系統でよい。 ・無停電電源システムは、セキュリティシステム、非常照明、重要なITシステム、放射線測定システムに給電できる必要がある。</p>	<p>電源喪失については、10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」の §72.122「全般的な要件」において主に以下の事項が要求されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・セキュリティリタイアサービス系統は非常事態に対応できる設計とすること。安全上重要なセキュリティリタイアサービス・配電系統の設計には、単一故障時でも安全機能を十分に確保・維持するために必要に応じて冗長設計や非強制制を含むこと。 ・緊急時のセキュリティリタイアサービスは、通常時と緊急時の供給源の切り替えを行う各系統の操作性と性能を操作手順も含めて試験し、関連する安全系統が機能できるように設計すること。 ・日電機又は一次電源回路が使用不能になった場合においても、安全な貯蔵条件を維持し、安全な貯蔵に不可欠な計器、ユーティリティサービス設備、中央警備所、運転監視の全ての系統を継続的に機能できる十分な非常用電力が安定的に連続供給される措置を講ずること。
要件 17 共用に関する考慮	<p>貯蔵施設の安全上重要な施設のうち、当該貯蔵施設以外の原子力施設との間又は当該貯蔵施設内で共用するものについては、その機能、構造等から判断して、共用によって当該貯蔵施設の安全機能を損傷するおそれがある場合には、共用しないことであること。</p>	<p>第十一条 安全機能を有する施設は、その安全機能の重要性に応じて、その構造が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全機能を有する施設を他の原子力施設に共用し、又は安全機能を有する施設に属する設備を他の放射線管理施設に共用する場合には、放射線管理施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p> <p>3 安全機能を有する施設は、当該施設の安全機能を確保するための構造又は修理が可能なものでなければならない。</p> <p>4 安全上重要な施設又は当該施設が属する高放射線放射線管理施設の安全機能を損傷するおそれがある場合には、多量性を有しなければならない。</p>	<p>10. において主に以下の事項が定められている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転中の他の原子力施設に接続する貯蔵施設については、インフラの共有が許される。 ・計画制御システムおよび機器 ・電線モニタリングシステム ・物理的保護システム ・電気供給を含む構体の供給および処分 ・人的 ・動物 <p>貯蔵する場合、貯蔵施設の構造が安全な観点から許容できない方法にならないことを確保すること。また、キャスク監視システムのディスプレイも貯蔵施設に表示されるよう設計すること。</p>	<p>ES&I: 4. 工学的原則 必要サービス 他施設との共有 他施設との共有は、その供給の適切性の評価に当たっては、共用の影響を考慮に入れるべきである。</p>	<p>共用については、10CFR72サブパートF「一般的な設計基準」の §72.122「全般的な要件」において、安全上重要なSSCについては、その安全機能（事故時における安全な燃焼への復旧能力を含む）が、ES&I、M&I、および他施設の間でそれぞれにおいて損なわれない限り、共用されるべきでないことが示されている。</p>

