

令和元年度原子力規制庁請負成果報告書

乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査

L9-83WK010 改正 0

三菱重工業株式会社
令和 2 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。

令和元年度乾式貯蔵に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書概要

1 業務件名

令和元年度乾式貯蔵に対する深層防護概念の適用に係る調査

2 概要

乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用事例について諸外国の事例を調査し、貯蔵施設技術要件との比較検討を実施する。また、深層防護概念の設計実用化例として既に国外乾式貯蔵施設において採用実績のある二重壁キャニスタについて調査する。

3 実施内容

(1)乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査

乾式貯蔵施設の実績又は計画がある国の貯蔵施設技術要件における深層防護概念の取り込み状況及び当該概念の貯蔵施設への反映状況について調査する。調査対象国は24カ国（下表参照、但し日本除く）

(2)二重壁キャニスタに係る調査

深層防護概念に基づく技術要件が乾式貯蔵施設設計に反映された例である二重壁キャニスタを採用しているチェルノブイリ原子力発電所構内ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュール及びサイズウェルB原子力発電所の乾式貯蔵施設の調査を実施した。前者については施設サイト及び規制機関の訪問調査を実施した。

4 実施期間

令和元年7月～令和2年3月

5 実施成果

(1)乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査

1)各国の情報整理

国名	乾式貯蔵法令、規則有無	法令・規則への深層防護の概念規定有無*1	乾式貯蔵施設の情報		深層防護を反映した設備・運用有無	備考
			貯蔵方式*2	収納物*3		
日本	○	△	MS,MD,C,V	SFI,HW	○	
アルゼンチン	△(原子力全般)	○	S2	SFI	○	
ベルギー	△(原子力全般)	○	MD	SFI,SFD	○	
ブルガリア	○(湿式含む)	○	MD	SFI	○	
カナダ	△(廃棄物含む)	○	S2,S3,MS※	SFI	○	※乾式貯蔵コテナ
中国	○(湿式含む)	○	S3	SFI	○	
チェコ	△(安全解析書)	○	MD	SFI	○	
フィンランド	△(湿式,埋設含)	○	—	—	—	貯蔵施設設計画無し
フランス	○(原子力全般)	○	V	SFI	○	
ドイツ	○	△	MD	SFI,SFD,HW	○	
ハンガリー	○	○	V	SFI	○	
イタリア	×	—	MD(1-2基)	SFI	不明	許認可中
韓国	○(湿式含む)	△	S3	SFI	○	
リトアニア	○	○	MD	SFI	○	
ルーマニア	○	○	S3	SFI	○	
ロシア	○(湿式含む)	△	V	SFI	○	
スロバキア	△(湿式含む)	○	V	SFI	一部	貯蔵施設設計画のみ
スロベニア	△(原子力全般)	○	C	SFI	○	貯蔵施設建設中
南アフリカ	△(原子力全般)	○	MD	SFI	○	
スペイン	○(HLW含む)	○	MD,C,V	SFI,SFD,FD,HW	○	
スイス	○	○	MD	SFI,HW	○	
台湾	○	△	C	SFI	○	
ウクライナ	○	○	S1,C	SFI,SFD	○	既設の他建設中
英国	○(湿式含む)	○	C	SFI	○	
米国	○	△	C,S1,V,U他	SFI,SFD,FD,HW	○	

*1: ○:規則に深層防護の適用を明記、△:規則に深層防護概念を間接的に考慮、×:規則に深層防護概念を考慮せず

2: MS:金属キャスク(貯蔵専用)、MD:金属キャスク(輸送貯蔵兼用)、C:コンクリートキャスク、S:サイロ(S1:横型(NUHOMS)、S2:コンクリートキャニスタ、S3:MACSTOR)、V:ボルト、U:半地下貯蔵方式 *カナダ AECL の貯蔵システム

*3: SFI:使用済燃料(健全)、SFD:使用済燃料(破損燃料含む)、FD:燃料デブリ、HW:ガラス固化体

2)各国の深層防護適用例(主なもの)

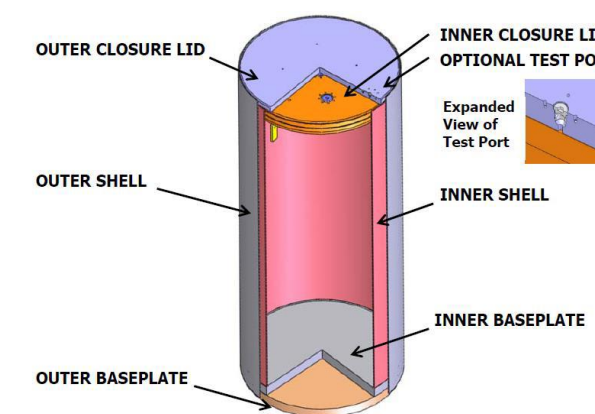
◎:日本の技術要件でも規定しているもの。

深層防護レベル	施設	運用	備考
レベル1 異常/故障防止	—	—	—
レベル2 異常/故障検知、修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ■閉じ込め障壁多重化◎※1 ・燃料被覆管+容器(キャスク、キャニスタ)、ボルト収納管 ・容器蓋の多重化 ■遮蔽障壁多重化(容器+建屋) ■受動的安全設備 ・自然空冷システム◎ ※1 我が国の要件では閉じ込め障壁多重化は直接規定していない。	<ul style="list-style-type: none"> ■装荷前燃料健全性確認◎ ■貯蔵中監視、検査 ・漏洩監視(金属キャスク蓋間圧力◎、ボルト収納管等) ・放射線監視◎、温度監視◎ ・貯蔵中検査 ■定期的安全レビュー◎ ・経年劣化評価 ■経年劣化サーベイランス※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・キャニスタの直接漏洩監視事例は無し(英国サイズウェルBで試運用の情報あり) ※2 スペイン、台湾他一部の国で実施
レベル3 事故制御 (重大事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ■非常用電源◎ ■換気システムフィルタ ■異常時の強制冷却システム ■貯蔵モジュール等(放出及び外部事象障壁) 	<ul style="list-style-type: none"> ■放射能監視◎ ■緊急時対応計画◎ 	
レベル4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> ■換気システムフィルタ ■貯蔵モジュール等(放出及び外部事象障壁) 	<ul style="list-style-type: none"> ■放射能監視◎ ■緊急時対応計画◎ 	

(2)二重壁キャニスタに関する調査

1)DWC(二重壁キャニスタ)の設計及び運用

項目	サイズウェルB	チェルノブイリ ISF-2
貯蔵システム	コンクリートキャスク	横型サイロ
DWC 製造者	Holtec	Holtec
貯蔵燃料	健全燃料のみ	破損燃料含む
収納燃料/体数	PWR 燃料/24 体	RMBK 燃料/186 体
材質	SUS316L	低炭素ステンレス鋼
寸法	全長、外径 不明 外壁肉厚 9.5mm※ 内壁肉厚 12.7mm※ ※類似施設(HPC)情報	全長 4444mm 外径 1876.4mm 内外壁寸法不明
内部雰囲気	He	He
設計貯蔵期間	100年	100年
二重壁の位置付け	外壁は腐食障壁 (閉じ込め障壁ではない)	二重閉じ込め障壁 (破損燃料貯蔵のため)
貯蔵中検査	密封監視(表面温度法)	通常のキャニスタと同様



二重壁キャニスタ(DWC)の構造

2)現地訪問調査(チェルノブイリ ISF-2 サイト及びウクライナ規制機関)

DWC を採用した ISF-2 サイトと規制機関(国家原子力規制監督局:SNRIU)を訪問し、実物確認並びに聞き取り調査を行い、情報を収集した。(2020年2月17日～20日) (別紙に詳細を記載)

(3)まとめ

■調査した24か国のほぼすべてが乾式貯蔵に深層防護概念を取り入れた規制を採用し、それに従った設計及び運用を行っている。

■深層防護の内容は、我が国のそれと大きな違いはない。我が国にないものとしては、事故時に備えた換気フィルタ設置、経年劣化監視のためのサーベイランスが一部の国で取り入れられている。

■チェルノブイリ ISF-2 の DWC は、破損燃料を貯蔵するために多重の閉じ込め障壁を要求する IAEA 標準に適合するようにしたもので SCC 対策に主眼を置いたものではないことが確認された。

チェルノブイリ ISF-2 の二重壁キャニスタ(DWC)現地訪問調査概要

1.概要

深層防護概念に基づく技術要件が乾式貯蔵施設設計に反映された例である二重壁キャニスタ (DWC) を採用しているチェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュールについて、導入経緯、規制要件、設計並びに運用及び技術課題等を調査するため施設サイト及び規制機関を訪問し情報収集を行った。

2.調査期間 : 2020年2月17日～2月20日

3.調査メンバー

- ・原子力規制庁殿 (NRA)
- ・三菱重工業株式会社 (MHI)

4.調査日程

月日	場所 (訪問先)	目的	出席者
2月17日(月)	キエフ	事前打合せ	NRA,MHI 他
2月18日(火)	チェルノブイリ ISF-2	DWC 他施設調査	SNRIU*、NRA,MHI 他
2月19日(水)	SNRIU 本部(キエフ)	規制要件等質疑	SNRIU*、NRA,MHI 他
2月20日(木)	キエフ	入手情報の確認・整理	NRA,MHI 他

* State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine (ウクライナ国家原子力規制監督局)

5.調査結果

(1)チェルノブイリ ISF-2 サイト訪問調査

- チェルノブイリ発電所 (RBMK 炉) で発生した使用済燃料(21228 体) は、現状湿式貯蔵施設 (ISF-1) で保管中
ISF-2 での保管は下記の手順 (概略) で行う。
 - 1) ISF-1 から ISF-2 のホットセルへ移送用キャスク (9 体収納可能) に入れて使用済燃料を輸送。
 - 2) RBMK 使用済燃料は上下 2 段のそれぞれ全長 3.6m の燃料バンドルが直列に繋がりさらに上部にはエクステンションロッドがある構造となっている。
 - 3) ホットセルに輸送した使用済燃料をキャスクから取り出し、エクステンションロッド、上部バンドル、下部バンドルの 3 つの部分に切断。
(今回はホットセル稼働直前のコールド試験中であり、セル内部に立ち入りが可能で、セル内に入域し燃料切断のモックアップを見学した。)
 - 4) 切断した使用済燃料を筒状の収納管に入れる。
 - 5) 収納管 (使用済燃料入り) をキャニスタのバスケットに挿入する。
 - 6) キャニスタの蓋が二重になっており、仮蓋状態で真空引き、乾燥を行う。ヘリウムを充填後に蓋を順次溶接する。
 - 7) ホットセルにてキャニスタをキャニスタ取扱装置に入れて貯蔵エリアまで輸送。
 - 8) 輸送したキャニスタ CSM(コンクリート製貯蔵モジュール)内に収納する。
- CSM は、放射線遮蔽、雨風を遮るとともに自然対流で冷却を行う。
- ISF-1 から ISF-2 への移送は 2020 年春に始まる予定であり、2025 年を目途に全ての使用済燃料を CSM 内に収納する。
- ISF-2 は、キャニスタが二重の閉じ込め障壁になっているので、破損燃料も貯蔵できる。
- ISF-2 は、最長 100 年貯蔵を行うことで計画している。



使用済燃料中間乾式貯蔵施設(ISF-2)



貯蔵エリア全景

(2)ウクライナ規制機関 (SNRIU) 訪問

DWC 導入経緯や規制要件、技術課題等について聞き取り調査を行った。要点は次のとおり。

- ウクライナは日本と異なり施設は海から離れた場所に立地しており、海塩による SCC の懸念は小さいと考えている。一方で、中間貯蔵として最長 100 年行うことを踏まえ、IAEA の基準に従い 2005 年に二重の閉じ込め障壁を規制要求とした。ISF-2 では破損燃料も貯蔵するため、燃料被覆管が第一の放射性物質閉じ込め障壁にならないことから、収納容器側を二重化する必要があった。これに対応する唯一の技術として Holtec 社の二重壁キャニスタ (DWC) を採用した。一方、先行した同国サポロジェ貯蔵施設は、健全燃料のみを貯蔵することから、キャニスタは一重壁である。
- DWC の製造メーカーである Holtec 社が提案している内外壁間の圧力測定による漏洩監視の計画について確認したが、そのような計画はないとの回答。圧力計を設けると DWC 外壁に貫通部が生じるので、それによって多重の閉じ込め障壁の信頼性を損なう可能性があるとしている。
- DWC の材質は SCC のリスクを下げるために低炭素含有ステンレス鋼を採用している。現有データからは、ISF-2 の設置場所の環境条件では SCC を考慮する必要はないと考えている。しかし、20-30 年のデータはあるが、100 年のデータがないため 100 年間のリスクを無視することはできないので DWC の貯蔵中監視を定期的に行うとのこと。また、SNRIU は DWC の内壁を外壁によって外部環境から隔離することが SCC に対する最も効果的な対策と考えている。
- ピンホール燃料を貯蔵する場合の問題については、貯蔵前に燃料棒内部の水分を取り除くことで貯蔵できるとしている。また乾燥時のキャニスタ分圧 (圧力上昇率) で乾燥度を管理している。
- 貯蔵中の監視方法については、放射線(中性子束)レベル、温度、キャニスタ外壁の状態、漏洩有無の抜取チェックでこれらのデータから使用済燃料の状態を間接的に評価するとしている。
- DWC 特有の大きな技術課題は現時点では認められないが、今後、DWC の蓋を開けて調べることも含めて定期的に確認を行いデータの蓄積を図る予定とのこと。
- 除熱性能上の規制要件は、通常時及び異常時の燃料温度が許容温度を超えないことである。除熱性能は DWC の内外壁ギャップの大きさに依存するが、最も保守的なキャニスタ内燃料配置の熱解析結果に基づいてギャップ量を設定している。また、DWC の内外壁ギャップは製造段階で平均値を管理している。
- 使用済燃料は乾式貯蔵の規制要件にしたがい、不活性ガス(He ガス)中で貯蔵する。DWC 内部圧力基準は装荷する燃料の発熱量に応じて個別に設定している。また、内外壁間の圧力は正圧としている。

- 目 次 -

1.序論	1-1
1.1 概要	1-1
1.2 実施内容	1-1
1.3 実施期間	1-2
1.4 実施体制	1-2
2.調査結果	2.1-1
2.1 乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査	2.1-1
2.1.1 調査要領	2.1-1
2.1.2 調査結果の概要	2.1-2
2.1.3 各国の乾式貯蔵における深層防護概念	2.1-5
2.1.4 深層防護の国内事例との比較レビュー	2.1-317
2.2 二重壁キャニスタに係る調査	2.2-1
2.2.1 文献調査	2.2-1
2.2.1.1 チェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 の二重壁キャニスタ	2.2-1
2.2.1.2 サイズウェル B 原子力発電所乾式貯蔵施設の二重壁キャニスタ	2.2-14
2.2.2 現地訪問調査	2.2-22
3.まとめ	3-1
付録-1 深層防護の観察と詳細な歴史 (ML13277A421) の要訳	付録 1-1

参考文献

1.序論

1.1 概要

本事業では、乾式貯蔵施設に対する深層防護※概念の適用事例について諸外国の事例を調査し、国内乾式貯蔵施設技術要件との比較検討を実施した。また、深層防護概念の設計実用化例として既に国外乾式貯蔵施設において採用実績のある二重壁キャニスタについて調査した。

※乾式貯蔵施設における深層防護概念適用の一例

第一層：通常運転時の違反防止

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

(「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」ウクライナ)

1.2 実施内容

(1) 乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査

乾式貯蔵施設の実績又は計画がある国の貯蔵施設技術要件における深層防護概念の取り込み状況及び当該概念の貯蔵施設への反映状況について調査を実施した。

深層防護の概念が乾式貯蔵施設の技術要件として具体的にどのように規定されているか、また、当該技術要件が実際の貯蔵施設の運用や基本的安全機能（密封機能、遮蔽機能、除熱機能、臨界防止機能）維持等の観点から施設設計へどのように反映されているのか事例を抽出した。

また、抽出した技術要件、施設設計及び施設運用について国内事例との比較レビューを実施し、深層防護概念の階層ごとに分類した上で比較表に整理した。なお、深層防護概念における階層の分類方法は複数考えられるため、比較表作成にあたっては規制庁と作成方針を協議の上で作成作業を実施した。

調査対象とする乾式貯蔵施設の方式は、金属キャスク貯蔵方式、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、半地下貯蔵方式とし、貯蔵対象物は使用済燃料、ガラス固化体、燃料デブリ、破損燃料とし、調査対象国は以下に示す国とした。

調査対象国：

アルゼンチン、ベルギー、ブルガリア、カナダ、中国、チェコ、フィンランド、フランス、ドイツ、ハンガリー、イタリア、韓国、リトアニア、ルーマニア、ロシア、スロバキア、スロベニア、南アフリカ、スペイン、スイス、台湾、ウクライナ、英国、米国

(2) 二重壁キャニスタに係る調査

深層防護概念に基づく技術要件が乾式貯蔵施設設計へ実際に反映された例である二重壁キャニスタについて調査を実施した。

チェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュール及びサイズウェルB原子力発電所の乾式貯蔵施設に採用されている二重壁キャニスタに関して、乾式貯蔵実施事業者及び二重壁キャニスタ設計製造法人等を対象に海外現地調査（最大二か国）を含めた調査を実施する。調査結果については、(1)で作成する比較表を踏まえて、深層防護概念に係る技術要件の設計への反映の観点で整理した。

なお、調査は以下の項目に即して実施し、現地調査については規制庁と協議の上で事前に質問事項を取りまとめた上で実施した。

- ・ 本設計導入の目的、経緯
- ・ 許認可技術要件、設計基準、仕様等
- ・ 試験研究実績
- ・ 貯蔵実績
- ・ 使用前検査方法、供用中検査方法、モニタリング項目等
- ・ 技術的課題

1.3 実施期間

令和元年 7 月 23 日から令和 2 年 3 月 31 日

実施工程を表 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 実施工程表

	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月	
乾式貯蔵施設における 深層防護概念の適用に 関する調査		[計画]								
		8/9 ▼ (キックオフ)		10/24 ▼ (内容協議)						
二重壁キャニスタに 関する調査		[計画]							現地調査 (2/17~2/20)	
報告会の実施						12/5 ▼ (中間報告)			▼ (最終報告)	
成果報告書の作成								[計画]		

(凡例) □ : 計画、■ : 実績

1.4 実施体制

実施体制を図 1.4-1 に示す。

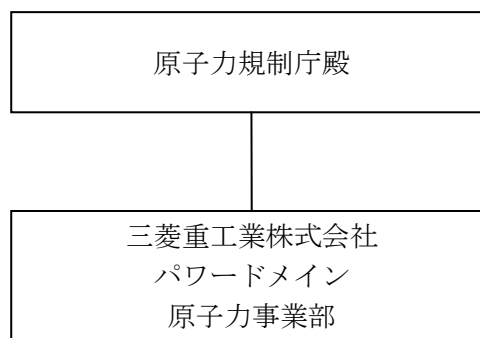


図 1.4-1 実施体制図

2.調査結果

2.1 乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査

2.1.1 調査要領

乾式貯蔵施設の実績又は計画がある国の貯蔵施設技術要件における深層防護概念の取り込み状況及び当該概念の貯蔵施設への反映状況について調査を実施した。

(1)調査対象国

次の 24 か国について調査を実施した。

アルゼンチン、ベルギー、ブルガリア、カナダ、中国、チェコ、フィンランド、フランス、ドイツ、ハンガリー、イタリア、韓国、リトアニア、ルーマニア、ロシア、スロバキア、スロベニア、南アフリカ、スペイン、スイス、台湾、ウクライナ、英国、米国

(2)調査内容

以下の項目について調査した。

- ①深層防護の概念が乾式貯蔵施設の技術要件として具体的にどのように規定されているか。
- ②当該技術要件が実際の貯蔵施設の運用や基本的安全機能（密封機能、遮蔽機能、除熱機能、臨界防止機能）維持等の観点から施設設計へどのように反映されているのか事例を抽出する。
- ③抽出した技術要件、施設設計及び施設運用について国内事例との比較レビューを実施し、深層防護概念の階層ごとに分類した上で比較表に整理する。

(3)調査対象

調査対象とする乾式貯蔵施設の方式は、金属キャスク貯蔵方式、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、半地下貯蔵方式とし、貯蔵対象物は使用済燃料、ガラス固化体、燃料デブリ、破損燃料とする。

(4)調査方法

①以下の Web サイトをインターネット検索し、公開情報を収集する。

- ・対象国の規制機関
- ・対象国の対象施設の事業主体
- ・対象国の対象施設に機器/施設を供給するメーカー
- ・IAEA
- ・WANO

②以下のキーワード（英語、現地語）からインターネット検索し、公開情報を収集する。

- ・ Spent fuel storage, ・ Dry storage facility, ・ HLW, ・ Licensing,
- ・ Regulatory requirements, ・ Safety function, ・ Redundancy, ・ Defence-in-depth.

2.1.2 調査結果の概要

(1)概要

表 2.1-1 に前述の方法で検索・収集した各国の情報の有無を整理した。イタリアを除く 23 か国については乾式貯蔵の技術要件を定める法令や規則等を入手した。イタリアについては現在小規模な研究炉燃料の乾式貯蔵施設の許認可が行われているが、それ以外の具体的な情報は入手できなかった。また、フィンランドは乾式貯蔵に対する技術要件はあるものの現時点では使用済燃料乾式貯蔵施設の計画そのものがないため施設設計や施設運用に関する情報はない。その他の国でも使用済燃料等の乾式貯蔵に特化した規制要件ではなく、原子力施設全般や放射線安全に関わる法令、規則を適用していると考えられるものが複数存在している。

なお、後述する各国が採用している貯蔵方式を次のとおり分類する。

- ①金属キャスク（貯蔵専用）
- ②金属キャスク（輸送・貯蔵兼用）
- ③コンクリートキャスク
- ④サイロ
 - ・水平型コンクリート貯蔵モジュール（横型サイロ）※1
 - ・コンクリートキャニスタ※2
 - ・MACSTOR※2
- ⑤ボールド
- ⑥半地下貯蔵方式※3

※1：米国 Holtec の NUHOMS システム

※2：AECL（カナダ原子力公社）が開発した貯蔵システム

※3：米国 Holtec の HI-STORM UMAX システム

(2)深層防護概念の階層分類

各国の乾式貯蔵施設において深層防護概念がどのように反映されているか整理するにあたり、まず深層防護の階層分類を定義する。

付録-1 に示すように深層防護概念における防護階層の分類については幾つかの方法が提案されているが、ここでは IAEA が発行した INSAG-10[UKR31]に従って整理する。

INSAG-10 では深層防護の概念を次のように定義している。

「深層防護は、通常時、想定異常時及び事故時において放射性物質と従事者、公衆及び環境の間に設ける複数の物理障壁を維持するための異なるレベルの装置や方法の階層構造によって構成される。」

この概念をより具体的に展開した原子力施設に対する各防護レベルとそれらに対応する事象（状態）を表 2.1-2 に示す。なお、この分類は元々原子力発電所に対して作られたものであるが、使用済燃料乾式貯蔵施設に対しても適用できる。しかし、使用済燃料等の乾式貯蔵施設に対して表 2.1-2 にあるレベル 5 は現実的に想定し難いので、本調査ではレベル 1 から 4 を考えるものとする。各国の乾式貯蔵施設に適用している深層防護概念はこの階層分類に従って整理した。

（注）個別の設計、運用がどのレベルに属するかは受注者の判断によるものとする。

表 2.1-1 対象各国の情報検索結果のまとめ

番号	国名	a.乾式貯蔵の法令、規則等	b. (a)の中に深層防護の規定有無(*1)	c.使用済燃料等の乾式貯蔵施設に関する情報 (施設名、貯蔵対象、貯蔵容量、貯蔵期間等)			d.(c)の中の(b)の深層防護を反映した設備、運用有無	備考
				情報有無	貯蔵方式(*2)	収納物(*3)		
0	日本	○	△	○	MS,MD,C,V	SFI,HW	○	
1	アルゼンチン(ARG)	△ (原子力全般)	○	○	S2	SFI	○	
2	ベルギー(BEL)	△ (原子力全般)	○	○	MD	SFI,SFD	○	
3	ブルガリア(BGR)	○ (湿式含む)	○	○	MD	SFI	○	
4	カナダ(CAN)	△ (廃棄物含む)	○	○	S2,S3,MS※	SFI	○	※乾式貯蔵コンテナ
5	中国(CHN)	○ (湿式含む)	○	○	S3	SFI	○	
6	チェコ(CZE)	△ (安全解析書)	○	○	MD	SFI	○	
7	フィンランド(FIN)	△ (湿式、埋設含む)	○	—	—	—	—	乾式貯蔵施設計画無し
8	フランス(FRA)	△ (原子力全般)	○	○	V	SFI	○	
9	ドイツ(DEU)	○	△	○	MD	SFI,SFD,HW	○	
10	ハンガリー(HUN)	○	○	○	V	SFI	○	
11	イタリア(ITA)	×	—	一部	MD (1-2 基)	SFI(SFD 有無は不明)	不明	許認可中
12	韓国(KOR)	○ (湿式含む)	△	○	S3	SFI	○	
13	リトアニア(LTU)	○	○	○	MD	SFI	○	
14	ルーマニア(ROU)	○	○	○	S3	SFI	○	
15	ロシア(RUS)	○ (湿式含む)	△	○	V	SFI	○	
16	スロバキア(SVK)	○ (湿式含む)	○	一部	V	SFI	一部	乾式貯蔵施設無(計画のみ)
17	スロベニア(SVN)	△ (原子力全般)	○	○	C	SFI	○	乾式貯蔵施設建設中
18	南アフリカ(ZAF)	△ (原子力全般)	○	○	MD	SFI	○	
19	スペイン(ESP)	○ (HLW 含む)	○	○	MD,C,V	SFI,SFD,FD,HW	○	
20	スイス(CHE)	○	○	○	MD	SFI,HW	○	
21	台湾(TWN)	○	△	○	C	SFI	○	
22	ウクライナ(UKR)	○	○	○	S1,C	SFI,SFD	○	建設中(ISF-2 は試運転中)
23	英国(GBR)	○ (湿式含む)	○	○	C	SFI	○	
24	米国(USA)	○	△	○	C,S1,V,U 他	SFI,SFD,FD,HW	○	

*1：○：規則に深層防護を適用することを明記している。△：深層防護の適用は明記していないが、個々の規則はその概念を考慮している。×：規則が深層防護原理を考慮していない。

2：MS：金属キャスク(貯蔵専用) MD：金属キャスク(輸送・貯蔵兼用) C：コンクリートキャスク S：サイロ(S1:横型(NUHOMS)、S2:コンクリートキャニスタ、S3:MACSTOR*) V：ボールド U：半地下貯蔵方式

*3：SFI：使用済燃料(健全) SFD：使用済燃料(破損燃料含む) FD：燃料デブリ HW：ガラス固化体

表 2.1-2 本調査で用いる原子力施設に対する深層防護の階層分類例[UKR31]

深層防護のレベル	防護の目的	放射能放出有無	事象（状態）
レベル 1	異常運転及び故障防止	無し	通常運転
レベル 2	異常運転の制御と故障検知	無し	想定異常事象
レベル 3	事故を制御して放射能放出を制限し、重大事故への進展を防止する。	有り (少量)	設計基準事故
レベル 4	重大事故を制御して施設外※への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	設計基準事故を超える 重大事故
レベル 5	施設外※に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	同上

※施設外とは乾式貯蔵施設が原子力発電所敷地内に設置される場合は、当該発電所外を指す。

2.1.3 各国の乾式貯蔵における深層防護概念

(1)アルゼンチン[ARZ1~12]

①概要

アルゼンチンでは1974年に運転を開始したアトーチャ(ATUCHA)原子力発電所1号機(圧力容器型重水炉(PHWR)、35.7万kW)と1984年に運転を開始したエンバルセ(EMBALSE)原子力発電所(カナダ型重水炉(CANDU)炉、60万kW)が運転中で、アトーチャ2号機(PHWR、74.5万kW)及び小型モジュール炉CAREM25が建設中(2016年時点)である。

アルゼンチンにおける2012年の全発電電力量は1299億kWh、構成比率は水力22.7%、火力70.8%で原子力は4.6%である。

放射性廃棄物管理に関しては、使用済燃料の最終的な管理はCNEA(アルゼンチン原子力委員会)が責任を有する。規制機関はARN(アルゼンチン原子力規制庁)である。

エンバルセ発電所では1993年からASECQと呼ぶ貯蔵施設で乾式貯蔵が行われている。使用済燃料は、バスケットと呼ばれる金属容器に収納して溶接密封し、そのバスケット(複数)をコンクリートキャニスタ(サイロ)と呼ぶ内面を鋼でライニングした鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールに収容して貯蔵する。コンクリートキャニスタはカナダのAECL(カナダ原子力公社)が開発した貯蔵システムで[CAN10]、1つのサイロにはCANDUの使用済燃料集合体60本を収納したバスケット(注)が9基収容される。バスケットを収容した鋼製管は溶接により密封される。図2.1-1にバスケットへの燃料装荷から貯蔵までの手順を示す。また、図2.1-2にサイロの構造を示す。

表2.1-3に主な設計仕様を示す。サイロの全数量は248基であるが、2018年時点で209基が満杯となっている。[ARZ6] 図2.1-3に貯蔵施設の全景を示す。サイロが設置された貯蔵場所は保安上の理由によって2重フェンスで囲まれている。

(注)ここでのバスケットは使用済燃料を収納する密封容器のことで通常のキャニスタに相当する。

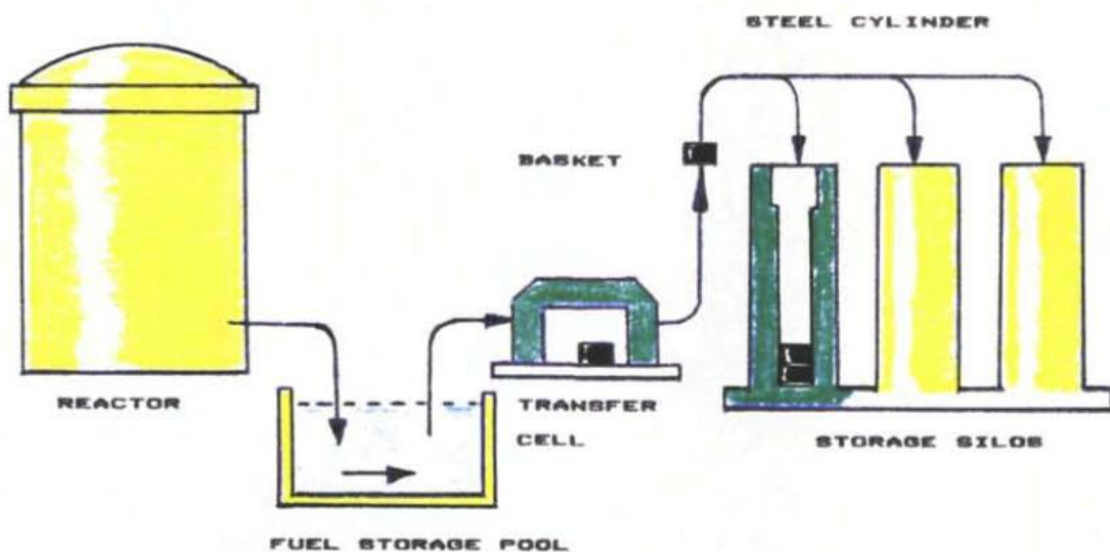


図 2.1-1 エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵の手順[ARZ7]

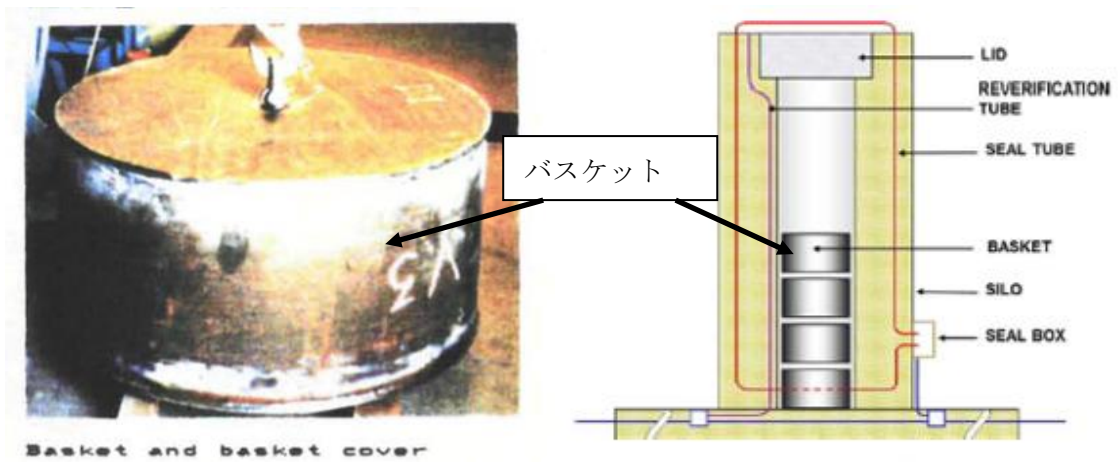


図 2.1-2 エンバルセ乾式貯蔵のサイロ構造[ARZ7、8]



図 2.1-3 エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵施設[ARZ3]

表 2.1-3 エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵施設の仕様[ARZ4、7]

項目	仕様	備考
コンクリートキャスタ (サイロ)寸法	<ul style="list-style-type: none"> ・全長：6.3m ・外径：約 3m 	鉄筋コンクリート製 (内面炭素鋼ライニング)
製造メーカー	INVAP	
設計貯蔵期間	50 年～100 年	1993 年から運用開始
発熱量	6kW/サイロ	
バスケット	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体：60 体収納 ・数量：9 基/サイロ ・内圧：0.5kg/cm² 	
燃料集合体	CANDU 燃料集合体 <ul style="list-style-type: none"> ・全長：495.3mm ・燃料棒本数：37 本 ・燃料被覆管：ジルカロイ 4 ・燃焼度：7.5～8.5MWd/t* ・貯蔵中燃料温度：200℃以下* 	CANDU600 タイプ
想定事象	地震、洪水、竜巻、爆発等*	

* [ARZ12]

また、アトーチャ 1 号機では、新しく使用済燃料乾式貯蔵施設を建設する計画がある。これは 1 号機のプール建屋に隣接して乾式貯蔵施設を作るというものである。この施設では使用済燃料 9 体を方形金属製容器（バスケット：キャニスタに相当）に収納し、このバスケット 2 基をステンレス鋼製サイロに収容する。幾つかのサイロには線量に加えて使用済燃料被覆管温度を測定する計測系が備えられる予定である。[ARZ4、6]

②技術要件

アルゼンチンには使用済燃料等の乾式貯蔵に特化した規制基準（技術要件）はなく、一般の原子力施設に対する放射性防護の基準と放射性廃棄物の取扱いに関する基準が適用される。表 2.1-4 にアルゼンチンの原子力施設における放射線防護基準を示す。また、表 2.1-5 に放射性廃棄物取扱いに関わる基準を示す。いずれも貯蔵施設の設計や運用に直接関係する可能性があるもののみを抽出している。さらに表 2.1-6 にはこれらを受けた放射性廃棄物の長期中間貯蔵の現状の規制を整理した。[ARZ2]

これらの規制要件の中で深層防護の原理が具体的に示されているものを挙げると次のようになる。

- ・クラス I 施設及びクラス II 施設の設計又は運転における事故を防止するとともに事故発生時の放射線影響を軽減できるようにすること。
- ・クラス I 施設の放射線リスクを見積もるために故障、故障の組合せ及び設計基準を超える事態を含むあらゆる想定事象を解析すること。
- ・クラス I 施設は必ず内部緊急時対応計画を備えること。
- ・放射性廃棄物は規制当局の要求を満足する従事者、公衆及び環境の適切なレベルの放射線防護と放射線源の安全を保証できるよう管理すること。
- ・放射性廃棄物は固定化し、パッケージは物理的、化学的に安定で劣化に耐え適切な遮蔽機能を持つこと。
- ・放射性廃棄物は外観検査ができるように貯蔵すること。
- ・貯蔵施設の設計及び運用は通常運用時の安全だけでなく洪水、地震、火災その他の事象を考慮すること。
- ・貯蔵施設は ARN の要求に従って換気、遮蔽、漏洩制御及び温度、湿度管理の適切な設備を備えること。

表 2.1-4 アルゼンチンの放射線安全に係る標準（主要部分） [ARZ13]

分類	条	内容
A.目的	1	放射線の有害な影響から公衆を適切なレベルで防護する。
B.範囲	2	この標準は法令に従い規制当局 (ARN:アルゼンチン原子力規制庁) が規制及び監督する全ての施設、活動等に適用される。 以下略
C.用語の説明	3~44	省略
D.基準	45,46	省略
	47	クラス I 施設とは以下を指す。 1.発電用原子炉 2.生産及び研究炉 3.臨界集合体 4.臨界になる可能性がある原子力施設※ ※使用済燃料貯蔵施設が含まれる。 5.以下略
	48	省略 (クラス II 施設)
	49	省略 (クラス III 施設)
	50~88	省略
	89	放射線防護システムの設計が、従事者の年間線量が 5mSv 以下で公衆の年間線量 100 μ Sv 以下、かつ 1 年間の集団線量が 10Sv 人以下を保証する場合は規制当局が求めなければシステムの最適化を行う必要はない。
	91~96	省略
D3.3.1 従事者の線量制限値	97	従事者の線量制限値は以下のとおり。 年間の実効線量制限値は 20mSv でこの値は 5 年間の平均値に対して適用される (5 年間で 100mSv 以下) が、1 年間に 50mSv を超えないこと。 従事者の眼の水晶体の等価線量の制限値は年間 20mSv (施設の通常運転時) でこの値は 5 年間の平均値に対して適用される (5 年間で 100mSv 以下) が、1 年間に 50mSv を超えないこと。 皮膚の等価線量の制限値は年間 500mSv。
	98~103	省略
D3.3.2 公衆の線量制限値	104	公衆の線量制限値は、集団の平均線量に適用する。
	105	年間の実効線量の制限値は全身に対して 1mS、眼の水晶体に対して 15mSv、皮膚に対して 50mSv。
	106	省略
	107	クラス I 施設及びクラス II 施設の設計又は運転における事故を防止するとともに事故発生時の放射線影響を軽減できるようにすること。

	108	クラス I 施設の放射線リスクを見積もるために故障、故障の組合せ及び設計基準を超える事態を含むあらゆる想定事象を解析すること。
	109~111	省略（クラス I 施設の設計における事故発生確率の設定）
D5 放射性廃棄物管理	112~114	省略（廃棄物の最終処分）
D6 運転要件	115	省略
	116	施設の運転は線量が合理的に達成可能な限り低くなるよう計画すること。
	117	運転要領書を作成して最新版を保管すること。
	118	省略
	119	従事者の定期的な訓練を行うこと。
D6.1 作業場所の分類	120	作業場所は運転経験と特性に従って分類し区画すること。
	121	管理区域は適切な物理障壁、標示、近接制限及び個人監視により区画すること。
	122~127	省略
D6.3 個人記録	128~131	省略
D7 緊急時計画と対応要領	132	クラス I 施設は必ず内部緊急時対応計画を備えること。事故時に公衆に重大な放射線影響が及ぶ可能性がある施設は外部緊急時対応計画も備えること。これらは規制当局の承認を得ること。
	133~135	省略
D8 介入	136~147	省略
D9 通信連絡	148	クラス I 施設及びクラス II 施設の運営責任者は少なくとも以下の情報を規制当局に伝達する手段を持つこと。 <ul style="list-style-type: none"> - 実効線量値 - 放射性物質の環境への放出量 - 発生した放射性廃棄物量 - 従事者の線量又は放射性物質の放出量の著しい増加をもたらす通常運転の状態 - 施設周辺の環境モニタリング結果
D10 放射性物質輸送	149	放射性物質の輸送は規制当局が示す規則に従って行うこと。

表 2.1-5 アルゼンチンの放射性廃棄物取扱いに係る標準（主要部分）[ARZ14]

分類	条	内容
A.目的	1	公衆及び環境を放射線の有害な影響から適切なレベルで防護するための放射性廃棄物。
B.範囲	2	この標準は規制当局（ARN：アルゼンチン原子力規制庁）が規制及び監督する全ての施設、活動における放射性廃棄物管理に適用される。以下略
C.用語の説明	3~31	省略
D.要件 一般的要件	32	放射性廃棄物は規制当局の要求を満足する従事者、公衆及び環境の適切なレベルの放射線防護と放射線源の安全を保証できるよう管理すること。
	33	放射性廃棄物の発生量を合理的に達成可能な範囲で最小にすること。この要件への適合性を設計段階から運転及び操業の終了に至るまでの間考慮すること。
	34	放射性廃棄物からの放射線防護は規制当局が満足する最適化されたものであること。
	35	省略（固体廃棄物）
	36	放射性廃棄物管理において発生する排出物の環境への放出は規制当局が規定する該当規則に従って行うこと。
	37~39	省略
	40	放射性廃棄物を扱う施設の申請者は許認可過程において規制当局が満足する安全評価を行うこと。
	41	申請者は放射性廃棄物に対する品質保証システムを確立すること。
	42	省略
特別の要件	43	申請者等は放射性廃棄物が廃棄物施設に搬出されるまで安全な取扱いに責任を持つこと。
	44	省略
	45	放射性廃棄物貯蔵建屋の設計と運用は廃棄物パッケージの閉じ込めと回収性を確保できること。
	46,47	省略
	48	放射性廃棄物は固定化し、パッケージは物理的、化学的に安定で劣化に耐え適切な遮蔽機能を持つこと。
	49	貯蔵する廃棄物パッケージは識別し分類すること。
	50	危険な特性を持つ廃棄物パッケージは識別し、関係するリスクを考慮し分別して貯蔵すること。
51	廃棄物パッケージは放射性核種、放射能濃度及び総放射能量、それらの物理的形態その他の重要な特性によって分類すること。	

表 2.1-6 アルゼンチンの放射性廃棄物の長期中間貯蔵の規制現状（主要部分）[ARZ2]

分類	番号	内容
一般	1	放射性廃棄物の貯蔵施設は ARN（アルゼンチン原子力規制庁）の安全標準（AR10.1.1 及び AR10.12.）に従って従事者、公衆及び環境に対する放射線安全要件を満足するよう設計し運用すること。
	2	放射性廃棄物貯蔵施設の運営者は設計、建設、運用及び廃止の各段階における最大の放射能インベントリを考慮して安全評価を行うこと。
	3	放射性廃棄物貯蔵施設の設計及び運用は放射性廃棄物の閉じ込めと回収性を確保できること。
	4	放射性廃棄物貯蔵施設はたとえば不透過性塗装や密封容器によって合理的に可能な限り汚染を少なくするよう設計し運用すること。
	5	放射性廃棄物は α 、 β 、 γ 放出体のように分類すること。
	6	放射性廃棄物は固定化するとともに容器は安定で劣化しないこと。
	7	放射性廃棄物は外観検査ができるように貯蔵すること。
	8	貯蔵施設の設計及び運用は通常運用時の安全だけでなく洪水、地震、火災その他の事象を考慮すること。また、放射性廃棄物貯蔵施設はフェンス、ビデオカメラ、鍵のような ARN 標準で規定するセキュリティシステムを備えること。
	9	貯蔵施設は外表面の最大線量率が $10 \mu \text{Sv/h}$ を超えないよう設計し運用すること。この線量率を満足させるために換気及び冷却システム並びに追加遮蔽を用いてもよい。
	10	放射性廃棄物貯蔵施設の表面汚染レベルは合理的に可能な限り低くすること。
	11	毒物や可燃物を持つ放射性廃棄物は識別して他の放射性廃棄物と別の場所に貯蔵すること。
	12	緊急時における対応要領を策定して緊急対応要員の手が届くところに保持すること。貯蔵施設は ARN の要求に従って換気、遮蔽、漏洩制御及び温度、湿度管理の適切な設備を備えること。
長期貯蔵のための特別要件		放射性廃棄物貯蔵施設は放射性廃棄物の識別が行えること。
		放射性廃棄物貯蔵施設は耐久性を保証する記録保管システムを備えること。
		放射性廃棄物貯蔵施設は貯蔵期間中の放射線安全とセキュリティを確保すること。

③深層防護の反映例

表 2.1-2 の深層防護の階層分類に従って、前述のエンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵施設の貯蔵システムに適用していると考えられる主な深層防護施策を表 2.1-7 に整理した。

なお、深層防護のレベル 1 は通常状態の維持に関わるものなので、ここではレベル 2 からレベル 4 までを考える。(以下他国についても同様)

表 2.1-7 エンバルセ原子力発電所乾式貯蔵施設の深層防護例[ARZ7]

深層防護レベル(注 1)	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：バスケット(密封容器) 三次：サイロ (内面炭素鋼ライニング)	・経年劣化管理計画に従う機器、構造物サーベイランス ・サイロ内雰囲気の定期的測定 (エアロゾル、希ガス検知)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	貯蔵施設を囲む二重フェンス (注 2)	内部緊急時対応計画策定
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	—	外部緊急時対応計画策定

注 1：ここでの事故は放射性物質が外部に放出される事象を指し、重大事故とは施設外に放射性物質が放出される事象を指す。

注 2：この貯蔵施設は原子力発電所敷地内に設置される。

(2)ベルギー

①概要[BEL1~17]

ベルギーでは 1974 年から商用原子力発電を開始し現在 7 基の原子炉（ティアンジュ（Tihange）1~3 号機、ドール（Doel）1~4 号機、いずれも PWR）が稼働中で国内の電力の約 50%を賄っている。同国の放射性廃棄物管理（輸送、取扱い、処理、貯蔵及び最終処分）は ONDRAF/NIRAS（放射性廃棄物・核物質管理庁）が責任を有する。2000 年より仏ラアグの再処理工場からの返還ガラス固化体の受入が開始され、デッセル（Dessel）の中間貯蔵施設にて貯蔵されている。使用済燃料については、1993 年に再処理を凍結する政治決定が行われたため、それ以降発電所内で保管されている。ベルギーの原子力規制機関は連邦原子力庁（FANC）でその配下に安全審査と検査を受け持つ BEL-V がある。

中間貯蔵施設はドール発電所に設置された乾式貯蔵施設 SCG とティアンジュ発電所に設置された湿式貯蔵施設 DE の 2 つがある。

使用済燃料貯蔵の安全原理と一般的基準は主として米国のものでベースで国際的に受け入れられているものである。

②ドールの乾式貯蔵施設

ドール発電所の乾式貯蔵施設（SCG）は 1994 年に建設が始まり 1995 年から運用開始している。[BEL7] この施設では、ドール 1~4 号機の使用済燃料を輸送・貯蔵兼用キャスクに収納して貯蔵建屋内で乾式貯蔵している。このキャスクは TN24 型金属キャスクで図 2.1-4 に示すように使用済燃料の型式に応じて複数タイプが用いられている。

このキャスクは FANC によって輸送認可を得ており IAEA 輸送規則に適合する。また、Bel-V による貯蔵認可も得ている。貯蔵建屋はキャスクを 165 基収容でき放射線遮蔽機能を分担するがホットセルは無い。表 2.1-8 に各型式キャスクの概要を示す。2014 年時点で 90 基のキャスクに合計 2663 体の使用済燃料集合体が貯蔵されている。[BEL3] 安全機能として、未臨界、遮蔽、閉じ込め、除熱を考慮し、燃料被覆管温度の制限（300~400℃）で許容発熱量が決定される。

その他の乾式貯蔵に対する設計要求としては

- ・地震、竜巻やミサイルのような外部事象の耐えること
- ・航空機衝突による火災と埋没に耐えること
- ・建屋への侵入防止
- ・線量制限 等

がある。

使用済燃料施設と放射性廃棄物施設はクラス 1 施設に分類されて、法令に従い定期的なレビューとストレステスト（地震、洪水、異常気象、山火事、爆発、サイバー攻撃、電源喪失、冷却源喪失及び過酷事故対応）が義務付けられる。後者は福島第一原子力発電所の事故を受けての措置である。

また、運転時の経年劣化管理計画の提出が求められる。

表 2.1-8 ドール乾式貯蔵施設の輸送・貯蔵兼用キャスク [BEL6]

キャスク型式	燃料タイプ	収納燃料数	最高燃焼度 (GWd/t)	平均冷却時間 (年)	キャスク数
TN24SH	14×14	37	55	5	27
TN24D	17×17	28	36	8	10
TN24DH	17×17	28	55	7	24
TN24XL	17×17XL	24	40	8	8
TN24XLH	17×17XL	24	55	7	18

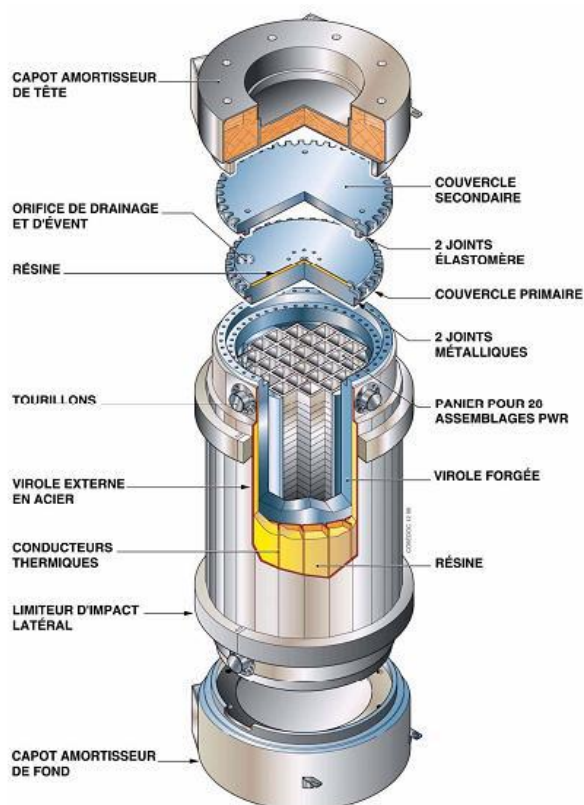
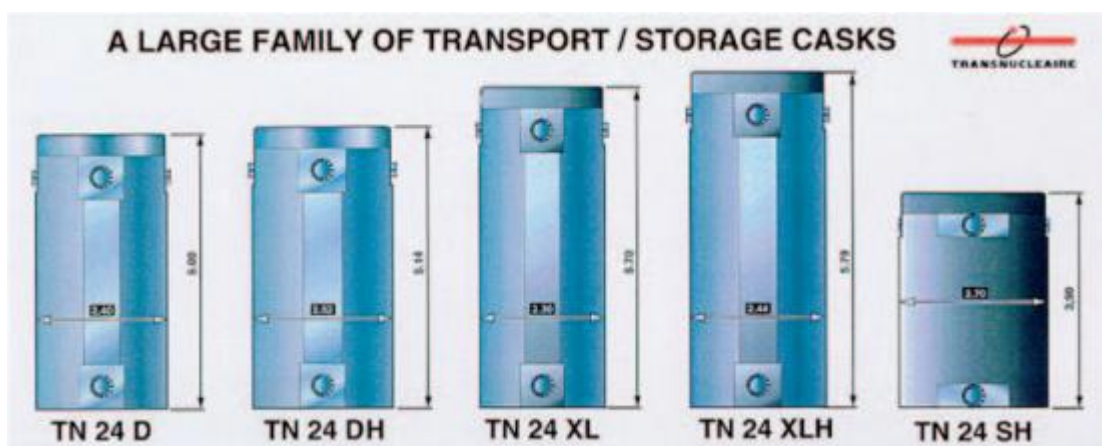


図 2.1-4 ドール乾式貯蔵施設の輸送・貯蔵兼用キャスク (TN24) [BEL6]

また、通常時及び異常～事故時を次の 4 レベルに分類し、各々に対して表 2.1-9,10 に示した安全目標を達成できるよう設計を行うとともに評価している。

- ・レベル 1,2：監視システムが正常に機能していることを確認する。(外部への漏洩無し)
- ・レベル 3：以下の事故を想定
 - 電源喪失
 - 飛来物の衝突
 - 取り扱い時の容器落下
 - 容器が他の容器に転倒
- ・レベル 4：以下の事故を想定
 - 建屋への航空機落下
 - 輸送時の火災
 - 航空機衝突による火災
 - 建屋崩壊による容器埋没

ドール乾式貯蔵施設の認可過程で上記のレベル 3,4 の事象に対する健全性を以下のように実証している。[BEL7]

- ・航空機衝突：F4 戦闘機がキャスク蓋（防護蓋）を直撃することを想定した 1/3 スケールモデル試験を実施している。(模擬体を 150m/s で衝突させる試験)
- ・キャスク落下：貯蔵施設でのキャスク取扱い時の落下を想定した 1/3 スケールモデル落下試験を実施している。(緩衝体無しの 2.5m 落下試験)
- ・キャスク埋没：地震又は航空機落下によって建屋が崩壊しキャスクが埋没しても燃料被覆管温度が制限値を超えないことを実証している。

③技術要件

前述のとおりベルギーでは使用済燃料貯蔵施設と放射性廃棄物施設はクラス I 施設に分類され、核的安全並びに放射線安全に関わる規制を受ける。この規制の核となるのが”原子力施設の安全要件に関する規則“(SNRI-2011)”[BEL16]と”新しいクラス I 施設の安全審査指針”(N° 2013-05-15-NH-5-4-3) [BEL14]である。表 2.1-9 と表 2.1-10 にその主要部分を整理した。これらの要件の中で深層防護に基づいていると思われる主要なものとして以下が挙げられる。

[BEL1]

- ・多重の障壁によって汚染を防止又は制限すること。(例：放射性物質の閉じ込め、換気)
- ・パッケージの健全性を確認するため使用済燃料等の収納物の状態を定期的に調べて ONDRAF/NIRAS と FANC に報告すること。
- ・代表点における表面と空気中の放射能濃度を定期的に測定すること。
(必要があれば空气中濃度は連続測定)
- ・施設内の放射線モニタリング(排出物、汚染及び線量率)を行うこと。
- ・使用済燃料を貯蔵するキャスクの漏洩監視を連続して行うこと。
- ・施設外の環境モニタリング計画を策定して実行すること。
- ・緊急時避難計画の策定
- ・クラス I 施設は 10 年ごとに定期的安全レビューを行うこと。
- ・クラス I 施設はストレステストを行うこと。(福島第一原子力発電所の事故を受けての対応)
- ・経年劣化管理計画を策定して、定期的安全レビューの都度見直すこと。
- ・安全上重要な SSC の保守、試験及び検査計画を策定して実行すること。
- ・乾式貯蔵施設とキャスク(輸送・貯蔵兼用)は GRR-2001 [BEL17] の要件に適合すること。
- ・キャスクは以下の機能を満足すること。
 - 未臨界性
 - 遮蔽(貯蔵建屋と分担する)
 - 放射性物質閉じ込め
 - 残留熱除去(キャスクは残留熱を自然対流と熱放射によって受動的に除去し、燃料棒の表面温度を最大許容温度(300~400℃)以下にできるように設計する。)
- ・キャスクは地震や暴風、竜巻、及び暴風飛来物の衝撃のような自然現象に耐えるよう設計すること。

また、前記のクラス I 施設に対する安全審査指針[BEL14]では、表 2.1-10 に示したように WENRA(西ヨーロッパ原子力規制委員会)の標準を参照して深層防護を取り入れた放射線安全設計と運用について規定している。

表 2.1-9 原子力施設の安全要件に関する 2011 年 11 月 30 日の王政令 (SNRI-2011) [BEL16]

章	条	内 容
2		セクション I 原子力安全の管理
	3	安全方針 原子力安全方針は、運営者によって文書化すること。安全方針声明を当局に提出して一般に公開する必要がある。この方針では、施設の原子力安全を優先すること。 以下略
	3/1	原子力安全目標 2014 年 8 月 15 日以降に最初に認可される原子力施設の設計、場所の選択、建設、試運転、運転及び廃炉は、事故を防止する目的及び事故が発生した場合について留意する必要がある。事故が発生した場合の結果を限定的にとどめて、早期又は大量の放射能放出を回避すること。 ベルギー国内の原子力及び放射線に係る緊急事態計画を確立する 2018 年 3 月 1 日の王政令の規定との整合性を確保するために、必要に応じて FANC の技術規制は原子力安全目標を具体的に示すこと。 原子力安全目標を達成するために、深層防護の概念を以下の目的に適用すること。 a) 極端なリスクを含む自然起源の外部リスク、及び偶発的な人為的危険の影響を最小限に抑える。 b) 想定される事象又は障害を防止する。 c) 想定される事象を制御し、故障を検知する。 d) 設計基準事故を制御する。 e) 設計基準事故の拡大を制御するとともに、過酷事故に進展することを防ぎ事故の結果を軽減する。 f) 第 16 条に従った緊急時対応を可能とする。
	3/2	2014 年 8 月 15 日以前に認可された原子力施設 2014 年 8 月 15 日以前に認可された原子力施設の場合、第 3/1 条に含まれる原子力安全目標を、施設の安全性を改善するために第 14 条に記載されている定期的な安全レビューの枠組み内で合理的に達成可能な対策をタイムリーに実施するための参照として使用すること。
	4	運営組織
		4.1 組織構造 省略
		4.2

		省略
		4.3 人員配置と専門知識 省略
	5	管理システム 省略
	6	職員の教育訓練と評価 省略
		セクション II 設計
	7	設計の基礎
		7.1 目的 公衆、従事者、及び環境に対する潜在的な放射線の影響が制限を超えないようにし、合理的に可能な限り低く保つための対策を講じる必要がある。設計の目的の1つは、予想される事象及び事故を防止し、これが失敗した場合の結果を制限することである。
		7.2 原子力安全の戦略 設計プロセスに深層防護の概念を適用して、事故防止又は阻止が失敗した場合に放射能放出を制限すること、及び第 3/1 条に規定された原子力安全目標を達成すること。
		7.3 設計基準の準備 設計基準には、通常の運転条件の明確化、予想される事象及び初期発生事象と推定される結果である事故、安全性に関する分類、重要な仮定及び特別な解析手法を含む必要がある。設計基準には、多くの運転条件に対応するための設備の能力に関する仕様と、放射線防護要件への適合性を満足する設計基準事故を含める必要がある。 想定される全ての初期発生事象のリストを作成し、施設の原子力安全性を損なう可能性のある全ての事象を含めること。原子力安全に重要なシステム、構造物及び機器（SSC）を設計するための条件を決定するために、決定論的又は確率論的方法あるいはそれら 2 つの組み合わせに基づいて、このリストからいくつかの設計基準事象を選択すること。 設備の設計基準は既知であるが体系的に定義し文書化し最新の状態に保つ必要がある。
		7.4 基準事象 施設を設計する際には、内部事象及び外部事象を考慮する必要がある。内部事象及び外部事象のリストは、施設のタイプに適合し当局による承認が必要である。

		<p>7.5 安全要件</p> <p>原子力の安全にとって重要なシステム及び機器を設計するには、故障後に安全な状態でなければならないという原則（フェイルセーフ原則）を適用する必要がある。</p> <p>通常時の運用のため提供されたシステムの故障は、安全機能に影響を与えない場合がある。</p> <p>システムの信頼性は、実績のある機器の使用、冗長性、多様性、物理的及び機能的な分離などの手段の適切な選択によって保証されなければならない。</p>
		<p>7.6 廃止を目的とした設計と運用の側面</p> <p>放射性廃棄物の最終処分を除き、施設を設計、建設、運営する場合、いつかは廃止することを考慮しなければならない。廃止を促進するために採用する措置を安全報告書に記載して妥当性を示すこと。これらの措置には、その後の廃止措置に役立つ文書の保守、設備の設計と運用、発生した事象と設備変更、設備のインベントリなどを含むこと。</p> <p>運営者は、施設の試運転前に解体終了時の施設の最終構成と比較するために、施設の放射線状況を含む初期特性評価を実行すること。この政令の発効前に運用されていた事業所については、類似の特性を持つ別地域のデータを代替として使用してもよい。</p>
	8	システム、構造、機器(SSC)の分類
		<p>8.1 原理</p> <p>制御用ソフトウェアを含む、原子力安全にとって重要な全ての SSC は、その重要性に従って識別及び分類する必要がある。</p>
		<p>8.2 分類プロセス</p> <p>全ての SSC の安全上の重要性を決定し、各安全クラスを決定するための分類システムを確立する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 適切なコードと基準 (機器の設計、製造、建設、検査に適用される適切な規定。) - システムに関連する特性、非常用電源の必要性、及び運用条件に適合する品質。 - 安全性の決定論的解析の対象となる想定初期発生事象に必要なシステムの利用可能性又は使用不可能性。 - 品質要件は何か。 <p>SSC を原子力安全性の重要性に応じて分類するために使用する方法は、主に確率論的手法及び技術的評価で補完される決定論的手法に基づく必要がある。</p>

		<p>8.3 信頼性の保証</p> <p>原子力安全にとって重要な SSC は、その品質と信頼性が分類と一致するように設計、製造、構築、及び保守する必要がある。</p> <p>原子力安全にとって重要なシステムの一部である機器をサポートする補助システムは、このシステムに提供しなければならないサポートの種類と重要性に従って分類すること。</p>
		<p>8.4 材料と認定計画の選択</p> <p>原子力の安全性にとって重要な SSC の材料の設計、製造、及び選択では、その寿命を通じて運転条件の影響を考慮しなければならない。さらに、それらの特性と性能に対する事故条件の結果を考慮しなければならない。</p> <p>原子力安全にとって重要な SSC が、発生する可能性のある環境条件での設計寿命全体を通じて必要な機能を果たすことができることを確認するための認定手順を実施する必要がある。</p> <p>機器が自然現象やその他の外部の影響などの外部事象にさらされる可能性があり、そのような事象の発生中又は発生後に安全機能を実行できる必要があることが確立されている場合、そのような機器の認定計画は、これらの外部事象によって課される条件を前提とすること。</p>
		<p>セクションⅢ運用</p>
	9	<p>運用限界と条件</p>
		<p>9.1 運用制限と条件の概要と範囲</p> <p>施設を運用するときは、一連の運用の制限と条件を順守する必要がある。</p> <p>安全報告書に記載されている前提と設計目標に従って設備が運用できることを保証するために、運用制限と条件を確立すること。</p> <p>運用制限と条件は安全報告書の不可欠な部分であり、事故につながる可能性のある状況を防止したり、事故が発生した場合の結果を軽減したりするために満たす必要がある運用条件を決定すること。</p> <p>運用制限と条件には、運用パラメータの制限、原子力安全に重要なパラメータの制限、機能機器の最小限の利用を考慮する条件、運用制限と条件から逸脱した場合に職員が取らなければならない行動又は原子力安全にとって重要な機器の故障の場合、及びこれらの措置を講じるために割り当てられた時間が含まれる。</p> <p>制限には、環境への放射性廃液の放出に関する制限も含める必要がある。</p>
		<p>9.2 運用限界と条件の準備と検証</p> <p>運用限界と条件は、設備安全に関わる設計及び解析、環境の分析及</p>

		<p>び試運転中の試験の結果に基づくこと。各運用制限と条件の正当性を文書化して示す必要がある。</p> <p>適用される経験のフィードバック（運用検査、定期試験を含む）、技術の進歩、及びシステムの進化に照らして、設置の全期間を通じて運用制限と条件を再検討し、必要に応じて安全目標を変更すること。運用限界から変化又は逸脱する過程を記録する必要がある。これらの変化と逸脱は、安全解析によって妥当性を証明し、独立した内部又は外部の安全レビューを受け、当局によって承認されなければならない。</p>
		<p>9.3 安全限界、安全システムの設定及び運用限界</p> <p>安全解析プロセスの不確実性を考慮して、運用制限は保守的な方法で決定する必要がある。</p> <p>これらのシステムが不必要に頻繁に作動するのを避けるために、通常の運用値と安全システムの設定値の間に適切な余裕を設ける必要がある。</p>
		<p>9.4 絶対的な要件</p> <p>従事者が施設のその運用制限内にあるかどうかを確認できない状況が発生した場合、又は施設が予期しない運用をした場合、即座に対策を講じて安全で安定した状態に復元させる必要がある。</p> <p>予期せぬ設備の停止を含む異常な事故の後、安全に運転を継続又は再開できるように、事故の原因を十分に調査する必要がある。実行するアクションと評価を決定する手順を決めておかねばならない。</p>
		<p>9.5 監視計画</p> <p>施設の防護設定値と通常の運用制限及び条件が確実に遵守されるようにするには、適切な監視計画に従って、対応するシステムと機器を監視、検査、検証、較正、及び試験を行う必要がある。運営者は、このような監視計画が確立され、実行されていること、及び結果が評価され維持されていることを確認する必要がある。</p>
		<p>9.6 逸脱</p> <p>施設運用の制限と条件を満たせない場合、適切な是正措置を直ちに講じる必要がある。運営者は、状況を調査及び評価し、事象報告システムに従って当局に通知する必要がある。</p> <p>特に、このような不適合の発生を防ぐのに役立つ是正措置が適切に実施されているかどうかを検証するために、運用制限及び条件の不適合に関する報告書を十分に調査する必要がある。運用制限と条件を超えた場合、原因を追跡して調査する必要がある。</p>
	10	経年劣化の管理
		10.1 全般

	<p>次の概念を用いること。</p> <p>a)経年化</p> <p>これには2つの側面がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 時間とその使用の影響による構造、システム、機器の物理化学的特性の変化を特徴とする物理的劣化。 - 構造、システム、機器の経済的経年劣化（「陳腐化」）。これは、それらが現在の知識と技術で時代遅れであり、これは製造業者からの技術サポート又は代替部品の供給に問題を引き起こす可能性があることを意味する。 <p>b)経年管理：経年化によるSSCの損傷を許容範囲内に維持することを目的とした技術、運用、及び保守作業。</p> <p>経年劣化管理と経年劣化管理計画の原則は、安全報告書に記載すること。</p> <p>原子力安全にとって重要なSSCを設計するときは、これらの老朽化メカニズムが設備の計画寿命全体にわたって安全機能を危険にさらさないように、十分な余裕を持たせる必要がある。</p>
	<p>10.2 経年劣化管理の方法</p> <p>運営者は、特に以下の要素で構成される経年劣化管理計画を作成すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> - SSCのスクリーニング：第1フェーズでは、その老朽化が施設の原子力安全性に重大な影響を与える可能性があるSSCを特定する必要がある。この選択では、既存の保守及び検査計画、既知の経年劣化メカニズム、及び機器の故障が設備安全性に及ぼす結果を考慮すること。 - 選択されたSSCの研究と評価：これらの選択されたSSCについて、経年変化のメカニズムとその結果を体系的に分析すること。 - 経年劣化の結果を監視し、運用中の予期しない運用や劣化を検出するために必要な検証、試験、サンプリング、及び検査活動。施設において特定の経年変化現象を監視できるサンプルが採取可能でなければならない。

		<p>10.3 経年劣化管理計画のレビューと更新</p> <p>運営者は、当該施設の経年劣化と同様の他施設の経年劣化に関する経験を収集して分析する必要がある。</p> <p>経年劣化管理計画は、経年劣化、SSC の運用及び検証方法に関する新しい知識と経験に基づいて再評価する必要がある。この再評価は、少なくとも定期的な安全レビューの際に行うこと。</p> <p>定期的な安全レビューでは、経年劣化管理計画の経年劣化メカニズムが正しく考慮されていることを確認する必要がある。</p>
	11	<p>事象の分析及び運用に関する経験フィードバックのためのシステム</p>
		<p>11.1 全般</p> <p>運営者は、経験フィードバック管理計画を作成して実行すること。これに基づいて、施設に発生した事象に関連するデータを体系的に収集、分析、及び文書化すること。</p> <p>経験フィードバックに関するデータと、他の同様の施設で発生する事象も収集及び分析すること。これらの事象の関連性と施設への影響を研究すること。さらに運営者は、国内及び国際組織を介して積極的にデータを交換すること。</p> <p>経験フィードバック管理プロセスの目的は、安全性に潜在的な影響を与える隠れた欠陥、並びに事故の兆候、又は安全性の低下を示す可能性のある傾向又は進行的な変化を特定することである。</p> <p>第 3/1 条に定められた原子力安全目標の範囲に影響を与える可能性のある事象には、特に注意を払わなければならない。</p>
		<p>11.2 組織</p> <p>関係するさまざまなサービスを考慮して、運営者は経験フィードバックの管理に関する責任と組織を決定すること。</p> <p>運営者は、発生事象の分析に必要な資源、材料、専門知識を確実に利用可能にする必要がある。</p> <p>運営者は、必要に応じて、機器の故障又は異常な事故が発生した場合に経験フィードバック、助言又は実用的な情報を入手できるように、施設の設計と建設に関与する組織に相談すること。</p> <p>施設の管理職員は、経験フィードバック管理計画、特に事象分析と予防及び是正措置の採用に積極的に関与すること。重要な事象又は傾向は、施設の管理者に報告すること。</p>
		<p>11.3 評価、分析及び是正措置</p> <p>重大な原子力安全事故ごとに、緊急対策を講じる必要があるかどうかを判断するために、初期評価を直ちに実行すること。</p> <p>全ての事象（原子力安全にとって重大又は重大でない）について評価と必要に応じて詳細な分析を適切な期間内に実行すること。</p>

		<p>特に人的要因の分析のための分析方法論を含む分析及び評価プロセスを、実施手順の中で説明すること。</p> <p>分析には次の要素を含むこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事象の詳細な説明とその時系列 - 直接及び根本原因の分析 - 原子力安全に対する潜在的な結果と影響の評価 - 是正措置の明確化 <p>事象の評価と分析に基づいて、是正処置を技術レベル又は管理レベルあるいは職員の教育訓練レベルで決定すること。管理者は状況を修正し事象の再発を防ぎ、その結果を軽減し、施設の安全性を高めるために適切な期間内にそれらを実施すること。</p>
		<p>11.4 文書及び管理システム</p> <p>省略</p>
		<p>11.5 情報の報告と普及</p> <p>省略</p>
		<p>11.6 経験フィードバック管理のレビューと継続的な改善</p> <p>運営者は、内部又は外部の独立した評価及び評価基準を使用して、定期的に経験フィードバック管理の組織、手順の適用、及び是正措置の実施と有効性を検査すること。これらの評価に基づいて、組織と手順に必要な改善を加えること。</p>
	12	<p>保守、運転中の検査及び機能試験</p>
		<p>12.1 原則</p> <p>運営者は、原子力安全にとって重要な SSC の保守、試験、チェック、及び検査のための計画の準備と実行を保証する必要がある。これらの計画は、安全性にとって重要な全ての SSC の信頼性と可用性のレベルが、設置期間を通じて運営者の期待と設計の仮定と目的に沿ったものであることを保証するものであること。これらの計画は、運用上の制限と条件、及びその他全ての適用される規制要件を考慮に入れ、経験に照らして再評価する必要がある。</p> <p>また計画に基づいて、これらの SSC の定期的な検査と試験を含めて、設置のさらなる安全な運用に受け入れられるかどうか、又は修正措置が必要かどうかを判断する必要がある。</p>
		<p>12.2 計画の準備とレビュー</p> <p>特定の SSC の予防保守、試験、監視、及び検査の頻度は、以下を考慮して確立する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) これらの SSC の安全性の重要性 (b) 本質的な信頼性 (c) 劣化の可能性

	<p>(d)実務経験又は研究結果 (e)製造メーカーの推奨事項 (f)適用される基準</p> <p>原子力施設の運転中は定期的な検査を実施しなければならず、検査の間隔は、保守的な仮定に基づき適用される規則に従って、安全性に影響を与える欠陥又は劣化を確実に検知する観点から選択しなければならない。</p> <p>機器の性能が、機器の可用性と信頼性に関する設計の前提に準拠していることを確認するために、運用中の保守、試験、監視、及び検査に関するデータを記録、保管、分析する必要がある。</p> <p>機器の性能と持続的又は繰り返し発生する問題に関する負の傾向を明らかにする必要がある。システムの可用性と信頼性への影響を評価し、根本原因を特定すること。</p> <p>保守及び検査計画に基づいて取得された情報は、これらの計画を評価及び改善するために使用する必要がある。これらの計画を修正するための提案は、システムの可用性と信頼性への影響、原子力の安全性への影響、及び適用される要件の順守に照らして評価する必要がある。</p>
	<p>12.3 実行</p> <p>原子力安全にとって重要な SSC は、従事者への過度のリスクを伴わずに、施設寿命を通じて試験、保守、修理、チェック、定期的に検査されるように設計する必要がある。そのような規定を遵守できない場合、実証済み及び承認済みの代替又は間接的な方法が利用可能でなければならず、欠点を是正するために適切な安全規定が整備されていなければならない。</p> <p>運営者は、原子力安全にとって重要な保守作業、試験、監視、及び検査の手順を確立する必要がある。これらの手順は、管理システムに従って作成、修正、検証、公開、及び修正する必要がある。</p> <p>作業監視システムは、施設の設備が運用限界と条件に適合して保守、試験、監視、又は検査のためにのみ使用停止になることを保証する必要がある。また、システムは、品質とその構成の検証が文書で示され、保守及び検査後に必要な試験が実行される前に機器が再使用されないようにする必要がある。</p> <p>運営者は、確立された手順に従ってメンテナンス活動、試験、監視、及び検査が適切に認可され、実行されるように、作業を計画及び確認するためのシステムをセットアップする必要がある。</p> <p>関連する場合、保守、試験、検査、及び監視業務の受け入れ基準、及びこれらの受け入れ基準が満たされていない場合に実行するアク</p>

		<p>ションを手順で明確に指定する必要がある。</p> <p>SSC の修理は、可能な限り迅速に実行する必要がある。特に各欠陥と SSC の原子力安全性の重要性を考慮して、優先順位を設定する必要がある。</p> <p>異常が発生した場合、運営者は、事象の影響を受けた可能性のある機器又はシステムの安全機能と機能の完全性を再検証する必要がある。必要な対策には、検査、試験、及び保守に関連する適切な活動を含むこと。</p> <p>検査と試験に使用される機器と検査方法は、良質でなければならない。機器は非常に正確で、承認された標準に適合する適切な測定範囲を備えている必要がある。</p> <p>試験機器の全ての機器と付属品は、使用前に正しく校正する必要がある。装置全体が校正報告書で正しく識別され、校正の有効性が管理システムに従って運営者によって定期的に検証されなければならない。</p> <p>各サービス検査プロセスは、検査対象領域、非破壊検査の方法、欠陥の検出、及び検査に必要な効率を考慮して認定すること。</p> <p>欠陥の兆候が許容基準外のサンプルから見られた場合、この同じ問題を示す可能性のある類似のサンプルで追加の試験を実行する必要がある。これらの追加調査の範囲は、欠陥の性質、設備又はその機器の原子力安全性に影響を与える範囲及びその結果の可能性に応じて決定する必要がある。</p>
		セクション IV 原子力安全性の検証
	13	安全報告書の内容と更新
		<p>13.1 安全性報告の目的</p> <p>運営者は、一般規制に記載されている許認可手順に従って安全報告書を作成すること。この報告書は、設置許可の基礎の重要な部分であり、安全な運用の基礎である。</p> <p>安全報告書には、施設とその運転条件に関する十分に正確な情報が含まれる必要がある。これにより、当局はそれに基づいて施設の原子力安全性を評価できる。</p> <p>運営者は、設置、そこで行われる活動、機器、組織、人員の資格と訓練、品質保証計画、安全システムと規制が安全報告書に準拠していることを保証すること。</p> <p>安全報告書はまた、原子力安全に関する施設又は運転方法に対する変更の影響を評価するための運営者の基礎として機能しなければならない。</p>
		13.2 安全性報告の内容

		当局の技術指針は、設置のタイプに応じて安全報告書の詳細な内容を指定している。
		<p>13.3 安全報告書の更新</p> <p>運営者は、安全報告書を更新する手順を作成すること。安全報告書の改訂の責任を明確に割り当てなければならない。安全報告書の更新は、当局の承認を受けること。</p>
	14	定期的な改訂
		<p>14.1 定期的な安全改定の目的</p> <p>他の枠組みで実施された原子力安全性研究に加えて、定期的なレビューは、設備の原子力安全性の系統的評価を実施することを目的とすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 設置が少なくとも最初に認可された時点又は前回の定期審査後に受け入れられたものと同じ程度安全であることを確認し、是正措置をせずとも安全性が低下していないことを実証すること。 - 次の定期的な改訂まで、又は計画されるまで、設備の安全な運用に影響する要因を特定及び評価するために、劣化する可能性のある SSC に特に注意して、設備の状態とその運用体制を決定する設備の供用期間を制限すること。 - 現在の基準と慣行に関して現在の安全性レベルを正当化し、合理的に実行可能な場合は安全性の改善を特定して実施すること。適切な場合、FANC の技術規則は、本条の実施の様式、特に異なる段階と期限、方法論の定義、提供される報告書、当局によるフォローアップ及びコミュニケーションの様式を明確にしなければならない。 <p>特に、安全性評価では次の要素を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 核安全、技術、研究開発基準、及び国際規制の進歩 - 国内及び国際的な経験のフィードバックと運用履歴 - 施設の経年劣化 - 原子力安全に影響を与える設備の変更 - 組織構造の変更 <p>定期的な安全レビューは、施設の全ての安全面をカバーする必要がある。これに関連して、施設は、施設及び運用ライセンスの対象となる施設 (SSC) 全体と見なすこと。</p> <p>定期的な安全レビューの主な責任は運営者にある。</p>
		<p>14.2 改訂の方法</p> <p>この改訂では、特に第 3/1 条で定義されている原子力安全目標を考慮した体系的で文書化された方法を使用すること。</p> <p>改訂の対象となるテーマは明確に定義し、正当化すること。これら</p>

		<p>のテーマは、最新の体系的で文書化された確立された方法論に従って決定すること。審査では、少なくとも次のトピックに対処する必要がある。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.施設的设计 2.SSC の現在の状態、次の定期的なレビューまでの推定状態 3.機器の性能認定 4.経年劣化 5.決定論的安全解析 6.確率的安全解析 7.リスク調査 8.安全性能 9.他の施設や研究成果からの知見フィードバック 10.組織、管理システム、安全文化 11.手順 12.人的要因 13.緊急時計画 14.環境に対する放射線の影響 <p>定期的な安全レビューは、最大 10 年の間隔で定期的に行うこと。運営者は、総合報告書を当局に提出すること。この報告書には以下を含むこと。</p> <p>a) 考慮する各安全テーマについて：</p> <ol style="list-style-type: none"> i.施設の現在の状態と現在の原子力安全規則との相違点 ii.これらの違いの許容性の評価と妥当性の説明 <p>b) 以下につながる総合的安全評価：</p> <ol style="list-style-type: none"> i.実施する是正処置及び安全性改善のリスト ii.これらのアクションの実行の詳細な計画 <p>この安全性の評価により、運転の継続、是正及び改善措置の実施後の安全基準システムからの残りの逸脱の許容性についてコメントすることが可能となる。安全性の問題、個々の欠陥、是正措置及び改善措置、並びに保障措置の間の相互作用は、総合的評価で考慮すること。総合的評価では、特に基本的な安全機能に関し深層防護に対する原子力安全要件がどの程度満たされているかを示すること。</p> <p>定期的な改訂の文書は、該当する品質保証手順に従って運営者が保管する必要がある。この文書には、文書の最新の承認済みバージョンと安全レビューから学んだ教訓に関する情報を含むこと。</p>
	16	内部緊急計画
		<p>16.1 目的</p> <p>運営者は、以下を行うために施設内の防護手段を必要とする事象に</p>

	<p>効果的に対応するために、解決策を提供及び実行する必要がある。</p> <p>a)非放射線学的及び放射線学的リスクの組み合わせを含む状況、及び同じ施設の複数の設置が同時に又は同時に影響する状況を含む、その施設で発生する緊急事態を制御する。</p> <p>b)緊急事態の拡大を防止するか、その場での影響を軽減する。そして</p> <p>c)外部組織と協力して、環境、従事者の健康、及び公衆に対する悪影響を防止又は軽減すること。</p>
	<p>16.2 準備と内部緊急計画</p> <p>作業の遂行における従業員の幸福に関する 1998 年 3 月 27 日の王政令第 22 条から第 25 条を損なうことなく、運営者は内部緊急計画を準備し、権限と責任を明確に付与する適切な組織を設立しなければならない。また、緊急事態の全ての段階で、施設の活動の調整と外部組織との協力の取り決めを提供する必要がある。この内部緊急計画では、内部緊急計画で規定されている対策を講じる権限を与えられた人を特定し、機能と責任の割り当てを許可し、さまざまな管理者と緊急対応チームの職務を割り当てること。</p> <p>2003 年 10 月 17 日のベルギー領の核及び放射線緊急計画を制定する王政令の規定に従って、運営者は、現場及び屋外での人と物の安全を確保するために必要な全ての予防措置を講じなければならない。運営者はまた、事故を制御して設備が可能な限り迅速に安全な状態に戻るようにすること。放射線分野では、この防護には、グループ分け、避難、消毒、専門病院への移送、及び状況によって必要とされる医学的措置を含むこと。</p> <p>内部緊急計画は、施設上又は施設外での防護措置の適用を必要とする合理的に予測可能な事象及び状況の分析に基づいて作成する必要がある。内部の緊急計画の構造は、緊急事態に必要な実際のニーズに適応するのに十分なほど進歩的で柔軟であること。この計画は、可能性が低いと思われる重大な事故状況に適応できなければならない。</p> <p>運営者は次のことを確認するための対策を講じること。</p> <p>(a)緊急事態を迅速に検出及び分類すること。</p> <p>(b)現場警報が作動し、緊急対応要員が迅速に動員され、外部の緊急サービスが支援すること。</p> <p>(c)緊急対応要員を含む現場にいる全ての人が安全であること。</p> <p>(d)施設の状況に関する政府及び一般市民への通報</p> <p>(e)状況を技術的及び放射線学的観点から評価すること（施設上及び周辺）。</p>

		<p>(f)放射性物資の放出をを評価する。</p> <p>(g)応急処置を提供し、その場で限られた数の被害者が治療されること。</p> <p>(h)施設の確認、修復、又は安全な状態への復帰。</p>
		<p>16.3 組織</p> <p>運営者は、施設上で適切な緊急措置をすぐに講じることができるように、十分な権限と責任を持った職員を施設に常駐配置する必要がある。</p> <p>緊急事態の発表と報告に続いて必要なポストがすぐに満たされるように、十分な数の資格のある職員が常駐させなければならない。</p> <p>緊急対応する準備ができているチームから迅速なサポートを得て、緊急事態の結果を軽減するための準備が必要である。</p> <p>管轄当局と外部の緊急対応援助に可能な限り迅速に警報を伝達できるように、規定を整える必要がある。</p>
		<p>16.4 インフラストラクチャ</p> <p>16.2 項 4 項に規定されているように、事象に対応するために適切な緊急インフラストラクチャを備える必要がある。</p> <p>現存チームのメンバーの被曝を制限するには、この緊急インフラストラクチャを適切に配置及び/又は防護する必要がある。事故から十分な期間、この緊急インフラストラクチャに配置する人を防護するために、適切な対策を講じる必要がある。これは、緊急インフラストラクチャが、損傷をしたり放射線にさらされる可能性のある場所から十分離れていることを意味する。必要に応じて、換気分野での対策と放射線の継続的な監視が必要になる場合がある。</p> <p>これらの緊急インフラストラクチャには、施設での危機管理のための制御室以外に 1 つ以上の調整センターを設けることを含む。設備の重要なパラメータに関する情報、及び現場とその周辺環境の放射線状態に関する情報を取得する必要がある。</p> <p>緊急事態で使用される計器、ツール、機器、文書、及び通信システムは、想定される事故によって損傷したりアクセスできなくなったりすることがないように状況でも利用可能でなければならない。それらは適切に機能することを確認するのに十分な頻度で試験する必要がある。</p>
		<p>16.5 教育、訓練及び演習</p> <p>現場にいる全ての職員及びその他の人に緊急事態を通知するための対策と、そのような警報が発生した場合にとるべき行動を知らされなければならない。</p> <p>緊急対応機能を実行するために必要な人員に必要な知識、スキル、</p>

		<p>能力を特定するための規定を整える必要がある。</p> <p>内部の緊急計画に関与する要員が、委託された緊急対応機能を実行できるように、その訓練義務を確実に果たすための規定を整備する必要がある。初期教育訓練を補足するために、定期的な追加教育訓練を提供する必要がある。内部緊急計画は、少なくとも1年に1回の頻度で演習を行わねばならない。これらの演習の一部は統合し、できるだけ多くの外部機関の協力を得て実施すること。</p> <p>内部緊急計画の演習は体系的に評価する必要がある。緊急事態及び緊急計画に備えて準備する取り決めは、経験に照らして見直され、更新されなければならない。</p> <p>内部緊急計画の最初の演習は、施設の試運用前、及びこの試運用の影響を受ける内部緊急計画の一部の新しい設備の試運用前に行わなければならない。</p>
	17	内部起源の火災に対する防護
		<p>17.1 内部起源の火災に対する防護の目的</p> <p>火災が原子力安全にとって重要な機器に影響を与える可能性のある全ての場所、又は放射性物質が存在する全ての場所について、最新の状態に保たれ、また教育訓練計画の対象となる消火戦略を策定する必要がある。</p>
		<p>17.2 設計の基本原則</p> <p>原子力安全にとって重要な SSC は、火災の可能性と結果が最小限になるように設計及び配置する必要がある。</p> <p>原子力安全にとって重要な SSC は、火災リスクの分析によって正当化されるように、十分な耐火性を備えた区画に分割された建物に設置する必要がある。</p> <p>核安全装置が配置されている建物は、核安全に重要な装置から熱負荷を分離し、冗長システムを効率的に分離する区画に分割すること。区画化が不可能な場合、火災リスクの解析に基づいて能動的及び受動的な防護手段全体によって防護を確保する必要がある。</p> <p>火災が発生した場合に放出される可能性のある放射性物質を含む建物の場合、この潜在的な放出を最小限に抑えるために、設計で適切な対策を講じる必要がある。</p> <p>安全なアクセスと避難ルートは、緊急対応と施設運用の担当者が利用できる必要がある。</p>
		<p>17.3 火災リスク分析</p> <p>次のことを実証するために、設置ごとに火災リスクの決定論的解析を実行する必要がある。</p> <p>- 前述の原則による防火に関する目的が満たされている。</p>

		<ul style="list-style-type: none"> - 防火設備は適切に設計すること。 - 必要な全ての管理規定が正しく明示されていること。 <p>火災リスク分析は、設置期間を通して更新する必要がある。</p> <p>火災リスクの決定論的分析は、少なくとも以下をカバーすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 設備の通常の運用条件とシャットダウン、一時的又は永久的に可燃性の物質が存在する可能性がある全ての場所での火災の発生と拡散。 - 火災と、火災とは無関係に発生する可能性がある想定初期発生事象の信頼できる組み合わせを考慮に入れること。 <p>火災リスクの分析では、火災の可能性のある結果と消火剤の作用がどのように考慮されたかを示すこと。</p>
		<p>17.4 防火システム</p> <p>各区画には、適切な火災検知及び警報システムを装備する必要がある。火災検知システムは、音と視覚信号によって警報を制御室の職員に送信する必要がある。事象の正確な位置（区画又は防火セル内）を示すことができなければならない。検出及び警報システムは、通常の電源が故障しても機能し続けるように、無停電の緊急電源を介して機能できる必要がある。十分な耐火性の電気ケーブルを装備する必要がある。</p> <p>固定及び/又は可動式、手動及び/又は自動消火システムを施設する必要がある。これらは、火災時の運用、タイミングの悪い運用、又は意図しない起動が、SSCの安全機能を実行する能力を損なうことがないように設計及び設置する必要がある。</p> <p>換気システムは、火災時に区画化が効果的に分離目標を達成できるように設計する必要がある。</p> <p>この区画の外側にある区画の換気システムの部品（接続ダクト、ファン、フィルター）は、区画と同じ耐火性を備えているか、十分な耐火性の防火ダンパーによって区画から断熱する必要がある。</p> <p>火災の結果としての腐食性煙の拡散が、原子力安全にとって重要なSSCの安全機能を実行する能力を危険にさらさないようにするために、リスク分析と併せて対策を講じる必要がある。</p>
		<p>17.5 管理チェックとメンテナンス</p> <p>原子力の安全性にとって重要な地域及び火災の危険がある隣接地域では、可燃物の量（火災負荷）と発火源の数を確認し、最小限に抑えるための手順を確立する必要がある。原子力安全のための機器が火災にさらされることを意味する場合がある。</p>

		設備の運用寿命を通して防火対策の有効性を確保するには、検査、保守、及び試験手順を確立して実行する必要がある。障壁の完全性を検証し、火災の影響を検出、消滅、制限するために設置された手段の利用可能性をチェックしなければならない。
		<p>17.6 消火活動の組織</p> <p>消火能力が敷地外の人員に依存している場合、施設の職員と外部緊急対応グループが適切に調整して、後者が施設のリスクを認識できるようにする必要がある。</p> <p>消火能力がそれに基づいている場合は、外部の人員との合同消火訓練を少なくとも年に1回実施する必要がある。</p> <p>消防緊急対応、要員配置、機器及び訓練に必要な現場要員で構成される消防隊の組織は、文書化されなければならない、その適性は有資格者によって認定されなければならない。</p>
		セクション VI 廃止措置
	17/1	<p>活動を停止する決定</p> <p>一般規則第 17 条に従い活動を中止する決定は書面で当局に直ちに報告すること。この通知には、少なくとも次の情報を含むこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 作業中に使用される放射性物質の在庫、及び作業中に発生する放射性廃棄物の在庫。廃棄する必要がある、それぞれの場合に物理的及び化学的性質、放射線特性、量、及び目的地を記載。 - 事前の消毒及び解体活動を含む、廃止措置が完了するまで施設を安全な状態に維持するためにとられた措置 - 運営者が解体保留中の設備に加えたい変更の説明 - 適用される保守点検計画 - 施設を安全な状態に保つことを目的とした人員配置の取り決め - 廃止措置の計画案 - 稼働中の施設への影響 <p>運営者は、設置、その状態、汚染及び/又は活性化のレベルに関する全ての利用可能なデータが、その後の解体時に使用するために適切に保持されることを確認する必要がある。</p>
	17/2	<p>延期された廃止措置</p> <p>運営者が延期された廃止措置を選択する場合、活動を終了する決定の通知でこの選択の妥当性を示す。この説明には、選択された戦略の長所と短所の分析と即時の解体及び関連する安全性への影響を含むこと。</p> <p>廃止措置が遅れた場合、及び活動が実際に停止する前に、運営者は次のことを行う適切な監視及び保守計画を策定すること。</p>

		<ul style="list-style-type: none"> - 解体開始前の期間中の施設の安全性を保証すること。 - 将来の廃止措置に悪影響はないこと。 <p>安全を確保するための能動的な安全システム、監視、及び人員の緊急対応時の使用は、廃止措置期間中に合理的に可能な限り制限し、運営者によって妥当性を示すこと。</p>
	17/3	<p>システム、構造、機器(SSC)</p> <p>運営者は、原子力安全にとって重要であり、連続した廃止措置段階で使用され続ける SSC の適切な機能を確保する必要がある。これらの SSC 及びそれらの運用限界と条件を安全報告書に記載すること。これらの SSC を変更する都度、又は連続した廃止措置段階で安全クラスに分類される都度、運用制限と条件を更新すること。</p>
	17/4	<p>技術の資格</p> <p>除染又は解体技術を確立したのち最初に使用する前に、運営者は特定の用途ごとにこの技術の実現可能性、安全性、及び有効性を実証する必要がある。新たに開発された技術又は廃止措置の目的でこれまで使用されていなかった技術は、展開する前に、非放射性環境での代表的な試験を含む認定計画の対象となる。認定計画には、施設で使用される全ての想定条件を含むリスク分析を伴う。</p> <p>リスク分析を含む資格認定計画は、事前に承認のために物理検査部門に提出した後に承認のために当局に提出すること。</p>
	17/5	<p>放射性廃棄物の管理</p> <p>省略</p>
	17/6	<p>文書管理</p> <p>省略</p>
	17/7	<p>経験管理</p> <p>省略</p>
	17/8	<p>設備の保守と監視</p> <p>保守及び監視計画は、廃止措置が終了するまで運営者によって更新すること。</p>
	17/9	<p>内部緊急計画</p> <p>運営者は、廃止措置活動とリスクの変化に応じて、内部の緊急計画を調整すること。</p>
	17/10	<p>廃止措置に関する安全性報告</p> <p>省略</p>
	17/11	<p>廃止措置中の定期的な安全審査</p> <p>省略</p>
		中略
4		使用済燃料及び放射性廃棄物を含むパッケージの保管設備の特定の

		安全要件
		セクションI 貯蔵の設備の設計と実現
	33	<p>安全機能</p> <p>一般規則の規定を損なうことなく、貯蔵施設は、通常の運転条件、予想される運転事故の間、及び基本的な設計事故の後、次の安全機能が満たされるように設計及び構築すること：</p> <p>1° 未臨界性維持</p> <p>2° 残留熱の除去</p> <p>3° 放射性物質の閉じ込め</p> <p>4° 放射線遮蔽</p> <p>5° 使用済燃料又は放射性廃棄物を含むパッケージの回収性</p> <p>閉じ込めに関しては、基本設計事故が発生した場合の環境への放射性物質の放出が、科学評議会の助言を踏まえた運用認可に規定された制限値を下回るように設計すること。</p>
	34	<p>第34条 設計と実現</p> <p>安全性が保証されなければならない貯蔵設備の寿命を設計にて決定し妥当性を示すこと。</p> <p>貯蔵設備の安全性は信頼できる手段で、かつ合理的に可能な限り受動的な手段に基づいて確保すること。</p> <p>未臨界性は合理的に可能な限り設計によって担保すること。使用済燃料の燃焼を考慮する場合は、適切な管理及び運用管理によって燃焼度制限に対する適合性を確認すること。</p> <p>使用済燃料又は放射性廃棄物のパッケージを取り扱う機器は、次のように設計製作を行うこと。</p> <p>1° 放射線防護要件を満たす。</p> <p>2° 保守点検と修理が容易である。</p> <p>3° 異常や事故の可能性を可能な限り制限する。</p> <p>そして</p> <p>4° 異常や事故の影響を限定的なものとする。</p> <p>貯蔵設備は、使用済燃料又は放射性廃棄物のパッケージを検査して、それらの健全性を確認できるように設計すること。</p> <p>貯蔵施設は、放射性廃棄物を含む使用済燃料又はパッケージを、貯蔵期間終了後又は貯蔵中以下の場合に、短期間に貯蔵施設から取り出せるよう設計すること。</p> <p>1° 安全基準から逸脱した場合</p> <p>2° 予見可能な事象後</p> <p>運営者は、以下による追加貯蔵容量を考慮して通常の運用条件下で公称貯蔵率を規定しその妥当性を示すこと。</p>

		<p>1° 放射性廃棄物を点検、保守又は修理作業及びその他の予見可能な作業のために移動できるようにする。</p> <p>2° 廃棄物の最終処分ができない、又は敷地外への移送ができない。</p>
		セクション II 貯蔵設備の運用
	35	<p>運用制限と条件</p> <p>貯蔵設備はいかなる場合でも以下を考慮した運用制限と条件を設けること。:</p> <p>1° 貯蔵施設内の環境条件（温度、物理化学的条件、放射線レベルなど）</p> <p>2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージと貯蔵施設自体の両方に対する発熱の影響</p> <p>3° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージから発生する可能性のあるガス、特に火災及び爆発のリスク、変形及び及び放射線防護に関連するリスク</p> <p>4° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージ並びに貯蔵設備全体に関する臨界防止</p> <p>5° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの貯蔵設備での取扱い性及び取出し性</p>
	36	<p>運用</p> <p>貯蔵施設は、使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが第 38 条に規定される監視プログラムに従って検査できるように運用すること。</p> <p>運営者は、第 34 条 (7) の規定に従って適切な管理と追加の貯蔵容量を確保する必要がある。なお安全性が保証できれば、代替の貯蔵設備を使用してもよい。</p> <p>貯蔵施設にある放射性物質の場所、放射エネルギーと濃度、使用済燃料また放射性廃棄物パッケージの化学的及び物理的性質、出所、体積及び質量を体系的に示す必要がある。この情報は保管し当局に提示すること。</p> <p>使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージは、保管期間全体にわたって有効なマーキングシステムを使用して明確に識別すること。</p>
	37	<p>適合基準</p> <p>運営者は、運用制限と条件への順守を保証するために、貯蔵施設での使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの貯蔵に関する適合基準を作成すること。これらの適合基準は、少なくとも、予定貯蔵期間後の回収又は輸送への適合性に関連するものを含む取扱い、輸送、及び貯蔵の要件に基づいて設定すること。</p> <p>運営者は、使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが貯蔵施設での</p>

		適合基準を満たしているかどうかを確認できるように、適切な技術的及び管理要領を策定し実行すること。
	38	<p>監視プログラム</p> <p>運営者は、監視プログラムを策定し最適化及び実行して貯蔵施設に存在する使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが安全報告書に規定する適合基準を継続的に満たしていることを確認すること。</p> <p>この監視プログラムには、少なくとも次の要素を含むこと。</p> <p>1° 基準への適合性に影響を与える可能性のある貯蔵設備内の環境条件。</p> <p>2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの物理的状態。</p>
	39	<p>逸脱</p> <p>使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの受入れ要領には、適合基準を満たしていないものの安全な管理を確保するための措置を含めること。</p> <p>貯蔵中の適合基準からの逸脱は、運営者によって文書化されて当局にて保管される必要がある。また、これらの逸脱によって基準の変更を行うべきかどうかを評価すること。運営者は、適合基準を満足せず通常の方法では貯蔵施設から取り出せない使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの安全管理のための措置を予め講じること。</p>
		セクション III 原子力安全性の検証
	40	<p>安全報告書</p> <p>施設の安全報告書は、施設自体と使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージに関するものとする。</p> <p>安全報告書は少なくとも以下をカバーすること：</p> <p>1° サイトの特性と貯蔵設備の説明</p> <p>2° 以下の説明を含む管理システム</p> <p>a)安全性</p> <p>b)組織</p> <p>c)スタッフと下請業者の資格;</p> <p>d)経年劣化（構造、システム、機器を含む）</p> <p>e)得られた経験（経験管理）</p> <p>3° 貯蔵設備の予想寿命の説明</p> <p>4° 適用可能な規制、規格及び標準</p> <p>5° 貯蔵設備の安全機能、設計根拠、基本的な安全機能を保証するために用いる手法</p> <p>6° 安全上重要な SSC の説明</p> <p>7° 施設内の貯蔵、処理又はその他の活動に関する説明</p> <p>8° 通常運用状態、異常事象時及び事故状態での安全性の実証</p>

		<p>9° 貯蔵された廃棄物と使用済燃料の適合基準及び運用制限と条件</p> <p>10° 貯蔵設備内の環境条件の監視及び制御システムの説明。</p> <p>11° 使用済燃料又は放射性廃棄物が入ったパッケージの物理的状態の監視、保守及び定期検査のプログラム</p> <p>12° 放射線防護の戦略、方法及び手段</p> <p>13° 発生する放射性廃棄物の管理と制限のための対策</p> <p>14° 事故状態の管理と制御に関する内部緊急計画と要領</p> <p>15° 適合基準からの逸脱時又は想定事象において、合理的な時間内に貯蔵設備から完全又は部分的に避難させる計画</p> <p>16° 設計及び運用における将来の設備解体を考慮する方法</p>
	41	<p>貯蔵設備の安全報告書の定期的改定</p> <p>定期的な安全レビューにおいて、使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの適合基準も評価すること。</p>

表 2.1-10 ベルギーの新しいクラス I 原子力施設の安全審査指針[BEL14]

分類	条	内容																	
1.序論		この指針の推奨は、新しいクラス I 原子力施設の安全目標に関して深層防護と定量的放射線安全にかかわる詳細情報を与えるものである。																	
2.適用範囲		この指針は処分施設を除く新しいクラス I 原子力施設に適用する。新しいクラス I 原子力施設とは、この指針が発行された以降に規制機関に申請される施設を指す。																	
3.目的		この指針の目的は <ul style="list-style-type: none"> ・深層防護のレベル構造を説明する。 ・設計クラス (C1 から C4)の分類を説明する。 ・設計クラス分類に付随する安全目標を説明する。 ・外部事象に対する対処手法を説明する。 ・設備固有のリスクと整合する外部事象に対する安全性証明の範囲を制限する段階的手法を説明する。 																	
4.手法		この指針は新しい原子力発電所の安全設計に関する最新の WENRA や IAEA の出版物を参照している。[BEL15] ベルギーの法律では施設の安全性に影響する全ての事象をカバーする想定初期発生事象 (PIE) のリストを作成して決定論と確率論又はその組み合わせによって設計基準事象を選定することを求めている。選定した設計基準事象はその発生確率に従って幾つかのグループに分類し、それらの許容基準の定義を放射性影響の大きさと発生頻度によって決めることが求められる。以下略																	
5.深層防護と設計基準分類	5.1	背景 2013 年に WENRA が発行した文書[BEL15]は深層防護 (DID) の構造を定義している。これを次節 5.2 の深層防護構造に用いた。																	
	5.2	ベルギーの規制機関が推奨する設計基準事象に関連する DID の階層構造を以下に示す。 <table border="1" data-bbox="571 1541 1412 1977"> <thead> <tr> <th>レベル</th> <th>目標</th> <th>安全目標</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>異常及び故障防止</td> <td rowspan="2">施設外への放射線影響防止</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>異常運転の制御と故障検知</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>放射能放出の制限と過酷事故への進展防止のための事故制御</td> <td>施設外への放射線影響防止又は微小化</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>過酷事故を制御し施設外への放射能放出を制限</td> <td>施設外への放射線影響のための防護の限定化</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>放射能大量放出の影響軽減</td> <td>施設外への放射線影響のための防護</td> </tr> </tbody> </table>	レベル	目標	安全目標	1	異常及び故障防止	施設外への放射線影響防止	2	異常運転の制御と故障検知	3	放射能放出の制限と過酷事故への進展防止のための事故制御	施設外への放射線影響防止又は微小化	4	過酷事故を制御し施設外への放射能放出を制限	施設外への放射線影響のための防護の限定化	5	放射能大量放出の影響軽減	施設外への放射線影響のための防護
レベル	目標	安全目標																	
1	異常及び故障防止	施設外への放射線影響防止																	
2	異常運転の制御と故障検知																		
3	放射能放出の制限と過酷事故への進展防止のための事故制御	施設外への放射線影響防止又は微小化																	
4	過酷事故を制御し施設外への放射能放出を制限	施設外への放射線影響のための防護の限定化																	
5	放射能大量放出の影響軽減	施設外への放射線影響のための防護																	

		<table border="1"> <tr> <th colspan="2">関連する設計基準分類</th> </tr> <tr> <th>定義</th> <th>放射線安全目標</th> </tr> <tr> <td>C1 通常運転</td> <td>GRR-2001</td> </tr> <tr> <td>C2 想定運転事象</td> <td>S01</td> </tr> <tr> <td>C3a 想定単一初期発生事象</td> <td>S02</td> </tr> <tr> <td>C3b 想定多重故障事象</td> <td>S02</td> </tr> <tr> <td>C4a 現実的に排除されない過酷事故</td> <td>S03</td> </tr> <tr> <td>C4b 現実的に排除される過酷事故</td> <td>適用外</td> </tr> </table>	関連する設計基準分類		定義	放射線安全目標	C1 通常運転	GRR-2001	C2 想定運転事象	S01	C3a 想定単一初期発生事象	S02	C3b 想定多重故障事象	S02	C4a 現実的に排除されない過酷事故	S03	C4b 現実的に排除される過酷事故	適用外
関連する設計基準分類																		
定義	放射線安全目標																	
C1 通常運転	GRR-2001																	
C2 想定運転事象	S01																	
C3a 想定単一初期発生事象	S02																	
C3b 想定多重故障事象	S02																	
C4a 現実的に排除されない過酷事故	S03																	
C4b 現実的に排除される過酷事故	適用外																	
	5.2.1	<p>C2 想定運転事象</p> <p>想定運転事象は 6.2.1 と 6.3 に示す保守的な決定論的手法による定量的な安全目標 S01 に適合すること。</p>																
	5.2.2	<p>C3a 想定単一初期発生事象</p> <p>この事故は 6.2.2 と 6.3 に示す保守的な決定論的手法による定量的な安全目標 S02 に適合すること。</p>																
	5.2.3	<p>C3b 想定多重故障事象</p> <p>想定多重故障事象設計基準分類は以下の事象によって引き起こされる設計段階において考慮される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 想定共通原因故障あるいは想定運転事象(C2)又は想定単一初期発生事象 C3a に対処するために必要な安全機能に要する安全システムの冗長性の不足 ・ 通常運転(C1)における安全機能を満足するために必要な安全システムの想定共通原因故障 <p>全ての共通原因故障を想定する必要はない。申請者は想定される共通原因故障と想定されない共通原因故障のリストを提案することが期待される。 以下略</p>																
	5.2.4	<p>C4 過酷事故</p> <p>過酷事故 (SA)とは、その影響が C3b 事故を超える滅多に起こらない事故を指す。中略</p> <p>早期又は大量の放出、あるいは許容できない直接被ばく(6.2.3 参照)をもたらす過酷事故は現実的に排除すること。</p> <p>C4a 事故は現実的に排除されなかった過酷事故である。(例；炉心溶融、設備からの放射性物質の大量放出、等)</p> <p>これらの事故に対しては、安全目標 S03 を満足するために設計対応を採るべきである。申請者は安全目標 S02 を満足させるために現実的な設計対応が採れないことを規制機関に示すこと。 以下略</p>																

	5.3	<p>現実的な排除の実証</p> <p>この節は早期あるいは大量放出につながる事象の現実的な排除の実証を説明する。</p> <p>現実的な排除は以下の場合に妥当と考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象が物理的に起こりえないことが証明できる。 ・事象が高い信頼性をもってほとんど起こらない。 <p>以下略</p>
6.放射線安全目標		<p>2014年7月8日付政令2014/87/Euratomの8a条では、原子力施設が事故を防ぎ、万一事故が発生した場合にその結果を軽減し、さらに以下を避けることを加盟国が保証することを規定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設外の緊急対策が必要であるが十分な時間が採れないような早期の放射能放出。 ・範囲と時間に限度が設けられないような防護対策が必要な大量の放射能放出。 <p>これに加えて、以下の節で放射線安全目標を定義する。たとえ1つの安全目標を満足するとしても、申請者はさらなる放射線影響を合理的な手段では低減できないことを示すこと。(このことをALARA最適化と呼ぶ) 以下略</p>
	6.1	<p>通常運転時の放射線安全目標</p> <p>通常運転 (C1)には規制による排出制限と線量制限が課せられる。</p>
	6.2	<p>施設外放射線安全目標 S01,S02,S03</p> <p>WENRAによって定義された安全目標 O2 と O3 から安全目標 S02 と S03 が導かれる。</p>
	6.2.1	<p>放射線安全目標 S01</p> <p>想定運転事象(C2)に対しては、施設外の公衆の個人に対する安全目標 S01 に対する定量的な許容基準は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・少なくとも1年に1回起こる事象に対して <ul style="list-style-type: none"> - 実効線量 <0.1mSv/事象 - 乳児、小児、又は青年の等価甲状腺線量 <0.3 mSv /事象 ・1年に1回未満の事象に対して <ul style="list-style-type: none"> - 実効線量 <0.5mSv/事象 - 乳児、小児、又は青年の等価甲状腺線量 <1.5 mSv /事象
	6.2.2	<p>放射線安全目標 S02</p> <p>放射線安全目標 S02 は定性的には、C3a と C3b 事故が施設外の放射線影響を及ぼさないか、あったとしても軽微であるということ。C3a と C3b 事故に対して、施設外の公衆の個人に対する定量的な安全目標 S02 は以下の通り。</p>

		<ul style="list-style-type: none"> ・実効線量 <5mSv/事象 ・乳児、小児、又は青年の等価甲状腺線量 <10 mSv /事象 以下略
	6.2.3	<p>放射線安全目標 S03</p> <p>放射線安全目標 S03 は、過酷事故による環境への放射能放出量を長期にわたり減少させることを目的としており、以下の定量的な基準に従う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・早期又は大量の放出をもたらす過酷事故を現実的に排除すること。 (5.3 参照) ・許容できない直接被ばくをもたらす過酷事故（例；放出を伴わない臨界事故の場合）を現実的に排除すること。(5.3 参照) ・現実的に排除できない過酷事故に対しては、公衆を守るために必要な対策が場所と時間に限定できるような設計対応を備えること、及びこれらの対策を講じる十分な時間がとれること。中略 <p>以上の結果 S03 の定量的な目標は以下のようになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設外の近郊での緊急避難が不要とする。 <ul style="list-style-type: none"> - 避難区域外の実効線量 <50mSv - この線量は 7 日間の積算値 ・シェルターは限定的 <ul style="list-style-type: none"> - シェルター区域外の実効線量 <5mSv - この線量は 24 時間の積算値 ・シェルター以外の防護手段は限定的 <ul style="list-style-type: none"> - シェルター区域外の乳児、小児、又は青年の等価甲状腺線量 <10 mSv /事象 - この線量は放射能雲の通過時間の積算値 ・永久的な住居移転は不要 <ul style="list-style-type: none"> - 施設外の寿命中の実効線量 <1Sv - 寿命中の実効線量は放射能雲通過後 50 年間の積算値 - 放射能雲通過後の年間線量が 20mSv/年より小さい場合は許容できる。 ・長期間の食物摂取制限不要 <ul style="list-style-type: none"> - 事故後のシェルター区域外の農産物の摂取が 1 年以内に可能 - 農産物の放射能濃度が許容値内であることを示すこと。
	6.3	<p>施設内の放射線安全目標</p> <p>設計基準事象 C3a、C3b 及び C4a に対する従事者の線量が以下を満足するよう施設を設計すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実効線量 <20mSv/事象 以下略

7.外部脅威の考慮	7.1	<p>一般的手順</p> <p>各外部事象に対して HL1 と HL2 の 2 つのレベルを定義すること。</p> <p>HL1 脅威に対して余裕の評価を行うこと。</p> <p>HL1 は初期発生事象と見なし、保守的な安全解析によって安全目標 S02 を満足すること。HL1 は C3a 初期発生事象と定義され、発生頻度 s は自然事象では 10^{-4}年を超えず、意図せぬ人為事象では 10^{-6}年を超えないこと。</p> <p>HL2 は HL1 よりも過酷であるが頻度が少ない事象として定義すること。HL2 に対しては安全目標 S03 を満足すること。 以下略</p>
	7.2	<p>余裕の評価</p> <p>HL1 が引き起こす事故に対して十分な保守性を持つことの安全解析を行い、余裕を評価すること。 以下略</p>
	7.3	外部脅威に対する段階的手法の適用
	7.3.1	一般的手順

④深層防護の反映例

前述のドール発電所の乾式貯蔵施設において深層防護を適用する設計例及び施設運用例を表 2.1-11 に整理した。

表 2.1-11 ドール発電所乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 (健全燃料の場合) 一次：燃料被覆管 二次：キャスク (破損燃料の場合) 一次：カプセルキャニスタ(注) 二次：キャスク	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中のキャスク蓋シール漏洩監視 (蓋間圧力の常時測定監視) ・施設内の放射線モニタリング ・定期的安全レビュー (10 年ごと)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	貯蔵建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線モニタリング ・緊急時避難計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> ・航空機落下、火災、埋没に耐えるキャスク ・貯蔵建屋 	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線モニタリング ・緊急時避難計画

注：破損した使用済燃料は専用のカプセルに収容してキャスク貯蔵している。図 2.1-5 にその手順を示す。

破損燃料棒 1 本を金属製カプセルに入れた状態で乾燥し、内部の水を取り除いた後にカプセルを溶接密封する。このカプセルを燃料集合体と同じ外形寸法を持ち同様の取扱いができるカプセルキャニスタ と呼ぶ構造体に装荷する。カプセルキャニスタをキャスクに収納して貯蔵する。このことは、燃料被覆管を深層防護の閉じ込めにおける第一の障壁と考えていることを意味しており、この場合は破損燃料棒を収納するカプセルが燃料被覆管の機能を代用することで深層防護が維持される。

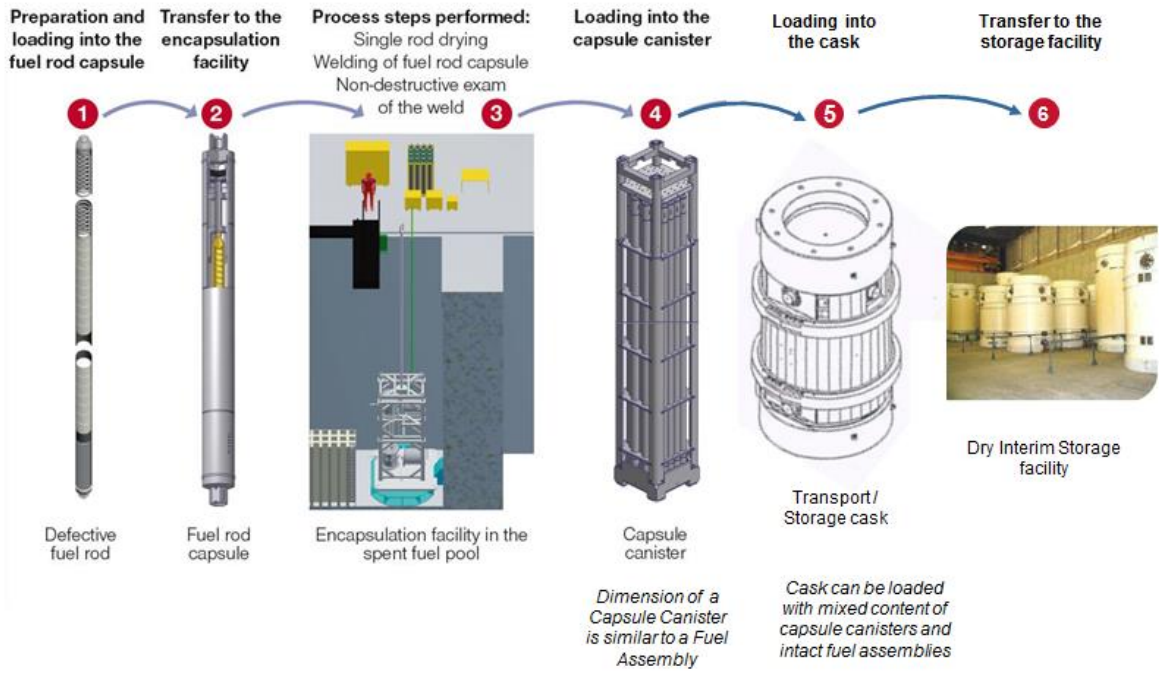


図 2.1-5 ドール乾式貯蔵施設の破損燃料貯蔵手順[BEL8]

(3)ブルガリア [BGR1~6]

①概要

ブルガリアでは、旧ソ連型 PWR であるコズロドイ (Kozloduy) 1~4 号機 (VVER-440/V230) とコズロドイ 5,6 号機 (VVER-1000/V320) を 1970 年から 1982 年にかけて建設し運転を行っていたが、コズロドイ 1~4 号機は運転を停止し、現在運転を継続しているのはコズロドイ 5,6 号機のみである。

コズロドイ 1~4 号機の使用済燃料はプール保管されていたが、2011 年に完成したサイト内に設けた乾式貯蔵施設に移送し貯蔵している。

乾式貯蔵施設はドイツの Nukem Technology と GNS の共同企業体が建設し、使用済燃料は GNS の輸送・貯蔵兼用キャスク (CONSTOR) にて貯蔵されている。将来的には VVER-1000 使用済燃料も合わせて貯蔵できるよう施設規模を拡張する構想がある。

ブルガリアでは放射性廃棄物管理は廃棄物管理公社 (SE-RAW) が責任を持つ。規制機関は NRA (ブルガリア原子力規制庁) である。

CONSTOR は GNS が開発した輸送・貯蔵兼用キャスクで次の特徴を持つ。キャスク本体は細粒鋼製の厚肉二重管から成り、内外管の間に重コンクリート遮蔽材 (CONSTORIT) を充填している。蓋は 3 重で、一次蓋はボルト締め、残る 2 枚 (シール板と二次蓋) は溶接で密封する。図 2.1-6 にその構造を示す。

乾式貯蔵施設は CONSTOR440/84 キャスク 76 基を保管する容量があり、2019 年時点でキャスク 15 基が保管されている。[BGR4,6]



図 2.1-6 CONSTOR キャスクの構造[BGR3]

②技術要件

ブルガリアの使用済燃料貯蔵に係る規制要件は、湿式と乾式の両方に適用される政令[BGR5]による。表 2.1-12 にその主要な箇所を整理した。そのうち深層防護を踏まえた規定と考えられるものを以下に挙げる。

- ・ 公衆の環境の安全確保は深層防護によること。これは、被ばく防止のための複数の物理障壁とそれらを制御し保護してその有効性を維持するシステムで構成すること。
- ・ 使用済燃料強制冷却のための冗長なシステムを持つよう設計すること。
- ・ 物理障壁のシステムは少なくとも 2 つの障壁を持つこと。
- ・ 空気の強制循環又は自然対流のいずれかの方法による除熱法を用いること。強制循環法は自然対流での残留熱除去ができない場合のみに用いること。
- ・ 環境に放出される放射性核種を制限するため換気システムから出る空気を適切に管理してフィルタで浄化すること。
- ・ 安全システムの作動は自動式と手動式（遠隔及び近接）の両方で行えるようにすること。
- ・ 放射線管理システムは、施設内の放射線パラメータを常時管理すること。
- ・ 使用済燃料管理施設の運転による放射線パラメータの制限値からの逸脱を迅速に検知できること。

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (1/13) [BGR5]

分類	条	内容	
1.適用範囲	1	設計、建設、試運転、運転、廃止の全てに適用される。	
		貯蔵、サイト内輸送、取扱い 湿式と乾式の両方	
	2	SSC(システム、構造物、機器)の変更にも適用される。	
2.原理及び基準	3	公衆及び従事者の被ばく ALARA で法令基準以下とする。	
	4	(1)サイト内被ばく線量 0.15mSv 以下	
		(2)設計基準事故時の放射線防護区域境界及び外部の公衆被ばく線量 5mSv 以下	
		(3)公衆に緊急防護対策が必要な事故頻度は 1 サイトあたり年間 1.10^{-6} 以下	
	5	(1)公衆及び環境の安全確保は深層防護によること。これは、被ばく防止のための複数の物理障壁とそれらを制御し保護してその有効性を維持するシステムで構成すること。	
(2)使用済燃料管理施設の安全性は以下で担保すること。 ①適切な立地選定 ②施設設計における障壁と防護レベルに設定に保守的な手法を適用する。 ③設計、建設、製造の高い品質：実証された技術の使用 ④技術仕様、運転要領及び安全標準並びに規則に基づく運転 ⑤職員の技能レベルと安全意識の向上、維持 ⑥以下に対する技術的及び組織的対策 1)通常状態からの逸脱検知と修正 2)初期発生事象の設計基準事故及びこれを超える事故への進展防止 3)事故影響の軽減			
(3)深層防護の対策を施設の SAR(安全解析書)の中で具体化すること。			
3.核的安全 (1)安全機能	7	使用済燃料管理施設は次の基本的安全機能を満足すること。 ①未臨界性確保 ②除熱 ③放射性物質の障壁内への閉じ込め	
		8	(1)使用済燃料管理施設の設計は基本的安全機能を保証できること。
			(2)施設の運転組織は通常時及び設計基準事故時において基本的安全機能を満足させる活動を制御できること。
	9	通常運転時及び設計基準事故時において実効増倍率 (keff) は 0.95 を超えないこと。	

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (2/13) [BGR5]

分類	条	内容
3.核的安全 (1)安全機能	10	(1)未臨界性は主に次の手段で確保すること。 ①貯蔵ラック内の使用済燃料集合体のピッチを制限する。 ②サイト内輸送、取扱い時において通常時及び外部衝撃作用時の使用済燃料集合体の位置と変位を制御する。 ③核的安全性に影響を及ぼすシステムパラメータを制御する。
		(2)搬入される使用済燃料の燃焼度が技術的に管理できる場合は貯蔵ピッチ設定するうえで燃焼度を考慮してもよい。
		(3)搬入される使用済燃料の燃焼度が技術的に管理できる場合は、燃焼度を核的安全性実現のためのパラメータとしてもよい。
	11	使用済燃料管理施設設計は、通常時及び設計基準事故時の取扱い、貯蔵及びサイト内輸送時の燃料被覆管温度が設計限界を超えないよう技術的及び組織的対策を取り入れること。
	12	通常時及び設計基準事故時において使用済燃料管理施設の構成材料が冷却できるよう設計すること。
	13	使用済燃料強制冷却のための冗長なシステムを持つよう設計すること。
(2)核的安全の一般要求	15	(1)使用済燃料管理施設の立地選定に際して施設の安全性に影響を及ぼす可能性があるサイト特性を調査し評価すること。
		(2)立地選定においては人口（現在及び将来）と環境を評価すること。環境影響評価は、81条1項2の規定に従うこと。
		(3)使用済燃料管理施設の立地は、原子力安全利用法（ASUNE）26条3項によって規定される放射線防護の制限を超えないようサイト特性が考慮されている場合に妥当と判断できる。
		(4)使用済燃料管理施設の立地選定過程において、原子力安全利用法（ASUNE）26条2項によって規定される原子炉の安全確保上の規則に従って必要な調査を行うこと。
	16	(1)使用済燃料管理施設の設計では、使用済燃料の貯蔵、サイト内輸送及び取扱いにおける通常時、設計基準事故時及び設計基準を超える事故時の予備的安全解析を行うこと。施設建設後はその時点の施設の状態を反映してSARを改訂すること。
		(2)使用済燃料管理施設の設計は施設の安全性に影響を及ぼす搬入する使用済燃料の主要な特性を含む使用済燃料仕様を含めること。

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (3/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
(2)核的安全の一般要求		(3)設計において施設とその構成機器の運転寿命を設定すること。
		(4)使用済燃料管理施設の設計には、施設廃止に必要な場所を含めること。
	17	使用済燃料管理施設の設計には、システム、構造物及び構成機器の状態を制御する指標を含めること。
	18	(1)安全上重要なシステム及び安全システムを含めること。
		(2)設計者はシステム、構造物及び構成機器を適切な安全レベルに分類して設計図書にて明確にすること。
	19	システムと構成機器が以下を防止できるよう設計すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ①通常運転からの逸脱 ②安全運転上の制限からの逸脱 ③設計基準事故とその影響の軽減 (2)設計基準を超える事故の影響軽減のための技術的及び組織的手段を備えること。
	20	通常時及び使用済燃料管理施設の供給電源喪失を含む設計基準事故時に制御システムに信頼できる電力を供給できるよう設計すること。
	21	(1)安全システムの作動は自動式と手動式（遠隔及び近接）の両方で行えるようにし、自動式操作の故障が手動操作を妨げないように設計すること。
		(2) 手動式（遠隔及び近接）安全システムの要素数は最小限とし、また容器に近づくことができるようにすること。
	22	(1)安全上重要なシステム、構造物及び機器は設計基準事故時の機械的、熱的、化学的及びその他の影響を考慮して設計、製造及び設置すること。
		(2)通常時及び設計基準事故時の電離放射線によって引き起こされる使用済燃料管理施設の材料劣化（腐食、疲労、時効等）を考慮して設計すること。
	23	(1) 安全上重要なシステム、構造物及び機器は地震、ハリケーン、洪水、火災等の外部事象やサイト内あるいはサイト近隣の人為事象の確率を考慮して設計、製造及び設置すること。
(2)施設設計において、適切な規制文書と整合する過程、現象及び自然及び人為要因のパラメータ値を用いること。規制に数値が無い場合は、審査対象となる外部事象に対する過程、現象及び自然及び人為要因のパラメータの最大値を用いてよい。		

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (4/13) [BGR5]

分類	条	内容
(2)核的安全の一般要求	24	(1)安全上重要なシステム、構造物及び機器は 22 条及び 23 条で取り上げた内部事象及び外部事象に対して設計機能を満足できるよう設計すること。
		(2)機器及びシステムの単一故障又は人的ミスの場合に基本的安全機能が満足できること。
		(3)設計は以下を保証すること。 ①使用済燃料取扱い及び貯蔵における危険な核的活動を最小限にする。 ②使用済燃料キャスクやその他の取扱及び貯蔵装置の漏洩検査と管理を危険な核的活動無しで行えること。
	25	施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。
	26	施設は搬入する使用済燃料の受入時データが発送時データと整合することが確認できるシステムを備えること。
	27	以下を達成できる方法と手段を備えるよう設計すること。 ①施設内及び装置の除染 ②施設内及び装置の事故汚染の除去 ③漏洩使用済燃料集合体、損傷燃料棒及び集合体の取扱 ④火災消火
	28	(1)運転で発生した放射性廃棄物 (RAW) の管理システムを備えるよう設計すること。
		(2)使用済燃料貯蔵の過程と RAW の予備的取扱いはその間に発生する RAW 量が最小になるよう設計すること。
	29	(1)施設は火災安全及び爆発しない設計と技術を用いること。
		(2)火災危険範囲と構造物及び機器の火災挙動及び最大火災荷重を明確にするよう設計すること。
		(3)施設構内には火災報知器、消火システム及び通常時及び緊急時照明を備えること。
		(4)火災発生時には換気システムが自動的に停止すること。
		(5)火災時と火災影響除去時において使用済燃料の未臨界性と冷却を確保する手段を備えるよう設計すること。
30	(1)施設は職員の避難を妨げないよう設計すること。	
	(2)建屋と施設における退避計画、退避ルート及び誘導表示を備えるよう設計すること。	
31	施設と使用済燃料の物理防護のため侵入防止、接近の制御と自動隔離を含むシステムを備えるよう設計すること。	

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (5/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
(2)核的安全の一般要求	32	施設は、貯蔵エリアからの使用済燃料取り出し、施設及び使用済燃料の調整と保守のためのアクセス、そして装置の解体が容易に行えるよう設計すること。
	33	(1)ラックやキャスクに取外しできない非均質な中性子吸収要素を用いる場合は、貯蔵する使用済燃料の格子間隔は吸収要素の吸収能力を考慮して決定すること。
		(2)ラック及びキャスクの構成材として取外し可能な非均質吸収要素を用いてはならない。
34	(3)ラック及びキャスクの構成材として中性子吸収材を用いる場合は、通常時及び設計基準事故時の機械的、化学的又は放射線影響による吸収能力の低下を考慮して設計、製作及び管理すること。設計図書には中性子吸収材の吸収能力低下の最大許容値を記載すること。	
(3)湿式貯蔵	35～48	省略
(4)乾式貯蔵	49	使用済燃料乾式貯蔵施設は次のシステムを備えるよう設計すること。 ①崩壊熱除去 ②換気 ③計装及び制御 ④空気浄化 ⑤信頼できる電源 ⑥除染 ⑦火災報知及び消火
	50	(1)除熱システムは、使用済燃料温度が運転時及び設計基準事故時の設計制限値を超えないように設計すること。
		(2)空気の強制循環又は自然対流のいずれかの方法による除熱法を用いること。
		(3)強制循環法は自然対流での残留熱除去ができない場合のみに用いること。
	51	(1)換気システムは放射性生成物による施設内の空気汚染を防止でき、通常時の状態を維持できること。
(2)換気システムは施設内の区分（人が立ち入らない区域、立入制限区域及び常時立入区域）に応じて別々のシステムとすること。		

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (6/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
(4)乾式貯蔵	52	(1)残留熱を強制循環で除去する場合は、除熱システムを換気システムと独立したものとすること。
		(2)除熱システムは、使用済燃料貯蔵エリアの空気が制限立入区域や常時立入区域に流れ込まないように設計すること。
	53	(1)空気浄化システムは、工学的システム内と施設内の空気に侵入する可能性がある放射性ガスとエアロゾルの全ての周期的及び恒常的源泉を考慮して設計すること。
		(2) 空気浄化システムは、通常運転時及び設計基準事故時に施設内の制限立入区域と常時立入区域の放射性ガスとエアロゾルの濃度がASUNE26 条 3 項の制限値を超えないよう設計すること。
	54	計装システムは以下を保証できること。 ①施設内のガンマ線量及び中性子線量の監視 ②使用済燃料管理施設の工学的パラメータの監視 ③施設内の中性子減速材が存在しないことの監視 ④除熱と環境への熱放出監視
	55	燃料貯蔵エリアに中性子を減速する材料（たとえば水）が侵入しないよう設計すること。
56	施設は、初期発生事象によって中性子実効増倍率が最大となる量、分布及び密度の水で満たされた場合でも 5%以上の未臨界度となるよう設計すること。	
(5)材料	57	使用済燃料取扱いと貯蔵のための材料、塗装及び配管の断熱材、装置類及び施設は次の条件に適合すること。 ①除染性、冷却媒体、耐放射線性及び耐熱性の観点から放射性核種の吸着能力が最小で耐食性に優れ、また塵を堆積せず除染が容易であること。 ②使用済燃料の汚染源にならず、また使用済燃料の機能に悪影響せず、あるいは健全性を損なわないこと、さらに施設の汚染源にならないこと。

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (7/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
(6)取扱装置	58	<p>取扱装置に対する要求事項は次のとおり。</p> <p>①装置を修理及び保守のため容易に解体及び撤去できること。</p> <p>②使用済燃料の取扱及び貯蔵の過程において使用済燃料に径方向、軸方向及び曲げ荷重を加えることと、使用済燃料の形状変化を及ぼす機会を最小にする。また、ラックやキャスクへの装荷と取り出しの操作過程において、使用済燃料の表面や構造機械的損傷を与えないこと。</p> <p>③以下の可能性を排除する。</p> <p>1)通常操作時の不適切な取扱い、収納物、キャスク又は使用済燃料の落下、将来の取扱時の事故や収納物、キャスク又は使用済燃料の落下をもたらす可能性があるキャスク又は使用済燃料の損傷、収納物、キャスク又は使用済燃料の落下を引き起す初期発生事象</p> <p>2)初期発生事象によるキャスクからの使用済燃料落下、ラック及び使用済燃料を含む収納物の落下</p> <p>3)使用済燃料貯蔵区画上の梯子の取扱い</p>
	59	<p>その故障が事故に繋がる可能性がある取扱い装置の電動モーター機構は</p> <p>①自動の冗長性を持つ信頼できる電源を持つこと。</p> <p>②電源喪失時は手動操作で安全状態に移行できること。</p>
	60	<p>(1)使用済燃料取扱い装置は、崩壊熱による使用済燃料の溶融を防止して ASUNE26 条 3 項の制限値以下となるよう職員を保護できるよう設計すること。</p> <p>(2)燃料取扱い装置は地震時に設計設定点を超えると自動的に停止するよう設計すること。</p> <p>(3)使用済燃料の移送速度と加速度は燃料タイプに応じた値を設計要求として設定すること。</p> <p>(4)プログラム制御による燃料取扱い装置は自己診断機能、インターロックの作動と使用済燃料移動の自動記録機構を備えること。</p>
	61	省略 (水中動作に関わるもの)
	62~67	省略 (OSSC (オンサイト SHIPPING キャスク = 構内輸送容器) に関わるもの)

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (8/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
4.運転と廃止 (1)一般	68	使用済燃料管理施設の運転は原子力施設の運転に関わる要求と整合すること。また、関連法規に適合すること。
	69	<p>運転事業者は</p> <ul style="list-style-type: none"> ①安全方針と安全計画を策定すること。 ②使用済燃料管理施設の安全運転に対する必要な組織構造を確立すること。 ③品質保証に対する方針と計画を策定し適用する、また運転期間中の安全性に影響を及ぼす全ての活動とパラメータについて恒久的かつ効率的な管理を行うこと。 ④必要な能力を備えた職員が活動できる条件を保証すること。 ⑤こうした活動に対する国の規制機関及び公衆と折衝する組織を構築すること。
	70～82	省略（運転組織に関わるもの）
(2)SSC の保守	83	(1)システム、構造物及び機器（SSC）の保守は技術サービス、修理、試験及び検査を含み、SSC の効率性を維持して機器は故障を防止することを目的とすること。
		(2)SSC の保守を規定する文書は、設計要求と技術仕様に基づいて作られた指示書、計画、工程及びアセンブリチャートを含めること。
		(3)全ての保守活動成果と状態診断データは記録保管すること。
84～87	省略	
(3)設計と 運転手順変更	88	安全性に大きく影響する設計と運転手順を変更する場合は NRA の許可を得ること。
	89	変更は安全性のレベルを下げるものであってはいけない。
	90	変更する場合は主要な安全機能が満足されることを保証すること。
	91	<p>変更後は以下を実行すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①全ての影響を受けるシステムの運転性の確認試験 ②SAR の改訂 ③技術仕様書と運転及び保守手順書の改訂
(4)廃止	92	使用済燃料管理施設の廃止は ASUNE26 条 2 項の規制要求に適合すること。
	93	<p>少なくとも施設の廃止の 3 年前までに運営事業者は NRA に次の図書を提出すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①廃止計画 ②廃止プロジェクト ③廃止に関わる SAR
	94,95	省略

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (9/13) [BGR5]

分類	条	内容
5.放射線防護 (1)一般	96	(1)試運転、運転、廃止の各段階における放射線防護は以下によって保証すること。 ①設計で与える技術的手段 ②放射性防護計画で規定する組織的手段 (2)放射線防護は以下を含めること。 ①放射線管理 ②施設境界の外部環境の放射線監視 ③緊急時計画及び緊急時対応
	97	省略
(2)放射線管理	98	省略
	99	放射線管理システムは、ASUNE26 条 3 項の規制に適合するよう施設内の放射線パラメータを常時管理すること。これらは ①自動放射線監視システム ②必要な時に携帯式線量計を使用 ③職員、施設内及び装置の表面汚染測定用の携帯式線量計
	100	自動放射線監視システムは ①通常時、設計基準事故時及び設計基準を超える事故時の施設状態を示すパラメータを測定できること。 ②パラメータが制限を超えた場合に警報を出すこと。
	101	適切な換気とフィルタを用いて施設内の放射性物質蓄積を防ぎ、職員の被ばく線量を低減すること。
	102	環境に放出される放射性核種を制限するため換気システムから出る空気を適切に管理してフィルタで浄化すること。
	103	使用済燃料を貯蔵し取扱うエリアでは適切な放射線監視と職員の防護を行うこと。
	(3)監視	104
105		省略
106		監視システムは、 ①パラメータを監視する自動化システムであること。 ②サンプルを計画に従い定期的に採取すること。
107		(1)監視データは処理して分析すること。 (2)分析結果に基づいて環境に悪影響を及ぼす要因を修正すること。 (3)監視データは、施設の運転期間を通じて体系的に整理して保管すること。

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (10/13) [BGR5]

分類	条	内容
(4)緊急時計画	108,109	省略
6.安全評価	110	省略
	111	(1)SAR では設計基準事故及び設計基準を超える事故をもたらす初期発生事象を考慮して解析すること。
		(2)付録 1 に設計基準事故の初期発生事象の推奨リストがある。
		(3)付録 1 に設計基準を超える事故の初期発生事象の推奨リストがある。
112	111 の初期発生事象の解析では以下を考慮すること。 ①OSSC(構内輸送容器)吊り上げ時の最大高さからの落下 ②実効増倍率の増加につながるキャスク、ラック内の集合体の配置 ③実効増倍率の増加につながる集合体、燃料棒の変形、曲げ等の形状変化 ④省略 (湿式) ⑤非均質及び均質中性子吸収材の効率低下 ⑥乾式キャスク内への水侵入 ⑦生体遮蔽特性変化から生じる放射線遮蔽条件劣化	
113	未臨界性解析では実効増倍率を最大に見積るよう以下の要求を置く ①使用済燃料は未照射と仮定する。ただし、次の 2 条件が同時に満足される場合は除く。 1) 燃焼度の管理を特別な技術的方法で行う。 2) 燃料燃焼度を安全性実証のためのパラメータとする。 ②複数濃縮度の使用済燃料が同時に存在する場合は最大濃縮度と仮定する。 ③施設の最大設計容量を仮定する。 ④減速材は実効増倍率が最大になる量、分布、密度を仮定する。 ⑤中性子反射体がベストパラメータの状態が存在すると仮定する。 ⑥集合体内に中性子吸収材は無いと仮定する。 ⑦中性子吸収材を持つ集合体は、吸収材が欠損したと仮定する。 ⑧ほう素希釈のような均質吸収材を持つ施設では、それらが無くなったと仮定する。 ⑨通常時と初期発生事象において温度が変化する場合は、実効増倍率が最大になる条件を調べる。 ⑩省略 (湿式キャスク) ⑪初期発生事象によって燃料集合体の形状が変化する場合は、これを考慮する。 ⑫吸収材の濃度及び同位体組成と製造公差を考慮する。	

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (11/13) [BGR5]

分類	条	内容
6.安全評価	114	<p>除熱解析は以下の保守側の要求のもので行うこと。</p> <p>①施設容量一杯の最大発熱量を考慮する。</p> <p>②複数濃縮度の使用済燃料が同時に存在する場合は発熱量が最大となる同位体組成と燃焼度を仮定する。</p> <p>③炉心から取り出された使用済燃料が最短時間で貯蔵される場合を調べる。</p> <p>④除熱システムの経年劣化による効率低下を考慮する。</p> <p>⑤設計限界を超える過熱、過冷却及び急速な温度変化による施設の破損の可能性を調べる。</p> <p>⑥除熱システムが使えない最大期間を考慮する。</p> <p>⑦太陽入熱等の全ての追加熱源を考慮する。</p>
	115	使用済燃料貯蔵、取扱い及び施設内輸送に対する安全解析結果を運転手順の策定とサイトでの緊急計画改訂にて考慮する。
7.品質保証	116	事業運営組織は品質保証方針と品質保証計画を策定して承認し、それらを実行する組織を作ること。
	117	核的安全性と放射線防護を品質保証方針の優先事項とすること。
	118	<p>品質保証計画には以下を保証する手段を備えること。</p> <p>①職員の訓練及び技量評価</p> <p>②設計と技術的活動の管理</p> <p>③建設及び据付工事の管理</p> <p>④文書管理</p> <p>⑤受入部材、装置及びサービスの管理</p> <p>⑥生産活動管理</p> <p>⑦試験及び検査</p> <p>⑧計量管理</p> <p>⑨安全上重要なシステムと機器の信頼性</p> <p>⑩不適合管理</p>
	119	省略
追加規定	§ 1	省略
暫定及び最終規定	§ 2(1)	省略
	(2)1	過酷事故時の使用済燃料の重大損傷の頻度は PSA による計算で 10^{-4} /施設・年以下であること。
	2	公衆の年間線量は 0.25mSv 以下であること。

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (12/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
暫定及び最終規定	3	公衆に対する緊急防護対策が必要な大規模な放射能放出事故は 10 ⁻⁵ /施設・年以下であること。
	4	設計基準事故後の最初の 1 年間の放射線防護区域境界及び外部の公衆の内部被ばくと外部被ばくによる年間実効線量は 50mSv を超えないこと。
	5	設計基準を超える事故後の最初の 1 年間の放射線防護区域境界の緊急防護対策に対する公衆の内部被ばくと外部被ばくによる年間実効線量は 5mSv を超えないこと。また、2 年目以降については年間 1mSv を超えないこと。
	§ 3,4	省略
付録 1 (111 項 2)		使用済燃料管理施設の安全解析における設計基準事故の初期発生事象の推奨リスト
1		自然原因の外部事象 (洪水、地震、地盤沈下等)、建設予定地に特有のもの
2		人為の外部事象は、以下のようなもの <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然又は人口貯水池の決壊 ・ 航空機あるいはその他の飛行物体の落下 ・ 施設内又は通過輸送物の爆発 ・ 立地場所での火災 ・ 施設の水源に油又は他の不活性物が混入 ・ テロリストの攻撃 ・ 全所停電
3		内部事象は、以下のようなもの <ul style="list-style-type: none"> ・ 施設内での爆発による空気衝撃 ・ 施設内の爆発性混合物生成 ・ 事故による飛来物 (たとえば高圧システム) ・ 施設内火災 ・ 施設内の洪水

表 2.1-12 ブルガリアの使用済燃料管理規則 (13/13) [BGR5]

分 類	条	内 容
4		装置故障、以下のようなもの <ul style="list-style-type: none"> ・ 取扱い装置の故障による個別の機器、溶接密封キャニスタ、キャスク又は燃料集合体の落下 ・ 取扱い装置の故障による使用済燃料収納物、キャスク又は燃料集合体の固着あるいは宙吊り ・ 使用済燃料貯蔵装置及び取扱い装置の故障 ・ 冷却システムの故障による冷却不能 ・ 換気システムの故障
5		その他の事象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料集合体の位置を動かす可能性がある、又は燃料集合体及び燃料棒を損傷させる可能性がある物体の落下 ・ 中性子吸収要素の形状又は能力の変化 ・ 使用済燃料輸送中の固縛装置の故障 ・ 使用済燃料貯蔵、輸送及び取扱い装置の故障につながる事故 ・ 燃料集合体を通した空気循環喪失
6		人的ミス
付録 2 (111 項 3)		使用済燃料管理施設の安全解析における設計基準を超える事故の初期発生事象の推奨リスト
1		使用済燃料貯蔵、輸送及び取扱い施設における自己連鎖反応の発生
2		省略 (プール)
3		乾式貯蔵における冷却ガスの完全喪失
4		貯蔵使用済燃料上への装置又は構造物落下

③深層防護の反映例

ブルガリアの乾式貯蔵施設において深層防護概念を適用していると考えられる設計例及び施設運用例を表 2.1-13 に整理した。

表 2.1-13 コズロドイ発電所乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管※ 二次：キャスク一次蓋(ボルト) 三次：キャスク二/三次蓋 (溶接) ※漏洩燃料の取扱いは不明	放射線モニタリング
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・換気システム排出口へのフィルタ設置※ ・強制循環システム※ ※規則上で実際に設置しているか不明	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	換気システム排出口へのフィルタ設置	放射線モニタリング

(4)カナダ[CAN1～15]

①概要

カナダでは自主開発した重水炉（CANDU）を 1971 年から運転しており、現在 19 基が運転中である。同国では CANDU 炉から発生する使用済燃料を再処理せずに高レベル放射性廃棄物として、当面サイト貯蔵又は集中貯蔵を行い最終的には地層処分する方針を採っている。

カナダで行われている乾式貯蔵の方式としては、次の 3 つが挙げられる。[CAN10]

- 1)AECL（カナダ原子力公社）のコンクリートキャニスタ（サイロ）
 - 2)AECL のモジュール空冷貯蔵システム（MACSTOR）
 - 3)OPG（オンタリオ・パワー・ジェネレーション）の乾式貯蔵コンテナ
- 規制機関は CNSC（カナダ原子力委員会）である。

1)AECL のコンクリートキャニスタ（サイロ）

この方式は、1970 年代初頭に開発されたものでポイント・ルプロー（Point Lepreau）、ダグラス・ポイント（閉鎖済）及びジャンティリィ 1 号（Gentilly）原子力発電所の使用済燃料貯蔵に用いられている。これは①アルゼンチンで説明したものと同様の方式で、使用済燃料をステンレス鋼製バスケット（円筒容器で 38～60 体 CANDU 燃料集合体を収納する）に収納して溶接密封し、内面を鋼管でライニングした鉄筋コンクリート製容器（サイロ）に縦積みで収容するものである。（図 2.1-1,2 参照）

図 2.1-7 にポイント・ルプロー原子力発電所の使用済燃料貯蔵施設の外景を示す。



図 2.1-7 ポイント・ルプロー原子力発電所のコンクリートキャニスタ[10CAN]

2) AECL の空冷モジュール貯蔵システム（MACSTOR）

MACSTOR システムは、前記のコンクリートキャニスタの改良版でジャンティリィ 2 号原子力発電所の使用済燃料貯蔵に用いられている。この方式は 60 体の CANDU 燃料集合体を収納するバスケット 10 基を装荷したシリンダー（鋼製円筒容器）を 20 基縦置き状態で鉄筋コンク

リート製貯蔵モジュール内に収容して貯蔵するものである。図 2.1-8 に MACSTOR の外観を示す。使用済燃料の崩壊熱はコンクリート壁に設けた吸排気口を通じた自然対流冷却によって除去される。ちょうど、米国の NUHOMS システム（横型サイロ）[USA3]と同じ構成である。



図 2.1-8 ジャンティリイ 2 号原子力発電所の MACSTOR-200 システム[CAN10]

3) OPG の乾式貯蔵コンテナ

この方式は使用済燃料を収納した乾式貯蔵コンテナ（DSC）を貯蔵建屋内に縦置きで保管するもので、ピッカリング乾式貯蔵施設（PWMF）、ウエスタン乾式貯蔵施設（WWMF）、ダーリントン乾式貯蔵施設（DWMF）の 3 か所で運用されている。

DSC は方形断面を持つ二重の炭素鋼製容器の間に高密度鉄筋コンクリートを充填している。DSC の仕様を表 2.1-14 に示す。使用済燃料を貯蔵する DSC の構造を図 2.1-9 に示す。また、建屋内の貯蔵状態を図 2.1-10 に示す。

この方式は 1996 年に PWMF で開始して以降特に異常なく安全に運用されている。燃料被覆管温度は 175℃以下であることを温度測定※及び解析で確認している。（※代表 DSC の内外容器温度）[CAN10]

表 2.1-14 カナダの使用済燃料乾式貯蔵容器（DSC）の仕様[CAN7～10]

項目	仕様	設計の考え方
構造、材質	方形炭素鋼製二重容器＋ 高密度鉄筋コンクリート充填 (外表面塗装)	・ 内容器は放射能閉じ込め機能 ・ 外容器は構造強度確保 ＋ 除染性向上(塗装)
製造メーカー	不明	
設計貯蔵期間	50 年	最終処分方針未定のため
内部雰囲気	He	・ 燃料被覆管の酸化防止 ・ 容器漏洩検知性
重量（空）	60 トン	
重量（燃料装荷時）	70 トン	
燃料収納体数	384 体	

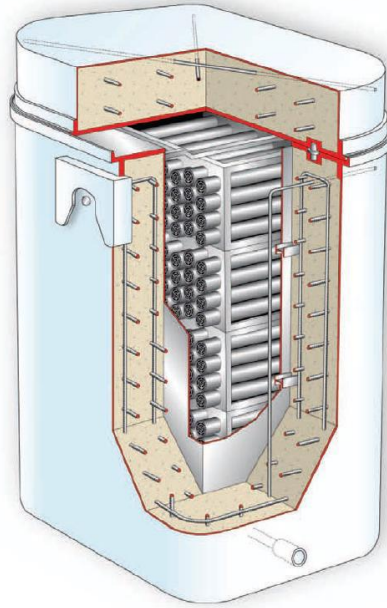


図 2.1-9 OPG の乾式貯蔵コンテナ (DSC) [CAN7~9]



図 2.1-10 OPG の乾式貯蔵施設における DSC の貯蔵状態 [CAN10]

②技術要件

カナダでは使用済燃料に特化した技術要件（規制基準）は現時点では制定されておらず、放射性廃棄物管理に対する規則[CAN5]が適用される。表 2.1-15 にその主要部分を示す。また、表 2.1-16 に安全要件を示す。さらに表 2.1-17 にカナダ規格協会（CSA）が策定した放射性廃棄物管理に関する技術標準を示す。

これらの中で深層防護原理を踏まえた規定の主なものを以下に挙げる。

- ・能動的な SSC よりも受動的な SSC を優先すること。能動的 SSC に対しては、信頼性、冗長性及び多様性の必要性、そして事故時等の挙動を考慮すること。
- ・システムの有効性を保つために適切な頻度で貯蔵施設の保守、試験及び検査を行うこと。
- ・使用済燃料と放射性廃棄物から人間と環境を防護する多重の工学的障壁を用いること。工学的障壁の性能を監視するために組織的な制御及び要領を用いること。
- ・モニタリングを行い安全でない条件又は SSC の劣化を検知できること。
- ・乾式貯蔵システムは異常運用条件につながる可能性がある想定異常事象に対処できること。
- ・閉じ込め境界は通常条件及び異常運用条件において閉じ込め機能を持つこと。
- ・重要装置と操作に対して非常用電源と配電システムを備えること。
- ・容器仕立場所には HVAC（加熱、換気及び空調設備）、放射能換気と HEPA フィルタ捕集等を備えること。

表 2.1-15 カナダの放射性廃棄物管理の規制要件[CAN5]

分類	条	内容
4. 一般的要件		<p>放射性廃棄物を管理する全ての申請者は以下の義務を負う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物を長期にわたり安全、現実的かつ経済的に管理することによって将来世代に過大な負担を負わせないようにする。 ・公衆と環境の安全及び国家安全保障を考慮して安全な管理を行うこと。 ・放射性廃棄物の管理の各段階における記録を採って保持すること。 ・放射性廃棄物管理の全ての段階の独立性を考慮すること。放射性廃棄物管理の異なる段階を個々の段階と管理過程全体の観点の両方から評価すること。 ・全ての放射性廃棄物の管理活動の安全性を確保するために必要な文書を作成し整備すること。(計画、要領、指示書等) ・廃棄物インベントリを管理下において追跡すること。 ・他の類似施設又は活動の経験や教訓並びに科学技術の進歩を弛まなく反映して放射性廃棄物管理施設あるいは活動の安全性の向上に努めること。 ・CNSC に放射性廃棄物の所有権に関する情報を提供すること。
5. 管理計画		<p>申請者は廃棄物管理計画を策定し実行すること。管理計画には以下を含めること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実行する廃棄物管理活動を明確にする。 ・満たすべき要件、基準及び目標並びに用いる安全標準を示す。 ・放射性廃棄物の管理に関わる全ての活動に対する役割と責任分担を規定する組織体制を確立する。 ・廃棄物管理計画の有効性を保証する管理システムの概要を示す。 ・放射能汚染の可能性がある廃棄物フローを明確にする。 ・廃棄物の階層を考慮する。
6. 廃棄物の分類と許容基準	6.1 分類	<p>カナダでは、放射性廃棄物は次の4つに分類される。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 低レベル放射性廃棄物 (LLW) 2. 中レベル放射性廃棄物 (ILW) 3. 高レベル放射性廃棄物 (HLW) で使用済燃料と高発熱の廃棄物を指す。 4. ウラン濃縮の残滓
	6.2 廃棄物特性	<p>申請者は放射性廃棄物管理の各段階で廃棄物の特性を確認すること。これは、物理的、化学的、放射線、機械的、生物学的及びその他の特性を明らかにすることである。申請者は特性評価の詳細データを記録して保管すること。</p>

	6.3 許容基準	申請者は安全評価に整合する廃棄物の許容基準を確立すること。これは、廃棄物の取扱い、処理、貯蔵、輸送及び/又は最終処分における各段階での廃棄物形態に対する化学的、物理的、放射線、機械的、生物学的及びその他の特性の許容値を規定するものである。
7.放射性廃棄物管理の各段階	7.1 発生	省略
	7.2 取扱い	廃棄物の取扱いにおいて、以下を考慮すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物の特性 ・ 閉じ込めシステム及びパッケージのタイプ ・ ALARA 原理に基づいて放射線リスクを最小にする。
	7.3 処理	申請者は各段階における廃棄物処理方法を選定する際に各段階での廃棄物の特性と要件を考慮すること。また、早い段階で廃棄物を受動安全状態か、又は安定な状態に移行することを考えること。 以下略
	7.4 輸送	申請者は”核物質のパッケージ及び輸送に係る規則（2015年）”に従って放射性廃棄物を輸送すること。
	7.5 貯蔵	申請者は規制要件に適合し、公衆及び環境に保護を与える方法で安全に放射性廃棄物を貯蔵すること。 申請者は文書化した要領に従って貯蔵に関する活動を行うこと。またこれらの活動を変更する場合は貯蔵する廃棄物の安全性への影響を考慮すること。 廃棄物は検査、監視、回収ができ、以降の管理に適した状態を維持できる方法で貯蔵すること。
8.廃棄物パッケージ		放射性廃棄物は取扱い、処理、貯蔵、最終処分、そして輸送の各活動における通常状態及び事故条件の両方に対して規制要件に適合する形でパッケージ化すること。
9.廃棄物貯蔵施設	9.1 一般的要件	申請者は廃棄物貯蔵施設の寿命を通じた安全評価書を作成し実行し維持すること REGDOC-2.4.4 クラス B1 施設の安全解析ドラフトに放射性廃棄物貯蔵施設の安全解析の要件と手引きを記載している。 長期間の廃棄物貯蔵施設に対しては、REGDOC-2.11.1 放射性廃棄物の長期貯蔵に対する安全ケースに全解析の要件と手引きを記載している。
	9.2 サイト特性	申請者は現状のサイト特性について十分詳細に調査し、貯蔵期間を通じてどのような変化が予想されるか評価すること。
	9.3 貯蔵施設設計	申請者は貯蔵施設が以下の基本的安全要件を通常時、想定運転事象時及び設計基準事故時において満足できるよう設計すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 未臨界制御 ・ 除熱 ・ 放射線遮蔽

		<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の閉じ込め ・回収性
		申請者は安全上重要な SSC を示して分類すること。能動的な SSC よりも受動的な SSC を優先すること。能動的 SSC に対しては、信頼性、冗長性及び多様性の必要性、そして事故時等の挙動を考慮すること。
		貯蔵施設は SSC と廃棄物パッケージの検査、試験及び保守が容易にできるよう設計すること。
		プロセス系制御（例：廃棄物取扱い、装置及び換気システム）は防護システムと独立にすること。これが困難な場合は、共用及び相互関連システムを使用することの妥当性を示すこと。
	9.4 貯蔵施設の建設と試運用	<p>貯蔵施設は設計に従い建設すること。建設途中で設計変更を行う場合は変更管理に従うこと。</p> <p>SSC の装置が設計どおり作動することを検証すること。試運用完了後に最終試運用報告書を提出すること。 以下略</p>
	9.5 貯蔵施設運用	<p>貯蔵施設が安全状態を維持するための安全評価から導かれる運用制限及び条件を作成し文書化すること。貯蔵施設はこの文書化した要領書に従って運用すること。中略</p> <p>運用制限と条件を監視し、以下を考慮して必要に応じてこれらを改定すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用経験の反映 ・施設変更及び/又は放射性廃棄物タイプの変更 ・施設の安全ケースの定期的レビューの一環 ・関連法規の改訂 <p>装置の信頼性を維持しシステムの有効性を設計どおりに保つために適切な頻度で貯蔵施設の保守、試験及び検査を行うこと。</p>
	9.6 貯蔵施設の廃止	省略

表 2.1-16 カナダの放射性廃棄物管理の安全要件[CAN10]

分類	条	内容
G.7		<p>使用済燃料管理方法と使用済燃料貯蔵要件</p> <p>使用済燃料の取扱いと貯蔵施設には以下の要件が求められる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め ・ 遮蔽 ・ 崩壊熱除去 ・ 臨界防止 ・ 貯蔵期間中の燃料健全性保証 ・ 燃料装荷性、取扱い性及び回収性確保 ・ 燃料の取扱い及び貯蔵における機械的防御 ・ 保障措置及びセキュリティ確保 ・ 過酷なサイト条件に対する物理的安定性及び耐性 <p>CSA(カナダ規格協会)は使用済燃料乾式貯蔵施設のサイト選定、設計、建設、試運用、運用及び廃止に関する最適実行法をまとめた標準書、CSA 標準 N292.2-13"照射燃料の乾式中間貯蔵“を作成している。</p>
G.8		<p>使用済燃料と放射性廃棄物の安全性</p> <p>カナダでは使用済燃料と放射性廃棄物及びそれらの関連施設は同じやり方で規制を受ける。安全性と許認可手続きは原子力安全及び管理法（NSCA）の要件と関係規則によって規制される。</p>
	G.8.1	<p>一般的安全要件</p> <p>カナダの使用済燃料と放射性廃棄物管理の安全性確保は IAEA 安全ガイドと実行が規定するガイドラインに従って行われる。</p>
	G.8.2	<p>カナダの許認可プロセス</p> <p>省略</p>
	G.8.3	<p>防護及び安全の基礎</p> <p>使用済燃料と放射性廃棄物の規制は以下に分けることができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 一般的性能要件 ・ 一般的設計及び運用原理 ・ 性能基準

	G.8.3.1	<p>一般的性能要件</p> <p>次の3つの主要な性能要件がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・申請者は環境と個人の健康及び安全を守り、安全性を維持する適切な対策を講じること。 ・申請者は法律、規則及び制限（例:ALARA 原理による線量制限）に従うこと。 ・申請者は試験、解析、監視計画、規則、データ及び報告書を用いて適合性を示すこと。
G.8	G.8.3.2	<p>一般的設計及び運用原理</p> <p>一般的な設計及び運用に関して次の2つの主要な原理がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料と放射性廃棄物が通常時と異常時において人間と環境から適切に閉じ込められて隔離されるよう多重の工学的障壁を用いること。 ・工学的障壁の性能を監視するために組織的な制御及び要領を用いること。
	G.8.3.3	<p>CNSC が認める性能基準は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造物の健全性はその寿命にわたり維持されること。 ・貯蔵建屋から 1m の位置と施設の外周境界の放射線量は公衆及び従事者の規制制限値を超えないこと。 ・貯蔵容器の設計寿命中に遮蔽性能の低下がないこと。 ・貯蔵容器の設計寿命中に放射性物質の多量の放出又は有害な汚染がないこと。 ・通常条件において貯蔵容器の過大な傾斜あるいは転倒が生じないこと。 ・収納物と施設の構成要素の物理的セキュリティシステムが維持されること。
	G.8.4	<p>安全要件</p> <p>使用済燃料と放射性廃棄物貯蔵施設の安全要件は以下を含むこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界安全 ・放射線安全 ・物理的セキュリティ及び防護 ・産業安全
	G.8.4.1	臨界安全 省略
	G.8.4.2	<p>施設設計</p> <p>使用済燃料と放射性廃棄物貯蔵施設は人間に対する放射線被曝と環境への放射性物質放出について ALARA の原則を維持するよう設計すること。以下略</p>

	G.8.4.3	物理的セキュリティ及び防護 省略
	G.8.4.4	産業安全 省略
G.9		<p>現存施設の保護</p> <p>使用済燃料と放射性廃棄物貯蔵施設は環境に液体排出物を放出しないよう設計すること。使用済燃料と放射性廃棄物の処理過程で出る排出物を監視して規制制限値を超えないようにすること。 以下略</p>
G.10		申請した施設の立地要件 省略
	G.10.1	公衆への周知計画 省略
	G.10.2	影響を受ける隣国との関係 省略
G.11		施設の設計、建設及び安全評価 省略
G.12		<p>施設の運用</p> <p>貯蔵施設の運用認可のために以下の書類が必要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 流出物と環境のモニタリング計画書 ・ 運用及び保守要領書 ・ 試運転計画書 ・ 検査及び試験計画書 ・ 施設内の放射性物質、核物質及び危険物質の性質と量 ・ 従事者の認定、再認定及び訓練記録
G.13		<p>使用済燃料乾式貯蔵施設の監視</p> <p>乾式貯蔵施設は運用中の性能評価のためのモニタリング計画が求められる。この計画は個々の障壁の性能及び閉じ込めシステム全体の性能を次の点について評価する手段である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 確立された安全基準 ・ 人間の健康と安全及び物理環境への影響に関する標準 <p>乾式貯蔵施設のモニタリング計画はあらゆる安全でない条件又はSSCの劣化を検知できること。使用済燃料乾式貯蔵施設のモニタリング計画の代表的なものとして以下が挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ガンマ放射線監視 ・ バスケット及びキャニスタライナ（鋼管）の漏洩有無を検知するキャニスタ監視 ・ 流出物監視（空气中放出物と液体放出物の両方） ・ 環境モニタリング
	G.13.1	<p>ガンマ放射線監視の経験</p> <p>定型的なガンマ線監視は手持ち式モニタで貯蔵施設内の代表点及び乾式貯蔵容器の全ての側面を測定するか、熱ルミネッセンス計を用いた各場所の集積線量を測定するかである。 以下略</p>
	G.13.2	<p>漏洩検査の経験</p> <p>AECL タイプの燃料バスケットとコンクリートキャニスタの漏洩検</p>

	<p>査では、ライナーのキャビティにポンプを接続してフィルタを通じて空気を循環する方法が採られる。過大な湿度が検出された場合はライナーの漏洩か、又はキャニスタ内に残留水分が存在するかのどちらかである。放射能が検出された場合は、バスケットが漏洩していることになる。</p> <p>OPGタイプの乾式貯蔵容器では貯蔵前にHeリーク試験によって漏洩有無がチェックされる。貯蔵中の経年劣化管理活動によって容器の条件と溶接部に健全性が損なわれておらず、Heが漏出していないことが確認される。 以下略</p>
G.13.3	<p>環境モニタリングの経験</p> <p>原子力発電所は全て環境モニタリング計画を持つが、使用済燃料乾式貯蔵施設も環境モニタリングを行っている。これによって</p> <ul style="list-style-type: none"> ・環境への放射性物質の放出又は蓄積の早期検知が可能となる。 ・流出物管理とモニタリング計画が妥当で適切に機能していることが検証できる。 ・周辺住民の実際の被曝量を評価できる。 ・環境への影響が既知で想定限度内であることが確認できる。 ・事故時の一般公衆の短期的リスクを監視できる体制が整う。
G.13.4	<p>流出物モニタリングの経験</p>
G.13.4.1	<p>AECL</p> <p>NRU 研究炉の燃料バスケットに施設内のプールで湿式で装荷される。燃料装荷後にバスケットは遮蔽付き作業場所に移されて純水で除染した後空気乾燥し溶接密封される。空気乾燥システムは以下にて構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2台の空気乾燥機 ・高性能フィルタ付きブロワ ・関連するダクト系 ・ダンパ <p>発電用原型炉（ダグラスポイント及びジャンティリィ1号）では停止後1980年代からコンクリートキャニスタによる乾式貯蔵に移行している。</p>
G13.4.2	<p>OPG(Ontario Power Generation)</p> <p>OPGの乾式貯蔵容器は燃料プールにて湿式で装荷されて、除染後、水抜き、そして乾燥した後に蓋を閉じる。燃料プール設備には動的換気システムが備えられて、水抜きと乾燥で生じた液体の大半はプールに戻される。残りの液体は動的液体廃棄システムに運ばれる。乾式貯蔵コンテナの仕立てに用いる特殊な作業室には以下が備えられる。</p>

		<ul style="list-style-type: none">・ 蓋溶接システム・ 溶接部非破壊検査設備・ 真空乾燥システム・ He 充填システム・ He リーク検査システム
--	--	--

表 2.1-17 カナダの放射性廃棄物管理の技術標準[CAN4]

分類	条	内容
5 一般的要件		
5.1 許認可		省略
5.2 環境、健康及び安全	5.2.1 一般	乾式貯蔵システムの立地選定、設計、建設、試運用、運用及び廃止は以下を含む安全文化の下で行うこと。 以下略
	5.2.1.2	乾式貯蔵に対する安全要件は環境の保護及び従事者及び公衆の健康と安全を確保するである。要件は以下の分野に分類することができる。 a)核的安全 b)放射線安全 c)職業人の健康と安全 d)環境保護
	5.2.2 核的安全	乾式貯蔵システムは通常運用時と想定異常事象において燃料が未臨界を維持するよう設計し運用すること。
5.3 安全解析	5.3.1 通常運用条件	乾式貯蔵システムの安全解析は通常運用条件において以下を示すこと。 a)燃料が乾燥状態を維持する。 b)容器が過加圧でない。 c)燃料集合体と閉じ込め障壁が劣化しないよう崩壊熱を放散する。 d)臨界を防止する。 e)貯蔵建屋の構造健全性が維持される。 f)遮蔽機能が維持される。 g)貯蔵中の回収が可能となるよう燃料健全性が維持される。 h)施設の運用中に閉じ込め機能が維持される。
	5.3.2 異常運用条件	乾式貯蔵システムは異常運用条件につながる可能性がある想定異常事象に対処できること。 注
	5.3.2.1	1)自然事象は以下が挙げられる。 a)地震活動（すなわち、立地点における設計基準地震（例：津波） b)過酷気象条件（例：異常高温、竜巻、ハリケーンー暴風、落雷、洪水、又は地盤不安定化につながる豪雨） c)森林火災 2)人為事象は以下が挙げられる。 a)燃料取扱い事象 b)火災（施設内、隣接施設又は周辺地域） c)装置故障又は操作ミス

		<p>d)ミサイル衝撃（車両の衝突、航空機落下、圧力バウンダリー破壊、爆発破片）</p> <p>e)意図的行為</p>
	5.3.2.2	想定異常事象時に予想されるシステム性能を乾式貯蔵システムに関して評価すること。
	5.3.3 臨界 5.3.3.1~ 5.3.3.7	省略
5.4 管理	5.4.1	乾式貯蔵システムに対する環境管理システム（EMS）を構築して維持すること。
	5.4.2 経年劣化 管理 5.4.2.1	乾式貯蔵システムの安全解析において担保している SSC の供用期間中の特性に影響を及ぼす経年劣化機構を把握してその影響の防止、検知及び軽減のための経年劣化管理計画を構築し維持すること。
	5.4.2.2	経年劣化管理は貯蔵容器及び/又は照射燃料の健全性を評価するための検査及び/又は試験を含むこと。経年劣化管理は SSC の寿命が照射燃料の安全、安定及び保安上問題ない貯蔵に対して十分であることを保証するために必要な全ての因子を考慮すること。
	5.4.2.3	経年劣化管理計画の有効性を計画自身と性能評価指標を用いて定期的にレビューすること。
	5.4.3 文書	省略
6.貯蔵施設に対する特別要件 6.1 立地選定	6.1.1	貯蔵施設の立地選定においては建設、試運用、運用及び廃止の間に環境に影響を及ぼす可能性があるサイトに関係する因子を考慮すること。
	6.1.2	貯蔵施設の立地選定においては建設、試運用、運用及び廃止の間に安全性能に影響を及ぼす可能性があるサイトに関係する因子を考慮すること。
	6.1.3	貯蔵施設の立地選定においては建設、試運用、運用及び廃止の間にセキュリティに影響を及ぼす可能性があるサイトに関係する因子を考慮すること。
6.2 立地選定の考慮事項	6.2.1	貯蔵施設の立地選定においては適切な関係者と相談のうえで CNSC が規定する要件を満足すること。
	6.2.2	選定した立地点は所轄規制当局の要求に従って安全性及び環境の調査を受けること。
	6.2.2	選定した立地点は CSA N289.1 に従い詳細な地盤調査と地震特性調

		査を行うこと。
6.3 乾式貯蔵システム設計	6.3.1 一般	乾式貯蔵システムの設計と技術は CNSC の要件に適合すること。
	6.3.1.1	
	6.3.1.2	乾式貯蔵システムは照射燃料の安全かつ効率的な取扱い、乾燥、閉じ込め、遮蔽、冷却及び貯蔵ができるよう設計すること。さらに、貯蔵中の構造健全性と照射燃料の臨界制御にも設計上考慮すること。
	6.3.1.3	乾式貯蔵システムは通常及び異常運用条件における全ての荷重と条件を考慮して設計すること。
	6.3.1.4	乾式貯蔵システムの設計は各寿命サイクル段階において外観検査と遮蔽健全性に対する要件を規定すること。
	6.3.1.5	貯蔵容器の継続使用が困難になった場合に燃料を回収するための装置と対応要員を含めた想定計画を策定すること。
	6.3.1.6	乾式貯蔵システムの SSC の分類は一貫した明確に定義される方法にて行うこと。
	6.3.1.7	設計基準事故時に耐える想定をしている安全上重要な SSC を規定すること。
	6.3.1.8	乾式貯蔵システムの構造物は CSA N291 に適合するよう設計し維持するか、又は SSC の分類と耐震分類に従って NBCC に適合するよう設計すること。
	6.3.2 主要機器	乾式貯蔵システムの主要な機器に使用する技術は CNSC の設計要件を満足し、さらに 6.3.1.1 と 6.3.2.2 に適合すること。
	6.3.2.1	
	6.3.2.2 設計要件	主要機器の機械的構造は取扱いの問題を生じるような変形をすることなく他の主要な機器の全重量を支えるよう設計すること。また、
	6.3.2.2.1	静的荷重、衝撃荷重及び地震誘起荷重を設計にて考慮すること。
	6.3.2.2.2	主要機器は照射燃料の装荷時、貯蔵時及び回収時に安全な取扱いができるよう設計すること。
	6.3.2.2.3	主要機器は燃料が装荷時、貯蔵時及び回収時に決まった位置にとどまれるよう設計すること。
	6.3.2.2.4	乾式貯蔵時の最大温度は以下の可能性を考慮して決めること。 a)腐食増加 b)燃料及び建設材料の劣化
6.3.2.2.5	主要な機器は臨界に対して安全は配置を維持できるよう設計すること。余裕を増すために中性子吸収材を用いてもよいが、物理的に分離できる構造は認められない。	
6.3.2.2.6	主要な機器の材料は貯蔵環境と共存できること。ガルバニック腐食	

		や化学反応によって貯蔵容器の寿命中の安全な燃料回収を阻害するような劣化が生じないことを実証すること。
6.3.3 貯蔵容器		貯蔵容器は設計貯蔵期間を通じて照射燃料の閉じ込め障壁、遮蔽及び受動的又は能動的冷却機能を持つこと。
6.3.3.1 一般		
6.3.3.1.1		
6.3.3.1.2		貯蔵容器は機械的荷重に耐えるよう設計すること。
6.3.3.1.3		貯蔵容器は設計貯蔵期間を通じて浸水を防止できるよう設計すること。
6.3.3.1.4		貯蔵容器は燃料装荷過程で侵入した水を除去できるよう設計すること。
6.3.3.1.5		貯蔵容器に汚染環境にて燃料を装荷する場合は、CNSC が許容する汚染レベル以下となるよう容器の外表面の汚染を最小限にとどめるとともに除染が容易になるよう設計すること。
6.3.3.1.6		貯蔵容器は接合部が最小数となるよう設計すること。
6.3.3.1.7		貯蔵容器に鉄筋コンクリートを用いる場合は CAN/CSA-A23.3 の要件に適合するよう設計すること。
6.3.3.2		貯蔵容器は閉じ込め境界を持つこと。境界は容器構造と一体でも、設計要件
6.3.3.2.1		分離していてもどちらでもよい。
6.3.3.2.2		閉じ込め境界は貯蔵容器に保安上問題ない状態で設けること。閉止設計は IAEA の核防護手段を持つこと。
6.3.3.2.3		閉じ込め境界は通常条件及び異常運用条件において閉じ込め機能を持つこと。
6.3.3.2.4		ALARA 原理に適合した距離と時間を考慮して個人被曝量を制限値以下にする十分な遮蔽を設けること。
6.3.3.2.5		通常条件において燃料及び貯蔵容器の温度を設計制限値内に収める十分な冷却機能を持つこと。
6.3.3.2.6		貯蔵容器は CSA N287.2 で規定する材料を用いて製作すること。
6.3.3.2.7		材料は貯蔵容器の設計寿命中の閉じ込め機能を阻害しない設計腐食代を持つこと。
6.3.3.2.8		貯蔵容器の設計要件を満足するための信頼性目標を設定すること。これらの目標は保守要求が最小になることを保証すること。
6.3.3.2.9		機器の定期的な検査及び保守のための近接が容易になるよう設計すること。
6.3.3.2.10		供用前に貯蔵容器の認定試験を行うこと。
6.3.3.3		乾式貯蔵システムの設計荷重は以下の荷重を考慮すること。

	設計荷重	<ul style="list-style-type: none"> a)照射燃料移送 <ul style="list-style-type: none"> i)湿式貯蔵から乾式貯蔵容器へ ii)乾式貯蔵施設へ b)処理 c)照射燃料の貯蔵（貯蔵容器の加圧防止含む） d)乾式貯蔵からの照射燃料回収 e)廃止
	6.3.4 燃料取扱い設備 6.3.4.1 一般 6.3.4.1.1	燃料取扱い設備は湿式貯蔵施設と乾式貯蔵容器の間の相互作用として機能する。そのため、燃料を安全に移送できるよう設計すること。設計においては以下の機能を考慮すること。 <ul style="list-style-type: none"> a)水プールと貯蔵容器の間の燃料移送 b)燃料と容器の乾燥 c)除染 d)封入 e)シール健全性 f)放射性物質放出と放射線レベル監視 g)臨界監視 h)燃料の記録保持及び燃料識別 i)液体及び気体放射性廃棄物の収集システム運用 j)貯蔵容器からの燃料回収
	6.3.4.1.2	燃料取扱い設備は、設備を安全に運用して維持するのに必要な装置と機能を与えること。これらは以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> a)加熱、換気及び空調設備（HVAC） b)放射能換気と高効率空気中粒子捕集フィルタ（HEPA） c)非放射能放出監視 d)放射能放出監視 e)電源供給 f)水道水供給 g)煙/熱感知器及び消火システム h)放射能水及び通常水排出 i)通信システム
	6.3.4.2 設計要件 6.3.4.2.1	燃料取扱い設備は核的安全、放射線安全及び産業安全を考慮して設計すること。
	6.3.4.2.2	設備は操作員の視界を妨げず視野が広がるよう設計すること。自動燃料取扱いを採用する場合は、操作範囲が全て監視できるように設計すること。
	6.3.4.2.3	汚染が予想される燃料取扱い装置は除染が容易になるよう設計する

		こと。
6.3.4.2.4		損傷燃料を取扱う場合は、必要に応じて照射燃料の破片を収集して保管する能力を持つよう設備設計を行うこと。
6.3.4.2.5		全ての機械装置、土木構造物及び計装システムは ALARA 原理に適合するよう、以下を最小にするよう設計すること。 a)表面汚染 b)個人の放射線被曝
6.3.4.2.6		電源喪失が安全上の問題を引き起こす重要装置と操作に対して非常用電源と配電システムを備えること。
6.3.4.2.7		全ての近接可能な場所に通信装置を備えること。騒音が大きい場所では聴取可能性を考慮すること。
6.3.5	燃料運搬システム	燃料運搬システムは燃料を湿式中間貯蔵施設から貯蔵容器仕立てエリア及び/又は貯蔵エリアに移送するために用いる特殊な取扱いシステムである。燃料運搬操作は通常キャスク又は遮蔽容器と特殊な輸送装置を必要とする。このような燃料運搬操作の例としては次の移送がある。
6.3.5.1	一般	a)燃料取扱い設備からパッケージされた燃料を貯蔵容器仕立てエリアに移送 b)貯蔵容器仕立てエリアでパッケージされた燃料を乾式貯蔵エリアに移送 c)湿式中間貯蔵設備から燃料を貯蔵容器仕立てエリアに移送
6.3.5.2		燃料運搬システムは通常条件及び異常条件において放射性物質の閉じ込めを維持できるよう設計すること。
6.3.5.3		燃料運搬システムの動力装置は動力源喪失時にフェールセーフとなるよう設計すること。
6.3.5.4		移送時に発生するガスを閉じ込めるか又はフィルターで捕集するよう設計すること。
6.3.5.5		燃料運搬システムは IAEA の核物質防護要求を満足するよう設計すること。
6.3.5.6		移送中に照射燃料に作用する全ての荷重を考慮すること。また、安全解析において異常運用条件を予測して評価すること。
6.3.6	容器仕立てエリア	
6.3.6.1	一般	
6.3.6.1.1		容器を仕立てる場所には貯蔵のために必要な作業を行うための空間、気象防護及び構造を備えること。この場所は湿式貯蔵区域に隣

		<p>接してもよいし、あるいは別の建屋や容器貯蔵区域に置いてもよい。共通する作業としては以下がある。</p> <p>a)空容器の取扱い b)装荷済容器の取扱い c)容器内部の乾燥 d)容器の密封 e)容器の漏洩試験 f)容器の非破壊検査</p> <p>その他の作業としては、カバーガス充填、除染、容器の修理及び塗装がある。これらの作業全ての備えを設計に取り入れること。</p>
	6.3.6.1.2	<p>容器仕立て場所には設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。</p> <p>a)HVAC b)放射能換気と HEPA フィルタ捕集 c)非放射能放出監視</p>
	6.3.6.2.2	<p>全ての人が近接可能な場所に通信装置を備えること。騒音が大きな場所には聴取可能なよう配慮すること。</p>
	6.3.7 装荷済 容器貯蔵 エリア 6.3.7.1 一般	<p>容器貯蔵エリアは貯蔵容器を設置するために許可された場所である。そこは許可された者しか入ることができない立入り制限エリアである。貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。</p> <p>a)加熱、換気及び空調設備(HVAC) b)放射能換気と HEPA フィルタ捕集 c)非放射能放出監視 d)放射能放出監視 e)電力供給設備 f)水道水供給設備 g)煙/熱感知器及び消火システム h)放射能水及び通常水排出 i)通信システム</p>
	6.3.7.2 設計要件 6.3.7.2.1	<p>貯蔵エリアは適切に熱放出ができるよう設計すること。</p>
	6.3.7.2.2	<p>以下を考慮して周囲にある貯蔵容器との間の距離を十分確保すること。</p> <p>a)通常の運用作業 b)異常時の安全回復 c)個々の容器のガンマ線量監視</p>

6.3.7.2.3	貯蔵エリアは貯蔵容器と取扱い装置の荷重に耐えることができるよう建設すること。
6.3.7.2.4	貯蔵容器は地震に対して安定な配置で設置すること。
6.3.7.2.5	貯蔵容器の安全な設置及び取出しが行える装置を備えること。
6.3.7.2.6	放射能を持つ可能性がある排水の排出に先立ち制御し監視し、必要に応じて処理できること。
6.4 廃止	省略
6.5 運用 6.5.1 一般 6.5.1.1	乾式貯蔵システムの運用、保守、検査及び試験は確立された要領に従って行うこと。これらの要領は設計基準と規制制限（例：放出制限）に適合すること。
6.5.1.2	各貯蔵容器は燃料装荷及び取出しが安全かつ効率的に行えることを確認するため照射燃料の装荷に先立ち試運用を行うこと。
6.5.2 保守,試験,調査及び検査 6.5.2.1	申請者は乾式貯蔵システムの構造物、装置、システム及び関連機器の経年劣化を防止するために定期的な保守、保守後の試験、調査及び検査の計画を備えること。
6.5.2.2	安全システムと安全に関係があるシステム及び機器の保守、試験、調査及び検査の頻度は貯蔵システムの寿命を通じて信頼性と有効性のレベルが設計の前提と意図どおりであることを維持できるものであること。これらの活動の頻度は CNSC の承認を受けること。
6.5.3 燃料インベントリの記録	省略
6.5.4 変更管理	省略

③深層防護の反映例

前述の AECL と OPG の乾式貯蔵施設において深層防護を適用していると考えられる施設設計と施設運用の代表例設備機器をそれぞれ表 2.1-18 と表 2.1-19 に示す。

表 2.1-18 AECL の乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計 (コンクリートキャニスタ、MACSTOR)	施設運用(注)
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：バスケット(密封容器) 三次：サイロ(内面炭素鋼ライニング)又はシリンダー(鋼製管)	・経年劣化管理計画に従う機器、 構造物サーベイランス ・サイロ又はシリンダー内雰囲気 の定期的測定 (エアロゾル、希ガス検知)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	・サイロ (コンクリートキャニスタ) ・貯蔵モジュール (MACSTOR)	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	・サイロ (コンクリートキャニスタ) ・貯蔵モジュール (MACSTOR)	放射線モニタリング

注：アルゼンチンと基本的に同じシステムなので、同じ運用を行っている想定した。

表 2.1-19 OPG の乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(乾式貯蔵コンテナ)	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：コンテナ	コンテナの漏洩検査 (He 検知)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	・貯蔵建屋 ・HEPA フィルタ※	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	・貯蔵建屋 ・HEPA フィルタ※	放射線モニタリング

※法令上の要件

(5)中国 [CHN1~9]

①概要

中国では2017年12月時点で37基の商用原子炉が運転中(PWR35基、CANDU炉2基)で、さらに19基が建設中(全てPWR)である。中国の燃料サイクル政策は使用済燃料の再処理を前提としており、運転中のPWR発電所は10年分の使用済燃料をサイトで保管(湿式)できるよう設計しているが、燃料プールの容量が逼迫してきたことからプールの保管容量増強に着手している。一方、秦山3期発電所のCANDU炉2基については、当面CANDU使用済燃料の再処理計画がないことから長期保管を前提として乾式貯蔵が行われている。この他に建設中の高温ガス炉(HTGR)の使用済燃料についてもキャスク方式による乾式貯蔵が検討されている。

②秦山3期発電所の乾式貯蔵施設

秦山3期発電所(CANDU炉2基、各67.7万kW)の使用済燃料は当初プール保管されていたが、毎年約5000体の使用済燃料が発生した発熱密度が小さいことからモジュール方式の乾式貯蔵に切り替えられた。採用した貯蔵方式は、カナダのAECLが開発し同国や韓国の月城原子力発電所の乾式貯蔵施設等で使用しているMACSTORシステムである。この方式は、CANDU使用済燃料集合体を60体装荷したバスケットと呼ばれる金属密封容器10基を鋼製管(シリンダー)に収納し、この鋼製管を鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールに40本(10本×4列)収容するものである。図2.1-11にその構造を示す。貯蔵モジュールの側面下部の給気口から入った空気がモジュール内のキャニスタを冷却して上部の排気口から排出される。また、図2.1-12に貯蔵施設外観を示す。

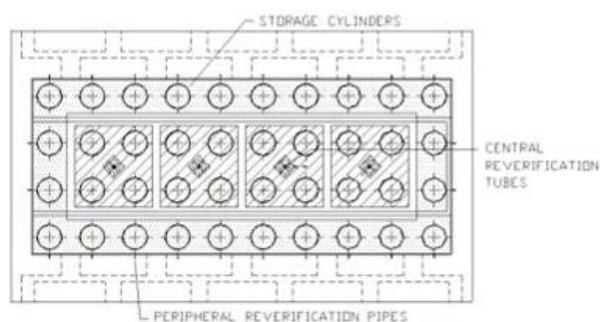


Figure 5: Diagram of MACSTOR-400 storage module

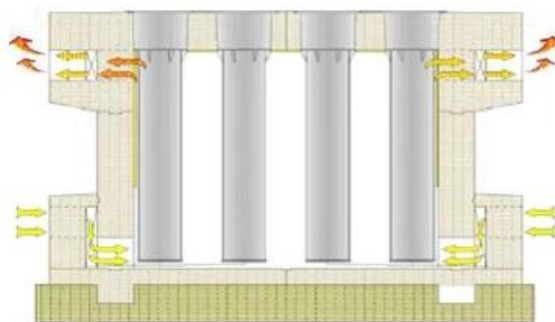


図 2.1-11 秦山3期原子力発電所の乾式貯蔵施設 (MACSTOR-400) [CHN7]

貯蔵施設の建設は 2008 年から始まり、2009 年に最初の貯蔵モジュール 2 基が設置された。5 年ごとに 2 基ずつ増設し最終的に 18 基まで増やす計画である。



図 2.1-12 秦山 3 期原子力発電所の MACSTOR-400[CHN2]

③技術要件

表 2.1-20 に中国の使用済燃料貯蔵に関する技術要件（規則）を示す。これらの中から深層防護概念を規定したものと考えられるものを以下に挙げる。

- ・ 深層防護を施設の安全に関わる全ての活動に適用して多重防護措置の下に置くこと。これによって故障が発生しても、適切な措置で探知、補償又は修正できること。
- ・ 全ての内部事象及び外部事象を選定すること。
- ・ 動力喪失時には、関連する安全上重要な SSC に非常用動力を供給できること。
- ・ 施設は、独立性、多様性、冗長性の原則に基づいた適切な密封システムを設けること。
- ・ 施設は静的閉じ込め（物理障壁）と動的閉じ込め設備を設置し、放射性物質の閉じ込めを実現すること。
- ・ 放射性物質閉じ込めに対して区画分類すること。静的閉じ込め設備を 3 つ設けること。各静的閉じ込め設備は、1 つ以上の動的閉じ込めシステムによって補完すること。
- ・ 放射線レベル、空気汚染などを監視して、異常状態を検知して従事者を避難させること。
- ・ 安全に関する換気システムには適切な監視と警報装置を設置すること。
- ・ 定期的に施設を点検し、補修し、その安全性と信頼性を確保すること。
- ・ 定期的な安全レビュー（施設寿命中定期的に施設及びシステムの安全評価）を行うこと。
- ・ 緊急時対応体制を確立し、それに従って緊急時の準備と対応作業を行うこと。

表 2.1-20 中国の使用済燃料貯蔵の規制要件[CHN8]

分類	条	内容
1.引用	1.1	目的と範囲 本要件は、使用済燃料処理施設(貯蔵施設含む)の選定、設計、建設、調整、運用、廃止に適用する。 以下略
2. 一般的要件	要件 1	深層防護 深層防護は施設の安全に関わる全ての活動に貫徹し、組織、人員行為又は設計などの関連方面を含み、これらの活動が全て多重防護措置の下に置かれることを保証する。故障が発生しても、適切な措置で探知、補償又は修正できること。
	要件 2	品質保証 省略
	要件 3	原子力安全文化 省略
	要件 4	公衆コミュニケーション 運営機関は公衆コミュニケーション機構を確立し、健全化し、必要な専門的な力を備え、情報公開、科学普及宣伝、世論をよく理解し、社会の関心等に応えること。
3.施設の立地要件	要件 5	施設立地場所の選定 施設の建設は、当該地域の発展計画、生態環境保護関連計画と土地利用計画などと互換性があり、自然保護区などの環境敏感区を避けることに注意し、当該地域の持続的かつ協調的な発展を確保できること。施設の立地選定は、当該地域の特性が施設の建設、運用、廃止における安全要件を満足できるよう行うこと。以下略
	要件 6	施設立地場所の特性 施設立地場所と影響を受ける可能性のある場所の特性について資料調査、現地調査又は実験の手段を通じて取得すること。立地場所の地理的位置、地形、気象、水理、地質、地震特性、生物多様性、周辺地域の人口分布、工業施設について調査すること。また、軍事施設、土地利用と資源概況、水利用と資源概況などの自然と社会的特性を調べ、さらに環境放射能調査を行うこと。
	要件 7	施設立地場所の評価 施設立地場所の特性調査に基づいて立地場所の評価を行い、施設の安全に影響を与える可能性のある自然の特性及び社会的特性、さらに自然災害と外部人為的事象の可能性とその影響を評価すること。また流出物排出源を検討し、適切な大気と水拡散パラメータを用いて通常の運用状態における放射能の環境影響評価を行うこと。

		さらに想定事故を選定して、適切な大気と水拡散パラメータを用いて、事故による放射能環境影響評価を行うこと。
	要件 8	<p>緊急時の制限区域と緊急時対応計画</p> <p>施設運営機関は、施設所在地の事故評価と外部事象評価結果、施設所在地の特性及び関連法規の要件に基づいて緊急時の制限区域の範囲を決めて当局に提出すること。また、施設所在地の自然及び社会的特性に基づいて、施設の予想寿命中における緊急対応計画を策定して実行できる体制を整えること。</p>
4.設計要件	要件 9	<p>設計基準及び安全解析</p> <p>施設の設計は、下記の主要な安全機能を確保できること。</p> <p>(1)臨界防止 (2) 放射性物質の閉じ込め (3) 放射線防護 (4) 熱除去 (5) 化学的危険防止</p> <p>施設の状態は運用状態(通常運用と想定運用事象を含む)と事故(設計基準事故と設計基準を超える事故(設計拡張事故)を含む)に分類される。</p> <p>施設の設計に対して安全解析を行い、初期発生事象を決定し各初期発生事象の発生原因、結果及び予防措置を持つこと。安全解析に基づいて、安全上重要な SSC (システム、構造物及び機器) の設計基準を策定すること。また、施設の各状態における放射性物質の放出に関する制限値を満たすよう設計し、深層防護の有効性を実証し、緊急時の準備と対応をサポートできることを示すこと。施設の安全に影響を及ぼす可能性のある全ての内部事象を取り上げること。</p> <p>これらの事象には、装置の故障又は誤動作を含む。施設の設計は内部事象の発生の可能性を考慮すること。また適切な予防と緩和措置を与えるものであること。</p> <p>施設所在地の特性に従って設計基準外部自然事象と外部人為事象を選定すること。安全上重要な SSC は設計基準外部事象が発生する可能性とその結果を最小限に抑え、また他の構造物との相互作用を最大限に減らすこと。</p> <p>安全解析において使用するコンピュータプログラム、解析方法、及びモデルは検証と確認を行い、種々の不確実性を十分に考慮すること。</p> <p>決定論的解析と工学判断又は確率論的評価によって設計拡張事故を決定し、それに対する安全解析は現実的な仮定と最確の計算方法を用いてもよい。</p>
	要件 10	<p>構造物、システム及び機器</p> <p>・ 構造物、システム及び機器をその安全機能と安全重要度に基づい</p>

		<p>て等級付けすること。その設計、建設及び補修の品質と信頼性を等級に応じて分類すること。異なるレベルの構造物、システム及び機器の間に適切なインターフェース設計を与えて、より低いレベルの故障がより高いレベルに広がらないようにすること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要設備の評価認定を行い、重要設備が想定される安全機能を実行できるようにする。評価認定手順で考慮した環境条件は、施設設計において想定する周囲環境条件の変化を含み、設備の寿命中の経年劣化を考慮すること。 ・コンピュータシステムがセキュリティ上重要性を持つ場合、又はセキュリティ上の重要システムの一部を構成する場合、このシステム（特にソフトウェア）の信頼性はセキュリティの重要性に相当することを保証すること。 ・施設の動力供給設計は、その十分な利用可能性、持続性、信頼性を確保できるものであること。動力喪失時には、関連する安全上重要な SSC に非常用動力を供給できること。 ・施設は承認された最新又は現在適用されている規則と基準に従って設計すること。 ・異なる仕様と標準体系を選択する時、十分に論証し、インターフェース関係を適切に処理すること。 ・未経験の設計又は施設を導入する場合は、適切な研究、明確な基準を持つ性能試験、又は他の施設等で得られた運用経験の検証によって、その安全性を証明すること。 ・安全上重要な SSC の設計は、独立検証を適切に考慮することができる。国内外の類似施設及び関連原子力施設の経験と実績を十分に考慮し、安全性の改善に反映すること。
	要件 11	<p>臨界安全設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・臨界安全は可能な限りプロセス措置によって達成すること。臨界安全設計はフェールセーフの原則に従うこと。 ・設計は臨界安全の安全制限値を規定し、十分な安全余裕を持つこと。 ・設計においては濃度、幾何学形状、核種組成、濃縮度、密度、中性子反射、相互作用及び中性子吸収などの臨界安全制御パラメータを総合的に考慮すること。その中で幾何学的制御を優先的に選択すること。 ・臨界安全制御において中性子吸収性毒物を採用する場合は定期的に毒物の性能を監視し評価し、中性子吸収性毒物の有効性の低下又は喪失を防止すること。 ・核分裂性物質を含むシステムと設備はいずれも臨界安全評価を行

		<p>うこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保守的な仮定に基づいて臨界安全評価を行うこと。 ・評価解析方法は、材料組成と物理特性が同じ又は近い臨界安全基準実験データを用いて検証すること。 ・システムと設備が全ての通常運用状態及び事故条件の下で、十分な安全と余裕をもって未臨界状態を確保すること。 ・臨界安全評価においては、核分裂性物質の合体、蓄積、溢出、漏洩等の可能性を考慮しなければならない。 ・燃焼度クレジットを採用する場合、最大の残存反応度をもたらす燃焼レベルと関連パラメータを用いて臨界安全解析を行うこと。また、使用済燃料の同位体組成の正確な測定手段を備えて、より厳格かつ綿密な管理措置を講じること。 ・臨界事故が発生する可能性のある場所には、十分に鋭敏で信頼できる臨界事故検知及び警報システムを設置すること。
	要件 12	<p>放射性物質閉じ込め</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設は、独立性、多様性、冗長性の原則に基づいた適切な密封システムを設け、信頼できる密封機能と十分な閉じ込め能力を備えて通常運用状態及び事故時において放射性物質を規定部位又は場所に制限すること。 ・また、規定部位又は場所以外で放射性物質に汚染される可能性を最小にして、全ての放射性物質の放出による汚染が通常運用状態で規定の制限値を下回り、事故条件で許容限度値を下回ることを保証すること。 ・施設は静的閉じ込め（物理障壁）と動的閉じ込め設備を設置し、放射性物質の閉じ込めを実現すること。 ・放射性物質閉じ込めに対して区画分類すること。静的閉じ込め設備を3つ設けること。各静的閉じ込め設備は、1つ以上の動的閉じ込めシステムによって補完すること。動的閉じ込めシステムは、各閉じ込め区画間に圧力勾配を与え、放射性ガス、毒性ガス、蒸気、空気中微粒子が障壁内の開口を通じて低汚染のエリア又は有害物質濃度の低いエリアに移動又は拡散することを防止すること。
	要件 13	<p>放射線防護設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運用状態において放射線量率が国家の規定する限界値を下回り、かつ合理的に達成可能なできる限り低く維持されることを確保すること。 ・予見可能な放射線レベル、表面汚染と空気汚染の程度によって放射線作業場を区画分類し、これによって人の流れ、物流と換気を

		<p>合理的に制御すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> 適切な遮蔽や遠隔操作などのプロセス措置によって保護を実現すること。汚染管理は主に密封と漏洩によって行うこと。これらの措置の性質、数量とその性能は潜在的な危害の程度に対応し、特にαエミッタの潜在的拡散を考慮すること。 放射線レベル、表面汚染、空気汚染などを監視して、異常状態を検知して従事者を避難させること。
	要件 14	<p>除熱設計</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設には有効な冷却システムを設置して、崩壊熱、反応熱などを除去すること。また必要な動力を供給すること。 冷却システムの冷却能力、有効性、信頼性を評価すること。
	要件 15	<p>化学的危険防止設計</p> <ul style="list-style-type: none"> 火災危険性解析に基づいて防火設計を行うこと。これらは、防火区域、火災探知警報システム及び消火システムを含む。 防火設計においては、消火剤（主に防水）による臨界事故を避けること。 爆発性物質の発生と蓄積を考慮し、警報システムと希釈システムを設置すること。 有効な予防、制御と緩和措置を講じ、有毒化学危険品による傷害を防止し、危険化学品の安全管理を強化すること。
	要件 16	<p>換気空調設計</p> <ul style="list-style-type: none"> 建屋内の区画区分に基づいて設計すること。空気の流れの方向は順序によって非汚染区から汚染区まで、低汚染区から高汚染区まで、各区画の間で適切な圧力差を維持できること。 換気システムは防火バリアを貫通する部位に防火弁を設置し、火災が通風システムを通じて蔓延することを防止できること。 設備間、ホットセル及びグローブボックスの換気システムの設計と制御は火災予防と緩和の目標を実現できること。できるだけ長時間、動的密封システムを維持し、最後のレベルの濾過を保護すると同時に、火災の蔓延を制限できること。 施設所在地の条件に基づいて換気システムの室外設計パラメータを決定し、給排気と排風煙突の位置を合理的に決定すること。 安全に関する換気システムには適切な監視と警報装置を設置すること。
	要件 17	<p>放射性廃棄物管理システム</p> <ul style="list-style-type: none"> 施設からの流出物の排出監視システムには、オンラインモニタリングとサンプリング監視を含むこと。また正常時の液体排出物制御と事故時の放出の監視要求を満たすこと。流出物排出監視シ

		<p>テムは、サンプリングの代表的な要求を満たすため、できるだけ測定限界を低くして気体と液体流出物の中の主要な放射性核種を監視できること。流出物監視システムには国務院核安全監督部門と省級生態環境部門にデータを送るインターフェースを設置すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・受容体の特性に応じて適切な液状流出物排出方式を選択すること。廃棄物の最小化原則に基づいて放射性廃棄物の発生量をできるだけ減らすよう設計すること。 ・放射性廃棄物の分類と収集を行い、放射性排出ガス、廃液、固体廃棄物の処理に最適な技術を採用すること。形成された低、中、高レベルの放射性廃棄物は処分要求を満たすこと。以下略
	要件 18	物理防護設計 省略
	要件 19	核物質計量管理 省略
	要件 20	<p>施設内輸送</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料の受け入れと構内の移送は軌道又はその他の安定した輸送方式を採用すること。 ・放射線遮蔽を行い、また漏洩と臨界を防止すること。 ・製品、放射性廃棄物及びその他の危険化学品の構内輸送では、できるだけ積替えを減らし、安全で合理的な運送方法と運送ルートを選ぶこと。
	要件 21	<p>環境モニタリング</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設には、固定監視ステーションと環境モニタリング実験室を設けて環境モニタリングを実施すること。 ・施設の通常運用状態及び事故条件において、環境に放出される可能性のある放射性源に対して、検証された大気拡散と水拡散評価法と線量評価法モードを用いて、大気、地表水及び地下水のルートによる環境への影響を評価すること。 ・化学有害物質の環境への影響を評価すること。
5.建設	要件 22	<p>緊急時対応準備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設の事故（設計拡張工事を含む）を解析してその結果に基づいて適切な緊急時対応組織を構築し、施設内の緊急対応施設と設備を設計し、緊急計画区の範囲を決め、緊急避難ルートを定め、かつ緊急時資源とインターフェースなどの手配計画を定めること。 ・施設運営機関は、緊急時の運営機関内部（各緊急施設、各緊急組

		<p>織間を含む) 及び国務院核安全監督管理部門、施設外緊急組織などとの通信連絡とデータ情報伝達を保証すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・また運用状態と緊急時の状況を国務院核安全監督管理部に報告すること。
	要件 23	<p>建設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は建設段階の品質保証要領を制定し、厳格に遵守し、建設段階で十分に設計要求を満たすことを確保すること。また品質保証要領の要求に従って施工記録を保持し、施設が設計要求に従って建設されたことを証明すること。 以下略
	要件 24	<p>是正処置 省略</p>
6.運用	要件 25	<p>組織機構と人員資質 省略</p>
	要件 26	<p>運用制限値と条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は施設の最終設計、安全解析、環境影響評価と調整状況に基づいて、技術と管理の両方を含む運用制限値と条件を策定すること。 ・運用経験と安全特性に関する実際の変化に基づいて、運用制限値と条件を再審査又は修正すること。
	要件 27	<p>運用規定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は、安全に関する運用操作は全て正式に承認された、詳細な、最新バージョンの書面規程に従って行うこと。運用規程は承認された運用制限値と条件に適合し、適切な安全余裕を持つこと。運用状態と事故条件に応じて取るべき行動を明確に規定し、定期的に運用規程を再審査又は修正し、作成した修正を関係者に通知すること。
	要件 28	<p>検査及び保守</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は予防的保守要領を制定し、定期的に施設を点検し、補修し、その安全性と信頼性を確保すること。 ・試験、保守、検査、監督に関するデータを収集し、分析し、関連文書を更新すること。
	要件 29	<p>定期的な安全レビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設寿命中定期的に施設及びシステムの安全評価を行うこと。施設の実際状況、運用経験、予想される寿命期末状況、現在の解析方法、適用される規則、基準及び科学技術水準に基づいて定期的な安全評価を行うこと。

	<ul style="list-style-type: none"> ・定期的な安全評価の範囲は施設の全ての安全面をカバーすること。 ・設計において考慮する経年劣化機構と運用中に発生する可能性のある状態又は性能劣化を評価すること。 ・定期的な安全評価結果に基づき、更新された法規と基準に適合するように必要な是正行動を実施すること。
要件 30	臨界安全管理 <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は臨界安全責任体制を確立し、臨界安全の専門家を配備すること。 ・核分裂性物質に関する初めての操作を開始する前には、臨界安全解析と評価を行うこと。 ・臨界安全評価においては臨界安全に依存する制御されたパラメータとその制限値を明確に判断し、決定すること。 ・臨界安全に関わる運用操作は書面による操作規程の規定に従って行うこと。 ・運用規程は定期的に再検証を行うこと。新編と現行運行操作規程の審査と再検証には臨界安全の専門家が参加すること。 ・核分裂性物質の操作員、臨界安全専門家及び関係管理者に対する臨界安全訓練と審査制度を確立して定期的に臨界安全訓練を行うこと。 以下略
要件 31	放射性廃棄物管理 <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は、流動排出物管理要領及び実施手順を制定し、実施し、気体と液体流出物が流出物排出量の申請値より低いことを確保し、かつ合理的に達成できる最低の水準を確保すること。 ・気体と液体の流出物排出警報値を合理的に設定すること。 ・流出物の中の主要放射性核種の排出量を測定し、月、年ごとに統計を取り、国と地方の生態環境主管部門に報告すること。 ・設計排出量及び同種施設の実績に基づき、気体、液体流出物の排出量申請値を最適化し、かつ5年ごとに改訂すること。 ・放射性廃棄物管理要領及び実施手順を確立し、定期的に改正し、放射性廃棄物の最小化を確保すること。 ・放射性廃棄物管理情報システムを構築して放射性廃棄物の情報収集、記録、保存を行うこと。
要件 32	放射線防護管理 <ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は放射線防護要領及びその実施手順を制定し、実施し、適切な線量制限値を制定し、継続的に放射線防護最適化管理

		<p>を実施し、従業員の被曝を国家规定の限界値より低く維持し、かつ合理的に達成できることを確保すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・また、個人の線量監視、記録、評価及び報告を行うこと。
要件 33	核物質計量管理 省略	
要件 34	環境モニタリングと評価	<ul style="list-style-type: none"> ・施設の運用前に 2 年連続の放射性基礎調査を行うこと。 ・施設の通常運用状態及び事故条件において環境に放出される可能性がある放射性物質の量と放出ルートに関して、施設所在地の環境特性に合わせて、環境モニタリング要領を合理的に制定し、施設近くの地域に対して環境モニタリングを行い、国と地方の生態環境部門に定期的に報告すること。 ・合理的かつ検証された大気拡散と水拡散評価法及び線量評価法を用いて放射性物質放出の影響を計算すること。
要件 35	緊急時対応準備	<ul style="list-style-type: none"> ・施設運営機関は緊急時対応体制を確立し、それによって緊急時の準備と対応作業を行うこと。 ・施設内緊急対応策と実行手順を作成し、ホット試運転前に総合演習を行うこと。緊急対応策は定期的に再審査と改訂を行わなければならない。定期的に単項演習と総合演習を行うこと。場内緊急対応事前案には、場外緊急組織とのインターフェースが含まれており、関連法規の要求に従い、日常と緊急事態下の情報公開作業を行うこと。応急施設、設備、通信システムはいつでも利用可能な状態にあること。 <p>施設が緊急事態に入る時、効果的に緊急対応を実施し、速やかに国務院核安全監督管理部門に事故状況を報告しなければならない。</p>
要件 36	廃止計画 省略	
要件 37	廃止実行 省略	

④深層防護の反映例

前述の秦山 3 期乾式貯蔵施設の貯蔵システムである MACSTOR はカナダの AECL が開発したものであるため、設計及び運用は AECL のそれと基本的に同じと考えられる。表 2.1-21 に MACSTOR の深層防護の適用例として挙げる。

表 2.1-21 秦山 3 期発電所乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(MACSTOR-400)	施設運用(注)
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：バスケット(密封容器) 三次：シリンダー(鋼製管)	<ul style="list-style-type: none"> ・経年劣化管理計画に従う機器、 構造物のサーベイランス ・シリンダー内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知) ・定期的安全レビュー
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	貯蔵モジュール (鉄筋コンクリート)	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線モニタリング ・緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	貯蔵モジュール (鉄筋コンクリート)	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線モニタリング ・緊急時対応計画

注：類似システムであるアルゼンチンのコンクリートキャニスタの事例からの想定。

(6)チェコ[CZE1~18]

①概要

チェコではドコバニ (Dukovany) とテメリン (Temelin) の2つの原子力発電所が稼働中である。ドコバニ原子力発電所は旧ソ連製の VVER440/213 型炉が4基(1,2,4号機は46万kW、3号機が50万kW) 運転中で、テメリン原子力発電所では VVER1000/320 型炉2基が運転中である。(1,2号機とも101万kW) ドコバニ原子力発電所は1985年から運転を開始し、テメリン原子力発電所は2002年から運転を開始している。両発電所により、同国の約1/3の電力を供給している。

チェコでは使用済燃料は再処理せず最終的に地層埋設処分を行う方針で、それまでの間発電所にて貯蔵される。使用済燃料の発電所での貯蔵並びに最終処分は放射性廃棄物処分公社 (RAWRA)が責任を有し、規制は原子力安全局 (SUJB:the State Office for Nuclear Safety) が担う。ドコバニ、テメリン両発電所の使用済燃料は当初発電所のプールで保管され、その後発電所内に設けた乾式貯蔵施設に移送して乾式保管している。表 2.1-22 に両発電所の乾式貯蔵施設の概要をまとめた。

ドコバニ原子力発電所では1995年に最初の貯蔵建屋(I)が建設されて使用済燃料の乾式貯蔵を開始した。この貯蔵建屋は CASTOR440/84 型キャスク60基(合計貯蔵容量600トン)の貯蔵容量を持つが、これが満杯となった2006年から新しい貯蔵建屋(II)の運用を始めた。この建屋は1340トンの貯蔵容量を持ち133基の CASTOR440/84M 型キャスクを収容できる。テメリン発電所には1370トンの貯蔵容量を持つ貯蔵建屋を設けている。ここには152基の CASTOR1000/19 型キャスク [CZE11,12] を収容できる。現在35基のキャスクを収容しており、毎年2~3基が追加される予定である。

表 2.1-23 に CASTOR440/84、84M 型及び CASTOR1000/19 型キャスクの仕様を示す。

また、図 2.1-13 に CASTOR1000/19 型キャスクの構造を示す。

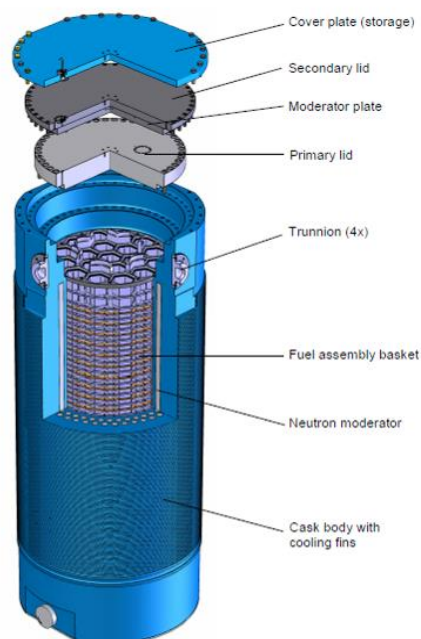


図 2.1-13 CASTOR1000/19 型キャスク [CZE12]

図 2.1-14 にドコバニ原子力発電所の乾式貯蔵施設の概観を示す。

表 2.1-22 チェコの使用済燃料乾式貯蔵施設[CZE13]

設置場所	貯蔵容量(t HM)(注)	キャスク型式	設計貯蔵期間(年)
ドコバニ I	600(30)	CASTOR440/84	40
ドコバニ II	1340(133)	CASTOR440/84M	60
テメリン	1370(152)	CASTOR1000/19	60

注 () 内はキャスク数を示す。

表 2.1-23 CASTOR440/84、84M 及び CASTOR1000/19 型キャスクの仕様[CZE1,12,13]

項目	CASTOR440/84	CASTOR440/84M	CASTOR1000/19
用途	輸送・貯蔵兼用	同左	同左
製造メーカー	GNS	同左	同左
構造、材質	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鋳鉄製容器 + 中性子遮蔽材 ・ バスケット (ボロンアルミ) ・ 二重蓋 (各金属 O リング + ゴム O リング) ・ 三次蓋 (衝撃保護カバー付) 	同左	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鋳鉄製容器 + 中性子遮蔽材 ・ バスケット (ボロン SUS/アルミ) ・ 二重蓋 (金属 O リング) ・ 三次蓋 (衝撃保護カバー付)
寸法	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全長 4080mm ・ 外径 2660mm 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全長 4200mm ・ 外径 2660mm 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全長 5500mm ・ 外径 2330mm
内部雰囲気	He	He	He
重量 (燃料装荷時)	118 トン	114 トン	116 トン
燃料条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大燃焼度 40GW/t ・ 最大濃縮度 3.6% ・ 冷却時間 5 年 ・ 発熱量 21kW 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大燃焼度 50GW/t ・ 最大濃縮度 4.0% ・ 冷却時間 6 年 ・ 発熱量 25kW 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大燃焼度 60GW/t ・ 最大濃縮度 5.0% ・ 冷却時間 6 年 ・ 発熱量 17kW
燃料収納体数	84 体	84 体	84 体
線量当量率			
表面	<0.2mSv/h	<0.3mSv/h	<0.3mSv/h
表面+2m	<0.1mSv/h	<0.1mSv/h	<0.1mSv/h

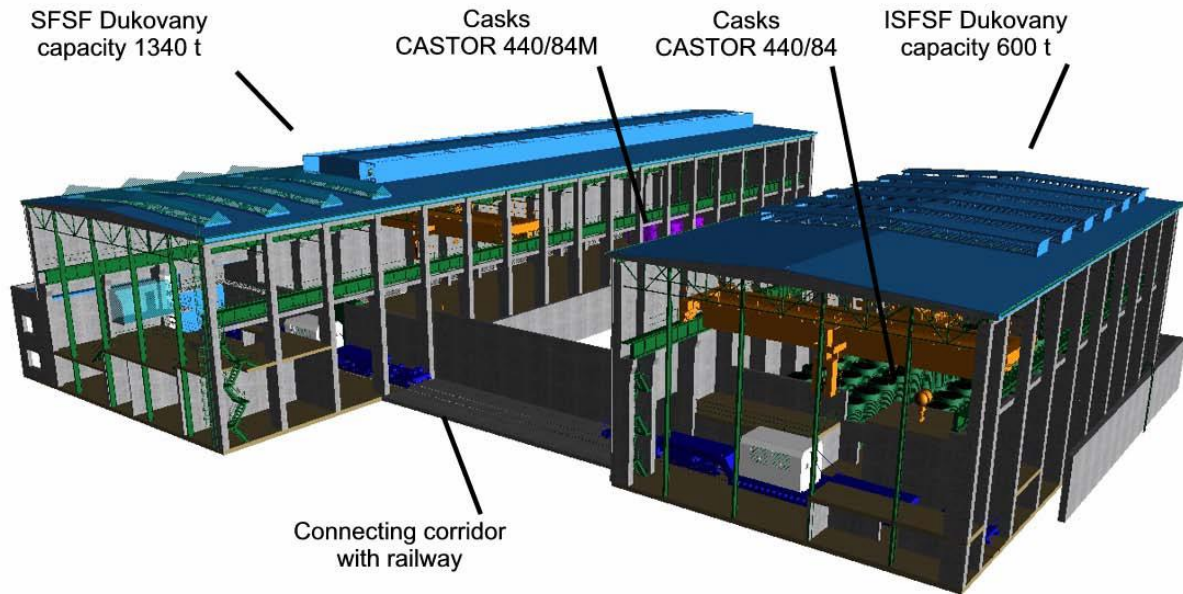


図 2.1-14 ドコバニ原子力発電所の乾式貯蔵施設[CZE14]

②技術要件

表 2.1-24 にチェコの使用済燃料貯蔵施設の規制要件(申請書記載事項等)の主要部分を示す。この中で深層防護の適用を規定していると考えられるものとして以下がある。

- ・少なくとも 2 つの独立した密封蓋を持ち蓋間の空間を不活性ガスで満たしたキャスクに貯蔵すること。
- ・貯蔵中の蓋間圧力の監視によって蓋シールの漏洩を検知できること。
- ・外部事象の制限と長期貯蔵環境の観点からキャスクは貯蔵建屋内で貯蔵すること。
- ・キャスクは貯蔵と輸送の両方の規制要件を満足すること。
- ・空気中の放射能を除去するフィルタ捕集システムを持つこと。
- ・放射線及び放射性核種のモニタリングを行うこと。
- ・閉じ込め機能を長期間維持する観点から材料の長期耐性の実証を行うこと。
- ・緊急時の対応計画を策定すること。
- ・貯蔵施設は定期的に設備の安全性を評価すること。
(評価する間隔は 10 年を超えないこと。)

表 2.1-24 チェコの使用済燃料貯蔵の規制要件[CZE16]

分類	条	内容
3.1 貯蔵施設の立地 3.1.2 申請内容	1.序論	<ul style="list-style-type: none"> ・施設建設の目的 ・使用済燃料貯蔵の概念 ・工程
	2.立地	<ul style="list-style-type: none"> ・サイト特性 ・周辺の人口統計 ・周辺の交通インフラ及び軍事施設 ・気象条件 ・水利 ・地質、地震及び地盤特性 ・外部事象の予備的評価（地震、異常気象、航空機落下、爆発、パイプラインルート） IAEA 指針 (Spent Fuel Storage, Draft DS 371, Safety Guide, 2009) の付録 3 と 4 の自然及び人為事象 ・SUJB(チェコ規制機関)規則への適合性
	3.予備的安全評価	3.1 貯蔵建屋の安全確保のための原理及び基準 <ul style="list-style-type: none"> ・核的安全原理及び基準 ・放射線防護原理及び基準 ・核的防護のための原理及び基準
		3.2 使用済燃料及びパッケージの安全確保のための原理及び基準 <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵燃料の基本的特性 ・輸送・貯蔵兼用キャスク貯蔵の要件 ・燃料及び輸送・貯蔵兼用キャスクの取扱い ・輸送・貯蔵兼用キャスクの貯蔵建屋での貯蔵
		3.3 使用済燃料貯蔵施設の概要 <ul style="list-style-type: none"> ・環境技術 ・放射線防護 ・放射性廃棄物 ・制御システムと電源供給 ・核物質管計量管理システム ・建屋 ・火災防護システム
		3.4 設備装置の選定
		3.5 核的安全、放射線防護、核物質防護及び緊急時対応に関するSUJB(チェコ規制機関)規則への適合性
	4.安全解析の初期発生事象設定	4.1 初期発生事象設定方法

		4.2 初期発生事象の組合せ
	5.従事者、公衆、環境への予備的影響評価	5.1 貯蔵建屋内の放射線源及び放射線状況の仕様
		5.2 従事者への影響
		5.3 公衆及び環境への影響
	6.安全な貯蔵終了	6.1 安全な貯蔵終了のための設計
		6.2 貯蔵施設廃止の概念
	7.品質保証	7.1 貯蔵建屋設置場所の選定における品質保証評価
		7.2 建設時の品質保証
		7.3 運用後の各段階の品質保証原理
3.2 貯蔵施設建設 3.2.2 申請内容	1.序論	使用済燃料貯蔵技術の概要
	2.目的	省略
	3.状況	省略
	4.体制	4.1 申請者 4.2 設計者 4.3 運用者 4.4 主な建設及び設備供給者
	5.基礎的データ	5.1 建設の目的と基本的な技術パラメータ 5.2 建設技術の簡単な説明 5.3 構造物の設置場所と基礎の条件 5.4 建屋の建築設計 5.5 建屋構造 5.6 配置 5.7 衛生設備 5.8 熱源 5.9 ユーティリティへの接続 5.10 工学的解の簡単な説明 5.11 工学的活動の説明 5.12 パッケージ（キャスク） 5.13 取扱い装置 5.14 キャスクのモニタリング（蓋間圧力及び表面温度） 5.15 環境保全技術（能動的換気システム等） 5.16 制御及び管理システム 5.17 放射線監視 5.18 電源供給設備 5.19 貯蔵設備

		<p>5.20 その他補助装置及びシステム</p> <p>5.21 核物質防護及び管理システム</p> <p>5.22 施設の変更を含む予備的安全報告書の作成要領</p>
6.安全データシート		<p>貯蔵施設の未臨界維持、残留熱除去及び放射線防護の基本的安全機能の概要</p> <p>6.1 深層防護</p> <p>深層保護の目的は、従事者、公衆及び環境を保護するために事故防止及び事故の影響を軽減することである。方法:異常な交通の防止、異常な交通の管理、事故の防止、プロジェクトの事故、プロジェクト外の事故の処理、放射線の影響の緩和。 エンジニアリング</p>
		<p>6.2 安全性</p> <p>規則No.195/1995年の安全要件に適合することを表にまとめて概説する。</p> <p>6.2.1 未臨界性</p> <p>6.2.2 残留熱除去</p> <p>6.2.3 試験検査</p> <p>6.2.4 取扱い</p>
		<p>6.3 放射線防護</p> <p>公衆、従事者、環境への影響が規則 No.307/2002 年の要件に適合することを要約する。</p> <p>6.3.1 構造健全性</p> <p>6.3.2 抑制システム</p> <p>6.3.3 建屋内及び施設周辺の放射線防護</p> <p>6.3.4 放射線及び放射性核種のモニタリング</p> <p>6.3.5 換気及びフィルタ捕集システム</p> <p>6.3.6 周辺への放射性排出物放出</p>
		<p>6.4 緊急時対応</p> <p>緊急時の対応計画が規則No.318/2002年の要件に適合することを表形式で要約する。</p>
7.安全解析		<p>7.1 内部事象</p> <p>7.1.1 一次蓋漏洩</p> <p>7.1.2 二次蓋漏洩</p> <p>7.1.3 電源喪失</p> <p>7.1.4 火災</p> <p>7.1.5 キャスク上への重量物落下 他</p>
		<p>7.2 外部事象</p> <p>7.2.1 人為事象</p> <p>7.2.1.1 産業用ガス爆発</p>

		7.2.1.2 道路及び鉄道における危険物積載車両事故
		7.2.1.3 航空機落下 他
		7.2.2 外部自然事象
		7.2.2.1 地震
		7.2.2.2 異常気象条件
		7.3 運用時安全性 異常時を含む運用時の安全性の説明
		7.4 想定事故 想定事故時の安全性の説明
		7.5 設計基準を超える事故 設計基準を超える事故時の影響の説明
		8.施設寿命
		8.1 貯蔵建屋が要領制限に達する時期
		8.2 貯蔵建屋の構成部材寿命
		8.3 キャスクの取出し（キャスクからの燃料回収）及び損傷キャスクの取扱い
	9.放射性廃棄物	9.1 放射性廃棄物源（貯蔵中に発生する放射性廃棄物とその量）
9.2 放射性廃棄物管理		
10.貯蔵終了と施設廃止	省略	
11.燃料取扱い概念	11.1 使用済燃料の取扱い	
	11.2 使用済燃料を装荷した輸送・貯蔵兼用キャスクの貯蔵エリアへの移送	
	11.3 使用済燃料の貯蔵（貯蔵中のキャスク監視含む）	
	11.4 貯蔵後の使用済燃料の管理（キャスクからの取出し含む）	
12.品質保証	省略	
13.選定した装置リスト	省略	
3.3 キャスクの型式認証	チェコでは、外部事象の影響を制限することと長期貯蔵(50年以上)に対するより好ましい環境を作るために輸送・貯蔵兼用キャスクを貯蔵建屋内で貯蔵することとしている。 輸送・貯蔵兼用キャスクの認証は貯蔵建屋のホット試験までに取得しなければならない。	
	3.3.1 安全性説明書類 輸送・貯蔵兼用キャスクは輸送キャスクと貯蔵キャスクの両方の規制要件を満足する必要がある。(輸送はB(U)F型) 貯蔵キャスクに対しては規則 No.307/2002年の付録2の貯蔵タイプSとDの要件が課せられる。これらは輸送キャスクに対するものがベースになっているが、長期貯蔵を考慮し以下が追加されている。	

	<ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込め機能を長期間維持する観点から材料の長期耐性の実証が求められる。 ・残留熱の安全機能への影響 ・貯蔵中の使用済燃料健全性の継続的確認の必要性 <p>3.3.2 輸送・貯蔵兼用キャスク規則への適合性実証 以下の項目について記載すること。</p> <p>1.序論</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.1 目的 1.2 適用法規 1.3 評価目標 1.4 キャスクの機能と評価基準 1.5 キャスクの簡単な説明 1.6 収納物インベントリ <p>2.キャスクの詳細な記述</p> <ul style="list-style-type: none"> 2.1 全体概要 2.2 キャスク <ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 密封システム 2.2.2 遮蔽 2.2.3 抑制システム 2.2.4 省略 2.2.5 緩衝体 2.2.6 腐食防止 2.2.7 汚染防止 2.3 図面 2.4 キャスク構成部品と材料仕様 2.5 特殊装置 <p>3.省略</p> <p>4.技術及び製造に係る文書</p> <p>5.安全解析</p> <ul style="list-style-type: none"> 5.1 核的安全性 5.2 放射線防護 5.3 放熱 5.4 密封システム評価 5.5 構造解析 <p>6.試験説明書</p> <p>7.運用と保守</p> <p>8.検証と適合性（範囲、方法）</p> <p>9.参考文献</p>
--	---

		10.付録
		3.3.3 キャスク型式認証の時間制限
3.4 施設の試運用段階		<p>3.4.1 省略</p> <p>3.4.2 省略</p> <p>3.4.3 運用前安全解析書</p> <p>1.序論 省略</p> <p>2.変更の記述</p> <p>3.技術及び建設</p> <p>3.1 使用済燃料とキャスクの取扱い</p> <p>3.2 制御システム</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャスクと貯蔵建屋のモニタリングシステム ・使用済燃料の管理及び制御システム <p>3.3 放射線モニタリングシステム</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作業空間モニタリング <ul style="list-style-type: none"> - 線量率及び線量当量のモニタリング - 表面汚染モニタリング - 空気モニタリング ・環境モニタリング ・個人モニタリング <ul style="list-style-type: none"> - 表面汚染測定 - 外部被曝 - 内部被曝 ・取扱いモニタリング情報 <p>3.4 火災防護</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護対策 ・火災防護システムの記述 ・要件及び評価 ・火災防護システムの試験と確認の要件 <p>3.5 環境保全技術</p> <ul style="list-style-type: none"> ・換気システム ・キャスクからの残留熱除去 ・放熱 <p>3.6 電気設備</p> <p>3.7 通信設備</p> <p>3.8 使用済燃料の記録及び管理</p> <p>3.9 貯蔵建屋</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵部 ・貯蔵建屋の構造設計

		<ul style="list-style-type: none"> ・基礎 ・鉄筋コンクリート構造物と鋼構造物 ・荷重とそれらの組合せ ・貯蔵建屋構造部の長期安定性の証明 ・評価 <p>4.核的安全性と放射性防護カード</p> <p>4.1 使用済燃料インベントリと貯蔵工程</p> <p>4.2 貯蔵建屋の安全設備の概要</p> <p>4.3 安全性証明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・未臨界性維持 ・残留熱除去 <p>4.4 放射性防護証明</p> <p>4.5 熱放出の実証</p> <p>4.6 キャスク密封健全性を確保する方法</p> <p>4.7 貯蔵中の貯蔵設備機器の長期安定性の証拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・天井クレーン ・輸送・貯蔵兼用キャスク <p>4.8 安全解析の最新化</p> <p>4.8.1 通常時安全性</p> <p>4.8.2 想定事故時安全性</p> <p>4.8.2.1 初期発生事象</p> <p>4.8.2.2 装置又は機器故障</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蓋漏洩 ・圧力計故障 ・電源故障 ・火災 ・重量物落下 ・熱放出の阻害 <p>4.8.2.3 人為事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・取扱い時衝突 ・取扱い落下 ・除染不良 <p>4.8.2.4 外部自然事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震 ・異常気象 <p>4.8.2.5 人為外部事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・産業ガス爆発 ・道路及び鉄道における危険物積載車両事故
--	--	--

		<p>・航空機落下</p> <p>4.8.3 個々の事故結果の評価</p> <p>5.使用済燃料の安全な貯蔵の制限と条件</p> <p>6.工程計画</p> <p>7.放射性廃棄物の取扱い方法</p> <p>8.選定した装置の品質評価</p> <p>3.4.4 安全な運用と貯蔵中検査の制限と条件</p> <p>中略 現時点では損傷していない燃料のみが輸送・貯蔵兼用キャスクで貯蔵される。(ドコバニ発電所) テメリン発電所では低いガス漏洩の燃料が貯蔵される予定。どちらも使用済燃料は少なくとも2枚の独立した密封蓋を持ち、蓋間の空間を不活性ガスで満たしたキャスクに貯蔵される。蓋間圧力の監視によって蓋シールの漏洩を検知する。キャスクの未臨界性評価においては、燃料燃焼度は保守側に考慮しない。</p> <p>3.4.5 省略</p> <p>3.4.6 省略</p>
3.5 貯蔵		省略
3.6 再製造又は変更		省略
3.7 安全性の定期的評価及びレビュー		<p>貯蔵施設は定期的に設備の安全性を評価すること。評価する間隔はSUJBによって10年を超えないことと決められている。評価し報告する項目は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.キャスク取扱い設備 2.キャスク蓋間圧力変化 3.キャスク表面温度変化 4.貯蔵室内の放射線量率 5.評価期間中の従事者被曝線量 6.施設周辺の放射線量率 7.放射線管理システムの運用性 8.排水管理 9.装置の作動性 10.換気量の100%記録 11.燃料集合体の熱的性能データ 12.検査記録 13.修正行動の状況と有効性 14.燃料棒及びキャスク表面の外観検査 15.圧力計の定期的確認
3.8 施設の廃止		省略
4.参考文献		省略

③深層防護の反映例

前述のドコバニ発電所の乾式貯蔵施設において深層防護を適用する設計例及び施設運用例を表 2.1-25 に挙げた。その中での特記事項を以下に述べる。

1)キャスク蓋間圧力監視

前述のとおりドコバニ、テメリン両乾式貯蔵施設で使用している使用済燃料キャスクは輸送・貯蔵兼用で二重蓋を持つ。貯蔵中は二重蓋間の圧力を測定することで蓋シールの漏洩を監視している。蓋間の圧力は大気圧より 0.6MPa 大きく設定しており、外気温の変動によっても蓋間圧力が変化するが 0.45MPa 以下になると蓋の漏洩検査を行うこととしている。

万一、一次蓋の漏洩が確認されると当該キャスクを原子炉のプールに沈めて蓋を開放する。また、チェコの法令では全ての運用に関わる測定装置は定期的に校正することが求められる。CASTOR440/84 型キャスクの蓋間圧力計に対しては 6 年毎の校正が提案されており、これに従うと毎年 10 基の校正を行うことになる。(保護カバーを外して蓋間の He ガスを抜き圧力計を取り外す) [CZE13,14]

2)キャスク本体の定期検査[CZE13]

3 年毎にキャスク表面とトラニオンの外観検査が行われる。キャスク表面のポリウレタン多層コーティングが損傷していれば特殊な要領で保修が行われる。

表 2.1-25 ドコバニ発電所 乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャスク(二重蓋) 三次：キャスク二/三次蓋	<ul style="list-style-type: none"> 貯蔵中の蓋間圧力の監視による蓋シールの漏洩検知 キャスク本体定期検査 (キャスク表面及びトラニオン外観) 定期的安全レビュー
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	フィルタ捕集システム	<ul style="list-style-type: none"> 放射線モニタリング 緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> フィルタ捕集システム 外部事象障壁 (貯蔵建屋、キャスク保護蓋) 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線モニタリング 緊急時対応計画

(7)フィンランド[FIN1~6]

①概要

フィンランドではオルキルオト（Olkiluodon）とロビーザ（Loviisan）の2つの原子力発電所が稼働中である。オルキルオトはBWR（オルキルオト1,2号機、各91万kW）、ロビーザは旧ソ連製のVVER440/V213（ロビーザ1,2号機、各52万kW）から成り、1977年から1982年にかけて運転を開始している。両発電所による同国の約30%の電力を供給している。また、オルキルオトでは3号機（PWR）の建設が進められており、さらに4号機の計画がある。

フィンランドでは、使用済燃料は再処理せずに直接処分する方針を採っている。原子炉から取り出された使用済燃料は発電所のプールで一時保管した後に地中深くに永久保管される。これまで使用済燃料の地下埋設処分に向けた準備が進んでおり、2015年に政府によって使用済燃料の処分容器への封入施設と処分施設の建設が許可され、2016年からオルキルオトにおいて地下埋設処分施設の建設を開始している。[FIN1]

現在のところ、前述のとおり使用済燃料は発電所のプールにて保管されており乾式貯蔵は行われていない。規制機関はSTUK（放射線及び原子力安全庁）である。

②技術要件

表 2.1-26 にフィンランドの使用済燃料の取扱い施設及び貯蔵施設に対する規制要件の主要部分を整理した。使用済燃料の湿式貯蔵と乾式貯蔵の両方を対象としているが、乾式貯蔵に適用されるものに限定して深層防護原理を踏まえたものと考えられる規定の主なものを以下に挙げる。

- ・施設の安全性は各々独立した連続した防御レベルによって確保すること。（深層防護の原理）
- ・深層防護の各防御レベルは互いに独立していること。
- ・いかなる想定される通常運転時の動的機器の単一故障も想定事故を制御するよう設計されたシステムの作動を引き起さないこと。
- ・安全機能を持つシステムは2つ以上の冗長な平行システム又はシステム要素によって構成し、任意に1つが働かない場合でも安全機能が維持されるようにすること。
- ・燃料の取扱、貯蔵、収納における異常事象、事故の発生を防ぎまたその影響を軽減すること。
- ・燃料取扱い、貯蔵及び収納において燃料棒健全性を確保すること。
- ・万一、移送キャスク又は最終処分容器が落下した場合でも漏洩しないこと。
- ・施設には放射線監視システムを設けること。
- ・潜在的な放射能放出の制限と監視を行うこと。
- ・貯蔵中の使用済燃料の特性変化と状態を調べるモニタリングを行うこと。
- ・使用済燃料貯蔵施設及び取扱いシステム、それに関連する装置は定期的な検査計画に従い検査を行うこと。

表 2.1-26 フィンランドの使用済燃料管理規則[FIN4]

分類	条	内容
3.核的及び放射線安全	301	使用済燃料取扱い及び貯蔵施設は燃料損傷の確率を非常に小さくするよう設計すること。
3.1 通常運転	302	原子力発電所で燃料の取扱と貯蔵を行う場合の個人の被ばく線量は0.1mSv以下
	303	省略（線量制限）
3.2 運転時事象と事故	304	燃料の取扱、貯蔵、カプセル収納における最大目標は異常事象と事故防止。異常事象、事故の発生を防ぎそれらの影響を軽減する備えを用意すること。
	305	異常事象時及び事故時の個人の年間被ばく線量は以下を超えないこと。 a.想定運転事象に対して 0.1mSv b.クラス 1 想定事象に対して 1mSv c.クラス 2 想定事象に対して 5mSv d.燃料貯蔵施設に関しては設計拡張条件の結果として 20mSv
	306	想定運転事象に対して、以下を考慮すること。 a.燃料被覆管破損又は燃料集合体の重大な機械的変形 b.移送キャスク、燃料集合体、又は最終処分キャニスタの取扱不良 c.省略（プール） d.気密移送キャスク、貯蔵コンテナ、又は取扱いセルの漏洩 e.冗長システムの機器破損又は故障とその結果起こる運転不能 f.燃料取扱いシステム又は安全関連システムの電源喪失 g.安全上重要な場所での密室火災
	307	想定事故を頻度により分類する。最低限、以下を想定事故と考えること。 a.燃料集合体、移送キャスク、貯蔵コンテナ又は最終処分容器の落下 b.機器の破損又は故障による冗長システムの不作動 c.設計基準地震や小型飛行機の衝突
	308	使用済燃料貯蔵施設に対しては少なくとも以下の事象を設計拡張状態と見なすこと。 a.関係する事象を制御するために設計されるシステムの共通原因故障を含む想定運転事象とクラス 1 想定事故 b.PSA にもとづいて選定される故障の組合せ c.異常気象事象や大型航空機衝突のようなほぼ起こりえない稀な外部事象
	309	燃料ウラン量が 100 トンを超えるカプセル収納プラントは 308 項を考慮すること。

	310	放射能の放出による飛散と線量解析は YVL C.4. (原子力施設の環境放射線モニタリング) に従うこと。これは、通常時、運転中異常時、想定事故時及び設計拡張条件に適用できる。使用済燃料の過酷な損傷は 411 項により現実的には考えなくてよい。
4.施設の安全設計と機能	401	燃料の取扱と貯蔵のための設計手法は YVL B.1.の 3 章及び技術的要件に関しては 4 章と 5 章に従うこと。
4.1 設計管理	402	省略
	403	設計管理の要件は YVL B.1.の 3 章にある。これらの要求は、申請者、設計過程、文書、検証、検証、評価及び設計解の妥当性に関する。
4.2 放射線安全	404	放射線防護は以下を考慮すること。 a. 施設は YVL C.2.(放射線防護と原子力施設従事者の被ばくモニタリング)に従い放射線防護区域に分類を行う。 b. 配置設計とシステム及び機器の設計は YVL C.1.(原子力施設の構造的放射線安全)に適合すること。 c. 施設は YVL C.6.に従い放射線監視システムを設けること。 d. 潜在的な放射能放出の制限と監視は YVL C.3.(原子力施設からの放射能放出の制限と監視)に従うこと。
	405	使用済燃料とそれを収納するキャスク又はキャニスタの移送は放射線を遮蔽して遠隔操作で行い、従事者の被ばくを現実的に達成可能な範囲でできる限り少なくすること。放射線防護手段の設計は遮蔽すべき領域に最大限の使用済燃料量が存在すると仮定して行うこと。使用済燃料は最高燃焼度と最短に冷却期間を仮定する。遮蔽設計は散乱線と貫通口や開口部からの局所ビームの可能性を考慮すること。
	406	省略 (プール)
4.3 構造物とシステム設計 4.3.1 一般設計原理	407	YVL B.1.の 4.1 章で一般設計原理と要求について解説している。原子力施設の SSC は設計基準環境条件下で信頼性をもって機能することを保証できるよう設計すること。安全機能を持つシステムの補助システムはそれと同等の要求を満足できること。
	408	安全システムは設計段階において試験とアクセスのための備えを設けること。また、運転中の改良並びに交換が可能な備えも行うこと。さらに将来の廃棄物管理と廃止のための備えも設計段階で行うこと。廃棄物量は現実的な範囲で最小になるようにすること。原子力施設は、放射性廃棄物の取扱いと、必要ならば貯蔵のための十分な配置を確保すること。
4.3.2 深層防護原理	409	原子力施設の安全性は各々独立した連続した防御レベルによって確保すること。(深層防護の原理)

	410	深層防護原理は、YVL B.1.の 4.3 章に説明している。この原理では原子力施設の安全防御機能は幾つかの連続するレベルに分けられる。最初の 2 つは事故防止で、以降のレベルは事故の影響から施設、運転者、環境を守る。YVL B.1.の 4.3 章には燃料貯蔵施設と燃料収納施設に対する深層防護の最初の 3 つのレベルを概説している。
	411	省略
	412	実用上考慮しなくてよい事象は決定論的解析、確率論的信頼性解析、専門家の評価によって決めること。確率的限界のみで決めないこと。たとえ、事象の発生確率が非常に小さくてもさらにリスクを下げるために合理的な追加設計設備を設けること。
4.3.3 深層防護の独立性と強さ	413	深層防護の各防御レベルは互いに独立していること。すなわち、1 つの防御レベルが故障しても他の防御レベルの性能に影響しないこと。これは YVL B.1.の 4.3.1 章で説明している。
	414	深層防護の強さに対する要求は YVL B.1.の 4.3.2 章にあり、それは次のとおり。 いかなる想定される通常運転時の動的機器の単一故障も想定事故を制御するよう設計されたシステムの作動を引き起さないこと。
	415	深層防護レベルを十分な強さにするために、安全機能を持つシステムは 2 つ以上の冗長な平行システム又はシステム要素によって構成し、任意に 1 つが働かない場合でも安全機能が維持されるようにすること。
	416	省略
	417	冗長原理の強さは関係する安全機能の重要性に依存する。燃料取扱いと貯蔵に対しては、N+1 で十分である。これは、任意の 1 つの機器又はシステムが故障しても安全機能が維持できることを意味する。
	418	省略
	燃料棒健全性	419
420		機械的応力を最小にするために移送ルートの最短化と吊り上げ高さを低くすること。移送装置は燃料集合体が許容される移送ルートから外れないようにすること、また燃料を吊り上げる装置は燃料が脱落しないよう独立した 2 つの方法で燃料を保持し、電源喪失時でも安全位置にとどまるようにすること。必要に応じて手動で燃料集合体を安全位置に移動できるようにすること。
421		万一、移送キャスク又は最終処分容器が落下した場合でも漏洩しないこと。

	422	燃料の熱荷重を最小にするため燃料を冷却できること。 以下略（プール）
	423	省略（プール）
安全機能確保のための機能	—	以下は安全機能確保のため冗長原理を適用している例
	424	使用済燃料を取り扱うセルは負圧とすること。
	425	燃料集合体を取り扱う部屋は異常事象や事故の監視と制御のために放射線監視を行うこと。
稀な外部事象と外部電源喪失	426	使用済燃料貯蔵施設は稀な外部事象時に燃料冷却ができること。 以下略（プール）
	427	省略（プール）
4.4 安全分類	428	使用済燃料貯蔵施設及び収納施設の SSC は安全に対する機能と構造的な重要性に従い分類すること。分類は施設の安全性だけでなく最終処分の長期安全性にも基づくこと。
	429	臨界事故防止、燃料冷却、放射能閉じ込め、放射線遮蔽、燃料集合体の機械的損傷又は腐食防止、あるいは火災安全に大きく関係する SSC は燃料貯蔵及び収納施設の安全性の観点から分類すること。
	430	長期的安全性の点で重要な構造物と機能には最終処分容器とその製造、密封及び検査がある。
	431	燃料貯蔵と収納施設の構造物と機器は YVL B.2.に従って耐震性によって分類すること。
4.5 燃料の未臨界性確保	432	燃料の未臨界性は構造的設計によって確保すること。
	433	移送キャスク、貯蔵ラック、取扱い装置及び最終処分容器は、通常時、想定運転事象又は想定事故時において臨界安全を確保できるよう設計すること。臨界安全に関する要件は YVL B.4.(原子燃料と原子炉)にある。
	434	省略
4.6 運転安全	435	燃料貯蔵施設と収納施設の取扱において重量物又は他の危険物が燃料や安全上重要な機器の上に落下させたり、あるいは故障によってそれらに損傷を与えないよう設計すること。
	436	使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は、損傷又は固着した燃料集合体を取り扱えること。また、使用済燃料貯蔵施設で漏洩した燃料集合体又は燃料棒を密封キャニスタ又は容器に収納して貯蔵できること。
	437	使用済燃料貯蔵施設は燃料の状態を監視する部屋と装置を備えること。
	438	省略
	439	使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は当該施設あるいは他の汚染施設からの輸送又は移送キャスクを除染する部屋と装置を備えること。
	440	使用済燃料収納施設は、保守及び修理のために取扱い室を除染できる

		よう設計すること。
	441	使用済燃料収納施設は、密封した最終処分容器又は詰替え容器の修理ができるよう設計すること。
4.7 収納に対する燃料受入	442	最終処分に処する燃料の受入基準を取扱い時安全性と最終処分の長期安全性の観点から決定すること。
4.8 最終処分のための収納	443	最終処分に処する最終処分容器の許容基準を最終処分の長期安全性の観点から決定すること。この基準を満足するもののみが最終処分施設に移送できる。申請者は許容基準を満足することを以下により証明すること。 a. 各処分容器に対して YVL E.3.に従い製造計画を提出する。 b. YVL E.3.に従い処分容器の製造手順と方法を説明する。 c. 処分容器の構造物の製造過程を十分に監督すること。 d. 収納施設に搬入される処分容器構造物の受入検査を行い、品質検査記録を確認し管理試験を行う。 e. 処分容器の最終検査を行い溶接の健全性と燃料収納過程で損傷がないことを確認する。
4.9 その他の設計考慮	444	使用済燃料の貯蔵条件が貯蔵中に燃料集合体の状態を著しく劣化しないよう設計すること。材料選定と冷却水の水質管理によって、燃料集合体、貯蔵ラック、プールのライニングの腐食を合理的に可能な限り低く抑えること。
	445	燃料取扱い、貯蔵及び収納過程は単純かつ固有安全性の概念を優先して設計すること。
	446	燃料貯蔵施設と収納施設は燃料の検査ができる適当な部屋と装置を備えること。
	447	省略
	448	火災が無視できない放射性物質放出をもたらす可能性がある部屋には火災報知器と消火システムを備えること。
	449	使用済燃料の移送キャスクは危険物質の輸送規則における B 型核分裂輸送物に対する強度と密封要求に適合すること。
5.燃料の施設への輸送と運転開始	501	申請者は使用済燃料を施設に輸送する前に以下を確認すること。 ・燃料の取扱、貯蔵、監視に関連する SSC が運転できること。 ・放射線防護、核的安全性、緊急時対応設備が所定の位置にある。
	502	省略
	503	使用済燃料貯蔵施設又は収納施設の運転開始前に、YVL A.5.に従い試運転試験を行うこと。
6.施設の運転	601	省略（書類提出）
	602	同上
	603	同上

	604	使用済燃料貯蔵施設の運営事業者は貯蔵中の燃料の特性変化と状態を調べるモニタリング計画を提出して承認を受けること。計画書には定期的検査の範囲と頻度、及び方法と使用する装置を示すこと。
	605	省略
	606	使用済燃料貯蔵施設及び取扱いシステム、それに関連する装置は定期的な検査計画に従い検査を行うこと。検査計画に対する要求は YVL A.6.の 5.3 章に規定している。
	607	使用済燃料貯蔵施設又は収納施設の運転許可保有者は運転経験をフィードバックする計画を策定して体系的に当該施設と他の類似施設の運転データを収集し分析して報告すること。これにもとづいて、安全性向上を検討し施設の改良につなげること。
	608	省略（燃料の識別管理）
	609	省略（運転開始後の施設変更）
	610	使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は緊急時対応の準備をすること。
	611	省略（管理責任者の任命）
	612	省略（職員の技量評価）
7.STUK への提出書類	701~ 711	省略
8.規制の見落とし	801~ 805	省略

③深層防護の反映例

前述のとおりフィンランドでは現在のところ使用済燃料の乾式貯蔵は行われていない。

(8)フランス[FRA1~12]

①概要

フランスでは現在 EDF（フランス電力会社）所有の 19 発電所で計 58 基の PWR が稼働中である。これらは 1977 年から 1999 年にかけて運転を開始した。この他に運転中と既に運転を停止したものを合わせて計 9 基の研究用原子炉がある。これらは全て CEA（フランス原子力・代替エネルギー庁）管轄下であり、このうち 8 基はカダラッシュ（Cadarache）、マルクール（Marcoule）及びサクレー（Saclay）の各研究施設にあり、残る 1 基はグルノーブル近郊のラウエ-ランジュバン研究所（Institut Laue-Langevin – ILL）にある。

EDF は、発生する使用済燃料は取出し後発電所のプールで一時保管した後ラアグ（La Hague）にある AREVA の再処理施設に移送し、Pu と U を回収してリサイクルする戦略を採っている。このため、乾式貯蔵は行っていない。

CEA が所管する使用済燃料についても同様にラアグの再処理施設に運んで処理する方針を採っているが、一部の燃料は再処理に適さないため最終的に地層埋設処分を行う方針である。このような燃料はカダラッシュに設けた貯蔵施設（CASCAD）で乾式貯蔵している。[FRA5] CASCAD は 1990 年から運用を開始しており、初期の発電炉（Brennilis）と高速原型炉（Phénix）の使用済燃料を保管している。CASCAD はいわゆるボルト方式の貯蔵施設で、鉄筋コンクリート製の貯蔵空間に多数の金属製収納管を直立に設置してその中に使用済燃料を貯蔵するものである。

フランスの原子力規制機関は ASN（原子力安全局）である。

②CASCAD の概要

表 2.1-27 に CASCAD の主な仕様諸元を示す。図 2.1-15 に貯蔵施設の構造を示す。貯蔵建屋は 2 階建構造で 1 階に燃料受入・調整のための部屋と壁を隔てて貯蔵室（ボルト）を置き 2 階は収納管への使用済燃料装荷並びに取り出しを行う取扱いエリアとなっている。使用済燃料を収容する収納管はステンレス鋼製で上部に密封シール付遮蔽蓋を設置し、内部は不活性ガスを充填している。蓋には収納管内部のガスを採取する機構を備えている。冷却は自然対流により行う。建屋側面の給気口から入った空気が貯蔵室を通過して収納管を冷却して建屋上部の排気塔から排出される。

③技術要件

フランスの原子力施設（使用済燃料貯蔵施設含む）に関する技術要件（規制法令）の主要部分を表 2.1-28 に整理した。

この中で深層防護の原理に基づいていると考えられる主な規定を以下に挙げる。

- ・以下を目的とする連続、独立した防御レベルから成る深層防護手段を適用すること。
 - 事故防止
 - 事故につながる事象を検知し、通常運転状態に戻し、施設を安全な状態に維持する。
 - 事故を制御して拡大を防ぐ。
 - 事故の公衆と環境への影響を軽減する。
- ・放射性物質の閉じ込め機能は、対象物と公衆及び環境の間に 1 つあるいは複数の独立した

連続する障壁を置くことで保証すること。

- ・施設周辺の自然や外部事象の影響を及ぼす恐れがある変化に対応できること。
- ・環境の監視のための設備を設けること。
- ・緊急事態時に対応できる組織、物質的及び人的資源と方法を備えること。

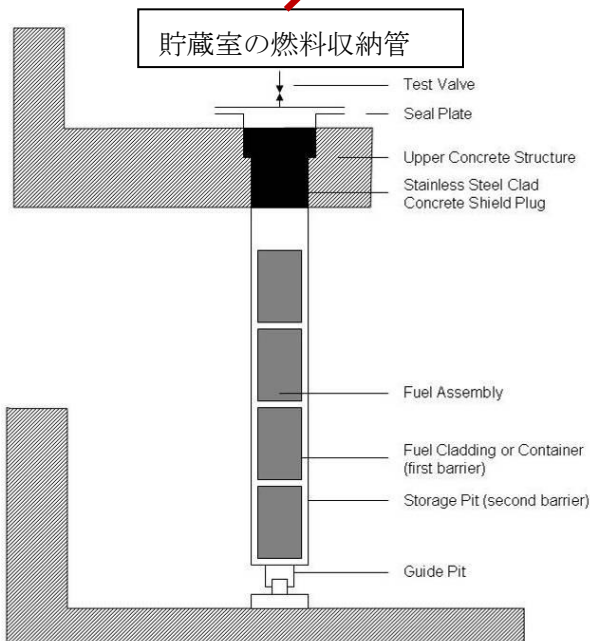
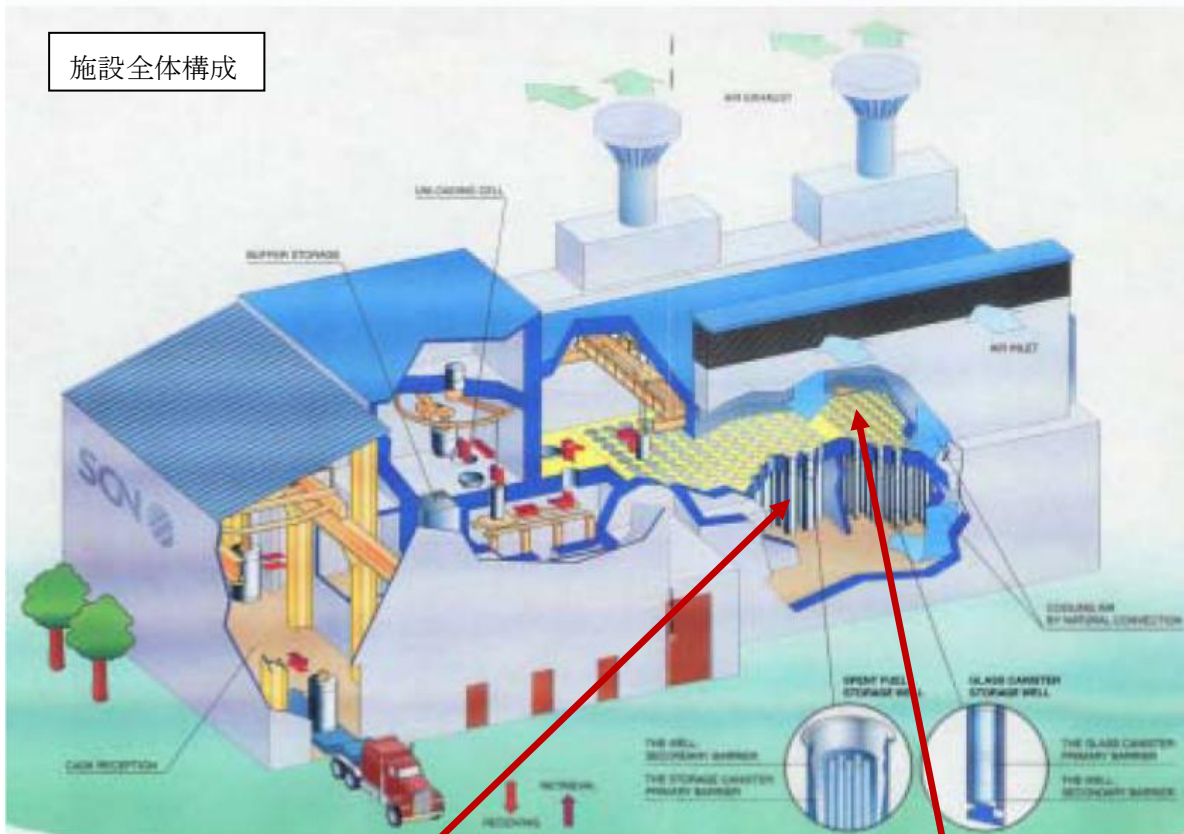


図 2.1-15 フランスの乾式貯蔵施設 CASCAD[FRA11]

表 2.1-27 フランスの乾式貯蔵施設 CASCAD の主要諸元[FRA 8,9]

項 目	内 容	備 考
運用開始時期	1990 年	
製造メーカー	不明	
貯蔵燃料	重水炉燃料 (Brennilis EL4) 研究炉燃料	
貯蔵方式	乾式ボールド貯蔵方式	
建屋構造、大きさ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地上建屋 (半地下 2 階建) 1 階：受入エリア、貯蔵エリア 2 階：取扱いエリア ・ 建屋サイズ：35m×25m×16mH ・ 壁厚：ボールド上面 2m 側壁 1.25m ・ 収納管長さ：7m ・ 排気塔高さ：42m ・ 移送方式：天井クレーン(容量 50kN) 	図 2.1-15 参照
貯蔵容量	180MTU	
収納管数	319 本	
収納管材質	ステンレス鋼	
収納管内部雰囲気	不活性ガス	
収納管上部プラグ	密封シール構造、収納管内部ガスサンプリング機構付	
冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・ 方式：自然空冷 ・ 最大発熱量：200kW(600W/収納管) ・ 風量：19000m³/h ・ コンクリート制限温度：100℃ 	異常時の強制空冷システム付 (HEPA フィルタ)
設計貯蔵期間	100 年	
貯蔵時監視項目	<ul style="list-style-type: none"> ・ 収納管外表面温度 ・ 収納管内雰囲気 	

表 2.1-28 フランスの原子力施設（使用済燃料貯蔵施設含む）の規制要件[FRA4]

分類	条	内容
I		省略
II		省略
III 安全性の証明	3.1	1. 運営者は以下を目的とする」連続した、十分独立した防御レベルから成る深層防護原理を適用すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 事故防止 ・ 事故につながる事象を検知し、通常運転状態に戻し、施設を安全な状態に維持する。 ・ 事故を制御して拡大を防ぐ ・ 事故の公衆と環境への影響を軽減する
		2. 深層防護は以下に従って取り入れること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然及び人為事象を考慮した適切な立地選定 ・ 安全性の証明に必要な機能の明確化 ・ 余裕と安全性に必要な機能を持つ防御上重要な要素に適切な冗長性、多様性及び物理的分離を取り入れる ・ 設計、建設、運転の各段階における高い品質 ・ 事故時の対応策の用意
	3.2	1. 安全性の証明は注意深い決定論的方法によること。
		2. 省略
	3.3	さらに、安全性の証明には事故とその影響の確率論的解析を含めること。（それが適切でない場合以外は）
	3.4	1. 安全性証明は以下の機能を示すこと。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 核的連鎖反応制御 ・ 放射性物質と核反応による発熱の除去 ・ 放射性物質の閉じ込め ・ 放射線からの公衆及び環境保護
		2. 省略（臨界防止）
3. 放射性物質の閉じ込め機能は、対象物と公衆及び環境の間に 1 つあるいは複数の独立した連続する障壁を置くことで保証すること。また、必要ならば動的な閉じ込めシステムを用いること。これらの障壁の数は事故を含む放射能放出の影響の大きさに応じて決めること。		
3.5	安全性に影響を及ぼすと考えられる内部事象 <ul style="list-style-type: none"> ・ 飛来物（特に回転機器の破損による） ・ 圧力容器の破損 ・ 落下等による衝撃 ・ 爆発 	

		<ul style="list-style-type: none"> ・火災 ・危険物の放出 ・施設内の洪水 ・電磁的干渉 ・意図的な妨害活動 ・その他運営者が認識しているか、又は ASN が考慮すべきと考える内部事象
	3.6	<p>安全性に影響を及ぼすと考えられる外部事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・爆発、危険物の放出、航空機落下のような産業活動から生じるリスク ・地震 ・雷撃 ・異常気象 ・火災 ・施設外の洪水及びその機械的影響 ・意図的な妨害活動 ・その他運営者が認識しているか、又は ASN が考慮すべきと考える外部事象
	3.7	<p>1.安全性の証明は、想定異常事象及び事故による放射線その他の影響の評価を含むこと。この評価には、各々のシナリオについて以下を含むこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射能放出と被ばく線量の計算に使用した仮定を説明する。 ・公衆及び環境が受ける実効線量と非放射線現象の影響の大きさ ・影響を受ける地域の範囲 ・施設外に影響を及ぼす異常事象及び事故に対しては、事象とその影響の拡がりの時間進展 <p>2.非放射線事象の影響の大きさは人体及び構造物に対する毒性、圧力、熱及び飛来物の衝撃の影響によって決めること。</p> <p>3.放射線事象の影響の大きさは、公衆健康規格の R.1333-80 にもとづいて ASN が定めた放射線事故時の基準との関係で決めること。</p>
	3.8	<p>1.安全性の証明は以下の基づくこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・最新の参照されたデータ ・適切な、明確な検証された方法。その中で不確定性と知見の限界に対して用いた仮定と規則を含むこと。 ・それらの適用範囲で検証された計算とモデル化の方法 <p>2.運営者は安全性を証明するため行った計算及びモデル化の方法と評価結果の妥当性の判断基準を示すこと。</p>
	3.9	<p>安全性の証明は公衆を守るための必要な手段をタイムリーに講じる</p>

		<p>ことができない危険物質の大量放出あるいは外部への影響が起これないことを証明すること。</p>
	3.10	<p>運営者は施設周辺で行われる、又は計画している自然や外部事象の影響を及ぼす恐れがある変化に対応できること。</p>
IV健康と環境に影響する事象制御	4.1	<p>省略</p>
1.一般条項	4.1.1	<p>1.水と排出物の環境への排出 設計を含む全ての段階において施設からの排出物の放出を制限すること。</p>
	4.1.2~ 4.1.5	<p>省略</p>
	4.1.6 ~4.1.7	<p>2.サンプル採取と水消費 省略</p>
	4.1.8~ 4.1.10	<p>3.排出物の収集と処理 省略</p>
	4.1.11~ 4.1.14	<p>4.排出物の排出 省略</p>
2.サーベイランス	4.2.1	<p>運営者は水の供給と使用の監視、放出の監視及び施設により影響を受ける可能性がある環境の監視のための設備を設けること。</p>
	4.2.2	<p>省略</p>
	4.2.3	<p>省略</p>
	4.2.4	<p>1.運営者は 4.2.1 に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。 2.省略 3.省略</p>
3.汚染防止	4.3.1~ 4.3.2	<p>省略</p>
	4.3.3	<p>1.放射性物質又は危険物質の貯蔵及び取扱いはそれらの拡散を防止できる、そのために設計された場所以外では行わないこと。 2. 放射性物質又は危険物質と接触する要素は十分な耐水性を持ち、化学的、物理的にこれらに耐えること。</p>
	4.3.4	<p>野外で燃焼させないこと。</p>
	4.3.5	<p>省略</p>
	4.4.1~ 4.4.5	<p>省略</p>
4.監督機関の情報	4.4.1~ 4.4.5	<p>省略</p>
V 基本的原子力施設のため特別に設計された圧力機器		<p>省略</p>

VI廃棄物管理	6.1~6.8	省略
VII緊急事態の対処と制御	7.1	<p>運営者は緊急事態時に以下を目的とした組織、物質的及び人的資源と方法を備えること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特に放射線リスクと非放射線リスクが同時に存在する場合に事態を制御する。 ・施設外の影響を防止、遅延又は制限する。
	7.2	省略
	7.3	<p>1.省略</p> <p>2.運営者は緊急時に事態を制御して個人を保護するために施設内あるいは近隣に緊急管理施設を設けること。</p> <p>3.運営者は緊急事態の制御と個人を保護するために必要な物質資源を用意して維持すること。</p>
	7.4	<p>1.内部的緊急時計画を制定すること。</p> <p>2.省略</p> <p>3.省略</p>
	7.5	運営者は危機管理の手段を与える外部の組織及び機関と合意を結ぶこと。
	7.6	内部的緊急時計画は試行すること。 以下略
VIII特殊条項		
1.発電炉	8.1.1~ 8.1.3	省略
2.危険物のサイト内輸送	8.2.1~ 8.2.2	省略
3.設備の分解		省略
4.放射性物質の貯蔵	8.4.1	この章は放射性物質を貯蔵する原子力施設と原子力施設内に設けた放射性物質貯蔵施設に適用する。
	8.4.2	<p>1.貯蔵期間を設定すること。</p> <p>2.特性が異なる貯蔵物を貯蔵する場合、各々の貯蔵場所を明確にすること。</p> <p>3.貯蔵物の許容仕様を設定すること。貯蔵前にその仕様に適合していることを確認すること。</p>
	8.4.3	<p>貯蔵物が使用済燃料の場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料が運営者にて生産したものでない場合、生産者及び両者の責任分担を明らかにすること。 ・こらの使用済燃料は放射線防護、輸送及び技術並びに経済的制約を考慮して何時でも施設から搬出できるよう備えを持つこと。
5.放射性廃棄物の貯蔵	8.5.1	省略
IXその他	9.1~9.5	省略

④深層防護の反映例

前述の CASCAD における深層防護の適用例を表 2.1-29 にまとめた。以下に要点を述べる。

1)燃料収納管

使用済燃料被覆管が破損した場合の第二の閉じ込め障壁として燃料収納管を密封構造とする。上部遮蔽蓋にはシール機構と使用済燃料の漏洩検知のために収納管内部のガス採取を行う機構を備えている。

2)冷却異常時の強制空冷システム

自然空冷に異常が生じた場合に冷却を確保するため、バックアップとして強制空冷システムを備えている。

3)燃料取扱用クレーン

使用済燃料の収納管への装荷と取り出しに用いる天井クレーン（容量 50 トン）は電動機あるいは電源の故障に備えて、軸方向と横方向の移送機構は分離した二重の電動システムを備えている。

表 2.1-29 CASCAD の深層防護例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：燃料収納管 ・ 冷却異常時の強制空冷システム ・ 燃料取扱いクレーンの電動二重化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料被覆管の定期的漏洩検知（収納管内ガス採取分析） ・ 収納管上部蓋シール漏洩検査 ・ 定期的安全レビュー[FRA1]
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	冷却異常時の強制空冷システム	—
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	—	—

(9) ドイツ[DEU1~20]

①概要

ドイツでは、使用済燃料（高レベル放射性廃棄物含む）は輸送・貯蔵兼用キャスクに収納して3か所の集中中間貯蔵施設（アーハウス（TBL-A）、ゴアレーベン（TBL-G、）ノルト（ZLN））と発電所内の貯蔵施設に保管している。ゴアレーベンの中間貯蔵施設は発電炉の使用済燃料とフランスと英国に委託した再処理からの返還ガラス固化体（高レベル放射性廃棄物）を貯蔵している。ゴアレーベンでは1995年から使用済燃料を収納した輸送・貯蔵兼用キャスクの受け入れが始まったが1997年を最後に使用済燃料の搬入は行われていない。また、高レベル廃棄物も2013年を最後に搬入を停止することが地元との合意で決まった。アーハウス中間貯蔵施設は主として研究炉と高温ガス炉の使用済燃料を貯蔵している。ノルト中間貯蔵施設は、旧東ドイツの廃止された原子力発電所からの使用済燃料を貯蔵している。この他にユーリッヒ

（Jülich）に廃止した高温ガス炉（AVR）から発生した球状燃料の使用済燃料貯蔵施設があり、こちらも輸送・貯蔵兼用キャスクで貯蔵している。表 2.1-30 にドイツの各サイトにおける使用済燃料中間貯蔵の現状を整理した。規制機関は BfE（核燃料廃棄物管理連邦安全局）である。

使用済燃料及びガラス固化体の貯蔵に使用する輸送・貯蔵兼用キャスクの主なものは GNS が開発した CASTOR とトランスニュークリア（TN）の TN 型キャスクである。この CASTOR シリーズには種々の型式があるが、鋳鉄製と中性子遮蔽材（レジン）から成る胴と二重の蓋を持つ乾式キャスクで、TN 型キャスクは鍛造鋼と中性子遮蔽材から成る胴と同じく二重蓋を持つ。

図 2.1-16 に CASTOR の代表的な構造を示す。いずれのキャスクも貯蔵中は二重蓋間を He 加圧し、圧力を連続測定して蓋シールの漏洩監視を行う。

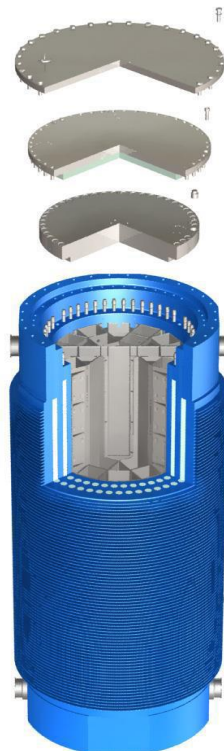


図 2.1-16 CASTOR V/19 型キャスクの構造 [DEU18]

表 2.1-30 ドイツの使用済燃料乾式貯蔵施設[DEU2.1、18]

サイト	運用開始	貯蔵容量(キャスク数/HM(t))	キャスク数 (2018年時点)
集中貯蔵施設			
TBL-A(アーハウス)	1987	420/3960	329
TBL-G(ゴアレーベン)	1983	420/3800	113
ZLN(ノルト)	1999	80/585	78
AVR(ユーリッヒ)	1993	152/8	152
発電所			
Biblis	2006	135/1400	74
Brokdorf	2007	100/1000	29
Brunsbüttel	2006	80/450	11
Grafenrheinfeld	2006	88/800	21
Grohnde	2006	100/1000	30
Gundremmingen	2006	192/1850	41
Isar	2007	152/1500	35
Krümmel	2006	80/775	29
Lingen/Emsland	2007	125/1250	70
Neckarwestheim	2006	151/1600	53
Philippsburg	2007	152/1600	58
Unterweser	2007	80/800	27

②技術要件[DEU18、19]

ドイツの輸送・貯蔵兼用キャスクによる使用済燃料と高レベル放射性廃棄物の乾式貯蔵に対する技術要件として ESK（核廃棄物管理委員会）が発行した指針”使用済燃料と発熱廃棄物用乾式キャスクに対する指針“(ESK ガイドライン) に詳しい規定がある。この主要な部分を表 2.1-32 に整理した。このうち、深層防護原理を踏まえていると考えられる規定の主なものを以下に挙げる。

- ・放射性物質はキャスクと必要に応じ追加障壁により閉じ込めること。
- ・追加障壁は、
 - 軽水炉健全燃料の場合、燃料ペレットと燃料被覆管
 - 軽水炉破損燃料の場合、燃料ペレットと破損燃料収納容器
- ・軽水炉使用済燃料に対しては、貯蔵期間中の燃料被覆管の腐食を制限し、周方向の応力/ひずみを制限することで被覆管破損を防止すること。
- ・キャスクは、閉じ込め、除熱、未臨界維持及び不必要な放射線被ばく防止の目標に対する十分な受動的な安全機能を持つこと。
- ・使用済燃料に対しては、監視付二重蓋又は溶接蓋でキャスクを密封すること。
- ・二重蓋による閉じ込め障壁はそのシール機能を連続監視すること。また、異常時の自動警報機能を備えること。
- ・除熱は自然対流による受動的な方法によること。
- ・キャスク設計と貯蔵建屋の設計によって一般公衆と従事者を放射線から保護すること。
- ・貯蔵施設の代表場所におけるガンマと中性子線量率の監視を行うこと。
- ・貯蔵施設には通常電源、バックアップ電源、そして無停電電源を備えること
- ・火災中及び火災後において放射性物質閉じ込めと適切な遮蔽を維持すること。
- ・貯蔵施設の内部的緊急対応計画を備えておくこと。
- ・10年毎に施設の安全レビューを行うこと。

表 2.1-31 ドイツの使用済燃料乾式キャスク貯蔵の安全審査指針 (ESK) [DEU19]

分類	条	内容
<p>1.一般 1.1 適用範囲</p>		<p>この指針は、金属容器内に密封された使用済燃料と発熱放射性廃棄物に適用する。以下略</p> <p>対象とする収納物は次のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・酸化ウラン又はウラン-プルトニウム酸化物を用いた軽水炉使用済燃料集合体 ・AVR と THTR の使用済燃料集合体 ・原型炉及び研究炉の使用済燃料集合体 ・再処理から発生した FP ガラス固化体用キャニスタ (CSD-V 及び VEK) ・再処理から発生したハル及び構造物用キャニスタ (CSD-C) ・再処理から発生した廃棄物ガラス固化体 (CSD-B) <p>また、燃料棒単位 (燃料集合体から分離したもの) の収納や被覆管が破損したものも含む。</p>
<p>1.2 防護目標</p>		<p>放射線防護の目標は、貯蔵施設の設計及び運用が以下の要求に適合することとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.人及び環境の不必要な被ばく又は汚染を避ける。 2.人及び環境の不必要な被ばく又は汚染を最小限にする。 <p>設計基準事故に対する構造的及び工学的手段は § § 49 と 50 及び 117 にもとづいて計画する。</p> <p>基本的な防護目標は以下によって達成する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質の閉じ込め ・安定な崩壊熱除去 ・未臨界性維持 ・従事者と一般公衆の不必要な被ばくの防止、制限及び制御 <p>以上から導かれる要件は</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性遮蔽 ・運用と保守の要件に適合する設備の設計及び設置 ・安全優先の組織とその運用 ・放射性物質の安全な取扱い及び輸送 ・設計基準を超える事故の影響軽減手段
<p>2.放射性物質の閉じ込め</p>		<p>放射性物質はキャスクと必要に応じ追加障壁により閉じ込めること。追加障壁は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽水炉健全燃料の場合、燃料ペレットと燃料被覆管 ・軽水炉破損燃料の場合、燃料ペレットと破損燃料収納容器

		<ul style="list-style-type: none"> ・AVR 及び THTR 燃料の場合、燃料粒子、黒鉛マトリクス及び燃料収納キャン ・原型炉及び研究炉燃料の場合、燃料ペレットと貯蔵キャニスタ ・FP ガラス固化体の場合、ガラスマトリクスとキャニスタ ・ハル及び構造物の場合、材料とキャニスタ ・廃棄物ガラス固化体の場合、ガラスマトリクスとキャニスタ
2.1 インベントリ		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵する放射性物質を囲む機器の構造は、貯蔵、取扱い、輸送及び取り出しの過程でその形状を維持すること。 ・腐食損傷は十分な信頼性をもって回避すること。そのため、キャスク内部の残留水分と腐食性物質を制限し、不活性雰囲気とすること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・軽水炉使用済燃料に対しては、貯蔵期間中の燃料被覆管の腐食を制限し、周方向の応力/ひずみを制限することで被覆管破損を防止すること。この証明は燃料集合体の運転履歴を考慮して行うこと。
		<ul style="list-style-type: none"> ・破損燃料棒を貯蔵する場合は、特別な対策が必要である。たとえば、ガスタイトな被覆管及び/又は水分吸着剤の使用
		<ul style="list-style-type: none"> ・原型炉及び研究炉燃料の場合は、材料変化及び燃料要素の形状変化を考慮して以上の要件を適用すること。これは、特にキャニスタとその溶接に適用される。
		<ul style="list-style-type: none"> ・AVR と THTR 燃料の場合は、特に粒子被覆（被覆燃料粒子の障壁機能）の破損に注意すること。内部雰囲気が不明又は残留水分が多いキャンを貯蔵する場合は、ガスタイトなキャン溶接及び/又は水分吸着剤の使用が必要である。
2.2 キャスク		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクは、閉じ込め、除熱、未臨界維持及び不必要な放射線被ばく防止の目標に対する十分な受動的な安全機能を持つこと。このため、ダクタイル鋳鉄又は鍛造鋼から成る重厚な金属容器を用いること。 ・キャスクは長期間安定なボルト締め蓋か、又は溶接蓋で密封すること。設計基準事故時及び設計基準事象を超える時において放射性物質を閉じ込め、キャスクの漏洩が増加しないようにすること。
		<p>使用済燃料に対しては、監視付二重蓋又は溶接蓋でキャスクを密封すること。二重蓋はボルト締めで各蓋に金属シールを用いること。シールの漏洩率は各蓋に対して $< 10^{-8} \text{Pam}^3/\text{s}$ で蓋全体で $\leq 10^{-8} \text{Pam}^3/\text{s}$ であること。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> ・二重蓋による閉じ込め障壁はそのシール機能を連続監視すること。 ・このため、キャスクの二つのシールのどちらかに異常が起きた時に直ちに中央監視に信号を送るようにすること。 ・監視システムは、異常が生じたキャスクを特定できること。

		<ul style="list-style-type: none"> ・監視システムは貯蔵施設内の雰囲気条件にもとづいて設計すること。 ・異常時の自動警報機能を備えること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・二重蓋のシール機能に異常が生じた場合の、修理要領を運用要領書に規定すること。修理は貯蔵施設内で行えるものと別施設で行うものの両方が可能であること。 ・二次蓋を修理する場合は、異常のある部品を交換できる。一次蓋を修理する場合、ホットセルのある施設に運んで行うことができるが、輸送許可が必要。その場合、二次蓋の健全性を証明する必要がある。別の対策として追加蓋を健全な二次蓋の上に溶接設置すれば、貯蔵施設の二重障壁概念を保持できる。これに対しては溶接法及び溶接者の技能を証明する必要がある。また、修理後のシール機能の連続監視が必要である。
		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスク設置時には、そのキャスクは輸送認可を持つこと。 ・貯蔵中の定期的安全レビュー及び経年劣化管理においても、輸送可能な状態であることを確認すること。 ・溶接蓋で修理した場合、追加した蓋が輸送認可における障壁として機能することを証明すること。
3.臨界安全		<ul style="list-style-type: none"> ・通常時、キャスク取扱時及び全ての設計基準事故に加えて航空機衝突及び外部からの衝撃波に対して、燃料及びその形状が未臨界を維持すること。 以下略
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中の燃料は通常貯蔵時に予想される最悪条件に対して臨界安全示すこと。この場合、計算された k_{eff} は計算の不確定性と製造公差を考慮しても 0.95 を超えないこと。
		<ul style="list-style-type: none"> ・乾式貯蔵キャスクで使用済燃料を貯蔵する場合、以下の1つ又は複数を用いて臨界安全を保証すること。 ・濃縮度の制限、燃焼度の考慮有無 ・寸法、使用済燃料集合体の寸法及び数並びにバスケット内でのそれらの形状配置の制限 ・中性子減速の制限、特にキャスク内の水が浸入可能な空間体積と貯蔵室の乾燥条件の維持 ・バスケット又は燃料集合体内に挿入する中性子吸収材 以下略
		<ul style="list-style-type: none"> ・燃焼度を考慮する場合、燃料をキャスクに装荷する前にベースとする最小燃焼度を測定すること。これは DIN25712/13 の要求に従う。
		省略
4.除熱		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスク、内部収納物及び貯蔵建屋の温度が許容温度以下であることが貯蔵期間を通じて保証できるよう除熱を行うこと。 ・除熱は自然対流による受動的な方法によること。

4.1 キャスクの除熱		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクのガンマ線と中性子線遮蔽材の機能又は密封機能の許容できない低下をもたらす温度上昇と及び収納物の許容できない温度上昇を与えないように除熱を行うこと。 ・特に軽水炉燃料の場合は、燃料被覆管の系統的な破損が起きないように燃料棒温度を十分低く維持すること。
4.2 貯蔵施設の除熱		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋には給気口及び排気口を設けること。キャスクによって暖められた空気が環境に排出され、同じ量の空気がキャスクに供給されるよう設計すること。 ・貯蔵建屋の温度が設計温度を超えないことを保証すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスク配置の特別な境界条件を考慮する場合、運用計画の中でそれを規定すること。計画から外れる場合は安全性への影響を評価すること。
		省略
5.放射線遮蔽		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスク設計と貯蔵建屋の設計によって一般公衆と従事者を放射線から保護すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・公衆の1年間の被ばく線量は1mSvを超えないこと。この制限は、サイト内の非従事者に対しても適用される。 ・この制限はサイト内の全ての直接線と散乱線の合計及び他の施設やこれまでの活動によるものを全て加えた値に適用する。 <p>以下略</p>
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵施設内でのキャスク配列を考えると相互遮蔽効果を利用することは有効であるが、その場合はキャスクの近接性や制御性あるいは相互の熱影響を考慮すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・可動式遮蔽体や遮蔽扉を使用する場合、不意の遮蔽体撤去や扉の開放に注意すること。
6.放射線防護		中略
6.1 原理		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵施設は放射線防護要求に従い幾つかのエリアに区分すること。
6.2 貯蔵施設におけるモニタリング		各防護エリアにおいて少なくとも1年に1回線量及び線量率を測定し記録すること。測定は代表点で行うこと。また、保守を考慮して可動式測定装置を必要に応じて使用すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・作業エリアの空中濃度を監視すること。 以下略
		省略
6.3 環境放射線監視		貯蔵施設の代表場所におけるガンマと中性子線量率の監視を行うこと。たとえば、外周フェンス位置 以下略
6.4 持ち出し物		省略
7.構造物		構造物は構造物規則と一般に用いられる技術標準に従って設けること。さらに、貯蔵施設の通常運用及び設計基準事故に対する安全解析から以下の設計要件が出てくる。

		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋の設計に対して、使用する材料及び機器の耐久性の観点から使用期間を決めること。 ・崩壊熱を安全に除去できるよう貯蔵建屋に給気口及び排気口を設けること。 ・キャスクの発熱による貯蔵建屋の熱荷重及び経年劣化耐性を構造設計において考慮すること。 ・キャスク受入と保守エリアは除染が容易にできるよう表面をコーティングすること。 ・貯蔵建屋の構造部材は十分な温度、圧力そして摩耗耐性を持つこと。貯蔵エリアの床は圧縮した滑らかな表面層を持つこと。 ・貯蔵建屋の基盤は輸送車両と配列を考慮したキャスクの重量に耐えること。 ・構造設計は輸送中の衝撃に耐えること。さらにクレーン荷重とその他の重量物の荷重に耐えること。 ・キャスクの衝突を仮定する場合、貯蔵建屋と搬出エリアは建屋の安全機能が維持でき修理が可能であり、損傷を制限する設計を行うこと。キャスクと建屋の荷重を制限するために衝突が起こる可能性がある場所に緩衝材を使用する等の対策を行うこと。 ・貯蔵エリアと搬出エリアは1つの防火区画とすること。事務所、職員施設、研究施設、作業場等の隣接建屋は別の防火区画として設計すること。 ・貯蔵建屋の設計は DIN4102,Part2 to 4/15/に従い火災荷重に対する安定性を保証すること。 ・貯蔵建屋は KTA2206/16/に従う設地及び落雷防護システムを備えること。 ・貯蔵施設は KTA2207/17/に従い水没から保護すること。 ・貯蔵建屋の設計は KTA2201/18/に従う地震力に対する安定性を保証すること。
<p>8.設備</p> <p>8.1 吊り上げ及び輸送装置</p>		<p>キャスク取扱い装置の設計は、KTA3902/19a/に従うこと。</p> <p>以下略</p> <p>貯蔵施設において貯蔵室天井クレーンにキャスクの吊り上げ高さとして事前に定めた場所への接近を制限するシステムを備えること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ KTA3902/19a/に従い地震荷重に対する貯蔵室天井クレーンの安定性を示すこと。 ・ 貯蔵施設内のキャスク移送に地上走行車を用いることも可能。その場合は、建屋はその荷重に耐えるよう設計すること。また、キャスクと建屋の設計においてそれらの衝突荷重も考慮すること。

8.2 換気		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクの除熱のため受動設備（自然対流）で除熱できること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵エリアに能動的換気システムを設ける場合は、外乱発生時又は設計基準事故時に自然対流による除熱が許容できないほど損なわれてはならない。
		中略
		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスク保守エリアにおいて受動冷却で十分除熱できない場合は、能動的換気システムを備えること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクの保守作業中に放射性物質あるいは有害ガスの放出が排除できない場合は換気システムを稼働して行うこと。
8.3 電気設備		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵施設の電源は、通常電源、バックアップ電源、そして無停電電源を備えること。 以下略
		<ul style="list-style-type: none"> ・バックアップ電源システムと無停電電源システムは重要設備への電力供給に用いる。照明と監視システムの機器はバックアップ電源と接続される。その安全重要度に応じて、バックアップ電源システムをシングルトレインシステムとして設計することで十分である。なぜなら、能動的安全システムは不要で運用中の全ての活動が何時でもリスクなく中断できるからである。
		<ul style="list-style-type: none"> ・無停電電源システムは保安システムと緊急時照明及び表示さらに必要に応じて重要な IT システム及び放射線測定システムに用いる。
8.4 火災防護及び防火システム		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋には KTA2101.1/20/に従い火災防護概念を確立すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・火災中及び火災後において放射性物質閉じ込めと適切な遮蔽を維持すること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋内のキャスクに作用する火災荷重を制限するため、法規で定められた線量制限を満足するべく少なくとも1つの密封障壁が機能を維持できるよう適切な火災防護手段を備えること。
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋の火災荷重を最小にすること。貯蔵エリア内部では、貯蔵条件の下で発火できないような場合のみ可燃物の貯蔵が許容される。 以下略
		<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵エリアを除いて、建屋内の避難通路の長さは歩行距離で 50m を超えないこと。貯蔵エリアでは、最大歩行距離は 120m である。
		<ul style="list-style-type: none"> ・初期火災に対応するための可動式消火システムを建屋全体に置くこと。 以下略
8.5 廃棄物及び汚染水の取扱		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクの取扱いで発生した廃棄物や汚染水を収集して適切な容器に収納すること。
8.6 搬入出エリアとキャスク保守施設		<ul style="list-style-type: none"> ・キャスクの搬出及び受入と保守点検のための場所を貯蔵施設内に設けること。キャスク保守施設にはクレーンを備えて、溶接や塗装のような作業のための備えを置くとともに換気システムを設けるこ

		と。 以下略
9.事故解析 9.1 内部事象		<p>1.機械的衝撃</p> <p>使用済燃料と発熱放射性廃棄物の乾式貯蔵に対しては、通常以下の内部事象を設計基準事故と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャスクの衝突；キャスクの運用手順書で決められた活動から想定される全てのシナリオを考慮する。 以下略 ・キャスク取扱い時の衝突：相手側との衝突を考慮 ・キャスクに作用する最大荷重による衝突
		<p>2.火災による熱衝撃</p> <p>貯蔵施設における最大の定常及び一時的火災荷重を考慮すること。キャスク及びシール機能の健全性を示すことに加えて、放射能放出をもたらす火災を解析すること。</p> <p>事故解析では可燃性廃棄物や一時的な火災源についても考慮すること。</p>
9.2 外部事象		<p>使用済燃料と発熱放射性廃棄物の乾式貯蔵に対しては、通常以下の外部事象を設計基準事故と考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・暴風、豪雨、豪雪、氷結、落雷、洪水、地滑り、地震のような外部自然事象 ・有害な物体の衝撃、化学反応による衝撃波、外部火災の施設内への延焼、掘削による損傷、航空機落下（高速で飛行する軍用機の落下事故）のような外部人為事象 <p>必要に応じて、サイト特有の特性も考慮すること。 以下略</p>
9.2.1 外部自然事象		<p>外部自然事象は運用荷重又は設計基準事故と考えること。これらの自然誘起荷重は、サイト条件に従って決めること。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.暴風、豪雨、豪雪及び氷結はサイトの最悪気象条件に基づくこと。 2.貯蔵施設は KTA2207/17と適切なVDE指針及び規則に従って落雷から守ること。 3.貯蔵施設は洪水によって水没しない場所に建てること。以下略 4.設計基準地震に対して防護目標を保証すること。吊り上げ装置、遮蔽扉あるいは貯蔵建屋等への地震の衝撃によって一般公衆の許容できない放射線影響をもたらさないようにすること。 <p>設計基準地震を決めるために原子力安全標準 KTA2101.1/18/を用いること。</p>
9.2.2 外部人為事象		<p>外部人為事象による荷重の想定はサイト特有の条件を考慮して、最新の科学技術にもとづいて決めること。中略</p> <p>一般的に、航空機落下、衝撃波及び劇毒物侵入が設計基準事故を超える事象である。 中略</p> <p>航空機の破壊に加えて、貯蔵建屋への航空機衝突の衝撃による建屋破</p>

		損又は破壊をもたらす。その結果生じるキャスクの荷重作用シナリオを適切に評価すること。これは、航空機のエンジンや着陸装置、さらに建屋からの重量物（屋根のトラス構造物）衝突などが含まれる。
9.2.3 既存原子力施設との相互作用		貯蔵施設に隣接して原子力発電所がある場合、発電所における以下の事象とその貯蔵施設への影響を調べること。 <ul style="list-style-type: none"> ・排気塔又はその他の構造物の倒壊 ・タービン破損 ・高いエネルギーを内蔵するキャスクの破損 さらに、貯蔵施設と隣接する原子力発電所とのアクセスを確保すること。
10.貯蔵施設の自己完結運用		貯蔵施設が他の運転中の原子力発電所に隣接する場合、インフラ施設を共用してよい。これらは以下が挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> ・計装制御システムと装置 ・環境モニタリングシステム ・物理的防護システム ・電力供給を含む供給と処理システム ・一般的サービス ・職員 以下略
11.品質保証		省略
12.貯蔵施設の運用 12.1 運用原理		貯蔵施設の建設及び運用は最新の科学技術に従い十分注意して行うこと。 以下略
12.2 組織及び管理システム		省略
12.3 試運用		貯蔵開始に先立ち、貯蔵施設の全ての設備は試運転試験を受けること。 以下略
12.4 運用 12.4.1 通常運用		省略
12.4.2 異常運用		異常運用状態には以下に示すような安全性に関する機器及びシステムの故障がある。 <ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失 ・吊り上げ及び搬送装置の機器故障 ・二重蓋密封システムのシール異常 ・圧力計を含むキャスク監視システムの異常 ・監視設備の故障（例：火災警報システム、放射線監視及びその他のI&C 設備） ・安全系システムの不具合をもたらす構造物損傷 ・換気システム又は除熱のための動的機器の故障

		<p>以上の機器及びシステムが故障したり不調になった場合は、ただちに修理が行えるようにすること。</p> <p>中略</p> <p>キャスク監視システムの修理期間は以下に従うこと。</p> <p>1.蓋間圧力計の故障</p> <p>圧力計の交換の準備をただちに開始すること。故障原因の究明は並行して行えばよい。</p> <p>2.I&C の故障</p> <p>修理の準備をただちに開始すること。修理完了までの間は、影響を受けた圧力計の指示値は1か月単位で直接読み取ること。</p> <p>3.蓋シール異常</p> <p>修理方針に従い修理の準備をただちに開始すること。(シール交換、追加蓋の装着又は撤去)</p>
12.4.3 搬入キャスク管理		貯蔵施設に受け入れることができるキャスクは基準(12.4.1)に適合するもののみである。搬入されるキャスクは表面汚染検査を行い、許容基準を満足するもののみが貯蔵できる。 以下略
12.4.4 搬出キャスク管理		キャスクを貯蔵施設から搬出する場合は輸送規則と搬出先施設の要件への適合性を測定によって確認すること。 以下略
12.4.5 貯蔵施設へのキャスク配置		キャスクを貯蔵エリアに置く際は、配置計画を用意しておくこと。キャスク配置計画は貯蔵建屋設計に最大の放射線、熱及び機械的負荷をもたらすものとする。さらにキャスクの取扱い性及び管理のための近接性を確保すること。 以下略
12.4.6 保守		試験又は保守に必要な貯蔵施設の全ての設備は容易に近接できるよう配置すること。また、保守作業や必要に応じて追加遮蔽体を置くスペースを確保すること。
12.4.7 運用報告		省略
12.5 貯蔵施設の文書		省略
12.6 職員		省略
13.緊急時対応		貯蔵施設の内部的緊急対応計画を備えておくこと。緊急対応計画には放射線事象と非放射線事象の両方を含めること。また必要な内部組織を確立して維持すること。 以下略
14.定期的安全レビュー		貯蔵施設の運営者は10年毎に施設の安全レビューを行うこと。監視方針は、貯蔵施設の全体を監視できるものとする。詳細は、使用済燃料及び発熱放射性廃棄物貯蔵施設の定期安全レビュー(PSR)の指針の規定による。
15.貯蔵終了		貯蔵施設の認可期間終了時の第一段階として、全てのキャスクを撤去すること。 以下略

16.規格、標準等		以下の規格、標準等が使用済燃料及び発熱放射性廃棄物貯蔵施設に適切である。 以下略
-----------	--	--

③深層防護の反映例

ドイツの乾式貯蔵施設における深層防護を適用する設計例を表 2.1-32 に示す。施設設計の主なものとしては閉じ込めと遮蔽の障壁の多重化及び非常用電源が挙げられる。施設の運用における主な深層防護適用例として以下がある。

- 1)貯蔵中のキャスクの漏洩の連続監視(蓋間圧力監視)。蓋密封機能に異常があれば自動警報が発せられる。
- 2)定期的安全レビュー(PSR ; Periodic Safety Review)。ESK 指針は構成品の経年劣化を念頭に 10 年ごとに行うことを勧告している。これを受けてゴアレーベン中間貯蔵施設がパイロット施設に指定され活動を開始している。

表 2.1-32 ドイツの乾式貯蔵施設の深層防護例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め障壁の多重化 (健全燃料) 一次：燃料ペレット＋燃料被覆管 二次：キャスク（二重蓋） (破損燃料) 一次：燃料ペレット＋破損燃料容器 二次：キャスク（二重蓋） ・ 遮蔽障壁の多重化 キャスクと建屋で分担 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵中のキャスクの漏洩の連続監視(蓋間圧力監視)。蓋密封機能に異常があれば自動警報 ・ 定期的安全レビュー (ESK は 10 年ごとを推奨)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	非常用電源	—
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	—	—

(10)ハンガリー[HUN1~5]

①概要

ハンガリーは、1983年から1987年にかけて運転を開始したパクシュ（Paks）原子力発電所1~4号機（VVER-440/213、各50万kW）の4基の発電用原子炉を保有する。同発電所の総発電量は同国の約50%を担っている。これら4基の原子炉は当初の設計寿命30年を終了したが、20年の寿命延長が認められている。さらに、新たに2基の原子炉を増設する計画が進められている。（パクシュII、VVER-1200×2基） 同国の原子力規制はハンガリー原子力庁（HAEA：Hungarian Atomic Energy Authority）が担当する。

パクシュ原子力発電所の使用済燃料は、かつては供給元である旧ソ連に返還していたが、政治情勢の変化により国内に中間貯蔵施設（ISFS）を建設して貯蔵する必要性が生じた。このため、パクシュ原子力発電所に隣接した場所に乾式貯蔵施設が建設された。

②パクシュ中間貯蔵施設

この貯蔵施設は、英国のGECALSTHOMの設計によるモジュール型ボルト方式（MVDS）を採用している。表2.1-33に主な仕様等の情報をまとめた。また、図2.1-17に貯蔵建屋の外観を示し、図2.1-18に施設の断面構造を示す。燃料収納管の上部遮蔽プラグはゴムOリングでシール機能を持たせるが、窒素ガス供給システムに漏洩検知機能があり貯蔵中のOリングのシール機能を監視する。

この方式は使用済燃料を燃料収納管に収納して内部に窒素ガスを充填して密封する。貯蔵中も窒素ガス供給システムが収納管と接続され内部の窒素雰囲気を維持する。

原子炉から取出された使用済燃料は当初発電所のプールで保管された後、中間貯蔵施設に移送される。そこで使用済燃料の乾燥を行った後燃料収納管に装荷する。

この方式は使用済燃料の発生量に応じて貯蔵モジュールを順次増設拡張できることが特徴である。

表 2.1-33 パクシュ中間貯蔵施設の主要仕様等[HUN3、4]

項目	内容	備考
貯蔵開始	1997年	
設計者	GECALSTHOM	
貯蔵方式	モジュール型ボルト方式	MVDS
冷却方法	自然空冷	
貯蔵容量	17740体/36モジュール(最終)	モジュールは順次増設
燃料条件	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料型式：VVER-440型 ・発熱量：最大720W/体 ・燃料性状：健全燃料 	
設計寿命	50年	
貯蔵中監視	収納管内のHe有無を監視し、燃料漏洩を検知	
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・設計地震力：水平0.35g (最大設計地震動) ・航空機落下：考慮しない※ 	※近郊が航空制限区域のため



図 2.1-17 パクシュ中間貯蔵施設の貯蔵建屋外観[HUN1]

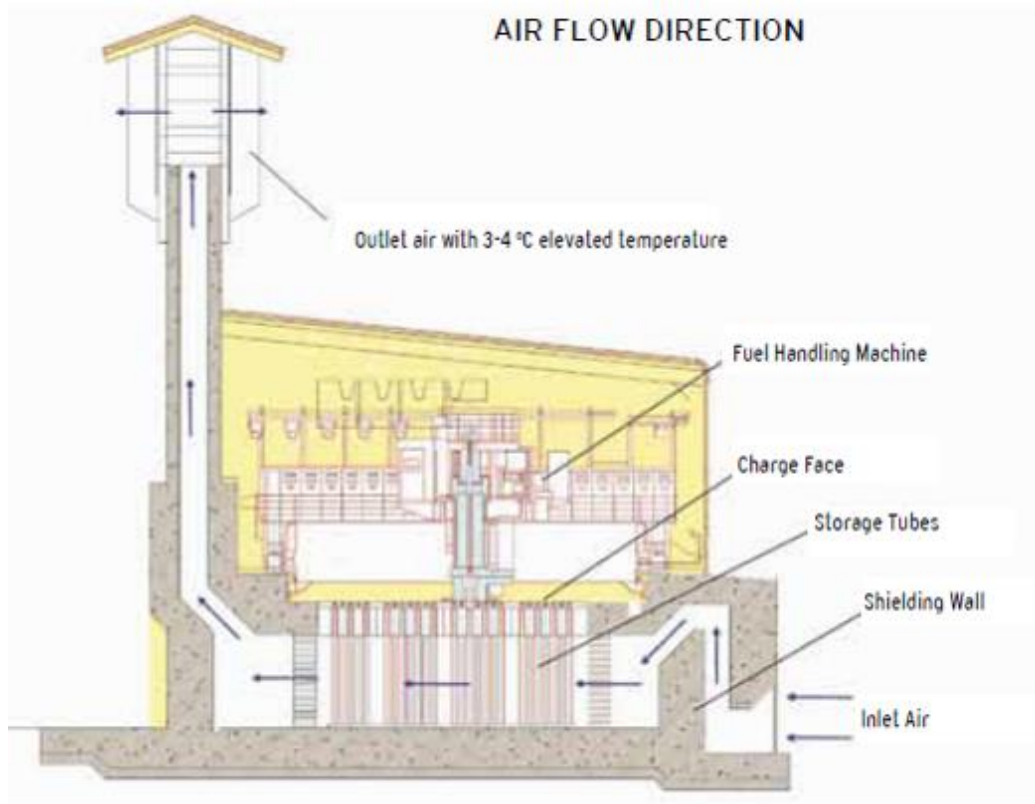


図 2.1-18 パクシュ中間貯蔵施設の貯蔵建屋断面[HUN4]

③技術要件

ハンガリーの使用済燃料貯蔵に対する技術要件（規則）の主要部分を表 2.1-34 に整理した。この中から深層防護原理に基づくと考えられる主要な規定を以下に挙げる。

- ・施設の寿命を通じて、事故時を含めて燃料被覆管の健全性を維持できること。
- ・SSC の通常状態からの逸脱を迅速に検知し事故に至る前に必要な対策を講じること。
- ・多重の物理的障壁によって深層防護の原理に適合させること。燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造(収納管)、そして建屋は放出に対する閉じ込め障壁と見なすことができる。
- ・異常事象や設計基準事故を誘発する恐れがある外部事象と内部事象を含めた全ての脅威の現実的な組合せを考慮すること。
- ・安全上重要な SSC は冗長性、多様性、独立性、無欠陥設計及び自己チェック可能性を持つこと。
- ・安全上重要な SSC は単一故障を仮定したとしてもその機能を損なわないこと。
- ・安全上重要な SSC の計画的保守、機能試験、修理による信頼性への影響を考慮すること。
- ・システム及び機器の設計において想定される経年劣化過程とその影響を評価すること。
- ・通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時における安全機能とシステム及び機器の制御及び測定装置を備えること。
- ・起こりそうもない独立な二つの事象が同時に起こっても、臨界事故が起こらないこと。
- ・計装制御、警報及び情報伝達装置の電力は必要に応じて無停電電源から供給すること。
- ・必要に応じて換気システムにフィルタを設けること。
- ・放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知すること。
- ・定期的な放射線量の測定監視、個人被ばく線量の評価を施設内及び近郊で行うこと。
- ・緊急時対応を行う職員のための緊急対応センターを設置すること。
- ・建屋と安全上重要な SSC の経年劣化管理計画を策定し、定期的に調査すること。
- ・施設の安全性を定期的にレビューすること。
- ・緊急時対応計画を策定すること。

表 2.1-34 ハンガリーの使用済燃料貯蔵の安全基準[HUN5]

分類	条	内容
6.1 序論	6.1.1.0100	この規則は使用済燃料の乾式中間貯蔵施設の設計及び運用に関わる安全要求を規定する。
6.1.1 規制の目的		
6.1.2 規制の効果	6.1.2.0100	省略
6.2 設計に対する安全要件	6.2.1.0100	中間貯蔵施設の寿命を通じた安全確保のため、設計は以下の3点を満足すること。 a.核分裂連鎖反応を防止する適切な技術的解を持つ b.崩壊熱を除去できる c.施設内の個人と公衆を使用済燃料からの直接及び散乱放射線、そして放射性物質から守る
6.2.1 一般要件	6.2.1.0200	施設の寿命を通じて、通常時、異常時及び設計基準事故時の燃料被覆管の健全性を維持できること。
安全目標	6.2.1.0300	安全目標に適合する中間貯蔵施設のシステム、構造物及び機器（SSC）が発揮すべき全ての安全機能を決めること。
	6.2.1.400	安全機能とこれらの機能を満たす SSC をそれらの安全重要度に従って分類すること。
	6.2.1.0500	省略
	6.2.1.0600	省略
	6.2.1.0700	安全上の分類に従い安全上重要な SSC に対する管理要件を規定すること。
安全機能	6.2.1.0800	施設設計と安全要研にもとづいて施設の運用パラメータに対する予備的な制限及び条件を決定すること。 以下略
運用上の制限及び条件	6.2.1.0900	省略
	6.2.1.1000	SSC の通常状態からの逸脱をタイムリーに検知でき、パラメータが設計基準事故及び設計基準を超える事故に至る前に必要な対策を講じることができること。
	6.2.1.1100	燃料集合体の受入、管理及び回収に関する要件を決めること。その際、貯蔵中の起こりうる燃料集合体の機械的構造及び材料変化を考慮すること。
	6.2.1.1200	省略
	6.2.1.1300	最大許容運用期間、安全機能を持つ SSC の機能試験の間隔を決めること。
	6.2.1.1400	種々の運用状態における必要人員と職務を決めること。
	6.2.1.1500	省略
基本的な設計要件	6.2.1.1600	施設はサイト特性と施設特有の技術的特徴から導かれる設計

	要件に適合するよう設計すること。
6.2.1.1700	施設の SSC はそれらの安全重要度と耐震クラス、そして採用する設計標準のクラスに従って設計すること。
6.2.1.1800	省略
6.2.1.1900	設計は安全上重要な SSC の高い運用性と信頼性を与える認知された法令、指針及び標準の要件に沿って行うこと。
6.2.1000	<p>施設の設計は潜在的な故障に対する最大限の耐性を確保できること。具体的には</p> <p>a. 単一の故障又は誤操作が重大な過渡変化をもたらさないこと。</p> <p>b. 単一の故障又は誤操作の後においても、施設が絶えず可動している受動的な計装の作動又は設計の防御を通して安全状態を維持できること。</p> <p>c. 単一の故障又は誤操作の後においても、故障発生後に必要な場合に作動できる能動的防御を通して安全状態を維持できること。</p>
6.2.1100	省略
6.2.1200	省略
6.2.1300	<p>設計が核的安全目標に適合するために、</p> <p>a. いかなる場合も使用済燃料の未臨界状態を確保すること。</p> <p>b. 冷却材の流れの変動が急速な温度変化を引き起さず、また冷却材と燃料集合体の材料特性に許容できない変化を及ぼさないこと。</p> <p>c. 放射能を閉じ込める物理的障壁に過大な負担をもたらす安全上重要なパラメータの制限値を規定すること。</p>
6.2.1400	<p>多重の物理的障壁によって深層防護の原理に適合させること。</p> <p>燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造、そして建屋は放出に対する閉じ込め障壁と見なすことができる。</p>
6.2.1500	設計手順と解の妥当性を示すこと。
6.2.1600	先例がない新設計は、それが適切な研究開発の成果によって妥当性を示さない限り認められない。先例がない SSC は特に注意を払って検証する必要がある。
6.2.1700	省略
6.2.1800	<p>安全上重要な SSC 間を接続することは原則しないこと。</p> <p>以下略</p>
6.2.1900	<p>安全上重要な SSC の設計は以下を考慮すること。</p> <p>a. 実績のある設計法と欠陥の無い設計概念の適用</p> <p>b. 原子力産業で適用実績がある構造材の使用</p>

		c.設計、調達、製造、組立及び運転の全ての分野において原子力産業で受け入れられている標準を用いる。 d.設計又は計画された運用から逸脱する状態を検知する使用前検査及び貯蔵中検査が行えること。
	6.2.1.3000	核的安全に影響するシステム機器に欠陥が無いこと、あるいは故障が貯蔵中検査等によって検知可能であること、又は故障を制御できることを証明すること。
	6.2.1.3100	圧力を受ける機器又は配管の構造材は外力に対する適切な延性を持つこと。
	6.2.1.3200	施設の核的安全性に影響を及ぼす可能性がある全ての初期発生事象をリストアップすること。以下略
	6.2.1.3300	設計において異常事象や設計基準事故を誘発する恐れがある外部事象と内部事象の両方を含めた全ての脅威の現実的な組合せを考慮すること。組合せの選定は決定論的評価又は確率論的評価のどちらでにもとづいてもよい。
地震に対する安全要件	6.2.1.3400	施設の設計において設計基準地震を考慮すること。施設の寿命中に設計基準地震を超える地震に遭遇する確率は 5×10^{-3} を超えないこと。
	6.2.1.3500	施設は設計基準事故時に基本的安全機能を満足すること。
	6.2.1.3600	設計基準地震を超える地震への遭遇は過酷事故の範疇に分類される。過酷事故の解析は安全解析に従う。
	6.2.1.3700	設計基準地震における水平ピーク地震力を超えてもただちに機能喪失につながらないように設計すること。
	6.2.1.3800	燃料取扱い時の操作を中断し、その後操作を続ける地震力の大きさを決めること。
	6.2.1.3900	SSC はその安全機能に従い 3 つの耐震クラスと 1 つの非耐震安全クラスに分類すること。
	6.2.1.4100	施設は燃料が存在する限り寿命を通じて地震時及び地震後の安全機能を確保できるよう設計すること。
	6.2.1.4200	施設は地震計と記録計を備えること。
	6.2.1.4300	省略
	6.2.1.4400	省略
	6.2.1.4500	省略
信頼性に対する要件	6.2.1.4600	安全上重要な施設の SSC の信頼性に対する要件及びこれらの要件に適合する解を決めること。これらに対する解は、冗長性、多様性、独立性、無欠陥設計及び自己チェック可能性を持つこと。
	6.2.1.4700	いかなる設計基準の初期発生事象も、単一故障を仮定したとし

		ても安全上重要な SSC の機能を損なわないこと。
	6.2.1.4800	安全上重要な SSC の計画的保守、機能試験、修理による信頼性への影響を考慮すること。
	6.2.1.4900	単一故障、単一の内部又は外部脅威が核的安全性上重要なシステム又は機器を作動不能にしないように設計すること。
	6.2.1.5000	省略
人的要因	6.2.1.5100	設計過程全般において人的要因及びマンマシーンインターフェイスを考慮すること。
	6.2.1.5200	省略
	6.2.1.5300	省略
	6.2.1.5400	省略
	6.2.1.5500	職員が自動安全装置の作動を中止できないようにすること。
土木構造	6.2.1.5600	省略
	6.2.1.5700	省略
	6.2.1.5800	建屋と基礎は通常状態、異常事象及び設計基準事故時の荷重に耐えること。
	6.2.1.5900	内部及び外部からの水没に対する防護物は定期的に検査可能であること。
	6.2.1.6000	設計基準地震時の地盤運動から生じる荷重に対する土木構造物の解析を行うこと。 以下略
	6.2.1.6100	地盤と建屋の相互作用を解析すること。 以下略
	6.2.1.6200	構造物の建築設計に基づく変位及び変形に関連する制限値への適合性を解析すること。
	6.2.1.6300	省略
	6.2.1.6400	設計基準地震は地盤の液状化をまねかないこと。ただし、設計基準地震を超える地震に遭遇する確率が 5×10^{-3} を超えなければ液状化の可能性は許容できる。
構造材	6.2.1.6500	構造材に対する要件は設計にて決めること。
	6.2.1.6600	省略
	6.2.1.6700	安全上重要な SSC の構造材の選定において経年劣化を考慮すること。 以下略
	6.2.1.6800	安全上重要な SSC の構造材の選定において以下を考慮すること。 以下略
	6.2.1.6900	安全上重要な SSC の設計において、原子力安全庁が認めた方法と基準に従って経年劣化による構造材の材料特性変化を評価すること。
	6.2.1.7000	燃料周囲の不活性ガスを含む構造材に対する要件は経年劣化を考慮して決めること。

	6.2.1.7100	燃料と接する材料は燃料材との共存性を確保すること。
	6.2.1.7200	燃料構造材と燃料と接する媒体（乾燥時と再冠水時含む）の両立性を確保すること。
	6.2.1.7300	放射線に曝される SSC は除染が容易な材料又は除染性に優れたコーティングを用いること。
	6.2.1.7400	省略
	6.2.1.7500	材料は施設の寿命期間を通じて以下を考慮して選定すること。 a.長期貯蔵 b.施設で使用する化学物質への耐性 c.耐摩耗性 d.放射化半減期が最短であること
配置	6.2.1.7600	施設を発電所内又はその隣接地に設置する場合、両者の相互作用を考慮して SAR を作成すること。 以下略
	6.2.1.7700	安全上重要な SSC は内部及び外部の脅威の影響を最小にするよう設計すること。
	6.2.1.7800	省略
システム機器の性能評価	6.2.1.7900~8500	省略
保守、監視、貯蔵中検査	6.2.1.8600	施設とその安全上重要な SSC 設計は、施設の寿命期間を通して保守、改良及び修理が可能とすること。
	6.2.1.8700	安全上重要な SSC の機能試験と検査を行うこと。
	6.2.1.8800	安全上重要な SSC の機能試験と検査の頻度と性能要件は安全上重要なシステムと機器の安全クラスに適合すること。
	6.2.1.8900	省略
	6.2.1.9000	省略
	6.2.1.9100	省略
	6.2.1.9200	検査と試験の評価基準は設計者の要求及び標準を考慮して確立すること。
	6.2.1.9300	検査と試験の計画は外観、装置、非破壊及び破壊材料検査法によること。
経年劣化管理	6.2.1.9400	経年劣化管理システムを開発して施設寿命を通じて運用すること。 以下略
	6.2.1.9500	システムとシステム機器の設計において想定される経年劣化過程とその影響を評価すること。 以下略
	6.2.1.9600	省略

	6.2.1.9700	省略
	6.2.1.9800	安全上重要な SSC に対する経年劣化管理に関する設計者の要求を作ること。これは以下を含めること。 a.経年劣化の箇所と過程の特定 b.経年劣化進展予想 c.運用時の経年劣化管理に対して必要な保守、監視、試験及びモニタリング d.経年劣化進行を抑制する手段
寿命	6.2.1.9900	施設の設計において設計寿命を決めること。
	6.2.1.10000	安全上重要な SSC の許容供用期間を解析して評価すること。
	6.2.1.10100	想定異常事象と設計基準事故を施設の安全解析書にもとづいて決めること。
	6.2.1.10200	省略
	6.2.1.10300	施設内の職員、公衆及び環境の放射線照射が合理的に達成可能な範囲で最小になるよう施設を設計すること。
	6.2.1.10400	施設設計は貯蔵終了後及び必要な時に何時でも燃料を移動できることを保証できるものであること。
	6.2.1.10500	省略
6.2.2 プロセス設計要件 未臨界性に対する設計要件	6.2.2.0100	未臨界性は、計算の不確定性、製造公差、形状及び組成を考慮して通常時、想定異常時及び設計基準事故時において $k_{eff} \leq 0.95$ であること。
	6.2.2.0200	設計は以下を排除すること。 a.施設の機器の計画外の移動が反応度増加をもたらす故障を引き起さず。 b.施設内で燃料あるいは構造機器を誤って移動させる、又は撤去することにより反応度が未臨界制限を超える。
使用済燃料の冷却に対する設計要件	6.2.2.0300	以下の前提で施設の除熱設計を行うこと。 a.施設の寿命期間にわたる b.連続して信頼性をもつ c.設計で考慮する全ての気象条件下 d.動的システムの単一故障 e.通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時
	6.2.2.0500	省略
	6.2.2.0600	燃料集合体の形状が変化して熱伝達過程に影響をおよぼす、又は回収が困難になるような設計は行わないこと。
	6.2.2.0700	通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時において使用済燃料温度の許容できない上昇を引き起こす可能性があるような

		冷却機能喪失が無いことを施設の熱流動解析で示すこと。
	6.2.2.0800	省略
施設建設に対する要件	6.2.2.0900	プロセス施設の土木設計と建設は、設計基準地震が安全上重要なシステム又は機器に損傷を与えないことを保証するものであること。
	6.2.2.1000	設計の目的は燃料集合体の破損を防止し燃料の冷却能力を維持することである。そのため、貯蔵燃料の温度制限値は十分余裕を持って設定すること。
	6.2.2.1100	貯蔵燃料を不活性ガス中に置く場合は、ガス環境を維持して必要に応じて補給できること。
	6.2.2.1200	省略
	6.2.2.1300	保護ガスを充填して密封した収納管の圧力は燃料が損傷しないよう保守側に決定すること。
	6.2.2.1400	水等の放射線分解の可能性とその潜在的な影響を施設設計で考慮すること。
	6.2.2.1500	施設内に適切な照明を備えて、燃料集合体の外観検査等に備えること。
燃料管理と燃料移動システム	6.2.2.1600	使用済燃料が安全で、通常時、想定異常事象時、設計基準事故時において破損しない適切な燃料管理と移動システムを設計すること。
	6.2.2.1700	燃料を移動する際、落下しない手段を備えること。
	6.2.2.1800	省略
	6.2.2.1900	燃料移動のためのシステムは燃料、適用技術に依存して落下を考慮して大きさを決めること。
	6.2.2.2000	省略（燃料掴み装置の要件）
	6.2.2.2100	燃料移動システムには電源喪失時を考慮して手動機構も備えること。
	6.2.2.2200	発熱する燃料集合体を貯蔵する際の活動において、水素発生を制限し爆発物の蓄積を防止する手段を講じること。
	6.2.2.2300	省略
	6.2.2.2400	省略
6.2.3 燃料輸送	6.2.3.0100	燃料輸送容器は、貯蔵施設まで（へ）の時間を考慮して設計し選定すること。
	6.2.3.0200	省略
	6.2.3.0300	省略
	6.2.3.0400	省略
	6.2.3.0500	省略
	6.2.3.0600	省略

6.2.4 計装制御	6.2.4.01000	通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時における安全機能、システム及びシステム機器の制御及び測定装置を備えること。
	6.2.4.0200	種々の場所の間に適切な通信システムを備えること。
	6.2.4.0300	省略
	6.2.4.0400	計装制御システムには緊急情報を伝える機能を持つこと。
	6.2.4.0500	安全上重要なシステムと機器に電力を供給するシステムは、安全クラスに適合する信頼性を持ちシステムと機器の要求容量に適合する電源を持つこと。計装制御、警報及び情報伝達装置の電力は必要に応じて無停電電源から供給すること。
	6.2.4.0600	省略
	6.2.4.0700	安全上重要な計装制御システム及び機器は故障が検知可能であること。
	6.2.4.0800	必要に応じて制御室を設けること。
	6.2.4.0900	省略
	6.2.4.1000~1500	省略
	6.2.4.1600	計装システムと安全上重要なシステム機器の単一故障で起こりうる事故を解析すること。
	6.2.4.1700	省略
6.2.5 補助システムの設計要件	6.2.5.0100	核的安全性上重要なシステム及びシステム機器の運用上重要な補助システムを必要に応じて設けること。
	6.2.5.0200	補助システムには事故時の安全上の影響に応じてバックアップを備えること。
	6.2.5.0300	電源喪失時に外部交流電源の喪失が許容されない結果をもたらさないこと。
	6.2.5.0400	通常時、想定異常事象時、設計基準事故時において施設の換気システムは以下を達成できること。 a.職員の活動が可能である。 b.安全上重要なシステム及びシステム機器（補助作業及び貯蔵室含む）の良好な環境条件 c.低汚染レベルの部屋から高汚染レベルの部屋への空気流 d.プロセスゾーンと呼吸可能なゾーンとの分離 e.毒物とその他化学物質及びガスと蒸気の爆発性混合物の固有リスクの最小化 f.施設外への排出は管理された排出箇所のみから行う。
	6.2.5.0500	風速と圧力の変更の影響を考慮すること。また必要に応じて換気システムにフィルタを設けること。

	6.2.5.0600	換気システムのフィルタは職員の被ばくが最小になるようなやり方で設置すること。
	6.2.5.0700	換気システムの制御と運転のため警報装置をオプションとして検討すること。
6.2.6 放射線防護	6.2.6.0100	職員、公衆及び環境を放射線から守るために、 a.放射線危険活動の妥当性を示すこと b.線量制限値が基準に適合すること c.防御が最適であること d.施設、そのシステム、システム機器は放射線下の人の活動を減らして施設内の個人が被ばくする可能性を減らすよう慎重に設計を行うこと。 e.放射性物質を含むシステムとシステム機器とそれらの放射線防護を適切に確立すること。 f.放射性物質を安全に管理すること。 g.収集した放射性物質の量及び濃度を減らす適切な手段を用いること。 以下略
	6.2.6.0200	FP の漏洩を防止する障壁の設計は、通常時、想定異常事象時、設計基準事故時の放出量を現実的な範囲で最小にすること。
	6.2.6.0300	放出を防止する防御障壁の供用中検査の要件（頻度、許容基準）を決めること。このような構造物は燃料集合体を取り出さないうで修理できるようにすること。
	6.2.6.0400	施設内の職員の被ばくを制限する適切な計装を備えること。また、線量が高い場所に人が近づくことなく施設が運用できること。
	6.2.6.0500	人が近づく可能性がある場所には適切な放射線被ばく及び汚染対策を講じること。
	6.2.6.0600	作業エリアは、放射線、表面汚染、空气中レベルに応じて区分すること。
	6.2.6.0700	年間線量限度に近い被ばくが予想される場所には、遠隔操作扉、隔離扉、侵入検知等によって許可しない者の立入を防止すること。
	6.2.6.0800	汚染場所で作業する職員の保護及び気中放射能濃度、表面汚染そして外部への放射線放散の定期的な管理及び評価を行うこと。
	6.2.6.0900	必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。

	6.2.6.1000	汚染場所から物を出す場合や、人が接近あるいは通過した場合は除染すること。
	6.2.6.1100	高線量の物を扱う場合は遠隔操作の装置で行うこと。
	6.2.6.1200	職員の被ばく線量を評価すること。
	6.2.6.1300	省略
	6.2.6.1400	省略
	6.2.6.1500	省略
	6.2.6.1600	省略
	6.2.6.1700	個人線量測定、定期的な放射線量の測定監視、個人被ばく線量の評価を施設内及び近郊で行うこと。
	6.2.6.1800	省略
	6.2.6.1900	省略
	6.2.6.2000	省略
6.2.7 放射性物質管理	6.2.7.0100	施設は、ALARA 原理に基づいて発生する放射性廃棄物量が最小になるよう設計すること。
	6.2.7.0200	施設は通常時、想定異常事象時、設計基準事故時に発生する放射性廃棄物の収集、監視、処理が行えるよう設計すること。
	6.2.7.0300	システムは、放射性物質の量と排出濃度を制限値以下に維持するよう廃棄物と液体を管理できること。
	6.2.7.0400	省略
	6.2.7.0500	排出点の場所と配置は、地形、気象条件、周囲の建物等を考慮して施設外への影響を最小にすること。
	6.2.7.0600	省略
	6.2.7.0700	省略
	6.2.7.0800	施設内の放射性物質貯蔵に対して、以下を守ること。 a.回収、貯蔵、輸送及び処分の可能性を考慮する。 b.貯蔵物の定期的な安全性確認の安全状態の保守の可能性を考慮する。 c.処分までの間の特性を決定し文書化ことができること。 d.発生量と輸送量を見積ること。
	6.2.7.0900	適切かつ十分な広さの貯蔵場所を確保すること。
	6.2.7.1000	省略
	6.2.7.1100	容量制限のために施設外に排出する場合の設計対応
6.2.8 核的安全性の証明 安全解析	6.2.8.0100~ 0200	省略
	6.2.8.0300	解析モデルは部分モデル又は全体モデルを用いた試験で検証すること。
	6.2.8.0400	設計及び安全解析に用いるデータの妥当性は、物理データ、実

		験又は他の方法で示すこと。
	6.2.8.0500	設計及び解析ツールと入力データは設計前に検証しておくこと。
	6.2.8.0600	解析、用いた仮定、入力データ及び計算方法の不確定性を評価するために感度解析を行うこと。
	6.2.8.0700	工学システムの設計は強度解析を行って検証すること。
	6.2.8.0800	安全解析は以下を含むこと。 a.貯蔵燃料が貯蔵期間を通じて制限値を満たすことの証明 b.環境モニタリングシステムの説明
	6.2.8.0900	安全解析は以下を証明すること。 a.未臨界性と使用済燃料が十分な冷却状態にある。 b.施設の状態を特徴付けるパラメータが承認された設計値に十分収まる。 c.構造材が通常時、想定異常事象時、設計基準事故時において十分な安全余裕を持つことの証明 d.放射能放出量が制限値以下であることの証明
	6.2.8.1000	省略
事故解析	6.2.8.1100	安全性に対する脅威をもたらす全ての想定初期発生事象(以下)を設計にて考慮すること。 a.施設の立地場所又は環境に関係があるもの b.意図的あるいは非位置的な施設内外の人の活動に関係があるもの c.プロセス、作業者及び故障が原因の脅威
	6.2.8.1300	起こりうる想定初期発生事象の組合せを考慮すること。
	6.2.8.1400	次の事象は設計基準事故の初期発生事象から除外できる。 a.発生頻度が 10^{-6} /年以下のシステムと機器の故障、又は操作ミスによる内部事象 b.発生頻度が 10^{-7} /年以下の施設外の人間活動による外部事象 c.発生頻度が 10^{-4} /年以下の自然現象の中にある外部の脅威要因
	6.2.8.1500	システム及び機器の故障による内部事象のうち評価対象から外したものとサイトに特有の外部の人間活動による外部事象のうち評価対象から外したものの重量の影響を評価すること。
	6.2.8.1600	任意の初期発生事象が発生した時、放射能放出を防ぐための障壁の少なくとも1つは健全であること、又は各障壁が損傷した場合においても放射線防護の目的を満足することを示すこと。 壊れた場合に最も与える影響が大きい施設のシステムの単一故障、又は同じ影響を与える人為ミスを仮定すること。

	6.2.8.1700	事象の連鎖による影響が施設の運用及び安全上重要なシステムと機器に求められる機能を危険にさらさないことを示すこと。
	6.2.8.1800	放射性物質の放出あるいは放射線照射をもたらす事象の連鎖に対して施設内の従事者と周辺公衆の被ばく量を評価すること。
	6.2.1900	各事象連鎖に対する許容基準を確立すること。許容基準への適合性は事象の発生頻度とその影響を考慮して評価すること。
	6.2.9.2000	省略
	6.2.9.2100	省略
	6.2.8.2200	設計基準事故の制御の対応を解析する場合、供用中検査、運用状態の評価、意思決定と実行の事情を考慮すること。
	6.2.8.2300	解析に使用するデータの正当性は根拠のある実際のデータ又は実験結果と比較して証明すること。
事故解析	6.2.8.2400	<p>事故につながる恐れがある想定異常事象や設計基準事故を超える事象の連鎖を解析すること。解析結果が緊急時対応の要件に適合していることを示すこと。最低限、解析は以下の要件を満足すること。</p> <p>a.事故につながる主要な事象の連鎖を明確にする。</p> <p>b.サイト内又はサイト外での防御行動が必要な場合、その全てのプロセスと活動を明確にする。</p> <p>c.施設の現状の設計余裕を評価する。</p> <p>d.事故の発生確率及び影響を低減できる解を設計すること。</p> <p>e.代表的かつ支配的な事象連鎖を考慮して事故制御手順を作成すること。</p> <p>f.放射能放出の防止又は放射線遮蔽のための物理的障壁に生じる破損を決めること。</p> <p>g.事故解析は、事故制御戦略を確立するうえでの基礎となる十分な現実性を持つこと。</p> <p>h.現実的な解析ができない場合は、合理的で保守的な仮定を行うこと。</p>
	6.2.8.2500	設計基準事故に加えて、事故の状態に対する運転員の行動の妥当性を示すこと。
	6.2.8.2600	事故解析はサイト外の公衆を守るための行動計画策定に用いることができる情報を与えるものであること。
最終安全解析書の内容	6.2.8.2700~ 2900	省略
6.2.9 緊急時対応計	6.2.9.0100	設計過程で明らかとなった脅威は、その過酷さに応じて分類す

画		ること。 以下略
	6.2.9.0200	緊急時対応を行う職員のための緊急対応センターを設置すること。 以下略
	6.2.9.0300	緊急対応センター内の職員を緊急事態の危険から守ること。 以下略
	6.2.9.0400	サイト内の全員に周知できるサイト内警報システムを備えること。従事者の安全、放射線防護、火災防護及び産業的安全要求に適合し、目印、照明を備えた救助ルートを設けること。
6.3 運用に対する安全要件 6.3.1 申請者の組織構造	6.3.1.0100~1400	省略
6.3.2 従事者の要件	6.3.2.0100	申請者は信頼できる施設の運用及び保守のための従事者の訓練方針を策定すること。 以下略
	6.3.2.0200	申請者は長期的な必要性と目標を持つ包括的な教育訓練計画を策定すること。
	6.3.2.0300	省略
	6.3.2.0400	安全に対する専門的な知識、技能を持つ認定された従事者のみが安全上重要な職務に就くことができる。
	6.3.2.0500	申請者は従事者に対する職務上必要な知識を決定して文書化すること。
	6.3.2.0600	安全上重要な職務を持つ全ての従事者に対する認定記録と教育訓練記録を作り、保管すること。
	6.3.2.0700	安全上重要なシステム及び機器に対して顧客の作業員が行う作業は申請者の作業員による確認と承認を受けること。
	6.3.2.0800	教育訓練計画は安全上重要な職務に就く従事者が策定すること。 以下略
	6.3.2.0900	技術的従事者は、基本的な原子力安全、放射線防護、火災防護、サイトでの緊急対応及び一般産業の安全知識を有すること。
	6.3.2.1000	省略
	6.3.2.1100	従事者は運転指示書及び手順書の内容を理解していること。
	6.3.2.1200	申請者は施設の設計、運用を理解し認定を受けた十分な数の職員を常に維持すること。
	6.3.2.1300	運転指示書及び要領書は全ての従事者が、その作業場所で見ることができること。
	申請者の活動	6.3.2.1400
6.3.2.1500~		省略

	1800	
6.3.3 運用の役割	6.3.3.0100	施設内の作業は通常時、想定異常事象時、設計基準事故時における施設の安全を損なわないこと。
	6.3.3.0200	通常時、想定異常事象時、設計基準事故時に行う活動は文書化された規則に基づいて行うこと。
	6.3.3.0300	省略
	6.3.3.0400	省略
	6.3.3.0500	運用の安全評価上重要なデータを収集し、評価し、それを安全性確保のために活用すること。
	6.3.3.0600	申請者は基本的安全機能の回復と放射性影響の制限のための承認された行動計画に基づいて事故制御に備えること。
	6.3.3.0700	地震に対する特別な緊急行動要領と手段を確立すること。 以下略
	6.3.3.0800	省略
	6.3.3.0900	施設の運用は施設に解体を考慮すること。
6.3.4 燃料集合体の管理	6.3.4.0100	燃料集合体は施設の供用期間中の間健全であること。
	6.3.4.0200	施設の供用期間中、貯蔵する燃料集合体の健全性を連続して示すこと。
	6.3.4.0300	施設に保管する燃料集合体は許容基準を満足すること。
	6.3.4.0400	燃料集合体の許容基準への適合性を評価して示し、文書化すること。
	6.3.4.0500	施設は、解析で規定している貯蔵容量を守って運用すること。
	6.3.4.0600	許容基準を満足しない燃料集合体を安全に管理するために内部規則を適用すること。
	6.3.4.0700	内部規則は、貯蔵制限を超えるような潜在的な劣化を持つ燃料集合体を安全に管理するために適用すること。
	6.3.4.0800	省略
	6.3.4.0900	燃料集合体に関する全ての活動（特に以下に挙げるもの）に対して、承認された要件、規則及び手順を適用すること。 a.施設内輸送 b.搬入する燃料の検査 c.施設内での燃料集合体の移動 d.燃料集合体の貯蔵、そして e.施設からの使用済燃料の輸送
6.3.5 放射性防護活動	6.3.5.0100	施設内の個人の線量、環境に放出される放射性物質、公衆の線量は合理的に達成可能な範囲で可能な限り小さくすること。
	6.3.5.0200	施設内の個人の線量、環境に放出される放射性物質、公衆の線量は規制制限値以内であること。

	6.3.5.0300	従事者の被ばく線量の最適化に加えて、施設は ALARA 原理を適用して運用すること。
	6.3.5.0400	省略
	6.3.5.0500	省略
	6.3.5.0600	放射線防護活動は以下を含むこと。 a.施設の運用活動を支援する放射線防護 b.放射線被ばくを伴う活動の計画策定と計画に従うその実行 c.施設内の個人の放射線防護のための監視 d.施設内及び周辺環境の放射線監視 e.放射性排出物の連続監視 f.放射線防護要件及び標準の遵守 g.放射線防護活動の文書化、検証及び監督
	6.3.5.0700	省略
6.3.6 放射性廃棄物管理	6.3.6.0100	放射性廃棄物管理活動はこれに関する国家計画と調和して行うこと。
	6.3.6.0200	放射性廃棄物管理活動は以下を含むこと。 a.発生する放射性廃棄物の検査 b.放射性廃棄物の収集、分類及び保管 c.放射性廃棄物の特性把握 d.放射性廃棄物の輸送 e.放射性廃棄物管理に関わる活動の文書化、検証及び監督
	6.3.6.0300	省略
	6.3.6.0400	放射性廃棄物の量と放射エネルギーは最少にすること。
	6.3.6.0500	省略
6.3.7 検査及び調査	6.3.7.0100	リスクを許容レベルに維持するための効果的な手段を取り入れるために、施設の全寿命を通じて自然事象及び人為事象と条件の変化を監視して定期的に評価すること。
	6.3.7.0200	類似施設で発生した事象等を評価して同じ事象の発生を防止すること。
	6.3.7.0300	サイト付近の気象条件を施設の寿命期間を通じて監視すること。
	6.3.7.0400	建物の材料と構造及び安全上重要な SSC を観察するための経年劣化管理計画を策定すること。以下略
	6.3.7.0500	建物と建物の構造及び安全上重要な SSC を定期的に調査すること。
	6.3.7.0600	建物と建物の構造及び安全上重要な SSC の調査計画を策定すること。以下略
	6.3.7.0700	構造材、媒体及び燃料集合体の周りを囲む不活性ガスの物理的

		及び化学的特性を連続的に調べること。これらの値が制限値内を維持すること。構造物が維持され、運用継続のため必要に応じ交換すること。
	6.3.7.0800	調査結果は以下にもとづいて評価すること。 a.許容基準への適合性 b.調査したシステム、システム機器に対する要件への適合性 c.安全機能の発揮能力 d.安全性能の信頼性
	6.3.7.0900	“0”状態からの偏差と予備調査結果を調査結果に基づいて決めること。 以下略
	6.3.7.1000	建物と建物の構造及び安全上重要な SSC の周りの環境を定期的に調べて安全解析の仮定を満足することを検証すること。
	6.3.7.1100	もし調査によって安全性に影響する欠陥が明らかになれば、適切な手段を用いて取り除くこと。
	6.3.7.1200	省略（結果の文書化）
	6.3.7.1300	調査計画は調査実績と調査方法の進歩を反映して定期的又は必要に応じて改訂すること。
	6.3.7.1400	省略
6.3.8 圧力保持装置及び配管	6.3.8.0100 ~1100	省略
6.3.9 変更	6.3.9.0100 ~2600	省略
6.3.10 保守	6.3.10.0100 ~1400	省略
6.3.11 修理と交換	6.3.11.0100 ~1000	省略
6.3.12 経年劣化管理	6.3.12.0100	安全上重要なシステム機器の経年劣化は、その安全機能を守るために適切な方法で（進行しないよう）維持すること。
	6.3.12.0200	安全上重要なシステム機器の経年劣化は承認された計画に従って（進行しないよう）維持すること。
	6.3.12.0300	安全上重要なシステム機器の経年劣化管理から得た経験は以下の側面から評価すること。 a.安全機能を発揮する能力 b.安全性能の信頼性 c.想定される経年劣化の影響有無 d.想定されない経年劣化の影響有無 e.適用した経年劣化管理要領の妥当性
	6.3.12.0400	経年劣化管理から得た経験を評価した結果、安全性に対する欠

		陥が明らかになれば、施設の安全確保のための対策を明らかにして取り入れること。
	6.3.12.0500	経年劣化管理活動、それから得た経験とその評価、さらに潜在的欠陥を取り除く手段を文書化すること。
	6.3.12.0600	省略
	6.3.12.0700	省略
6.3.13 機器の状態維持	6.3.13.0100 ~0300	省略
6.3.14 運用の安全性評価	6.3.14.0100	施設運用の安全性を定期的にレビューして、欠陥の発見と欠陥が見つかった場合の必要な対策を明らかにすること。
	6.3.14.0200	省略
	6.3.14.0300	運用の安全性に影響を与える事項を以下のように明らかにすること。 a.施設の技術的条件 b.機器の性能確認と正常な状態の維持 c.経年劣化管理 d.安全解析の範囲、内容及び実際の状態 e.安全運用の特性と自身の運用経験の活用 f.他の施設の運用経験と研究開発結果の活用 g.要領 h.組織及び管理要因 i.人的要因 j.緊急時計画 k.環境影響 l.サイト内の人間の放射線被ばく
	6.3.14.0400	省略
	6.3.14.0500 ~0800	省略
6.3.15 火災防護	6.3.15.0100	申請者は原子力利用に関する法令に適合すること。
6.3.16 事象報告と調査	6.3.16.0100 ~0800	省略
6.3.17 運用経験	6.3.17.0100	申請者は施設の試運用、運用、及び廃止の各段階において運用データと運用経験を定期的かつ連続に収集し、選別して解析し文書化するための体系的な計画を立てて実行すること。以下略
	6.3.16.0200 ~1900	省略
6.3.18 運用文書	6.3.18.0100	省略
6.3.19 会計	6.3.19.0100	省略

	~0400	
6.3.20 緊急時対応 サイト内計画	6.3.20.0100	サイト内に影響を及ぼす緊急時において、施設の緊急時計画には適切な時間と場所にて、適切な指示及び制御を持つ調整された効果的な管理を行うために必要な条件を含むこと。
	6.3.20.0200	省略（組織の確立）
	6.3.20.0300	省略（緊急時計画の改訂）
	6.3.20.0400	省略
	6.3.20.0500	省略（緊急時の作業者の存在）
	6.3.20.0600	警報及び通信手段確保
	6.3.20.0700	省略（公衆への警報と保護）
	6.3.20.0800	省略（人員召集）
	6.3.20.0900	省略
	6.3.20.1000	省略（記録の準備）
	6.3.20.1100	省略（緊急時に備えた訓練）
	6.3.20.1200	省略
	6.3.20.1300	省略（訓練）
	6.3.20.1400	省略
	~1900	

④深層防護の反映例

前述のパクシュ中間貯蔵施設における深層防護の適用例を表 2.1-35 にまとめた。施設設計では閉じ込め機能の多重化が挙げられる。また、運用における深層防護の適用例として以下がある。

1)燃料収納管の漏洩監視

前述のとおり窒素ガス供給システムの漏洩検知システムによって、収納管上部遮蔽プラグ Oリングのシール機能を確認する。腐食等によって収納管の窒素ガスが漏洩すると警報が発報する仕組みで、この警報限界は漏えい率が 1.75 リットル/分 である。また、燃料収納管内には窒素ガスに少量の He を加えており、燃料を装荷した時と漏えい検知時には He リーク試験が行われる。

2)燃料収納管の経年劣化監視

貯蔵モジュール 1～11 に対しては、5 年毎にランダムに 8 個の上部遮蔽プラグを選んで、材料の破壊試験を実施して調査が行われる。貯蔵モジュール 12～16 については、遮蔽プラグの Oリングをゴムから金属に変更しているため、定期的なプラグの検査は不要である。さらに、モジュールの建設時に表面に腐食防止の金属蒸着を施した収納管と同じ材料のサンプルをモジュール内に置いて、供用中に検査し、その耐食性を調べられるようにしている。

3)放射線モニタリング

放射線防護監視は、空間線量率とエアロゾルモニタリング（大気サンプル測定）に加えて、各種の従事者用携帯計測器を用いて行う。大気中の放射能は、isokinetic モニタリングシステムと排気設備の出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で監視し、 γ 核種濃度の他にトリチウム、C-14、Sr-90 及び α 放射核種も対象としている。

表 2.1-35 パクシュ中間貯蔵施設の深層防護例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> 閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料ペレット+燃料被覆管 二次：燃料収納管（上部プラグ Oリング） 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料収納管の漏洩監視 燃料収納管の経年劣化監視（腐食） 放射線モニタリング（線量率、空气中濃度） 経年劣化管理システム 定期的安全レビュー
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	貯蔵建屋（フィルタ） (放射能放出障壁)	放射線モニタリング (線量率、空气中濃度)
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	貯蔵建屋（フィルタ） (放射能放出障壁)	放射線モニタリング (線量率、空气中濃度)

(11)イタリア[ITA1~7]

①概要

イタリアでは1950年代から原子力発電を開始していたが、チェルノブイリ事故の影響を受け1990年までに4基の発電用原子炉（PWR1基、BWR2基、ガス炉1基）を含む全ての原子力施設を閉鎖した。現在、表2.1-36に示すように各施設の廃止に向けた取り組みを行っている。

イタリアでは使用済燃料は全て海外の再処理施設に移送して再処理を行い、返還される放射性廃棄物を長期保管する戦略を取っている。そのため、使用済燃料は再処理までの期間、発電所及び集中貯蔵施設（Avogadro AFR）のプールで一時保管される。ただし、例外としてパイロット再処理施設であったITRECでは再処理に適さない少量の研究炉燃料を貯蔵するため、新たに乾式貯蔵施設を建設する計画が進められている。この他に研究炉JRC Ispraでも使用済燃料の乾式貯蔵が行われている。

再処理によるガラス固化体を含む放射性廃棄物は、集中貯蔵施設にて長期貯蔵される。

原子力施設の許認可は経済開発省が発給するが、許認可申請の技術審査を行うのはISPRA（環境保護及び調査研究所）である。[ITA1]

表 2.1-36 イタリアの主要原子力施設の廃止計画 [ITA3]

サイト名	施設属性	状況	備考
Trino	発電炉（PWR）	廃炉中	
Garigliano	発電炉（BWR）	廃炉中	
Caorso	発電炉（BWR）	廃炉中	
Latina	発電炉（ガス炉）	廃炉準備中	
JRC ISPRA 1	研究炉	廃炉準備中	
EUREX	再処理施設	廃炉準備中	
ITREC	再処理施設	廃炉準備中	使用済燃料乾式貯蔵施設建設中

②ITREC 乾式貯蔵施設[ITA1]

ITRECはパイロット再処理施設であったが1978年に運転を停止し、その後は一部の研究炉使用済燃料をプールで保管している。現在、この使用済燃料を輸送・貯蔵兼用キャスクにて乾式貯蔵するための許認可が進められている。これは64体の使用済燃料要素を1基又は2基の輸送・貯蔵兼用キャスクに装荷して乾式貯蔵を行うというものである。この許認可は既存施設の大幅変更による手続きで行われる。これに関するさらなる情報は入手できなかった。

③技術要件

イタリアの使用済燃料等の貯蔵に関する技術要件（規則）を具体的に規定した文書は入手できなかった。

④深層防護の反映例

前記 ITREC の乾式貯蔵施設は現時点で許認可中[ITA1]であるが、詳しい情報は入手できなかった。輸送・貯蔵兼用キャスクを使用することによって、閉じ込めの二重化（燃料被覆管とキャスク）及び貯蔵中のキャスク漏洩監視（蓋間圧力監視）が適用される可能性が高いと思われるが、キャスク仕様等は不明である。

(12)韓国[KOR1~3]

①概要

韓国では現在4つのサイトで24基の発電用原子炉（PWR20基、CANDU炉4基）が運転中で国内の電力需要の約1/3を賄っている。しかし現政権は脱原子力政策に転換し、新規計画の白紙化と設計寿命を超えた原子力発電所の運転期間を延長しない方針を打ち出している。また2018年に最初の商用発電炉である月城1号機（CANDU炉、67.9万kW）の早期閉鎖を決定し廃止に向けた準備を進めている。

使用済燃料は月城原子力発電所を除いてサイト内で湿式（プール）貯蔵しているが、今後各サイトの貯蔵容量が満杯に達することが予想されている。このため、発電所敷地内に乾式中間貯蔵施設の建設が計画されている。月城原子力発電所では湿式貯蔵（プール）に加えて敷地内で乾式貯蔵を行っている。規制機関は原子力安全委員会である。

②月城原子力発電所の乾式貯蔵

月城原子力発電所はCANDU炉4基からなり（1基は閉鎖）、コンクリートサイロ方式とMACSTORシステムによる使用済燃料の乾式貯蔵を行っている。前者はカナダのAECLとアルゼンチンのエンバルセ原子力発電所と同じ方式で、後者はカナダのAECLで使用している方式である。図2.1-19にそれらの乾式貯蔵施設の外観を示す。



(コンクリートサイロ方式)

(MACSTOR)

図 2.1-19 韓国月城原子力発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設[KOR4]

月城原子力発電所のコンクリートサイロ方式は、アルゼンチンのエンバルセ原子力発電所と同じくCANDU使用済燃料集合体を装荷したバスケットと呼ばれる金属性密封容器をコンクリート+内側鋼製管から成るコンクリートサイロに9基縦積みで収納し上蓋を設置して密封している。

MACSTOR-400はカナダAECLと同様の方式で、前述の使用済燃料を装荷したバスケットを鋼製管（シリンダー）に10基縦積みで収納し、この鋼製管40本を1つの鉄筋コンクリート製モジュールに収容し上蓋で密封している。図2.1-20にMACSTOR-400のモジュール内部構造を示す。いずれの方式も自然空冷で冷却を行う。

コンクリートサイロ方式は1991年から2006年にかけて計300基が設置され、2007年以降はMACSTOR-400を採用し現時点で7モジュールが設置されている。

韓国の原子力発電所のうち、月城原子力発電所が唯一乾式貯蔵所を採択している理由は、月城1～4号機が重水炉であるからである。軽水炉は、短く12ヶ月、長く18ヶ月に1回ずつ全体燃料の1/3を交換する一方、重水炉は、毎日16体ずつ交換しなければならないので、使用済燃料の発生量が圧倒的に多い。原子力発電所内部の貯蔵水槽だけで使用済燃料を保管するには限界がある。

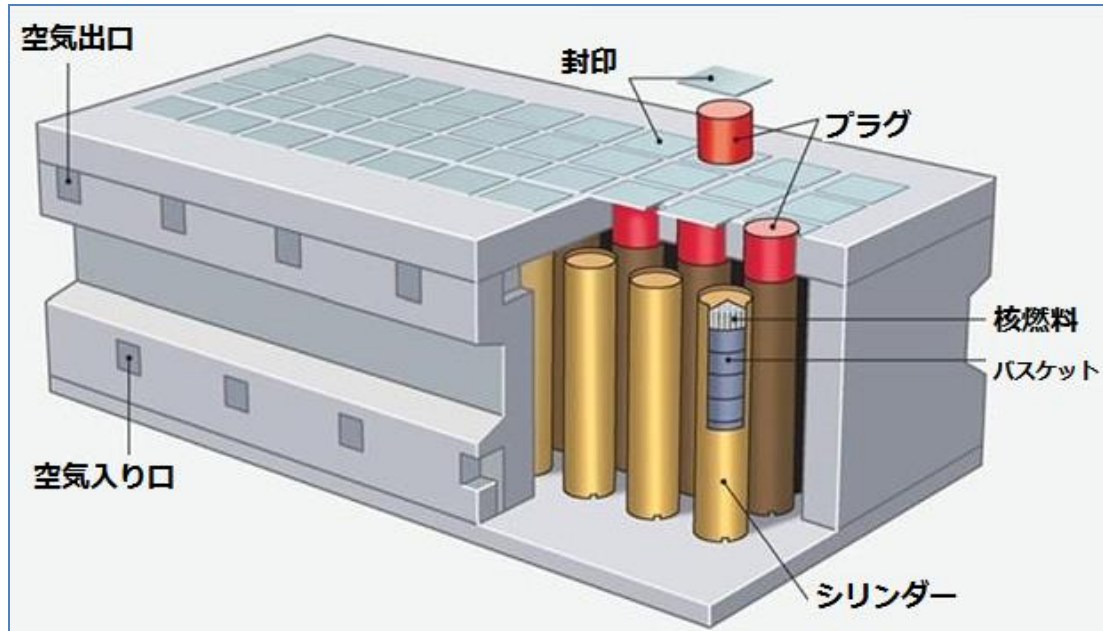


図 2.1-20 MACSTOR-400 の構造[KOR4]

③技術要件

韓国の使用済燃料貯蔵に関する技術要件(規則)の主要な部分を表 2.1-37 に示す。この中で深層防護原理に基づくと考えられる主な規定を以下に挙げる。なお、この規則は湿式貯蔵と乾式貯蔵の両方に適用するものであるが、以下は乾式貯蔵を念頭に置いている。

- ・重要な安全装置は、定期的な試験・監視・検査・保守ができるように設計すること。
- ・吊り上げ装置は吊り上げ物が離脱しないよう二重に安全性を確保する構造とし、電源喪失時でも使用済燃料の落下防止ができること。
- ・消火システムが故障した場合でも重要な安全設備の安全機能が激しく低下しないこと。
- ・使用済燃料被覆管は、供用期間中に経年劣化による破損を防止すること。
- ・複数の障壁により放射性物質の放出を防止すること。
- ・気体状放射性物質を閉じ込めるために必要な場合、排気システムを備えること。
- ・全ての閉じ込めシステムには、使用済燃料が安全な貯蔵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。
- ・通常時及び事故時の放射線及び放射性物質の放出を監視する設備を備えること。
- ・排気・排水口や空気中の放射性物質の濃度又は放射線量率が著しく上昇した時に動作する自動警報装置を設置すること。
- ・独立した非常用電源を設置すること。
- ・重要な安全装置は、供用期間中試験・監視・検査及び保守ができるように設計すること。
- ・熱除去系は自然冷却方式であること。
- ・閉じ込め機能が適切に維持されるよう、監視すること。
- ・閉じ込め機能又は遮蔽機能の低下がないかを検知するため、ガンマ線及び中性子線を監視できる設備を備えること。

表 2.1-37 韓国の使用済燃料貯蔵の規制要件[KOR2]

条	項	内 容
第 1 条(目的)		この基準は、「放射線安全管理等の技術基準に関する規則」第 73 条第 2 項に基づき、「使用済燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関連する詳細な技術基準」を規定することを目的とする。
第 2 条(定義)		省略
第 3 条(適用範囲)		この基準は、「原子力安全法」第 63 条第 1 項に基づく放射性廃棄物の貯蔵・処理・処分施設及びその付属施設の中で、「原子力安全法施行令」第 10 条第 6 号に基づく使用済燃料の中間貯蔵施設（以下、「中間貯蔵施設」という）の構造及び設備に対して適用する。
第 4 条(設計の基本要件)	1	中間貯蔵施設は、供用期間中、その性能及び機能を維持できること。可能な限り受動型設備を利用し、使用済燃料を安全に貯蔵できるように設計すること。
	2	重要な安全装置は、故障発生の可能性を最小限に抑え、定期的な試験・監視・検査・保守ができるように設計すること。
	3	中間貯蔵施設は、必要な場合、貯蔵された使用済燃料を安全に回収できるように設計すること。
	4	中間貯蔵施設は、通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故条件で次の各目が第 5 条第 2 項に規定された基準値以下に維持されるように設計すること。 ア. 周辺環境に放出される放射性物質の量 イ. 放射線作業従事者及び一般人の被ばく放射線量
	5	第 4 号に基づく通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故条件の評価は、保守的に実施すること。また、中間貯蔵施設の設計に設計余裕度を反映すること。
	6	中間貯蔵施設は、運転中に放射線作業従事者及び一般人が受けると予想される被曝放射線量を設計目標値以内で可能な限り合理的に低く維持できるように設計すること。
	7	中間貯蔵施設の設計及び建設は、実証された工学的適用事例に基づき、新しい設計及び建設方法が適用される場合、妥当な根拠を提示し、その安全性を証明すること。
	8	中間貯蔵施設の設計には、同一又は類似施設の設計・運転経験及び教訓を反映すること。
第 5 条 (放射線遮蔽及び防護設計)	①	中間貯蔵施設は、放射線作業従事者及び一般人の直接放射線被ばくを低減できるよう、以下の各号の事項を考慮して設計すること。
	1	使用済燃料の貯蔵区域には、最大の燃焼度を持ち、冷却期間が最小である使用済燃料が最大限に貯蔵されており、輸送容器の取扱い区域には、可能限り装填された輸送容器を最大に置くと仮定する。

	2	放射線遮蔽体に貫通部がある場合、ガンマ線及び中性子線が局部的に高く形成しないようにする。
	3	燃料構成材料の中性子放射化及び放射化生成物の浸漬による放射線学的影響を考慮する。
	②	中間貯蔵施設は、通常運用状態、想定異常状態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すること。
	1	通常の運用及び想定異常状態の場合に適用する基準値：原子力安全委員会告示「放射線防護等に関する基準」第6条による排出管理基準及び第16条第2項に基づく環境上の危害防止のための線量基準値
	2	設計基準事故の場合に適用される制限区域境界で液体及び気体状態の放出物及び直接放射線被ばくによる次の各目の線量基準値 ア．実効線量：50 ミリシーベルト (mSv) イ．水晶体の等価線量：150 ミリシーベルト (mSv) ウ．手・足及び肌の等価線量：500 ミリシーベルト (mSv)
第6条(取り扱い設備)	①	中間貯蔵施設には、安全運転に必要な次の各号の設備を備えること。 1. 使用済燃料の取り扱い・輸送に必要な設備 2. 破損した使用済燃料の取り扱いに必要な設備 3. クレーン等の使用済燃料及び輸送容器の吊り上げに必要な設備 4. 使用済燃料の輸送容器及び輸送に必要な設備 5. その他の中間貯蔵施設の安全運用のために必要な設備
	②	第1項に基づく設備は、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 1.吊り上げ物の重量に十分に耐え安全性及び性能を維持できる。 2.吊り上げ物を取り扱う際、吊り上げ物が離脱しないよう、二重に安全性を確保する構造とする。 3.設備が意図せず、解けることを防止するための安全設備を備える。 4.移動及び吊り上げ速度を制限できる。 5.電源が喪失した場合でも、使用済燃料の落下防止ができる機能を備える。 6.使用済燃料や他の機器に損傷を与えない構造である。 7.危険や不適切な運転状態を防止するため、連動機能又は物理的な安全機能を備える。
第7条(臨界安全)	①	中間貯蔵施設は、未臨界状態が常に維持されるよう、次の各号の基準を考慮して設計すること。
	1	貯蔵する燃料集合体内の燃料棒の初期濃縮度が様々な場合、濃縮度の変化を適切にモデル化する他、最大濃縮度を適用し、核燃料関連デー

		タ（設計、製作、核資料等）の不確定性を考慮し臨界安全性を評価する。
	2	中間貯蔵施設で同時に貯蔵・取扱い及び輸送できる使用済燃料の最大量を想定し、臨界安全性を評価する。
	3	安全な幾何学的配列及び配置を通して未臨界を維持すること。但し、幾何学的配列及び配置だけで未臨界の維持が困難な場合、固定式中性子吸収体を使用したり、燃焼度クレジットを適用して未臨界を維持する。
	4	使用済燃料の取り扱い・輸送及び貯蔵関連の全ての設備は、それぞれ使用済燃料の臨界事故の恐れがない構造とする。
	5	同一敷地に複数の使用済燃料貯蔵設備がある場合、各貯蔵設備は、他の貯蔵設備から臨界影響を受けないようにする。
	②	臨界監視システムを使用済燃料の取り扱い・輸送及び貯蔵区域等に設置すること。臨界事故が発生した場合、人が即時に認知できるよう、視覚及び聴覚警報装置と一緒に動作すること。
第 8 条（崩壊熱除去）	1	熱除去系は、中間貯蔵施設で貯蔵される使用済燃料の照射後の冷却期間が最小である使用済燃料を最大量貯蔵する場合でも発生する熱を十分に除去できること。
	2	熱除去系は、経年劣化現象を考慮し、十分な余裕度を持つ熱除去能力を確保できること。
	3	使用済燃料及び重要な安全設備は、中間貯蔵施設の設計にて考慮された基準温度を超えないようにすること。
	4	安全機能を実施する能動型熱除去系は、設計基準事故の条件に耐えること。
第 9 条（基礎地盤等）	①	中間貯蔵施設の基礎地盤及び隣接斜面は、動的・静的設計荷重について安定性を維持できること。
	②	軟弱地盤や斜面の不安定等により、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、基礎地盤及び斜面を補強する等、適切な措置を講じること。
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って、その安全機能が破損しないように設計すること。
	1	津波、竜巻、台風、洪水、大雪、大雨や地震等を含む予想可能な自然現象及びそれに起因する影響
	2	火災、爆発、振動や航空機の衝突等を含む予想可能な外部人為事故及びそれに起因する影響
	②	第 1 項に基づく設計では、次の各号の事項を考慮すること。 1. 中間貯蔵施設の敷地及び周辺地域における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

		<p>2. 中間貯蔵施設の敷地及び周辺地域で予想可能な外部人為事故</p> <p>3. 現地調査等を通じて収集された資料</p>
第 11 条（火災防護）	①	<p>重要な安全設備は、火災・爆発及びそれによる影響により、安全機能が損なわれないよう、次の各号の要件に応じて設計すること。</p> <p>1.中間貯蔵施設の内部で火災が発生する場合、関連設備の臨界安全、崩壊熱除去、放射線遮蔽、放射性物質の閉じ込め能力及び構造健全性に著しく支障をきたさないようにする。</p> <p>2.中間貯蔵施設には、可能な限り不燃性又は耐火・耐熱材料を使用すること。火災が発生しても、重要な安全設備に及ぼす悪影響を最小限に抑えることができよう、その設備の安全重要度により、適切な能力を持つ火災検知及び消火システムを設置する。</p> <p>3.消火システムの故障・損傷や故障発生時においても、重要な安全設備の安全機能が激しく低下しないようにする。</p> <p>4.火災発生時の対応措置により、臨界が発生しないようにする。</p> <p>5.中間貯蔵施設には可燃性・爆発性物質の貯蔵設備を可能な限り置かないようにする。</p>
	②	<p>中間貯蔵施設に対し、「放射線安全管理等の技術基準に関する規則」第 68 条の 2 に基づき、火災危険解析をすること。</p>
第 12 条（閉じ込め）	①	<p>使用済燃料の被覆管は、中間貯蔵施設の供用期間中に破損せず健全性を維持できるよう、経年劣化現象から保護すること。</p>
	②	<p>中間貯蔵施設の閉じ込めシステムは、放射性物質が非計画的又は制御しない状態で外部に流出しないよう、次の各号の基準に適した状態で設計すること。</p> <p>1.複数の障壁を利用し、放射性物質の放出を防止する。</p> <p>2.気体状放射性物質を閉じ込めるために必要な場合、換気及び排気システムを備える。</p> <p>3.全ての閉じ込めシステムには、使用済燃料が安全な貯蔵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。</p>
第 13 条（放射線防護設備）	1	<p>放射線作業従事者が放射線管理区域に出入りを管理できる出入管理設備を備えること。</p>
	2	<p>放射線作業従事者を保護するため、放射線レベルを下げる必要があるところには、遮蔽設備を備えること。</p>
	3	<p>通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に放射線レベルの監視及び放射性物質の放出を監視し、収集した情報を制御室や必要な場所に提供できる設備を備えること。</p>
	4	<p>壁・床及びその他の放射性汚染の恐れがある部分の表面は、不浸透性を確保して平坦にして汚染除去を容易にすること。</p>
	5	<p>人や設備が放射性物質で汚染された場合に汚染を除去するための適</p>

		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、適切な濾過能力を持つ換気装置を備え、汚染された空気は、放射性汚染が低い区域から高い区域に流れるようにし、放射性汚染区域は、その外部に比べて低い圧力を維持し、汚染物質が漏洩したり、逆流しないようにすること。
第 14 条 (警報装置等)	①	中間貯蔵施設には、次の各号の場合に動作する自動警報装置を設置すること。 1.機器の機能喪失や誤った操作等により、中間貯蔵施設の運用に著しい支障をもたらす恐れが発生した時 2.排気口・排水口の放射性物質の濃度、放射線管理区域内の空気中の放射性物質の濃度、放射線量率が著しく上昇した時
	②	中間貯蔵施設には、通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に安全上重要な主要システム及び機器の動作状態を示す装置を設置すること。但し、設計基準事故時に運転を維持する必要がない主要なシステム及び機器は、設計基準事故時の動作状態を示す装置を設置する義務はない。
第 15 条 (使用材料)		重要な安全装置に使用される材料は、次の各号の基準に適合すること。 1.耐火構造又は不燃材料を使用する。 2.高放射線及び腐食性物質の強い材料を使用する。 3.表面除染が容易な材料を使用する。 4.使用済燃料と直接接触する部分の材料は、物理・化学的に使用済燃料に損傷を与えないようにする。 5.貯蔵環境の影響下においても使用済燃料の機能が維持できるようにする。 6.経年劣化現象を考慮し、中間貯蔵施設の供用期間中その機能を維持できるようにする。
第 16 条 (照明)		中間貯蔵施設に、構造物、システム及び機器に設置された様々な計器類及び試験・監視・検査に使用される各種計測器の測定単位及び範囲を識別できよう、十分な明るさを持つ照明設備を設置し運営すること。
第 17 条 (中央制御室)	①	中間貯蔵施設には、施設の総合的な管理及び監視を行うための中央制御室を設置すること。
	②	中央制御室には、次の各号の装置を設置すること。 1.重要な安全設備の動作状態を表示する装置 2.主な計測装置の計測結果を表示し、記録する装置

		3.地震監視装置 4.その他の中間貯蔵施設を安全に運転するために必要な装置
第 18 条 (緊急電源)		中間貯蔵施設には、外部から電源供給が停止したり、設計基準事故が発生する等の非常時にも、運転上の安全に必要な装置の機能を維持できるように、内燃機関を原動力にする発電設備又はこれと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すること。
第 19 条 (他の補助システム)		中間貯蔵施設には、施設を安全に運用するために必要なその他の補助システム (空気供給システム、用水供給システム等を含む) を設置すること。
第 20 条 (試験・監視・検査及びメンテナンス)	①	重要な安全装置は、供用期間中、運転可能性を確保するため、試験・監視・検査及び保守ができるように設計すること。
	②	試験・監視・検査及び保守が必要とされる全ての構造物、システム及び機器は、安全な試験・監視・検査及び保守のため、近接性及びスペースを確保すること。
	③	定期的な試験・監視・検査及び保守ができない場合や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すること。
第 21 条 (適用規格及び基準)	①	中間貯蔵施設は、中間貯蔵施設に関連する構造及び設備の設計に使用されている認可された規格及び基準を適用して設計すること。但し、これらの規格及び基準が存在しない場合、原子力関連構造物及び設備の設計に一般的に適用されている公認された規格及び基準を準用することができる。
	②	重要な安全装置は、その安全機能の重要度に対応する安全性の評価及び規格に合わせ、設計・製作・設置・試験及び検査を行うこと。
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施設と共有しないこと。但し、共有しても、各施設の安全性が低下してないことが証明された場合は、該当しない。
第 23 条 (施設の変更)		中間貯蔵施設の変更によって設備の強度や機能が変化する場合、関連する構造物、システム及び機器の構造・機能的健全性を確認すること。
第 24 条 (解体の容易性)		中間貯蔵施設は解体に備え、次の各号に適した状態で設計すること。 1.運用の過程で、放射性物質の発生及び設備の放射性汚染を最小限に抑える。 2.汚染された設備の撤去や除染を容易にし、放射性廃棄物の発生を最小限に抑える。
第 25 条 (乾式貯蔵施設の追加基準)		乾式貯蔵方式の中間貯蔵施設は、第 4 条から第 24 条まで定める基準に加え、更に次の各号の基準に適した状態で設計すること。
	1	臨界安全性と関連し、次の各目の基準を適用する。 ア. 貯蔵施設内に雨水等の異物が侵入しないよう、接合部位を効果的に密封し、貯蔵施設の外部に排水路や排水口を設置する。

		<p>イ. 貯蔵施設の中に溜まった水を必要な際に外部に排出するため、排水口を備える。</p> <p>ウ. 貯蔵施設の構造物にライナー (liner) が装着されている場合、ライナー及び構造物の間に水が溜まることを防止する。</p>
	2	<p>崩壊熱除去と関連し、次の各目の基準を適用する。</p> <p>ア. 熱除去系は自然冷却方式であること。崩壊熱を適切に放散できる能力を備えること。</p> <p>イ. アにも係わらず、自然冷却方式だけで崩壊熱除去が困難な場合、追加で十分な信頼性が確保された強制冷却方式の熱除去系を備える。</p> <p>ウ. 内部に不活性ガスを注入する乾式貯蔵容器の場合、供用期間中に不活性雰囲気を適切に維持できるようにする。</p>
	3	<p>閉じ込めに関連し、次の各目の基準を適用する。</p> <p>ア. 放射性物質が放出しないよう、障壁を密封する。</p> <p>イ. 乾式貯蔵設備の閉じ込め機能が適切に維持されるよう、監視する。</p> <p>ウ. 破損された使用済燃料を安全に扱うことができる設備を備える。</p>
	4	<p>放射線防護と関連し、次の各目の基準を適用する。</p> <p>ア. 使用済燃料の取り扱い過程で現れると予想されるスカイシャイン及び反射される放射線を制限できる対策を用意する。</p> <p>イ. 閉じ込め機能又は遮蔽機能の低下がないかを検知するため、ガンマ線及び中性子線を監視できる設備を備える。</p>
	5	<p>構造及び配置と関連し、次の各目の基準を適用する。</p> <p>ア. 使用済燃料を複数段に積載する場合は、構造物は、静的荷重・動的荷重及び地震荷重等でも構造的な変形なしに健全性を維持できる。</p> <p>イ. 通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に使用済燃料を貯蔵施設の貯蔵区域に、又は貯蔵区域から輸送するための近接性及びスペースを確保する。</p> <p>ウ. 乾式貯蔵容器を使用する場合、転倒せず安定性を維持できる。</p>
第 26 条 (湿式貯蔵施設のための追加基準)		省略
第 27 条 (再検討期限)		省略

④深層防護の反映例

前述の月城原子力発電所の乾式貯蔵施設の貯蔵システムであるコンクリートキャニスタとMACSTOR-400はいずれもカナダのAECLが開発したもので、閉じ込め機能に関する設計及び運用はAECLのそれと基本的に同じと考えられる。表2.1-38にAECLのこれらの貯蔵システムの深層防護の適用例を挙げる。設計では燃料被覆管、バスケット（燃料集合体を収納する金属密封容器）及び鋼管の3重の閉じ込め障壁が挙げられる。また、鉄筋コンクリート製貯蔵モジュール又はサイロは外部事象に対する障壁を形成すると考えられる。

施設運用上深層防護を反映していると考えられるものとしては以下がある。

- ・鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定（漏洩検知）※
- ・放射線モニタリング
- ・定期的な安全レビュー

※アルゼンチンのコンクリートキャニスタで実施しているもの。MACSTORとコンクリートキャニスタの閉じ込め機構は同じなので、アルゼンチンと同様に行われているものとした。

表 2.1-38 MACSTOR-400 及びコンクリートキャニスタの深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用(注)
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：バスケット 三次：シリンダー（鋼製管）	・シリンダー内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定。（漏洩検知）（注） ・定期的安全レビュー
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	外部事象に対する障壁 ・貯蔵モジュール(MACSTOR) ・サイロ(コンクリートキャニスタ)	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	外部事象に対する障壁 ・貯蔵モジュール(MACSTOR) ・サイロ(コンクリートキャニスタ)	放射線モニタリング

注：類似システムであるアルゼンチンのコンクリートキャニスタの事例からの想定。

(13)リトアニア[LTU1~9]

①概要

リトアニアでは旧ソ連時代からイグナリナ (Ignalina) 原子力発電所の RBMK 炉 2 基 (いずれも 118.5 万 kW) を稼働していたが、EU の安全性に対する懸念から現在では 1,2 号機とも運転を停止している。現在、両炉とも廃炉中で 1 号機の使用済燃料は運転停止後に一部が 2 号機に移されて、残りはプールに保管されている。2 号機では、プールのラック容量の不足から新たに乾式貯蔵施設 (DSFSF) と新中間貯蔵施設 (NISFSF、乾式) が建設されて、2022 年までに全ての使用済燃料がプールから貯蔵施設に移送される予定である。

規制機関は VATESI (国家原子力安全局) である。

②乾式貯蔵施設

前述の乾式貯蔵施設 (DSFSF) は GNB(独)製の CASTOR RBMK-1500 型と CONSTOR RBMK-1500 型の 2 種の乾式キャスクに使用済燃料を収納して貯蔵する。これらのキャスクはいずれも輸送・貯蔵兼用で、前者は厚肉鋳鉄鋼/レジンから構成される本体胴を持ち、後者は薄肉の 2 重鋼管の間にコンクリートを充填した胴から構成される。DSFSF (キャスク 120 基収容) が一杯になったため、それに隣接して NISFSF が建設され 2017 年から運用を開始している。NISFSF では新型の CASTOR RBMK-1500/M2 型キャスクが使用される。この 2 つの施設を合わせると、計キャスク 190 基分の貯蔵容量となる。また、両施設の設定貯蔵期間は 50 年であり、貯蔵終了後は深度地下埋設処分に移行することが想定されている。

図 2.1-21 に DSFSF の貯蔵状態を示す。



図 2.1-21 イグナリナ原子力発電所の乾式貯蔵施設[LTU2]

表 2.1-39 に CASTOR RBMK-1500 型及び CONSTOR RBMK-1500 型キャスクの主な仕様を示す。また、表 2.1-40 に DSFSF の主な設計仕様と設計要件をまとめた。DSFSF はリトアニアの”CASTOR RBMK 型キャスクを用いた原子力発電所における使用済燃料貯蔵に係る政令”にしがたう。また、貯蔵施設はロシアの VNIPIET (the Russian Research and Design Institute for Complex Power Engineering) が設計を行い、ロシアの規格及び標準並びに IAEA の推奨に適合している。[LTU4]

表 2.1-39 CASTOR 型及び CONSTOR 型キャスクの主な仕様[LTU4]

項目	仕様	備考
製造メーカー	GNB	
構造、材料	CASTOR RBMK-1500 型 ・ 胴：鋳鉄＋中性子遮蔽材 ・ 蓋：二重蓋（一次蓋は 2 重 O リングの密封蓋、二次蓋は衝撃保護蓋）	
	CONSTOR RBMK-1500 型 ・ 胴：二重鋼管＋コンクリート充填 ・ 蓋：二重蓋（一次蓋は 2 重 O リングの密封蓋、二次蓋は衝撃保護蓋）	保護蓋は胴に溶接
内部雰囲気	He	受動的除熱のため
設計貯蔵期間	50 年	

表 2.1-40 DSFSF の主要な設計情報[LTU1,4]

項目	仕様、要件	備考
貯蔵容量	キャスク 120 基 (CASTOR 20、CONSTOR100)	
設計者	VNIPIET	ロシア企業
設計貯蔵期間	50 年	
建屋壁厚	600mm	
除熱	使用済燃料の発熱を受動的に除熱する。	
外部事象	航空機衝突、衝撃波、飛来物、地震、暴風、竜巻に耐える。	
汚染源の特定	放射性汚染源を容易に特定できる。	
使用済燃料搬出	必要な時にいつでも使用済燃料を搬出できる。	
燃料健全性	キャスク内の水中の Cs 濃度 $5 \times 10^{-6} \text{Ci/kg}$ 以下	漏洩燃料は貯蔵しない
キャスク漏洩検査	1 回/年 CASTOR キャスクの漏洩検査を行う。	

③技術要件

リトアニアの使用済燃料乾式貯蔵に関する技術要件（規則）の主要な部分を表 2.1-41 に整理した。この中で深層防護原理に基づいていると考えられる主なものは以下のとおりである。

- ・貯蔵施設の安全性は、貯蔵施設内の放射性物質の拡散と外部への漏洩を防ぐ複数障壁のシステムに基づく深層防護原理により確保すること。
- ・可能な限り受動的手段によって安全性を確保すること。
- ・火災解析と深層防護原理の導入に基づく施設を火災から保護する技術的方法を備えること。
- ・通常時及び事故時における多重化された施設内の危険警報伝達システムを備えること。
- ・安全上重要な機器やシステムは多重化して、互いに独立させること。
- ・貯蔵中に使用済燃料を収納したキャスクの気密性を確認できること。
- ・貯蔵施設には、キャスクの検査やキャスクからの燃料取出し等を行うホットセルを設けること。
- ・キャスクに装荷する前に使用済燃料の漏洩有無を検査すること。
- ・キャスクは二重金属壁を持つ場合、水が外管と内管の間に入らないようにすること。
- ・貯蔵キャスクを管理するシステムは、キャスクの継続的な監視と定期的検査が行えること。
- ・事故の検知及び影響軽減に使用する装置は、非常用電源で確実に作動するよう設計すること。
- ・主電源喪失時に備え信頼できる非常用電源を備えること。
- ・安全上重要な材料、システム及び機器の貯蔵中の経年劣化について評価すること。
- ・使用済燃料をガス媒体中に保管する場合、この媒体のパラメータを設計で規定した範囲に維持すること。
- ・使用済燃料キャスクは、放射線と放射性物質の放出に対する十分な数の障壁を持つこと。
- ・職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム（RCS）を設け、RCSは貯蔵施設の状態と雰囲気環境を定義する全てのパラメータを測定できること。
- ・使用済燃料を収納したキャスクを定期的に検査する計画を持つこと。
- ・経年劣化管理計画を策定して貯蔵中の全ての期間に対して実行すること。
- ・緊急時対応計画を提出すること。

表 2.1-41 リトアニアの使用済燃料乾式貯蔵施設の規制要件[LTU6]

分類	条	内容
IV一般要求	6	省略（総則）
	7	認可保有者は以下を満足すること。
	7.1	省略（組織等の要求）
	7.2	同上
	7.3	原子力安全規範技術文書の要件を満たすこと。
	7.4	省略
	7.5	施設の物理的防護及び火災安全を確保すること。
	7.6	IAEA の保障措置要求に適合すること。
	7.7	省略（職員の教育訓練）
	7.8	省略（安全文化）
	7.9	施設の安全運転のための管理
	8	認可保有者は以下に責任を持つこと。
	8.1	運転経験を踏まえた知見の蓄積を反映した施設の安全、改良
	8.2	施設管理の戦略
V VATESI の 許認可要求	12～16	省略（申請手続き）
	16.2	緊急時対応計画の提出
	16.10	コールド試験報告書
	17	ホット試験報告書及び最終安全解析書の提出
VI 安全解析に 対する要件	19	省略（総論）
	20	安全解析は以下に焦点を置くこと。
	20.1	設計の前提とする基本的仮定、特に使用済燃料の量と特性
	20.2	想定貯蔵期間（安全運転のための制限と条件を考慮）
	20.3	運転制限値（最大許容 keff、最大許容燃料温度、施設内外の許容放射線量）
	20.4	以下を確認するための施設の技術仕様の許容性
	20.4.1	設計手法
	20.4.2	設計プロセス
	20.4.3	施設に対する工学的解決策
20.4.4	設計の一般的概念と安全確保のための手法	

VII 安全性の実証	30～35	省略
VIII 貯蔵施設設計		
1 貯蔵施設設計に対する一般的要件	36	省略
	37	省略
	38	貯蔵施設は、通常時、想定運転事象、設計基準事故時に以下の基本的安全機能を有するよう設計すること。
	38.1	未臨界制御
	38.2	職員、公衆及び環境を放射線から守ること。
	38.3	冷却制御
	38.4	放射性物質の暫定貯蔵の確保
	38.5	使用済燃料を安全に取り出し、取扱い、再装荷ができること。
	39	貯蔵施設の工学的設計において
	39.1	可能な限り受動的手段によって安全性を確保すること。
	39.2	施設の立地とその計画、さらに施設の安全性に影響する可能性がある立地場所の特性を評価すること。
	39.3	施設と装置は運転期間を考慮して設計すること。
	39.4	施設設計と建設作業が標準的な規格や法規による規範的な文書に適合していることを実証すること。
	39.5	施設の安全性は最大使用量を前提として確認すること。
	39.6	安全上重要なシステムと機器を明確にすること。
39.7	潜在的な想定初期発生事象を評価し、それらのリストを示すこと。	
39.8	貯蔵期間を通じた安全確保の観点から、施設と装置及び使用済燃料を装荷したキャスクの運転限界と条件を決定すること。	
39.9	安全上重要なシステムと機器に基づく貯蔵施設の運転限界を制御するための計装及び装置を考慮すること。	
39.10	使用済燃料の取扱いと貯蔵の条件のもとでのキャスクの健全性維持、職員の被ばく防護、そして環境への放射性物質の放出防止のために必要なシステム及び機器の機能と運転特性の余裕を規定すること。	
39.11	安全運転状態からの逸脱を防止する施設の運転及び組織的手段を考慮すること。	
39.12	火災安全解析と深層防護原理の導入に基づく施設を火災から保護する技術的方法を備えること。	
39.13	通常時、想定運転事象時、さらに設計基準事故時と設計基準を超える事故時の条件における多重化された施設内の危険警報伝達システムを備えること。	
39.14	省略	

	40	貯蔵施設は通常運転時、想定運転常時及び事故状態を考慮して設計すること。設計原理を系統的に定義して文書化すること。
	41	貯蔵施設の設計はこの章のⅡ～Ⅶの基準に適合すること。適合しない場合は適切な方法によって実証すること。
2.立地選定基準	42	省略
	43	省略
	44	省略
	45	施設の大きさは予定する使用済燃料の数とキャスクの数を考慮して決めること。将来の拡張の可能性を考慮することを推奨する。
	47	外部自然事象 省略
	48	外部人為事象 省略
	49	周辺防護区域を設けること。
	50	核物質防護 テロ攻撃も考慮 省略
3.施設と設備計画	51	貯蔵施設はキャスク貯蔵のみとする。
	52	安全上重要なシステムと機器は以下を考慮して設計し、配置すること。
	52.1	各々の間の相互作用及びサイト特性や環境との両立性
	52.2	火災
	52.3	確立された技術と最新の標準に従って設計すること。
	52.4	安全上重要なシステムの単一故障が施設全体の安全性に影響しないよう、安全上重要な機器やシステムは多重化して、互いに独立させること。
	52.5	設計で考慮する想定初期発生事象において、安全上重要な機器やシステムが機能を果たすこと。
	52.6	安全上重要な機器やシステムは試験、検査が可能であること、及び事故時に近接できること。
	53	爆発性ガス濃度計、洪水及び火災検知器、非常警報及び消火設備は洪水や爆発が起こった時にその影響を軽減できるよう設計すること。
	54	安全上重要な機器やシステムは法令に基づき分類すること。
	55	省略
	56	キャスクへの燃料装荷、取出し場所とキャスク貯蔵場所の間のルートはできるだけ短く、直線にすること。
	57	貯蔵場所までの移送回数が最小になるよう設計すること。
	58	貯蔵施設は貯蔵期間中にキャスクからの使用済燃料取出しができるように設計すること。
	59	貯蔵施設は貯蔵中に使用済燃料を収納したキャスクの気密性を確認できること。
	60	キャスクを貯蔵するエリアは、他の区画と別に置くこと。
61	貯蔵施設には、貯蔵中何時でもキャスクの検査やキャスクからの燃料	

		取出し、再装荷、使用済燃料の検査等を行うことができるホットセルを設けること。
62		省略
63		貯蔵施設には漏洩燃料や破損燃料及びそれらを貯蔵するキャスクを取扱う装置を備えること。もし、漏洩燃料や破損燃料を貯蔵する機能を持たないのであれば、このような燃料を施設内に置いてはいけない。 キャスクに装荷する前に使用済燃料の漏洩有無を検査すること。
64		貯蔵施設は事故時に職員が容易に退避できるよう設計すること。
65		生体遮蔽体を設置しない箇所（使用済燃料の冷却用空気口等）に、水、無機溶剤、有機物等が侵入しないよう設計すること。（未臨界度の減少や除熱効率低下、腐食等を招くため）
66		キャスクは二重金属壁を持つ場合、水が外管と内管の間に入らないようにすること。鉄筋コンクリート製キャスクには内部に水ドレンシステムを設けること。
67		貯蔵施設の地盤は全てのシステムと機器、そして燃料を装荷した全キャスク重量を支えて安定を保つような強度を持つこと。
68		野外貯蔵施設には水ドレンの収集、監視及び処理システムを設けること。
69		貯蔵施設を原子力発電所内に設置する場合は、安全上重要なシステムと機器は共用しないこと。（安全機能に影響しないことが証明されない場合）
70		ただし、一般的なユーティリティは原子力発電所と共用してよい。（事故の発生確率やその影響を拡大しない限り）
71		貯蔵キャスクを管理するシステムは、キャスクの継続的な監督と定期的検査が行えること。
72		貯蔵施設には貯蔵施設と燃料を収納したキャスクの通常時の状態を遠隔で監視し、事故時に制御できる制御室を設けること。
73		全ての工学的ネットワーク（給水、排水、その他システム）は事故後の状態を評価して設計すること。
74		事故の検知、閉じ込め及び影響軽減に使用する装置は貯蔵施設の運転期間を通じて性能確認が行えることと非常用電源で確実に作動するよう設計すること。
75		主電源喪失時の通常の運転操作、全ての計装及び装置稼働、中央緊急警報システムの作動のために信頼できる非常用電源を備えること。
76		貯蔵施設の設計において、法令、標準及び規格に適合する材料と溶接方法を選定すること。
77		貯蔵施設の建設物、装置とそれらの材料は表面を容易に除染できるこ

		と。
	78	貯蔵施設の設計において、安全上重要な材料、システム及び機器は経年劣化とそれらの変化に及ぼす因子（腐食、クリープ、放射線照射による変化、疲労、材料の収縮等）について評価すること。これらは、施設の想定運用期間と運用中の施設の保守、検査及び試験の時期を考慮すること。得られたデータは貯蔵施設設計の妥当性の評価に用いること。
	79	使用済燃料の配置変更、吊り上げ、解体等に用いる取扱い装置、使用済燃料キャスク及びそれらの構成機器は放射線照射に対する耐性と保守性を持ち、その運用中の事故確率と事故の影響が最小になるよう設計すること。
	79.1	装置は可能な範囲で使用済燃料の部材に損傷をもたらすような鋭い突起や端部を作らないこと。
	79.2	装置の掴み部は取り扱う機器が事故によって外れないよう設計すること。また、電源喪失時に取扱う機器が落下しないようにすること。
	79.3	装置は容易に保守でき、放射線照射に耐えるよう設計すること。
	79.4	使用済燃料保護のための作動範囲と速度設定
	79.5	取扱い装置の事故時の手動操作可能性
	79.6	取扱い装置の荷重制限と荷重リミターの取付け
	80	使用済燃料取扱い装置の遠隔操作性
	81	使用済燃料取扱い装置は取扱機器の密封性を低下させないよう設計すること。
	82	使用済燃料取扱い装置は、偶発的又は不正使用の可能性が最小限になるように設計されなければならない。
4.臨界安全基準	83	未臨界性はデータと計算方法の不確定性を考慮して評価すること。
	84	実効増倍率の評価において以下の仮定を置くこと。
	84.1	燃料バンドル内で濃縮度が異なる場合は不確定性を考慮した最確法を用いるか、又は保守側に濃縮度を設定すること。
	84.2	燃料集合体ごとに濃縮度が異なる場合、高いほうの濃縮度で未臨界性を示すこと。
	84.3	未臨界性評価は保守側のデータに基づくこと。
	84.4	設計どおりの燃料を満杯で貯蔵していると仮定すること。
	84.5	貯蔵施設の構成機器による中性子吸収は考えないこと。ただし、これらが固定され吸収特性が評価されている場合は除く。
	84.6	未臨界性評価において可燃性毒物は考えないこと。ただし、VATESIが承認した方法に適合する場合は除く。
	84.7	想定初期発生事象によって生じる使用済燃料と貯蔵施設機器の変形を考慮すること。

	84.8	貯蔵施設の仮想的な水没の場合、中性子の減速と反射を考慮すること。
	84.9	使用済燃料に対して、最大反応度を与える燃料燃焼度と濃縮度を仮定すること。ただし、VATESI が承認した方法で核分裂性物質の減損を評価する場合は除く。このような方法は実験データに基づいて妥当性が確認され、貯蔵する使用済燃料の燃焼度を公式な技術的方法で測定する必要がある。
	84.10	貯蔵施設の個々の構成要素の未臨界度を評価する場合、施設の他の場所にある中性子源を考慮すること。
	84.11	通常運転時と事故時の条件において温度変化がある場合は保守的な仮定を置くこと。
	85	不確定性を考慮して保守的に実効増倍率を評価し、通常時、想定運転事象時及び設計基準事故時のその値が 0.95 を超えないこと。
	86	実効増倍率の保守的な値として無限体系の増倍率を用いてもよい。臨界評価は使用済燃料を収納したキャスク単体と全キャスクの両方について行うこと。
5.冷却の設計基準	87	貯蔵施設は、使用済燃料を冷却して最も厳しい雰囲気条件下で使用済燃料、燃料収納容器そしてその他安全上重要な機器の温度が事故時においても許容温度を超えないよう設計すること。
	88	冷却システム（強制、自然）は想定される使用済燃料の最大量に対して冷却できるよう設計すること。冷却システムの能力を決める際にプールでの冷却期間を考慮する必要があるが、冷却システムの容量が貯蔵中の種々の外部事象によって低下する可能性があることに注意が必要である。 冷却システムを設計する場合もキャスク単体と全キャスクの両方について評価する必要がある。
	89	冷却システムは設計基準事故条件でも中断することなく冷却できるよう設計すること。
	90	使用済燃料移送の際も冷却しなければならない。
	91	使用済燃料をガス媒体中に保管する場合、この媒体のパラメータを設計で規定した範囲に維持すること。ガス媒体のパラメータを測定でき、適切と考えられる場合は修復できるよう設計すること。
6.放射線防護基準	92	中略 法規に従うこと。
	93	職員、公衆、環境を放射性物質と放射線から保護する装置と手段を備えること。
	94	使用済燃料キャスクは、放射線と放射性物質の放出に対する十分な数の障壁を持つこと。
	95	最大数のキャスク、最大燃焼度、最少冷却時間の仮定を置くこと。
	96	生体遮蔽体を設置しない箇所（使用済燃料の冷却用空気口等）はガン

		マ線及び中性子線が法令で決められたレベルを超えないよう設計すること。
	97	使用済燃料取扱い装置を設計する際に使用済燃料の量を最大と仮定すること。また、使用済燃料を装荷したキャスクが生体遮蔽の無い場所に置く可能性が無いよう設計すること。
	98	使用済燃料取扱い装置は反射と散乱による放射線が最小になるよう設計すること。
	99	ホットセルには換気システムを設けて、内部を負圧に維持して放射性物質の外部への放出を防止すること。さらに換気システムにはフィルタシステムを設けて放射性核種を捕集すること。フィルタシステムは継続的に放射線監視を行うこと。
	100	職員の被ばく線量限度を超えないようにする。
	101	使用済燃料及びキャスクに関わる運用は環境の温度、放射能濃度、放射線量率等を制御下に置いて行うこと。
	102	貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム（RCS）を含めること。
	103	RCS は貯蔵施設の状態と雰囲気環境を定義する全てのパラメータを測定できること。（設計基準を超える事故時及び廃止措置時含め）
	104	省略
	105	省略 計量管理、法令との整合性他
	106	RCS は設計基準事故及び設計基準を超える事故時に迅速にデータを収集できること。
	107	RCS は通常時に常時情報収集できることと、予備とバックアップの情報伝達手段を持つこと。
	108	省略
	109	貯蔵施設内の通常の放射性管理機能を実行している RCS が故障した場合は、故障が回復するまで全ての燃料取扱い作業を中断すること。
	110	貯蔵施設は以下の手段を備えること。
	110.1	システム内の放射性物質蓄積を防止する。
	110.2	汚染するか又は高い放射線被ばくを受ける可能性がある貯蔵施設区域に職員が許可なく立入ることを防止する。
	110.3	人が立ち入る可能性がある区域の汚染レベル測定と制御を可能とする。
	110.4	放射線を放出するシステム及び機器の近傍での作業時間を最小にする。
	110.5	通常運転時と事故時の貯蔵施設の条件における職員の放射線からの防護を可能とする。
7.事故評価基準	111	貯蔵施設の事故解析は設計基準事故及び設計基準を超える事故の想

		定初期発生事象のリストに基づいて行うこと。
	112	その他に以下の事象で引き起こされる事故を解析すること。
	112.1	漏洩燃料又は破損燃料をキャスクに収納し、そのキャスクを貯蔵施設に置く。
	112.2	バスケットの破損、キャスクの肉厚減少 他
	112.3	使用済燃料のキャスク内への不適切な装荷
	112.4	冷却システムの故障
	112.5	キャスクの密封機能喪失
	112.6	使用済燃料が保持される媒体の変化
IX 施設運転準備		
1.試運転	113 ~118	省略
2.技術的規制	119 ~122	省略
3.施設運転要員	123 ~127	省略
4.施設運転手順	128 ~132	省略
5.保守・検査文書	133 ~135	省略
X 施設運転		
1.改良と変更	136 ~141	省略
2.保守と検査	142	貯蔵施設運転中、認可保有者は施設の安全確保上重要な活動を管理し検査すること。
	143	安全上重要なシステムと機器が設計と安全要求に適合することを保証するため、保守、定期的な試験検査計画を文書化された要領に従って実行すること。
	144	省略
	145	省略
	146	保守、定期的試験検査の結果の文書化と認可保有者による評価を行うこと。
	147	保守、定期的試験検査は運転経験に基づいて定期的にレビューし改良すること。
	148	認可保有者は使用済燃料を収納したキャスクを定期的に検査する計画を持つこと。この計画には以下を含めること。
	148.1	貯蔵施設の中で要求される条件

	148.2	貯蔵中のキャスクの状態の監視
3.運転中の異常事象	149	使用済燃料を収納したキャスク及び燃料が通常の方法で取出せなかったり経時的な劣化が見られた場合のために次の手段を考えること。
	149.1	異常時にホットセル内で燃料の検査、取り出し及び再装荷を行う計画を立てる。
	149.2	149.1 には貯蔵施設での基準に適合しないキャスクを安全に取り扱う（修正作業含め）ことも含めること。
4.経年劣化管理	150	認可保有者は法令に従い経年劣化管理計画を策定して貯蔵中の全ての期間に対して実行すること。
5.運転経験の活用	151	認可保有者は貯蔵施設の運転経験を活用すること。
	152	自身の貯蔵施設及び他の貯蔵施設の運転経験を貯蔵施設の経年劣化問題への対処、今後の運転期間の決定、定期的な安全評価そして職員の教育計画の改善につなげること。
6.貯蔵の許容基準	153 ~156	省略
X I 報告及び周知		省略
X II 核物質計量管理		省略
X III 最終条項		省略

④深層防護の反映例

前述のリトアニアの乾式貯蔵施設において深層防護を適用する設計例及び施設運用例の主なものを表 2.1-42 にまとめた。設計では、輸送貯蔵兼用キャスクの閉じ込め障壁の多重化が挙げられる。運用では貯蔵中のキャスク漏洩検査（1回/年）と事故に備えた緊急時対応計画準備が挙げられる。

表 2.1-42 リトアニアの乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管※ 二次：キャスク ・一次蓋(二重 O リング) ・二次蓋 (溶接保護蓋) ※漏洩燃料は貯蔵しない	・キャスク装荷前の燃料漏洩検査 ・貯蔵中のキャスク漏洩検査 (1回/年) ・放射線制御システム (RCS) によるモニタリング
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	キャスク二次蓋 (溶接保護蓋) 非常用電源	・放射線制御システム (RCS) によるモニタリング ・緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	キャスク二次蓋 (溶接保護蓋)	・放射線制御システム (RCS) によるモニタリング ・緊急時対応計画

(14) ルーマニア [ROU1~13]

① 概要

ルーマニアでは、現在 2 基の発電用原子炉（チェルナボダ(Cernavoda) 1,2 号機、いずれも CANDU 6 炉、各 70.6 万 kW）が稼働中である。チェルナボダ 1 号機は 1996 年に運転を開始し、2 号機は 2007 年に運転を開始している。

ルーマニアでは発電炉から出た使用済燃料は再処理せずに乾式貯蔵施設で一定期間貯蔵した後、地層埋設処分する方針である。チェルナボダ 1,2 号機の使用済燃料は使用済燃料プールで冷却した後にサイト内の乾式貯蔵施設で貯蔵されている。

規制機関は CNCAN（原子力活動管理国家委員会）である。

② チェルナボダ発電所の乾式貯蔵施設（DICA）

チェルナボダ原子力発電所には前述のとおり使用済燃料の乾式貯蔵施設（DICA）がもうけられている。原子炉から取り出された使用済燃料は少なくとも 6 年間発電所のプールで冷却された後 DICA に運ばれる。DICA にて採用された乾式貯蔵方式は MACSTOR システムをベースとしている。MACSTOR はカナダの AECL が開発した乾式貯蔵システムである。

ジャンティリイ発電所の貯蔵施設で運用しているものと基本的に同じである。これは、鉄筋コンクリート製の貯蔵モジュールの中に使用済燃料を収納したバスケットと呼ばれる金属製密封容器を複数基収容した鋼製管（シリンダー）に挿入し、貯蔵モジュールを貯蔵量の増加に合わせて順次増設する方式である。1 つの貯蔵モジュールの大きさは 21.6m×8.1m×7.5m 高で鋼製管を 20 基収容できる。1 本の鋼製管には 10 個のバスケットを収容でき、バスケットは 60 体の使用済 CANDU 燃料集合体を収納するので、1 つのモジュールには合計 10×20×60=12000 体の使用済燃料集合体が貯蔵できる。鋼製管はバスケットを収容した後に上蓋を溶接で取り付けて密封する。このように溶接密封後の鋼製管は使用済燃料閉じ込めの第二の障壁になる。図 2.1-22 に構造を示す。また、図 2.1-23 に外観を示す。表 2.1-43 に DICA の主要な設計情報を示す。

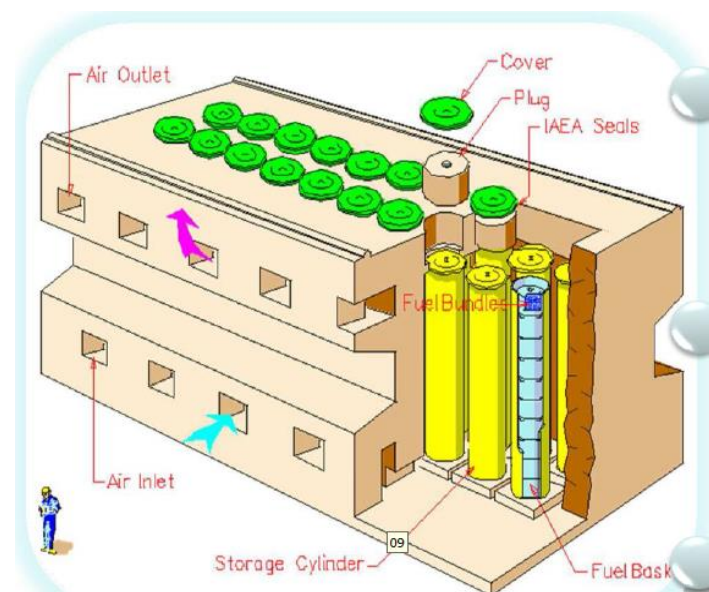


図 2.1-22 チェルナボダ乾式貯蔵施設（DICA）の MACSTOR-200 の構造[ROU10]



図 2.1-23 チェルナボーク発電所の DICA[ROU1]

表 2.1-43 DICA の主要な設計情報[ROU7、10]

項目	内容	備考
貯蔵方式	コンクリートモジュール方式 (MACSTOR-200)	
設計者	AECL	
設計貯蔵期間	50 年以上	
貯蔵容量	最大 27 モジュール (324000 体)	最小 1 モジュールから出発 2017 年時点で 8 モジュール
設計地震	水平 0.2g	
閉じ込め	二重障壁 ・一次障壁：バスケット ・二次障壁：シリンダー（鋼製管）	
除熱	受動冷却（自然空冷）	
遮蔽（線量率）	既設サイトの寄与含む全ての線源を 考慮	
考慮する事象及び事故	設計基準竜巻、竜巻ミサイル 地震、洪水、積雪、豪雨 異常高温、多湿、強風	
貯蔵中の検査、監視	鋼製管の内部雰囲気 放射線監視（モジュール表面、施設境 界、貯蔵エリア）	閉じ込め障壁健全性監視
許認可	米国の R.G.3.48 及び 10CFR72 を参照	

③その他の乾式貯蔵施設

照射後燃料試験施設（LEPI）では照射後試験の燃料残材を乾式保管している。これはステンレス鋼管を地中に埋め込んで、その中に残材等を収納して上部蓋をして密封保管するものである。図 2.1-24 に貯蔵ピットを示す。



図 2.1-24 照射後試験施設（LEPI）の燃料残材貯蔵ピット[ROU1]

④技術要件[ROU4、9]

表 2.1-44 にルーマニアの使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の貯蔵施設に係る技術要件（規制要件）の主要な部分を整理した。この中で深層防護原理に基づくと考えられる主な規定を以下に挙げる。

- ・環境への放射性核種の放出経路を最小にするために連続する複数の物理的障壁を持つこと。
- ・供用中の全ての段階において、以下の深層防護原理を実現するための手段を持つこと。
- ・通常運転状態からの逸脱防止
- ・事故防止
- ・事故の影響軽減
- ・使用済燃料の検査及び監視を可能とすること。
- ・SSC の保守、試験、調査及び定期的検査が行えるよう安全にアクセスできるよう設計すること。
- ・現実的に可能な範囲で受動的安全システムを取り入れて設計すること。
- ・貯蔵施設は全ての想定事象を考慮して設計すること。
- ・安全性に関する SSC の経年劣化に対する保守、試験及び管理のための計画を制定すること。
- ・放射性物質放出と施設内及び周辺の監視計画を策定し実行すること。
- ・緊急時対応計画を作成すること。
- ・安全性評価は少なくとも 10 年間隔で定期的に行うこと。

表 2.1-44 ルーマニアの使用済燃料貯蔵の規制要件[ROU4]

分類	条	内容
1.一般	1~7	省略
2.段階的手続き	8	省略
3.使用済燃料貯蔵 (1)等に関わる活動 事業者の責任	9	省略
(2)管理システム	12~22	省略
(3)安全文化	23	省略
(4)記録保管システム	24~27	省略
(5)CNCAN への報告要求	28~30	省略
(6)各段階の独立性	31,32	省略
4.貯蔵前段階に対する要件 (1)放射線と密封線源の発生管理	33,34	省略
(2)放射線と密封線源の分類	35,36	省略
(3)放射線と密封線源の許容基準	37~39	省略
(4)放射線と密封線源の収集、仕分け、取扱い及び処理	40~52	省略
(5)放射線,密封線源及び使用済燃料の中間貯蔵	53	使用済燃料等の中間貯蔵を行う前に適切な貯蔵施設を準備すること。
	54	(1)省略 (2)使用済燃料等は以下を満足するパッケージとすること。 a.分離している。 b.検査、監視及び回収可能 c.従事者、公衆及び環境を保護する。 d.使用済燃料の記録を維持する。 e.パッケージの健全性を維持する。 f.事故を防止し、事故が起こった場合の影響を最小にする。

	56	以下を考慮して中間貯蔵の適切性を定期的に解析すること。 a.通常時及び事故時の放射性廃棄物の発生量予測 b.施設の寿命予測 c.具体的な貯蔵オプションの用意 d.安全基準の変更
	57	中間貯蔵施設の安全性を文書にて説明すること。
(6)密封線源の管理	58~61	省略
5.使用済燃料等の前準備の要件		
(1)使用済燃料等の貯蔵施設の場所と設計	62	使用済燃料等の貯蔵施設は放射線安全を確保できる場所に設置し設計すること。
	63	使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 a.臨界防止 b.除熱 c.放射線遮蔽と汚染管理 d.放射性物質の閉じ込め
	64	使用済燃料等の貯蔵施設は特定の寿命を持つよう設計し、さらに以下の条件において a.使用済燃料の検査及び監視を可能とする。 b.パッケージの保守と修理を可能とする。 c.収納物を隔離し、収納物とパッケージの健全性を保証する。 d.いつでも収納物の回収と搬出を可能とする。 e.合理的な時間で廃止措置を可能とする。
	65	使用済燃料等の貯蔵施設は技術的理由や人的ミスに起因する故障に対する複数レベルの防御を与える以下に示す深層防護の原理に基づいて設計し運用すること。 a.環境への放射性核種の放出経路を最小にするために連続する複数の物理的障壁を持つシステム b.これらの障壁の健全性と有効性を守る技術的及び組織的手段 c.これらの障壁が破れた場合に公衆と環境を保護する手段
	66	使用済燃料等の貯蔵施設の寿命中の全ての段階において、以下を目的として深層防護原理を実現するための技術的及び組織的手段を持つこと。 a.通常運転状態からの逸脱防止 b.事故防止 c.緊急時の計画及び事故の影響軽減
	67	中間貯蔵施設は現実的に可能な範囲で受動的な安全システムを取り

		入れて設計すること。
	68	(1)施設運営者は使用済燃料等に対して重要なシステム、構造物及び機器（SSC）を明らかにして分類すること。 (2)安全性を説明するため SSC の妥当性を文書で説明すること。
	69	使用済燃料等の貯蔵施設は SSC の保守、試験、調査及び定期的検査が行えるよう安全にアクセスできるよう設計すること。
	70	(1)使用済燃料等の貯蔵施設は全ての想定事象を考慮して設計すること。 (2)安全性を示すために文書によって想定事象を明らかにすること。 (3)付録 2 に想定事象のリストを示す。
	71	省略（国家戦略との整合性）
	72	安全性を実証するため使用済燃料等の設置場所の妥当性を文書で説明すること。
(2)使用済燃料等の貯蔵施設の建設と試運転	73	使用済燃料等の貯蔵施設は安全性を説明する文書に規定する設計に適合するよう建設すること。
	74	(1)SSC 及び施設全体が計画通りに機能することを確認するために試運転を行うこと。
		(2)試運転の各段階において CNCAN(規制当局)の承認を得ること。
	75	(1)試運転完了後に施設運営者は最終試運転報告書を提出すること。
		(2)省略
		(3)省略
	76	(1)省略（施設変更）
		(2)省略
77	省略（施設変更）	
78	省略	
(3)施設の運用	79	施設運用開始前に収納物の許容基準を含む制限値と運転条件を確立すること。
	80	79 条の制限値と運転条件は以下を考慮すること。 a.施設の環境条件 b.収納物の発熱の影響 c.ガス生成の可能性 d.臨界防止 e.取扱い性及び回収性 f.排出物の環境への放出管理 g.環境の放射線監視
	81	(1)省略
		(2)省略
82	安全性に係る SSC の経年劣化に対する保守、試験及び管理の	

		ための計画を制定すること。
	83	収納物が現存の方法で回収できない場合やパッケージが劣化の兆候を示す場合の計画と準備を備えること。
(4)使用済燃料等による被ばく	84	省略
	85	個人の放射線防護は各施設ごとに CNCAN が定めた制限値に適合するよう最適化すること。
(5)施設からの放射線放出管理	86	CNCAN が定めた年間線量限度に適合するよう液体及び気体放射性排出物の年間制限値を確立すること。
	87	(1)環境に放出される放射性排出物の被ばく影響を評価すること。
		(2)省略
	88	(1)施設運営者は定期的に放射性物質の放出影響評価を行うこと。
(2)環境への放射性排出物量及びそれに関連する管理手段を変更する場合は CNCAN の承認を得ること。		
89	(1)施設運営者は放射性物質放出と施設内及び周辺の放射線の監視計画を策定し実行すること。	
(6)施設からの物質放出	90	(1)施設から物質を放出する場合、放出要件を満足する手順を確立して実行すること。
		(2)省略
	91	省略
	92	放射性廃棄物の分類変更のために放射性物質濃度を希釈してはならない。
(7)調査と運転経験	93	通常運転時に加えて異常時及び放射線安全上重大な事象時の情報を CNCAN に報告、周知すること。
	94	施設運営者は少なくとも以下の事象を調査すること。 a.放射線安全に関係するパラメータの値が調査レベルを超えるか、又は事前に決めた運転条件を逸脱する場合 b.運転制限又は制約の逸脱につながる可能性がある装置の故障、事故、損傷又はその他の異常条件あるいは事象
		95
(8)施設の運用停止及び廃止措置	96	施設運営者は CNCAN が発行する要件に従い施設の永久停止と廃止を行うこと。
(9)緊急時対応	97	(1)使用済燃料貯蔵施設等の緊急時対応計画を作成すること。
		(2)緊急時対応計画の精緻化の要件は CNCAN が発行する規則に規定している。
(10)セキュリティ	98	(1)施設運営者は貯蔵施設の物理的防護とセキュリティを保証する

と物理的防護		ための手段を取り入れること。
		(2)物理的防護とセキュリティシステムの要件は CNCAN が発行する規則に規定している。
(11)核防護システム下の物質管理システム	99	施設運営者は核防護システムの下で物質管理を行うシステムを備えること。 以下略
	100	省略
(12)放射性廃棄物輸送	101	使用済燃料等のサイト内輸送、他のサイトから貯蔵施設への輸送は CNCAN が発行する放射性物質の輸送要件に適合して行うこと。
(13)現存施設	102	省略
6.安全性確認 (1)安全性実証のための文書	103	(1)施設運営者は貯蔵施設の計画段階から供用期間の全期間を通じた放射線安全性を説明する文書を作成すること。
		(2)貯蔵施設の設計又は運用の変更の場合も安全性を文書で説明すること。
		(3)省略
	104	省略
(2)安全性評価	105	施設運営者は以下を反映して安全性を証明する文書を改訂すること。 a.規制要件の変更 b.定期的安全性確認結果 c.事象及び事故解析結果
	106	(1) 施設運営者は以下を含めた貯蔵施設の安全性評価を行うこと。 a.潜在的被ばく経路の明確化 b.通常運転時及び事故時の被ばく量の大きさと確率の決定 c.放射線防護手段の妥当性評価 d.施設の立地評価 e.管理システムの評価 f.非放射線影響の評価
		(2)安全性評価は文書化すること。 (3)安全性評価の精緻化に関する要件は CNCAN が発行する規則に規定している。
	107	安全性評価は適切で重要かつ体系的な解析を含むこと。 a.設備の操作の制限と条件 b.ソフト機能を含むシステム、構造物及び機器の安全性がどのように損なわれて放射線被ばく増加につながるか c.外部要因がどのように核的及び放射線安全性に影響するか d.放射線安全の変化
	108	安全性評価には以下を含むこと。 a.放射性物質の放出につながる要因、放出の防止又は抑制の手段、

		<p>主要な事象時の最大放出量</p> <p>b.微量ながら連続して放射性物質が環境に放出される要因とこれらの放出の検知、制御及び防止の手段</p> <p>c.放射線源の意図しない操作につながる要因とその検知、防止及び制御手段</p> <p>d.放射線被ばくの防止とその大きさ軽減に十分な、互いに独立していて1つの故障が他の故障につながらない冗長な安全機器の範囲</p>
	109	<p>(1)施設運営者は独立した機関による独立な安全解析を行う体制を持つこと。</p> <p>(2)独立した安全解析は CNCAN が認めた機関が行うこと。</p>
	110	<p>(1)安全性評価は少なくとも10年間隔で定期的に行うこと。</p> <p>(2)施設運営者は定期的評価に従い安全解析書を改訂すること。</p> <p>(3)核的及び放射線安全の定期的評価結果を施設の安全解析書の改訂版に反映すること。</p> <p>(4) (1)の例外として次の場合に安全性評価のレビューを行うこと。</p> <p>a.施設の放射線及び核的安全性に影響する可能性がある大きな変更が行われた場合</p> <p>b.研究又は運用経験から知見の重要な進化があった場合</p> <p>c.評価方法や計算コードの著しい進歩、あるいは安全評価に使用した初期データの変更があった場合</p>
7.認可のための要件 (1)使用済燃料施設等の認可		省略
8.最終条項		省略
付録1 基準、条項、定義、略語		省略
付録2 想定事象		<p>1.想定外部事象</p> <p>a.自然事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・異常気象条件 ・洪水 ・地震 ・自然原因による火災 ・陸生及び水生の動植物による影響 ・自然現象の組合せ

	<p>b.人的要因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 火災、爆発、腐食性物質/劇物の放出 ・ 航空機衝突 ・ 施設の周辺での爆発による構造的/機械的影響 ・ 洪水 ・ 電源喪失 ・ ストライキ及び暴動 ・ 人的要因事象の組合せ <p>2.想定内部事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ エネルギーと流体の喪失：電気、空気及び空気圧力、真空、水、蒸気、冷却媒体、化学薬品、換気機能喪失 ・ 電気及び化学薬品の不適切な使用 ・ 計装制御装置の故障、操作ミス ・ 内部爆発及び火災 ・ 洪水、容器の溢水
<p>付録 3 安全解析書の内容</p>	<p>1.安全解析書の内容</p> <ul style="list-style-type: none"> a.安全性証明の目標 b.安全性証明の目的 c.安全性証明 d.段階的アプローチ <p>2.安全戦略</p> <p>3.施設と活動及び廃棄物の記述</p> <ul style="list-style-type: none"> a.立地 b.システムの記述 c.廃棄物のタイプ <p>4.安全評価</p> <ul style="list-style-type: none"> a.一般情報 b.放射線影響評価 c.サイトに関係する面と工学仕様に関する面 d.工学解析 <ul style="list-style-type: none"> (i)受動的安全システム (ii)深層防護 (iii)科学技術原理 e.サイトの特質 f.運転の安全性 g.環境への非放射線影響 h.管理システム <p>5.不確定性解析</p>

		<ul style="list-style-type: none">6.プロジェクトの最適化7.放射線安全手段8.制限、条件及び確認9.安全性のまとめ10.安全基準との比較11.未解決問題への対応計画12.対話的プロセス<ul style="list-style-type: none">a.利害関係者の参画b.独立解析c.経営システム
--	--	--

⑤深層防護の反映例

前述のとおりルーマニアの使用済燃料乾式貯蔵施設（DICA）の貯蔵システムは、カナダの AECL と同じ MACSTOR-200 である。このため、AECL の MACSTOR と同じ設計及び運用が考えられる。表 2.1-45 に DICA の施設設計及び施設運用における深層防護適用例を示す。まず、設計では放射性物質閉じ込めに関して 3 重の障壁を持つ。また鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールが放射性物質放出及び外部事象に対する障壁となることが考えられる。

施設運用例としては、経年劣化管理計画に従う機器や構造物のサーベイランス、収納管内雰囲気の定期的測定による漏洩検知、定期的安全レビュー（レベル 2）と放射線モニタリング（レベル 3,4）が主なものとして挙げられる。

表 2.1-45 ルーマニアの乾式貯蔵施設（DICA）の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(MACSTOR-200)	施設運用(注)
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：バスケット(密封容器) 三次：シリンダー(鋼製管)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経年劣化管理計画に従う機器、構造物サーベイランス ・ シリンダー内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知) ・ 定期的安全レビュー (少なくとも 10 年ごと)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	貯蔵モジュール MACSTOR (鉄筋コンクリート)	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	貯蔵モジュール MACSTOR (鉄筋コンクリート)	放射線モニタリング

(注)類似設計のアルゼンチンの乾式貯蔵施設からの類推含む

(15)ロシア[RUS1~10]

①概要

ロシアでは現在 10 か所の原子力発電所で計 35 基の発電用原子炉を運転している。表 2.1-46 に運転状況をまとめた。使用済燃料は発電所のプールで一時保管した後に再処理されるが、これまでは主にオゾルスク (Ozersk) にある Mayak の再処理工場 RT-1 で行われてきた。しかし、RT-1 では設計上、VVER 1000 と RBMK 1000 の使用済燃料を再処理することができないため、使用済燃料貯蔵施設と再処理工場を含めた新たな核燃料サイクル施設をゼレノゴルスク (Zheleznogorsk) にある鉱業化学コンビナート (Mining and Chemical Combine ; MCC) に建設した。MCC には湿式と乾式の両方の使用済燃料貯蔵施設があり、湿式貯蔵施設は 1986 年から運用を始め、次いで 2012 年に RBMK-1000 燃料向けの乾式貯蔵施設が運用を開始した。2016 年には RBMK-1000 燃料と VVER-1000 燃料向けに設計した第 2 期施設が運用を開始した。その時プールで保管していた 8 体の VVER-1000 燃料の乾式施設への試験的な移送が行われた。規制機関は Rostekhnadzor (連邦環境産業原子力監督局) である。

表 2.1-46 ロシアの主な発電用原子炉[6,10]

原子炉型式	稼働状況	備考
VVER-1000/1200	13 基運転中	8 基建設中
VVER-440 (加圧水型軽水炉)	5 基運転中	2030 年までに停止予定 3 基が廃炉中
RBMK-1000 (チャンネル型黒鉛減速沸騰軽水冷却炉)	11 基運転中	
EGP-6 (軽水冷却黒鉛減速チャンネル炉)	4 基運転中	2019-2021 に廃炉予定
BN-600	1 基運転中	
BN-800 (高速炉)	1 基運転中	

②MCC の乾式貯蔵施設

MCC の核燃料サイクル施設の全体像を図 2.1-25 に示す。また、使用済燃料乾式貯蔵施設はボルト方式でその構造を図 2.1-26 に示す。使用済燃料は、ケース (Case) と呼ぶ金属製容器に収納して密封し、これをボルトの金属製収納管 (Storing seat) の中に 2 段積みで収容する。

ケース内部は N_2+He が充填される。冷却は自然空冷で行い、貯蔵建屋側面の吸気口から取り入れた空気が貯蔵室下部から収納管の間を上昇流となって建屋から排出される。

表 2.1-47 に主要な設計仕様をまとめた。ケースは、使用済燃料集合体を装荷した後に蓋を溶接し内部を乾燥して N_2+He を充填し密封する。ケース 1 基あたりの燃料装荷数は VVER 型 3 体、RBMK 型 30 体である。ケース 2 基を収納管に縦積みで装荷して上部遮蔽プラグを置いて密封する。貯蔵中の収納管及びケースの密封性を特殊な移動型検査装置にて定期的に確認し、漏洩したケースから燃料を取り出し、新しいケースに詰め替える。

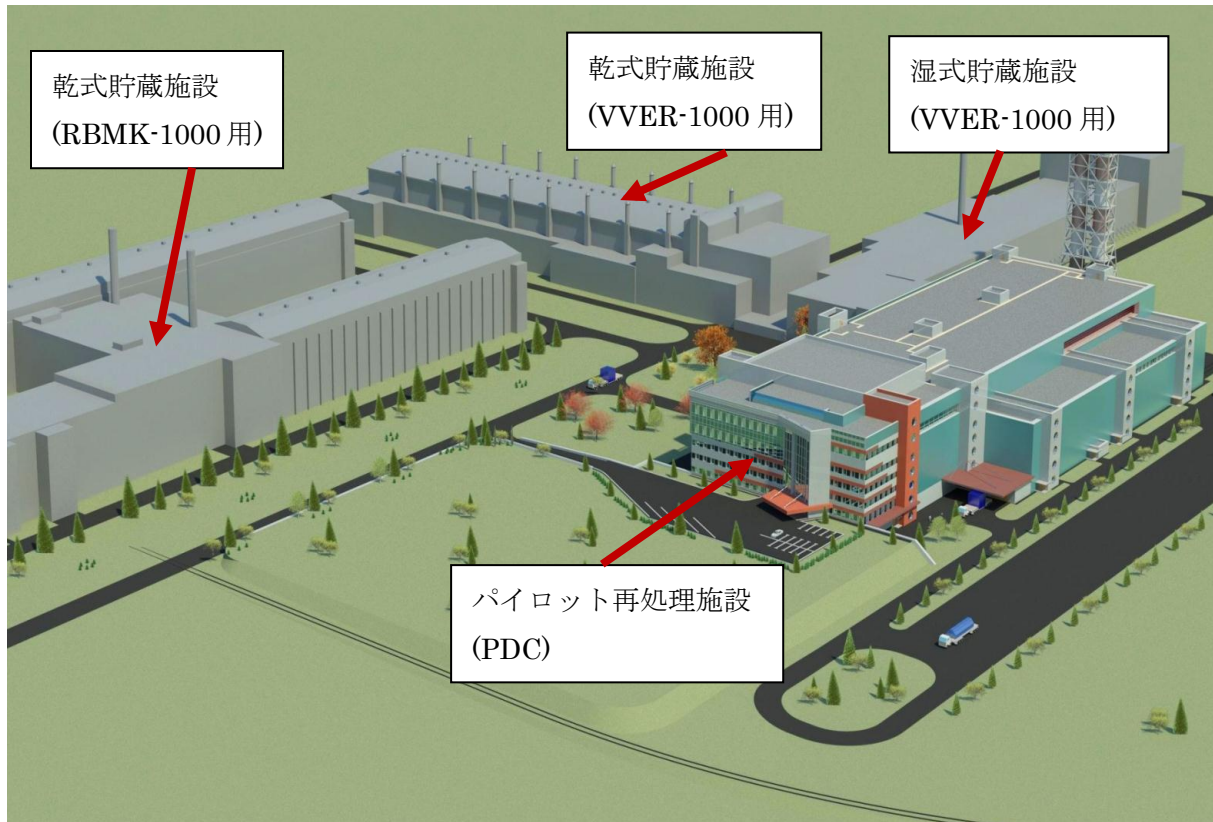


図 2.1-25 MCC の核燃料サイクル施設[RUS6]

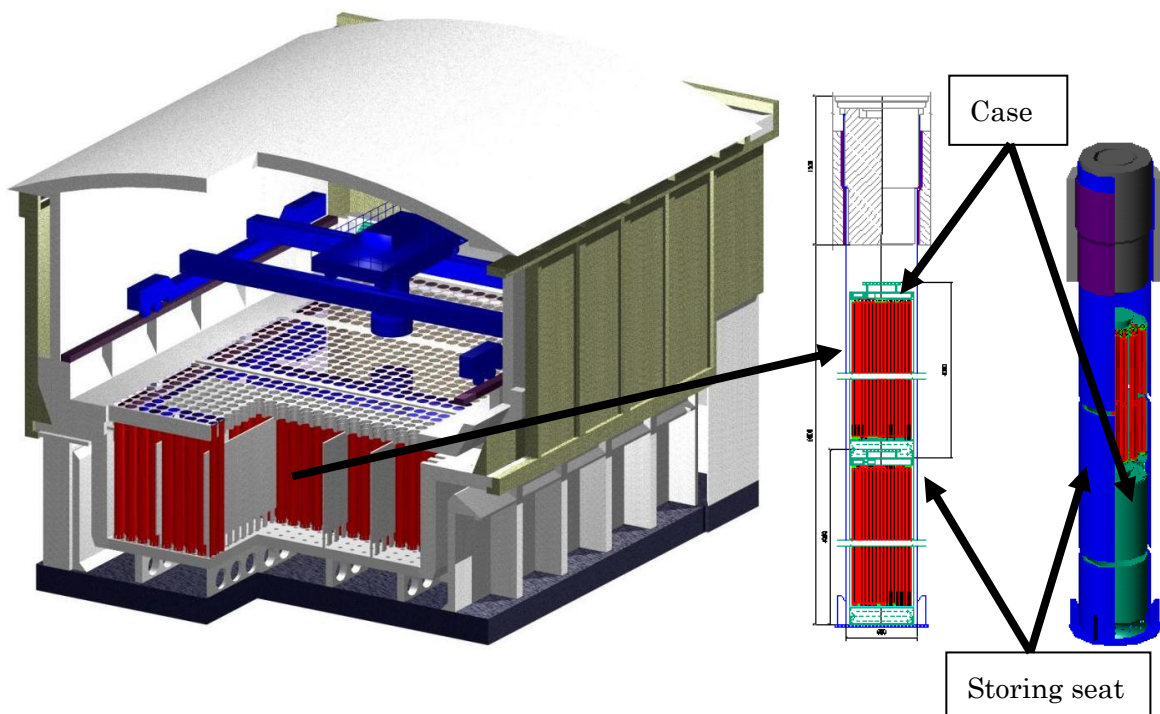


図 2.1-26 MCC 乾式貯蔵施設の構造[RUS6]

表 2.1-47 MCC の使用済燃料乾式貯蔵施設の主な設計諸元[RUS6,7,10]

項目	内容	備考
貯蔵方式	乾式ボルト貯蔵方式	
設計者	Rosatom	
設計貯蔵期間	50 年	
冷却方式	自然空冷（垂直流方式）	
燃料被覆管温度	VVER-1000：350℃以下 RBMK-1000：300℃以下	
安全性の原理	深層防護原理を適用 （公衆と環境を放射性物質から保護するため複数の物理障壁を設ける。）	燃料被覆管を第一障壁と見なす。
収納管諸元	ピッチ：1000mm（正方配列） 外径：720mm 全長：12100mm 肉厚：7mm 収納容器数：2 基（縦積み） 材質：10XCHД,(収納管) 2X18H10T(遮蔽プラグ) 最大発熱量：3.66kW/本	
ケース(燃料収納容器)諸元	外径：630mm 全長：5000mm 肉厚：7mm 収納燃料体数：3(VVER) 30(RBMK) 材質：10 X C H Д,(本体) 2 X 18 H 10 T (蓋) 最大発熱量：1.83kW/基 内部雰囲気：N ₂ +He 湿度 25g/m ³ 以下	
貯蔵中監視	収納管及びケースの密封性を定期的に確認（特殊な移動型検査装置にて）	漏洩したケースは蓋を開放（溶接を切断）して燃料を取り出し、新しいケースに詰め替える。

③安全評価

以下の事象について発生確率評価を評価している。これらの事象は全て環境への放射性物質放出につながらないとしている。(表 12.1-48)

表 2.1-48 MCC の使用済燃料乾式貯蔵施設の事故発生確率[RUS8]

分類	事象	発生確率 (1/年)
外部事象	地震 (マグニチュード(M)8 の大きさ)	2×10^{-4}
	航空機衝突	1.37×10^{-13}
内部事象	ケースの落下 (取り扱い時)	1.23×10^{-4}
	ホットセル内での燃料落下	4.47×10^{-1}

④技術要件

表 2.1-49 にロシアの原子力施設における使用済燃料の貯蔵と輸送に係る技術要件 (規則) の主な内容を整理した。この中で深層防護に基づくと考えられる主なものを以下に挙げる。

- ・設計で想定する内部及び外部自然事象、人為事象を考慮して安全機能を確保できること。
- ・自動消火設備と携帯消火機器を備えること。
- ・火災時の換気を自動停止する機構を備えること。
- ・安全上重要な貯蔵及び輸送のための装置は、試験、保守及び保守が可能であること。
- ・電源喪失時や電源回復時を含む貯蔵及び輸送用装置の制御できない作動と燃料落下を防ぐこと。
- ・密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう監視手段とフィルタを備えること。
- ・乾式貯蔵施設では燃料被覆管温度が設計制限値を超えないよう冷却 (強制循環、自然対流) を行うこと。
- ・輸送貯蔵キャスクを強制冷却する場合は、冗長な除熱システムを設けること。
- ・乾式貯蔵施設では放射性物質の蓄積、減速材検知及び温度監視のための監視を行うこと。
- ・輸送貯蔵キャスクの脱着可能な結合部は少なくとも 2 つの閉じ込め障壁を設けること。

表 2.1-49 ロシアの原子力施設における使用済燃料貯蔵及び輸送規則[RUS3]

分類	条	内容
1.目的及び適用範囲	1.1	この規則は原子力施設における燃料貯蔵及び輸送システムに対する基本的な技術及び組織要件を規定する。
	1.2	この規則は新燃料及び使用済燃料貯蔵施設、ホットセル及び新燃料と使用済燃料の輸送及び貯蔵のための以下の装置に適用する。 <ul style="list-style-type: none"> ・クレーン、グリップ、スプレッダー、バー ・プラットフォーム、トロリー及びその他輸送用設備 ・装荷のための装置 ・シュラウド、ラック、パッケージ、貯蔵用管 ・新燃料及び使用済燃料（SF）用ドラム ・燃料集合体（FA）組立装置、解体装置 ・FA 洗浄ベンチ ・FA 検査ベンチ ・サイト内輸送パッケージ ・貯蔵施設の・冷却システム、・洗浄システム、・冷却媒体の線量及び化学管理システム、・換気システム、・給排水システム、・漏洩検知及び収集システム、・放射線管理システム ・使用済燃料のサイト外への発送準備設備
	1.3	この規則は、施設の設計、建設及び運転に適用する。
2.一般安全要求	2.1	
2.1 一般条項	2.1.1	省略
	2.1.2	燃料輸送と貯蔵の基本的安全性は施設の安全解析書(SAR)にて証明すること。
	2.1.3~ 2.1.6	省略
	2.1.7	貯蔵及び輸送時の核的危険操作のリストを設計にて提示すること。
	2.1.8	設計は破損燃料の輸送及び貯蔵のための工学的設備を備えること。
	2.1.9	貯蔵及び輸送システムは設計で想定する内部及び外部自然事象、人為事象を考慮して安全機能を確保できること。
	2.1.10	省略
	2.1.11	貯蔵及び輸送の安全性証明に用いる方法と計算コードを設計にて明らかにすること。計算コードは確立された手続きに従って検証すること。
2.2 燃料貯蔵	2.2.1	貯蔵施設は火災警報、換気、通常時及び緊急時照明を備えること。
	2.2.2	貯蔵施設は自動消火設備と携帯消火機器を備えること。中性子実効増倍率を高める可能性がある消火媒体を使用しないこと。

	2.2.3	燃料貯蔵の許容期間を設計にて示すこと。
	2.2.4	施設内に収納物以外の可燃物又は劇物あるいは爆発物を置いてはならない。
	2.2.5	貯蔵及び輸送のための装置に直接供給しない電源ケーブルは設置しないこと。また、可燃性及び爆発性液体や爆発性ガスを流す配管を設置しないこと。
	2.2.6	貯蔵施設は火災時の換気を自動停止する機構を備えること。
	2.2.7	特定のタイプの燃料の貯蔵に OSTP（サイト内輸送パッケージ=輸送貯蔵兼用キャスク）を用いる場合は、その妥当性を設計で示すこと。
	2.2.8	省略
	2.2.9	省略
2.3 燃料輸送	2.3.1	燃料のサイト内輸送は OSTP をこの目的のために用意した車両に積載して行うこと。この車両に対する要件を設計で確立すること。
	2.3.2	省略
	2.3.3	省略
	2.3.4	輸送時にパッケージが転落等しないよう適切に固縛すること。
	2.3.5	施設立地場所固有の自然事象や人為事象の際に OSTP から燃料が落下したり OSTP 内で燃料同士が干渉しないようにすること。
	2.3.6	パッケージ移送時の吊り上げ高さは最少にすること。最大許容吊り上げ高さの妥当性を設計で示すこと。
	2.3.7	次の条件を満足する場合は設計で決めた最大高さ以上に吊り上げてもよい。 <ul style="list-style-type: none"> ・段階的な吊り上げを行い、各段階で設計最大高さを超えないよう対策する。 ・下に衝撃を緩和する緩衝体を敷く。 ・パッケージ全重量を吊り上げ可能な独立なバックアップ吊り上げ（吊り下げ）システムを用いる。
	2.3.8	省略
	2.3.9	燃料のサイト内移送の速度の妥当性を設計で示すこと。
	2.3.10	省略
	2.3.11	省略
2.4 燃料貯蔵及び輸送用装置	2.4.1	安全上重要な貯蔵及び輸送のための装置は、試験、保守及び保修が可能であること。
	2.4.2	燃料の輸送及び取扱い装置は技術仕様書で規定した速度と加速度を超えないようにすること。
	2.4.3	貯蔵及び輸送用装置は燃料を傷つける恐れがある鋭利な端部がないこと。

	2.4.4	通常運転において貯蔵及び輸送用装置は、燃料集合体や燃料棒に損傷や変形を与える恐れがある衝撃が生じないようにすること。
	2.4.5	燃料貯蔵施設のシュラウド、OSTP、ラックはその場所固有の内部及び外部自然事象並びに人為事象時に安定であること。
	2.4.6	燃料の取扱いは設計で規定した操作可能な装置を用い、定期的に検査、試験及び外観確認を行った後に行うこと。
	2.4.7	貯蔵及び輸送用装置の設計において、通常操作時、異常操作時及び設計基準事故時の全ての荷重を考慮すること。
	2.4.8	OSTP の設計において脱着可能な結合部は全てシールを設けること。
	2.4.9	燃料貯蔵及び輸送システム (NFSTS) の設計は、一般に燃料格子間隔を通じて核的安全性を保証すること。
	2.4.10	中性子吸収核種を含む構造材を持つ装置は、通常時と事故時の機械的、化学的あるいは放射線影響の下で吸収性能が許容範囲を超えて低下しないよう設計、製造すること。 吸収材の特性が設計通りであることを装置の設置及び供用前に確認すること。
	2.4.11	電源喪失時や電源回復時を含む貯蔵及び輸送用装置の制御できない自発的な作動と燃料落下を避ける手段を持つこと。
3.貯蔵及び輸送時の核的安全性	3.1	新燃料及び使用済燃料の輸送と貯蔵時の核的安全性は以下（他の手法も合わせて）にて行うこと。 <ul style="list-style-type: none"> ・シュラウド、OSTP、ラック等の中での燃料の配置制限 ・シュラウド、OSTP、ラック等の中での燃料の数量制限 ・シュラウド、OSTP、ラック等の配列制限 ・非均質又は均質吸収材の使用 ・燃料棒と燃料集合体、非均質吸収材、パッケージ、シュラウド、ラック、等の配置の監視 ・乾式貯蔵施設での減速材の存在監視 ・貯蔵及び輸送システムのプロセスパラメータ測定
	3.2	燃料集合体等の配置間隔は k_{eff} が 0.95 を超えないこと。(通常時及び事故時) また、減速材の数量、分布、密度は k_{eff} が最大となるよう考慮すること。
	3.3	核的安全性解析では、燃焼に伴う核分裂性物質の蓄積を考慮すること。燃焼度を核的安全パラメータとして用いる場合を除いて、燃焼により k_{eff} が減少する場合は、使用済燃料は新燃料と見なすこと。初期発生事象の解析において次の可能性を考慮すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ k_{eff} が大きくなるシュラウド内、ドラム内、ラック内、パッケージ内の燃料配置

		<ul style="list-style-type: none"> ・ keff が大きくなる燃料棒及び燃料集合体の形状変化、間隔 ・ keff が大きくなる水の沸騰、気液混合層の形成 ・ 中性子吸収材の性能低下 ・ パッケージ、シュラウド内、乾式貯蔵施設内の浸水
	3.4	省略
	3.5	<p>貯蔵施設の核的安全性解析において以下を仮定すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵施設には容量限度まで燃料が貯蔵されている。 ・ 濃縮度が異なる複数の燃料を貯蔵する場合、最大濃縮度を仮定する。 ・ 核種組成が異なる複数の燃料を貯蔵する場合、keff が最大となる組成を仮定する。 ・ 均質な吸収材を用いるか燃料が取出し可能な吸収材を含む場合は、吸収材が存在しないと仮定する。 ・ 貯蔵施設に反射体が存在する。
	3.6	貯蔵時及び輸送時の核的安全性を証明する計算では、計算法の誤差、濃縮度、核種組成の誤差及び燃料の製造公差を考慮すること。
	3.7	燃焼度を核的安全性パラメータとして使用する場合は、妥当性を設計で示すこと。この場合は燃焼度監視システムを設けること。
4.新燃料及び使用済燃料の貯蔵と輸送の安全対策		
4.1 新燃料貯蔵		省略
4.2 使用済燃料貯蔵	4.2.1	使用済燃料のサイト外輸送が可能になるレベルまで放射線及び発熱量が低下するよう十分な貯蔵容量を持つこと。(湿式を前提としている)
	4.2.2	使用済燃料の貯蔵及び輸送システムは、燃料被覆管温度が通常運転時と設計基準事故を含む異常運転時に対する制限温度を超えないための手段又は装置を持つこと。
4.3 水又は液体中の使用済燃料貯蔵	4.3.1~ 4.3.22	省略
4.4 乾式貯蔵施設の使用済燃料貯蔵	4.4.1	乾式貯蔵施設
	4.4.1.1	燃料被覆管温度が設計制限値を超えないようにするための冷却方法(強制循環及び/又は自然対流)を明確にすること。
	4.4.1.2	乾式貯蔵施設の閉じ込めに対する要件を設計で確立すること。初期発生事象時に密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう気体冷却媒体の監視手段とフィルタを備えること。

4.4.1.3	燃料を設計で想定する初期発生事象時に健全性を維持できる OSTP 内で貯蔵する場合は、貯蔵施設の閉じ込め要件を設けなくてもよい。
4.4.1.4	設計は OSTP の保守と監視に関する活動範囲を明らかにすること。 これらは閉じ込めシステムと OSTP の表面温度の監視設備を含む。
4.4.1.5	設計は使用済燃料を収納する OSTP を開ける特殊な部屋と装置を 考えること。
4.4.1.6	貯蔵施設には設計基準事故後の施設運用再開と損傷した使用済燃 料の貯蔵と輸送に必要な設備と器具を備えること。
4.4.1.7	OSTP を強制冷却する場合は、冗長な除熱システムを設けること。
4.4.1.8	乾式貯蔵施設には、放射性物質の蓄積、減速材検知及び温度監視の ための監視手段と制限値が求められる。
4.4.1.9	乾式貯蔵において OSTP を屋外パッド上で保管することが可能か どうか設計で妥当性を証明すること。
4.4.2	乾式貯蔵に用いる OSTP に対する要件
4.4.2.1	乾式貯蔵用 OSTP を設計する場合、設計基準事故を含む全ての通常 運転及び運転事象における外部及び内部事象の影響を考慮するこ と。
4.4.2.2	OSTP の閉じ込めシステムの設計は最大内圧、放射線データ、使用 済燃料の物理的、化学的特性、OSTP 内部ガス媒体の温度、そして 設計基準事故を含む通常運転と運転事象における環境温度に基づ いて行うこと。
4.4.2.3	OSTP の脱着可能な結合部には少なくとも 2 つの閉じ込め障壁を設 けて、その各々が設計にて規定する閉じ込め性能を持つこと。
4.4.2.4	OSTP の設計は閉じ込めシステム全体を制御できること。OSTP の 閉じ込め性能の検査法と検査頻度を設計で規定し、その妥当性を示 すこと。
4.4.2.5	OSTP からの放射性核種放出に対する安全運用制限値を設計で規 定してその妥当性を示すこと。
4.4.2.6	OSTP の貯蔵期間と内部ガス組成に対する要件及び湿度の許容値 について設計で妥当性を示すこと。
4.4.2.7	OSTP は除染できるよう設計すること。すなわち、液体が滞留する ような部位やアクセス困難な場所がないようにすること。
4.4.2.8	OSTP の構成材料は材料同士や収納物と電気化学的に反応しない こと。また、除染溶剤に耐えること、使用済燃料からの放射線に耐 えること、さらに通常時と設計基準事故時の温度にも耐えること。
4.4.2.9	OSTP の設計では以下を考慮すること。 ・化学的及び物理的相互作用

		<ul style="list-style-type: none"> ・環境温度の周期的変動による材料変化 ・運用条件（照射、残留熱、内圧、湿度、FP の存在及び環境条件）
	4.4.2.10	放射性物質が漏洩する可能性があるバルブは許可なく開けるのを防止する装置と漏れ防止装置を備えること。
4.5 ホットセル	4.5.1	FA(燃料集合体)を解体する過程で燃料被覆管の健全性を損なわないこと。
	4.5.2	ホットセル内で切断した燃料集合体と燃料棒は専用の設備で保管すること。（安全な形状を持つ貯蔵用管等）
	4.5.3	核物質の残滓を収集して貯蔵する工学的設備を考えること。
	4.5.4	残滓は安全な形状（体積、直径及び肉厚）を持つ特別な容器に収容すること。臨界上安全な形状を持つ真空洗浄機を残滓の収集に用いること。
	4.5.6	除染廃液を処理する安全な形状を持つフィルタ付サンプを備えること。
	4.5.7	換気システムのフィルタは安全な形状を持つこと。また、核物質が滞留しても検知できないような部位を持たないこと。
4.6 使用済燃料の貯蔵及び輸送用装置	4.6.1	使用済燃料の貯蔵及び輸送に用いる装置は燃料集合体と燃料棒の過度の荷重が作用する可能性を最小にするよう設計すること。使用済燃料の貯蔵及び輸送用装置の取扱によって燃料集合体と燃料棒表面に機械的損傷が生じないようにすること。
	4.6.2	使用済燃料の貯蔵及び輸送に用いる装置は修理と点検のために分解や回収が容易であること。
	4.6.3	省略（湿式）
	4.6.4	省略（湿式）
	4.6.5	貯蔵施設とその装置を設計する場合、以下を考慮すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・想定最大荷重(燃料数量等から) ・地震荷重 ・水圧（プール） ・熱的荷重 ・OSTP のフル装荷時荷重 ・略(浮遊式貯蔵施設に関するもの)
	4.6.6	省略（湿式）
	4.6.7	省略
	4.6.8	貯蔵及び輸送装置は、残留熱による燃料棒の過熱防止と作業員の過大被ばく防止のための装置を備えること。
	4.6.9	貯蔵及び輸送用装置の性能を検証するために必要な試験（貯蔵施設の漏洩試験に関するもの等）を設計にて規定すること。
5.適合管理		省略

付録	<p>設計基準事故の初期発生事象の例</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 施設立地場所固有の内部及び外部自然事象、人為事象 2. 施設全停電 3. 貯蔵施設内火災及び/又は燃料輸送車両火災 4. 燃料集合体及び燃料棒の間隔を変化させ、燃料集合体と燃料被覆管の健全性に影響を及ぼす可能性がある物体落下 5. 輸送及び取扱い過程における燃料集合体、OSTP 等の落下 6. 省略（プール水漏洩） 7. 事故による突起物の影響（例；加圧システムの崩壊） 8. 使用済燃料貯蔵施設における爆発性混合物の生成をもたらす換気システム故障 9. 燃料輸送及び貯蔵中の除熱不全 10. 輸送時のパッケージ固縛の故障
	<p>設計基準を超える事故の例</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 燃料貯蔵及び取扱い時の臨界 2. 省略（プール水完全喪失） 3. 使用済燃料貯蔵容器上へのプロセス機器（クレーン等）や建屋構造材の落下 4. クラス 1 貯蔵施設※の水没 <p>※新燃料施設</p>

⑤深層防護の反映例

前述のMCCの乾式貯蔵施設において深層防護を適用する設計例及び運用例を表2.1-50に示す。

表 2.1-50 MCCの乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(ボルト)	施設運用
レベル1 異常/故障防止	—	—
レベル2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：ケース(密封容器) 三次：貯蔵シート(収納管+上部 遮蔽蓋) 自動消火設備	貯蔵中の漏洩監視 貯蔵中の収納管及びケースの密封性を特殊な移動型検査装置にて定期的に確認し、漏洩したケースから燃料を取り出し、新しいケースに詰め替える。
レベル3 事故制御 (重大事故への進展防止)	フィルタ※	放射線モニタリング
レベル4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	フィルタ※	放射線モニタリング

※表2.1-49の技術要件には放射線漏洩時の外部への放出を抑制するためフィルタ設置を規定しているが、具体的な情報無し。

(16)スロバキア[SVK 1~15]

①概要

スロバキアでは現在ボフニチェ（Bohunice）とモホフチェ（Mochovce）の2つの原子力発電所があり、ボフニチェでは3,4号機（VVER-440/V-213、各50.5万kW）が、モホフチェでは1,2号機（VVER-440/V-213、各43.5万kW）の計4基の原子炉が運転中である。さらにこの他に、モホフチェで3,4号機（VVER-440/V-213、各47.0万kW）が建設中である。なお、ボフニチェ1,2号機（VVER-440/V-230、各44.0万kW）は当時の西側諸国の安全性への懸念から、それぞれ2006年と2008年に運転を停止している。この他にも、チェコスロバキア時代に開発されたボフニチェA-1炉（重水減速ガス冷却炉、14.4万kW）が存在したが、1976年と1977年に深刻な事故を起こして1979年に閉鎖された。この原子炉は現在廃炉作業中で、使用済燃料は1999年までにロシアの再処理工場に搬出されている。

ボフニチェとモホフチェの両発電所から発生する使用済燃料は発電所内にプールで一時的に保管される。また、ボフニチェ発電所には40~50年の長期貯蔵のための中間貯蔵施設（ISFS）が1987年から運用されている。この貯蔵施設は湿式（プール貯蔵）で、途中で貯蔵容量を増強するための施設変更が行われて、現在は約1700トン（VVER燃料14112体分）の容量を持つ。モホフチェ発電所のプールで保管していた使用済燃料もこのISFSに移送し貯蔵している。

2016年12月末の時点で11766体が貯蔵されており、これは貯蔵容量の83.4%に相当する。このため、貯蔵容量を2段階に分けてさらに18600体分増強する計画が承認された。既存の施設の容量を増やすうえで土木構造的な理由から、環境影響評価の過程で最大85体を収納できるキャニスタを鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールに保管する乾式貯蔵方式が推奨された。2017年時点で乾式貯蔵施設建設の契約者選定の段階にきており、2021年までの貯蔵開始を目標期限として進められている。規制機関はÚJD SR（スロバキア原子力規制庁）である。

②乾式貯蔵施設[SVK9]

前述の乾式貯蔵施設的设计例を図2.1-27示す。この例では使用済燃料を収納したキャニスタを鉄筋コンクリート製貯蔵モジュール内に縦置きで並べて、上蓋をモジュール側に固定する遮蔽プラグで固定する。

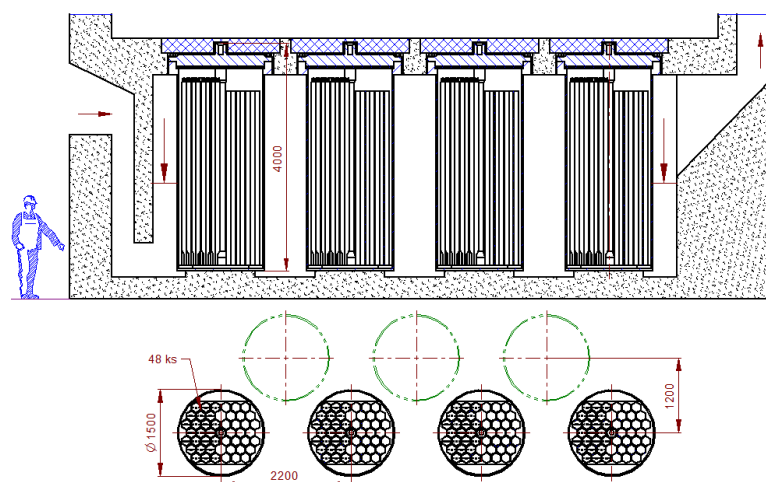


図 2.1-27 ボフニチェ使用済燃料中間貯蔵施設（ISFS）の乾式貯蔵方式の設計例[SVK9]

③技術要件

表 2.1-51 にスロバキアの原子力利用に係る法令の要点をまとめた。また、表 2.1-52 に使用済燃料貯蔵（湿式と乾式の両方を含む）の主要部分を整理した。これら以外に使用済燃料等の乾式貯蔵の規制上の技術要件を規定する文書は見当たらなかった。さらにボフニチェ発電所の中間貯蔵施設（ISFS）の貯蔵容量増強の環境影響評価報告書[SVK9]に考慮すべき設計要件が記載されている。これらの文書から深層防護原理を踏まえたものと考えられる技術要件挙げると以下ようになる。

- ・ 深層防護を設計及び全ての設備に適用すること。
- ・ 原子力施設は想定事象時に公衆の核的安全及び放射線安全を確保できるよう設計すること。
- ・ 少なくとも 10 年に 1 回の頻度で定期的に評価、検証を行うこと。また深層防護の適用を含む事故防止と事故影響軽減手段が維持されていることを検証すること。
- ・ 貯蔵エリアにおける放射性ガスの蓄積を防止する効果的な換気を行うこと。
- ・ 使用済燃料貯蔵による環境への影響を監視すること。
- ・ 貯蔵期間を通じて使用済燃料を貯蔵条件、気象条件及び他の外部事象による劣化から守ること。
- ・ 受動的な安全設備を用いて貯蔵時の安全を確保することを優先すること。
- ・ 乾式貯蔵では緊急時を含めて除熱を受動的方法で行うこと。
- ・ 閉じ込め障壁の漏洩を線量率及び表面汚染を定期的に監視し評価すること。
- ・ 施設における適切な緊急時対応要領を策定すること

表 2.1-51 スロバキアの原子力の平和利用に係る法律[SVK12]

分類	条	内容
§ 1		法律の主旨
§ 21		放射性廃棄物及び使用済燃料の管理
	(4)	放射性廃棄物は以下のような方法で取り扱うこと。 a)未臨界を維持する。 b)残留熱を除去できる。 c)運転員、公衆及び環境への放射線の影響を最小にする。 d)毒性、可燃性、爆発性及びその他の危険な特性を考慮して安全を確保する。
	(5)	放射性廃棄物の発生量が合理的に達成可能な範囲で最小になるように技術的及び組織的方法で管理すること。
	(11)	全ての放射性廃棄物の管理活動は安全な管理に向けたものとする事。
§ 23	(2)	e)全ての許認可活動の中で安全に関わるものを優先すること。
		f)施設の運用中に少なくとも 10 年に 1 回の頻度で定期的に評価、検証を行い、施設の安全性を継続して高めること。 また深層防護の適用を含む事故防止と事故影響軽減手段が所定の位置に設置されていることを検証すること。
		g) f)で挙げた頻度で当局が発行した規則による範囲について安全評価を行うこと。
		h)施設の活動（たとえば選定された装置について運用、保守、試験及び検査）は運用規則に適合し、また認可条件と整合すること。
		o)施設における適切な緊急時対応要領を策定すること。これには、過酷事故や同様の事故を防止、又は影響を軽減するための指示を含む。 これらの要領や手段は 1.運用要領と整合し、また定期的に訓練を行うこと。 2.全ての運用モードで起こりうる事故や複数設備で同時に発生する事故を扱うものであること。 3.外部からの支援を保証すること。 4.定期的にレビューを行い、また他の事故の教訓や経験を反映して改訂すること。 以下略
§ 23a	(1)	異常運用とは施設の寿命中少なくとも 1 回起こる通常運用から逸脱した状態を指す。これに対する設計対策によって重要機器には大きな損傷は発生せず、施設の緊急事態に繋がらない。
	(2)	設計事象の定義

	(3)	想定事故の定義
	(4)	重大事故の定義
	(5)	過酷事故の定義
	(6)	深層防護とは運用劣化事象を防止し放射性物質、使用済燃料又は放射性廃棄物と従事者、公衆及び環境の間に設けた複数の物理障壁の有効性を維持するための異なる複数レベルの技術的手段の階層構造である。
	(7)	安全制限値の定義
	(8)	施設は事故を防止し、事故の結果を軽減できるよう設計、建設、試運用、運用及び廃止を行うこと。
	(9)	省略
	(10)	深層防護を設計及び全ての設備に適用すること。
	(11)	深層防護は以下に対して適用すること。 a)異常な外部事象及び意図的ではない人為事象による脅威を最小にする。 b)異常運用及び外乱を防止する。 c)異常事象の制御及び故障検知 d)想定事故の制御 e)過酷事故の制御（想定事故の過酷事故への進展防止と過酷事故の影響軽減） f)緊急時対応体制の確立
§ 24		能力 省略
§ 25		品質保証システム 省略
§ 26		核物質防護 省略
§ 27		運用事象及び輸送時事象 省略
§ 28		緊急時対応 省略
§ 29		情報連絡
	(1)	事故時の情報を連絡すること。
	(2)~(7)	省略
§ 31		国の監督、検査、原子力検査官 省略
§ 32		施設の廃止 省略
§ 33		国際検査 省略
§ 34		防御及び他の組織上防御 省略
§ 35~38		省略

表 2.1-52 スロバキアの使用済燃料貯蔵に係る政令[SVK15]

分類	条	内容
§ 1		対象 a)核物質管理 b)使用済燃料管理 c)放射性廃棄物管理 d)~h)省略
§ 2		一般的要件
§ 5~14		省略（放射性廃棄物）
§ 15		使用済燃料管理の要件
	(4)	使用済燃料管理に関連する以下の記録を維持すること。 (a)使用済燃料識別データ (b)原子炉内での照射履歴 (c)原子炉から取り出した後の同位体組成 (d)使用済燃料の位置 (e)使用済燃料被覆管の健全性 (f)安全運用に対する承認された制限と条件に規定されたデータ
§ 16		使用済燃料貯蔵
	(1)	使用済燃料は他の廃棄物又は物質と分離して貯蔵すること。
	(2)	使用済燃料管理の認可保持者は関連する貯蔵施設の使用済燃料の最大量、最大放射線量及びその収集時期を決定すること。
	(3)	使用済燃料貯蔵施設は使用済燃料を再処理又は保管する前に安全に定置するために使用する。
	(4)	使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設においては以下を実証すること。 (a) 全ての運用条件において少なくとも 5%の未臨界度を確保すること。以下略 (b) 貯蔵エリアから使用済燃料から発生する残留熱を連続的に除去すること。熱放出は使用済燃料被覆管温度が制限値を超えないように冷却材の自然又は強制流によって行うこと。 (c) 省略 (d) 貯蔵期間を通じて使用済燃料を安全に取扱い、取り出すことができること。 (e) 関係規則に従って貯蔵している使用済燃料の記録と確認を行うこと。 (f) 特別な規則に従い貯蔵施設の適切な核物質防護を行うこと。 (g) 使用済燃料貯蔵エリアにおける重量物落下を防止すること。 (h) 省略（湿式） (i) 貯蔵エリアにおける放射性ガスの蓄積を防止する効果的な換気

		<p>を行うこと。</p> <p>(j) 関連規則に従い放射線防護を行うこと。</p> <p>(k) 安全システムの作動性を維持するための適切な電源を備えること。</p> <p>(l) 使用済燃料貯蔵による環境への影響を監視すること。</p> <p>(m) 想定貯蔵期間を通じて使用済燃料を貯蔵条件又は気象条件や他の外部事象による特性変化から生じる劣化から守ること。</p> <p>(n) 受動的な安全設備を用いて貯蔵時の安全を確保することを優先すること。</p> <p>(o) 貯蔵時に使用済燃料の特性が変化しない条件を確保すること。</p> <p>(p) 貯蔵施設は運用終了後に廃止すること。</p> <p>(q) 使用済燃料は貯蔵終了後に安全に扱えること。</p>
	(5)	<p>貯蔵施設の設計段階においてあらかじめ使用済燃料の配置変更、輸送、検査、保守及び回収を考慮して貯蔵容量を設定すること。</p> <p>貯蔵建屋運用の保有者は使用済燃料が施設の運用期間を通じて貯蔵容量が確保できるようにすること。</p>
	(6)	<p>認可保有者は使用済燃料の貯蔵状態について、特に閉じ込め障壁の漏洩を線量率及び表面汚染を監視することによって定期的に監視し評価すること。</p>
	(7)	<p>使用済燃料貯蔵施設の認可保有者は安全解析に基づいて、貯蔵条件、貯蔵に対する使用済燃料の許容基準及びそのような燃料を回収する手段に関わる制限と条件を決定すること。安全解析には貯蔵建屋の設備、貯蔵する使用済燃料のタイプ及びそれらの安全機能を含むこと。</p>
	(8)	<p>貯蔵施設のパラメータを計算する際に境界条件を決める場合、使用済燃料、貯蔵する材料、装置及び冷却材の実際の組成を考慮してもよい。</p>

④深層防護の反映例

前述のボフニチェ発電所の中間貯蔵施設 (ISFS)における深層防護を適用する主な設計例及び運用例を表 2.1-53 に挙げる。設計では、閉じ込め障壁の多重化が挙げられる。運用面では閉じ込め障壁の貯蔵中漏洩監視があるが、まだ計画段階であるため具体的な情報はない。

表 2.1-53 スロバキアの乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(ポールト)	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャニスタ 三次：収納管	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中の漏洩監視 線量率及び表面汚染の定期的測定により監視する。(具体的方法不明) ・定期的安全レビュー (少なくとも 10 年に 1 回)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	換気システム (放射性ガスの蓄積防止)	—
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	換気システム (放射性ガスの蓄積防止)	—

(17)スロベニア[SVN1~11]

①概要

スロベニアでは隣国クロアチアとの国境近くにあるクルスコ（Krško）原子力発電所の WH 製 PWR（2 ループ、69.6 万 kW）が運転中である。この原子炉の設計寿命は 2023 年までであったが、2012 年に規制当局であるスロベニア原子力安全局（SNSA : Slovenian Nuclear Safety Administration）が 2023 年から 2033 年の間の定期的な安全レビューで問題ないことを条件に、2043 年まで 20 年間運転期間を延長することを承認した。

原子力発電所から発生する使用済燃料及び放射性廃棄物は全て発電所内で保管する方針で、使用済燃料はプール中で保管しているが 2011 年の福島第一原子力発電所の事故を受けて安全性向上の目的で設計寿命 60 年の使用済燃料乾式施設を新たに建設することが決定された。

発電所内で貯蔵した使用済燃料は埋設処分される予定である。規制機関は前出の SNSA である。

②クルスコ乾式貯蔵施設

クルスコ発電所に設置される乾式貯蔵施設建設は国際入札の結果、米国 Holtec が主契約者に決定した。Holtec は貯蔵建屋と容器並びに関連設備を一括で請負い、貯蔵システムは同社のキャニスタ貯蔵システムである HI-STORM FW が採用された。このシステムは使用済燃料を収納する MPC（多目的キャニスタ）をコンクリート製オーバーパック（HI-STORM）に収容して貯蔵建屋内に縦置きで保管し、サイト内の MPC の輸送は HI-TRAC VW 移送キャスクに MPC を収容して行うものである。図 2.1-28 に施設完成後の貯蔵建屋内でのキャスク貯蔵状態を示す。また、表 2.1-54 に主要な設計情報をまとめた。同施設は、米国の規制要件である 10CFR72 をベースとして、さらに福島第一原子力発電所の事故に鑑みた DEC（Design Extension Conditions）の概念を適用して従来よりも過酷な条件を適用して安全性評価を行っている。同施設は 2017 年から許認可を開始し 2021 年運用開始を目指している。

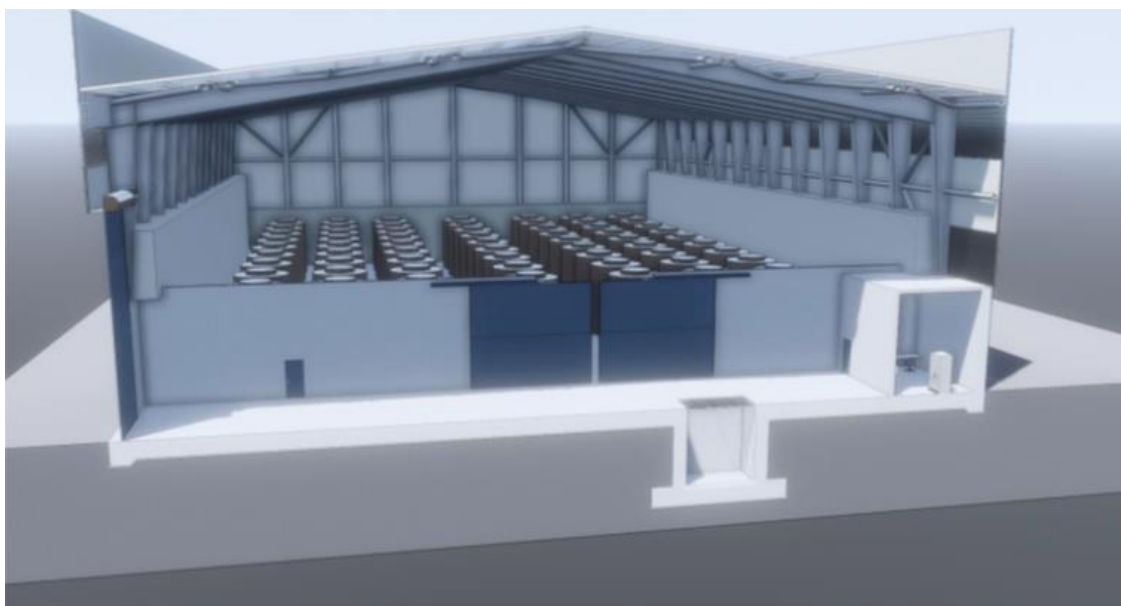


図 2.1-28 クルスコ乾式貯蔵施設の完成予想図[SVN9]

表 2.1-54 クルスコ乾式貯蔵施設の主な設計情報[SVN8、9]

項目	内容	備考
貯蔵方式	コンクリートキャスク方式 (貯蔵建屋有)	HI-STORM FW システム
供給者	Holtec	
設計貯蔵期間	60 年以上	
貯蔵容量	PWR 燃料 2590 体	キャスク 70 基
許認可	規制要件は米国 10CFR72 をベース	
線量限度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 敷地境界 : 0.05mSv/年 ・ 貯蔵建屋外面 : 3μ Sv/h ・ 事故時個人(境界) : 0.05Sv 	
その他 DEC	設計地震力 0.78 g (PGA※) ※Peak ground acceleration	キャスクは PGA>1.2g まで 転倒しないこと (転倒しても蓋離脱又は放射性物質放出無しであれば許容)
	環境温度 46°C	
	強風 (風速) 240km/h	
	竜巻、竜巻飛来物	
	雷撃	
	洪水 (冠水レベル) 157.53m	キャスク給気口閉塞 (7 日間放置)
	降雪による建屋吸排気口閉塞 (7 日間放置)	
航空機衝突、炎上	軍用機、民間航空機	
貯蔵時監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線 (γ、中性子) ・ 空気中放射線 ・ 建屋内温度、湿度 	

③技術要件[SNV8]

スロベニアの使用済燃料乾式貯蔵に係る規制上の技術要件をまとめた文書は見当たらないが、表 2.1-55 に原子炉施設等に適用される放射線安全及び原子力安全に関する技術要件（規則）の主要部分を整理した。また、スロベニアでは、福島第一原子力発電所の事故を受け前述の DEC（設計拡張条件）の概念を取り入れて原子力規制法規の改訂を行っている。これに関して、文献[SNV9]に使用済燃料貯蔵施設に対する DEC の要件が述べられている。これらの情報から、使用済燃料貯蔵に対する技術要件の中で深層防護に基づくと考えられるものを以下に抽出した。

- ・施設設計において以下の原理を取り入れること。
 - 深層防護原理
 - 単一故障原理
 - 独立性原理
 - 多様性原理
 - 冗長性原理
 - フェールセーフ原理
- ・放射性物質の環境への制御されない放出を防止、軽減するために深層防護の原理に基づいて物理的障壁の列のような複数レベルの防御を備えること。
- ・火災安全解析と深層防護原理に基づく火災安全要件を満足すること。
- ・施設の設計では受動安全設備を優先し、動的な安全設備や人的活動への依存を減らすこと。
- ・SSC は想定事故事象を防止するか、又は事故の影響を軽減できるように設計すること。
- ・自然事象、サイト特有事象及び人間活動に関する内部事象及び外部事象が SSC に及ぼす影響を考慮すること。
- ・施設設計は防護計画と緊急時対応を考慮すること。
- ・職員に緊急事態発生と場所を知らせる警報システムを備えること。
- ・設計基準事故より過酷な外部事象の場合には、多様な手段のうち少なくとも 1 つが機能すること。（深層防護概念の適用）
- ・大型民間航空機の貯蔵施設への落下時及び落下後に安全上重要な装置の機能が維持できること。
- ・使用済燃料又は他の安全性に関連する SSC 上への貯蔵建屋の崩落あるいは重量物の落下を防止すること。安全上重要な SSC は内部事象と外部事象に耐えるよう設計すること。
- ・運転時、設計基準事故時及び DEC-A※において気中の放射性物質を閉じ込める適切な換気システムを備えること。
- ・DEC において施設内及び DEC-B における施設外の行動決定のための使用済燃料貯蔵と安全機能の状態を把握できる適切な検証された計装システムを備えること。

※DEC には DEC-A と DEC-B という 2 つの概念があり、前者は炉心あるいは燃料貯蔵時の過酷な燃料損傷が防止可能な事象で、後者は過酷な燃料損傷が起こる事象である。

表 2.1-55 スロベニアの放射線及び原子力施設規則[SVN10]

分類	条	内容
1.内容	(1)	この規則は放射線施設及び原子力施設に関する許認可に適用する。
	(2)	関連法令 省略
2.用語	1~78	省略
3.原理	(1)	施設設計において以下の原理を取り入れること。 1.深層防護原理 2.単一故障原理 3.独立性原理 4.多様性原理 5.冗長性原理 6.フェールセーフ原理 7.検証された機器の原理 8.段階的方法の原理
	(2)	深層防護原理は安全確保のための複数手段の1つが機能しなくても安全性目標が達成できる。安全確保手段は異なるレベルの複数の防御から成り、各レベルは以下の目的によって定義される。 1.異常運用状態又は故障の防止 2.異常運用状態又は故障の制御 3.事故を制御し放射性物質放出量の制限並びに過酷事故への進展防止 4.過酷事故時の施設外への放射性物質放出量の制限 5.大規模な施設外放射性物質放出の影響軽減
	(3)	単一故障の原理は安全解析において最も大きな影響を与える。
	(4)	独立性原理は安全システムを機能分離及び物理的分離を考慮して設計することを意味し、以下を含む。 ・冗長なシステム機器間の独立性 ・システム機器の初期発生事象からの独立性（事象が安全システムの機能を損なわないこと。） 以下略
	(5)	多様性原理は各安全機能を異なる複数の方法で達成することを意味する。これによって、共通原因による故障の可能性が減り信頼性が増すことになる。
	(6)	冗長性原理は1つの安全機能を複数の等価なサブシステム又は機器によって達成することを意味する。これにより、1つのサブシステム又は機器が故障してもシステム全体の安全機能は維持される。
	(7)	フェールセーフ原理は安全上重要なシステム又は機器の故障が自動的に安全な状態に移すことを意味する。

	(8)	<p>検証された機器の原理は、システムの信頼性は検証された機器を使用することで維持しなければならないことを意味する。すなわち、これらの機器は類似する運転条件の下でよい性能を発揮したのか、又は試験によって検証されたものである。</p>
4. 一般的基礎	(1)	<p>施設を建設、又は廃止する場合</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 想定初期発生事象を選定する。 2. 安全解析書にて施設の全ての段階（設計、建設、試運転、運転、運転終了当）において安全性を確保できることを示すこと。 3. 施設に用いた設計標準と材料が安全な運転に対して適切であることを証明すること。 4. SSC の経年劣化を考慮して施設の寿命期間を通じて安全機能が維持できるようにすること。 5. 事故時の放射線被ばくを防止又は軽減できること。 6. 施設の全段階において発生する放射性廃棄物の量及び放射線量を可能な限り小さくするよう設計すること。 7. 公衆と施設従事者の被ばく線量と環境への影響が制限値を超えないようにすること。 8. 施設に放射線防護手段を備えること。 9. 放射性物質の環境への制御されない放出を防止、軽減するために深層防護の原理に基づいて物理的障壁の列のような幾つかのレベルの防護を備えること。 10. 各物理的障壁の健全性を確保すること。 11. 各物理的障壁が機能を発揮する過程で破損しないこと。 12. 他の物理的障壁の破壊によって、別の物理的障壁が壊れないようにすること。 13. 制御及び警報システムは施設の運用ニーズを満足すること。さらに、運転員が事象と事故の状態を理解し対応できるようにすること。 14. 火災安全解析と深層防護原理に基づく火災安全要件を満足すること。 15. 省略（原子炉運転） 16. 省略
5. 拡張された原子炉設計基礎		省略（原子炉）
6. 受動及び能動安全設備	(1)	施設の設計では受動安全設備を優先し、動的な安全設備や制御並びに人的活動への依存を減らすこと。
	(2)	省略（地層処分）
7. 基本的な安全設備	(1)	施設は通常時、想定事故時及び DEC-A 時において以下の基本的な

備		全機能を確保するよう設計すること。 ・未臨界性 ・熱放出 ・放射性物質閉じ込め
	(2)	施設は事故時において放射性物質を保持し、また損傷燃料からの熱除去のための設備を備えること。
	(3)	省略（地層処分）
	(4)	施設は臨界に対する安全性は設計で確保すること。それが困難な場合は組織的手段を用いることができる。
8.SSC	(1)	SSC は想定事故事象を防止するか、又は事故の影響を軽減できるよう設計すること。
	(2)	安全上重要な SSC を識別して安全上重要なクラスに分類すること。それらは安全機能の重要性を考慮した品質標準に従って設計、製作、据付及び検査を行うこと。
	(3)	共通原因故障の可能性を考慮して安全上重要な SSC の独立性、多重性及び多様性の要件を決めること。
	(4)	安全上重要な SSC は想定事象が与える境界条件を考慮して設計すること。
	(5)	安全上重要な SSC は環境条件に耐えるよう設計すること。
	(6)	安全上重要な SSC は火災や爆発発生時においてもその機能が発揮できるよう設計すること。
	(7)	安全上重要な SSC は想定事象時に放射線放出量が制限値を超えないよう設計すること。またそれらは想定初期発生事象とその影響によらず機能すること。
	(8)	省略(地層処分)
	(9)	液体に接する安全上重要な SSC は事故時を含む施設の全供用期間を通じて耐食性、耐摩耗性及び化学的共存性に優れる材料で製作すること。
	(10)	省略（廃止）
9.サイト特性	(1)	施設の設計と設置において、立地サイトの特性を考慮すること。
	(2)	自然事象、サイト特有事象及び人間活動に関する内部事象及び外部事象が SSC に及ぼす影響を考慮すること。
10.通常運用、異常事象及び事故	(1)	施設の設計においては通常運用条件、想定異常事象及び事故条件を考慮すること。
	(2)、(3)	省略（原子炉）
11.想定初期発生事象	(1)	人間活動また自然誘起の内部又は外部の想定初期発生事象を考慮すること。
	(2)	想定異常事象は決定論的方法又は確率論的方法、あるいはその2つ

		の組合せ、又は工学的判断によって選定すること。
	(3)	想定事象は当該施設の特性と他の類似施設での経験及び解析を考慮して選定すること。
	(4)	省略
12.廃止		省略
13.核物質防護		省略
14.コンピュータセキュリティ		省略
15.対象の状態		省略
16.安全解析	(1)	施設の設計は安全解析にて妥当性を示すこと。
	(2)	安全解析では以下を考慮すること。 1.安全機能発揮に必要な装置の最も影響が大きい単一故障。(このような故障がほとんど起こりえないことが証明できない場合) 2.運転員が最初に異常の情報を受けてから防止又は抑制動作を開始するまで30分を要する。 3.解析するシナリオにおいて保守的な初期条件及び境界条件を選定する。 4.～9. 省略
	(3)	省略
	(4)	安全解析は - 適切で保守的な方法、仮定又は議論に基づくこと。 - 不確実性とその影響を考慮すること。 - 全ての事象に対して十分な安全余裕を持つことを示すこと。 - 検証可能かつ再現可能であること。
	(5)	省略 (原子炉)
	(6)	(原子炉以外の)施設では確率論的安全解析を行うことができる。
	(7)～(9)	省略 (原子炉)
17.緊急時対応	(1)	施設の設計は防護計画と緊急時対応を考慮すること。
	(2)	前節の緊急時計画は想定事象を超える事象の解析に基づくこと。従事者の安全と物理的防護のため非常照明を持つ避難通路、換気システム、防火システム及びその他安全確保に必要な備えを持つこと。
	(3)	職員に緊急事態発生と場所を知らせる警報システムを備えること。この情報は指令室及び補助制御室の両方に伝達されること。
18.文書化		省略
19.設計基礎の改訂		省略
20.特定の設計基礎		省略 (原子炉)

21. 建設認可申請		省略
22.~25.		省略
26. 試運転認可申請	(1)	<p>施設の試運用の認可申請書には以下を含めること。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.安全報告書 2.試運用計画 3.放射性廃棄物又は使用済燃料管理計画 4.省略（文書） 5.省略（廃止） 6.施設運用後の運用モニタリング計画 7.施設運用後の運用指標モニタリング計画 8.経年劣化管理計画 9.SSC の認定評価計画 10.火災解析 11.SSC の保守、試験及び検査計画 12.運用前の放射線モニタリング結果 13.~22.省略
27. 運転認可申請		26.と同等の内容
28. 新燃料保管申請		省略
29.~41.		省略
42.安全解析 （目的と使用）		省略
43.安全解析 （内容）	(1)	<p>安全解析書は以下を含むこと。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.施設の位置、施設及び通常運用状態の概要、安全確保の概要 2.試運用計画の概要 3.施設及び運用状態の技術的説明 4.施設設計と基本的安全目標の説明 5.安全設備、関連システムの詳細及び安全上重要な SSC の説明 6.安全解析の前提とした適用法規と標準類のリスト 7.施設運用の組織体制 8.施設立地安全評価 9.想定異常運用事象、想定事故時及び想定事故を超える事故時の安全性を評価する安全解析とその結果の基準、制限との比較 10.省略（確率論的安全解析） 11.事故制御方法と制御のためのガイドライン 12.内部火災防護

		<p>13.緊急時の防護及び救出計画とそのための内部体制</p> <p>14.供用中の SSC の試験、検査及び管理方法と経年劣化管理計画</p> <p>15.従事者の教育訓練計画</p> <p>16.安全運用のための運用条件及び制限条件</p> <p>17.放射線防護計画</p> <p>18.放射性物質、核物質及びその他の放射線源</p> <p>19.放射性廃棄物及び使用済燃料管理計画</p> <p>20.施設運用と施設廃止のために行う施設運用中の全ての活動</p> <p>21.管理システム</p> <p>22.核物質防護</p> <p>23.環境中への最大予想放射性物質放出量</p> <p>24.運用中の気象観測及び空気中放射線モニタリング計画</p> <p>25.省略（地層処分）</p>
44.参考文献		省略
45.安全解析書 中の情報提供 法		省略
46.運用条件と 制限条件の基礎	(1)	<p>安全解析書の中で規定する安全運用のための運用条件と制限条件は</p> <p>1.設計基礎、試験結果及び不確定性を考慮した安全解析に基づくこと。</p> <p>2.施設の安全な運用を保証すること。</p> <p>3.事故につながりうる状態を防止し、又は事故の影響を軽減するための条件を決定すること。</p> <p>4.安全システム及び施設の全ての状態における安全機能に対する要件を含むこと。</p> <p>5.想定事故の拡大に対処できること。</p>
	(2)	<p>全ての想定される運用状態に対して運用条件及び制限条件を策定すること。</p>
47.運用条件と 制限条件の内容	(1)	<p>施設の運用条件と制限条件は以下を含むこと。</p> <p>1.定義</p> <p>2.安全限界</p> <p>3.安全システムパラメータの制限値</p> <p>4.運用制限条件と最小限の装置要求（安全運用のため幾つの SSC が作動可能でなければならないか）</p> <p>5.運用条件と制限条件を超えるために必要な手段とそれらの手段の取り入れに必要な時間</p> <p>6.SSC が機能するために必要な SSC の試験、校正、検査に対する要件</p>

		7.施設の安全運用に必要な職員数に対する要件
	(2)	放射性廃棄物と使用済燃料貯蔵施設に対しては、以下も考慮すること。 1.貯蔵建屋の環境条件（例：温度、湿度、放射線） 2.使用済燃料等からの放熱の影響 3.使用済燃料等からのガス発生の影響（燃焼、爆発、パッケージ又は燃料棒の変形等） 4.臨界防止手段 5.省略
48.安全限界、運転条件の定義		省略
49.廃止記録		省略
50.廃棄計画		省略
51.廃止計画の内容		省略
52.包括的管理システム		省略
53.安全文化		省略
54.階層的 management システム方式		省略
55.管理システム文書		省略
56.~77.		省略

④深層防護の反映例

前述のクルスコ発電所に建設中の乾式貯蔵施設は米国の HI-STORM システムを採用している。HI-STORM は MPC（多目的キャニスタ）を用いるコンクリートキャスクシステムで、設計における深層防護適用例としては、閉じ込め障壁の多重化や事故時の換気システム等が挙げられる。運用では貯蔵時のモニタリング（湿度、温度、放射線）等が考えられる。（表 2.1-56）

表 2.1-56 クルスコ乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計(HI-STORM)	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャニスタ(MPC)	・貯蔵中の監視 建屋内の温度、湿度 ・定期的安全レビュー (少なくとも 10 年に 1 回)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	・貯蔵建屋内換気システム※ ※事故時放射物質除去	・放射線モニタリング ・緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	・貯蔵建屋内換気システム※ ※事故時放射物質除去 ・DEC での安全確保設計 (航空機落下、地震等) 貯蔵建屋とコンクリートオーバーパックが外部事象に対する障壁を成すと考えられる。	・放射線モニタリング ・緊急時対応計画

(18)南アフリカ[ZAF1~8]

①概要

南アフリカではクバーグ (Koeberg) 原子力発電所の 2 基の原子炉 (PWR、各 93 万 kW) が運転中である。クバーグ 1 号機は 1984 年に運転を開始し、2 号機が 1985 年に運転を開始した。同発電所は国営電力会社エスコム (Eskom) が所有・運転している。同国では消費電力全体の 6.7%を原子力発電により賄っている。同国の原子力規制機関は NNR (National Nuclear Regulator) で、使用済燃料を含む放射線に関わる規制を担っている。

使用済燃料は発電所内にある貯蔵施設で保管している。大部分の使用済燃料はプールで保管しているが、一部は乾式キャスクで保管している。2017 年時点で 112 体の使用済 PWR 燃料を CASTOR X/28F 型輸送・貯蔵兼用キャスク 4 基に収納して発電所内に設けたキャスク貯蔵建屋 (CSB) 内で保管している。(図 2.1-29) また、研究炉 SAFARI-1 の使用済燃料要素の一部が Necsa に設けた乾式貯蔵施設 (Thabana Pipe Store) で保管されている。図 2.1-30 に貯蔵施設を示す。これは、地下に金属製収納管を埋め込んで、その中に使用済燃料要素を収納し内部に不活性ガスを充填して上部蓋を置いて密封するものでボルト方式と似ている。



図 2.1-29 クバーグ原子力発電所の使用済燃料乾式貯蔵 [ZAF4]



図 2.1-30 SAFARI-1 使用済燃料の乾式貯蔵施設 (Thabana Pipe Store) [ZAF3]

②クバーグの乾式貯蔵拡張 [ZAF4]

クバーグ 1,2 号機のプールでの保管数が制限に達するため、エスコムは乾式貯蔵の拡張に着手している。次のように段階的に拡張を進めることとしている。

1)フェーズ 1 (短期的対応)

- ・1A : 金属キャスク調達 (7 基) と既存の CSB 拡張
- ・1B : 許認可とプール保管している使用済燃料内挿物の使用
- ・1C : 金属キャスク調達 (7 基)

注:金属キャスクは Holtec と契約

2)フェーズ 2 (中期的対応)

- ・金属キャスク又は MPC キャスク※の調達 (30~40 基)

※候補として、TN 型兼用キャスク、NUHOMS システム (横型サイロ)、HI-STAR100 (コンクリートキャスク) が挙げられている。

3)フェーズ 3 (長期対応)

- ・屋外貯蔵施設 (TISF) の建設

フェーズ 1C とフェーズ 2 のキャスクは最終的に TISF にて貯蔵される。

以上の流れを図 2.1-31 に示す。

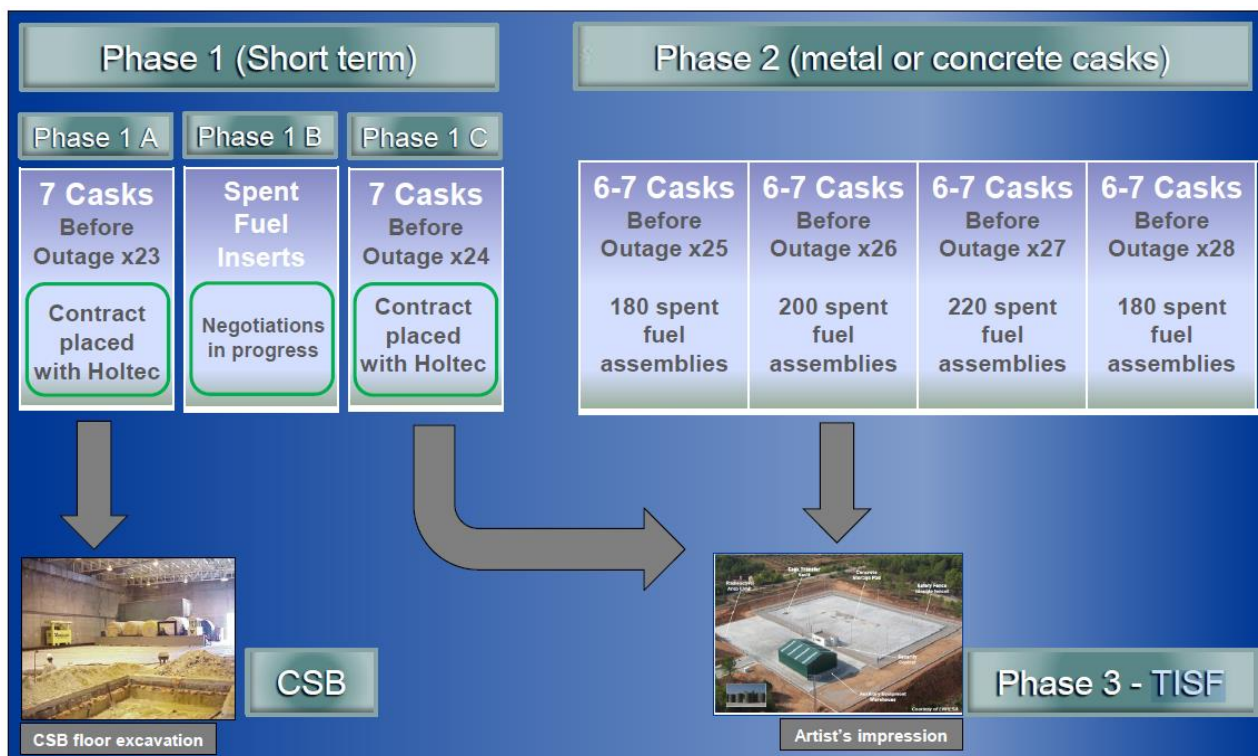


図 2.1-31 クバーグ原子力発電所の乾式貯蔵拡張計画 [ZAF4]

③技術要件

南アフリカには、使用済燃料の乾式貯蔵に特化した規制要件は無く、放射線防護、核的安全、廃炉、放射性廃棄物管理、事故と緊急時対応に関わる法令が適用される。この法律では、深層防護の適用について以下のように規定している。[ZAF1]

-3.9 深層防護

放射線防護と核的安全のために、仮にその1つが破れても他の層が補う、又は修正することによって以下を達成できる複数層（深層防護）を備えること。

- ・核事故を防止する。
- ・事故の結果を軽減する。
- ・事故後に安全状態に戻す。

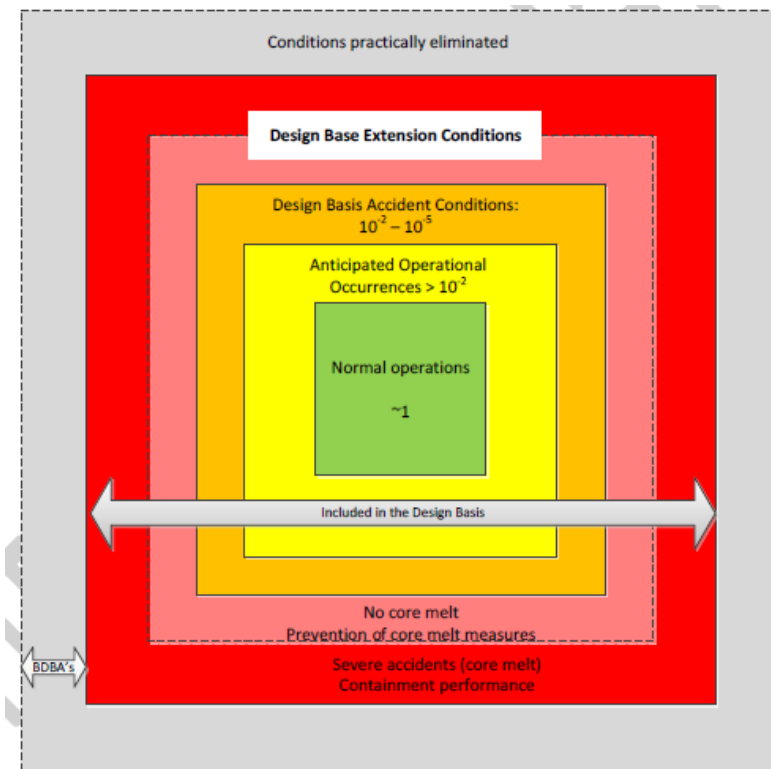
また、NNRが発行している原子力施設の安全審査に関する暫定規制指針は、許認可申請者に対する一般的な手引きをまとめたものであるが、表 2.1-57 にその主な部分を整理した。この中で深層防護に基づくと考えられる規定を以下に挙げる。

- ・原子力施設の事故防止と事故影響軽減に関する主な手段は深層防護（DiD）の適用である。
この原理は全ての安全に関連する組織的、振舞いの又は設計に関連する活動と全ての運転状態に適用すること。
- ・DiD の概念を設計及び運転を通じて適用して施設内の故障又は人為による想定運転事象や事故及び施設外に起因する事象の影響から守ること。
- ・放射性物質の環境への制御できない放出を防止するための多重かつ独立した物理的障壁の概念である。これらの障壁の妥当性を示すこと。
- ・DECにおいて少なくとも1つの障壁の健全性が維持できること。
- ・安全システムが自動的に作動する設計を行い、プラントがより過酷な条件に進展することを防ぐこと。
- ・可能な範囲で受動的な安全設備が備えられていることを証明すること。
(例 長期間貯蔵の場合の臨界事故防止)

表 2.1-57 南アフリカの原子力施設に係る安全審査指針[ZAF2]

分類	条	内容
6.原子力安全基準と原理		
6.1 一般	1)	原子力施設は a)良質な工学原理をとおして故障に対する耐性を持つよう設計することで事故を防止すること。
		b)全ての設計基準事故時において、施設外の被ばくをもたらし、かつ従事者の被ばく線量を合理的に実現可能な範囲で抑えること。
		c)被ばくの大きさが増加するほど、その頻度が小さくなるようにすること。
		d)早期又は多量の放射性物質放出をもたらす事故を實際上排除し、施設設計で考慮すること。そして
		e)施設外に放射性物質が放出される場合でも必要な緊急対応が限定されたものとする。
	2)	事故防止 a)原子力施設の事故防止と事故影響軽減に関する主な手段は深層防護 (DiD) の適用である。この原理は全ての安全に関連する組織的、振舞いの又は設計に関連する活動と全ての運転状態に適用すること。
		b)DiD の概念を設計及び運転を通じて適用して施設内の故障又は人為による想定運転事象や事故及び施設外に起因する事象の影響から守ること。
		c)DiD の第二の補完的な側面は、放射性物質の環境への制御できない放出を防止するための多重かつ独立した物理的障壁の概念である。これらの障壁の妥当性を示すことが安全解析の大切な部分である。 i)これらの障壁は施設の寿命を通して定常状態と全ての運転条件下での過渡変化の両方を考慮して設計すること。 ii)これらの障壁は以下を満足するよう設計すること。 (1)全ての施設条件下で健全性を維持する。 (2)DEC において少なくとも 1 つの障壁の健全性が維持できる。
		d)連続して設ける障壁の間の独立性に特に注意を払うこと。
	3)	想定初期発生事象 (PIE) a)PIE は工学的判断及び決定論的評価と確率論的評価の組合せに基づいて決定すること。決定論的安全解析と確率論的安全解析の使用範囲の妥当性を明らかにして全ての予見可能な事象を考慮している

	ことを示すこと。
	b)PIE は全ての構造物、システム、機器の予見できる故障と内部と外部の脅威から生じる起こりうる故障の全てを含むこと。
	c)要求される安全機能を確保するために必要な予防手段と防御手段を確立するため施設の PIE の解析を行うこと。
	d)安全評価全体と施設の詳細解析の中で核的安全性に対して重要な事項に対する性能要求を作成するために用いる PIE は制限ケースを明確にし、安全上重要な事項の設計及び運転制限の根拠となる決められた数の代表事象に分類すること。
	e)PIE に対して迅速かつ信頼できる対応が必要な場合は、安全システムが自動的に作動する設計を行いプラントがより過酷な条件に進展することを防ぐこと。
	f)PIE に対する迅速な対応が必要でない場合は、手動又は他の運転員の行動でシステムを作動させてもよい。 以下略
	g)工学的判断、決定論的安全評価及び確率論的安全評価の結果から、事象の組合せによって想定運転事象又は事故状態に移行しうることが示された場合は、このような事象の組合せを設計基準事故と考えて、その発生頻度に応じて DEC の一部に含めること。地震後の水没のように、ある事象が他の事象によってもたらされることがある。こうした結果的影響は当初の PIE の一部と見なすこと。
4)	実用的排除 a)次の場合は大量又は初期放出を伴う事故事象は除外できる。 i)それが物理的に発生困難である。 ii)それが、非常に高い信頼性をもってほとんど生じ得ないと考えられる。
	b)各場合において適切かつ十分な証拠をもとに解析した事故条件と現象について十分な知見を示すこと。
	c)省略
	d)クリフエッジ効果に対して十分余裕があることを適切な感度解析を実施して確認すること。 以下略
	e)省略
5)	“設計基準に含めることを決めた事象は、通常運転、想定運転事象、設計基準事故及び設計基準拡張条件（DEC）に分類すること”という規制要件に適合すること。
6)	次の図は事象分類を図示するものである。



7) 下表は事象分類の手引きで、各分類に対する許容基準を示す。

分類	頻度	許容基準
想定運転事象 (AOO)	10 ⁻² /年以上	公衆線量 250 μSv
設計基準事故	10 ⁻⁵ /年以上 10 ⁻² /年以下	施設外放射線影響無し 又は、50mSv(頻度下限)
設計基準 拡張条件 (DEC)	10 ⁻⁵ /年以下 (過酷事故条件含む)	施設外放射線影響は規定された制限内 施設外の放射線影響を軽減する場所と時間に関する限定的制限が必要

8) 原子力施設は、安定状態に移行して閉じ込め機能を維持するよう設計すること。

9) 限定的な防御手段
 a) 実用上除外できない事故の施設外における放射線影響の防御手段としての場所と時間の制限は限定的であること。
 b) 住民の永久的な避難、食物の長期的制限、施設の至近地域以外での緊急避難がないようにすること、またシェルターの必要性は限定的であること。

		c)ヨウ素剤の使用が必要な場所と時間も限定的であること。
		d)これらの手段を備える十分な時間が取れること。
	10)	省略（原子力発電所）
6.2 申請者の責任		省略
7.安全性の証明	1)	基本的安全基準への適合性を証明する場合、施設が適切な標準と規則に従って設計、建設及び運転でき安全であることを示すこと。
	2)	施設の安全性を確立する方法は、深層防護を持つ強固な工学設計から始まる。安全解析では、これらがどのように実現しているか、また安全機能がどのように明確化されて発揮されるかを示すこと。
7.1 安全解析	1)	安全解析は、確率論的解析と決定論的解析の両方を含む原子力安全基準に適合することを証明するための過程である。
7.1.1		決定論的解析 省略
7.1.2		確率論的解析 省略
7.2		不確定性解析 省略
7.2.1		保守的解析 省略
7.2.2		最確解析 省略
7.2.3		対策の信頼性 省略
7.3		安全解析書 省略
7.4		安全包絡線と設計基礎
7.5		SAR のフォーマットと内容
8 Safety Case		省略
8.1 一般		省略
8.2 周知と初期議論		省略
8.3 予備的 Safety Case		省略
8.4 各審査段階の Safety Case		省略
8.5 施設とプロセスの概要		省略
8.6 臨界安全		1)施設には適切な臨界事故警報システム（CAAS）を備えること。 2)臨界事故に至る適切な事故シーケンスを想定すること。
8.7 火災防護		1)施設は深層防護原理に基づいて火災及び爆発を防止できるよう設計すること。 2)施設は受動的な防火障壁を持つこと。 3)火災検知及び警報システムを持つこと。 4)防火システムの検査、保守及び試験を行うこと。

8.8 化学的安全性		施設は化学的危険物から防護できること。これは施設とシステム設計を深層防護原理に基づいて設計することで達成し、能動的制御システムよりも受動的システムが望まれる。
8.9 放射線安全	8.9.1	放射線安全設計 1)施設は通常時及び想定事象と事故を含む非通常時における規制要件に適合して従事者を放射線から防護できるよう設計すること。 2)従事者と公衆の線量を合理的に達成可能な範囲で最小化する適切な放射線防護原理に基づく工学的制御を用いること。 3) d)換気システム及びグローブボックス設計 監視及び警報機能を備えること。
	8.9.2	放射線防護計画 e)放射線監視 空气中放射性物質濃度の分析頻度及び方法 連続モニタの設置場所（必要な場合） f)汚染管理 g)外部被曝 h)内部被曝
8.10 放射性廃棄物管理		
8.10.1 廃棄物処分前管理	1)	省略
	2)	以下に対処すること。 a)立地と工学的側面 省略 b)工学的解析 省略 c)受動的安全性 可能な範囲で受動的安全設備が備えられていることを証明すること。(例 長期間貯蔵の場合の臨界事故防止) d)深層防護と障壁の概念及び解析 i)廃棄物の処分前施設又は活動に深層防護を適用して、施設の安全設計に多くの安全機能が取り入れられていることを証明すること。 ii)この概念を適用することは安全性が1つの機器や制御手順、あるいは単一の安全機能を満足することに依存しないことを保証することを求めるものである。
		e)科学的及び工学的原理 省略
		f)運転上の側面 省略
		g)放射線影響評価 省略
	8.10.2 省略	
8.11 環境保護と		省略

放射性物質放出 管理		
8.12 Safety Case の補足文 書		省略
8.13 文書管理		省略

④深層防護の反映例

前述のとおりクバーグ原子力発電所では CASTOR X/28F 型輸送・貯蔵兼用キャスク 4 基に PWR 使用済燃料を収納して発電所内のキャスク貯蔵建屋 (CSB) 内で貯蔵している。(図 2.1-28) 表 2.1-58 にクバーグ発電所の乾式貯蔵施設における深層防護を適用する設計例及び運用例を示す。設計に関しては閉じ込め障壁の多重化が、同じく CASTOR 型輸送貯蔵兼用キャスクを用いるドイツと同様であると想定した。また、除熱に関しては、バックアップとして貯蔵建屋に異常時に自動で開口する換気システムを設置しているとの情報がある。運用については、次の 2 つが考えられる。

- 1)貯蔵中のキャスクの漏洩の連続監視(蓋間圧力監視)。(ドイツからの類推) 密封機能に異常があれば自動警報が発せられる。
- 2)貯蔵建屋内の温度監視 (上記のように雰囲気温度が 38℃を超えると換気システムの通風口が自動で開く)

表 2.1-58 クバーグ乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料ペレット+燃料被覆管 二次：キャスク (二重蓋) ・ 遮蔽障壁の多重化 キャスクと建屋で分担 ・ 貯蔵建屋内換気システム※1 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵中のキャスクの漏洩の連続監視(蓋間圧力監視)。 ・ 蓋密封機能に異常があれば自動警報 ・ 貯蔵建屋内温度監視※1
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵建屋内換気システム※1 ・ 貯蔵建屋※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵建屋内温度監視※1 ・ 放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 貯蔵建屋※2 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタリング ・ 緊急時対応計画

※1 電源喪失時又は建屋内温度が 38℃に達すると自動で通風口が開く。(手動操作も可能)

※2 外部事象及び放射性物質放出に対する障壁の一部を成すと考えられる。

(19)スペイン[ESP1~5]

①概要

スペインでは現在 7 基の発電用原子炉（PWR6 基、BWR1 基）が運転中で、この他に 3 基が閉鎖されている。（PWR,BWR、ガス炉各 1 基） 国内電力重要の約 20%を原子力で賄っている。

スペインでは基本的に使用済燃料は再処理しない方針で、放射性廃棄物として扱われる。このため、原子炉から取り出した使用済燃料は発電所のプールで保管されるが、プール容量の逼迫とともに 1990 年代からラック容量の増強（リラッキング）が行われてきた。さらに幾つかのサイトでは敷地内に乾式貯蔵設備（ISF）を設けて使用済燃料を貯蔵している。さらに集中中間貯蔵施設（ATC）を建設中であり、完成すれば原子力発電所に貯蔵している使用済燃料や一部の使用済燃料の再処理に伴う高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)等のほか原子力発電所の解体廃棄物が集められて貯蔵される。以上の乾式貯蔵を運用中又は建設中のサイトを表 2.1-59 に示す。

スペインの使用済燃料を含む放射性廃棄物の管理は放射性廃棄物管理公社（ENRESA）が責任を持ち、原子力安全委員会（CSN）が原子力に関わる規制を受け持つ。

図 2.1-32 にホセカブレラ発電所のコンクリートキャスクによる乾式貯蔵施設を示す。図 2.1-33 はトリロ発電所の金属キャスク貯蔵を示す。また、図 2.1-34 に ATC の貯蔵施設内部の構造を示す。ATC は半地下式ボルト貯蔵方式を採用し、使用済燃料等は金属容器に収納し密封した後にボルト収納管内に入れて密封保管する。ボルト収納管は図 2.1-35 に示すように使用済燃料やガラス固化体を収納した密封容器を縦 2 段積で収容し上部蓋で密封される。内部には窒素又はアルゴンガスが充填される。収納管は二重管で構成され、内管と外管のアニュラス部を下から上に空気が流れて収納管を冷却する。

表 2.1-59 スペインの使用済燃料乾式貯蔵施設[ESP1~3]

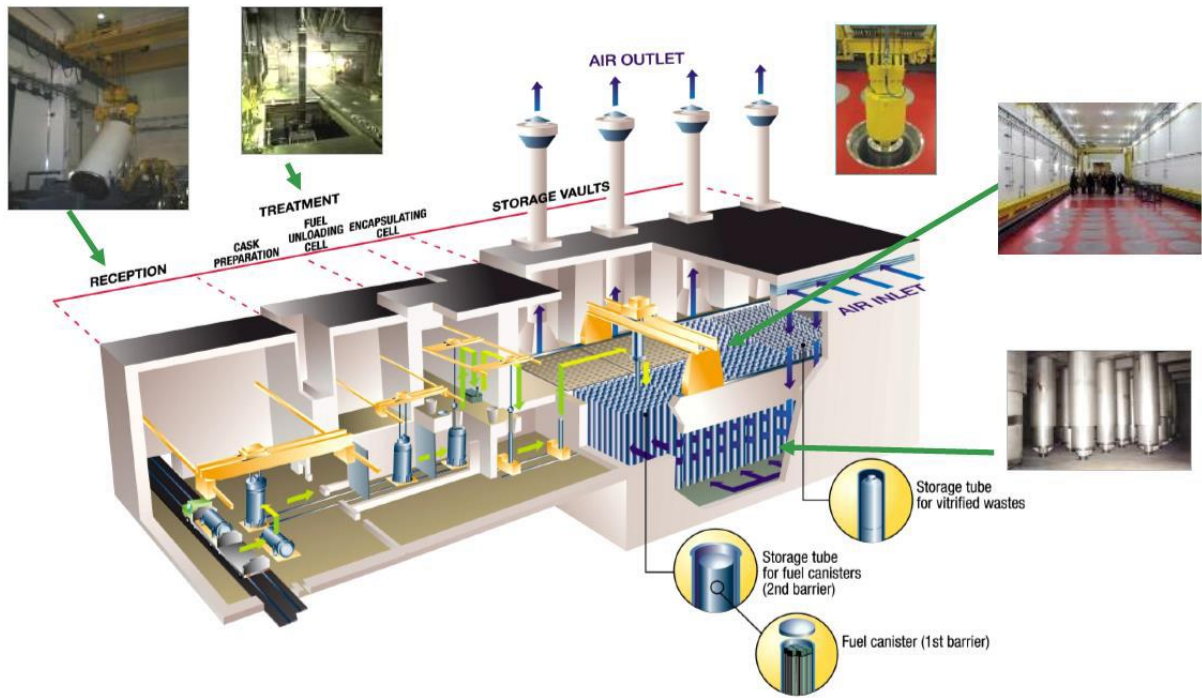
サイト	原子炉型式	貯蔵方式（型式又はシステム）
アスコ（Ascó）1,2 号	PWR （運転中）	コンクリートキャスク（HI-STORM100Z） 貯蔵建屋無し
トリロ（Trillo）	PWR （運転中）	金属キャスク（ENSA DPT） 貯蔵建屋内
ホセカブレラ（José Cabrera）	PWR （閉鎖）	コンクリートキャスク（HI-STORM100Z） 貯蔵建屋無し
サンタマリアデガドナ （Santa María de Garoña）	BWR （閉鎖）	金属キャスク（ENUN-52B） 貯蔵建屋無し ※建設中
集中中間貯蔵施設（ATC）	—	半地下ボルト方式 （垂直流自然空冷）



図 2.1-32 ホセカブレラ発電所の乾式貯蔵施設（コンクリートキャスク） [ESP3]



図 2.1-33 トリロ発電所の乾式貯蔵施設（金属キャスク） [ESP5]



http://www.enresa.es/publicaciones_y_audiovisuales/videos_e_interactivos/interactivo_atc

図 2.1-34 スペインの集中中間貯蔵施設(ATC)の内部構造[ESP5]

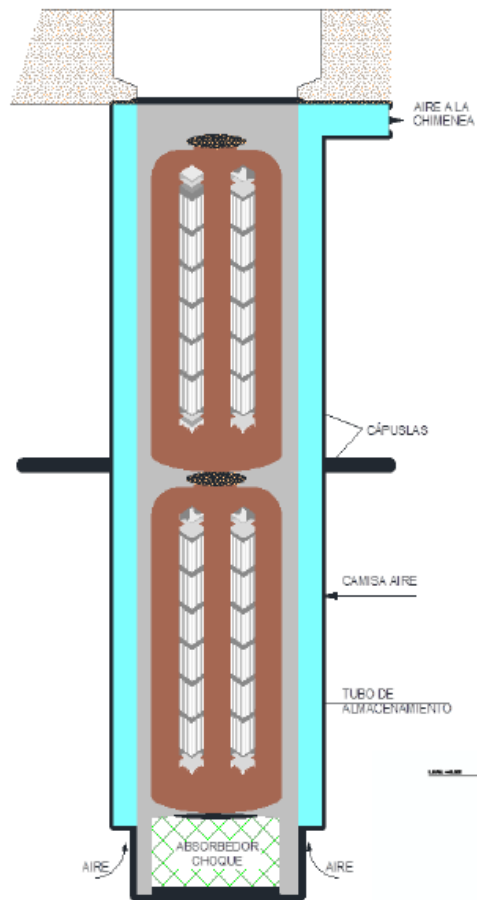


図 2.1-35 スペインの集中中間貯蔵施設(ATC)のボールド収納管構造[ESP5]

②技術要件

スペインの使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物貯蔵施設の安全審査指針の主な部分を表 2.1-60 に整理した。この中で深層防護原理に基づくと考えられる主なものを以下に挙げる。

- ・ 深層防護の概念と多重障壁による防御を用いて、放射性物質を閉じ込めること。
- ・ 受動的安全基準に従い残留熱を除去できること。
- ・ 供用期間中を通じた施設の安全性は、事故防止又は事故影響軽減のため多重の防護レベルを用意することで確保すること。
- ・ 少なくとも 2 つの閉じ込め障壁を持ち、いかなる事故時においても少なくとも 1 つの障壁の健全性を維持すること。
- ・ 制御できない放射性物質の放出を防止する適切な手段を講じること。燃料被覆管、燃料貯蔵バスケット、燃料収納容器、そしてパッケージは経年劣化から保護し、貯蔵中の経年劣化が安全性に影響しないようにすること。
- ・ 施設の安全性は受動システムにより確保すること。
- ・ 吊上げ装置等は容量と性能について冗長な手段を備え、単一故障基準を満足すること。
- ・ 安全上重要な SSC は立地場所の周辺で起こる最も過酷な自然事象に耐えるよう設計すること。
- ・ 施設は制限値を監視する適切な手段を備えて安全機能を発揮できることを保証すること。
- ・ SSC の経年劣化と使用済燃料の物理的、化学的特性を考慮し必要な時に保守、試験及び検査が行えるようにすること。
- ・ 施設は、ガス取扱い及び換気システムを備えて通常時と事故時の空気汚染を閉じ込めることができること。環境閉じ込めシステムは、監視機能を持つこと。
- ・ 適切な間隔で安全レビュー（定期的安全レビュー；PSR）を行うこと。
- ・ 施設での緊急あるいは自己防衛計画を策定すること。

表 2.1-60 スペインの使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物貯蔵施設の安全審査指針 IS-29
(BOE,2-11-2011) [ESP4]

分類	条	内容
3.施設設計の一般的目的と要件		
3.1 一般的目的	3.1.1	施設の申請者の一般的な安全目標は公衆と環境を放射線から保護することである。
	3.1.2	最終目標に到達するために以下のための手段を講じること。 a.公衆の被ばくと環境への放射性物質放出の制限及び制御 b.放射線源の制御不能をもたらす事象の発生確率の制限 c.事故発生時の影響軽減 d.放射性廃棄物の発生量の最小化
	3.1.3	申請者は安全研究 (Safety Study) により、3.1.2 の目的を達成できることを示すこと。
3.2 安全機能	3.2.1	使用済燃料（高レベル放射性廃棄物含む、以下同じ）貯蔵施設は以下の安全機能を満足できる備え（物理的、運用上、管理上の）を持つこと。 a.未臨界性制御 以下略 b.閉じ込め 深層防護の概念と多重障壁による防御を用いて、放射性物質を閉じ込めること。 c.残留熱除去 受動的安全基準に従い残留熱を除去できること。 d.回収性 いつでも使用済燃料を回収して搬出又は他の施設への移送等ができること。
3.3 一般的要件	3.3.1	深層防護 寿命を通じた施設の安全性は、事故防止又は事故影響軽減のため多重の防護レベルを用意することで確保すること。
	3.3.2	多重の障壁による防護 燃料取扱いを含む全ての運用条件において、放射性物質を閉じ込めるために少なくとも2つの閉じ込め障壁を持ち、いかなる事故時においても少なくとも1つの障壁の健全性を維持すること。 第一の障壁はできる限り放射線源の近くに置くこと。第二の障壁は事故により第一の障壁が機能しなくなった場合閉じ込め機能を持つこと。
	3.3.3	制御できない放射性物質の放出を防止する適切な手段を講じること。燃料被覆管、燃料貯蔵バスケット、燃料収納容器、そしてパッ

		ケージは経年劣化から保護し、貯蔵中の経年劣化が安全性に影響しないようにすること。
	3.3.4	受動的安全 施設の安全性は安全機能を受動的に発揮する受動システムに基づく固有安全設計により確保すること。
	3.3.5	吊り上げ装置、取扱い装置 これらには、安全機能の発揮に必要な容量と性能について冗長な手段を備えること。そして、単一故障基準を満足すること。
	3.3.6	受動及び能動システム 特に燃料取扱いシステムは保守が容易かつ最小になるよう設計すること。
	3.3.7	回収性 貯蔵中の使用済燃料の特性変化が回収性と取扱い性に影響しないようにすること。
3.4 設計の基礎	3.4.1	施設設計は以下の側面を考慮すること。 a.施設の想定寿命 安全上重要な構造物、システム及び機器（SSC）の腐食、エロージョン、経年劣化を防止、制御するために設計寿命を設定すること。 b.想定貯蔵容量
	3.4.2	施設設計の基礎を公式文書で規定し示すこと。
	3.4.3	施設設計は、付録 I に示す代表例から設計基準事故を決めて解析すること。設計基準事故を決める際に、年間発生頻度の閾値を用いてもよい。
	3.4.4	施設設計では付録 II に示すような初期発生事象を間接的に引き起こす可能性がある非放射線事象を考慮すること。
	3.4.5	材料設計、製造及び建設標準は施設の設計寿命を考慮すること。
	3.4.6	安全上重要な SSC は立地場所の特性と環境に適合できるように設計すること。 以下略
	3.4.7	安全上重要な SSC は立地場所の周辺で起こる最も過酷な自然事象に耐えるよう設計すること。 以下略
	3.4.8	安全上重要な SSC の設計は類似の運用条件下で実証及び検証された技術と施設の設計寿命を考慮した規格、標準及び材料によること。
	3.4.9	施設は安全研究で規定する制限値を監視する適切な手段を備えて安全機能を発揮できることを保証すること。
	3.4.10	異常状態と設計基準事故を軽減又は防止するよう設計された SSC は、通常運用に対して設計したものと異なるかもしれないが、これらを補完するものであること。

	3.4.11	SSC の経年劣化と使用済燃料の物理的、化学的特性を考慮し、必要な時に保守、試験及び検査が行えるようにすること。以下略
	3.4.12	施設は建屋の大規模な崩落と、建屋の破損による重量物の使用済燃料や安全上重要な SSC 上への落下を防止するよう設計すること。
	3.4.13	施設の全体設計、配置、近接制御、敷地内通路、非常出口、そして一般的に SSC の配置は最適化原理(ALARA)を考慮すること。
	3.4.14	施設の全体設計は施設の特徴的な運用、装置の移動、修理、機器の試験又は試運転に必要なスペースを確保すること。
	3.4.15	施設は廃棄物発生量と取り扱い時のリスクを最小にするよう設計すること。
	3.4.16	施設は、使用済燃料容器やパッケージが取扱い、貯蔵、輸送システム及び処分その他の管理に関するシステムに適合するよう設計すること。
	3.4.17	使用済燃料容器やパッケージは、貯蔵期間中継続するシステムと適合すること。
3.5 付属システム	3.5.1	施設設計は通常時と事故時の安全運用を保証するために必要な付属システムを設けること。
	3.5.2	施設は、必要な時に、ガス取扱い及び換気システムを備えて通常時と事故時の空気汚染を閉じ込めることができること。環境閉じ込めシステムは、監視機能を持つこと。
	3.5.3	施設は火災の防止、検知、警報、火災消火と閉じ込めの各防護レベルの火災対応手段を備えること。
	3.5.4	施設は、施設内の全ての場所での運用、検査及び/又は保安に必要な適切な照明を備えること。
	3.5.5	使用済燃料の取扱いに必要な SSC は以下を満足するよう設計すること。 a. 取り扱い時の故障が許容されない放射線影響を与えないよう想定事象時に安全に作動する。 b. 燃料要素又は収納する容器の損傷を防止する。(衝突防止、移動速度制限等) c. 破損又は損傷燃料の安全な取扱い及び回収ができる。 d. 保守と修理が容易に行える。 e. 故障又は電源喪失時の放射性物質放出、あるいは落下防止 f. 故障又は電源喪失時に装置を手動操作で安全位置に移動できる。
	3.5.6	保守、定期試験及び検査のための装置
3.6 放射線防護	3.6.1	施設設計は通常条件における運用において従事者と公衆の被ばく線量が法令で定められた線源を超えないよう設計すること。
	3.6.2	施設設計では、管理エリアを定義し、決めて区画すること。以下略

	3.6.3	使用済燃料と管理エリアの境界との距離は少なくとも 100m 以上とすること。
	3.6.4	管理エリアの外側にいる公衆の以下の要因による年間実効線量は 25 μ Sv を超えないこと。 a.環境に排出される液体及び固体廃棄物（ラドンとその子孫核種は除く） b.施設内の線源による外部被ばく c.近郊の核サイクル施設又は放射線施設に起因する外部及び内部被ばく
	3.6.5	公衆被ばく線量を合理的に達成可能な最低レベルに保つために放射性排出物による線量と施設内の線源による外部被ばくに対する運用上の制約には経済的及び社会的因子も考慮に入れること。
	3.6.6	管理エリアの最も近い境界上又はその外側の個人の設計基準事故時の被ばく線量は以下の値を超えないこと。 a.実効線量 50mSv b.皮膚の実効線量 500mSv c.眼の水晶体の実効線量 150mSv
	3.6.7	施設は解体する際に SSC の除染並びに分解が容易にできて発生する廃棄物量と線源強度が最小になるよう設計すること。
3.7 物理的防護		省略
3.8 品質保証	3.8.1	施設の寿命を通して、申請者は標準と法令に従って品質と安全目標を決めた文書化された品質保証システムを作成し、実行し維持すること。
	3.8.2	施設の寿命を通じた全ての段階における全ての活動に対して以下に関係する品質保証計画を適用すること。 a.貯蔵する燃料の未臨界性維持 b.放射線防護 c.使用済燃料の除熱 d.使用済燃料パッケージの遮蔽 e.容器又はパッケージの腐食防止 f.使用済燃料容器の運用要領 g.安全上重要な SSC の保守、試験、検査 h.使用済燃料容器の管理システム i.貯蔵中の使用済燃料特性に関する記録の保管 j.防護及び保安システム
	3.8.3	記録管理システムと文書及び情報保存システムの整備
4.基礎的な性能基準と要件	4.1	使用済燃料の受入から回収を含む全ての活動並びに運用は、少なくとも以下を含む制限と条件に従って行うこと。

	<p>a.臨界に関連する設計特性及びパラメータ；インベントリ、線源、濃縮度、中性子毒物濃度、燃焼度、移動と配置の制限</p> <p>b.燃料取扱い及び貯蔵時のあらゆる配置で未臨界を維持する条件</p> <p>c.施設の寿命及び閉じ込め障壁（燃料被覆管、貯蔵バスケット、貯蔵容器）の劣化防止の観点からの施設内の環境条件（温度、湿度、汚染）、安全上重要なシステムの使用上の制限、コンクリート構造物、容器等の最大許容温度</p> <p>d.使用済燃料容器や貯蔵施設全体への影響の観点からの使用済燃料からの発熱に対する制限</p> <p>e.爆発、火災、容器の変形等の防止の観点からのガス濃度制限</p> <p>f.使用済燃料容器の取扱システムの運用条件</p> <p>g.貯蔵容量はいかなる施設運用時においても確保されねばならない。</p> <p>h.プロセス管理-監査、検査及び試験-を適切に取り入れて使用済燃料が許容基準を満足すること。</p>
4.2	申請者は現状の法令に従い、サイトでの緊急あるいは自己防衛計画を策定すること。以下略
4.3	申請者は運用経験を収集し分類して分析して文書化するための運用経験プログラムを策定し運用すること。以下略
4.4	申請者は安全上重要な SSC の寿命管理のための計画を策定・実行して予防保全措置と定期的試験及び検査を行い施設の安全性を維持すること。
4.5	保管物と施設の監視、定期的試験、検査は文書化された要領に従い実施すること。
4.6	保管物と施設の検査、監視及び保守の結果は記録すること。以下略
4.7	申請者は現状の規制に従って適切な間隔で安全レビュー（定期的安全レビュー；PSR）を行うこと。以下略
4.8	施設の通常運用と異常事象及び設計基準事故への対応は制限と条件を考慮した文書化した要領に従い行うこと。
4.9	<p>運用要領は以下を含めること。</p> <p>a.貯蔵容量管理：申請者は施設の使用済燃料貯蔵量の情報を改訂するために適切なシステムを備えること。</p> <p>b.使用済燃料の受入、取扱い、貯蔵、回収、輸送 以下略</p> <p>c.未臨界性維持の手段</p> <p>d.放射線監視</p> <p>e.基礎的な運用システムとその支援システム： 例：パッケージ及び容器、取扱いシステム、換気及び残留熱除去システム、放射線防護システム</p>

		<ul style="list-style-type: none"> f.施設と装置の定期的監視と検査 g.想定異常事象と事故条件への対応 h.緊急時計画 i.核防護手段 j.物理的防護 k.記録保護と文書管理 l.火災監視
5.施設安全性の評価	5.1	<p>申請書には以下を含む施設の安全研究（Safety Study）を記載すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> a.施設と基本的安全目標を達成するために採用した方法の概要 b.立地特性と立地に関連した安全面の評価 c.施設とそのSSCの詳細説明、設計基準事故と運用モード d.使用した規則、規格及び標準と解析の一覧 e.施設の組織体制 f.取扱いと貯蔵操作の説明 g.使用済燃料の受入基準 h.施設の構造評価 i.熱及び除熱評価 j.遮蔽と使用した材料の評価 k.臨界評価と未臨界余裕 l.放射線閉じ込め評価 m.放射線防護評価 n.想定初期発生事象に対する施設の安全評価とその結果の安全基準及び線量制限との比較 o.運用制限と技術仕様の根拠の説明 p.緊急操作と事故対応ガイドの説明 以下略 q.長期貯蔵の制限と条件への適合性の説明 r.施設の環境条件監視計画の定義 s.リスク評価 t.運用前試験計画 u.品質保証計画の評価 v.廃止計画の評価 w.放射性廃棄物管理計画、保管する廃棄物の特性 x.通常条件及び事故時の環境及び放射線影響評価 y.火災防護計画
	5.2	省略
	5.3	安全研究（Safety Study）は少なくとも2年毎に改訂して、NSC（Nuclear Safety Council）に提出すること。そして、規則や要件

		の変更を反映すること。以下略
	5.4	<p>施設の安全性の定期的レビューに関わらず、以下の場合には施設の安全性をレビューすること。</p> <p>a. サイトの環境条件の大きな変化が認められた時</p> <p>b. 使用済燃料容器の許容基準の大幅な変更を提案する時</p> <p>c. 使用済燃料の特性が施設の制限と条件を超えて予想以上に変化して、修正行動が採れないと考えられる時</p>
	5.5	申請者が施設の供用期間の延長を考える場合は、SSC に対する安全要件が維持できることを評価すること。
6.設計変更	6.1~6.3	省略
7.例外		省略
8.違反と制裁		省略
付録 I		<p>設計基準事象の分類</p> <p>分類 I</p> <p>定期的あるいは通常の運用において頻繁に起こる事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 容器の輸送、検査、荷積み、荷卸し ・ 受入エリアと貯蔵エリアの間の輸送 ・ 使用済燃料の調整 ・ 使用済燃料の貯蔵と回収 ・ 保守又は気象条件 <p>分類 II</p> <p>定期的には起こらない、また年に 1 回程度の頻度で起こる事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 短時間の停電 ・ 運転員のミスで、その後修正されるもの ・ 使用済燃料移送及び取扱い装置の軽微な故障 ・ 単一の動的機器の故障 ・ 動的機器の誤動作 ・ 液体廃棄物処理システムの接続配管の微小漏洩 <p>分類 III</p> <p>頻度が少ないが施設供用中に少なくとも 1 回は起こると考えられる事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 長時間の停電 ・ 使用済燃料移送装置の大きな機械的故障で遮蔽は機能しているが燃料の取り出しが必要なもの ・ ホットセル内での燃料要素の落下 <p>分類 IV</p> <p>発生確率は非常に小さいが、安全上重要な SSC の設計限界を決める</p>

		<p>ために想定する事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・環境事象又は異常気象によるもの：地震、建造物の沈下、暴風、台風及び竜巻、水没、異常気温、大雪、他 ・外部の人的活動に起因するもの：ガス爆発、有毒ガス及び/又は腐食性物質の放出、航空機の墜落による大火災又は衝突（軍用機）
付録Ⅱ		<p>潜在的初期発生事象の一覧</p> <p>外部事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源又は流体喪失：電気、空気、圧縮空気、真空、水、蒸気、冷却材、化学薬品、又は換気 ・電気又は化学薬品の不適切な使用 ・装置の機械的故障 （負荷喪失、破裂、漏洩、脱落、動的機器の誤作動） ・制御計装機器の故障及び人的操作ミス ・施設内の火災及び爆発（ガス発生、危険なプロセス） ・施設内の水没、浸水、タンクの破裂 <p>外部事象</p> <p>自然事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・異常気象条件 （豪雨、大雪、氷結、暴風、落雷、異常高低温、湿度） ・ダム決壊又は河川堤防決壊による洪水 ・地震 ・建造物の沈下 ・ハリケーンと竜巻 ・自然火災 ・動植物の影響（給排気口閉塞、土木建造物の被害） <p>人的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災、爆発、産業施設又は軍事施設あるいは交通インフラからの危険物又は腐食性物質放出 ・墜落航空機の衝突（事故） ・近郊施設の構造又は機械的破損によるミサイルの衝突 ・外部電源喪失 ・その他（インフラの故障、ストライキ、供給中断）

③深層防護の反映例

スペインでは、前述のとおりコンクリートキャスク、輸送貯蔵兼用キャスクを用いた発電所内での使用済燃料乾式貯蔵を実施しており、さらにボルト方式を採用する集中中間貯蔵施設を建設している。これらの貯蔵施設における深層防護原理の主な適用例を表 2.1-61 に示した。

表 2.1-61 スペイン使用済燃料乾式貯蔵施設の深層防護適用例

貯蔵方式	深層防護レベル	施設設計	施設運用
金属キャスク	レベル 1 異常/故障防止	—	—
	レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャスク(二重蓋)	・貯蔵中のキャスク漏洩 監視(蓋間圧力監視) ・定期的安全レビュー
	レベル 3		緊急時対応計画
	レベル 4		緊急時対応計画
コンクリートキャスク	レベル 1 異常/故障防止	—	—
	レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャニスタ(二重蓋)	定期的安全レビュー
	レベル 3		緊急時対応計画
	レベル 4		緊急時対応計画
ボルト (ATC)	レベル 1 異常/故障防止	—	—
	レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：密封容器 (燃料集合体を収納) 三次：収納管	・収納管内ガス採取分析 (He 検知※) ※密封容器内に He を充填し 収納管内に N ₂ を充填する。 ・燃料棒健全性確認 (代表サンプルのホットセル調査) ・鉄筋コンクリート経年劣化調査 (試験片の長期モニタリング) ・定期的安全レビュー
	レベル 3		緊急時対応計画
	レベル 4		緊急時対応計画

(20)スイス[CHE1~15]

①概要

スイスでは現在 5 基の発電用原子炉（BWR2 基、PWR3 基）が運転中であるが、福島第一原子力発電所の事故を受けて連邦政府は 2034 年までにこれら 5 基全てを段階的に閉鎖することを決定した。

スイスでは、以前は使用済燃料をフランスと英国に委託して再処理を行っていたが、2006 年以降再処理を目的とした使用済燃料の輸出を禁止している。そのため現在では、プールで一時的に保管した後に発電所内の中間貯蔵施設又は集中中間貯蔵施設で貯蔵している。ベツナウ

（Beznau）原子力発電所（PWR）とグスゲン（Gösgen）原子力発電所（PWR）には敷地内に中間貯蔵施設を設けており、いずれも 2008 年から使用済燃料の貯蔵を行っている。ベツナウは乾式キャスクによる貯蔵で一方グスゲンは湿式（プール）貯蔵である。ベツナウでは使用済燃料の他に高レベル放射性廃棄物（返還ガラス固化体）も乾式キャスクで貯蔵している。

一方、ヴュレンリンゲン（Würenlingen）放射性廃棄物集中中間貯蔵施設では、乾式キャスクを用いて使用済燃料とガラス固化体や他の放射性廃棄物を貯蔵している。規制機関は ENSI（連邦原子力安全検査局）である。

1)ベツナウ中間貯蔵施設

ベツナウ中間貯蔵施設はベツナウ原子力発電所内に設置された中間貯蔵施設で、ここでは使用済燃料とガラス固化体を輸送・貯蔵兼用キャスクに収納し貯蔵している。この施設は 1994 年に操業を開始し当初は中低レベル放射性廃棄物を保管していたが、2008 年から使用済燃料と返還ガラス固化体の貯蔵を行っている。使用済燃料とガラス固化体は 48 基の輸送・貯蔵兼用キャスクにて貯蔵建屋内で保管している。

2)ヴュレンリンゲン集中中間貯蔵施設

ヴュレンリンゲン集中中間貯蔵施設（ZZL）は、スイスの各電力会社が出資した ZWILAG 社によって操業されている。この施設は貯蔵施設のほかに、コンディショニング施設やキャスクの開放点検等を行うホットセルなども備えている。図 2.1-36 に施設全景を示す。使用済燃料とガラス固化体の貯蔵容量は、輸送・貯蔵兼用キャスク 200 基分である。図 2.1-37 に貯蔵状態を示す。輸送・貯蔵兼用キャスクは貯蔵建屋内で固縛せず縦置きで保管している。



- 1.コンディショニング施設と事務棟
- 2.中低レベル放射性廃棄物貯蔵建屋
- 3.中レベル放射性廃棄物貯蔵建屋
- 4.ホットセル
- 5.受け入れ建屋
- 6.キャスク貯蔵建屋
- 7.焼却熔融建屋
- 8.補助建屋
- 9.連邦中間貯蔵施設（BZL）※

※医療、産業、研究施設で発生する α 廃棄物や中低レベル放射性廃棄物を貯蔵

図 2.1-36 ヴュレンリンゲン集中中間貯蔵施設[CHE13]



図 2.1-37 ヴュレンリンゲン集中中間貯蔵施設(ZLL)のキャスク貯蔵状態[CHE14]

②輸送・貯蔵兼用キャスク

スイスで使用している使用済燃料及びガラス固化体貯蔵用の輸送・貯蔵兼用キャスクの種類と主な仕様を表 2.1-62 にまとめた。キャスクは 1 例を除いて貯蔵中の蓋間圧力監視（漏洩監視）が行えるよう二重蓋である。

なお、ガラス固化体は専用のステンレス鋼製キャニスタに収納し、これをキャスクに収納するのでキャスクとキャニスタの二重の閉じ込め障壁を持つ。

表 2.1-62 スイスの使用済燃料とガラス固化体の貯蔵に使用するキャスク[CHE14]

キャスク型式	収納物	構造	製造メーカー
TN24	使用済燃料	金属キャスク(鍛造), 二重蓋(Oリング)	TN (仏)
TN81CH	ガラス固化体	金属キャスク(鍛造), 二重蓋(Oリング)	TN (仏)
CASTOR HAW20/28CG	ガラス固化体	金属キャスク(鋳造), 二重蓋(Oリング)	GNS (独)
CASTOR HAW28M	ガラス固化体	金属キャスク(鋳造), 二重蓋(Oリング)	GNS (独)
TN-NOVA	使用済燃料	金属キャスク(鍛造), 溶接蓋を検討	TN (米)
HI-STAR180	使用済燃料	金属キャスク(鍛造), 二重蓋(Oリング)	Holtec (米)

③技術要件

前述のとおりスイスの使用済燃料を含む放射性廃棄物管理に関わる安全規制は ENSI が所轄する。すなわち ENSI が使用済燃料と高レベル放射性廃棄物の中間貯蔵に関する直接的な規制・監督を行い、またその安全確保のための指針を策定している。

表 2.1-63 に貯蔵施設に対する安全指針 (ENSI-G04)の主要部分を示し、表 2.1-64 に輸送貯蔵兼用キャスクに対する安全指針 (ENSI-G05)の主要部分を示す。これらの中から深層防護原理に基づいていると考えられる規定の主なものを以下に挙げる。

- ・貯蔵建屋は航空機衝突に対する耐性を持つこと。
- ・航空機が衝突して火災が発生することを想定し、個人被ばく線量が 100mSv を超えないこと。
- ・ENSI-G13 に従う放射線監視システムを設けること。
- ・使用済燃料を装荷した輸送貯蔵容器に対しては容器表面及び建屋各部の温度を測定すること。
- ・建屋内雰囲気汚染レベルを制御する換気システムを備えること。貯蔵物から放出される放射性ガスは換気システムによって除去処理すること。
- ・安全な運用と事故防止並びに事故の影響軽減のために特有な要件を明らかにする。
- ・通常状態からの逸脱と事故、貯蔵物、施設及び装置の特性変化を早期に検知できること。
- ・使用済燃料を装荷する輸送貯蔵容器は二重蓋を備えること。
- ・容器の材料は十分な経年劣化に対する耐性を持つこと
- ・使用済燃料の制限温度は燃料被覆管の健全性から決定すること。
- ・貯蔵期間を通じて密封性を連続的に監視できること。
- ・密封機能を喪失した場合でも放射性物質が外部に出ないこと。
- ・地震時に容器が転倒しないこと。

表 2.1-63 スイスの使用済燃料管理指針 ENSI-G04（貯蔵施設に対するもの）[CHE4-1,4-2]

分類	条	内容
1.序論		省略
2.主題と範囲		この規則は最終処分に供する放射性廃棄物と使用済燃料に適用する。
3.根拠法令		省略
4.事故防止		貯蔵建屋に対して航空機衝突に対する耐性を証明する。 非従事者の線量は 100mSv を超えないこと。
5.臨界		通常運転時及び事故時において廃棄物を含む核分裂性物質を保管する貯蔵建屋は未臨界性を保証できること。
6.設計要件		
6.1 貯蔵建屋の要件		貯蔵建屋の要件 a.対象物の貯蔵 b.貯蔵物を気象環境から保護する。 c.公衆と環境を貯蔵する危険物質の放出から守る。
	6.1.1	構造要件
		a.貯蔵建屋を設計する場合、適切な建築物規制に従い想定する貯蔵期間を考慮すること。さらに、次の設計要求を考慮すること。 a.建屋崩壊により T/L 容器が瓦礫に埋没する場合に ENSI-G05 4.10 に規定する制限温度に達する時間までに容器の冷却を回復できること。 b.使用済燃料又は高レベル廃棄物を装荷した T/L 容器が ENSI-G05 4.11 に規定する制限温度以下の温度で貯蔵できること。 c.建屋の床が収納物を含む容器と輸送機器による最大荷重に耐えること。 d.放射性物質の放出に対する適切な抑制システムを備えること。
	6.1.2	容量と利用概念
		貯蔵容量は十分余裕を持つこと。
		貯蔵物の保守点検と修理及び検査のための十分な場所を確保すること。
		使用済燃料及び/又は高レベル放射性廃棄物を T/L 容器で貯蔵する場合は、適切な間隔を設けること。
	6.1.3	独立性
	既存の原子力施設の敷地内に設置する貯蔵建屋に対しては、インフラを共用できる。 以下略	
6.2 貯蔵建屋内の装置に対する要件	6.2.1	取扱い装置と吊り上げ装置 これらは貯蔵物や貯蔵建屋の取扱、保守、検査及び監視と建屋の運用のために備えられる。

		取扱い装置は損傷した貯蔵物を取扱えるよう設計すること。
		ホイストは KTA3902 の規則に従い設計すること。
	6.2.2	監視システム
		ENSI-G13 に従う放射線監視システムを設けること。作業によっては必要に応じ携帯式モニタリング機器を使用すること。
		使用済燃料を装荷した T/L 容器に対しては ENSI-G05 に従い容器の密封監視システムを設けること。さらに、容器表面及び建屋各部の温度も測定すること。
	6.2.3	換気システム
		建屋内雰囲気汚染レベルを制御する換気システムを備えること。貯蔵物から放出される放射性ガスは換気システムによって除去処理すること。
		使用済燃料及び/又は高レベル放射性廃棄物の発熱を受動的に排出するため建屋には給気口と排気口を設けること。
		貯蔵物の材料の耐食性が十分でない場合は、技術的及び気象に関係する方法によって局部濃縮を防止すること。
6.3 湿式貯蔵に対する追加要件		省略
7. 運転要件		
7.1 原理		原子力施設の運転要件に加えて、以下の貯蔵施設特有の要件を適用する。 安全な運用と事故防止並びに事故の影響軽減のために特有な要件を明らかにする。 通常状態からの逸脱と事故、さらに貯蔵物、施設及び装置の特性変化を早期に検知する手段がある。
7.2 責任		省略
7.3 許容基準		省略
7.4 貯蔵施設における貯蔵		省略
7.5 大きな放射性機器の仕様		省略
7.6 水プールでの原子炉廃棄物と使用済燃料要素の保管		省略
7.7 インベントリ管理		省略
7.8 検査と保守		T/L 容器に対しては密封監視及び温度が ENSI-G05 の基準を満足し

		ていることを確認する。結果は評価し文書化すること。
		修理作業に必要な器具は何時でも使える状態にしておくこと。
7.9 計量管理と 定期的報告		省略

表 2.1-64 スイスの使用済燃料管理指針 ENSI-G05 (容器に対するもの) [CHE7]

分類	条	内容
1.序論		省略
2.主題と範囲		この規則は使用済燃料の乾式貯蔵に用いる輸送・貯蔵容器 (T/L 容器) とガラス固化体 (HAA) の設計、製造及び運用に適用する。中間貯蔵に対する特有の解釈原理は HSK-R-29 (将来の HSK-G004) にある。
3.根拠法令		省略
4.安全要件		
4.1 静的及び動的設計荷重		T/L 容器は可能であれば ASME Sec III Div3 "Containment Systems for Storage and Transportation Packaging for Spent Nuclear Fuel and High Level Radioactive Material and Waste2" に適合すること。ASME に適合しない点は妥当性を示すこと。 ASME の規定 a.通常条件 以下略 b.仮想事故条件
4.2 蓋システムに対する要件		使用済燃料を装荷する T/L 容器は二重蓋を備えること。製造時にシール面に割れが無いことを確認すること。二重蓋を持つ容器の製造に関して ASME Section III、WB6000 に従い検査を行うこと。
4.3 容器の密封性保証		蓋シールの漏洩率は $10^{-8} \text{Pam}^3/\text{s}$ を超えないこと。
		密封性が想定貯蔵期間の通常運転状態を通じて維持されるよう製造すること。
		貯蔵期間を通じて密封性を連続的に監視できること。
		密封機能を喪失した場合でも放射性物質が外部に出ないこと。
		貫通部及び開口部は容易に漏洩検査が行えること。
4.4 未臨界性の保証		T/L 容器を水没状態でどのように配列しても未臨界を保証できること。
4.5 材料の経年劣化に対する要件		容器の材料は十分な経年劣化に対する耐性を持つこと。安全解析書で、材料選定の妥当性を説明すること。
4.6 圧力障壁の設計要件		圧力容器のシーム溶接は完全溶け込み溶接とする。溶接表面が UT 検査できるよう設計すること。安全解析書に圧力容器の溶接設計と特性を示すこと。また、製造時に割れとインクルージョンの検査を行うこと。
4.7 航空機衝突に対する防護		航空機が衝突して火災が発生することを想定し、個人被ばく線量が 100mSv を超えないこと。(HKS-G02 の基準による)

		※スケールモデル試験が行われて事故後の漏洩率を測定している。
4.8 地震時の要件		地震時に容器が転倒しないこと。また、地震前後の隣接容器間隔の変化が 4.10 と 4.11 の要求を満足するものであること。
4.9 線量率の制限		T/L 容器の通常条件の線量率は以下を超えないこと。 <ul style="list-style-type: none"> ・表面から 2m 0.1mSv/h (局所) ・表面 10mSv/h (局所) ・表面 0.5mSv/h (平均) 安全解析書にて適切な数値根拠を示すこと。
4.10 収納物の温度制限		貯蔵中のガラス固化体の最高温度は 450℃を超えないこと。
		使用済燃料の制限温度は燃料被覆管の健全性から決定すること。
		容器の全ての構成機器はその材料の規定温度範囲にあること。
		少なくとも以下の部位の温度を評価して示す必要がある。 a.燃料被覆管の最高温度、ガラス固化体の最高温度 b.容器の内面及び外面 c.減速材の内面及び外面 d.容器端部の主要シール
		崩壊した建屋に容器が埋没する場合と航空機衝突後の火災時については、制限温度に到達する時間を評価する。
4.11 容器表面と建屋の温度制限		容器の表面温度と建屋が容器の支持構造部と繋がる部分の温度は制限温度を超えないこと。
		制限温度は施設運営者の要求に応じて監督当局が決定する。施設の認可申請が無い場合、又は申請の妥当性が十分証明できない場合は、容器表面 120℃、建屋 100℃を適用する。 空建屋入口の空気温度は 32℃が用いられる。
4.12 輸送認可		T/L 容器は B(U)F 型の認可を取得すること。
4.13 貯蔵物の排出性		貯蔵中いつでも容器を搬出できるようにすること。
5.設計、建設、容器の製造と検査の監視		省略

④深層防護の反映例

スイスの乾式貯蔵施設における深層防護を適用する設計例及び運用例を表 2.1-65 に示す。スイスではドイツと同じく二重蓋を持つ輸送貯蔵兼用キャスクの使用を義務付けており、キャスクが第二の閉じ込め障壁となる。また、ENSI-G04 では貯蔵建屋の要件の一つに貯蔵物から放出される危険物質から公衆と環境の防護を規定しており、このことから貯蔵建屋を放射性物質放出に対する追加障壁と見なすことができる。

表 2.1-65 スイスの輸送貯蔵兼用キャスクによる乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管 二次：キャスク（二重蓋）	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中のキャスクの漏洩の連続監視(蓋間圧力監視) ・キャスク表面温度及び貯蔵建屋各部温度監視
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋内換気システム ・貯蔵建屋 (外部事象及び放射性物質放出障壁) 	放射線モニタリング
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵建屋内換気システム ・貯蔵建屋 (外部事象及び放射性物質放出障壁) 	放射線モニタリング

(21)台湾[TWN1~5]

①概要

台湾ではこれまで3つのサイト（第一～第三原子力発電所）に6基の発電所原子炉（BWR4基、PWR2基）が建設されてきた。このうち3基（第一（金山）原子力発電所1,2号機（BWR、60.4万kW）と第二（国聖）原子力発電所1号機（BWR、95万kW）は設計寿命を終え運転停止しているため現在運転中のものは3基である。

金山原子力発電所では敷地内に乾式貯蔵施設建設が進められている。また、国聖原子力発電所でも同じく乾式貯蔵施設建設計画がある。規制機関は原子能委員会である。

②金山原子力発電所の乾式貯蔵施設

第一（金山）原子力発電所の第1期の使用済燃料乾式貯蔵施設で使用する貯蔵システムは、多目的キャニスタ（MPC）を用いる米国NACのコンクリートキャスクシステム

（MAGNASTOR）である。図2.1-38にイメージを示す。2008年に当局から建設が認可されて乾式貯蔵施設の第1期工事は完了しており、ホット試運転試験を待つ段階である。

この乾式貯蔵施設は、敷地面積0.45ヘクタールで計300基のコンクリートキャスク（BWR使用済燃料集合体56体収納）を貯蔵できる。図2.1-39に貯蔵施設外景を示す。発電所敷地境界の線量制限は年間0.05mSvで台湾の規制値（0.25mSv/年）の5分の1である。

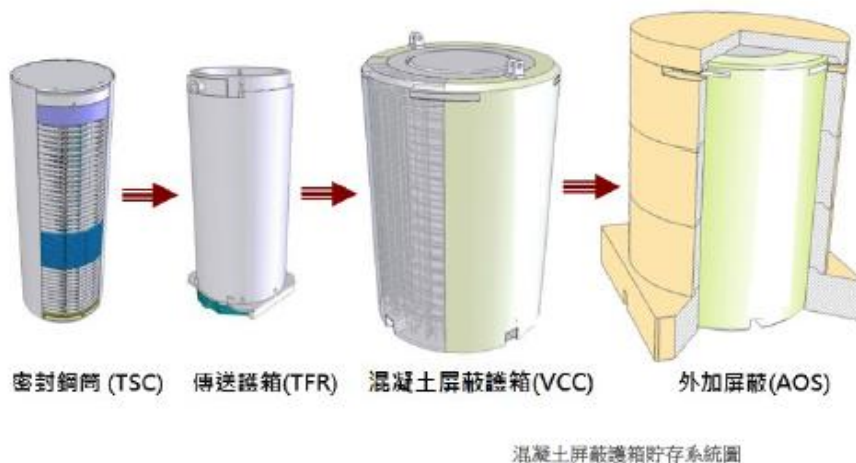


図 2.1-38 第一（金山）原子力発電所の乾式貯蔵に使用する MAGNASTOR システム[TWN1]



図 2.1-39 第一（金山）原子力発電所の乾式貯蔵施設[TWN1]

コンクリートキャスク方式による乾式貯蔵に対する主な技術的課題とそれらに対する対応は以下のとおり。[TWN1]

1)給排気口の閉塞

- ・異物による閉塞防止のためエアフィルター設置
- ・排気口の空気温度監視
温度モニターを設置し、監視センターに接続。定期的な人による点検。
- ・警報装置
異常警報

2)土砂によるキャスク埋没

土工用具、清掃車、及びホースを使用して、コンクリートでシールドされたボックスの吸気口と排気口から土と石の詰まりを 85 時間以内に取り除く。

3)キャニスタの腐食及び SCC

- ・肉厚 15.5mm の 304L ステンレス鋼を使用。50 年間の孔食深さは保守側に 0.094mm と評価。
- ・蓋溶接時の温度制御による残留応力低減
- ・蓋溶接後の X 線検査。
- ・温度管理による潮解抑止

4)貯蔵中のキャニスタ監視

キャニスタと同じ材料の監視用片を給気口付近に設置し、定期的にチェック。

5)燃料健全性確認

- ・原子炉運転記録（一次冷却材中の同位体レベル）による漏洩有無確認
- ・装荷前の燃料吸引テスト（Kr 検出）による漏洩有無確認

6)航空機落下

- ・施設への航空機落下確率は 10^{-7} 未満
- ・米国の解析ではコンクリートキャスクへの航空機落下（B-747、B-767、F-16）によるキャニスタから放射性物質の放出がない結果が得られている。

③国聖原子力発電所の乾式貯蔵施設

第二（国聖）原子力発電所においても第一原子力発電所と同様のコンクリートキャスクを用いる使用済燃料乾式貯蔵施設の建設が計画されている。

④技術要件

表 2.1-66 に台湾の使用済燃料乾式貯蔵施設の安全審査指針の主要部分を整理した。ここから台湾における使用済燃料乾式貯蔵施設の設計、建設、運用に対する規制要件を読み取ることができる。これらの中から深層防護原理に基づくと考えられる規定の主要なものを以下に挙げた。

- ・ 損傷した燃料又は適切に吊り上げることができない燃料は、金属製容器（キャン）に収容すること。
- ・ 酸化又は水素化物による燃料被覆管の機械的強度低下を考慮して健全性への影響を評価すること。
- ・ 施設の放射線量モニタリング、貯蔵容器の温度、シールの監視及び日常点検の計画を説明すること。
- ・ 密閉システムがステンレス鋼の溶接密閉キャニスタである場合、環境中の塩化物による応力腐食割れの可能性があることを考慮すること。
- ・ 燃料被覆管の最高温度は、通常貯蔵時及び短期間の装荷時において 400°C を超えないこと。また、異常又は事故が発生した場合、燃料被覆管の最高温度は 570°C を超えないこと。
- ・ 金属シールには、閉じ込め機能低下を検知するため能動的な監視装置を備えること。
- ・ 閉じ込めシステムは、受動的な方法により使用済燃料を経年劣化から保護できること。
- ・ 貯蔵施設の環境放射線モニタリング計画を策定すること。
- ・ 火災防護設計と対策、火災検知と火災防護機能、関連ユニットの火災と救急車のサポート、火災と火災関連機器の保守と管理、及び火災と火災関連の人員訓練計画を立てること。

なお、台湾原子能委員会は、米国連邦規制 10 CFR Part 72 及び関連する審査用図書と米国原子力規制委員会の技術指針を参照して、安全管理の基盤として綿密な規制システムを形成している。

[TWN5] このため、米国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件がほぼそのまま適用されることが考えられる。

表 2.1-66 台湾の使用済燃料乾式貯蔵施設の安全審査指針[TWN3]

条	項	内 容
一. 包括的概要 (一)はじめに	1	理由及び目的 施設運営者は、この乾式貯蔵施設の設置を申請する必要性と目的を明確に述べ、使用済燃料貯蔵に使用される容器のソース、タイプ、冷却期間、量及び量を貯蔵する計画を策定すること。
	2	固有名詞 省略
	3	引用する規制、標準及び技術仕様 省略
(二)施設の全体概要	1	位置 施設の場所と適切な縮尺の地図を記述し、縮尺とエリア名を地図に表示すること。
	2	貯蔵システムの概要と制限値 貯蔵システムの貯蔵容器と昇降装置を説明すること。 貯蔵容器については、以下を記載する。 ・使用済燃料の種類、量、特性、使用済燃料の最大容量、貯蔵容器の高さ制限、最大線量率制限等 ・表面温度制限 ・中性子実効増倍率(keff)の上限
	3	供用期間 施設の設計供用期間と運用工程を説明すること。
	4	取扱い要領 使用済燃料の積み込み、積み下ろし、輸送、受け取り、保管、再取出しの取扱い手順を説明し、フローチャートを添付すること。
	5	施設の構成 施設の基礎、建物、貯蔵容器の配置、セキュリティシステムなどの施設の構成を説明し、適切な縮尺で施設計画マップを作成する。
		(1)地形 省略
		(1)地質と地震 1)地質 2)掘削データ 3)岩盤支持力 4)斜面又は水路 5)地震特性 6)火山活動 (2)水理

		<p>(3)気象</p> <p>(4)周辺の人口、交通、周辺施設</p> <p>(5)サイト特性パラメータ</p>
<p>三.施設の設計基準</p> <p>(一)貯蔵容器設計</p>	1	燃料の長さ、幅、重量、モデルとウランの重量、初期燃料濃度、燃料消費量、冷却時間、崩壊熱、燃料の完全性、有効スタッキング密度、ジャケット材料と厚さ、燃料ペレットなどの使用済み核燃料特性 燃料棒、水棒、非燃料集合体などの直径、配列の種類と数、及び燃料特性データベースを構築すること。
	2	通常運用状態、異常運用状態、事故、自然災害下での貯蔵容器の設計基準：施設のサイト条件、構造、及び操作特性を十分に考慮し、構造、熱伝達、遮蔽、未臨界状態を維持できること。そして、閉じ込め機能及び関連規制、工業規格、技術仕様の要件を満たすこと。
	3	<p>損傷した燃料又は適切に吊り上げることができない燃料は、金属製容器（キャン）に収納すること。</p> <p>なお、損傷した使用済み燃料の貯蔵設計に関して、米国原子力規制委員会（NRC）が発行した暫定審査官手引書（ISG-1）に燃料貯蔵の分類と損傷燃料状態の輸送に関する分類を規定している。</p>
	4	燃焼度の高い燃料の貯蔵設計：酸化又は水素化物による燃料被覆管の機械的強度低下を考慮して燃料被覆管健全性への影響を評価し説明すること。
	5	貯蔵容器の設計は、国家原子力安全当局に承認されること。容器の製造業者は、その申請書、審査及び承認文書のコピーを提出し、国内サイトの特性に従って説明を行うこと。
	6	容器の設計変更 省略
<p>(二)構造安全設計</p>	1	原子力発電所の敷地内に設置する乾式貯蔵施設の基礎と貯蔵容器の耐震設計は、設計基準地震（DBE）に基づいて設計すること。また貯蔵建屋は内務省の「建物の耐震設計の設計と仕様」に従って建設すること。
	2	原子力発電所の敷地外に設置する乾式貯蔵施設の基礎及び貯蔵容器の耐震設計基準は、原子炉プラントの耐震設計基準の評価方法に従うこと。施設の敷地内にある建物の耐震設計基準は、内務省の「建物の耐震設計の設計と説明」又はその評価方法に従うこと。
	3	保管容器の耐震設計は、通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下で使用済み燃料の構造健全性が維持できること。
	4	乾式貯蔵施設は、200年に一度の頻度の洪水レベルを十分に考慮し、必要な洪水制御設計又は関連する対策を行うこと。
	5	乾式貯蔵施設が海岸近くにある場合は津波を十分に考慮し、必要な耐津波設計又は関連する制御手段を講じること。

	6	乾式貯蔵施設は、土木設計、構造設計、洪水制御と排水の設計、火災システムの設計及び施設構造の耐熱性、耐久性、耐食性、耐摩耗性を十分に考慮すること。通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下での施設構造及び動作特性は、貯蔵容器の構造、熱伝達、遮蔽、未臨界性及び閉じ込め機能に影響を与えないこと。
(三)補助システム及び機器設計	1	保管及び荷降ろしコンベアシステム、真空乾燥及び不活性ガス充填、放射性廃棄物処理システム、及び耐食性の設計又は関連する対策は合理的に保守的であること。また関連規則、工業規格、技術仕様の要件を満たすこと。
	2	乾式貯蔵施設の再取出し設備の設計は、施設の敷地、構造、及び運転の特性を十分に考慮し、通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下での再取出し設備の構造と熱伝達を維持できること。
	3	乾式貯蔵施設が原子力発電所の敷地内にあり、補助システムが発電所のシステムに接続されている場合、既存の原子炉施設の構造物、システム、機器及び運転安全性への影響を評価すること。
	2	施設の再取出し設備の設計を説明すること。施設の場所、構造、及び操作の特性を十分に考慮し、関連する関連規制、産業標準、技術仕様を遵守する必要がある。
(四)一般システム及び設備の設計	1,2	省略（通信、電気、ユーティリティ等）
(五)SSC の分類		安全機能を有する SSC の分類 省略
(六)放射線安全設計	1	施設の公衆に対する乾式貯蔵施設の年間実効線量は、「放射性廃棄物の処分と貯蔵及び施設の安全管理に関する規制」に規定されている 0.25mSv を超えないこと。
	2	原子力発電所の敷地内に設置する乾式貯蔵施設に対しては、「原子力発電所の環境放射線量の設計仕様書」に規定する施設外の一般職員に対する全施設の年間実効線量は 0.5mSv を超えないこと。
	3	乾式貯蔵施設の環境影響評価が規制限界を下回っている場合でも、設計限界を満たすこと。
	4	乾燥貯蔵施設での事故時における施設外の一般公衆の実効線量は 50mSv を超えないこと。
(七)運用安全設計	1	使用済燃料の吊り上げ、積み込み、積み降ろし、受入れ、貯蔵保管、及び再取出しの安全設計は、施設の場所、構造、及び運用特性を十分に考慮すること。また、異常運用状態、事故時及び自然災害において、貯蔵容器の構造健全性、熱伝達、遮蔽、未臨界性及び閉じ込

		め機能に影響を与えないこと。
	2	乾式貯蔵施設の構成図は、照明、換気及び排気システム、監視システム、昇降及び荷降ろし設備など、規制、工業規格及び技術仕様に準拠する必要がある各重要な作業エリアの安全設計を説明すること。
	3	通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下における既存の原子炉施設の構造物、システム、機器及び運転安全性に対する影響を考慮すること。
(八) 異常運用状態、事故及び自然災害の防止と対応		使用済燃料を吊り上げ、積み込み、積み降ろし、積み込み、受入れ、貯蔵及び再取出しに使用する設備は、異常運用状態、事故時及び自然災害下での影響を考慮し、予防設計又は関連する対策を採用して、予防と抑制を行うこと。
(九) 施設の建設	1	施設建設に関する計画、建設範囲、建設範囲を適用される規制、産業標準、技術仕様を含めて詳細に説明すること。
	2	建設計画は、建設プロジェクト、タイムスケジュール及び管理方法を詳細かつ図式的に説明するものであること。原子炉施設の敷地内に乾式貯蔵施設を設置する場合は、建設期間中の原子炉施設の構造、システム、機器及び運転安全性への影響を評価すること。
(十) 設計基準のための資格分析と評価支援文書		省略
四. 施設の管理運営及び人材教育 (一) 管理運営		省略
(二) 運用管理	1	操作要領 施設の建設の製造、保守、放射線防護、安全確保、品質保証等について施設の全ての段階での操作手順を説明すること。
	2	監査 省略
	3	施設の運用管理には、建設、試運転、運用、及び廃止措置の運用手順を含み、また監査及び監査システムを確立すること。
(三) 人材教育		省略
五. 施設運営計画 (一) 操作要領	1	吊り上げ及び荷降ろし (1)貯蔵容器に装荷する使用済燃料の健全性確認のための方法と基準及び装荷前後の燃料の識別と確認要領を示すこと。 (2)プールに沈める前の貯蔵容器の検査と、容器の昇降作業手順を詳細に決めること。また、貯蔵容器の上蓋の溶接中の水素濃度を監視し、貯蔵容器内の水素濃度を適切に除去又は低減すること。 (3)貯蔵容器の真空乾燥、ヘリウム充填、密封溶接の要領、検査要領

		及び許容基準を規定すること。 (4)施設の地盤構造を評価し、地震対策について説明すること。
	2	輸送 (1)輸送作業計画を説明すること。各作業には、貯蔵容器と輸送補助装置の検査、積み込み、除染、吊り上げ作業の手順が含まれる。 (2)上記作業中の熱除去能力、未臨界性及び放射線防護を維持するための対策を記載すること。また計画輸送ルート、地下埋設の種類、埋設の深さ及び輸送方法、人員、車両の汚染防止対策を説明すること。 (3)輸送の事故解析では、「構造評価」と「異常運用状態、事故、自然災害」の安全性評価について詳しく説明すること。
	3	受入れ及び貯蔵 貯蔵容器の受入れ、貯蔵及び取り出しの作業計画を説明すること。
	4	操作プロセス 一連の操作と制御方法をフローチャートで示すこと。重要な手順に対しては、事故を防ぐための対策を説明し、関連するシステムと機器の動作特性と制限を示すこと。
(二)貯蔵中検査		施設の放射線量モニタリング、貯蔵容器の温度、シールの監視及び日常点検の計画を説明すること。
(三)補助システム及び機器の操作		遠隔又は自動溶接機、現場溶接シールド、シール、原子炉内外の輸送操作のための機器とシステムを含む補助システムとそれらの機器の運用計画を提示すること。さらにボード、排水及びブローダウンシステム、水素検出システム、真空乾燥システム、油圧テストシステム、ヘリウムリーク検出システム、貯蔵容器ダンピング防止装置などの操作手順を示すこと。
(四)一般システム及び設備の運用		省略
(五)施設のシステム及び機器の保守		施設の重要な構成要素と機器の保守計画を説明すること。
	1	省略
	2	密閉システムがステンレス鋼の溶接密閉キャニスタである場合、施設の運営者は、環境中の塩化物がステンレス鋼の応力腐食割れを引き起こす可能性があることを考慮すること。
(六)材料の認定	1	貯蔵容器保管及び安全性に関連する重要な機器の材料の選択、特性及び適用される規制、標準、また材料認証に関わる文書を記載すること。
	2	全ての非破壊試験並びに構造、圧力、漏れ、材料試験などの試験結果と認定基準を記載すること。

六.重要な安全評価 (一)重要な設計基準	1	設計解析に適用する規則、標準及び技術仕様を詳細に記述すること。
	2	通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下における使用済燃料の吊り上げ、積み込み、積み降ろし、受け取り、貯蔵、再取出しの操作に関する未臨界状態の安全設計要件を維持できること。
	3	通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下における貯蔵容器の中性子実効増倍率 (keff) は 95%信頼区間での不確定性を考慮して 0.95 を超えないこと。
	4	固定した固体中性子吸収材を使用して、中性子吸収材が貯蔵容器の寿命中にその機能を維持することを確認すること。
(二)使用済燃料の特性	1	燃料の長さ、幅、重量、モデルとウランの重量、初期燃料濃度、燃料燃焼度、冷却時間、崩壊熱、燃料健全性、有効ペレット密度、燃料被覆管材料と肉厚、燃料ペレットなどの使用済燃料特性 燃料棒、燃料内挿物などの寸法、配列、数及び燃料特性データベースを構築すること。
	2	保守的に燃焼度クレジットは採用しないこと。
(三)重要な計算	1	通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下における貯蔵容器の中性子実効増倍率 (keff) は 95%信頼区間での不確定性を考慮して 0.95 を超えないこと。
	2	燃料濃縮度が異なる燃料が混在する場合の計算に使用される均質化方法は、保守的な結果を得ることができることを証明すること。また 使用する燃料密度の値は、十分に保守的に設定すること。
	3	中性子吸収材の密度は、原則として標準密度の 75%に設定すること。ただし、関連する材料試験証明書がある場合は試験値を用いてもよいが上限は 90%とする。
	4	製造公差と燃料棒の変位によって生じる最大反応度を考慮し、水又は水蒸気で満たされた減速条件下でも貯蔵容器の未臨界性が維持できることを評価すること。
	5	安全解析に使用するコンピュータープログラムと断面積データは、学界と産業界で広く使用されているものを用いること。また、過去に同様のシステムの評価を行って、計算モデルが十分に保守的であり、考えられる全てのシナリオをカバーしていることを実証すること。
(四)重要なベンチマーク検証		省略
(五)		省略
七、構造評価	(一)	貯蔵容器は、米国機械学会 (ASME) のボイラー及び圧力容器規格 (BPVC) 又は他の同様の規格に適合すること。

	(二)	貯蔵容器は、放射性物質に損傷を与えることなく、さまざまな異常状態、事故及び自然災害下で構造健全性を維持できること。
	(三)	種々の通常操作、異常状態又は事故の下での貯蔵容器の応力は、米国規格協会（ANSI）によって公開された基準等に適合すること。
	(四)	乾式貯蔵施設が原子力発電所の敷地内にある場合、施設の耐震評価は、原子力発電所の最終安全解析報告と一致する設計基準の耐震値に基づくこと。
	(五)	乾式貯蔵施設が原子力発電所の敷地外にある場合の施設基部及び貯蔵容器の耐震設計は、原子炉プラントの耐震設計の基準及び評価方法に従うこと。
	(六)	施設運営者は、構造評価に関連する材料の特性を説明し、耐摩耗性を確認すること。
	(七)	省略
八、伝熱評価	(一)	崩壊熱除去システム 崩壊熱除去システムの機構と崩壊熱の除去について詳しく説明すること。
	(二)	材料の温度制限と伝熱特性 1.燃料被覆管の最高温度は、通常貯蔵時及び短期間の装荷時において400℃を超えないこと。 2.システムに異常又は事故が発生した場合、燃料被覆管の最高温度は570℃を超えないこと。 3.関連する構成部材に関する関連情報と、崩壊熱除去経路におけるそれらの伝熱特性を詳細に説明し、参照情報が適切な参考文献から導き出されるか検証すること。
	(三)	熱伝達負荷と周囲の環境条件 1.使用済燃料の崩壊熱は、燃料消費や冷却時間などの実際的な条件下で計算すること。 2.太陽入熱に関する条件は、適切な参考文献から実際のサイトの条件に従って導出すること。 3.周囲温度は、年間の最高日平均気温の平均とすること。
	(四)	解析方法、モデル、計算 1.熱流解析プログラムとモデルは、貯蔵システムに適用できること。 2.通常操作、異常状態、事故及び自然災害の下で閉じ込めシステムの内圧の計算に使用する仮定は合理的で保守的なものであること。 3.解析モデルは、メッシュ感度解析を行いメッシュ分割に起因する解析誤差を反映して、使用するメッシュ設定が合理的に保守的であることを確認すること。

		4.燃料の装荷と移送、通常運用状態、異常運用状態、事故及び自然災害の条件下で、熱伝達解析で使用する解析ケースとその仮定及び境界条件は合理的で保守側であること。
	(五)	伝熱評価結果 1.燃料の装荷と移送、通常運用状態、異常運用状態、事故及び自然災害の条件下での安全機能を持つ構造物、システム及び機器の温度評価結果は材料の温度制限を満たすこと。 2.貯蔵容器の通常運用状態、異常状態、事故及び自然災害において、燃料棒の破損率はそれぞれ1%、10%、100%、30%と想定すること。破損した燃料棒からFPガスと初期封入ヘリウムが放出される場合の閉じ込めシステムの内部圧力は、設計にて設定した制限値以下であること。
	(六)	伝熱解析モデルの信頼性を確保するために、伝熱解析プログラムを検証すること。
	(七)	省略
九.遮蔽評価	(一)	放射線遮蔽設計ベンチマークは規制要件を満たし、合理的に保守的であり、適切な放射線防護を提供できること。
	(二)	燃料棒の種類、燃料燃焼度、冷却時間、中性子源、軸方向の燃焼度分布及び線源分布等を含む放射線源の種類と特性を詳細かつ正確に設定し、また評価条件は合理的で保守側であること。
	(三)	貯蔵容器と輸送取扱い時の遮蔽の計算モデル（形状、材料、光源、検出器の設定など）は詳細かつ合理的であり、解析プログラムの検証が行われていること。
	(四)	貯蔵容器の表面線量率、給排気口の線量率及び施設境界の線量率は、設計基準又は規制線量制限要件を満たすこと。
	(五)	特別な場合を除く主な作業被曝は次の年間線量限度を満たすこと。 1.連続する5年ごとの実効線量は100 mSvを超えてはならず、1年間の実効線量は50 mSvを超えないこと。 2.眼の水晶体の等価線量は1年以内に150 mSvを超えてはならず、皮膚又は手足の等価線量は1年以内に500 mSvを超えないこと。
	(六)	公衆の個人線量は以下の規制限度を満たすこと。 1.施設外の一般公衆に対する乾式貯蔵施設の年間実効線量は、「放射性廃棄物の処分と貯蔵及び施設の安全管理に関する規制」の規定に従い、0.25mSvを超えないこと。 2.乾式貯蔵施設が原子力発電所の敷地内にある場合は発電所内の全ての施設の発電所外の一般公衆に対する年間実効線量は0.5 mSvを超えないこと。
	(七)	事故時においては、米国連邦規則第10部のパートCのセクション

		106 (b) (10CFR72.106 (b)) 及び施設外の公衆の規定に従い実効線量が 50 mSv を超えないこと。
	(八)	異常状態においては 10 CFR 72.104 (a) に従い、施設外の一般公衆の年間実効線量は 0.25 mSv を超えないこと。
	(九)	省略
十.シールの安全性評価	(一)	閉じ込めシステムとそれに関連する安全解析書の一般的な説明、設計図及びリストは、審査官が穿孔、溶接、閉じ込めなどの関連作業を理解できるように十分詳細であること。
	(二)	貯蔵容器本体、底板、上蓋を含む貯蔵容器の閉じ込めシステムの主要機器の技術仕様と操作は ASME BPVC 又は他の同じクラスの規格に準拠すること。
	(三)	閉じ込めシステムの胴本体の軸方向及び円周方向の溶接ビードは、X 線試験 (RT) 及び浸透試験 (PT) 又は他の同様の原子力産業界の規格及び仕様に従って検査を行うこと。
	(四)	閉じ込めシステムの胴本体と上蓋の溶接接合部は、超音波探傷試験 (UT) 及び液体浸透試験 (PT) 又は同レベルの原子力産業界の標準及び仕様のその他の試験方法により検査を行うこと。
	(五)	閉じ込めシステムの胴本体の製造後に ASME BPVC Section III NB-6000 又は NC-6000、又は同じクラスの他の原子力産業標準及び仕様準拠する検査を行うこと。
	(六)	閉じ込めシステムの耐漏洩性は、ANSI N14.5 又は同じクラスの他の原子力産業の標準及び仕様の要件を満たすこと。
	(七)	施設運営者は、通常の操作、異常状態、事故及び自然災害下での解析結果に基づいて、発生する可能性のある線量が規制要件を満たすことを示すこと。
	(八)	金属シールには、閉じ込め機能低下を検知するため能動的な監視装置を備えること。
	(九)	閉じ込めシステムは、受動的な方法により使用済燃料を経年劣化から保護できること。受動的な保護方法には、乾燥、真空引き、不活性ガスの充填などが含まれるが、これらに限定されない。
	(十)	省略
十一、異常状態、事故、自然災害時の安全性評価	(一)	<p>異常状態の安全性評価</p> <p>1.異常状態とは、構造、未臨界、除熱、閉じ込め、遮蔽などの安全設計要件に沿った、1年に2回程度発生する状態を指す。閉じ込めシステムは、構造的完全性を維持し、放射性物質の放出を防ぐこと。</p> <p>2.放射線被曝の線量限度と異常状態の経路は 10CFR72.104 (a) に</p>

		<p>従うものとし、施設外の一般公衆の年間実効線量は 0.25mSv を超えないこと。</p> <p>3.異常状態の仮想シナリオ解析には、給排気口の閉塞、異常動作事象、異常周囲温度等の異常事象が含まれる。</p>
	(二)	<p>事故や自然災害の安全性評価</p> <p>1.事故とは、発生する可能性の低い事象であり、施設寿命中に 1 回のみ発生する可能性があるもの、又は周囲の環境に重大な影響を及ぼす可能性がある想定される事象である。種々の事故や自然災害において、構造、未臨界、閉じ込め、遮蔽及びその他の安全設計要件を満たすこと。閉じ込めシステムは、構造健全性を維持し、放射性物質の漏れを防ぐこと。</p> <p>2.事故時の線量限度は、10 CFR 72.106 (b) に従うものとする。施設外の平均的な公衆の実効線量は、50 mSv を超えないこと。</p> <p>3.事故と自然災害には、少なくとも貯蔵容器の落下、地震、火災と爆発、洪水、土石流、落雷、断熱温暖化、遮蔽機能の喪失、台風、竜巻が含まれる。施設周辺の事故、貯蔵建屋の崩壊などの事故に対する良好な回復力を持つことを示すこと。</p>
	(三)	施設運営者は、立地場所、施設及び運用特性について、設計基準を超えた事故 (BDBA) の解析を行うこと。
	(四)	施設運営者は、異常状態、事故、自然災害に対する閉じ込めシステムの評価結果をチェックして、保守的であることを確認すること。
十二.放射線防護作業及び環境放射線監視プログラム	(一)	乾式貯蔵施設の様々な操作の主な放射線特性と遮蔽評価の結果に放射線防護操作計画に必要な情報が十分含まれることを確認すること。
	(二)	乾式貯蔵施設の放射線被曝防止方法と区画分析を詳細に説明し、全ての主要な放射線被曝に対して合理的な対策を採用し、異常時及び事故に対する放射線防護作業を検討すること。
	(三)	乾式貯蔵施設の放射線防護計画貯蔵施設の放射線特性を考慮し、自由放射線防護法の実施規則の関連規定に従い、放射線防護作業要領を策定すること。
	(四)	乾燥貯蔵施設周辺の環境特性及びバックグラウンド放射線データを詳細に把握し、放射線監視計画に反映すること。
	(五)	乾式貯蔵施設の放射線外部放出過程とモニタリング上の考慮事項を詳細に記載し、モニタリングによって異常時及び事故時のリアルタイムモニタリングデータを提示できることを示すこと。
	(六)	放射線作業管理及び施設外環境放射線モニタリング運用ガイドラインに従い乾式貯蔵施設の環境放射線モニタリング計画を策定すること。さらに施設の周辺地域を効果的に監視できる関連環境放射線モ

		ニタリング計画を作ること。
十三.防火計画	(一)	乾式貯蔵施設は、火災時に適切な伝熱効果を維持でき、使用済燃料の温度が制限値を超えないようにすること。
	(二)	原子炉施設内に乾式貯蔵施設が設置される場合、原子炉施設に関連する計画を引用できる。
	(三)	火災評価では、伝熱と構造に十分かつ詳細な境界条件を与え、燃料被覆管と貯蔵容器の温度が、材料の許容限度を超えないこと。
	(四)	関連する火災防護規則の要件に従って火災防護設計と対策、火災検知と火災防護機能、関連ユニットの火災と救急車のサポート、火災と火災関連機器の保守と管理、及び火災と火災関連の人員訓練計画を立てること。
十四.セキュリティ計画と核物質防護計画		省略
十五.品質保証計画		省略
十六.廃止措置の予備計画		省略
十七.		この審査ガイドは、貯蔵容器の保管に関する原則的な規定です。これは、施設運営者が使用する貯蔵容器の種類によって異なる。以下略

⑤深層防護の反映例

前述の金山原子力発電所敷地内に設置される乾式貯蔵施設では米国の MAGNASTOR を採用している。これは MPC（多目的キャニスタ）を用いるコンクリートキャスクシステムで、表 2.1-67 に深層防護原理の適用例を挙げる。

表 2.1-67 金山原子力発電所乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例[TWN1]

深層防護レベル	施設設計(MAGNASTOR)	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管(健全燃料) 二次：キャニスタ(MPC) ・ 給気口フィルター設置 (異物侵入防止) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 装荷前燃料健全性確認 <ul style="list-style-type: none"> - 原子炉運転記録による確認 - 装荷前の燃料吸引テスト (Kr 検出) ※1 ・ 排気口の空気温度監視、警報 ・ 人による定期的点検 ・ 監視片のモニタリング※2
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	コンクリートオーバパック (外部事象に対する障壁)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタリング ・ キャスク埋没時の復旧手順（土工用具、清掃車、及びホースを使用して給排気口の土砂除去）
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	コンクリートオーバパック (外部事象に対する障壁)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタリング

※1：規則上はピンホール等の漏洩燃料は健全燃料と見なす。

※2：腐食や応力腐食割れの兆候を監視するため、キャニスタと同じ材料の監視用片を給気口付近に設置し、定期的にチェックする。

(22)ウクライナ[UKR1~31]

①概要

ウクライナでは4つの原子力発電所で計15基の発電用原子炉が運転中で同国の総発電量の約半分を賄っている。また、2基の原子炉(フメルニツキ(KHMELNITSKI)3,4号機、VVER-1000)を建設中である。運転中及び建設中の原子炉は全てロシア製加圧水型炉(VVER-1000、VVER-440)で、事故を起こしたチェルノブイリ原子力発電所の4号機を含むRBMK-1000型炉4基は全て閉鎖されている。ウクライナでは、原子力発電は国営企業エネルギーアトム(SE NNEGC Energoatom)が管轄し、安全規制は国家原子力規制監督局(SNRIU:State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine)が担当する。

現在、同国の使用済燃料はザポロジエ(ZAPOROZHYE)発電所を除いて、全てロシアに再処理と一時貯蔵を委託しているが集中中間貯蔵施設(CSFSF)を建設中で、完成後は返還ガラス固化体を含めてそちらで貯蔵されることになる。ザポロジエ発電所では2001年から乾式キャスクを用いた使用済燃料の貯蔵が行われている。

2005年にCSFSF建設に向けて、エネルギーアトムが米国Holtecと第一期分の設計、許認可、建設及び試運転を委託する契約を締結した。また、2009年にはこの集中貯蔵施設の立地、設計、建設の規制を定めた法律が制定された。CSFSFはチェルノブイリ発電所の立入禁止区域内に設置されることが決まった。

この他に、チェルノブイリ1号~4号機の使用済燃料をプール保管から乾式貯蔵に移行するため、貯蔵施設を建設中である。ここでは当初の主契約者であるFramatome ANPの計画をHoltecが引き継いで建設が進められている。

1)ザポロジエ発電所の乾式貯蔵

ザポロジエ発電所では2001年からコンクリートキャスクによる使用済燃料の乾式貯蔵を行っている。図2.1-40に貯蔵状態を示す。屋外の貯蔵エリアにコンクリートキャスクを縦置きで並べて貯蔵している。貯蔵容量はキャスク380基分でVVER型使用済燃料を9000体以上貯蔵できる。設計貯蔵期間は50年である。



図 2.1-40 ザポロジエ発電所の乾式貯蔵施設[UKR1]

2017年4月時点で3330体の使用済燃料が139基のキャスクで貯蔵されている。このシステムには遠隔温度制御システム（RTCS）が備えられている。また、規制要件に従い定期的安全レビューを行っている。

2)集中中間貯蔵施設（CSFSF）

2017年にSNRIUがCSFSFの建設及び運用開始の認可を発行した。2015年にHoltecがエネルギーアトムと貯蔵施設の全ての設備を供給する契約を行っている。Holtecは後述するウクライナの規制要件（乾式貯蔵の貯蔵容器は二重壁を求めている。）を満足するため、二重壁の多目的キャニスタ（MPC）を提案している。[UKR29] Holtecの二重壁キャニスタの概念を図2.1-41に示す。

エネルギーアトムによれば、2019年に施設の運用を開始して2019年から2022年までに90基のキャニスタを準備する計画である。

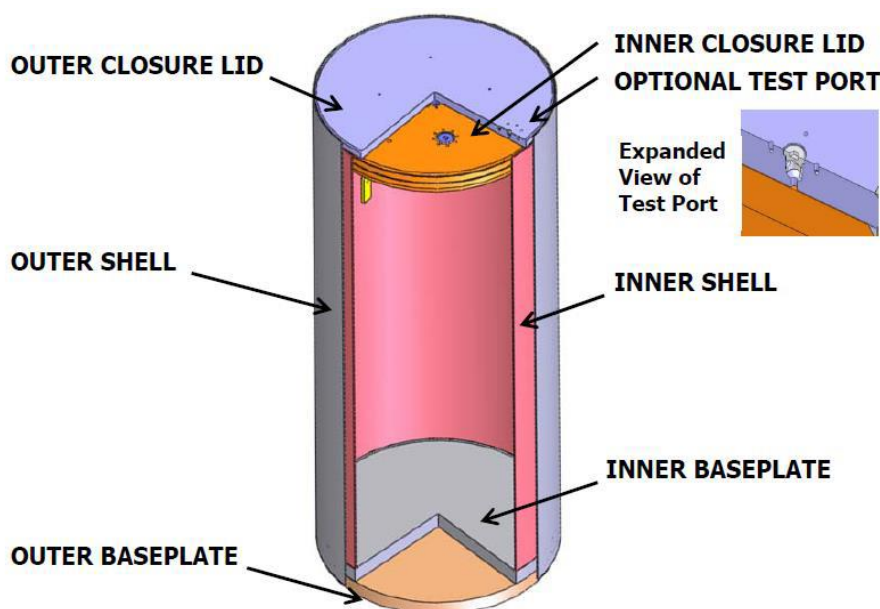


図 2.1-41 Holtec の二重壁キャニスタの概念[UKR29]

3)チェルノブイリの乾式貯蔵施設

チェルノブイリ 1～4号機の使用済燃料は、当初湿式貯蔵施設（ISF-1）のプールで保管していたが、乾式保管に移行するため新たに乾式中間貯蔵施設（ISF-2）を建設することとなった。この施設も上記と同じく Holtec の二重壁キャニスタを使用し現在本格運用開始に向けた最終調整段階にある。これに関しては、後出の乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査にて詳述する。

②技術要件

ウクライナの使用済燃料乾式貯蔵施設の技術要件(規則)の主要部分を表 2.1-68 に整理した。この中で深層防護原理に基づいていると考えられる主な規定を以下に挙げる。

- ・ 乾式貯蔵の安全性確保は深層防護の原理を通じて達成すること。
- ・ 施設は少なくとも 2 つの放射性物質放出に対する障壁と 1 つの放射線障壁を備えること。
燃料ペレットは放射性物質を局在化させる障壁と見なすことはできない。
- ・ 乾式貯蔵施設は少なくとも次の 4 つのレベルの深層防護を備えること。
 - レベル 1 : 通常運転状態からの逸脱防止
 - レベル 2 : 逸脱の検知と修正による設計事故への進展防止
 - レベル 3 : 設計事故制御
 - レベル 4 : 職員と公衆の防護
- ・ 乾式貯蔵システム及び要素は受動原理で作動することが望ましい。
- ・ 設計事故を防止し、その影響を軽減することを目的とした技術的、組織的手段を備えること。
- ・ 設計事故が起きた場合にその影響を軽減するために必要な技術施設と組織体制を設けること。
- ・ 貯蔵中の腐食、クリープ、疲労、収縮、時効等の材料劣化機構を考慮して設計すること。
- ・ 使用済燃料の取扱装置、移送装置の電動モーターは、冗長な動力源を持つこと。
- ・ 放射性ガスとエアロゾルの放出を制限する換気及びフィルタ捕集システムを備えること。
- ・ 通常運転時から事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。
- ・ 貯蔵施設の安全性の定期的再評価を行うこと。

表 2.1-68 ウクライナの使用済燃料乾式貯蔵施設の規制要件[UKR22]

分類	条	内容
4. 乾式貯蔵の安全原理	4.1	乾式貯蔵の安全性確保は深層防護の原理を通じて達成すること。 これは放射性物質放出に対する複数の物理障壁と事故時のこれら障壁の健全性を保証する技術的、組織的手段に基づく。
		乾式貯蔵施設は少なくとも2つの放射性物質の伝播に対する障壁と1つの電離放射線に対する障壁を備えること。 燃料マトリクス（ペレット）は放射性物質を局在化させる障壁と見なすことはできない。
		乾式貯蔵施設は少なくとも次の4つのレベルの深層防護を備えること。 ・レベル1：通常運転状態からの逸脱を防止する条件を作る。 ・レベル2：以下により設計事故、設計事故への進展及びそれらの乾式貯蔵施設への進展を防止する。 - 制限値からの逸脱の早期検知と検知した逸脱の修正 - 故障を引き起す原因を取り除くシステムの技術的及び組織的な効率的な管理 ・レベル3：以下による設計事故制御 - 設計事故の制御不能な進展防止とその影響軽減 - 設計事故時における物理障壁の防護 - 燃料冷却と防護障壁による放射性物質の閉じ込めによって使用済燃料を制御された状態に戻す。 ・レベル4：以下による職員と公衆を防護する手段の計画 - 衛生防護区画の設置 - 緊急時に職員と公衆を防護する手段の導入又は計画
	4.2	職員と一般公衆を放射線から防護するための要求事項はウクライナの放射線安全標準（URBN-97）他に従い正当化、非過大、そして最適原理に基づく。
	4.3~4.9	省略
5. システムと機器の分類	5.1	省略
	5.2	乾式貯蔵施設のシステムと要素は以下に分類される。 ・安全上重要な機器 ・安全上重要でない機器
	5.3~5.4	省略
6. 設計基準と安全要求	6.1	一般的要求
	6.1.1	乾式貯蔵施設の設計は関連する法規による原理、基準及び要件に従うこと。
	6.1.2	乾式貯蔵施設は深層防護原理を適用し、重大な放射線影響がほとん

	ど起こりえないことを実証すること。
6.1.3	省略
6.1.4	設計基準を確立すること。
6.1.5	省略
6.1.6	省略
6.1.7	使用済燃料貯蔵と輸送システムの安全解析では付録に挙げる初期発生事象を考慮すること。
6.1.8	省略
6.1.9	乾式貯蔵施設を設置する場所の地形、気象、水力、地震及びその他の自然特性を考慮すること。
6.1.10	人的ミスの防止及びその影響軽減のための技術的及び組織的手段を備えること。
6.1.11	安全上重要なシステム又は要素の単一故障から生じる故障の防止又はシステム及び要素の防護のための手段の妥当性を実証すること。
6.1.12	乾式貯蔵システム及び要素を設計する場合、受動原理で作動するシステムと要素が望ましい。
6.1.13	試運転及び実運転中に乾式貯蔵システムと構成機器を定期的に検査すること。検査の範囲と頻度は、設計指標に整合すること。
6.1.14	乾式貯蔵施設は、設計事故を防止し、その影響を軽減することを目的とした技術的、組織的手段を備えること。
6.1.15	乾式貯蔵施設は、設計事故が起きた場合にその影響を軽減するために必要な技術施設と組織体制を設けること。
6.1.16	乾式貯蔵施設は、施設内で安全に使用済燃料を輸送するための技術手段と組織体制を設けること。
6.1.17	乾式貯蔵施設を運転中の原子力施設の中に設ける場合は、これらの両施設の相互作用の影響を考慮すること。
6.1.18	乾式貯蔵施設の核物質の計量と管理の要求を考慮すること。
6.2	使用済燃料管理システムを設けること。
6.2.1	未臨界性維持は主に使用済燃料のある場所の形状によって行うこと。
6.2.2	核分裂性物質を含むシステム及び要素に対して、 k_{eff} は通常時、通常運転からの変動、緊急時、及び事故時において0.95を超えないこと。
6.2.3	使用済燃料のある場所の形状のみで $k_{eff} < 0.95$ を満足できない場合は中性子吸収材又は燃焼度を考慮して未臨界性を保証すること。
6.2.4	使用済燃料貯蔵システムと機器に中性子吸収材を添加した材料を用いる場合は、通常運転時、異常運転時及び事故時における機械的、化学的又は放射性照射による吸収能力の低下が設計で規定したレベ

		ルを下回らないよう設計すること。
6.2.5		未臨界解析においては、中性子吸収特性が決められない場合や与えられた初期発生事象によって中性子吸収効率が設計で規定したレベル以下に減少する場合は乾式の中性子吸収材を考慮しないこと。
6.2.6		未臨界性は、使用済燃料貯蔵及び管理システムが通常時、通常運転から外れた場合及び設計事故時に k_{eff} が最大になる要因を考慮して解析を行うこと。
6.2.7		未臨界性評価は、燃焼度を核的安全パラメータとして使用し、それを技術的手段で監視する場合を除いて、新燃料を装荷するものとして行うこと。
6.2.8		可燃性毒物を含む燃料集合体を貯蔵するシステムの未臨界解析においては毒物の燃焼を考慮すること。
6.2.9		異なる初期濃縮度の燃料が混在する場合は、最大濃縮度で解析するか。又は各燃料の初期濃縮度で解析するかどちらかで行うこと。
6.2.10		未臨界解析において反射体の存在を考慮すること。
6.2.11		通常運転時、通常運転から逸脱時、そして設計事故時における使用済燃料の形状変化、空間位置変化を考慮すること。
6.2.12		設計事故時の未臨界性を解析する場合は、減速材（特に水）の量、分布、密度を考慮すること。
6.2.13		K_{eff} の計算誤差、中性子吸収材の濃度と同位体組成、製造公差を考慮すること。
6.2.14		通常運転時と初期発生事象時に温度変化がある場合、 k_{eff} が最大となる使用済燃料の条件を考慮すること。
6.3		乾式使用済燃料貯蔵システムと機器の設置に対する要求事項
6.3.1		乾式貯蔵施設の試運転、運転、廃止の各段階において安全を担保するシステム及び機器を設置するよう設計すること。
6.3.2		使用済燃料の貯蔵及び一時的処分は指定された場所でしか許可されない。
6.3.3		使用済燃料貯蔵エリアに水のような減速材を放出できないこと。
6.3.4		他のタイプの使用済燃料運転エリアにつながる通路を貯蔵と一時処分燃料で埋めることは禁じられる。
6.3.5		省略
6.3.6		施設内の使用済燃料の搬送ルートは短く、単純であること。
6.3.7		施設設計は事故時の職員の迅速な避難を妨げないようにすること。
6.4		職員と公衆の放射線防護
6.4.1		貯蔵施設設計は、通常運転時及び事故時の職員と一般公衆の放射線安全確保を考慮して行うこと。
6.4.2		衛生区画とサーベイ区画を設け、その大きさは公衆の放射線安全基

		準を考慮して決めること。
6.5		使用済燃料の残留熱除去
6.5.1		通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時の防御障壁の温度が設計制限値を超えないよう冷却すること。
6.5.2		貯蔵施設は保守並びに定期的な検査を行うこと。
6.6		材料に対する要求
6.6.1		貯蔵中の材料劣化機構を考慮して設計すること。特に、腐食、クリープ、疲労、収縮、時効でその他に起こり有る機構全て。
6.6.2		材料の放射線照射の影響を解析すること。
6.6.3		燃料に直接接触する構造物、システム、機器の材料はそれと共存できるものとする。
6.6.4		貯蔵環境が使用済燃料と貯蔵システム並びにその要素に及ぼす影響を考慮して設計すること。
6.7		燃料取扱い装置
6.7.1		使用済燃料を取扱う装置は燃料に損傷を与えるような荷重を発生させないこと。
6.7.2		使用済燃料を吊り上げるクレーン他の機器は、燃料を落下させないこと、及び制御不能な作動をしないようにすること。
6.7.3		使用済燃料移送装置は通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時において燃料を落下させたり、損傷させないこと。
6.7.4		使用済燃料移送装置は通常運転時及び初期発生事象発生時に作用する不均一荷重や動的荷重を含む全ての荷重を考慮して設計すること。
6.7.5		使用済燃料の取扱装置、移送装置の電動モーターは、その故障が事故に繋がらないように冗長な動力源を持つこと。 また、動力源を喪失させたり、移送や吊り上げ中に停止した場合に備えて手動の作動機構を設けること。
6.7.6		通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時の使用済燃料の移送、取扱い時における崩壊熱による燃料棒の破損並びに作業員の被ばくを防ぐこと。
6.7.7		通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時、さらにその場所固有の自然事象発生時の使用済燃料移送容器の移送時の転倒を防止すること。
6.7.8		使用済燃料の移送容器及び貯蔵容器は法令※に適合すること。 ※原子力規制令 No. 18 (z0591-01) of May 23, 2001
6.7.9		使用済燃料取扱い装置は制御不能な動作をしないようにすること。
6.8		貯蔵施設に対する要求
6.8.1		使用済燃料が浸水した場合でも keff が 0.95 を超えないようにする

		こと。Keffが最大となる水の量、分布、密度を考慮しなければならない。6.2の規定に従った未臨界解析を行うこと。
	6.8.2	使用済燃料集合体の分解、解体を行う場合は、被覆管の健全性を損なわないようにすること。
	6.8.3	解体した燃料棒や集合体は特別に設計した容器に収納すること。
	6.8.4	燃料集合体を解体する場合は、使用済燃料から発生する廃棄物（燃料ペレットや集合体部材又は材料（粉碎されたもの））を収集する手段を講じること。また液体廃棄物の収集も行うこと。 (核物質計量管理のため)
	6.8.5	使用済燃料を収納する容器には、内部の空間形状を安全な状態に維持するよう適切に設計したスペーサを置くこと。
	6.8.6	貯蔵施設には、使用済燃料から出た廃棄物を保管する場所を設けること。
	6.9	乾式貯蔵施設の設計要件
	6.9.1	放射性ガスとエアロゾルの放出を制限できるよう換気及びフィルタ捕集システムを設計すること。
	6.9.2	通常運転時、通常運転から逸脱時及び設計事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。
	6.9.3	火災安全に係る法令、規則及び標準に従う火災防護システムを設計し運用すること。
	6.9.4	通常時及び設計事故時に発生する全ての放射性廃棄物を安全に処理できること。また、放射性廃棄物と非放射性廃棄物を分離して取扱い、放射性廃棄物は貯蔵や処分のための搬出のため圧縮減容できるようにすること。
7. 使用済燃料貯蔵の各段階	7.1	施設の立地選定
	7.1.1	乾式貯蔵施設の設置場所はウクライナの法律"On Nuclear Energy Use and Radiation Safety" (39/95-BP)に従って決定すること。
	7.1.2	省略
	7.1.3	立地の妥当性は、試運転、運転、廃止措置の各段階でその場所の自然現象と人的活動に関係した固有の過程を考慮して核的及び放射線安全性を実証することにより示すこと。
	7.1.4	立地の評価においては以下を考慮すること。 ・自然及び人為の過程、現象及び事象が乾式貯蔵施設の安全性に及ぼす影響 ・建設、試運転、運転及び廃止措置(事故を含む)が周辺環境と住民の生活環境に及ぼす影響
	7.1.5	外部の自然事象には以下を含めること。

		<ul style="list-style-type: none"> ・地質（地震、活断層 等） ・水理（洪水 等） ・気象（ハリケーン、竜巻 等）
	7.1.6	<p>人為の外部事象には以下を含めること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・航空機衝突、施設周辺での爆発、劇薬の放出、火災、煙霧、その他の人的要因
	7.1.7	<p>周辺住民及び環境への影響には以下を含めること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線量の予測 ・試運転、運転、廃止措置（それぞれ通常運転時及び事故時）における周辺監視区域の放射線量
	7.1.8	<p>立地選定においては以下を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・立地点周辺の人口統計 ・隣接地域の人口増加の見通し
	7.1.9	立地点固有の全ての自然及び人為事象について、その発生頻度と発生した場合の影響を考慮して評価すること。
	7.1.10	基礎となるデータが無い場合は、保守的な仮定を置いて確率論的評価を行ってもよい。
	7.2	建設
	7.2.1 ~7.2.4	省略
	7.3	試運転
	7.3.1 ~7.3.6	省略
	7.4	運転
	7.4.1	省略
	7.4.2	事業者は貯蔵施設の安全性の定期的再評価を行うこと。頻度はSNRCU（規制当局）が決める。
	7.4.3 ~7.4.9	省略
	7.4.10	事業者は緊急時の職員及び周辺住民の防護計画を作成すること。
	7.5	廃止措置 省略
付録		事故とその影響を解析するうえで考慮する初期発生事象リスト（推奨）
	1	<p>貯蔵施設内で発生しうる初期発生事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体上への落下物（燃料集合体、燃料被覆管破損） （作業員のミスによる） ・上記事故による揮発性物質放出

		<ul style="list-style-type: none"> ・火災 ・貯蔵施設の浸水 ・貯蔵容器の吸排気口の完全閉塞 ・貯蔵容器の落下、転倒
	2	<p>貯蔵施設外の初期発生事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地域固有の自然事象（洪水、ハリケーン、地震 等） ・航空機の衝突 ・近隣での爆発による衝撃波（爆風） ・電源供給の完全停止
	3	<p>使用済燃料移送時の初期発生事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・移送中の固縛外れによる容器脱落
	4	<p>設計事故の影響評価のための初期発生事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵時及び移送時の連鎖反応（臨界） ・貯蔵容器又は燃料上への機器や構造物落下
	5	<p>上記 1～4 を考える場合は以下を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・k_{eff} の増加につながる容器内の燃料集合体の再配置（曲がりや扁平化等の燃料集合体の形状変化） ・中性子吸収材の性能損失（容器内への浸水）

③深層防護の反映例

前述のザポロジエ発電所の乾式貯蔵施設、集中中間貯蔵施設(CSFSF)及びチェルノブイリの乾式貯蔵施設 (ISF-2)の各貯蔵システムに関して深層防護に基づくと考えられる設計例を表 2.1-69 に示す。ザポロジエの乾式貯蔵施設はコンクリートキャスクを採用しているが、設計や運用に関する情報は入手できなかった。2.2.2 の現地訪問調査で述べるように集中中間貯蔵施設 (CSFSF)とチェルノブイリの ISF-2 はいずれも二重壁キャニスタ (DWC) を採用している。すなわち、これら 2 つの施設では閉じ込めに対して燃料被覆管に代えて DWC の内壁と外壁の二重の障壁を持たせている。

表 2.1-69 ウクライナの乾式貯蔵施設(ザポロジエ、CSFSF、ISF-2)の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉じ込め障壁の多重化 ①健全燃料を貯蔵する場合※1 一次：燃料被覆管(健全燃料) 二次：キャニスタ (一重壁) ②漏洩燃料を貯蔵する場合※2 一次：DWC 内壁 二次：DWC 外壁 	定期的安全レビュー
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	<ul style="list-style-type: none"> ・ フィルター設置 (放射性物質の捕集) ・ 水平貯蔵モジュール 又はオーバーパック (外部事象に対する障壁) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタリング ・ 緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	<ul style="list-style-type: none"> ・ フィルター設置 (放射性物質の捕集) ・ 水平貯蔵モジュール 又はオーバーパック (外部事象に対する障壁) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射線モニタリング ・ 緊急時対応計画

※1 ザポロジエ発電所の乾式貯蔵施設では健全燃料を貯蔵するため、キャニスタは一重壁である。

※2 集中中間貯蔵施設 (CSFSF) 及びチェルノブイリの乾式貯蔵施設 (ISF-2)では漏洩燃料の貯蔵するため、燃料被覆管が閉じ込め障壁とならないので二重壁キャニスタ (DWC) を用いている。(2.2.2 参照)

(23)英国[GBR1~32]

①概要

英国では現在 8 サイトで 15 基の発電用原子炉が運転しており、1 基（PWR）を除き全てが改良型ガス炉（AGR）である。原子力発電により同国の電力需要の約 1/5 を賄っているが、今後 2025 年までに約半分が運転停止するとみられている。一方これまでに閉鎖された原子炉はガス炉（GCR） 26 基、AGR 1 基、蒸気発生重水炉（SGHWR）1 基、FBR 2 基の合計 30 基にのぼる。

英国ではこれまでセラフィールド（Sellafield）にある再処理工場に GCR、AGR の使用済燃料を搬出し再処理している。セラフィールドにはマグノックス再処理プラントと酸化燃料再処理プラント（THORP）の 2 つがある。発電用原子炉を運営する EDF Energy（フランス電力会社 EDF の英国子会社）では、使用済燃料の一部については、同社が最終的な管理方針を決定しておらず、発電所内のプールで貯蔵している。また、同国の唯一の PWR であるサイズウェル B（Sizewell B）原子力発電所に乾式貯蔵施設を建設して 2017 年から使用済燃料の貯蔵を行っている。規制機関は ONR（原子力規制局）である。

1)サイズウェル B 乾式貯蔵施設[GBR14,17]

サイズウェル B 原子力発電所は電気出力 1200MW の WH 社製 PWR で 1995 年に運転を開始した。この発電所は 2015 年頃にも使用済燃料プールの容量限界に達すると予想されたため新しく乾式貯蔵施設を準備することとなった。この乾式貯蔵施設はウクライナの集中中間貯蔵施設と同様の二重壁キャニスタを用いる Holtec のシステム（HI-STORM）を採用している。これについては、2.2 乾式貯蔵施設における深層防護概念の適用に係る調査にて詳述する。

2)ヒンクリーポイント C 原子力発電所

現在建設中のヒンクリーポイント C 原子力発電所（HPC、欧州加圧水型炉（EPR）2 基（各 160 万 kW））では、使用済燃料の乾式中間貯蔵施設の設置を計画している。この乾式貯蔵施設はサイズウェル B と同じく Holtec による二重壁キャニスタ（DWC）を用いる HI-STORM システムを前提としている。HPC の建設前安全解析書（PCSR）[GBR23]にこのシステムの技術情報が含まれている。

HPC では当初使用済燃料の中間貯蔵施設は湿式貯蔵（プール方式）と乾式貯蔵の 2 つのオプションのうち湿式貯蔵を採用することを考えていたが、その後受動冷却機能を持つ乾式貯蔵のほうがより高い信頼性が得られるとして乾式貯蔵に切り替えた。乾式貯蔵方式としては、輸送・貯蔵兼用キャスク、モジュール型ボールド（MVDS）、溶接キャニスタの各方式が候補に挙げられたが最終的に Holtec と Areva の 2 つのタイプのキャニスタ方式が残った。両者はキャニスタを縦置きで貯蔵する（Holtec）か、横置きで貯蔵する（Areva）かを除けばほとんど同じであるが、経済性、安全性、運用性や環境への影響等の総合的な比較評価の結果、サイズウェル B と同様の DWC を用いる Holtec のシステムが選定された。

HPC で計画している DWC とサイズウェル B との主な相違点はプールにて使用済燃料集合体を DWC に装荷する手順と装荷する使用済燃料集合体の全長（どちらも 17×17 型 PWR 燃料集合体であるが、HPC のほうがサイズウェル B よりも全長が長い。）である。

②技術要件

英国の使用済燃料貯蔵施設の安全審査官向けガイド[GBR3]から貯蔵施設の技術要件が読み取れる。表 2.1-70 にその主要な部分を整理した。この中で深層防護原理に基づくと考えられる規定の主なものを以下に挙げる。なお、このガイドは湿式と乾式の両方を網羅したものとなっているため、そのうち湿式に関するものは除いた。

- ・使用済燃料被覆管の健全性が維持されること。
- ・受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持されること。
- ・放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が使用済燃料と施設に及ぼす影響を考慮すること。
- ・火災安全解析と深層防護（火災の防止、検知、制御及び軽減）に基づいて設計を行うこと。
- ・SSC と安全設備の経年劣化に対処すること。
- ・SSC がその設計と安全要件に適合することを確認するための保守、試験、検査を行うこと。
- ・設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮できること。
- ・施設は貯蔵期間中に使用済燃料の健全性を維持していることが検査できるよう設計すること。
- ・以下の緊急時のための手段を持つこと。
 - 施設において発生する全ての緊急事態の制御を回復する。
 - こうした緊急事態の影響を防止又は軽減する。
 - 職員と公衆の健康被害を防止するための外部緊急対応機関と連携する。
- ・サイトにおける緊急対応計画を策定すること。
- ・貯蔵環境に侵入する外部物質（例；含塩分雰囲気からの腐食性物質）のリスクとその軽減を考慮すること。また、その存在をタイムリーに検知して、貯蔵環境を回復する手段を講じること。
- ・施設及び貯蔵パッケージの安全性の定期的レビューを行うこと。定期レビューは通常 10 年毎に行う。

表 2.1-70 英国の使用済燃料貯蔵の安全審査用ガイド (NS-TAST-GD-081 改訂 3) [GBR3]

分類	条	内容
1.序論	1.1	The Office for Nuclear Regulation (ONR)は、原子力施設の安全審査原理 (SAP) を制定した。SAP を補完するものとして ONR の審査官向け手引き書 (Technical Assessment Guides (TAGs)) を作成している。
2. 目的及び適用範囲	2.1~2.2	省略
	2.3	この TAG は使用済燃料の貯蔵に適用する。以下は範囲外 <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵前の操作 ・貯蔵後の再処理又は最終処分のための操作 ・施設内輸送と施設外輸送 ・貯蔵施設及び取扱い施設の建設、試運転及び廃止措置
	2.4	湿式と乾式の両方に適用する。
	2.5~2.7	省略
	2.8	通常の取扱装置で回収できないような損傷燃料は対象外
	2.9	核物質防護 (PP)に対する推奨は含まない。
3.許認可及び他の法規との関係	3.1~3.4	省略
4.SAP、WENRA*、IAEA安全標準との関係	4.1~4.6	省略 * Western European Nuclear Regulators' Association
5.審査官への助言	5.1	使用済燃料貯蔵施設の安全性は以下によって保証される。 <ul style="list-style-type: none"> ・内蔵する放射性核種の閉じ込め ・臨界安全の維持 ・崩壊熱除去 ・放射線遮蔽 ・燃料回収性の確保 ・使用済燃料の安全な取扱い
	5.2~5.32	省略
設計 貯蔵施設設計要件	5.33	使用済燃料貯蔵施設は通常運転時、想定運転異常時及び設計基準事故時に基本的安全機能を果たすよう設計すること。 貯蔵施設の運用期間の延長の可能性を考慮して安全機能を維持できるよう施設のシステム、構造物及び機器の経年劣化を管理すること。
	5.34	適用可能な標準と施設の運用期間を考慮した適切な材料を用いること。

		SAP の ENM6 にあるように合理的に現実的な範囲で受動的安全設備を取り入れること。
5.35		<p>受動的安全性が実現できているかを審査する場合は以下を考慮すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料被覆管の健全性が維持されること。 ・適切な工学的手法が適用されること。 ・使用済燃料の健全性に影響を及ぼす短期及び長期事象 ・受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持されること。 ・放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が使用済燃料と施設の装置類に及ぼす影響 ・化学反応及び放射線分解による危険ガスの生成 ・閉じ込めシステムの圧力上昇 ・施設の経年劣化
5.36		新型原子炉で使用する燃料の設計において使用後の貯蔵が設計上考慮されていることを確認すること。また、設計基準事象を超える事象や貯蔵期間の延長を想定する場合には潜在的なクリフエッジ効果の可能性を考慮すること。
5.37		使用済燃料の貯蔵配列と燃料取扱い装置の配置は事故発生リスクが最小になるよう最適化すること。
5.38		省略（湿式）
5.39		使用済燃料貯蔵の設計は明確かつ体系的に分類し、通常時及び仮想事象又は事故に基づくこと。
5.40		火災安全解析と深層防護（火災の防止、検知、制御及び軽減）に基づいて火災安全を考慮した設計を行うこと。
5.41		使用済燃料貯蔵施設の SSC(システム、構造物及び機器)と安全設備の経年劣化に対処すること。SSC がその設計と安全要件に適合していることを確認するための保守、試験、検査を策定して実行すること。保守と定期的な試験、検査結果を文書化して評価すること。またその結果を施設の安全性の定期的レビューに活用すること。
5.42		<p>以下を考慮した施設の運転制限値と条件を確立すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵中の環境条件（例；温度、湿度、汚染） ・使用済燃料の発熱 ・使用済燃料からのガス発生（例；水素） ・あらゆる想定条件の下で使用済燃料の形状を未臨界状態に維持する。 ・使用済燃料の取扱い性及び回収性
5.43		省略

	5.44	臨界制御は幾何学的形状の制限による受動的制御を第一の手段とすること。(ONR TAG (NS-TAST-GD-041) 形状制限のみで未臨界を維持できない場合は、他の工学的安全手段を講じること。(例；固定式中性子吸収材) 以下略
	5.45	使用済燃料貯蔵施設の設計において適切な初期発生事象（内部と外部）を考慮すること。
	5.46	省略
	5.47	安全解析書は設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮することを示すこと。
	5.48	使用済燃料管理によって発生する二次的な放射性廃棄物量を現実的な範囲で最小にすること。
取扱い及び回収要件	5.49	燃料取扱い装置は放射線防護、保守性及び事故発生確率を最小にするよう設計すること。
	5.50	使用済燃料貯蔵施設は施設運用終了後に使用済燃料を指定した時間内に取り出すことができるよう設計すること。
	5.51	使用済燃料貯蔵施設は貯蔵期間中に使用燃料の健全性を維持していることが検査できるよう設計すること。
	5.52	安全解析書で安全確保の基礎としている安全設備がその機能を維持していることを確認するための検査計画を用意すること。
貯蔵容量	5.53	貯蔵容量を設計にて規定すること。
	5.54	省略
運転 運転の実施	5.55	貯蔵施設は決められた検査計画のもとで運転し、使用済燃料パッケージは検査ができること。
	5.56	貯蔵された使用済燃料は汚染拡大を最小にする条件を維持すること。さらに汚染拡大防止の対策を設けること。

緊急時対応	5.57	<p>以下のために必要な手段を講じること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設において発生する全ての緊急事態の制御を回復する。 (核的災害と非核的災害の組合せ事象を含む) ・こうした緊急事態の影響を防止又は軽減する。 ・職員と公衆の健康被害を防止するための外部緊急対応機関と連携する。 <p>その結果、事業運営者は以下を行うこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトにおける緊急対応計画策定 ・緊急対応要領の文書化、最新版の維持、関係職員への周知 ・明確な責任分担を持つ組織、機関の設立、施設における活動と外部の対応機関の調整 ・緊急対応計画に基づいて緊急時の制御に必要な訓練された職員と施設及び装置が緊急時に有効に機能できることの保証 ・緊急時計画は ONR が承認する頻度で定期的に行うこと。
	5.58	省略
運転経験の反映	5.59	<p>運営事業者は運転経験反映 (OEF) 計画を策定して体系的に運転経験を収集し、選別し分析して文書化すること。OEF の結果は安全性に悪影響を及ぼす事象の防止のための改善にタイムリーにつなげる</p>
施設の設計及び 運転変更	5.60	<p>使用済燃料貯蔵施設の設計と最適化には合理的に予想できる将来の運転要件及び施設変更と提案設計との「ギャップ分析」を含めること。これらはたとえば</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵施設の必要容量の増加 ・貯蔵する使用済燃料の貯蔵期間延長 ・施設の運用期間中の燃料設計変更 ・施設の運用期間中の燃料燃焼度増加 ・他のものの貯蔵要求 (英国の場合では炉心機器及び/又は破損燃料がある)
	5.61	「ギャップ分析」の結果を設計過程に活用すること。
	5.62	将来の貯蔵に影響する変更計画がある場合、それらの変更が安全で施設が使用済燃料貯蔵に対する等価な安全標準に適合することを示すこと。
	5.63	省略
	5.64	省略
予備計画	5.65	使用済燃料パッケージ又は貯蔵パッケージ化されていない破損燃料及び燃料要素を安全に取り扱えること。
	5.66	通常の方法で取り扱えない、あるいは劣化の兆候を示す使用済燃料パッケージ又は貯蔵パッケージ化されていない燃料に対する適切な

		計画と予備方法を用意すること。
	5.67	燃料取扱い装置を用いて安全に取り扱えず、また輸送できない破損燃料に直面する可能性がある。この場合の対処策は潜在的な全ての破損機構と燃料破損の発生可能性の両方から決めること。
使用済燃料パッケージと貯蔵パッケージ化されない使用済燃料要素の受入要件	5.68	安全解析で規定している施設の運転制限と運転条件から使用済燃料の受入条件（CfA）を決めること。
	5.69	省略
	5.70	省略
安全性の検証		
安全解析の内容と最新化	5.71	省略
	5.72	安全解析は使用済燃料貯蔵施設と使用済燃料パッケージ又は貯蔵パッケージ化されない使用済燃料要素及び安全性に関係した設備をカバーすること。
	5.73	省略
	5.74	安全解析には、以下のような施設寿命を通じて影響を及ぼす特別な課題を含めること。 <ul style="list-style-type: none"> ・受動的安全設備の持続的な保守の重要性とそれらの経年劣化の影響 ・施設外輸送のための使用済燃料回収能力の継続 ・使用済燃料貯蔵施設の運転支援のための備え ・燃料が使用済燃料貯蔵施設の要求寿命を超えて貯蔵される場合の健全性を保証する根拠（使用済燃料貯蔵の設計寿命を超える期間に"クリフエッジ効果"が無いことの証明を含む）
	5.75	安全解析には使用済燃料と貯蔵施設の監視、検査、保守を含むこと。安全解析は以下を反映して最新化すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・規制要件と適用標準の改訂及び新規発行 ・定期的安全レビュー結果（LC-15"定期的レビュー"に従う） ・事象解析結果
	5.76	安全解析の改訂では貯蔵寿命を通じた使用済燃料及び貯蔵施設の健全性に信頼性を与えるデータの解析を行うこと。
	5.77	安全解析では貯蔵環境に侵入する外部物質（例；含塩分雰囲気からの腐食性物質）のリスクとその軽減を考慮すること。また、その存在をタイムリーに検知して、貯蔵環境を回復する手段を講じること。
	5.78	安全解析は貯蔵期間終了後の使用済燃料の取扱を考慮し、使用済燃料とその取扱性及び回収性の劣化の潜在的影響を評価すること。
	5.89	燃料破損がありうると判断される場合、（例えば貯蔵期間又は使用済燃料の条件から）安全性を回復するために特別な安全解析を行うこ

		<p>と。異なる燃料タイプでは異なる破損機構があり、それぞれ異なる回復のための方法が必要なので、安全解析には以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・破損燃料の状態と他の影響を受ける健全燃料の状態を改善する変更又は対処 ・破損燃料へのアクセスが制限される可能性を認識して、可能な回復オプションとそれに付随する過程を確認する。 ・今後の処理計画を急ぐ必要があるかどうかを考える。 ・破損機構を他の施設や他のタイプの使用済燃料に展開することを考える。 ・もし破損機構が残りの使用済燃料に影響するならば、緊急時計画を作成すること。
定期的安全レビュー (PSR)	5.80	<p>運営事業者は使用済燃料貯蔵施設、貯蔵パッケージ又は貯蔵パッケージ化されない使用済燃料要素の安全性の定期的レビューを行うこと。定期レビューは通常 10 年毎に行う。安全解析のレビューは、OEF (運転経験反映)、国内及び国際活動 (例 ; 研究) を考慮して、事故や事象から得た知見を含めること。PSR の成果は将来の使用済燃料貯蔵施設設計と運転管理に取り入れること。</p>
	5.81	<p>PSR の範囲と手法は許認可要件と適合すること。 以下略</p>
	5.82	<p>PSR は文書化して、Action Plan を全ての合理的で実行可能な改善手段を実現するために作成すること。</p>

③深層防護の反映例

前述のサイズウエル B 原子力発電所とヒンクリーポイント C 原子力発電所の乾式貯蔵施設はいずれも米国 Holtec のコンクリートキャスクシステム (HI-STORM) を採用するが、それらの深層防護に基づくと考えられる設計例及び運用例を表 2.1-71 に示す。

両方の施設とも二重壁キャニスタ (DWC) を用いることから閉じ込めに対して燃料被覆管と DWC の内壁の 2 重の障壁を持つことになる。なお、DWC の外壁は外部環境による負傷に対する耐性を高めるもので閉じ込め障壁ではないとしている。[GBR23]

表 2.1-71 サイズウエル B 乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

深層防護レベル	施設設計	施設運用
レベル 1 異常/故障防止	—	—
レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 一次：燃料被覆管(健全燃料)※1 二次：DWC 内壁※2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 装荷前の燃料健全性確認 Cs-137 (水分析) 及び Kr-85 (ガス分析) による燃料漏洩有無 ・ 貯蔵中の DWC 漏洩監視 MPC 底面と蓋上面の温度差測定による DWC の漏洩監視 (2.2.2 参照) ・ 定期的安全レビュー (10 年ごと)
レベル 3 事故制御 (重大事故への進展防止)	オーバーパック (外部事象に対する障壁)	緊急時対応計画
レベル 4 重大事故制御 (施設外影響軽減)	オーバーパック (外部事象に対する障壁)	緊急時対応計画

※1 漏洩燃料は貯蔵しない。(2.2.2 参照)

※2 DWC の外壁は腐食に対する余裕を増す目的で閉じ込め障壁ではないとしている。[GBR23]

(24)米国[USA1~11]

①概要

表 2.1-72 に米国で認可を得ている使用済燃料貯蔵キャスクを一覧に整理した。

米国で実施している使用済燃料乾式貯蔵の方式としては大きく分けて次の 5 つがある。

- 1)コンクリートキャスク
- 2)横型サイロ
- 3)金属キャスク
- 4)半地下貯蔵方式
- 5)ボールド方式

1)コンクリートキャスク

この貯蔵方式は次に挙げる水平コンクリートモジュール方式と並んで米国で幅広く採用されている。このシステムは次の要素から構成される。

- ・ MPC (多目的キャニスタ：使用済燃料を収納するステンレス鋼製溶接容器)
- ・ MPC を縦置き姿勢で収納するコンクリート製オーバーパック
- ・ MPC 移送キャスク

表 2.1-72 に示すように NAC、Holtec、EnergySolutions の複数の製造業者のものがある。

図 2.1-42 に代表例として Holtec の HI-STORM システムを示す。

2)横型サイロ

この方式は NUHOMS シリーズ[USA3]として販売されており収納燃料の型式、仕様によって種々のタイプがある。このシステムは、次の要素から構成される。

- ・ MPC
- ・ MPC を横置き姿勢で収納する鉄筋コンクリート製貯蔵モジュール (サイロ)
- ・ MPC 移送キャスク
- ・ MPC 取扱い装置 (貯蔵モジュールへの MPC の装荷、取出しに用いる。)

図 2.1-43 にこのシステムの貯蔵状態の例を示す。使用済燃料を収納した MPC は、貯蔵モジュール内に水平に貯蔵される。貯蔵モジュール 1 基に MPC を 1 基又は複数基を収納し横方向に複数並べて設置する。

3)金属キャスク

米国では使用済燃料の乾式貯蔵は上記のコンクリートキャスクと水平コンクリートモジュール方式が一般的であるが、米国ではごく少数であるが一部サイトで金属キャスク貯蔵が行われている。図 2.1-44 に米国で使用されている金属キャスクの例として TN-32 型キャスクの構造を示す。

4)半地下貯蔵方式

この方式の代表例として、Holtecが開発したHI-STORM UMAXシステムがある。このシステムは、MPCを地下に埋設した金属製2重管に収容して貯蔵することがその特徴である。図2.1-45にその概念を示す。現時点で、CallawayとSan Onofreの2か所のISFSI（独立使用済燃料中間貯蔵施設）で認可を得ている。

5)ボールド方式

この方式は、軽水炉使用済燃料ではなくガス炉燃料や研究炉燃料の貯蔵に用いられる。この方式を採用している貯蔵施設は次の2か所である。

- ・アイダホ原子力技術工学センター（INTEC）のボールド貯蔵施設[USA7]
- ・フォート・セントブレイン（FSV）のISFSI[USA8]

表 2.1-73 に米国で認可を得ている使用済燃料乾式貯蔵施設を整理した。

表 2.1-72 米国 NRC が認可した使用済燃料貯蔵キャスク [USA1]

製造者	キャスク型式	NRC Docket#	方式
General Nuclear Systems, Inc.	CASTOR V/21(失効)	07201000	M
NAC International, Inc.	NAC S/T(失効)	07201002	M
	NAC-C28 S/T(失効)	07201003	M (コンソリ燃料用)
	NAC-UMS	07201015	C
	NAC-MPC	07201025	C
	MAGNASTOR	07201031	C
	NAC-STC	07201013	MD
Holtec International	HI-STAR 100	07201008	MD
	HI-STORM 100	07201014	C
	HI-STORM FW	07201032	C
	HI-STORM UMAX	07201040	U
EnergySolutions, Inc.	VSC-24	07201007	C
	Fuel Solutions™	07201026	C
	W-150 Storage Cask		
	W-100 Transfer Cask		
	W-21, W-74 Canisters		
TN Americas, LLC	TN-24(失効)	07201005	M
	TN-68	07201027	M
	TN-32	07201021	M
	Standardized NUHOMS®-24P, -24PHB, -24PTH, -32PT, -32PTH1, -37PTH, -52B, -61BT DSC, -61BTH, -69BTH	07201004	H
	Standardized Advanced NUHOMS®-24PT1, -24PT4	07201029	H
	NUHOMS® HD-32PTH	07201030	H
	NUHOMS® EOS	07201042	H

M : 金属キャスク MD : 金属キャスク (輸送貯蔵兼用) C : コンクリートキャスク

H : 横型サイロ U : 半地下貯蔵 (HI-STORM UMAX)

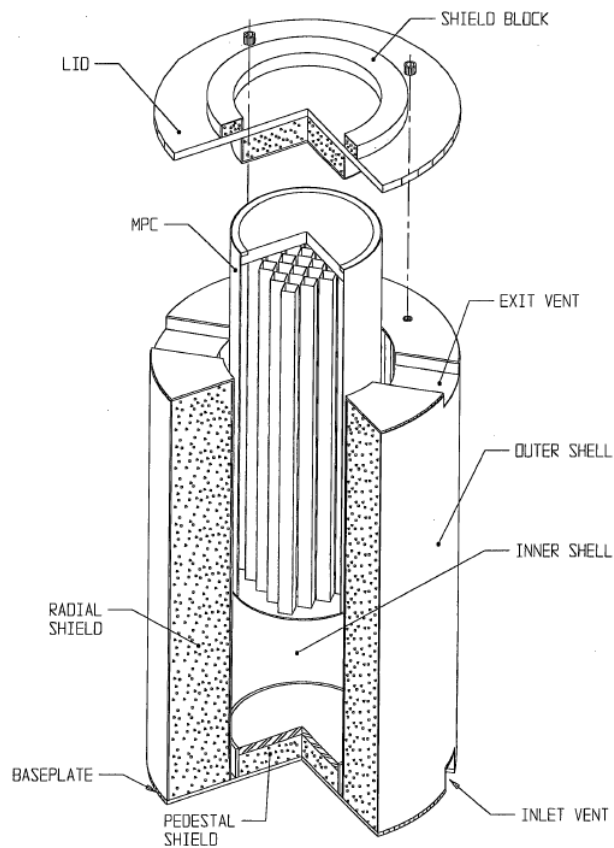


FIGURE 1.1.1; HI-STORM 100 OVERPACK WITH MPC PARTIALLY INSERTED

図 2.1-42 コンクリートキャスク方式の例 (HI-STORM100) [USA2]

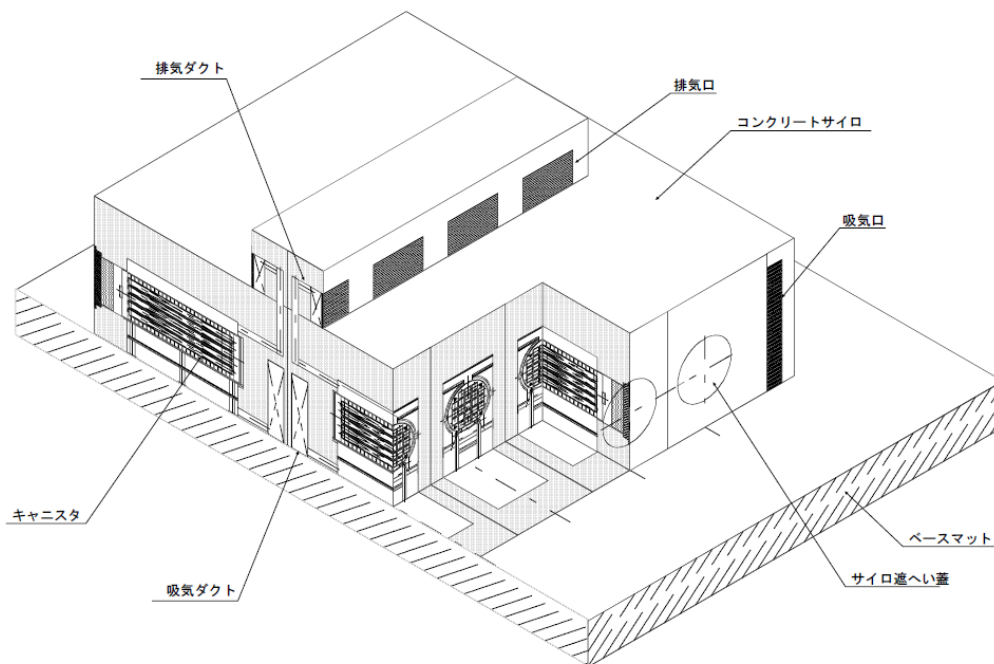


図 2.1-43 横型サイロ方式の構成例[USA4]

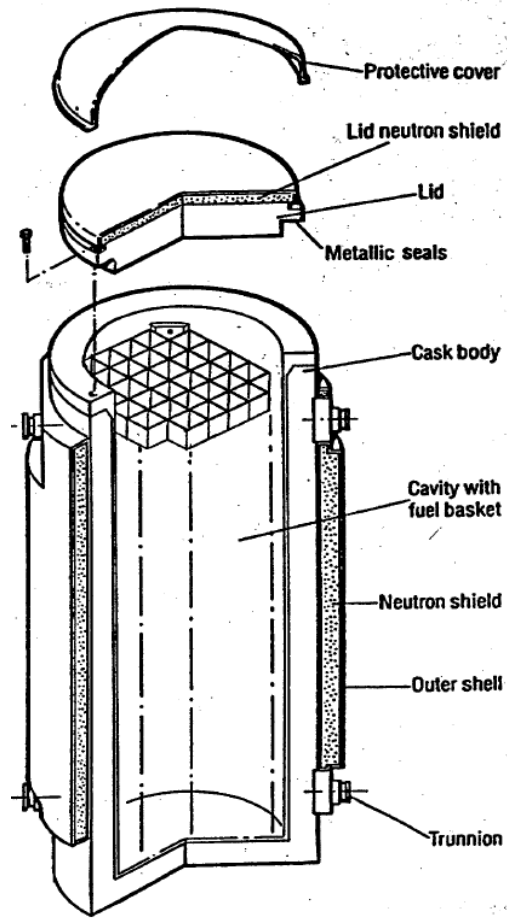


図 2.1-44 TN-32 型キャスク [USA5]

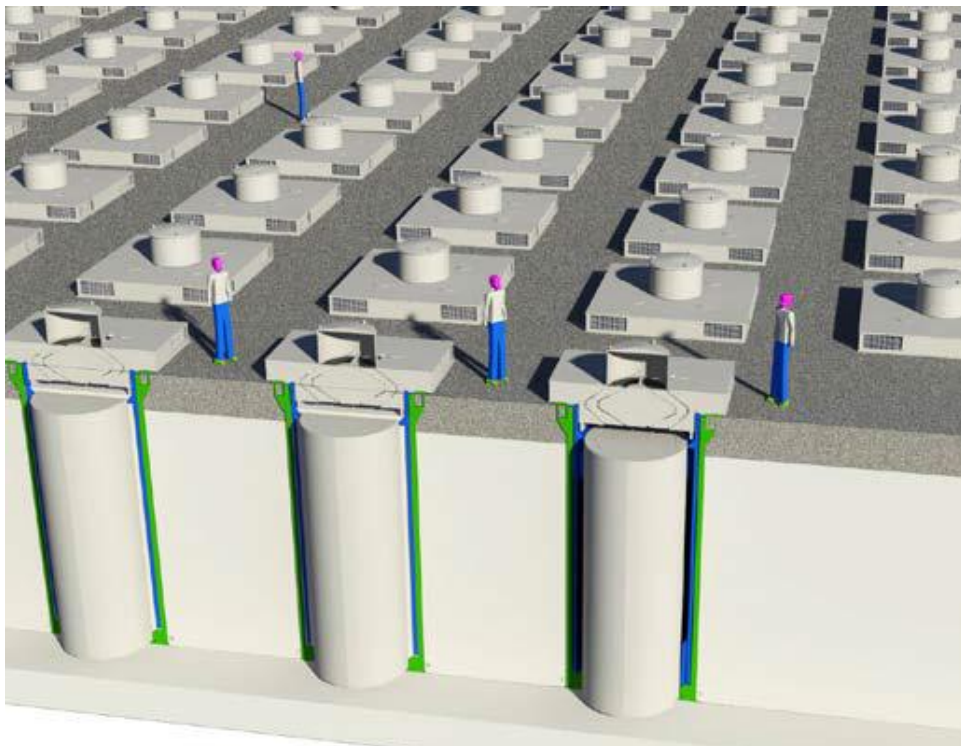


図 2.1-45 半地下貯蔵方式の例 (HI-STOMR UMAX) [USA6]

表 2.1-73 米国の使用済燃料乾式貯蔵施設(1/4) (2019年時点)[USA1]

貯蔵施設名	原子炉 型式	認可 方式*1	貯蔵 方式*2	貯蔵システム型式	NRC Docket#
Arkansas Nuclear One	PWR	GL	C	VSC-24 HI-STORM100	07200013
Beaver Valley	PWR	GL	H	NUHOMS-37PTH	07201043
Callaway	PWR	GL	U	HI-STORM UMAX	07201045
Clinton	BWR	GL	C	HI-STORM FW	07201046
Crystal River	PWR	GL	H	NUHOMS-32PT	07201035
Fermi	BWR	GL	C	HI-STORM 100	07201071
Fort Calhoun	PWR	GL	H	NUHOMS-32PT	07201054
McGuire	PWR	GL	M C	TN-32,NAC-UMS,MAGNASTOR	07200038
Peach Bottom	BWR	GL	M	TN-68	07200029
Pilgrim	BWR	GL	C	HI-STORM 100	07201044
Prairie Island	PWR	GL	M	TN-40HT,TN-40	07200010
South Texas Project	PWR	GL	C	HI-STORM FW	07201041
Surry	PWR	GL	H H M	NUHOMS-HD NUHOMS-HD-32PTH CASTOR	07200002 07200055
Virgil C.Summer	PWR	GL	C	HI-STORM FW	07201038
Watts Bar	PWR	GL	C	HI-STORM FW	07201048
H.B.Robinson	PWR	SL GL	H H	NUHOMS-7P NUHOMS-24P,24PTH	07200003 07200060
Oconee	PWR	SL GL	H H	NUHOMS-24P NUHOMS-24P	07200004 07200040
Fort St.Vrain	ガス炉	SL	V	Modular Vault Dry Store	07200009
Calvert Cliffs	PWR	SL	H	NUHOMS-24P、NUHOMS-32P	07200008
Palisades	PWR	GL	C H	VSC-24、NUHOMS-32PT	07200007
Point Beach	PWR	SL	C H	VSC-24、NUHOMS-32PT	07200005
Davis Besse	PWR	GL	H	NUHOMS-24P	07200014

*1 GL：一般認可 SL：サイト固有認可

*2 C：コンクリートキャスク H：横型サイロ M：金属キャスク U：半地下貯蔵 V：ボールド

表 2.1-73 米国の使用済燃料乾式貯蔵施設(2/4) (2019年時点)[USA1]

貯蔵施設名	原子炉 型式	認可 方式*1	貯蔵 方式*2	貯蔵システム型式	NRC Docket#
North Anna	PWR	GL	H M	NUHOMS-HD-32PTH TN-32	07200056 07200016
Trojan	PWR	SL	C	HI-STORM100	07200017
INL TMI2 DOE	PWR	SL	H	NUHOMS-12T	07200020
Susquehanna	BWR	GL	H	NUHOMS-52B、 NUHOMS-61BT、 NUHOMS-61BTH	07200028
Hatch	BWR	GL	M	HI-STAR100	07200036
Dresden	BWR	GL	M	HI-STAR100	07200037
Rancho Seco	PWR	GL	H	NUHOMS-24P	07200011
Big Rock Point	BWR	GL	H	NUHOMS-24P	07200043
J.A.FitzPatric	BWR	GL	C	HI-STORM100 HI-STORM100S	07200012 07200013
Maine Yankee	PWR	GL	C	NAC-UMS	07200030
Columbia Generating Station	BWR	GL	C	HI-STORM100	07200035
Oyster Creek	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT,61BTH	07200015
Yankee Rowe	PWR	GL	C	NAC-MPC	07200031
Duane Arnold	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT	07200032
Palo Verde	PWR	GL	C	NAC-UMS	07200044
San Onofre	PWR	GL	H U	NUHOMS-24PT HI-STORM UMAX	07200041
Diablo Canyon	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200026
Haddam Neck	PWR	GL	C	NAC-MPC	07200039
Sequoyah	BWR	GL	C	HI-STORM100,FW,100S	07200034
Idaho Spent Fuel Facility	- (AFR)	SL	V	Concrete Vault	07200025

*1 GL：一般認可 SL：サイト固有認可

*2 C：コンクリートキャスク H：横型サイロ M：金属キャスク U：半地下貯蔵 V：ボールド

表 2.1-73 米国の使用済燃料乾式貯蔵施設(3/4) (2019年時点)[USA1]

貯蔵施設名	原子炉 型式	認可 方式*1	貯蔵 方式*2	貯蔵システム型式	NRC Docket#
Humboldt Bay	BWR	SL	C	HI-STORM100HB	07200027
Private Fuel Storage	- (AFR)	SL	C	HI-STORM100	07200022
Browns Ferry	BWR	GL	C	HI-STORM100S HI-STORM FW	07200052
Joseph M.Farley	PWR	GL	H	NUHOMS-32PT	07200042
Millstone	PWR	GL	H	NUHOMS-32PT	07200047
Quad Cities	BWR	GL	C	HI-STORM100S	07200053
River Bend	BWR	GL	C	HI-STORM100S	07200049
Hope Creek /Salem	BWR /PWR	GL	C	HI-STORM100	07200048
Grand Gulf	BWR	GL	C	HI-STORM100S	07200050
Catawba	PWR	GL	C	NAC-UMS	07200045
Perry	BWR	GL	C	HI-STORM100	07200069
Indian Point	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200051
St. Lucie	PWR	GL	H	NUHOMS-HD-32PTH	07200061
Vermont Yankee	BWR	GL	C	HI-STORM100	07200059
Limerick	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT,61BTH	07200065
Seabrook	PWR	GL	H	NUHOMS-HD-32PTH	07200061
Monticello	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT, NUHOMS-61BTH	07200058
Kewaunee	PWR	GL	H C	NUHOMS-32PT, MAGNASTOR	07200064
Ginna	PWR	GL	H	NUHOMS-32PT	07200067
Salem	PWR	GL	C	HI-STORM	07200048
Brunswick	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT	07200006
Byron	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200068
Cooper Nuclear Station	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT	07200066

*1 GL：一般認可 SL：サイト固有認可

*2 C：コンクリートキャスク H：横型サイロ M：金属キャスク U：半地下貯蔵 V：ボールド

表 2.1-73 米国の使用済燃料乾式貯蔵施設(4/4) (2019年時点)[USA1]

貯蔵施設名	原子炉 型式	認可 方式*1	貯蔵 方式*2	貯蔵システム型式	NRC Docket#
La Salle	BWR	GL	C	HI-STORM100S	07200070
Turkey Point ISFSI	PWR	GL	H	NUHOMS-HD-32PTH	07200062
Lacrosse	BWR	GL	C	NAC-MPC	07200046
Waterford	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200075
DC Cook	PWR	GL	C	HI-STORM	07200072
Braidwood	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200073
Comanche Peak	PWR	GL	C	HI-STORM100	07200074
Nine Mile Point	BWR	GL	H	NUHOMS-61BT	07201036
Vogtle	PWR	GL	C	HI-STORM100S	07201039
Zion	PWR	GL	C	MAGNASTOR	07201037

*1 GL：一般認可 SL：サイト固有認可

*2 C：コンクリートキャスク H：横型サイロ M：金属キャスク U：半地下貯蔵 V：ボールド

②技術要件

米国の使用済燃料貯蔵の許認可に適用される法規、指針を表 2.1-74 に示す。

表 2.1-74 米国の使用済燃料貯蔵に係る法規、指針類

分類	法規、指針類
法令・規則	10CFR72：使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の独立貯蔵に係る認可要件
審査指針	R.G.3.60：使用済燃料貯蔵施設（乾式貯蔵）の設計 R.G.3.61：使用済燃料乾式キャスクのトピカル安全解析書の標準様式 他
審査指針補足	NUREG-1536 改訂 1：乾式キャスク貯蔵システムの標準審査指針 NUREG-1567：使用済燃料乾式貯蔵施設の標準審査指針 NUREG-1726：使用済燃料乾式キャスク貯蔵システムの認可更新に係る標準審査指針 他
暫定審査官手引書	ISG-1～ISG-25

これらの中で法的要件である 10CFR72 の主要部分を表 2.1-75 に整理した。この中から深層防護原理に基づいていると考えられる主な規定を表 2.1-76 に抽出した。

なお、これらの規制文書では防護について直接言及していないが、付録-1 に示すように NRC は古くから深層防護概念を原子力安全規制の根本思想として捉えており、これらの文書にも随所に反映されている。

表 2.1-75 米国の使用済燃料貯蔵の規制要件（10CFR72 の主要部）[USA9]

条 項	内 容
サブパート E 立地評価の考慮因子 72.90 一般的事項	(a) ISFSI 又は MRS の安全性や環境に直接影響を及ぼす可能性があるサイト特性を調査し、評価すること。 (b) ISFSI 又は MRS の安全な運用に影響し得る外部自然事象と人為事象の頻度や影響の大きさの観点から候補地を調査すること。 (c) 設計基準外部事象は、ISFSI 又は MRS の設計とそれらの設立候補地の両方から決定すること。 (d) ISFSI 又は MRS の設計に対して適切な対策が採れない設計基準外部事象を持つ候補地は、これらの立地に適さないと考えられる。 (e) 72.51 のサブパート A に従う ISFSI 候補地及び NWPA の 141 章あるいは 148 章に従う MRS の候補地について、人工分布や周辺の歴史のあるいは審美的な観点から評価を行うこと。 (f) 施設は、氾濫源の指定と変更に伴う長期的及び短期的影響を避けられる場所に設置すること。
72.92 設計基準 外部自然事象	(a) 候補地に存在するか起こり得る自然事象を明確にして、ISFSI 又は MRS の安全な運用に対する影響を評価すること。ISFSI 又は MRS の設計に影響する重要な自然事象を明らかにすること。 (b) これらの重要な自然事象の発生や被害の記録を収集し、評価の信頼性、精度及び完成度を高めること。申請者は、認可されるまでこれらの記録を保持すること。 (c) 外部自然事象を地域の特性やこれらに関する現状知見に基づいて評価するために、適切な手法を採用すること。
72.94 設計基準 外部人為事象	(a) 地域に、ISFSI 又は MRS を危険にさらす可能性がある過去及び現在の人工施設や人的活動があるかを調べること。ISFSI 又は MRS の設計に影響する重要な人為事象を明らかにすること。 (b) そのような事象の発生可能性や影響程度に関する情報を収集し、評価の信頼性、精度及び完成度を高めること。 (c) 外部人為事象をこれらに関する現状知見に基づいて評価するために、適切な手法を採用すること。
72.98 ISFSI 又は MRS の周 辺地域の明確化	(a) ISFSI 又は MRS の設計のベースとなる外部事象、人為事象あるいは自然事象の及ぶ周辺地域の範囲を明らかにする。 (b) ISFSI 又は MRS の建設、運用、廃止に伴う立地地域への影響を明確にする。地域への影響の程度は、ISFSI 又は MRS の活動が人口や環境にもたらす測定可能な影響から決定すること。 (c) 上記(a)、(b)に関係する地域は以下の観点から調査すること。 (1)現在及び将来の人口特性及び分布

		(2)地域内の土地及び水資源の現在と将来の利用予測 (3)ISFSI 又は MRS の運用期間中の放射性物質放出の結果に影響し得る全ての特性
72.100 ISFSI 又は MRS が 周辺地域に及ぼす影 響の明確化	(a)	候補地は、ISFSI 又は MRS の運用中における通常時及び事故時の放射性物質放出がその地域の住民に与える影響の観点から評価すること。この評価では、通常及び異常時の地域及びサイト特性を考慮すること。
	(b)	各サイトは、ISFSI 又は MRS の設計、建設、運用及び廃止が地域の環境に及ぼす影響の観点から評価すること。この評価では、通常及び異常時の地域及びサイト特性を考慮すること。
72.103 地質学的及び地震学 的特性（乾式キャスク 貯蔵又は 2003 年 10 月 16 日以降申請に適 用）	(a)	(1)ロッキー山脈より東側の New Madrid、Charleston、Attica 等のよく知られた地震地域を除いた場所で、地質及び地形の実地調査、文献調査及び現場視察によって地質が安定しており、土層の不安定の問題がなく、0.2g を超える適切な応答スペクトルに対して地面が振動しないことが確認できれば、立地は可能である。 (2)省略
	(b)	省略
	(c)	岩盤上にあるサイト以外では、地盤の揺れに伴う液状化やその他の土層の不安定化を評価すること。
	(d)	現地調査やラボでの解析によって、土質が基礎として適切であることを示すこと。
	(e)	省略
	(f)	省略
72.104 ISFSI 又は MRS から 放出される放射性物 質と直接出る放射線 の基準	(a)	通常運用時と想定事象時の管理区域の外にいる個人に対する年間の線量当量は、以下((1)～(3))の結果、全身 0.25mSv、甲状腺 0.75mSv、その他の臓器 0.25mSv を超えてはならない。 (1)放射性物質（ラドンとその壊変生成物が挙げられる）の一般環境への計画的な放出 (2)ISFSI 又は MRS の運用に伴う放射性物質放出 (3)施設領域内のウラン燃料サイクル運用に伴うその他の放射性物質放出
	(b)	ISFSI 又は MRS の運用に伴う放射性物質の放出量と直接放射線レベルが合理的に達成可能な範囲で出来るだけ少なくなるよう運用上の制約を設けること。
	(c)	(a)の制限を満足できるように、ISFSI 又は MRS の運用に伴う放射性物質の放出量と直接放射線レベルに関して運用上の制限値を設けること。
72.106	(a)	各 ISFSI 又は MRS には、管理区域を設けること。

ISFSI 又は MRS の管理区域	(b)	管理区域の最も近い境界より外側にいる個人の設計基準事故時の線量当量は、全身；0.05Sv、個々の臓器、皮膚（眼の水晶体を除く）の深部線量当量と預託線量当量の合計；0.5Sv を超えてはならない。眼の水晶体の線量当量は、0.15Sv を超えてはならない。皮膚の浅部線量当量と手足末端の線量当量は 0.5Sv 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から出る GTCC 廃棄物の取扱い及び貯蔵施設から管理区域の最短の境界までの距離は少なくとも 100m とすること。
	(c)	管理区域は、高速道路、鉄道あるいは水路が横切ってもよいが、交通制御や公衆の健康及び安全確保の観点から出来るだけ適切で効果的な配置とすること。
72.108 使用済燃料又は高レベル放射性廃棄物の輸送		ISFSI 又は MRS は使用済燃料、高レベル放射性廃棄物又は原子炉から出る GTCC 廃棄物の輸送が環境に及ぼす潜在的影響を考慮すること。
サブパート F 一般的設計基準 72.120 一般的考慮事項	(a)	72.24 にて規定したように使用済燃料又は GTCC 廃棄物の ISFSI で貯蔵する、あるいは使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、GTCC 廃棄物を MRS で貯蔵するための申請には、貯蔵施設の設計基準を含めること。これらの設計基準は、72.3 で定義した安全上重要な構造物、システム及び機器の設計、製作、建設、試験、補修及び性能に関わる要求事項を規定するものである。この章で明らかにする一般的設計基準は、ISFSI 又は MRS の設計基準に対する最小限の要求を規定する。これらの一般的設計基準に無いからと言って、申請者は ISFSI 又は MRS の設計における安全機能を省略できるわけではない。
	(b)	ISFSI は、使用済燃料及び/又は固体の GTCC 廃棄物を保管できるよう設計すること。
	(c)	省略
	(d)	ISFSI 又は MRS は、貯蔵システム機器、使用済燃料、GTCC 廃棄物、及び/又は高レベル放射性廃棄物との間で湿式での装荷、取り出し操作において激しい化学的、ガルバニック又はその他の反応を生じないように設計し、材料を選定し、建設すること。
72.122 全般要求事項	(a)	品質標準 安全上重要な構造物、システム及び機器は、安全上の重要度に対応した品質標準に従って設計、製作、建設及び試験を行わねばならない。
	(b)	(1)環境条件と自然現象からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、ISFSI 又は MRS の

		<p>通常運用、補修及び試験に関連してサイト特性と環境条件を包容し適合するとともに想定事故にも耐えるよう設計すること。</p> <p>(2)安全上重要な構造物、システム及び機器は、地震、竜巻、落雷、ハリケーン、洪水、津波及び湖面変動のような自然現象に対して、安全機能を損なうことなく耐えるよう設計すること。これらの構造物、システム及び機器は、以下を反映すること。</p> <p>(i)(A) サイト及びその周辺の最も過酷な自然現象を、データの限界と蓄積された期間を勘案した適度の余裕を持って適切に考慮すること。</p> <p>(B)通常時と事故時条件の効果と自然現象の効果とを適切に組み合わせること。</p> <p>(ii)ISFSI 又は MRS は、建屋の大規模な崩壊を防ぐか、又は建屋が崩落して重量物が使用済燃料等や安全上重要な構造物、システム及び機器の上に落下しないよう設計すること。</p> <p>(3)安全上重要な構造物、システム及び機器の設計ベースと比較できるように自然現象の強さを決める能力を持たねばならない。</p> <p>(4)ISFSI 又は MRS を帯水層の上に設置する場合は、放射性物質が環境に放出されることを防止する処置を採ること。</p>
	(c)	<p>火災及び爆発からの保護</p> <p>安全上重要な構造物、システム及び機器は、想定される火災と爆発条件においてもそれらの安全機能が損なわれないよう設計し配置する必要がある。ISFIS 又は MRS では非燃性材料と耐熱材料を可能な限り使用すること。特に放射性物資の管理に必要な場所や安全管理機能の維持に必要な場所は必須である。火災と爆発が安全上重要な構造物、システム及び機器に及ぼす影響を最小化するために、爆発及び火災検知、警報と消火システムを設計し設置すること。</p> <p>また火災消火システムの作動あるいは故障から生じる悪影響から保護する装置を備えること。</p>
	(d)	<p>構造物、システム及び機器の共用</p> <p>安全上重要な構造物、システム及び機器は、共用によって安全機能が損なわれないことが示されない限り、ISFSI 又は MRS と他の施設の間で共用してはならない。</p>
	(e)	<p>サイトの近接</p> <p>ISFSI 又は MRS が他の原子力施設に近接する場合は、それらの同時運用が公衆の健康及び安全に非合理的なリスクをもたらさないよう設計すること。</p>
	(f)	<p>システム及び機器の試験と補修</p>

	安全上重要なシステム及び機器は検査、補修及び試験ができるよう設計すること。
(g)	緊急時の能力 安全上重要な構造物、システム及び機器は、緊急時に備えた設計をすること。すなわち、サイトで装置がアクセスできることと、病院や消火、警察、救急その他外部の緊急機関が対応できること。
(h)	(1)閉じ込め境界及び閉じ込めシステム 貯蔵後に使用済燃料を回収する際の取扱い時に安全性の問題が生じないように、燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護するか、それができない場合は燃料を閉じ込めること。これは、燃料集合体の状態か燃料棒の状態を集めてキャンに収納するか、別の適切な方法で対応できる。
	(2)省略（プール保管） (3)通常時及び異常時の空気中の放射性物質の粒子放出を防止するために、換気システムとオフガスシステムを設けること。 (4)貯蔵閉じ込めシステムは、申請者が安全な貯蔵条件を維持するために必要な修正が行えるように連続監視の機能を備えること。乾式の使用済燃料貯蔵では、定期的な監視が乾式貯蔵キャスク設計の要求と整合すれば定期的監視でよい。監視間隔は、乾式キャスクの設計要求に基づいて決定すること。 (5)省略（廃棄物）
(i)	計装及び制御システム 乾式キャスク貯蔵に対しては、通常時及び異常時の安全性確認上重要な条件を監視するためのキャスク設計要求と整合した監視システムを備えること。事故条件に求められるシステムは SAR の中で明確にすること。
(j)	制御室及び制御区域 ISFSI 又は MRS の通常時の安全監視と異常時あるいは事故時の安全管理を行うために、制御室又は制御区域を設けること。
(k)	ユーティリティその他 (1)緊急時対応のために必要な各ユーティリティシステムを設けること。安全上重要なユーティリティサービスと分配システムの設計には、維持、容量、単一故障を想定した安全機能を持つ冗長システムを含めねばならない。 (2)緊急ユーティリティサービスは、全運転シーケンス、各システムについて通常動力源から非常用動力源への切り替えを含む機能運転性と容量の試験並びに関連する安全システムの操作性の試験が行なえるよう設計すること。

	<p>(3)主動力電源や回路の喪失時に、非常用電源がタイムリーに計器、ユーティリティサービスシステム、中央防護警報装置、操作システムに電力を供給して、安全な貯蔵条件を維持し、安全確保に必要な全てのシステムの機能を維持するための備えが有ること。</p> <p>(4)他の施設内に設置する ISFSI 又は MRS はこの施設とユーティリティとサービスを共有し、また物理的に繋がっている場合が考えられる。しかし、ユーティリティとサービスの共用あるいは物理的結合は、</p> <p>(i)安全上重要な機器、構造物あるいはシステムの事故や故障の確率を増加させないこと。又は</p> <p>(ii)これら両方の施設の技術仕様の基礎と定義される安全余裕を減少させないこと。</p>
	<p>(l) 回収性</p> <p>貯蔵システムは、使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及び GTCC 廃棄物を処理したり処分する場合に容易にこれらを回収できるよう設計すること。</p>
<p>72.124 臨界安全</p>	<p>(a) 臨界安全設計</p> <p>使用済燃料の取扱い、梱包、移送及び貯蔵システムは、未臨界性を維持し、臨界安全に必須な条件に少なくとも二つの独立した変化が続いて起こらなければ臨界事故は発生しないことを保証するように設計すること。取扱い、梱包、移送及び貯蔵システムは、計算に使用するデータと方法に存在する不確定性をカバーできる臨界パラメータに対する安全余裕を含み、また取扱い、梱包、移送及び貯蔵条件の安全性を実証すること。</p> <p>(b) 臨界制御の方法</p> <p>ISFSI 又は MRS の設計は、臨界になり難い幾何学的形状か固定中性子吸収材の使用、あるいはそれらの両方に基づいて行わねばならない。固体の中性子吸収材を用いる場合は、設計においてこれらの効果が継続することを証明する手段を備える必要がある。乾式の使用済燃料貯蔵では、この有効性の持続は施設の寿命を通じて中性子吸収材の大きな劣化が生じないことを実証するか解析で示すことで証明することが挙げられる。</p> <p>(c) 臨界監視</p> <p>臨界監視システムは、特殊な核物質を取扱ったり、使用したり、あるいは保管する場所に置かれ、事故が発生した時には大きな音響信号で知らせるために設置される。水遮へいの中で特殊な核物質を取扱ったり、保管する場合には水中での監視は要求されない。このサブパートのもとで認可を受けて特殊な核物質を保管状態に装荷する</p>

		乾式貯蔵エリアでの監視は要求されない。
72.126 放射線防護の基準	(a)	<p>被ばく管理</p> <p>施設従事者が放射線を受ける場所や空気中の放射性物質の粒子が存在する全ての場所と操作に対して放射線防護システムを設ける必要がある。職業被ばくを伴う操作や補修及び検査のための構造物、システム及び機器は、従事者の外部被ばくと内部被ばくを制御できるように設計、製作、設置、遮へい、制御及び試験を行わねばならない。これらの設計は、次の機能を含まねばならない。</p> <p>(1)近接することが求められるシステムでは、内部の放射性物質の蓄積を防止すること</p> <p>(2)近接することが求められるシステムは除染できること</p> <p>(3)ISFSI 又は MRS 内の汚染する可能性がある場所や高放射線量の場所の近接を管理すること</p> <p>(4)近接することが求められる場所の汚染を測定し、管理すること</p> <p>(5)放射性機器の近傍での作業時間を最小化する。たとえば、作業し易いよう十分なスペースを確保し、修理や部品交換を容易に行える装置を設計すること</p> <p>(6)放射線被ばくから従事者を遮蔽すること</p>
	(b)	<p>放射線警報システム</p> <p>近接可能な作業場所には、放射線警報システムを設置し放射線や空气中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせるようにしなければならない。</p>
	(c)	<p>放出と直接線監視</p> <p>(1) 取扱い及び貯蔵システムには、放出システムを設置しなければならない。これらのシステムには、通常時と事故時の放出物中の放射性核種量を測定する手段を備える必要がある。水又は空気の希釈媒体の流れを測定する手段も備えておかねばならない。</p> <p>(2)放射性物質を含む場所には、その内部及び周辺の直接放射線レベルを測定するシステムを設置しなければならない。</p>
	(d)	<p>流出物の管理</p> <p>ISFSI 又は MRS は、通常時の流出物中の放射性物質レベルを合理的に可能な限り低減し、事故時における放射性物質の放出を制御できる手段を持つよう設計しなければならない。</p> <p>通常時及び想定事象時の一般環境への放出量が、72.104 に規定する線量制限値内にあることを解析で示す必要がある。設計基準事故時については、72.106 に規定する線量制限値内にあることを解析で示す必要がある。放射性物質の放出を監視するシステムは、校正がで</p>

		き、操作性が試験できる手段を有する必要がある。
72.128 使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及びその他放射性廃棄物の貯蔵と取扱い	(a)	使用済燃料、高レベル放射性廃棄物の貯蔵と取扱いシステム 使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、GTCC 廃棄物は、通常時及び事故時の適切な安全性を維持できるよう設計しなければならない。これらのシステムは以下が求められる。 (1)安全上重要な機器の試験及び監視ができること。 (2)通常時及び事故時の放射線防護のための適切な遮へいを有する。 (3)閉じ込め可能な構造とシステム (4)安全上重要な、試験可能でかつ信頼できる除熱能力を持つ。 (5)発生する放射性廃棄物量を最小化する手段を持つ。
	(b)	廃棄物の取扱い 放射性廃棄物を取扱う施設を設けなければならない。サイトで発生した低レベル廃棄物を処分場に移送するまでの期間適切に保管できるように梱包する設備も用意しなければならない。
72.130 廃止に係る基準		省略
サブパート L 使用済燃料貯蔵キャスクの認可 72.230 使用済燃料貯蔵キャスクの認可手続き		省略
72.232 検査及び試験	(a)	CoC の所有者及び申請者は、NRC が使用済燃料貯蔵キャスクを設計し、製作し、検査する建物及び施設を検査することを許可し、準備しなければならない。
	(b)	CoC の所有者及び申請者は、NRC の検査のために適切な時期に通知し、使用済燃料貯蔵キャスクの設計、製作、検査に関する記録を提示しなければならない。
	(c)	CoC の所有者及び申請者は、このサブパートに従って必要と思われる試験を実施し、NRC が検査することを許可する準備をしなければいけない。
	(d)	CoC の所有者及び申請者は、72.4 に従い最初のキャスク製作を開始する少なくとも 45 日前までに通知しなければいけない。
72.234 認可条件		省略
72.236	(a)	貯蔵キャスクに対する収納燃料の仕様を提示すること。

貯蔵キャスクの製作と承認に係る特別要求		(燃料タイプ(BWR、PWR 等)、最高濃縮度、燃焼度、最短冷却時間、最大発熱量、燃料の状態、内部雰囲気に対する要求)
	(b)	安全上重要な構造物、システム及び機器に対する設計基準を提示すること。
	(c)	想定条件において使用済燃料が未臨界を維持できるよう貯蔵容器を設計、製作すること。
	(d)	72.104 と 72.106 の要求に十分適合する遮へい機能及び閉じ込め機能を備えること。
	(e)	貯蔵キャスクは閉じ込めのための冗長なシールを持つよう設計すること。
	(f)	貯蔵キャスクは、強制冷却システム無しで適切に熱除去が行える設計とする。
	(g)	貯蔵キャスクは、申請する貯蔵期間中に使用済燃料を安全に貯蔵でき、また必要に応じて補修を行えるよう設計する。
	(h)	貯蔵キャスクは、湿式と乾式の両方の方式で燃料装荷及び取り出しが行えること。
	(i)	貯蔵キャスクは、実用上十分な程度の除染が行えるよう設計すること。
	(j)	貯蔵キャスクは、閉じ込め性能を低下させる割れ、ピンホール、制御できない空隙やその他の欠陥が無いことを検査で保証しなければならない。
	(k)	貯蔵キャスクには、次の情報をはっきりと容易に消えないよう明示しなければならない。 (1)キャスク型式番号 (2)固有の識別番号 (3)空重量
	(l)	貯蔵キャスクと安全上重要なシステムは適切な方法か、又は NRC が認める他の方法によって、通常時、異常時及び想定事故時において放射性物質を閉じ込めることができることを実証できなければならない。
	(m)	貯蔵キャスクは、実現可能な範囲で原子炉サイトでの燃料取り出し、輸送、及び DOE の最終処分に適合できるよう設計しなければならない。
(n)	73.21 及び 73.22 又は 73.23 の要求に従い、核物質防護に関わる情報を不測の漏えいから保護すること。	
72.238 適合証明 (CoC) の発行		キャスク型式に対する適合証明書 (CoC) は、72.236 の(a)から(i)の要求事項を満足できることが確認されれば、40 年を超えない期間について NRC から発行される。

72.240 使用済燃料貯蔵キャ スク認可更新の条件		省略
72.242 記録の保管と報告		省略
72.244 適合証明の変更申請		省略
72.246 適合証明の変更の認 可		省略
72.248 安全解析書の更新		省略

表 2.1-76 米国の使用済燃料貯蔵規則 10CFR72 の深層防護に基づく規定

サブパート	条項	規定内容(要約)
F 一般設計基準	72.12(b)(1)	環境条件と自然現象からの保護
	72.12(c)	火災及び爆発からの保護
	72.12(f)	安全上重要なシステム及び機器は検査、補修及び試験ができるよう設計すること
	72.12(g)	安全上重要な構造物、システム及び機器は、緊急時に備えた設計をすること
	72.12(h)(1)	燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護するか、できない場合は燃料をキャンに収納すること。
	72.12(h)(3)	通常時及び異常時の空気中の放射性物質の粒子放出を防止するために、換気システムとオフガスシステムを設けること。
	72.12(h)(4)	貯蔵閉じ込めシステムは、連続監視又は定期監視の機能を備えること。乾式の使用済燃料貯蔵では、定期的な監視が乾式貯蔵キャスク設計の要求と整合すれば定期的監視でよい。
	72.12(i)	乾式キャスク貯蔵に対しては、通常時及び異常時の安全性確認上重要な条件を監視するためのキャスク設計要求と整合した監視システムを備えること。
	72.12(k)(1)	緊急時対応のために必要な各ユーティリティシステムを設けること。 以下略
	72.12(k)(3)	主動力電源や回路の喪失時に、迅速に作動する非常用電源を備えること。
	72.14(a)	未臨界性を維持し、臨界安全に必要な条件に少なくとも二つの独立した変化が続いて起こらなければ臨界事故は発生しないよう設計すること。
	72.16(b)	放射線警報システムを設置し放射線や空気中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせること。
	72.16(c)(2)	放射性物質を含む場所には、その内部及び周辺の直接放射線レベルを測定するシステムを設置しなければならない。
72.18(a)(1)	安全上重要な機器の試験及び監視ができること。	
L 使用済燃料貯蔵 キャスクの認証	72.236(e)	貯蔵キャスクは閉じ込めのための冗長なシールを持つよう設計すること。
	72.236(f)	貯蔵キャスクは、強制冷却システム無しで適切に熱除去が行える設計とすること。
	72.236(l)	貯蔵キャスクと安全上重要なシステムは通常時、異常時及び想定事故時において放射性物質を閉じ込めることができることを適切な方法で証明すること。
	72.238(c)(2)	運用期間を延長する間に安全上重要な構造物、システム及び機

		器が安全機能を維持することを証明する TLAA (期間限定経年劣化解析)
	72.238(c)(3)	安全上重要な構造物、システム及び機器の悪影響を与える可能性がある経年劣化を管理するための AMP (経年劣化管理計画)

③深層防護の反映例

米のキャニスタ系貯蔵施設(コンクリートキャスク、横型サイロ、半地下貯蔵方式)と金属キャスク貯蔵施設における深層防護に基づくと考えられる設計例及び運用例を表 2.1-77 に示す。いずれの方式も健全燃料を貯蔵する場合は燃料被覆管が第一の閉じ込め障壁で、キャニスタ又はキャスクが第二の閉じ込め障壁となる。破損燃料を貯蔵する場合は、燃料被覆管に代わって破損燃料容器が第一の閉じ込め障壁となる。

表 2.1-77 米国の乾式貯蔵施設の主な深層防護適用例

貯蔵方式	深層防護レベル	施設設計	施設運用
金属キャスク	レベル 1 異常/故障防止	—	—
	レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 〔健全燃料〕 一次：燃料被覆管 二次：キャスク (二重蓋) 〔破損燃料〕 一次：破損燃料容器 二次：キャスク (二重蓋)	・貯蔵中のキャスク漏洩監視(蓋間圧力監視) ・AMP (経年劣化管理計画) に基づく安全上重要な SSC 管理
	レベル 3,4	キャスク(外部事象障壁)	放射線モニタリング
キャニスタ系 ・コンクリートキャスク ・横型サイロ ・半地下貯蔵方式	レベル 1 異常/故障防止	—	—
	レベル 2 異常/故障検知及び修正 (事故への進展防止)	閉じ込め障壁の多重化 〔健全燃料〕 一次：燃料被覆管 二次：キャニスタ (二重蓋) 〔破損燃料〕 一次：破損燃料容器 二次：キャニスタ (二重蓋)	・給排気口定期点検等 ・AMP (経年劣化管理計画) に基づく安全上重要な SSC 管理
	レベル 3,4	オーバーパック等 (外部事象障壁)	放射線モニタリング

2.1.4 深層防護の国内事例との比較レビュー

2.1.3 にまとめた各国の乾式貯蔵における技術要件、施設設計及び施設運用について国内事例との比較レビューを実施した。

(1) 深層防護概念の階層分類

2.1.2(2)で説明したように IAEA の INSAG-10 による深層防護概念の階層分類を用いるものとする。これを表 2.1-78 に再度整理する。表 2.1-78 では、表 2.1-2 で取り上げたレベル 5 を除いてレベル 1 から 4 までを考えた。

この階層分類に従い我が国と調査した 24 か国の使用済燃料乾式貯蔵施設に適用する技術要件と施設設計、施設運用について表 2.1-79(1)から表 2.1-79(23)に整理した。2.1.2 でも述べたとおり各国の個別の設計、運用が表 2.1-78 のどのレベルに属するかは調査受注者の判断による。なお、調査した 24 か国のうちイタリアについては、乾式貯蔵施設及びその技術要件に関する情報がほとんど入手できなかったため、対象から除いた。比較する我が国の施設は対象国の貯蔵方式に合わせて金属キャスク又はコンクリートキャスクのいずれかとした。

表 2.1-78 乾式貯蔵施設における深層防護の階層分類

深層防護のレベル	防護の目的	放射能放出有無	事象 (状態)
レベル 1	異常運転及び故障防止	無し	通常運転
レベル 2	異常運転の制御と故障検知	無し	想定異常事象
レベル 3	事故を制御して放射能放出を制限し、重大事故への進展を防止する。	有り (少量)	設計基準事故
レベル 4	重大事故を制御して施設外※への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	設計基準事故を超える重大事故

※施設外とは乾式貯蔵施設が原子力発電所敷地内に設置される場合は、当該発電所外を指す。

(2) 比較レビュー結果

前述のとおり表 2.1-79(1)から表 2.1-79(23)にアルゼンチンから米国までの 23 か国の乾式貯蔵施設における深層防護に基づくと考えられる技術要件と施設設計、施設運用について比較評価した。それを要約した結果を表 2.1-80 に整理した。

- ・調査した 24 か国のほぼ全てが乾式貯蔵に深層防護概念を取り入れた規制を採用し、それに従った設計及び運用を行っている。
- ・深層防護の内容は、我が国のそれと大きな違いはない。我が国にないものとしては、事故時に備えた換気フィルタ設置、経年劣化監視のためのサーベイランスが一部の国で取り入れられている。

表2.1-79(1) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-アルゼンチン)(1/3)

国		日本		アルゼンチン			比較評価		
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャニスタ					
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用	
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				① AR. 10. 1. 1(放射線安全標準) [ARZ13] ② AR10. 12. 1(放射性廃棄物管理標準) [ARZ14] ③ Current Regulatory Situation of Long Term Interim Storage of Radioactive Waste in Argentina (2013) [ARZ2]			
深層防護の規定		特に明記されていない。				①, ②には深層防護の直接的規定なし、しかし該当する規定として例えば以下がある。 ・通常時だけでなく事故時の公衆及び環境保護 ・緊急時対応計画の備え			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容				規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	①D3. 3. 2公衆の線量制限値 107クラスⅠ施設及びクラスⅡ施設の設計又は運転における事故を防止するとともに事故発生時の放射線影響を軽減できるようにすること。		アルゼンチンの立地要件は見当たらない。	
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	②D. 要件 45放射性廃棄物貯蔵建屋の設計と運用は廃棄物パッケージの閉じ込めと回収性を保証できること。	コンクリートキャニスタのバスケット (金属製密封容器)	—	アルゼンチンには貯蔵容器内の不活性ガス充填規定なし
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	—	バスケット内部の不活性ガス充填有無不明	—	アルゼンチンには貯蔵容器内の不活性ガス充填規定なし
		①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。(15)		コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	—	—	経年劣化管理計画に従うコンクリートキャニスタ(サイロ)の定期的なサーベイランス (詳細不明)	アルゼンチンには同様の規定なし
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	①D6 116 施設の運転は線量が合理的に達成可能な限り低くなるよう計画すること。 D3. 3. 2従事者の線量制限値 97 従事者の線量制限値は以下のとおり。 年間の実効線量制限値は20mSvでこの値は5年間の平均値に対して適用される (5年間で100mSv以下) が、1年間に50mSvを超えないこと。 以下略 D3. 3. 2公衆の線量制限値 105 年間の実効線量の制限値は全身に対して1mSv、。眼の水晶体に対して15mSv、皮膚に対して50mSv。 以下略	法令による線量制限を守るよう設計	—	同等の技術要件
		①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。 以下略(6)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	②要件 40 放射性廃棄物を扱う施設の申請者は許認可過程において規制当局が満足する安全評価を行うこと。	—	—	アルゼンチンには臨界防止の明確な規定なし
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	②要件 40 放射性廃棄物を扱う施設の申請者は許認可過程において規制当局が満足する安全評価を行うこと。	—	—	アルゼンチンには除熱の明確な規定なし。 また使用済燃料の温度制限に関する規定なし。
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)		コンクリートキャスクは自然空冷	—	—	コンクリートキャニスタは自然空冷	—	アルゼンチンには同様の規定なし

表2.1-79(1) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-アルゼンチン)(2/3)

国		日本			アルゼンチン			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャニスタ			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	取扱い設備の仕様等不明	—	アルゼンチンには同様の規定なし
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	アルゼンチンには同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又は SHIPPING 検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	貯蔵前の燃料確認有無不明	アルゼンチンの規則では貯蔵する燃料の漏洩有無は直接規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	③一般 8 貯蔵施設の設計及び運用は通常運用時の安全だけでなく洪水、地震、火災その他の事象を考慮すること。	サイロは固縛しない模様 (詳細不明)	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	②D. 要件 45放射性廃棄物貯蔵建屋の設計と運用は廃棄物パッケージの閉じ込めと回収性を保証できること。	バスケット内部の不活性ガス充填有無不明	—	アルゼンチンには貯蔵容器内の不活性ガス充填規定なし
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	—	バスケット蓋は多重化されていないが、以下のとおり閉じ込め障壁を多重化している。 一次障壁：燃料被覆管 二次障壁：バスケット(密封容器) 三次障壁：サイロ(密封鋼管)	—	アルゼンチンには閉じ込め障壁の多重化の規定はないが、実際の設計では閉じ込め障壁を多重化している。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注: 設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	—	—	① 経年劣化管理計画に従う機器、構造物サーベイランス ② サイロ内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知)	アルゼンチンには閉じ込め機能と除熱機能の監視を求める規定ないが、規制当局の求めによって経年劣化管理計画を策定して運用している模様。 なお、新設されるアトーチ発電所の乾式貯蔵施設では使用済燃料被覆管温度を測定する設備が設けられる予定。
		① 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。(10)	—	—	—	—	不明	アルゼンチンには同様の規定なし
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	不明	アルゼンチンの規則には放射線量率上昇に対する警報装置の規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	③一般 8 貯蔵施設の設計及び運用は通常運用時の安全だけでなく洪水、地震、火災その他の事象を考慮すること。	不明	内部緊急時対応計画を備える規定あるが詳細不明	アルゼンチンには火災防止と消火に係る具体的な要件なし
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	不明	—	アルゼンチンには外部電源喪失時の対策規定なし
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	③一般 7 放射性廃棄物は外観検査ができるように貯蔵すること。	—	① 経年劣化管理計画に従う機器、構造物サーベイランス ② サイロ内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知)	アルゼンチンでは外観検査のみ規定している。
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	②D48 48 放射性廃棄物は固定化し、パッケージは物理的、化学的に安定で劣化に耐え適切な遮蔽機能を持つこと。	—	経年劣化管理計画を策定している模様 (詳細不明)	アルゼンチンでは経年劣化管理計画に係る法令上の規定なし

表2.1-79(1) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-アルゼンチン)(3/3)

国		日本			アルゼンチン			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャニスタ				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮) (1)	—	—	①D3. 3. 2公衆の線量制限値 108クラス I 施設の放射線リスクを見積もるために故障、故障の組合せ及び設計基準を超える事態を含むあらゆる想定事故事象を解析すること。	施設を二重のフェンスで囲んでいる。	—	同等の技術要件	
		①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。(10)	—	—	—	—	—	—	アルゼンチンには同様の規定なし
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	③一般 8 貯蔵施設の設計及び運用は通常運用時の安全だけでなく洪水、地震、火災その他の事象を考慮すること。	—	—	内部緊急時対応計画を備える規定があるが詳細不明	アルゼンチンには火災防止と消火及び火災発生時の安全確保に係る具体的な要件なし
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	—	不明	—	—	アルゼンチンには外部電源喪失時の対策規定なし
		① 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。(10)	—	—	—	—	—	—	アルゼンチンには同様の規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	①D7緊急時計画と対応要領 132 クラス I 施設は必ず内部緊急時対応計画を備えること。事故時に公衆に重大な放射線影響が及ぶ可能性がある施設は外部緊急時対応計画も備えること。 ③一般 12 緊急時における対応要領を策定して緊急対応要員の手が届くところに保持すること。貯蔵施設はARNの要求に従って換気、遮蔽、漏洩制御及び温度、湿度管理の適切な設備を備えること。	—	内部緊急時対応計画を備える規定があるが詳細不明	同等の技術要件	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	①D3. 3. 2公衆の線量制限値 107クラス I 施設及びクラス II 施設の設計又は運転における事故を防止するとともに事故発生時の放射線影響を軽減できるようにすること。 108クラス I 施設の放射線リスクを見積もるために故障、故障の組合せ及び設計基準を超える事態を含むあらゆる想定事故事象を解析すること。	施設を二重のフェンスで囲んでいる。	—	同等の技術要件	
		①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。(10)	—	—	—	—	—	アルゼンチンには同様の規定なし	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	①D7緊急時計画と対応要領 132 クラス I 施設は必ず内部緊急時対応計画を備えること。事故時に公衆に重大な放射線影響が及ぶ可能性がある施設は外部緊急時対応計画も備えること。 ③一般 12 緊急時における対応要領を策定して緊急対応要員の手が届くところに保持すること。貯蔵施設はARNの要求に従って換気、遮蔽、漏洩制御及び温度、湿度管理の適切な設備を備えること。	—	内部緊急時対応計画を備える規定があるが詳細不明	同等の技術要件	
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。	

表2.1-79(2) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ベルギー)(1/5)

国		日本			ベルギー			比較評価	
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(TN24型輸送・貯蔵兼用キャスク)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
技術要件		①金属キャスク技術要件()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 王政令2011.11.30(SNRI-2011)[BEL16] ② 新しいクラス I 原子力施設の安全審査用ガイド(N° 2013-05-15-NH-5-4-3)[BEL14] ③米10CFR72[USA9]※ ※ ベルギーではキャスクの安全基準は米10CFR72を準用している。				
深層防護の規定		特に明記されていない。			①は深層防護を適用して、事故防止又は防止時の放射能放出を制限することと規定している。②は原子力施設の放射線安全に係る規則。 また②は通常時～事故を4レベルに分けて公衆及び環境の保護を規定しているが、いずれもキャスクに対する具体的な技術要件を規定するものではない。このため、以下では実際の許認可審査で参照している米10CFR72も参照して比較する。				
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			—	—	—	—	ベルギーの立地要件に関する規定文書は見当たらない。
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気につ密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	①第33条 安全機能 一般規則の規定を損なうことなく、貯蔵施設は、通常の運転条件、予想される運転事故の間、及び基本的な設計事故の後、次の安全機能が満たされるように設計及び構築すること： ・・・3° 放射性物質の閉じ込め	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	ベルギーの法令ではキャスク内部の不活性ガス充填規定はない。	
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	—	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	ベルギーの法令ではキャスク内部の不活性ガス充填規定はない。	
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	①第33条 安全機能 一般規則の規定を損なうことなく、貯蔵施設は、通常の運転条件、予想される運転事故の間、及び基本的な設計事故の後、次の安全機能が満たされるように設計及び構築すること： ・・・4° 放射線遮蔽 ②は施設の放射線の制限値を規定している。	金属キャスクと貯蔵建屋の両方で遮蔽機能を確保	—	同等の技術要件	
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	①第33条 安全機能 一般規則の規定を損なうことなく、貯蔵施設は、通常の運転条件、予想される運転事故の間、及び基本的な設計事故の後、次の安全機能が満たされるように設計及び構築すること： 1° 未臨界性維持・・・ ①第34条 設計と実現 ・・・貯蔵設備の安全性は信頼できる手段で、かつ合理的に可能な限り受動的な手段に基づいて確保すること。未臨界性は合理的に可能な限り設計によって担保すること。以下略	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	日本では航空機衝突による未臨界性への影響評価/設計対応は行っていない。	
		—	—	—	①第34条 設計と実現 ・・・未臨界性は合理的に可能な限り設計によって担保すること。使用済燃料の燃焼を考慮する場合は、適切な管理及び運用管理によって燃焼度制限に対する適合性を確認すること。	—	燃焼度クレジットが採用できる。	ベルギーでは未臨界評価に燃焼度クレジットを採ることを認めている。	

表2.1-79(2) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ベルギー) (2/5)

国	日本			ベルギー			比較評価	
	貯蔵方式	金属キャスク		金属キャスク(TN24型輸送・貯蔵兼用キャスク)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	①第33条 安全機能 一般規則の規定を損なうことなく、貯蔵施設は、通常の運転条件、予想される運転事故の間、及び基本的な設計事故の後、次の安全機能が満たされるように設計及び構築すること： ・・・2° 残留熱の除去 ③72.122(h)(1) 燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護するか、できない場合は燃料をキャンに収納すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	ベルギーでは使用済燃料の制限温度に関する直接的な規定は見当たらない。米国では燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護することを求めている。	
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	—	—	①第34条 設計と実現 安全性が保証されなければならない貯蔵設備の寿命を設計にて決定し妥当性を示すこと。 貯蔵設備の安全性は信頼できる手段で、かつ合理的に可能な限り受動的な手段に基づいて確保すること。	金属キャスクは自然空冷	—	ベルギーでは除熱機能に限定せず可能な限り受動的な方法で安全確保を行うことを規定している。	
	①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講ずること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	①第34条 設計と実現 使用済燃料又は放射性廃棄物のパッケージを取り扱う機器は、次のように設計製作を行うこと。 1° 放射線防護要件を満たす。 2° 保守点検と修理が容易である。 3° 異常や事故の可能性を可能な限り制限する。 4° 異常や事故の影響を限定的なものとする。	取扱い装置の詳細不明	—	ベルギーの法令にはキャスク取扱い設備の落下防止等の直接的な規定はないが、目的は同じといえる。	
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	①第8条構造、システム、機器の分類 8.2分類プロセス 全てのSSC(システム、構造物及び機器)の安全上の重要性を決定し、各安全クラスを決定するための分類システムを確立する必要がある。 -適切な規格と基準(機器の設計、製造、建設、検査に適用される適切な規定。)以下略 ①第40条 安全報告書 ・・・安全報告書は少なくとも以下をカバーすること： ・・・4° 適用可能な規制、規格及び標準。	—	—	同等の技術要件	
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	実際の運用は不明。	ベルギーの法令、規則には破損燃料、漏洩燃料の貯蔵に係る要件は明記されていない。 米国ではビンホール又はヘアクラックを持つ漏洩燃料は健全燃料と見なし、破損燃料は専用容器(キャン)に収納すれば貯蔵できる。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。 また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	—	—	キャスクは貯蔵中固縛しない。	ベルギーの法令、規則にはキャスクの地震に対する具体的な要件は見当たらない。	
	①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属リング)	—	①、② — ③72.236(e) 貯蔵キャスクは閉じ込めのための冗長なシールを持つよう設計すること。	二重蓋(金属リング)又は溶接蓋	—	ベルギーの法令、規則にはキャスクの蓋を多重化する規定はないが、①と②は深層防護を適用して安全確保を図ることを定めている。 米国10CFR72は閉じ込めのシールに冗長性を求めている。	
	①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	①第34条 設計と実現 ・・・ 貯蔵設備は、使用済燃料又は放射性廃棄物のパッケージを検査して、それらの健全性を確認できるように設計すること。	キャスク二重蓋(蓋間圧力の監視ができる設計)	貯蔵中の蓋間圧力の連続監視	ベルギーの法令、規則ではキャスク蓋部の密封機能監視ができる設計を直接要求していないが、同様の目的の規定がある。	

表2.1-79(2) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ベルギー)(3/5)

国	日本			ベルギー			比較評価
	貯蔵方式	金属キャスク		金属キャスク(TN24型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	①第38条 監視プログラム 運営者は、監視プログラムを策定し最適化及び実行して貯蔵施設に存在する使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが安全報告書に規定する適合基準を継続的に満たしていることを確認すること。 この監視プログラムには、少なくとも次の要素を含むこと。 1° 基準への適合性に影響を与える可能性のある貯蔵設備内の環境条件。 2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの物理的状態。	—	—	ベルギーでは閉じ込めと除熱に限定せず安全報告書に規定する適合基準を満足することを継続的に監視することを規定している。
	①施設内の放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	①第38条 監視プログラム 運営者は、監視プログラムを策定し最適化及び実行して貯蔵施設に存在する使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが安全報告書に規定する適合基準を継続的に満たしていることを確認すること。 この監視プログラムには、少なくとも次の要素を含むこと。 1° 基準への適合性に影響を与える可能性のある貯蔵設備内の環境条件。 2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの物理的状態。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	施設内の代表点における表面と空気中の放射能濃度の定期的測定を行っている模様。	ベルギーの法令、規則では貯蔵施設内の放射性物質濃度を監視することを直接要求していないが、同様の目的の規定がある。
	①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	施設内の放射線モニタリングは行っているが、警報装置の有無は不明	ベルギーでは線量率上昇に対する警報規定なし
	②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	①第17条 内部起源の火災に対する防護 17.2設計の基本原則 原子力安全にとって重要なSSCは、火災の可能性と結果が最小限になるように設計及び配置する必要がある。以下略 17.4防火システム 各区画には、適切な火災検知及び警報システムを装備する必要がある。・・・固定及び/又は可動式、手動及び/又は自動消火システムを施設する必要がある。以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
	①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	①第8条構造、システム、機器の分類 8.2分類プロセス 全てのSSCの安全上の重要性を決定し、各安全クラスを決定するための分類システムを確立する必要がある。 ・・・システムに関連する特性、非常用電源の必要性、及び運用条件に適合する品質。	非常用電源(詳細不明)	—	ベルギーでは設計段階でSSCに対する非常用電源の必要性を考慮するよう規定しており、同等の要件と考えられる。
	①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	①9.5監視計画 施設の防護設定値と通常の運用制限及び条件が確実に遵守されるようにするには、適切な監視計画に従って、対応するシステムと機器を監視、検査、検証、較正、及び試験を行う必要がある。以下略 第12条保守、運転中の検査及び機能試験 12.1原則 運営者は、原子力安全にとって重要なSSCの保守、試験、チェック、及び検査のための計画の準備と実行を保証する必要がある。以下略 ①第34条 設計と実現 ・・・貯蔵設備は、使用済燃料又は放射性廃棄物のパッケージを検査して、それらの健全性を確認できるように設計すること。	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(2) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ベルギー)(4/5)

国		日本			ベルギー			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(TN24型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	①8.4材料と認定計画の選択 ・・・原子力の安全性にとって重要なSSCの材料の設計、製造、及び選択では、その寿命を通じて運転条件の影響を考慮すること。 10.2経年劣化管理の方法 運営者は、特に次の機器で構成される経年劣化管理計画を作成すること。以下略 10.3経年劣化管理計画のレビューと更新 運営者は、当該施設の経年劣化と同様の他施設の経年劣化に関する経験を収集して分析する必要がある。経年劣化管理計画は、経年劣化、SSCの運用及び検証方法に関する新しい知識と経験に基づいて再評価する必要がある。この再評価は、少なくとも定期的な安全レビューの際に行うこと。以下略	—	定期的安全レビュー(10年ごと)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベリ1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	②4.手法 施設の安全性に影響する全ての事象をカバーする想定初期発生事象(PIE)のリストを作成して決定論と確率論又はその組み合わせによって設計基準事象を選定すること。以下略	—	—	福島第一原子力発電所事故を踏まえた最新のベルギーのクラスI施設(原子炉や使用済燃料施設が対象)の安全審査指針②では確率論を用いて設計基準事故事象を設定することとしている。
		①周辺環境における線量率、放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	①第38条 監視プログラム 運営者は、監視プログラムを策定し最適化及び実行して貯蔵施設に存在する使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが安全報告書に規定する適合基準を継続的に満たしていることを確認すること。 この監視プログラムには、少なくとも次の要素を含むこと。 1° 基準への適合性に影響を与える可能性のある貯蔵設備内の環境条件。 2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの物理的状態。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	施設内の代表点における表面と空気中の放射能濃度の定期的測定を行っている模様。	ベルギーの法令、規則では施設周辺の放射性物質濃度を監視することを直接要求していないが、同様の目的の規定がある。
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	①第17条 内部起源の火災に対する防護 17.2設計の基本原則 原子力安全にとって重要なSSCは、火災の可能性と結果が最小限になるように設計及び配置する必要がある。以下略 17.4防火システム 各区画には、適切な火災検知及び警報システムを装備する必要がある。・・・固定及び/又は可動式、手動及び/又は自動消火システムを施設する必要がある。以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	①第8条構造、システム、機器の分類 8.2分類プロセス 全てのSSCの安全上の重要性を決定し、各安全クラスを決定するための分類システムを確立する必要がある。 ・・・システムに関連する特性、非常用電源の必要性、及び運用条件に適合する品質。	非常用電源(詳細不明)	—	ベルギーでは設計段階でSSCに対する非常用電源の必要性を考慮するよう規定しており、同等の要件と考えられる。
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	①第16条 内部緊急計画 16.1目的 運営者は、以下を行うために施設内の防護手段を必要とする事象に効果的に対応するために、解決策を提供及び実行する必要がある。 a) 非放射線学的及び放射線学的リスクの組み合わせを含む状況、及び同じ施設の複数の設置が同時に又は同時に影響する状況を含む、その施設で発生する緊急事態を制御するため同じ施設のさまざまな施設; b) 緊急事態の拡大を防止するか、その場での影響を軽減する。そして c) 外部組織と協力して、環境、従事者の健康、及び公衆に対する悪影響を防止又は軽減すること。以下略	施設設計での対応は不明	緊急時避難計画	同等の技術要件

表2.1-79(2) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ベルギー)(5/5)

国	日本			ベルギー			比較評価	
	貯蔵方式	金属キャスク		金属キャスク(TN24型輸送・貯蔵兼用キャスク)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	②4. 手法 施設の安全性に影響する全ての事象をカバーする想定初期発生事象(PIE)のリストを作成して決定論と確率論又はその組み合わせによって設計基準事象を選定すること。以下略 6. 放射線安全目標 以下の基準を満足すること S02: 想定単一初期発生事象に対する施設外の公衆(個人)の実効線量<5mSv/事象、幼児又は青年の等価甲状腺線量<10mSv/事象 S03: 現実的に排除できない過酷事故に対する・・・以下略	航空機落下、火災、埋没に耐えるキャスク設計	—	福島第一原子力発電所事故を踏まえた最新のベルギーのクラスI施設(原子炉や使用済燃料施設が対象)の安全審査指針②では確率論を用いて設計基準事故事象を設定することとしている。また、設計基準事象に深層防護に基づいた階層構造を設定して、各レベルの安全目標(従事者及び公衆の線量限度)を規定している。
		①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。(10)	—	—	①第38条 監視プログラム 運営者は、監視プログラムを策定し最適化及び実行して貯蔵施設に存在する使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージが安全報告書に規定する適合基準を継続的に満たしていることを確認すること。 この監視プログラムには、少なくとも次の要素を含むこと。 1° 基準への適合性に影響を与える可能性のある貯蔵設備内の環境条件。 2° 使用済燃料又は放射性廃棄物パッケージの物理的状态。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	施設内の代表点における表面と空気中の放射能濃度の定期的測定を行っている模様。	ベルギーの法令、規則では施設周辺の放射性物質濃度を監視することを直接要求していないが、同様の目的の規定がある。
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	①第16条 内部緊急計画 16.1目的 運営者は、以下を行うために施設内の防護手段を必要とする事象に効果的に対応するために、解決策を提供及び実行する必要がある。 a) 非放射線学的及び放射線学的リスクの組み合わせを含む状況、及び同じ施設の複数の設置が同時に又は同時に影響する状況を含む、その施設で発生する緊急事態を制御するため同じ施設のさまざまな施設; b) 緊急事態の拡大を防止するか、その場での影響を軽減する。そして c) 外部組織と協力して、環境、従事者の健康、及び公衆に対する悪影響を防止又は軽減すること。以下略	施設設計での対応は不明	緊急時避難計画	同等の技術要件であるが、設計及び運用は異なると考えられる。
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(3) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ブルガリア)(1/4)

国		日本			ブルガリア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク (CONSTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
技術要件		①金属キャスク技術要件 ()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 2004年8月2日政令第196号「使用済燃料の安全管理規則」[BGR5]			
深層防護の規定		特に明記されていない。			公衆及び環境の安全確保は深層防護によることを次のように規定している。 ・被曝防止のための複数障壁 ・それらを保護し維持するシステム			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	2. 原理及び基準 5(2) 使用済燃料管理施設の安全性は以下で担保すること。 ①適切な立地選定 以下略 3. 核的安全(2)核的安全の一般要求 15 (1) 使用済燃料管理施設の立地選定に際して施設の安全性に影響を及ぼす可能性があるサイト特性を調査し評価すること。 以下略	—	—	同等の技術要件
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気につ密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	3. 核的安全(1)安全機能 7 使用済燃料管理施設は次の基本的安全機能を満足すること。 ①未臨界性確保 ②除熱 ③放射性物質の障壁内への閉じ込め	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	ブルガリアの規則では容器内部の不活性ガス充填は規定していない。
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	—	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	ブルガリアの規則では容器内部の不活性ガス充填は規定していない。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	2. 原理及び基準 3 公衆及び従事者の被ばくALARAで法令基準以下とする。 4 (1) サイト内被ばく線量0.15mSv以下 以下略	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3. 核的安全(1)安全機能 7 使用済燃料管理施設は次の基本的安全機能を満足すること。 ①未臨界性確保 ②除熱 ③放射性物質の障壁内への閉じ込め 9 通常運転時及び設計基準事故時において実効増倍率 (keff) は0.95を超えないこと	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	同等の技術要件
		—	—	—	3. 核的安全(1)安全機能 10(2) 搬入される使用済燃料の燃焼度が技術的に管理できる場合は使用済燃料貯蔵ピッチ設定するうえで燃焼度を考慮してもよい。	—	—	ブルガリアでは未臨界評価に燃料度クレジット採用を認めている。
		—	—	—	(4) 乾式貯蔵 55 燃料貯蔵エリアに中性子を減速する材料 (たとえば水) が侵入しないよう設計すること。	—	—	日本には同様の規定なし
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリーブ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3. 核的安全(1)安全機能 12 通常時及び設計基準事故時において使用済燃料管理施設の構成材料が冷却できるよう設計すること。 11 使用済燃料管理施設設計は、通常時及び設計基準事故時の取扱い、貯蔵及びサイト内輸送時の燃料被覆管温度が設計限界を超えないよう技術的及び組織的対策を取り入れること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	同等の技術要件

表2.1-79(3) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ブルガリア)(2/4)

国	日本			ブルガリア			比較評価
	貯蔵方式	金属キャスク		金属キャスク (CONSTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いないで使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	(4) 乾式貯蔵 50 (1) 除熱システムは、使用済燃料温度が運転時及び設計基準事故時の設計制限値を超えないように設計すること。 (2) 空気の強制循環又は自然対流のいずれかの方法による除熱法を用いること。 (3) 強制循環法は自然対流での残留熱除去ができない場合のみに用いること。	キャスクは自然空冷	—	ブルガリアでは受動的冷却又は強制冷却のいずれも可。
	①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	(6) 取扱装置 58. 取扱装置に対する要求事項は次のとおり。 中略 ③以下の可能性を排除する・ 1) 通常操作時の不適切な取扱い、収納物、キャスク又は使用済燃料の落下、将来の取扱時の事故や収納物、キャスク又は使用済燃料の落下をもたらす可能性があるキャスク又は使用済燃料の損傷、収納物、キャスク又は使用済燃料の落下を引き起す初期発生事象 2) 初期発生事象によるキャスクからの使用済燃料落下、ラック及び使用済燃料を含む収納物の落下	取扱い装置の詳細不明	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	—	—	—	ブルガリアには類似の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	ブルガリアの規則では漏洩燃料の貯蔵に係る規定なし
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	—	地震に対する安全評価を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	ブルガリアではキャスク転倒防止は求められていない。
	①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋 (金属リング)	—	3. 核的安全(1) 安全機能 14 (1) 放射性物質の放出を防止する複数の物理障壁とその障壁の有効性を維持する組織的手段を使用済燃料管理に関わる全ての活動に対して備えること。 (2) 物理障壁のシステムは少なくとも2つの障壁を持つこと。	三重蓋 (一次蓋はボルト、二次/三次は溶接)	—	同等の技術要件
	①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	—	三重蓋 (一次蓋(ボルト)、二次/三次蓋(溶接))	—	ブルガリアではキャスクの密封監視の規定なし
	②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注: 設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	(4) 乾式貯蔵 54 計装システムは以下を保証できること。 ①施設内のガンマ線量及び中性子線量の監視 ②使用済燃料管理施設の工学的パラメータの監視 ③施設内の中性子減速材が存在しないことの監視 ④除熱と環境への熱放出監視	—	キャスク表面温度監視	同等の技術要件
	①施設内の放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	(2) 核的安全の一般要求 25 施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。 5. 放射線防護(2) 放射線管理 99 放射線管理システムは、ASUNE26条3項の規制に適合するよう施設内の放射線パラメータを常時管理すること。これらは ①自動放射線監視システム ②必要な時に携帯式線量計を使用 ③職員、施設内及び装置の表面汚染測定用の携帯式線量計 以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	放射線管理システムによる施設内の放射線パラメータの常時監視	同等の技術要件

表2.1-79(3) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ブルガリア)(3/4)

国		日本			ブルガリア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CONSTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報系統を設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	5.放射線防護(2)放射線管理 100 自動放射線監視システムは ①通常時、設計基準事故時及び設計基準を超える事故時の施設状態を示すパラメータを測定できること ②パラメータが制限を超えた場合に警報を出すこと	—	放射線管理システムによる施設内の放射線パラメータの常時監視及び異常時の警報	同等の技術要件
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	(2)核的安全の一般要求 29 (1)施設は火災安全及び爆発しない設計と技術を用いること。 (2)火災危険範囲と構造物及び機器の火災挙動及び最大火災荷重を明確にするよう設計すること。 (3)施設構内には火災報知器、消火システム及び通常時及び緊急時照明を備えること。	防火設備(詳細不明)	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	(2)核的安全の一般要求 20 通常時及び使用済燃料管理施設の供給電源喪失を含む設計基準事故時に制御システムに信頼できる電力を供給できるよう設計すること。	非常用電源(詳細不明)	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	4.運転と廃止 (2)SSCの保守 83 (1)システム、構造物及び機器(SSC)の保守は技術サービス、修理、試験及び検査を含み、SSCの効率性を維持して危険は故障を防止することを目的とすること。	詳細不明	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	(2)核的安全の一般要求 22(2)通常時及び設計基準事故時の電離放射線によって引き起こされる使用済燃料管理施設の材料劣化(腐食、疲労、時効等)を考慮して設計すること。 4.運転と廃止 (1)一般69 ③品質保証に対する方針と計画を策定し適用する、また運転期間中の安全性に影響を及ぼす全ての活動とパラメータについて恒久的かつ効率的な管理を行うこと。	—	—	ブルガリアには施設の経年劣化管理計画に関わる明確な規定なし
		—	—	—	(2)核的安全の一般要求 21 (1)安全システムの作動は自動式と手動式(遠隔及び近接)の両方で行えるようにし、自動式操作の故障が手動操作を妨げないように設計すること。	詳細不明	—	日本には同様の規定なし
		—	—	—	(2)核的安全の一般要求 27 以下を達成できる方法と手段を備えるよう設計すること。 ①施設内及び装置の除染 ②施設内及び装置の事故汚染の除去 以下略	詳細不明	—	日本には同様の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	3.核的安全(2)核的安全の一般要求 15 (1)使用済燃料管理施設の立地選定に際して施設の安全性に影響を及ぼす可能性があるサイト特性を調査し評価すること。 以下略	—	—	同等の技術要件
		①周辺環境における線量率、放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	(2)核的安全の一般要求 25 施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	放射線管理システムによる施設内の放射線パラメータの常時監視及び異常時の警報	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	(2)核的安全の一般要求 29(3)施設構内には火災報知器、消火システム及び通常時及び緊急時照明を備えること。 (4)火災発生時には換気システムが自動的に停止すること。 (5)火災時と火災影響除去時において使用済燃料の未臨界性と冷却を確保する手段を備えるよう設計すること。	防火設備(詳細不明)	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	(2)核的安全の一般要求 20 通常時及び使用済燃料管理施設の供給電源喪失を含む設計基準事故時に制御システムに信頼できる電力を供給できるよう設計すること。	非常用電源(詳細不明)	—	同等の技術要件

表2.1-79(3) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ブルガリア)(4/4)

国		日本			ブルガリア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク (CONSTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	(2)核的安全の一般要求 25 施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。 30 (1)施設は職員の避難を妨げないよう設計すること。 (2)建屋と施設における退避計画、退避ルート及び誘導表示を備えるよう設計すること。	—	詳細不明	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	(2)核的安全の一般要求 (2)設計基準を超える事故の影響軽減のための技術的及び組織的手段を備えること。 6.安全評価 111 (1)SARでは設計基準事故及び設計基準を超える事故をもたらす初期発生事象を考慮して解析すること。 (2)付録1に設計基準事故の初期発生事象の推奨リストがある。 (3)付録1に設計基準を超える事故の初期発生事象の推奨リストがある。 暫定及び最終規定 4 設計基準事故後の最初の1年間の放射線防護区域境界及び外部の公衆の内部被ばくと外部被ばくによる年間実効線量は50mSvを超えないこと。 5 設計基準を超える事故後の最初の1年間の放射線防護区域境界の緊急防護対策に対する公衆の内部被ばくと外部被ばくによる年間実効線量は5mSvを超えないこと。また、2年目以降については年間1mSvを超えないこと。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	(2)核的安全の一般要求 25 施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	放射線管理システムによる施設内の放射線パラメータの常時監視及び異常時の警報	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	(2)核的安全の一般要求 25 施設は放射線監視システム、事故拡大防止システム及び通信システムを備えること。 30 (1)施設は職員の避難を妨げないよう設計すること。 (2)建屋と施設における退避計画、退避ルート及び誘導表示を備えるよう設計すること。	—	詳細不明	同等の技術要件と思われる。(詳細不明)
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(4) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-カナダ)(1/5)

国		日本		カナダ			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャニスタ、MACSTOR200 (コンクリートモジュール方式)、乾式貯蔵コンテナ				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				① REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume III: Safety Case for Long-term Radioactive Waste Management [CAN14] ② CSA標準N292.2, Interim dry storage of irradiated fuel [CAN4] ③ Sixth Report October 2017, Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management [CAN10]		
深層防護の規定		特に明記されていない。			上記①にて原子力施設の安全確保のため、設計において5つの深層防護レベルを適切に考慮することを規定している。 上記②はより①をより具体化した技術要件を含んでいる。			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	①9.2サイト特性 申請者は現状のサイト特性について十分詳細に調査し、貯蔵期間を通じてどのような変化が予想されるかを評価すること。 ①9.3貯蔵施設設計 申請者は貯蔵施設が以下の基本的安全要件を通常時、想定運転事象時及び設計基準事故時において満足できるよう設計すること。 ・未臨界制御 ・除熱 ・放射線遮蔽 ・放射性物質の閉じ込め ・回収性		
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	②6.3.3貯蔵容器 6.3.3.1.1 貯蔵容器は設計貯蔵期間を通じて照射燃料の閉じ込め障壁、遮蔽及び受動的又は能動的冷却機能を持つこと。 6.3.3.2.3 閉じ込め境界は通常条件及び異常運用条件において閉じ込め機能を持つこと。 6.3.3.2.7 材料は貯蔵容器の設計寿命中の閉じ込め機能を阻害しない設計腐食代を持つこと。	コンクリートキャニスタのバスケット (金属製密封容器)	—	カナダでは貯蔵容器内部の不活性ガス充填は規定していない。
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	—	乾式貯蔵コンテナは内部にHe充填	—	カナダの規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していないが、OPGの乾式貯蔵コンテナはHeガスを充填している。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	②6.3.1.2 乾式貯蔵システムは照射燃料の安全かつ効率的な取扱い、乾燥、閉じ込め、遮蔽、冷却及び貯蔵ができるよう設計すること。 6.3.1.3 乾式貯蔵システムは通常及び異常運用条件における全ての荷重と条件を考慮して設計すること。	—	—	同等の技術要件
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	②6.3.3.2.4 ALARA原理に適合した距離と時間を考慮して個人被曝量を制限値以下にする十分な遮蔽を設けること。	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	②5.2.2核的安全 乾式貯蔵システムは通常運用時と想定異常事象において燃料が未臨界を維持するよう設計し運用すること。	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(4) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-カナダ)(2/5)

国	日本			カナダ			比較評価
	貯蔵方式	コンクリートキャスク(縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャニスタ、MACSTOR200(コンクリートモジュール方式)、乾式貯蔵コンテナ			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	②6.3.1.2 乾式貯蔵システムは照射燃料の安全かつ効率的な取扱い、乾燥、閉じ込め、遮蔽、冷却及び貯蔵ができるよう設計すること 6.3.2.2.4 乾式貯蔵時の最大温度は以下の可能性を考慮して決めること。 a) 腐食増加 b) 燃料及び建設材料の劣化 6.3.3.2.5 通常条件において燃料及び貯蔵容器の温度を設計制限値内に収める十分な冷却機能を持つこと。	OPGの乾式貯蔵コンテナでは燃料被覆管温度が175℃以下であることを解析及び実測で確認している。	—	同等の技術要件
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いずに使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	①9.3貯蔵施設設計 申請者は安全上重要なSSC(システム、構造物及び機器)を示して分類すること。能動的なSSCよりも受動的なSSCを優先すること。能動的SSCに対しては、信頼性、冗長性及び多様性の必要性、そして事故時等の挙動を考慮すること。	いずれの方式も自然空冷	—	カナダでは除熱機能に対して自然冷却を直接規定していないが、深層防護原理を適用して一般的に受動的なSSCを優先することを規定している。
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講ずること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	②6.3.2.2.2 主要機器は照射燃料の装荷時、貯蔵時及び回収時に安全な取扱いができるよう設計すること。 6.3.5.2 燃料運搬システムは通常条件及び異常条件において放射性物質の閉じ込めを維持できるように設計すること。 6.3.5.3 燃料運搬システムの動力装置は動力源喪失時にフェールセーフとなるよう設計すること。	詳細不明	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	カナダには類似の規定なし
	—	—	—	②6.3.3.1.3 貯蔵容器は設計貯蔵期間を通じて浸水を防止できるように設計すること。	—	—	日本には類似規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又は シッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	カナダの規則では貯蔵する燃料の漏洩有無は直接規定していない。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。 また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	②6.3.7.2.4 貯蔵容器は地震に対して安定な配置で設置すること。	いずれの方式も容器は固縛しない模様	—	カナダの規則では貯蔵容器を固縛する規定なし。
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	②6.3.3貯蔵容器 6.3.3.1.1 貯蔵容器は設計貯蔵期間を通じて照射燃料の閉じ込め障壁、遮蔽及び受動的又は能動的冷却機能を持つこと。 6.3.3.2.3 閉じ込め境界は通常条件及び異常運用条件において閉じ込め機能を持つこと。 6.3.3.2.7 材料は貯蔵容器の設計寿命中の閉じ込め機能を阻害しない設計腐食代を持つこと。	乾式貯蔵コンテナは内部にHe充填	—	カナダの規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していないが、OPGの乾式貯蔵コンテナはHeガスを充填している。
	①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。(4)	溶接二重蓋	—	②6.3.3.2設計要件 6.3.3.2.1 貯蔵容器は閉じ込め境界を持つこと。境界は容器構造と一体でも、分離していてもどちらでもよい。 ③G.8.3.2 ・使用済燃料と放射性廃棄物が通常時と異常時において人間と環境から適切に閉じ込められて隔離されるよう多重の工学的障壁を用いること。	・コンクリートキャニスタ、MACSTORではバスケット蓋は多重化されていないが、以下のとおり閉じ込め障壁を多重化している。 一次障壁：燃料被覆管 二次障壁：バスケット(密封容器) 三次障壁：サイロ(密封鋼管) ・乾式貯蔵コンテナは、蓋はおそらく一重であるが貯蔵建屋が追加障壁と考えられる。	—	カナダの規則では二重蓋は要求していない。また、溶接、溶接以外どちらでもよい。

表2.1-79(4) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-カナダ)(3/5)

国		日本			カナダ			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャニスタ、MACSTOR200 (コンクリートモジュール方式)、乾式貯蔵コンテナ			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	①9.5貯蔵施設運用 装置の信頼性を維持しシステムの有効性を設計どおりに保つために適切な頻度で貯蔵施設の保守、試験及び検査を行うこと。 ③G.8.3.2 ・工学的障壁の性能を監視するために組織的な制御及び要領を用いること。	—	① 経年劣化管理計画に従う機器、構造物サーベイランス ② サイロ内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知) (コンクリートキャニスタ、MACSTOR) ③コンテナの漏洩検査 (He 検知) (乾式貯蔵コンテナ)	同等の技術要件
		① 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。(10)	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 a) 加熱、換気及び空調設備 (HVAC) b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 c) 非放射能放出監視 d) 放射能放出監視 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	不明	—	カナダの規則には放射線量率上昇に対する警報装置の規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。 以下略	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 ・・・ g) 煙/熱感知器及び消火システム ・・・	詳細不明	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保) (16)	—	—	②6.3.4.2.6 電源喪失が安全上の問題を引き起こす重要装置と操作に対して非常用電源と配電システムを備えること。	非常用電源(詳細不明)	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	①9.3貯蔵施設設計 貯蔵施設はSSCと廃棄物パッケージの検査、試験及び保守が容易にできるよう設計すること。 ②6.3.3.2.9 機器の定期的な検査及び保守のための近接が容易になるよう設計すること。	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	②5.4.2経年劣化管理 5.4.2.1 乾式貯蔵システムの安全解析において担保しているSSCの供用期間中の特性に影響を及ぼす経年劣化機構を把握してその影響の防止、検知及び軽減のための経年劣化管理計画を構築し維持すること。 5.4.2.3 経年劣化管理計画の有効性を計画自身と性能評価指標を用いて定期的にレビューすること。 6.5.2保守、試験、調査及び検査 6.5.2.1 申請者は乾式貯蔵システムの構造物、装置、システム及び関連機器の経年劣化を防止するために定期的な保守、保守後の試験、調査及び検査の計画を備えること。	—	経年劣化管理計画策定と実行 (定期的見直し)	同等の技術要件
		—	—	—	②6.3.3.1.4 貯蔵容器は燃料装荷過程で侵入した水を除去できるよう設計すること。	—	—	日本には類似の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮) (1)	—	—	②6.1.2 貯蔵施設の立地選定においては建設、試運用、運用及び廃止の間に安全性能に影響を及ぼす可能性があるサイトに関係する因子を考慮すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 a) 加熱、換気及び空調設備 (HVAC) b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 c) 非放射能放出監視 d) 放射能放出監視 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件

表2.1-79(4) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-カナダ)(4/5)

国	日本			カナダ			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャニスタ、MACSTOR200 (コンクリートモジュール方式)、乾式貯蔵コンテナ				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	—	詳細不明	—	カナダでは火災、爆発時の安全機能維持を明確に規定していない。(想定事象に対する安全性で括っている)
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	②6.3.4.2.6 電源喪失が安全上の問題を引き起こす重要装置と操作に対して非常用電源と配電システムを備えること。	非常用電源(詳細不明)	—	同等の技術要件
		① 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。(10)	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 a) 加熱、換気及び空調 (HVAC) b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 c) 非放射能放出監視 d) 放射能放出監視 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	6.3.4.2.7 全ての近接可能な場所に通信装置を備えること。騒音が大きい場所では聴取可能性を考慮すること。	詳細不明	—	カナダの規則では事故時の警報や従事者の避難等の規定なし
		—	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 ・ ・ ・ b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 ・ ・ ・	貯蔵エリアへのHEPAフィルタ設置 (詳細不明)	—	日本にはHEPAフィルタ設置要件なし
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	①9.3貯蔵施設設計 申請者は貯蔵施設が以下の基本的安全要件を通常時、想定運転事象時及び設計基準事故時において満足できるよう設計すること。 ・未臨界制御、・除熱、・放射線遮蔽、・放射性物質の閉じ込め、・回収性 ②5.3.2異常運用条件 5.3.2.1 乾式貯蔵システムは異常運用条件につながる可能性がある想定異常事象に対処できること。 1) 自然事象は以下が挙げられる。 a) 地震活動 (すなわち、立地点における設計基準地震 (例：津波) b) 過酷気象条件 (例：異常高温、竜巻、ハリケーン、暴風、落雷、洪水、又は地盤不安定化につながる豪雨) c) 森林火災 2) 人為事象は以下が挙げられる。 a) 燃料取扱い事象、 b) 火災 (施設内、隣接施設又は周辺地域) c) 装置故障又は操作ミス d) ミサイル衝撃 (車両の衝突、航空機落下、圧力バウンダリー破壊、爆発破片) e) 意図的行為	外部事象に関して以下が防護障壁と考えられる。 ①コンクリートキャニスタサイロ (鉄筋コンクリート) ②MACSTOR貯蔵モジュール (鉄筋コンクリート) ③乾式貯蔵コンテナ貯蔵建屋	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 a) 加熱、換気及び空調 (HVAC) b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 c) 非放射能放出監視 d) 放射能放出監視 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	②6.3.4.2.7 全ての近接可能な場所に通信装置を備えること。騒音が大きい場所では聴取可能性を考慮すること。	詳細不明	—	カナダの規則では事故時の警報や従事者の避難等の規定なし また、公衆等の防護に関する規定なし

表2.1-79(4) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-カナダ)(5/5)

国		日本			カナダ			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャニスタ、MACSTOR200 (コンクリートモジュール方式)、乾式貯蔵コンテナ			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		—	—	—	②6.3.7装荷済容器貯蔵エリア 6.3.7.1貯蔵エリアには設備を安全に運用し維持するために必要な装置とサービスを備えること。これらは以下を含む。 ・ ・ ・ b) 放射能換気とHEPAフィルタ捕集 ・ ・ ・	貯蔵エリアへのHEPAフィルタ設置 (詳細不明)	—	日本にはHEPAフィルタ設置要件なし
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(5) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-中国)(1/4)

国		日本		中国			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				①使用済燃料後処理施設の安全要求 (乏燃料后処理施設安全要求 (试行) 2018年12月18日生态环境部) [CHN8]		
深層防護の規定		特に明記されていない。				一般的要件で施設の安全確保のために深層防護原理を適用することを求めている。すなわち、設計、製作、運用の全てに多重防護の考え方を取り入れて故障が発生しても、適切な措置で探知、補償又は修正することができることを求めている。		
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	要件5 施設立地場所の選定 施設の建設は、・・・施設の立地選定は、当該地域の特性が施設の建設、運用、廃止における安全要件を満足できるように行うこと。以下略	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	要件12 施設は、独立性、多様性、冗長性の原則に基づいた適切な密封システムを設け、信頼できる密封機能と十分な閉じ込め能力を備えて通常運用状態及び事故時において放射性物質を規定部位又は場所に制限すること。	バスケット (金属製密封容器)	—	同等の技術要件
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	—	バスケット内部の不活性ガス充填有無不明	—	中国の規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	要件14 除熱設計 ・施設には有効な冷却システムを設置して、崩壊熱、反応熱などを除去すること。また必要な動力を供給すること。 ・冷却システムの冷却能力、有効性、信頼性を評価すること。	—	—	同等の技術要件
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	要件13 放射線防護設計 ・通常運用状態において放射線量率が国家が規定する限界値を下回り、かつ合理的に達成可能な限り低く維持されることを確保すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	要件11 臨界安全設計 ・臨界安全は可能な限りプロセス措置によって達成すること。臨界安全設計はフェールセーフの原則に従うこと。 ・設計は臨界安全の安全制限値を規定し、十分な安全余裕を持つこと。 以下略	—	—	同等の技術要件
		—	—	—	要件11 臨界安全設計 ・・・ ・燃焼度クレジットを採用する場合、最大の残存反応度をもたらす燃焼レベルと関連パラメータを用いて臨界安全解析を行うこと。 また使用済燃料の同位体組成の正確な測定手段を備えて、より厳格かつ綿密な管理措置を講じること。	—	—	中国では臨界安全評価に燃焼度クレジットを採用することを認めている。

表2.1-79(5) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-中国)(2/4)

国	日本			中国			比較評価
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式)			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	要件14 除熱設計 ・施設には有効な冷却システムを設置して、崩壊熱、反応熱などを除去すること。また必要な動力を供給すること。 ・冷却システムの冷却能力、有効性、信頼性を評価すること。	—	中国には燃料被覆管の温度制限に係る規定なし
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いずに使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	要件14 除熱設計 ・施設には有効な冷却システムを設置して、崩壊熱、反応熱などを除去すること。また必要な動力を供給すること。 ・冷却システムの冷却能力、有効性、信頼性を評価すること。	MACSTORは自然空冷	中国には受動的除熱機能の要件なし
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	—	中国には類似の要件なし
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	中国には類似の要件なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	中国の規則では貯蔵する燃料の漏洩有無は直接規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	要件9 設計基準及び安全解析 設計基準及び安全解析 施設の設計は、下記の主要な安全機能を確保できること。 (1)臨界防止 (2)放射性物質の閉じ込め (3)放射線防護 (4)熱除去 (5)化学的危険防止 施設の状態は運用状態(通常運用と想定運用事象を含む)と事故(設計基準事故と設計基準を超える事故(設計拡張事故)を含む)に分類される。 施設の設計に対して安全解析を行い、初発事象を決定し各初発事象の発生原因、結果及び予防措置を持つこと。 中略 施設所在地の特性に従って設計基準外部自然事象と外部人為事象を選定すること。以下略	—	中国の規則では地震に対する直接規定なし
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	要件12 放射性物質閉じ込め 施設は、独立性、多様性、冗長性の原則に基づいた適切な密封システムを設け、信頼できる密封機能と十分な閉じ込め能力を備えて通常運用状態及び事故時において放射性物質を規定部位又は場所に制限すること。	—	中国の規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	同上	—	中国では二重蓋に言及していないが、密封システムに独立性、多様性、冗長性原理を求めており実質同等と考えられる。 バスケット蓋は多重化されていないが、以下のとおり閉じ込め障壁を多重化している。 一次障壁：燃料被覆管 二次障壁：バスケット(密封容器) 三次障壁：サイロ(密封鋼管)
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	—	—	同様のシステムを採用しているアルゼンチンに倣うとサイロ内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知)を行っていることが考えられる。 中国には類似の要件なし

表2.1-79(5) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-中国)(3/4)

国		日本			中国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		① 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。(10)	—	—	要件16 換気空調設計 ・・・ ・安全に関する換気システムには適切な監視と警報装置を設置すること。 要件17 放射性廃棄物管理システム ・施設からの流出物の排出監視システムには、オンラインモニタリングとサンプリング監視を含むこと。また正常時の液体排出物制御と事故時の放出の監視要求を満たすこと。 以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		① 従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	要件16 換気空調設計 ・・・ ・安全に関する換気システムには適切な監視と警報装置を設置すること。 要件13 放射線防護設計 ・・・放射線レベル、表面汚染、空気汚染などを監視して、異常状態を検知して従事者を避難させること。	詳細不明	—	同等の技術要件
		② 貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。 以下略			要件15 化学的危険防止設計 ・火災危険性解析に基づいて防火設計を行うこと。これらは、防火区域、火災探知警報システム及び消火システムを含む。 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件
		① 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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)			要件10 構造物、システム及び機器 ・・・施設の動力供給設計は、その十分な利用可能性、持続性、信頼性を確保できるものであること。動力喪失時には、関連する安全上重要なSSC(システム、構造物及び機器)に非常用動力を供給できること。	詳細不明	—	同等の技術要件
		① 貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)		キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	要件28 検査及び保守 ・施設運営機関は予防的保守要領を制定し、定期的に施設を点検し、補修し、その安全性と信頼性を確保すること。 ・試験、保守、検査、監督に関するデータを収集し、分析し、関連文書を更新すること。	—	同様のシステムを採用しているアルゼンチンに倣うとサイロ内雰囲気の定期的測定(エアロゾル、希ガス検知)を行っていることが考えられる。	同等の技術要件
		③ 貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	要件28 検査及び保守 ・施設運営機関は予防的保守要領を制定し、定期的に施設を点検し、補修し、その安全性と信頼性を確保すること。 ・試験、保守、検査、監督に関するデータを収集し、分析し、関連文書を更新すること。	—	経年劣化管理計画=定期的安全レビュー(詳細不明)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	① 万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	中国の規則では事故拡大要因に関する直接の規定なし
		① ・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。 ・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。(10)	—	—	要件16 換気空調設計 ・・・ ・安全に関する換気システムには適切な監視と警報装置を設置すること。 要件17 放射性廃棄物管理システム ・施設からの流出物の排出監視システムには、オンラインモニタリングとサンプリング監視を含むこと。また正常時の液体排出物制御と事故時の放出の監視要求を満たすこと。 以下略 要件21 環境モニタリング ・施設には、固定監視ステーションと環境モニタリング実験室を設けて環境モニタリングを実施すること。	—	詳細不明	同等の技術要件
		① 貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	要件15 化学的危険防止設計 ・火災危険性解析に基づいて防火設計を行うこと。これらは、防火区域、火災探知警報システム及び消火システムを含む。 以下略	詳細不明	—	同等の技術要件

表2.1-79(5) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-中国)(4/4)

国		日本			中国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	要件10 構造物、システム及び機器 ・・・・施設の動力供給設計は、その十分な利用可能性、持続性、信頼性を確保できるものであること。動力喪失時には、関連する安全上重要なSSCに非常用動力を供給できること。	詳細不明	—	同等の技術要件
		① 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。(10)	—	—	要件21 環境モニタリング ・施設には、固定監視ステーションと環境モニタリング実験室を設けて環境モニタリングを実施すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	要件22 緊急時対応準備 ・施設の事故(設計拡張工事を含む)を解析してその結果に基づいて適切な緊急時対応組織を構築し、施設内の緊急対応施設と設備を設計し、緊急計画区の範囲を決め、緊急避難ルートを定め、かつ緊急時資源とインターフェースなどの手配計画を定めること。 ・施設運営機関は、緊急時の運営機関内部(各緊急施設、各緊急組織間を含む)及び国務院核安全監督管理部門、施設外緊急組織などとの通信連絡とデータ情報伝達を保障すること。 以下略	—	緊急時対応計画(詳細不明)	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	要件7 施設立地場所の評価 ・・・・ さらに想定事故を選定して、適切な大気と水拡散パラメータを用いて、事故による放射能環境影響評価を行うこと。	鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールが外部事象及び放射性物質放出に対する障壁の一部を成すと考えられる。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	要件21 環境モニタリング ・施設には、固定監視ステーションと環境モニタリング実験室を設けて環境モニタリングを実施すること。 要件17 放射性廃棄物管理システム ・施設からの流出物の排出監視システムには、オンラインモニタリングとサンプリング監視を含むこと。また正常時の液体排出物制御と事故時の放出の監視要求を満たすこと。 以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	要件8 緊急時の制限区域と緊急時対応計画 施設運営機関は、施設所在地の事故評価と外部事象評価結果、施設所在地の特性及び関連法規の要件に基づいて緊急時の制限区域の範囲を決めて当局に提出すること。また、施設所在地の自然及び社会的特性に基づいて、施設の予想寿命中における緊急時対応計画を策定して実行できる体制を整えること。 要件22 緊急時対応準備 ・・・・施設運営機関は、緊急時の運営機関内部(各緊急施設、各緊急組織間を含む)及び国務院核安全監督管理部門、施設外緊急組織などとの通信連絡とデータ情報伝達を保障すること。 要件35 緊急時対応準備 ・施設運営機関は緊急時対応体制を確立し、それに従って緊急時の準備と対応作業を行うこと。 以下略	—	緊急時対応計画(詳細不明)	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(6) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-チェコ)(1/4)

国		日本			チェコ			比較評価			
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)						
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用				
技術要件		①金属キャスク技術要件()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三一日原子力規制委員会規則第六号)			① 独立施設における使用済燃料貯蔵 安全指示書(BN-02.1) [CZE16]						
深層防護の規定		特に明記されていない。			深層保護の目的が、従事者、公衆及び環境を保護するために事故防止及び事故の影響を軽減することであることを規定している。						
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容						
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			-			以下を評価すること。 2. 立地・サイト特性 ・周辺の人口統計 ・周辺の交通インフラ及び軍事施設 ・気象条件 ・水利 ・地質、地震及び地盤特性 ・外部事象の予備的評価(地震、異常気象、航空機落下、爆発、パイプラインルート) IAEA指針(Spent Fuel Storage, Draft DS 371, Safety Guide, 2009)の付録3と4の自然及び人為事象 ・SUJB(チェコ規制機関)規則への適合性	-	-	・ほぼ類似の事象を考慮しているが、チェコではこれらを設計基準事故と考えている。 ・航空機落下は日本の技術要件の解説では言及していない。
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気(He)に保つ密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	-	3.3キャスク型式認証 2.2.1密封システム 4.6キャスク密封健全性を確保する方法 5.4密封システム評価 について記載すること。	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	-	チェコの規則不明			
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	-	金属キャスク内部はHe雰囲気	-	チェコの規則不明			
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	6.3放射線防護 公衆、従事者、環境への影響が規則No. 307/2002年の要件に適合すること。 6.3.1構造健全性 6.3.2抑制システム 6.3.3建屋内及び施設周辺の放射線防護 6.3.4放射線及び放射性核種のモニタリング 6.3.5換気及びフィルタ捕集システム 6.3.6周辺への放射性排出物放出	-	-	同等の技術要件と思われる。			
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	6.2安全性 規則No. 195/1995年の安全要件に適合することを表にまとめて概説すること。 6.2.1未臨界性 3.4.4 ・・・キャスクの未臨界性評価においては、燃料燃焼度は保守側に考慮しない。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	同等の技術要件と思われる。 またコでは燃焼度クレジットは認めていない模様。			
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリーブ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	6.2安全性 規則No. 195/1995年の安全要件に適合することを表にまとめて概説すること。 6.2.2残留熱除去 3.3.1キャスクの安全性説明 以下を説明すること。 ・閉じ込め機能を長期間維持する観点から材料の長期耐性の実証。 ・残留熱の安全機能への影響 ・貯蔵中の使用済燃料健全性の継続的確認の必要性	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	同等の技術要件と思われる。			
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)			-		-	受動的な除熱の規定有無は不明			

表2.1-79(6) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-チェコ)(2/4)

国	貯蔵方式	日本			チェコ			比較評価
		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。		4.7貯蔵中の貯蔵設備機器の長期安定性の説明 ・天井クレーン	取扱い装置の詳細不明	—	同等の技術要件と思われる。
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	—	—	—	類似の規定有無不明
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	3.4.4安全な運用と貯蔵中検査の制限と条件 略・・・ 現時点では損傷していない燃料のみが兼用キャスクで貯蔵される。(ドコバニ発電所) テメリン発電所では低いガス漏洩の燃料が貯蔵される予定	—	—	チェコでは漏洩燃料の貯蔵も可能
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	4.核的安全性と放射性防護 4.8.2.4外部自然事象 ・地震	地震に対する安全評価を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	チェコではキャスク転倒防止は求められていない。
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属Oリング)	—	—	二重蓋(金属Oリング)+3次蓋(衝撃保護蓋)	—	チェコの規則不明
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	3.3キャスク型式認証 2.2.1密封システム 4.6キャスク密封健全性を確保する方法 5.4密封システム評価 について記載すること。	二重蓋(金属Oリング)+3次蓋(衝撃保護蓋)	貯蔵中の蓋間圧力監視	同等の技術要件と思われる。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	3.7安全性の定期的評価及びレビューに以下の項目を評価する規定あり。 3. キャスク表面温度変化	—	キャスク表面温度監視	同等の技術要件と思われる。
		①施設内の放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	3.3放射線モニタリングシステム 以下について説明すること。 ・作業空間モニタリング ・線量率及び線量当量のモニタリング ・表面汚染モニタリング ・空気モニタリング	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件と思われる。
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	—	チェコの線量率上昇に対する警報規定有無不明
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	.3使用済燃料貯蔵施設の概要 ・火災防護システム 3.4火災防護 以下について説明すること。 ・火災防護対策 ・火災防護システムの記述 ・要件及び評価 ・火災防護システムの試験と確認の要件	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件と思われる。
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	4.8.2想定事故時安全性 以下について説明すること。 4.8.2.2装置又は機器故障 ・・・ ・電源故障	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件と思われる。(詳細不明)
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	—	—	—	類似の規定有無不明

表2.1-79(6) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-チェコ)(3/4)

国		日本			チェコ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、10年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	貯蔵施設は定期的に設備の安全性を評価すること。評価する間隔はSUJBによって10年を超えないことと決められている。評価し報告する項目は以下のとおり。 1. キャスク取扱い設備 2. キャスク蓋間圧力変化 3. キャスク表面温度変化 4. 貯蔵室内の放射線量率 5. 評価期間中の従事者被曝線量 6. 施設周辺の放射線量率 7. 放射線管理システムの運用性 以下略	—	10年を超えない期間ごとに施設の安全レビューを行い規制機関に報告する。	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	類似の規定有無不明
		①周辺環境における線量率、放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	6.3放射線防護 公衆、従事者、環境への影響が規則No.307/2002年の要件に適合することを要約すること。 ・・・ 6.3.3建屋内及び施設周辺の放射線防護 6.3.4放射線及び放射性核種のモニタリング 6.3.5換気及びフィルタ捕集システム 6.3.6周辺への放射性排出物放出 3.3放射線モニタリングシステム 以下について説明すること。 ・・・ ・環境モニタリング	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件と思われる。
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	3使用済燃料貯蔵施設の概要 ・火災防護システム 3.4火災防護 以下について説明すること。 ・火災防護対策 ・火災防護システムの記述 ・要件及び評価 ・火災防護システムの試験と確認の要件	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件と思われる。
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	4.8.2想定事故時安全性 以下について説明すること。 4.8.2.2装置又は機器故障 ・・・ ・電源故障	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	同等の技術要件と思われる。(詳細不明)
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	6.4緊急時対応 緊急時の対応計画が規則No.318/2002年の要件に適合することを表形式で要約すること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件と思われる。(詳細不明)
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	7.1内部事象 7.1.1一次蓋漏洩、7.1.2二次蓋漏洩、7.1.3電源喪失、7.1.4火災、7.1.5キャスク上への重量物落下 他 7.2外部事象 7.2.1人為事象、7.2.1.1産業用ガス爆発、7.2.1.2道路及び鉄道における危険物積載車両事故、7.1.2.3航空機落下 他 7.2.2外部自然事象 7.2.2.1地震、7.2.2.2異常気象条件 7.4想定事故 想定事故時の安全性の説明 7.5設計基準を超える事故 設計基準を超える事故時の影響の説明		同等の技術要件と思われる。	

表2.1-79(6) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-チェコ)(4/4)

国		日本			チェコ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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。(10)	—	—	6.3放射線防護 公衆、従事者、環境への影響が規則No.307/2002年の要件に適合することを要約すること。 ・・・ 6.3.3建屋内及び施設周辺の放射線防護 6.3.4放射線及び放射性核種のモニタリング 6.3.5換気及びフィルタ捕集システム 6.3.6周辺への放射性排出物放出 3.3放射線モニタリングシステム 以下について説明すること。 ・・・ ・環境モニタリング	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件と思われる。
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	6.4緊急時対応 緊急時の対応計画が規則No.318/2002年の要件に適合することを表形式で要約すること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件と思われる。(詳細不明)
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(7) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フィンランド)(1/4)

国		日本 コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			フィンランド - (乾式貯蔵未実施)			比較評価
貯蔵方式		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件(()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 原子燃料の取扱い及び輸送 (GUIDE YVL D.3 / 15) [FIN4]			
深層防護の規定		特に明記されていない。			使用済燃料施設の安全性を確保するため深層防護原理を適用することとその基本的要件(冗長性、独立性等)を規定している			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	304 燃料の取扱、貯蔵、カプセル収納における最大目標は異常事象と事故防止。異常事象、事故の発生を防ぎそれらの影響を軽減する備えを用意すること。	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	415 深層防護レベルを十分な強さにするために、安全機能を持つシステムは2つ以上の冗長な平行システムまたはシステム要素によって構成し、任意に1つが働かない場合でも安全機能が維持されるようにすること。	—	—	フィンランドでは閉じ込めを含む各安全要件に深層防護を適用して冗長性を要求している。
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	—	—	—	フィンランドの規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	—	—	—	フィンランドの規則では乾式貯蔵の冷却不全に対する規定はない模様。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	302 原子力発電所で燃料の取扱と貯蔵を行う場合の個人の被ばく線量は0.1mSv以下 以下略	—	—	同等の技術要件
		①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。 以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	432 燃料の未臨界性は構造的設計によって確保すること。 以下略	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリーブ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	419 燃料取扱い、貯蔵及び収納において燃料棒健全性を確保すること。これは、燃料に作用する機械的及び熱的応力を最小にすることを意味する。 422 燃料の熱荷重を最小にするため燃料を冷却できること。	—	—	フィンランドの乾式貯蔵における除熱機能に係る詳細な規則不明 燃料に関しては応力のみで、クリーブ等は考慮していない模様。
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	445 燃料取扱い、貯蔵及び収納過程は単純かつ固有安全性の概念を優先して設計すること。	—	—	フィンランドでは除熱だけでなく各安全機能に対して固有安全性を優先することを求めている。

表2.1-79(7) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フィンランド)(2/4)

国	日本			フィンランド			比較評価
	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			- (乾式貯蔵未実施)			
貯蔵方式	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	419 燃料取扱い、貯蔵及び収納において燃料棒健全性を確保すること。 420 機械的応力を最小にするために移送ルートの最短化と吊り上げ高さを低くすること。移送装置は燃料集合体が許容される移送ルートから外れないようにすること、また燃料を吊り上げる装置は燃料が脱落しないよう独立した2つの方法で燃料を保持し、電源喪失時でも安全位置にとどまるようにすること。必要に応じて手で燃料集合体を安全位置に移動できるようにすること。以下略	-	-	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	-	-	-	-	-	フィンランドには同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	原子炉運転データ及び/またはシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	436 使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は、損傷または固着した燃料集合体を取り扱えること。また、使用済燃料貯蔵施設で漏洩した燃料集合体または燃料棒を密封キャニスタまたは容器に収納して貯蔵できること。	-	-	フィンランドの規則では漏洩燃料は密封容器に収納して貯蔵することとしている。この場合の密封容器が付加的な閉じ込め障壁としているか不明。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	-	-	-	フィンランドの規則では地震に対する直接規定なし
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	-	-	-	フィンランドの規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
	①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。(4)	溶接二重蓋	-	415 深層防護レベルを十分な強さにするために、安全機能を持つシステムは2つ以上の冗長な平行システムまたはシステム要素によって構成し、任意に1つが働かない場合でも安全機能が維持されるようにすること。 417 冗長原理の強さは関係する安全機能の重要性に依存する。燃料取扱いと貯蔵に対しては、N+1で十分である。これは、任意の1つの機器またはシステムが故障しても安全機能が維持できることを意味する。	-	-	フィンランドでは安全機能を持つシステムに冗長性を求めている。
	②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	-	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	437 使用済燃料貯蔵施設は燃料の状態を監視する部屋と装置を備えること。	-	-	フィンランドの乾式貯蔵における除熱機能監視に係る規則不明
	①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。(10)	-	-	404 放射線防護は以下を考慮すること。 c. 施設はYVL C. 6. に従い放射線監視システムを設けること。 d. 潜在的な放射能放出の制限と監視はYVL C. 3. (原子力施設からの放射能放出の制限と監視)に従うこと。	-	-	同等の技術要件
	①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	-	404 放射線防護は以下を考慮すること。 c. 施設はYVL C. 6. に従い放射線監視システムを設けること。	-	-	フィンランドの規則では放射線量率上昇に対する警報装置設置の規定なし
	②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	-	-	448 火災が無視できない放射性物質放出をもたらす可能性がある部屋には火災報知器と消火システムを備えること。	-	-	同等の技術要件
	①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	-	-	-	-	-	フィンランドの規則に外部電源喪失時の代替電源確保要件は見当たらない

表2.1-79(7) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フィンランド)(3/4)

国	日本			フィンランド			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		- (乾式貯蔵未実施)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)		キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	408 安全システムは設計段階において試験とアクセスのための備えを設けること。また、運転中の改良並びに交換が可能な備えも行うこと。以下略	-	-	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	-	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	604 使用済燃料貯蔵施設の運営事業者は貯蔵中の燃料の特性変化と状態を調べるモニタリング計画を提出して承認を受けること。計画書には定期的検査の範囲と頻度、及び方法と使用する装置を示すこと。 606 使用済燃料貯蔵施設及び取扱いシステム、それに関連する装置は定期的な検査計画に従い検査を行うこと。	-	-	同等の技術要件
		-	-	-	435 燃料貯蔵施設と収納施設の取扱において重量物または他の危険物が燃料や安全上重要な機器の上に落下したり、あるいは故障によってそれらに損傷を与えないよう設計すること。	-	-	日本に類似規定なし
		-	-	-	446 燃料貯蔵施設と収納施設は燃料の検査ができる適当な部屋と装置を備えること。	-	-	ホットセルのことと思われる。
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	-	-	-	-	-	フィンランドの規則では事故拡大要因に関する直接の規定なし
		①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。(10)	-	-	404 放射線防護は以下を考慮すること。 c. 施設はYVL C. 6. に従い放射線監視システムを設けること。 d. 潜在的な放射能放出の制限と監視はYVL C. 3. (原子力施設からの放射能放出の制限と監視)に従うこと。	-	-	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	-	-	448 火災が無視できない放射性物質放出をもたらす可能性がある部屋には火災報知器と消火システムを備えること。	-	-	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	-	-	-	-	-	同等の技術要件
		① 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。(10)	-	-	404 放射線防護は以下を考慮すること。 c. 施設はYVL C. 6. に従い放射線監視システムを設けること。 d. 潜在的な放射能放出の制限と監視はYVL C. 3. (原子力施設からの放射能放出の制限と監視)に従うこと。	-	-	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	-	-	610 使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は緊急時対応の準備をすること。	-	-	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	-	-	304 燃料の取扱、貯蔵、カプセル収納における最大目標は異常事象と事故防止。異常事象、事故の発生を防ぎそれらの影響を軽減する備えを用意すること。 305 異常事象時及び事故時の個人の年間被ばく線量は以下を超えないこと。 a. 想定運転事象に対して0.1mSv b. クラス1想定事象に対して1mSv c. クラス2想定事象に対して5mSv d. 燃料貯蔵施設に関しては設計拡張条件の結果として20mSv 306～308 想定事故、設計拡張事故の例(略)	-	-	同等の技術要件

表2.1-79(7) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フィンランド)(4/4)

国		日本			フィンランド			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			- (乾式貯蔵未実施)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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。(10)	-	-	404 放射線防護は以下を考慮すること。 c. 施設はYVL C. 6. に従い放射線監視システムを設けること。 d. 潜在的な放射能放出の制限と監視はYVL C. 3. (原子力施設からの放射能放出の制限と監視)に従うこと。	-	-	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	-	-	610 使用済燃料貯蔵施設及び収納施設は緊急時対応の準備をすること。	-	-	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	-	-	-	-	-	-	- 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(8) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フランス)(1/4)

国		日本		フランス			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		ボールド (CASCAD)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				① Order of 7 February 2012 laying down the general rules for basic nuclear installations (DEVP1202101A) [FRA4]		
深層防護の規定		特に明記されていない。				安全確保のため深層防護原理を適用することとその基本的要件を規定している。(立地選定、品質保証、防御要素の冗長性/多様性/独立性、事故時対応計画等)		
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	3. 1 2. 深層防護は以下に従って取り入れること。 ・自然及び人為事象を考慮した適切な立地選定		
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	3. 4 1. 安全性証明は以下の機能を示すこと。 ・放射性物質の閉じ込め		
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	燃料収納管内部は不活性ガス充填		
		①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。(15)		コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	異常時に備えたHEPAフィルタ付き強制空冷システム		
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3. 4 1. 安全性証明は以下の機能を示すこと。 ・放射線からの公衆及び環境保護		
		①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。以下略(6)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	1. 安全性証明は以下の機能を示すこと ・核的連鎖反応制御		
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリーブ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	1. 安全性証明は以下の機能を示すこと ・放射性物質と核反応による発熱の除去		
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)		自然空冷	—	自然空冷方式。なお、異常時に備えたHEPAフィルタ付き強制空冷システムを備えている。		
								フランスの閉じ込めに係る詳細な規則は不明
								フランスでは、燃料を収容する空間を不活性ガスとすることは直接規定していない模様。(実際には不活性ガスを充填している。)
								フランスの冷却不全事象に対する規制は不明。
								同等の技術要件
								同等の技術要件
								同等の技術要件
								フランスでは燃料温度に対する規則は不明。
								フランスの法令では自然冷却の規定はない。

表2.1-79(8) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フランス)(2/4)

国		日本			フランス			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボールド (CASCAD)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	燃料取扱いクレーンは二重化電動システム採用	—	フランスの燃料を取り扱う機器の安全確保に関する規則は不明。	
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	—	フランスの類似規則は不明。
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又は SHIPPING 検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	フランスでは無漏洩燃料を貯蔵要件と規定していない模様である。	
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	—	—	フランスではキャスクの固縛要件はない。(ボールドのため)
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	3.4 3.放射性物質の閉じ込め機能は、対象物と公衆及び環境の間に1つあるいは複数の独立した連続する障壁を置くことで保証すること。また、必要ならば動的な閉じ込めシステムを用いること。これらの障壁の数は事故を含む放射能放出の影響の大きさに応じて決めること。	燃料収納管は上部蓋でシール	収納管上部蓋シールの漏洩検査	フランスでは深層防護に基づいて放射性物質の閉じ込め障壁を複数設けることを規定している。	
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	3.4 3.放射性物質の閉じ込め機能は、対象物と公衆及び環境の間に1つあるいは複数の独立した連続する障壁を置くことで保証すること。また、必要ならば動的な閉じ込めシステムを用いること。これらの障壁の数は事故を含む放射能放出の影響の大きさに応じて決めること。	燃料被覆管(一次障壁)と燃料収納管(二次障壁)の多重障壁	—	フランスでは深層防護に基づいて放射性物質の閉じ込め障壁を複数設けることを規定している。	
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	—	燃料収納管上部蓋シールは漏洩検査可能な構造	・収納管上部蓋シールの漏洩検査 ・収納管内部ガスの採取分析(燃料漏洩検知)	フランスの法令では閉じ込め機能や除熱機能の監視に直接言及していない	
		①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。(10)	—	—	4.2.1 運営者は水の供給と使用の監視、放出の監視及び施設により影響を受ける可能性がある環境の監視のための設備を設けること。 4.2.4 1.運営者は4.2.1に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	フランスの施設内の放射能監視に係る詳細な規則は不明	
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	—	フランスにおける放射線量上昇に対する警報規定有無は不明	
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	—	—	—	フランスの施設内の火災、爆発に対する規則は不明。	
①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	—	—	フランスの外部電源喪失に対する規則は不明。			

表2.1-79(8) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フランス)(3/4)

国		日本			フランス			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボールド (CASCAD)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	4.2.4 1. 運営者は4.2.1に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。以下略	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	—	—	定期的安全レビュー	規則は不明であるがフランスでは他の欧州諸国同様10年ごとに原子力施設の安全レビューを行っている。
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベリ1と同じ事象を考慮) (1)	—	—	—	—	—	フランスの法令には同等の規定なし。
		①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。(10)	—	—	4.2.1 運営者は水の供給と使用の監視、放出の監視及び施設により影響を受ける可能性がある環境の監視のための設備を設けること。 4.2.4 1. 運営者は4.2.1に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	—	火災、爆発発生時対策の情報無し。	—	フランスの施設内の火災、爆発に対する規則は不明。
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し。	—	フランスの外部電源喪失に対する規則は不明。
		①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。(10)	—	—	4.2.1 運営者は水の供給と使用の監視、放出の監視及び施設により影響を受ける可能性がある環境の監視のための設備を設けること。 4.2.4 1. 運営者は4.2.1に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	7.1 運営者は緊急事態時に以下を目的とした組織、物質的及び人的資源と方法を備えること。 ・特に放射線リスクと非放射線リスクが同時に存在する場合に事態を制御する ・施設外の影響を防止、遅延又は制限する 7.3 2. 運営者は緊急時に事態を制御して個人を保護するために施設内あるいは近隣に緊急管理施設を設けること。 3. 運営者は緊急事態の制御と個人を保護するために必要な物質資源を用意して維持すること。 7.4 1. 内部的緊急時計画を制定すること。	異常時に備えたHEPAフィルタ付き強制空冷システム	—	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	3.7 1. 安全性の証明は、想定異常事象及び事故による放射線その他の影響の評価を含むこと。この評価には、各々のシナリオについて以下を含むこと。 ・放射能放出と被ばく線量の計算に使用した仮定を説明する。 ・公衆及び環境が受ける実効線量と非放射線現象の影響の大きさ ・影響を受ける地域の範囲 ・施設外に影響を及ぼす異常事象及び事故に対しては、事象とその影響の拡がりの時間進展 3. 放射線事象の影響の大きさは、公衆健康規格のR.1333-80にもとづいてNSAが定めた放射線事故時の基準との関係で決めること。	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(8) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-フランス)(4/4)

国		日本			フランス			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボールド (CASCAD)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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。(10)	—	—	4.2.1 運営者は水の供給と使用の監視、放出の監視及び施設により影響を受ける可能性がある環境の監視のための設備を設けること。 4.2.4 1. 運営者は4.2.1に関する施設内外の監視及び測定を可能な限り早期に行うことができること。以下略	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	7.1 運営者は緊急事態時に以下を目的とした組織、物質的及び人的資源と方法を備えること。 ・特に放射線リスクと非放射線リスクが同時に存在する場合に事態を制御する ・施設外の影響を防止、遅延又は制限する 7.3 2. 運営者は緊急時に事態を制御して個人を保護するために施設内あるいは近隣に緊急管理施設を設けること。 3. 運営者は緊急事態の制御と個人を保護するために必要な物質資源を用意して維持すること。 7.4 1. 内部的緊急時計画を制定すること。	—	—	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(9) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ドイツ)(1/4)

国		日本			ドイツ			比較評価		
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(輸送・貯蔵兼用キャスク)					
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用			
技術要件		①金属キャスク技術要件()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三一日原子力規制委員会規則第六号)			Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste Revised version of 10.06.2013 (ESK指針、)は要件番号) [DEU19]					
深層防護の規定		特に明記されていない。			特に明記されていない。					
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容					
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			—	—	使用済燃料と発熱放射性廃棄物の乾式貯蔵に対しては、通常以下の外部事象を設計基準事故と考える。 ・暴風、豪雨、豪雪、氷結、落雷、洪水、地滑り、地震のような外部自然事象 ・有害な物体の衝撃、化学反応による衝撃波、外部火災の施設内への延焼、掘削による損傷、航空機落下(高速で飛行する軍用機の落下事故)のような外部人為事象 以下略 (9.2)	—	—	・ほぼ類似の事象を考慮しているが、ドイツではこれらを設計基準事故と考えている。 ・航空機落下は日本の技術要件の解説では言及していないが独ESKでは設計基準事故の1つに挙げている。
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気によって密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	—	腐食損傷は十分な信頼性をもって回避すること。そのため、キャスク内部の残留水分と腐食性物質を制限し、不活性雰囲気とすること。(2.1)	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	—	同等の技術要件/設計		
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	腐食損傷は十分な信頼性をもって回避すること。そのため、キャスク内部の残留水分と腐食性物質を制限し、不活性雰囲気とすること。(2.1)	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	同等の技術要件/設計		
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・キャスク設計と貯蔵建屋の設計によって一般公衆と従事者を放射線から保護すること。 ・公衆の1年間の被ばく線量は1mSvを超えないこと。この制限は、サイト内の非従事者に対しても適用される。 ・この制限はサイト内の全ての直接線と散乱線の合計及び他の施設やこれまでの活動によるものを全て加えた値に適用する。 以下略(5)	キャスクと貯蔵建屋の両方を放射線に対する障壁とする。	—	ドイツでは、貯蔵建屋の設置を前提としている。		
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・通常時、キャスク取扱時及び全ての設計基準事故に加えて航空機衝突及び外部からの衝撃波に対して、燃料及びその形状が未臨界を維持すること。以下略(3)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	日本では航空機衝突による未臨界性への影響評価/設計対応は行っていない。		
		—	—	—	燃焼度を考慮する場合、燃料をキャスクに装荷する前に燃焼度測定を行うこと。 以下略(3)	—	燃焼度を測定することで燃焼度クレジットが採用できる。	ドイツでは測定することを前提として燃焼度クレジットを認めている。		
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリーブ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・キャスク、内部収納物及び貯蔵建屋の温度が許容温度以下であることを貯蔵期間を通じて保証できるよう除熱を行うこと。(4) ・キャスクのガンマ線と中性子線遮蔽材の機能又は密封機能の許容できない低下をもたらす温度上昇と及び収納物の許容できない温度上昇を与えないように除熱を行うこと。(4.1) ・特に軽水炉燃料の場合は、燃料被覆管の系統的な破損が起きないように燃料棒温度を十分低く維持すること。(4.1) ・貯蔵建屋の温度が設計温度を超えないことを保証すること。(4.2)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・ドイツではキャスク保守エリアが受動冷却で不十分な場合は能動的換気システムを備えることを求めている。(日本の技術要件には無い) ・燃料の制限温度の考え方は同じであるが、制限温度は日本とドイツで異なる。		

表2.1-79(9) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ドイツ)(2/4)

国		日本			ドイツ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いず使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	・除熱は自然対流による受動的な方法によること。(4) ・キャスク保守エリアにおいて受動冷却で十分除熱できない場合は、能動的換気システムを備えること。(8.2)	自然空冷	—	・受動的な除熱は同等の要件 ・ドイツではキャスク保守エリアにバックアップとして能動的除熱システムの導入を規定
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	・貯蔵施設において貯蔵室天井クレーンにキャスクの吊り上げ高さ事前に定めた場所への接近を制限するシステムを備えること、以下略 (8.1)	取扱い装置の詳細不明	—	同等の技術要件であるが、設計/運用は異なると考えられる。
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	・以下の規格、標準等が使用済燃料及び発熱放射性廃棄物貯蔵施設に適切である。以下略 (16)	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	・破損燃料棒を貯蔵する場合は、特別な対策が必要である。たとえば、ガスタイトな被覆管及び/又は水分吸着剤の使用。(2.1) 放射性物質はキャスクと必要に応じ追加障壁による閉じ込めること。 ・追加障壁は、・軽水炉健全燃料の場合、燃料ペレットと燃料被覆管、以下略(2.)	—	実際の運用は不明。	・ドイツでは特別な対策を行えば破損燃料を貯蔵できる。 ・ドイツでは燃料ペレットと燃料被覆管を閉じ込めの追加障壁と考える。(日本の技術要件には無い)
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	・設計基準地震に対して防護目標を保証すること。吊り上げ装置、遮蔽扉あるいは貯蔵建屋等への地震の衝撃によって一般公衆の許容できない放射線影響をもたらさないようにすること。(9.2.1)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	ほぼ同等の規定であるが、ドイツではキャスク転倒防止は求められていない。
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属Oリング)	—	・略…使用済燃料に対しては、監視付二重蓋又は溶接蓋でキャスクを密封すること。 ・二重蓋はボルト締めで各蓋に金属シーリングを用いること。シーリングの漏洩率は各蓋に対して $<10^{-8}\text{Pam}^3/\text{s}$ で蓋全体で $\leq 10^{-8}\text{Pam}^3/\text{s}$ であること。(2.2)	二重蓋(金属Oリング)又は溶接蓋	—	二重蓋は同等であるが溶接蓋の技術要件は日本にはない
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	・二重蓋のシーリング機能を連続監視すること。(2.2) ・異常時の自動警報機能を備えること。(2.2)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	・貯蔵中の蓋間圧力の連続監視 ・異常時の警報	・蓋間圧力測定による密封監視については同じであるが、ドイツの技術要件では連続監視を求めている。(日本は連続監視の規定無し) ・ドイツでは密封機能異常時の警報規定あり
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	—	—	—	ドイツESKガイドでは、貯蔵施設の温度測定の規定は見当たらない。
		①施設内の放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	・作業エリアの空中濃度を監視すること。以下略(6.2)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	ドイツでは、空气中濃度監視は、作業エリアについてのみ規定
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	放射線警報装置の情報無し	—	ドイツでは線量率上昇に対する警報規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	・貯蔵建屋にはKTA2101.1/20に従い火災防護概念を確立すること。(8.4)	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件と思われる。

表2.1-79(9) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ドイツ)(3/4)

国		日本			ドイツ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	・貯蔵施設の電源は、通常電源、バックアップ電源、そして無停電電源を備えること。以下略(8.3)	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	異常運用状態には以下に示すような安全性に関する機器及びシステムの故障がある。 ・電源喪失 ・吊り上げ及び搬送装置の機器故障 ・二重蓋密封システムのシール異常 ・圧力計を含むキャスク監視システムの異常 ・監視設備の故障(例:火災警報システム、放射線監視及びその他のI&C設備) ・安全系システムの不具合をもたらす構造物損傷 ・換気システム又は除熱のための動的機器の故障以上の機器及びシステムが故障したり不調になった場合は、ただちに修理が行えるようにすること。以下略(12.4.2)	—	—	同等の技術要件であるが運用は、日本とドイツで異なる可能性がある。
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	・貯蔵施設の運営者は10年毎に施設の安全レビューを行うこと。以下略(14)	—	10年毎に施設の安全レビューを行い規制機関に報告する。	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	使用済燃料と発熱放射性廃棄物の乾式貯蔵に対しては、通常以下の外部事象を設計基準事故と考える。 ・暴風、豪雨、豪雪、氷結、落雷、洪水、地滑り、地震のような外部自然事象 ・有害な物体の衝撃、化学反応による衝撃波、外部火災の施設内への延焼、掘削による損傷、航空機落下(高速で飛行する軍用機の落下事故)のような外部人為事象 必要に応じて、サイト特有の特性も考慮すること。 ・外部自然事象は運用荷重又は設計基準事故と考えること。これらの自然誘起荷重は、サイト条件に従って決めること。以下略(9.2)	—	—	同等の技術要件
		①周辺環境における線量率、放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	・作業エリアの空中濃度を監視すること。以下略(6.2) ・貯蔵施設の代表場所におけるガンマと中性子線量率の監視を行うこと。たとえば、外周フェンス位置以下略(6.3)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	・線量率については同等の規定 ・ドイツでは、空气中濃度監視は作業エリアについてのみ規定しており施設周辺の空气中濃度監視は規定していない。
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	・火災中及び火災後において放射性物質閉じ込めと適切な遮蔽を維持すること。(8.4) ・少なくとも1つの密封障壁が機能を維持できるよう適切な火災防護手段を備えること。(8.4)	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	・貯蔵施設の電源は、通常電源、バックアップ電源、そして無停電電源を備えること。以下略(8.3)	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	・貯蔵施設の内部的緊急対応計画を備えておくこと。緊急対応計画には放射線事象と非放射線事象の両方を含めること。また必要な内部組織を確立して維持すること。以下略(13) ・貯蔵エリアを除いて、建屋内の火災時避難通路の長さは歩行距離で50mを超えないこと。貯蔵エリアでは、最大歩行距離は120mである。(8.4)	—	—	同等の技術要件であるが、設計及び運用は異なると考えられる。

表2.1-79(9) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ドイツ)(4/4)

国		日本			ドイツ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	・設計基準事故時及び設計基準事象を超える時に於いて放射性物質を閉じ込め、キャスクの漏洩が増加しないようにすること。(2.2) ・設計基準地震に対して防護目標を保証すること。吊り上げ装置、遮蔽扉あるいは貯蔵建屋等への地震の衝撃によって一般公衆の許容できない放射線影響をもたらさないようにすること。(9.2.1)	設計基準事故時のキャスク蓋部漏洩率が制限値を超えないよう設計する。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	・作業エリアの空中濃度を監視すること。以下略(6.2) ・貯蔵施設の代表場所におけるガンマと中性子線量率の監視を行うこと。たとえば、外周フェンス位置以下略(6.3)	—	—	・線量率については同等の規定 ・ドイツでは、空气中濃度監視は作業エリアについてのみ規定しており施設周辺の空气中濃度監視は規定していない。
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	・貯蔵施設の内部的緊急対応計画を備えておくこと。緊急対応計画には放射線事象と非放射線事象の両方を含めること。また必要な内部組織を確立して維持すること。以下略(13) ・貯蔵エリアを除いて、建屋内の火災時避難通路の長さは歩行距離で50mを超えないこと。貯蔵エリアでは、最大歩行距離は120mである。(8.4)	—	—	同等の技術要件であるが、設計及び運用は異なると考えられる。
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(10) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ハンガリー)(1/5)

国		日本		ハンガリー			比較評価			
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		ボールト						
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用		
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二七年八月三一日原子力規制委員会規則第六号)				①使用済燃料中間貯蔵の安全規格、第6巻 (政令118/2011) [HUN5]				
深層防護の規定		特に明記されていない。				深層防護原理に基づく安全要件を規定している。 ・燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造及び建屋を放出に対する閉じ込め障壁と見なす。 ・単一故障の仮定 ・安全上重要な要素の冗長性、多様性、独立性、無欠陥設計及び自己チェック性 等				
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容				規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	6.2.2.1100貯蔵燃料を不活性ガスに置く場合は、ガス環境を維持して必要に応じて補給できること。 6.2.1.2400多重の物理的障壁によって深層防護の原理に適合させること。燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造 (収納管)、そして建屋は放出に対する閉じ込め障壁と見なすことができる。		ハンガリーではキャニスタに関わらず深層防護原理に基づいて一般の原理として閉じ込めの多重化を規定している。 また、燃料ペレットとボールト収納管を閉じ込め障壁と見ている。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	6.2.2.1100貯蔵燃料を不活性ガスに置く場合は、ガス環境を維持して必要に応じて補給できること。 6.2.1.2400多重の物理的障壁によって深層防護の原理に適合させること。燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造 (収納管)、そして建屋は放出に対する閉じ込め障壁と見なすことができる。		燃料収納管は上部遮蔽プラグでシール (ゴムリング) し、内部は窒素ガス充填	—	ハンガリーではキャニスタに関わらず深層防護原理に基づいて一般の原理として閉じ込めの多重化を規定している。 また、燃料ペレットとボールト収納管を閉じ込め障壁と見ている。
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	6.2.1.7000燃料周囲の不活性ガスを含む構造材に対する要件は経年劣化を考慮して決めること。 6.3.4.0100燃料集合体は施設の運用期間の間健全であること。		燃料収納管内部は窒素ガス充填	—	ハンガリーでは、燃料健全性確保のため経年劣化から保護することを求めているが収納管内部を不活性ガスとすることは直接規定していない。
		①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。(15)		コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	6.2.2.0300以下の前提で施設の除熱設計を行うこと。 a. 施設の寿命期間にわたる b. 連続して信頼性をもつ c. 設計で考慮する全ての気象条件下 d. 動的システムの単一故障 e. 通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時		—	—	同等の技術要件
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	6.2.1.10300施設内の職員、公衆及び環境の放射線照射が合理的に達成可能な範囲で最小になるよう施設を設計すること。		—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	6.2.1.2300設計が核的安全目標に適合するために、 a. いかなる場合も使用済燃料の未臨界状態を確保すること。		—	—	同等の技術要件
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)		自然空冷	—	—		自然空冷	—	ハンガリーの規則では自然冷却の規定はない。

表2.1-79(10) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ハンガリー)(2/5)

国		日本			ハンガリー			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボルト			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	6.2.1.8700安全上重要なSSC(システム、構造物及び機器)の機能試験と検査を行うこと。	収納管窒素ガス供給システム(収納管上部遮蔽プラグの漏洩検知機能付き)	収納管内部ガスを定期的採取分析して燃料漏洩検知(H ₂ e検知)	ハンガリーの規則では閉じ込め機能や除熱機能の監視に直接言及していない
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	6.2.2.1600使用済燃料が安全で、通常時、想定異常事象時、設計基準事故時において破損しない適切な燃料管理と移動システムを設計すること。 6.2.2.1700燃料を移動する際、落下しない手段を備えること。 以下略	キャニスタ等の取扱い設備の情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	ハンガリーには類似の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	ハンガリーでは無漏洩燃料を貯蔵要件と規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	地震に対する安全要件 6.2.1.3400~6.2.1.4500	施設の最大設計地震動は水平0.35g	—	ハンガリーではキャスクの固縛要件はないが(ボルトのため)それ以外は同等の要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	6.2.2.1100貯蔵燃料を不活性ガスに置く場合は、ガス環境を維持して必要に応じて補給できること。 6.2.1.2400多重の物理的障壁によって深層防護の原理に適合させること。燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造(収納管)、そして建屋は放出に対する閉じ込め障壁と見なすことができる。	収納管窒素ガス供給システム(収納管上部遮蔽プラグの漏洩検知機能付き)	—	ハンガリーではキャニスタに関わらず深層防護原理に基づいて一般の原理として閉じ込めの多重化を規定している。また、燃料ペレットとボルト収納管を閉じ込め障壁と見ている。
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	同上	燃料と収納管の多重閉じ込め障壁	—	同上
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	6.2.2.0300以下の前提で施設の除熱設計を行うこと。 a.施設の寿命期間にわたる b.連続して信頼性をもつ c.設計で考慮する全ての気象条件下 d.動的システムの単一故障 e.通常状態、想定異常事象時、設計基準事故時 6.3.4.0100燃料集合体は施設の運用期間の間健全であること。	自然空冷	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	6.2.6.0400施設内の職員の被ばくを制限する適切な計装を備えること。また、線量が高い場所に人が近づくことなく施設が運用できること。 6.2.6.0800汚染場所で作業する職員の保護及び気中放射能濃度、表面汚染そして外部への放射線放散の定期的な管理及び評価を行うこと。 6.2.6.0900必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。	—	排気設備出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で空気中放射能監視	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	6.2.6.0900必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。	放射線警報装置の有無は不明	—	同等の技術要件

表2.1-79(10) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ハンガリー)(3/5)

国		日本			ハンガリー			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボルト			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	6.3.15火災防護 6.3.15.0100申請者は原子力利用に関する法令に適合すること。	防火設備に関わる情報無し	—	ハンガリーの火災防護法令の内容は不明
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	6.2.5.0200補助システムには事故時の安全上の影響に応じてバックアップを備えること。 6.2.5.0300電源喪失時に外部交流電源の喪失が許容されない結果をもたらさないこと。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	6.2.1.4800安全上重要なSSCの計画的保守、機能試験、修理による信頼性への影響を考慮すること。 6.2.1.8600 施設とその安全上重要なSSC設計は、施設の寿命期間を通して保守、改良及び修理が可能とすること。	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	6.2.1.6700安全上重要なSSCの構造材の選定において経年劣化を考慮すること。以下略 6.2.1.6900安全上重要なSSCの設計において、原子力安全庁が認めた方法と基準に従って経年劣化による構造材の材料特性変化を評価すること。 6.3.7.0400 建物の材料と構造及び安全上重要なSSCを観察するための経年劣化管理計画を策定すること。以下略 6.2.1.9400経年劣化管理システムを開発して施設寿命を通じて運用すること。以下略 6.2.1.9500システムとシステム機器の設計において想定される経年劣化過程とその影響を評価すること。以下略 6.2.1.9800安全上重要なSSCに対する経年劣化管理に関する設計者の要求を作ること。以下略	—	・経年劣化管理システムを開発して施設寿命を通じて運用する。 ・定期的安全レビュー	同等の技術要件
		—	—	—	6.3.7.0500 建物と建物の構造及び安全上重要なSSCを定期的に調査すること。 6.3.7.0700 構造材、媒体及び燃料集合体の周りを囲む不活性ガスの物理的及び化学的特性を連続的に調べる。これらの値が制限値内を維持すること。構造物が維持され、運用継続のため必要に応じ交換すること。	—	収納管の経年劣化監視 上部蓋の5年ごとの材料破壊試験と収納管材サンプルの監視	ハンガリーではボルト収納管内のガスを連続的に調べて、組成が制限値内となるよう管理することを求めている。
		—	—	—	6.3.12.0100 安全上重要なシステム機器の経年劣化は、その安全機能を守るために適切な方法で(進行しないよう)維持すること。	—	経年劣化管理システムを開発して施設寿命を通じて運用する。	ハンガリーの規則には機器の経年劣化が進行しないよう管理することを規定している。
		—	—	—	6.2.6.0300 放出を防止する防御障壁の供用中検査の要件(頻度、許容基準)を決めること。このような構造物は燃料集合体を取り出さずに修理できるようにすること。	—	・収納管上部遮蔽プラグの漏洩検知 ・収納管内部ガスを定期的採取分析して燃料漏洩検知(He検知)	日本には同様の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	ハンガリーには同様の規定なし
		①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。(10)	—	—	6.2.6.0400 施設内の職員の被ばくを制限する適切な計装を備えること。以下略 6.2.6.0800 汚染場所で作業する職員の保護及び空中放射能濃度、表面汚染そして外部への放射線放散の定期的な管理及び評価を行うこと。 6.2.6.0900 必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。	—	排気設備出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で空気中放射能監視	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	6.3.15火災防護 6.3.15.0100申請者は原子力利用に関する法令に適合すること。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	ハンガリーの火災防護法令の内容は不明

表2.1-79(10) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ハンガリー)(4/5)

国		日本			ハンガリー			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボルト			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	6.2.4.0500 安全上重要なシステムと機器に電力を供給するシステムは、安全クラスに適合する信頼性を持ちシステムと機器の要求容量に適合する電源を持つこと。計装制御、警報及び情報伝達装置の電力は必要に応じて無停電電源から供給すること。 6.2.5.0200補助システムには事故時の安全上の影響に応じてバックアップを備えること。 6.2.5.0300電源喪失時に外部交流電源の喪失が許容されない結果をもたらさないこと。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	ハンガリーには密封監視や放射線監視設備等への外部電源喪失時の規定なし
		① 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。(10)	—	—	6.2.6.0800 汚染場所で作業する職員の保護及び気中放射能濃度、表面汚染そして外部への放射線放散の定期的な管理及び評価を行うこと。 6.2.6.0900 必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。 6.2.6.1700 個人線量測定、定期的な放射線量の測定監視、個人被ばく線量の評価を施設内及び近郊で行うこと。	—	排気設備出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で空气中放射能監視	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	6.2.4.0200 種々の場所の間に適切な通信システムを備えること。 6.2.4.0400 計装制御システムには緊急情報を伝える機能を持つこと。 6.2.9.0200 緊急時対応を行う職員のための緊急対応センターを設置すること。以下略 6.2.9.0400 サイト内の全員に周知できるサイト内警報システムを備えること。従事者の安全、放射線防護、火災防護及び産業的安全要求に適合し、目印、照明を備えた救助ルートを設定すること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
		—	—	—	6.2.6.0200 FPの漏洩を防止する障壁の設計は、通常時、想定異常事象時、設計基準事故時の放出量を現実的な範囲で最小にすること。	—	—	日本には同様の規定なし
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	6.2.1.3300 設計において異常事象や設計基準事故を誘発する恐れがある外部事象と内部事象の両方を含めた全ての脅威の現実的な組合せを考慮すること。 6.2.1.3500 施設は設計基準事故時に基本的安全機能を満足すること。 6.2.1.3600 設計基準地震を超える地震への遭遇は過酷事故の範疇に分類される。過酷事故は安全解析によること。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	6.2.6.0800 汚染場所で作業する職員の保護及び気中放射能濃度、表面汚染そして外部への放射線放散の定期的な管理及び評価を行うこと。 6.2.6.0900 必要に応じて警報装置を備えた放射線と空中放射能レベルを測定する装置を備えて、重大なレベル変化を検知できるようにすること。 6.2.6.1700 個人線量測定、定期的な放射線量の測定監視、個人被ばく線量の評価を施設内及び近郊で行うこと。	—	排気設備出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で空气中放射能監視	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	6.2.9.0200 緊急時対応を行う職員のための緊急対応センターを設置すること。以下略 6.2.9.0400 サイト内の全員に周知できるサイト内警報システムを備えること。従事者の安全、放射線防護、火災防護及び産業的安全要求に適合し、目印、照明を備えた救助ルートを設定すること。 6.3.20.0100 サイト内に影響を及ぼす緊急時において、施設の緊急時計画には適切な時間と場所にて、適切な指示及び制御を持つ調整された効果的な管理を行うために必要な条件を含むこと。 6.3.20.0700 略(公衆への警報と保護)	—	緊急時対応計画	同等の技術要件

表2.1-79(10) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ハンガリー)(5/5)

国		日本			ハンガリー			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボールド			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		—	—	—	6.2.6.0200 FPの漏洩を防止する障壁の設計は、通常時、想定異常事象時、設計基準事故時の放出量を現実的な範囲で最小にすること。	—	—	日本には同様の規定なし
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(11) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-韓国)(1/5)

国		日本			韓国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式) 又はコンクリートキャニスタ			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 使用済燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関連する詳細な技術基準 (原子力安全委員会告示第2015-19号、2016.01.06、制定) [KOR2]			
深層防護の規定		特に明記されていない。			深層防護の直接的表現はないが、事故防止から事故影響軽減に至る各レベルの防御を規定している。以下例 ・定期的な試験・監視・検査・保守ができる設計 ・消火システム故障時の安全確保 ・複数障壁による放射能放出防止 ・排水中、気中放射能濃度監視と自動警報			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			① 第1項に基づく設計では、次の各号の事項を考慮すること。 1. 中間貯蔵施設の敷地及び周辺地域における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及び周辺地域で予想可能な外部人為事故 3. 現地調査等を通じて収集された資料			同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	第12条②中間貯蔵施設の閉じ込めシステムは、放射性物質が非計画的又は制御しない状態で外部に流出しないよう、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 1. 複数の障壁を利用し、放射性物質の放出を防止する。	燃料被覆管 (一次)、バスケット (二次)、密封鋼管 (三次) の三重の閉じ込め障壁	—	韓国では二重蓋に言及していないが、密封システムに複数障壁を求めており実質同等と考えられる。
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	第12条①使用済燃料の被覆管は、中間貯蔵施設の寿命期間中に破損せず健全性を維持できるように、経年劣化現象から保護すること。	使用済燃料を収納するバスケットの内部雰囲気の情報無し	—	韓国の規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	第8条1.熱除去系は、中間貯蔵施設で貯蔵される使用済燃料の照射後の冷却期間が最小である使用済燃料を最大量貯蔵する場合でも発生する熱を十分に除去できること。	—	—	韓国の規則では冷却異常時の対応は特に規定していない。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	第4条6.中間貯蔵施設は、運転中に放射線作業従事者及び一般人が受けると予想される被曝放射線量を設計目標値以内で可能な限り合理的に低く維持できるように設計すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	第7条(臨界安全) ①中間貯蔵施設は、未臨界状態が常に維持されるよう、次の各号の基準を考慮して設計すること。以下略	—	—	同等の技術要件
		—	—	—	第7条③3.安全な幾何学的配列及び配置を通して未臨界を維持すること。但し、幾何学的配列及び配置だけで未臨界の維持が困難な場合、固定式中性子吸収体を使用したり、燃焼度クレジットを適用して未臨界を維持すること。	—	—	韓国では臨界安全評価に燃焼度クレジットを採用することを認めている。

表2.1-79(11) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-韓国)(2/5)

国	日本			韓国			比較評価	
	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式) 又はコンクリートキャニスタ				
貯蔵方式	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	第8条1.熱除去系は、中間貯蔵施設で貯蔵される使用済燃料の照射後の冷却期間が最小である使用済燃料を最大量貯蔵する場合でも発生する熱を十分に除去できること。 第12条①使用済燃料の被覆管は、中間貯蔵施設の寿命期間中に破損せず健全性を維持できるように、経年劣化現象から保護すること。	—	—	同等の技術要件	
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	第4条1.中間貯蔵施設は、寿命期間中、その性能及び機能を維持できること。可能な限り受動型設備を利用し、使用済燃料を安全に貯蔵できるように設計すること。 第25条2.崩壊熱除去と関連し、次の各目の基準を適用する。 ア.熱除去系は自然冷却方式であること。崩壊熱を適切に放散できる能力を備えること。	MACSTOR-400及びコンクリートキャニスタは自然空冷	—	—	同等の技術要件
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講ずること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	第6条①中間貯蔵施設には、安全運転に必要な次の各号の設備を備えること。 1.使用済燃料の取り扱い・輸送に必要な設備 以下略 ②第1項に基づく設備は、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 1.吊り上げ物の重量に十分に耐え安全性及び性能を維持できる。 2.吊り上げ物を取り扱う際、吊り上げ物が離脱しないよう、二重に安全性を確保する構造とする。 以下略	取扱い設備の情報無し	—	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	第21条①中間貯蔵施設は、中間貯蔵施設に関連する構造及び設備の設計に使用されている認可された規格及び基準を適用して設計すること。 以下略	—	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	第25条3.ウ.破損された使用済燃料を安全に扱うことができる設備を備えること。	破損燃料の取扱い設備の情報無し	—	—	日本には類似規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	原子炉運転データ及び/又は SHIPPING 検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	—	韓国の規則では貯蔵する燃料の漏洩有無は直接規定していない。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。 また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	第10条①重要な安全装置は次の各号の影響によって、その安全機能が破損しないように設計すること。 1.津波、竜巻、台風、洪水、大雪、大雨や地震等を含む予想可能な自然現象及びそれに起因する影響 第25条5. ウ.乾式貯蔵容器を使用する場合、転倒せず安定性を維持できること。	—	—	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	第12条2中間貯蔵施設の閉じ込めシステムは、放射性物質が非計画的又は制御しない状態で外部に流出しないよう、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 1.複数の障壁を利用し、放射性物質の放出を防止する。 第25条2.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雰囲気を適切に維持できるようにする。	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	—	韓国の規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
	①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。(4)	溶接二重蓋	—	第25条2.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雰囲気を適切に維持できるようにする。	燃料被覆管(一次)、バスケット(二次)、密封鋼管(三次)の三重の閉じ込め障壁	—	—	韓国では二重蓋に言及していないが、密封システムに複数障壁を求めており実質同等と考えられる。

表2.1-79(11) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-韓国) (3/5)

国 貯蔵方式	日本 コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			韓国 MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式) 又はコンクリートキャニスタ			比較評価
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	第12条③. 全ての閉じ込めシステムには、使用済燃料が安全な貯蔵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。 第25条3. 閉じ込めに関連し、次の各目の基準を適用する。 イ. 乾式貯蔵設備の閉じ込め機能が適切に維持されるよう、監視する。 第25条4. 放射線防護と関連し、次の各目の基準を適用する。 イ. 閉じ込め機能又は遮蔽機能の低下がないかを検知するため、ガンマ線及び中性子線を監視できる設備を備える。	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	韓国の規則では除熱機能の監視に係る規定なし
	① 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。(10)	—	—	第12条② 中間貯蔵施設の閉じ込めシステムは、放射性物質が非計画的又は制御しない状態で外部に流出しないよう、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 3. 全ての閉じ込めシステムには、使用済燃料が安全な貯蔵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13条 3. 通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に放射線レベルの監視及び放射性物質の放出を監視し、収集した情報を制御室や必要な場所に提供できる設備を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
	①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	第14条①中間貯蔵施設には、次の各号の場合に動作する自動警報装置を設置すること。 2. 排気口・排水口の放射性物質の濃度、放射線管理区域内の空気中の放射性物質の濃度、放射線量率が著しく上昇した時	放射線警報装置の情報無し	—	同等の技術要件
	②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	第11条①重要な安全設備は、火災・爆発及びそれによる影響により、安全機能が損なわれないよう、次の各号の要件に応じて設計すること。以下略 第15条重要な安全装置に使用される材料は、次の各号の基準に適合すること。 1. 耐火構造又は不燃材料を使用する。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
	①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保) (16)	—	—	第18条 中間貯蔵施設には、外部から電源供給が停止したり、設計基準事故が発生する等の非常時にも、運転上の安全に必要な装置の機能を維持できるよう、内燃機関を原動力にする発電設備又はこれと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すること。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	第4条2. 重要な安全装置は、故障発生の可能性を最小限に抑え、定期的な試験・監視・検査・保守ができるように設計すること。 第20条 ①重要な安全装置は、寿命期間中、運転可能性を確保するため、試験・監視・検査及び保守ができるように設計すること。 ②試験・監視・検査及び保守が必要とされる全ての構造物、システム及び機器は、安全な試験・監視・検査及び保守のため、近接性及びスペースを確保すること。	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	同等の技術要件
	③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	第15条 重要な安全装置に使用される材料は、次の各号の基準に適合すること。 6. 経年劣化現象を考慮し、中間貯蔵施設の寿命期間中その機能を維持できるようにする。	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	第7条②臨界監視システムを使用済燃料の取り扱い・輸送及び貯蔵区域等に設置すること。臨界事故が発生した場合、人が即時に認知できるよう、視覚及び聴覚警報装置が一緒に動作すること。	臨界監視装置に関する情報無し	—	日本には臨界監視装置設置の規定なし

表2.1-79(11) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-韓国) (4/5)

国	日本			韓国			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式) 又はコンクリートキャニスタ				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベリ1と同じ事象を考慮) (1)	—	—	第1項に基づく設計では、次の各号の事項を考慮すること。 1. 中間貯蔵施設の敷地及び周辺地域における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及び周辺地域で予想可能な外部人為事故 3. 現地調査等を通じて収集された資料	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	第12条② 中間貯蔵施設の閉じ込めシステムは、放射性物質が非計画的又は制御しない状態で外部に流出しないよう、次の各号の基準に適した状態で設計すること。 3. 全ての閉じ込めシステムには、使用済燃料が安全な貯蔵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13条 3. 通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に放射線レベルの監視及び放射性物質の放出を監視し、収集した情報を制御室や必要な場所に提供できる設備を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	第11条①重要な安全設備は、火災・爆発及びそれによる影響により、安全機能が損なわれないよう、次の各号の要件に応じて設計すること。 以下略	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	第18条 中間貯蔵施設には、外部から電源供給が停止したり、設計基準事故が発生する等の非常時にも、運転上の安全に必要な装置の機能を維持できるように、内燃機関を原動力にする発電設備又はこれと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すること。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	第13条 3. 通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に放射線レベルの監視及び放射性物質の放出を監視し、収集した情報を制御室や必要な場所に提供できる設備を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	第14条①中間貯蔵施設には、次の各号の場合に動作する自動警報装置を設置すること。 1. 機器の機能喪失や誤った操作等により、中間貯蔵施設の運用に著しい支障をもたらす恐れが発生した時 2. 排気口・排水口の放射性物質の濃度、放射線管理区域内の空気中の放射性物質の濃度、放射線量率が著しく上昇した時	情報無し	—	韓国の規則では事故時の通信連絡や従事者の避難等の規定なし
		—	—	—	第13条5. 人や設備が放射性物質で汚染された場合に汚染を除去するための適切な除染設備を備えること。	除染設備に関する情報無し	—	日本には除染設備の規定なし
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	第4条4. 中間貯蔵施設は、通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故条件で次の各目が第5条第2項に規定された基準値以下に維持されるように設計すること。 ア. 周辺環境に放出される放射性物質の量 イ. 放射線作業従事者及び一般人の被ばく放射線量 第5条②中間貯蔵施設は、通常運用状態、想定異常状態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すること。 以下略 第10条①重要な安全装置は次の各号の影響によって、その安全機能が破損しないように設計すること。 1. 津波、竜巻、台風、洪水、大雪、大雨や地震等を含む予想可能な自然現象及びそれに起因する影響 以下略	鉄筋コンクリート製貯蔵モジュール又はサイロが外部事象等に対する障壁の一部を成すと考えられる。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	第13条 3. 通常運用状態、想定異常状態及び設計基準事故時に放射線レベルの監視及び放射性物質の放出を監視し、収集した情報を制御室や必要な場所に提供できる設備を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件

表2.1-79(11) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-韓国)(5/5)

国		日本			韓国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-400 (コンクリートモジュール方式) 又はコンクリートキャニスタ			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		—	—	—	第13条5. 人や設備が放射性物質で汚染された場合に汚染を除去するための適切な除染設備を備えること。	除染設備に関する情報無し	—	日本には除染設備の規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。 (20) ②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。(19条三)	—	—	第14条①中間貯蔵施設には、次の各号の場合に動作する自動警報装置を設置すること。 1. 機器の機能喪失や誤った操作等により、中間貯蔵施設の運用に著しい支障をもたらす恐れが発生した時 2. 排気口・排水口の放射性物質の濃度、放射線管理区域内の空気中の放射性物質の濃度、放射線量率が著しく上昇した時	情報無し	—	韓国の規則では事故時の通信連絡や従事者の避難等の規定なし
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(12) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-リトアニア)(1/4)

国		日本			リトアニア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
技術要件		①金属キャスク技術要件()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			①安全要件”使用済燃料乾式貯蔵施設に対する一般要件” BSR-3.1.1-2010[LTU6]			
深層防護の規定		特に明記されていない。			深層防護原理を適用して ・複数障壁による放射線放出防止 ・火災防止 を行うことを規定している。			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	39. 2施設の立地とその計画、さらに施設の安全性に影響する可能性がある立地場所の特性を評価すること。	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	—	51. 貯蔵施設はキャスク貯蔵のみとする。	—	—	リトアニアではキャスク貯蔵以外認めていない。
	—	①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気保持密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	—	59. 貯蔵施設は貯蔵中に使用済燃料を収納したキャスクの気密性を確認できること。	二重蓋(一次蓋は二重リング、二次蓋は溶接(衝撃保護蓋)	貯蔵中のキャスク漏洩検査(1回/年)	同等の技術要件
	—	①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	91. 使用済燃料をガス媒体中に保管する場合、この媒体のパラメータを設計で規定した範囲に維持すること。ガス媒体のパラメータを測定でき、適切と考えられる場合は修復できるよう設計すること。	キャスク内部雰囲気仕様は不明(おそらくHe)	—	リトアニアでは金属キャスク内部への不活性ガス充填は規定していないが、貯蔵中のガス成分の維持を求めている。
	—	①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	93. 職員、公衆、環境を放射性物質と放射線から保護する装置と手段を備えること。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム(RCS)を含めること。以下略	—	—	同等の技術要件
	—	①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	4. 臨界安全基準 83. 未臨界性はデータと計算方法の不確定性を考慮して評価すること。以下略	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	—	84. 9使用済燃料に対して、最大反応度を与える燃料燃焼度と濃縮度を仮定すること。ただし、VATESIが承認した方法で核分裂性物質の減損を評価する場合は除く。このような方法は実験データに基づいて妥当性が確認され、貯蔵する使用済燃料の燃焼度を公式な技術的方法で測定する必要がある。	—	—	リトアニアの規則では臨界評価における燃焼度クレジットの採用を認めている。
	—	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	87. 貯蔵施設は、使用済燃料を冷却して最も厳しい雰囲気条件下で使用済燃料、燃料収納容器そしてその他安全上重要な機器の温度が事故時においても許容温度を超えないよう設計すること。	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(12) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-リトアニア)(2/4)

国	日本			リトアニア			比較評価	
	貯蔵方式	金属キャスク	金属キャスク (CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)	技術要件	施設設計	施設運用		
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	39.1可能な限り受動的手段によって安全性を確保すること。	自然空冷	—	リトアニアでは除熱に限定せず受動手段での安全確保を規定している。
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	79. 使用済燃料の配置変更、吊り上げ、解体等に用いる取扱い装置、使用済燃料キャスク及びそれらの構成機器は放射線照射に対する耐性と保守性を持ち、その運用中の事故確率と事故の影響が最小になるよう設計すること。以下略	キャスク取扱設備の情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	76. 貯蔵施設の設計において、法令及び標準、規格に適合する材料と溶接方法を選定すること。	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	63. 貯蔵施設には漏洩燃料や破損燃料及びそれらを貯蔵するキャスクを取扱う装置を備えること。もし、漏洩燃料や破損燃料の貯蔵する機能を持たないのであれば、このような燃料を施設内に置いてはならない。キャスクに装荷する前に使用済燃料の漏洩有無を検査すること。	—	燃料漏洩有無の確認方法は不明	リトアニアでは漏洩燃料や破損燃料も専用の装置があれば貯蔵可能。装荷前に燃料の漏洩有無を確認する規定は日本と同じ。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	—	—	おそらくキャスクは固縛していない。	リトアニアの規則では地震に対する要件は具体化されていない。
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋 (金属Oリング)	—	94. 使用済燃料キャスクは、放射線と放射性物質の放出に対する十分な数の障壁を持つこと。	二重蓋 (一次蓋は二重Oリング、二次蓋は溶接 (衝撃保護蓋))	—	同等の技術要件
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	59. 貯蔵施設は貯蔵中に使用済燃料を収納したキャスクの気密性を確認できること。	—	貯蔵中のキャスク漏洩検査 (1回/年)	リトアニアではキャスクの漏洩の連続監視はしていない模様。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注: 設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	59. 貯蔵施設は貯蔵中に使用済燃料を収納したキャスクの気密性を確認できること。	—	貯蔵中のキャスク漏洩検査 (1回/年)	リトアニアの規則には除熱機能の監視についての規定はない。
		① 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。(10)	—	—	101. 使用済燃料及びキャスクに関わる運用は環境の温度、放射能濃度、放射線量率等を制御下に置いて行うこと。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム (RCS) を含めること。 10. 7. RCSは通常時に常時情報収集できることと、予備とバックアップの情報伝達手段を持つこと。	—	放射線制御システム (RCS) によるモニタリング	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	放射線警報装置の有無は不明	—	リトアニアでは線量率上昇に対する警報の直接規定なし (RCSに含まれる可能性あり)
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	39. 12火災安全解析と深層防護原理の導入にもとづく施設を火災から保護する技術的方法を備えること。 52. 2洪水、火災、爆発の条件でも安全機能を維持できること。また、使用済燃料を収納する、また安全機能を制御する機器やシステムは不燃物、耐熱材を用いること。 53. 爆発性ガス濃度計、洪水と火災検知器、非常警報及び消火設備は洪水や爆発が起こった時にその影響を軽減できるよう設計すること。	防火設備に関する情報無し	—	同等の技術要件

表2.1-79(12) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-リトアニア)(3/4)

国	日本			リトアニア			比較評価	
	貯蔵方式	金属キャスク		金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①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を講ずること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	75. 主電源喪失時の通常の運転操作、全ての計装及び装置稼働、中央緊急警報システムの作動のために信頼できる非常用電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	52. 6安全上重要な機器やシステムは試験、検査が可能であること、及び事故時に近接できること。 71. 貯蔵キャスクを管理するシステムは、キャスクの継続的な監督と定期的検査が行えること。 79. 3装置は容易に保守でき、放射線照射に耐えるよう設計すること。	—	貯蔵中のキャスク漏洩検査(1回/年)	同等の技術要件
		—	—	—	61. 貯蔵施設には、貯蔵中いつでもキャスクの検査やキャスクからの燃料取出し、再装荷、使用済燃料の検査等を行うことができるホットセルを設けること。	ホットセルに関する情報無し	—	リトアニアの規則では貯蔵施設にホットセルを設けることを規定している。
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	78. 貯蔵施設の設計において、安全上重要な材料、システム及び機器は経年劣化とそれらの変化に及ぼす因子(腐食、クリープ、放射線照射による変化、疲労、材料の収縮等)について評価すること。 150. 認可保有者は法令に従い経年劣化管理計画を策定して貯蔵中の全ての期間に対して実行すること。	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	ほぼ同じ規定であるが、リトアニアでは計画の定期的見直しには言及していない。
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	39. 2施設の立地とその計画、さらに施設の安全性に影響する可能性がある立地場所の特性を評価すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	101. 使用済燃料及びキャスクに関わる運用は環境の温度、放射能濃度、放射線量率等を制御下に置いて行うこと。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム(RCS)を含めること。 10. 7. RCSは通常時に常時情報収集できることと、予備とバックアップの情報伝達手段を持つこと。	—	放射線制御システム(RCS)によるモニタリング	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講ずること。(14)	—	—	39. 12火災安全解析と深層防護原理の導入にもとづく施設を火災から保護する技術的方法を備えること。 52. 2洪水、火災、爆発の条件でも安全機能を維持できること。また、使用済燃料を収納する、また安全機能を制御する機器やシステムは不燃物、耐熱材を用いること。 53. 爆発性ガス濃度計、洪水と火災検知器、非常警報及び消火設備は洪水や爆発が起こった時にその影響を軽減できるよう設計すること。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講ずること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	75. 主電源喪失時の通常の運転操作、全ての計装及び装置稼働、中央緊急警報システムの作動のために信頼できる非常用電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	101. 使用済燃料及びキャスクに関わる運用は環境の温度、放射能濃度、放射線量率等を制御下に置いて行うこと。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム(RCS)を含めること。 106. RCSは設計基準事故及び設計基準を超える事故時に迅速にデータを収集できること。	—	放射線制御システム(RCS)によるモニタリング	同等の技術要件

表2.1-79(12) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-リトアニア)(4/4)

国		日本			リトアニア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	16. 2緊急時対応計画の提出 39. 13通常時、想定運転事象時、さらに設計基準事故時と設計基準を超える事故時の条件における多重化された施設内の危険警伝達システムを備えること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	38. 貯蔵施設は、通常時、想定運転事象、設計基準事故時に以下の基本的安全機能を有するよう設計すること。 39. 7潜在的な想定初期発生事象を評価し、それらのリストを示すこと。 89. 冷却システムは設計基準事故条件でも中断することなく冷却できるよう設計すること。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム(RCS)を含めること。以下略	貯蔵建屋及びキャスク二次蓋(保護蓋)が外部事象の障壁を成すと考えられる。	—	リトアニアの規則では事故時の公衆被曝制限は明確には規定していない。
		①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。(10)	—	—	101. 使用済燃料及びキャスクに関わる運用は環境の温度、放射能濃度、放射線量率等を制御下に置いて行うこと。 102. 貯蔵施設の設計には職員、公衆及び環境を放射線から守る放射線制御システム(RCS)を含めること。 106. RCSは設計基準事故及び設計基準を超える事故時に迅速にデータを収集できること。	—	放射線制御システム(RCS)によるモニタリング	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	16. 2緊急時対応計画の提出 39. 13通常時、想定運転事象時、さらに設計基準事故時と設計基準を超える事故時の条件における多重化された施設内の危険警伝達システムを備えること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(13) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ルーマニア)(1/4)

国		日本		ルーマニア			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		MACSTOR-200 (コンクリートモジュール方式)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三一日原子力規制委員会規則第六号)				① 使用済燃料を含む放射性物質の廃棄に関わる安全要件、2017年7月11日規則第148号[ROU4]		
深層防護の規定		特に明記されていない。				以下の深層防護の原理に基づいて設計し運用することを規定している。 ・複数の物理的障壁による放出防止 ・これらの障壁の健全性と有効性を守る技術的及び組織的手段 ・障壁が破れた場合に公衆と環境を保護する手段		
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容				規定内容		
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 a. 臨界防止 b. 除熱 c. 放射線遮蔽と汚染管理 d. 放射性物質の閉じ込め 70. (1)使用済燃料等の貯蔵施設は全ての想定事象を考慮して設計すること。以下略	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 d. 放射性物質の閉じ込め	燃料被覆管 (一次)、バスケット (二次)、密封鋼管 (三次) の三重の閉じ込め障壁	—	ルーマニアの規則では容器内部の不活性ガス雰囲気は規定していない。
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	64. 使用済燃料等の貯蔵施設は特定の寿命を持つよう設計し、さらに以下の条件において c. 収納物を隔離し、収納物とパッケージの健全性を保証すること。	使用済燃料を収納するバスケットの内部雰囲気の情報無し	—	ルーマニアでは使用済燃料の隔離と長期健全性確保を規定しているが、不活性ガス雰囲気は求めていない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 b. 除熱	—	—	ルーマニアでは規則上冷却不全時の対策を規定していないが、安全解析書で考慮すべき想定事象の中で考慮することを求めている。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	62. 使用済燃料等の貯蔵施設は放射線安全を確保できる場所に設置し設計すること。 63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 c. 放射線遮蔽と汚染管理 95. CNCAN (規制機関) が定めた年間線量限度に適合するよう液体及び気体放射性排出物の年間制限値を確立すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 a. 臨界防止 70. (1)使用済燃料等の貯蔵施設は全ての想定事象を考慮して設計すること。以下略	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(13) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ルーマニア)(2/4)

国		日本			ルーマニア			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-200 (コンクリートモジュール方式)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 b. 除熱 64. 使用済燃料等の貯蔵施設は特定の寿命を持つよう設計し、さらに以下の条件において c. 収納物を隔離し、収納物とパッケージの健全性を保証すること。	—	—	同等の技術要件
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	67. 中間貯蔵施設は現実的に可能な範囲で受動的な安全システムを取り入れて設計すること。	MACSTOR-200は自然空冷	—	ルーマニアでは除熱に限定せず受動的な安全システムを用いることを規定している。
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	取扱い設備の情報無し	—	ルーマニアの規則には容器の衝突、落下等の防止に関する直接規定なし
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	ルーマニアの規則には類似規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	ルーマニアの規則では貯蔵する燃料の漏洩有無は直接規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	—	ルーマニアの規則には地震に関する直接規定なし(安全解析書の想定事象の中で考慮される。)
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	63. 使用済燃料等の貯蔵施設は以下の基本的安全機能を満足するよう設計すること。 d. 放射性物質の閉じ込め	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	ルーマニアの規則では容器内部の不活性ガス雰囲気は規定していない。
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	65. 使用済燃料等の貯蔵施設は技術的理由や人的ミスに起因する故障に対する複数レベルの防御を与える以下に示す深層防護の原理に基づいて設計し運用すること。 a. 環境への放射性核種の放出経路を最小にするために連続する複数の物理的障壁を持つシステム 以下略	燃料被覆管(一次)、バスケット(二次)、密封鋼管(三次)の三重の閉じ込め障壁	—	ルーマニアでは二重蓋に言及していないが、密封システムに深層防護原理を求めており実質同等と考えられる。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	54. (2)使用済燃料等は以下を満足するパッケージとすること。 b. 検査、監視及び回収可能	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	ルーマニアの規則では監視対象機能には直接言及していない。
		① 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。(10)	—	—	79. 施設運用開始前に収納物の許容基準を含む制限値と運転条件を確立すること。 80. 79条の制限値と運転条件は以下を考慮すること。 g. 環境の放射線監視	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	ルーマニアの規則では空気中放射能濃度の監視には直接言及していない。
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	放射線警報装置の情報無し	—	ルーマニアの規則には放射線警報の規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。 以下略	—	—	—	防火設備に関わる情報無し	—	ルーマニアの規則には火災防護に関する直接規定なし(安全解析書の想定事象の中で考慮される。)

表2.1-79(13) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ルーマニア)(3/4)

国	日本			ルーマニア			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)	MACSTOR-200 (コンクリートモジュール方式)	技術要件	施設設計	施設運用		
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	ルーマニアの規則には外部電源喪失に関する直接規定なし(安全解析書の想定事象の中で考慮される。)
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	64. 使用済燃料等の貯蔵施設は特定の寿命を持つよう設計し、さらに以下の条件において b. パッケージの保守と修理を可能とすること。 69. 使用済燃料等の貯蔵施設はSSC(システム、構造物及び機器)の保守、試験、調査及び定期的検査が行えるよう安全にアクセスできるよう設計すること。	—	鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定による漏洩検査を行っていると考えられる。	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	82. 安全性に関係するSSCの経年劣化に対する保守、試験及び管理のための計画を制定すること。 110. (1)安全性評価を少なくとも10年間隔で定期的に行うこと。	—	定期的安全レビュー(少なくとも10年ごと)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	ルーマニアの規則では類似の規定なし
		①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。(10)	—	—	79. 施設運用開始前に収納物の許容基準を含む制限値と運転条件を確立すること。 80. 79条の制限値と運転条件は以下を考慮すること。 g. 環境の放射線監視	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	—	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	ルーマニアの規則には火災防護に関する直接規定なし(安全解析書の想定事象の中で考慮される。)
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	ルーマニアの規則には外部電源喪失に関する直接規定なし(安全解析書の想定事象の中で考慮される。)
		①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。(10)	—	—	79. 施設運用開始前に収納物の許容基準を含む制限値と運転条件を確立すること。 80. 79条の制限値と運転条件は以下を考慮すること。 g. 環境の放射線監視 89. (1)施設運営者は放射能放出と施設内及び周辺の放射能の監視計画を策定し実行すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	97. (1)使用済燃料貯蔵施設等の緊急時対応計画を作成すること。以下略	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	70. (1)使用済燃料等の貯蔵施設は全ての想定事象を考慮して設計すること。以下略 106. (1) 施設運営者は以下を含めた貯蔵施設の安全性評価を行うこと。 a. 潜在的被ばく経路の明確化 b. 通常運転時及び事故時の被ばく量の大きさと確率の決定 c. 放射線防護手段の妥当性評価 d. 施設の立地評価 e. 管理システムの評価 f. 非放射線影響の評価 以下略	鉄筋コンクリート製貯蔵モジュールが外部事象に対する障壁の一部を成すと考えられる。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	79. 施設運用開始前に収納物の許容基準を含む制限値と運転条件を確立すること。 80. 79条の制限値と運転条件は以下を考慮すること。 g. 環境の放射線監視 89. (1)施設運営者は放射能放出と施設内及び周辺の放射能の監視計画を策定し実行すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件

表2.1-79(13) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ルーマニア)(4/4)

国		日本			ルーマニア			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			MACSTOR-200 (コンクリートモジュール方式)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	97. (1)使用済燃料貯蔵施設等の緊急時対応計画を作成すること。以下略	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(14) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ロシア)(1/4)

国		日本			ロシア			比較評価		
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(OSTP(輸送・貯蔵兼用キャスク))					
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用			
技術要件		①金属キャスク技術要件(()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 原子力施設における使用燃料と貯蔵及び輸送に係る安全規則(NP-061-05)[RUS3]					
深層防護の規定		特に明記されていない。			特に明記されていない。					
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容					
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			—	—	2.1.9貯蔵及び輸送システムは設計で想定する内部及び外部自然事象、人為事象を考慮して安全機能を確保できること。	—	—	
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気につ密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスク内部はHe雰囲気	—	4.4.1.2乾式貯蔵施設の閉じ込めに対する要件を設計で確立すること。	燃料収納容器(ケース)の内部はHe+N ₂	—	—	ロシアの規則ではキャスク内部を必ずしも不活性雰囲気にする必要はない。	
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	4.4.2.6OSTPの貯蔵期間と内部ガス組成に対する要件及び湿度の許容値について設計で妥当性を示すこと。	燃料収納容器(ケース)の内部はHe+N ₂	—	—	ロシアの規則ではキャスク内部を必ずしも不活性雰囲気にする必要はない。	
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	4.6.8貯蔵及び輸送装置は、残留熱による燃料棒の過熱防止と作業員の過大被ばく防止のための装置を備えること。	—	—	—	ロシアでは公衆の被曝線量制限に関する規定なし	
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3.貯蔵及び輸送時の核的安全性 以下略	—	—	—	同等の技術要件	
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	4.2.2使用済燃料の貯蔵及び輸送システムは、燃料被覆管温度が通常運転時と設計基準事故を含む異常運転時に対する制限温度を超えないための手段又は装置を持つこと。	—	—	—	同等の技術要件	
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	4.4.1.1燃料被覆管温度が設計制限値を超えないようにするための冷却方法(強制循環及び/又は自然対流)を明確にすること。 4.4.1.7OSTP(サイト内輸送パッケージ)を強制冷却する場合は、冗長な除熱システムを設けること。	自然空冷	—	—	ロシアの規則では受動的除熱は必ずしも要求していないが、強制冷却を使用する場合は冗長なシステムが必要。	
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講ずること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	2.3.4輸送時にパッケージが転落等しないよう適切に固縛すること。 2.3.5施設立地場所固有の自然事象や人為事象の際にOSTPから燃料が落下したりOSTP内で燃料同士が干渉しないようにすること。 2.3.6パッケージ移送時の吊り上げ高さは最少にすること。最大許容吊り上げ高さの妥当性を設計で示すこと。 以下略	取扱い設備の情報無し	—	—	同等の技術要件	

表2.1-79(14) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ロシア)(2/4)

国		日本			ロシア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(OSTP(輸送・貯蔵兼用キャスク))			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	—	—	—	ロシアには同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	ロシアでは貯蔵燃料の無漏洩要件は規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	4.6.5貯蔵施設とその装置を設計する場合、以下を考慮すること。 ・・・ ・地震荷重	金属キャスクは供用していない模様。	—	ロシアにはキャスクの固縛規定なし
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属Oリング)	—	OSTPの脱着可能な結合部は少なくとも2つの閉じ込め障壁を設けて、その各々が設計にて規定する閉じ込め性能を持つこと。	同上	—	同等の技術要件
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	4.4.1.4設計はOSTPの保守と監視に関する活動範囲を明らかにすること。これらは閉じ込めシステムとOSTPの表面温度の監視設備を含む。	同上	—	同等の技術要件
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	4.4.1.4設計はOSTPの保守と監視に関する活動範囲を明らかにすること。これらは閉じ込めシステムとOSTPの表面温度の監視設備を含む。 4.4.1.8乾式貯蔵施設には、放射性物質の蓄積、減速材検知及び温度監視のための監視手段と制限値が求められる。 4.4.2.40STPの設計は閉じ込めシステム全体を制御できること。OSTPの閉じ込め性能の検査法と検査頻度を設計で規定し、その妥当性を示すこと。	—	移動式検査装置によるポートの収納管(貯蔵シート)及び燃料収納容器(ケース)の漏洩検査漏洩したケースは燃料を取り出して新しいケースに詰め替える。	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	4.4.1.2乾式貯蔵施設の閉じ込めに対する要件を設計で確立すること。初期発生事象時に密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう気体冷却媒体の監視手段とフィルタを備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	放射能監視については同等の技術要件である。
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	放射線警報装置の情報無し	ロシアでは線量率上昇に対する警報規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	2.2.1貯蔵施設は火災警報、換気、通常時及び緊急時照明を備えること。 2.2.2貯蔵施設は自動消火設備と携帯消火機器を備えること。 2.2.4施設内に収納物以外の可燃物又は劇物あるいは爆発物を置いてはならない。 2.2.5・・・可燃性及び爆発性液体や爆発性ガスを流す配管を設置しないこと。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	2.4.11電源喪失時や電源回復時を含む貯蔵及び輸送用装置の制御できない自発的な作動と燃料落下を避ける手段を持つこと。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	ロシアでは外部電源喪失時の規定として燃料落下等防止のみを規定している。		
①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	2.4.1安全上重要な貯蔵及び輸送のための装置は、試験、保守及び保修が可能であること。	—	移動式検査装置によるポートの収納管(貯蔵シート)及び燃料収納容器(ケース)の漏洩検査漏洩したケースは燃料を取り出して新しいケースに詰め替える。	同等の技術要件		

表2.1-79(14) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ロシア)(3/4)

国		日本			ロシア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク (OSTP (輸送・貯蔵兼用キャスク))			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	4.4.2.90STPの設計では以下を考慮すること。 ・化学的及び物理的相互作用 ・環境温度の周期的変動による材料変化 ・運用条件(照射、残留熱、内圧、湿度、FPの存在及び環境条件)	—	—	ロシアにはキャスクの経年劣化評価の規定はあるが、長期管理計画の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	ロシアには同様の規定なし
		①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。(10)	—	—	4.4.1.2乾式貯蔵施設の閉じ込めに対する要件を設計で確立すること。初期発生事象時に密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう気体冷却媒体の監視手段とフィルタを備えること。 4.4.1.8乾式貯蔵施設には、放射性物質の蓄積、減速材検知及び温度監視のための監視手段と制限値が求められる。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	2.2.1貯蔵施設は火災警報、換気、通常時及び緊急時照明を備えること。 2.2.2貯蔵施設は自動消火設備と携帯消火機器を備えること。 2.2.6貯蔵施設は火災時の換気を自動停止する機構を備えること。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	2.4.11電源喪失時や電源回復時を含む貯蔵及び輸送装置の制御できない自発的な作動と燃料落下を避ける手段を持つこと。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	ロシアでは外部電源喪失時の規定として燃料落下等防止のみを規定している。
		①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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	ロシアでは施設周辺環境の線量率、放射能濃度等の監視規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	2.2.1貯蔵施設は火災警報、換気、通常時及び緊急時照明を備えること。	—	—	ロシアでは事故時の通信連絡、従事者避難等の規定なし
		—	—	—	4.4.1.2・・・初期発生事象時に密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう気体冷却媒体の監視手段とフィルタを備えること。	放射能捕集フィルタの具体的情報無し	—	ロシアでは事故時に放出された放射性物質を捕集するフィルタを備えることを規定している。
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	2.1.9貯蔵及び輸送システムは設計で想定する内部及び外部自然事象、人為事象を考慮して安全機能を確保できること。 2.4.7貯蔵及び輸送装置の設計において、通常操作時、異常操作時及び設計基準事故時の全ての荷重を考慮すること。	—	—	ロシアでは公衆の被曝線量制限に関する規定なし
		①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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	ロシアでは施設周辺環境の線量率、放射能濃度等の監視規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	2.2.1貯蔵施設は火災警報、換気、通常時及び緊急時照明を備えること。	—	—	ロシアでは事故時の通信連絡、従事者避難等の規定なし

表2.1-79(14) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ロシア)(4/4)

国		日本			ロシア			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク (OSTP (輸送・貯蔵兼用キャスク))			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		—	—	—	4.4.1.2・・・初期発生事象時に密封健全性が喪失した場合に放射性物質の放出量を制限値以内に収めるよう気体冷却媒体の監視手段とフィルタを備えること。	放射能捕集フィルタの具体的情報無し	—	ロシアでは事故時に放出された放射性物質を捕集するフィルタを備えることを規定している。
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(15) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロバキア)(1/4)

国		日本		スロバキア			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		ポールト				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 原子力平和利用に関する法律 (2004年9月9日) [SVK12] ② 核物質、放射性廃棄物及び使用済燃料取扱い要件を定める政令 (2012年1月30日) [SVK15]			
深層防護の規定		特に明記されていない。			①にて以下を達成するため深層防護を適用することを求めている。 a) 外部事象及び位置的でない人為事象の影響を最小にする。 b) 異常運用及び外乱を防止する。 c) 異常事象の制御及び故障検知 d) 想定事故の制御 e) 過酷事故の制御 (想定事故の過酷事故への進展防止と過酷事故の影響軽減) f) 緊急時対応体制の確立			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		-	-	-	-	-
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (m) 想定貯蔵期間を通じて使用済燃料を貯蔵条件又は気象条件や他の外部事象による特性変化から生じる劣化から守ること。 (o) 貯蔵時に使用済燃料の特性が変化しない条件を確保すること。	キャニスタは溶接密封 (想定) 内部雰囲気は不明	-	スロバキアの規則では不活性雰囲気に直接言及していないが実質同等と考えられる。
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (m) 想定貯蔵期間を通じて使用済燃料を貯蔵条件又は気象条件や他の外部事象による特性変化から生じる劣化から守ること。 (o) 貯蔵時に使用済燃料の特性が変化しない条件を確保すること。	使用済燃料を収納するキャニスタの内部雰囲気の情報無し	-	スロバキアでは、燃料等を経年劣化から保護することを求めているが貯蔵容器内部を不活性ガスとすることは直接規定していない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	-	-	-	スロバキアには同様の規定なし
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	① § 21(4) 放射性廃棄物は以下のような方法で取り扱うこと。 c) 運転員、公衆及び環境への放射線の影響を最小にする。 ② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (j) 関連規則に従い放射線防護を行うこと。	-	-	同等の技術要件

表2.1-79(15) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロバキア)(2/4)

国		日本			スロバキア			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ボールド			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	① § 21(4) 放射性廃棄物は以下のような方法で取り扱うこと。 a) 未臨界を維持する。 ② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (a) 全ての運用条件において少なくとも5%の未臨界度を確保すること。以下略	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (b) 貯蔵エリアから使用済燃料から発生する残留熱を連続的に除去すること。熱放出は使用済燃料被覆管温度が制限値を超えないように冷却材の自然又は強制流によって行うこと。	—	—	同等の技術要件
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (b) 貯蔵エリアから使用済燃料から発生する残留熱を連続的に除去すること。熱放出は使用済燃料被覆管温度が制限値を超えないように冷却材の自然又は強制流によって行うこと。 (n) 受動的な安全設備を用いて貯蔵時の安全を確保することを優先すること。	自然空冷	—	同等の技術要件
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講ずること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	取扱い設備の情報無し	—	スロバキアではキャニスタの落下、衝突等の防止規定なし
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	スロバキアでは同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	② § 15(4) 使用済燃料管理に関連する以下の記録を維持すること。 (e) 使用済燃料被覆管の無漏洩性	—	—	スロバキアでは日本と同様に運転記録から貯蔵する燃料が漏洩していないことを確認することを求めている。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	—	スロバキアの規則では地震に対する直接規定なし
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (m) 想定貯蔵期間を通じて使用済燃料を貯蔵条件又は気象条件や他の外部事象による特性変化から生じる劣化から守ること。 (o) 貯蔵時に使用済燃料の特性が変化しない条件を確保すること。	キャニスタは溶接密封(想定) 内部雰囲気は不明	—	スロバキアの規則では直接的に貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	—	燃料被覆管(一次)、キャニスタ(二次)、収納管(三次)の多重の閉じ込め障壁	—	スロバキアには閉じ込め障壁を多重化する要件がないが、実質的に多重化を取り入れている。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	② § 16 (6)認可保有者は使用済燃料の貯蔵状態について、特に閉じ込め障壁の漏洩を線量率及び表面汚染を監視することによって定期的に監視し評価すること。	具体的な設備情報無し	—	スロバキアでは除熱機能監視の規定なし

表2.1-79(15) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロバキア)(3/4)

国	日本			スロバキア			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		ボールド				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		① 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。(10)	—	—	② § 16 (6) 認可保有者は使用済燃料の貯蔵状態について、特に閉じ込め障壁の漏洩を線量率及び表面汚染を監視することによって定期的に監視し評価すること。	具体的な設備情報無し	—	同等の技術要件
		① 従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	② § 16 (4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (1) 使用済燃料貯蔵による環境への影響を監視すること。	放射線警報装置の情報無し	—	スロバキアでは線量率異常時の警報規定なし
		② 貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	① § 21 (4) 放射性廃棄物は以下のような方法で取り扱うこと。 d) 毒性、可燃性、爆発性及びその他の危険な特性を考慮して安全を確保する。	防火設備に関する情報無し	—	同等の技術要件
		① 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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保) (16)	—	—	② § 16 (4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (k) 安全システムの作動性を維持するための適切な電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	スロバキアの規則では外部電源喪失に対する明確な規定なし
		① 貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	① § 23 (2) h) 施設の活動 (たとえば選定された装置について運用、保守、試験及び検査) は運用規則に適合し、また認可条件と整合すること。	—	—	同等の技術要件
		③ 貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	① § 23 (2) f) 施設の運用中に少なくとも10年に1回の頻度で定期的に評価、検証を行い、施設の安全性を継続して高めること。 また深層防護の適用を含む事故防止と事故影響軽減手段が所定の位置に設置されていることを検証すること。	—	定期的安全レビュー (少なくとも10年ごと)	同等の技術要件
		—	—	—	② § 16 (4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (g) 使用済燃料貯蔵エリアにおける重量物落下を防止すること。	具体的な設備情報無し	—	スロバキアの規則には使用済燃料貯蔵エリアにおける重量物落下防止規定あり
		—	—	—	① § 23a (8) 施設は事故を防止し、事故の結果を軽減できるよう設計、建設、試運用、運用及び廃止を行うこと。 (10) 深層防護を設計及び全ての設備に適用すること。 (11) 深層防護は以下に対して適用すること。以下略	—	—	日本には同様の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	① 万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮) (1)	—	—	① § 23a (8) 施設は事故を防止し、事故の結果を軽減できるよう設計、建設、試運用、運用及び廃止を行うこと。	—	—	同等の技術要件
		① 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。(10)	—	—	② § 16 (6) 認可保有者は使用済燃料の貯蔵状態について、特に閉じ込め障壁の漏洩を線量率及び表面汚染を監視することによって定期的に監視し評価すること。	具体的な設備情報無し	—	同等の技術要件
		① 貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	① § 21 (4) 放射性廃棄物は以下のような方法で取り扱うこと。 d) 毒性、可燃性、爆発性及びその他の危険な特性を考慮して安全を確保する。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件

表2.1-79(15) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロバキア)(4/4)

国	日本			スロバキア			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		ボールド				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (k) 安全システムの作動性を維持するための適切な電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	スロバキアの規則では外部電源喪失に対する明確な規定なし
		① 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。(10)	—	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (1) 使用済燃料貯蔵による環境への影響を監視すること。	具体的な設備情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	① § 23(2) o) 施設における適切な緊急時対応要領を策定すること。これには、過酷事故や同様の事故を防止、又は影響を軽減するための指示を含む。以下略 ① § 29 (1) 事故時の情報を連絡すること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
		—	—	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (i) 貯蔵エリアにおける放射性ガスの蓄積を防止する効果的な換気を行うこと。	換気システム (具体的な設備情報無し)	—	日本には同様の規定なし
		—	—	—	① § 23a (8) 施設は事故を防止し、事故の結果を軽減できるよう設計、建設、試運用、運用及び廃止を行うこと。 (10) 深層防護を設計及び全ての設備に適用すること。 (11) 深層防護は以下に対して適用すること。 以下略	—	—	日本には同様の規定なし
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	① § 23a (8) 施設は事故を防止し、事故の結果を軽減できるよう設計、建設、試運用、運用及び廃止を行うこと。 (10) 深層防護を設計及び全ての設備に適用すること。 (11) 深層防護は以下に対して適用すること。 以下略	—	—	スロバキアの規則では事故時の従事者及び公衆被曝制限に対する具体的な規定なし
		①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。(10)	—	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (1) 使用済燃料貯蔵による環境への影響を監視すること。	具体的な設備情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	① § 23(2) o) 施設における適切な緊急時対応要領を策定すること。これには、過酷事故や同様の事故を防止、又は影響を軽減するための指示を含む。以下略 ① § 29 (1) 事故時の情報を連絡すること。	—	—	同等の技術要件
		—	—	—	② § 16(4) 使用済燃料貯蔵施設の設計及び建設は以下を実証すること。 (i) 貯蔵エリアにおける放射性ガスの蓄積を防止する効果的な換気を行うこと。	換気システム (具体的な設備情報無し)	—	日本には同様の規定なし
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(16) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロベニア)(1/4)

国		日本		スロベニア			比較評価			
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク (HI-STORM FWシステム)						
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用		
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二七年八月三一日原子力規制委員会規則第六号)				①放射線及び原子力安全規則[SVN10]				
深層防護の規定		特に明記されていない。		施設設計において以下をはじめとした深層防護原理を取り入れることを規定している。 1. 深層防護原理 2. 単一故障原理 3. 独立性原理 4. 多様性原理 5. 冗長性原理 6. フェールセーフ原理 他						
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容						
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 1. 想定初期発生事象を選定する。 2. 安全解析書にて施設の全ての段階(設計、建設、試運転、運転、運転終了当)において安全性を確保できることを示すこと。 9. サイト特性 (1)施設の設計と設置において、立地サイトの特性を考慮すること。 (2)自然事象、サイト特有事象及び人間活動に関する内部事象及び外部事象がSSC(システム、構造物及び機器)に及ぼす影響を考慮すること。		—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	7. 基本的安全設備 (1)施設は通常時、想定事故時及び事故A時において以下の基本的安全機能を確保するよう設計すること。 ・・・ ・放射性物質閉じ込め		キャニスタ(MPC)(溶接二重蓋)	—	同等の技術要件
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	—		キャニスタ内部はHe雰囲気	—	スロベニアではキャニスタ内部を不活性ガス雰囲気にすることを必ずしも求めていない。
		①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。(15)		コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	7. 基本的安全設備 (1)施設は通常時、想定事故時及び事故A時において以下の基本的安全機能を確保するよう設計すること。 ・・・ ・熱放出 10. 通常運用、異常事象及び事故 (1)施設の設計においては通常運用条件、想定異常事象及び事故条件を考慮すること。		コンクリートキャスクの吸排気口が降雪によって7日間閉塞しても安全上問題ない設計としている。	貯蔵時の点検要領は不明	同等の技術要件
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 7. 公衆と施設従事者の被ばく線量と環境への影響が制限値を超えないようにすること。 8. 施設に放射線防護手段を備えること。		—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	7. 基本的安全設備 施設は臨界に対する安全性は設計で確保すること。それが困難な場合は組織的手段を用いることができる。 10. 通常運用、異常事象及び事故 (1)施設の設計においては通常運用条件、想定異常事象及び事故条件を考慮すること。		—	—	同等の技術要件

表2.1-79(16) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロベニア)(2/4)

国	日本			スロベニア			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク (HI-STORM FWシステム)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	7. 基本的安全設備 (1)施設は通常時、想定事故時及び事故A時において以下の基本的安全機能を確保するよう設計すること。 ・・・ ・熱放出	米国10CFR72に従い除熱設計を行っている模様。	—	スロベニアの規則には燃料被覆管の制限温度の規定なし
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	6. 受動及び能動安全設備 (1)施設の設計では受動安全設備を優先し、動的安全設備や制御並びに人的活動への依存を減らすこと。	自然空冷	—	スロベニアの規則には自然冷却の規定はないが、受動的安全設備を推奨している。
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	取扱い設備の情報無し	—	スロベニアの規則にはキャニスタ取扱い装置に関わる規則なし
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 3. 施設に用いた設計標準と材料が安全な運転に対して適切であることを証明すること。	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	スロベニアの規則には漏洩燃料に関する規定なし
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	キャスクは貯蔵中固縛しない。	スロベニアでは地震に対する具体的な設計要件は規則に規定されていない。また地震時にキャスク転倒を防止する規定はない。
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	7. 基本的安全設備 (1)施設は通常時、想定事故時及び事故A時において以下の基本的安全機能を確保するよう設計すること。 ・・・ ・放射性物質閉じ込め 7. 基本的安全設備 (5)安全上重要なSSCは環境条件に耐えるよう設計すること。	キャニスタ材料はステンレス鋼(材料仕様不明)	—	同等の技術要件
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 9. 放射性物質の環境への制御されない放出を防止、軽減するために深層防護の原理に基づいて物理的障壁の列のような幾つかのレベルの防御を備えること。	溶接二重蓋	—	同等の技術要件
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	—	—	貯蔵中の建屋内湿度、温度監視	スロベニアの規則には貯蔵中の温度監視に関わる規則なし
		①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。(10)	—	—	43. 安全解析(内容) (1)安全解析書は以下を含むこと。 23. 環境中への最大予想放射性物質放出量 24. 運用中の気象観測及び空気中放射能モニタリング計画	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 13. 制御及び警報システムは施設の運用ニーズを満足すること。さらに、運転員が事象と事故の状態を理解し対応できるようにすること。	放射線警報装置の情報無し	—	スロベニアでは線量率上昇に対する警報設置の要件は規定されていない。

表2.1-79(16) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロベニア)(3/4)

国		日本			スロベニア			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク (HI-STORM FWシステム)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 火災安全解析と深層防護原理にもとづく火災安全要件を満足すること。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	—	—	スロベニアでは外部電源喪失に対する対策の要件は規定されていない。
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	47. 運用条件と制限条件の内容 (1)施設の運用条件と制限条件は以下を含むこと。 6. SSCが機能するために必要なSSCの試験、校正、検査に対する要件	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	4. 一般的基礎 (1)施設を建設、又は廃止する場合 4. SSCの経年劣化を考慮して施設の供用期間を通じて安全機能が維持できるようにすること。 27. 運転認可申請 8. 経年劣化管理計画	—	経年劣化管理計画	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	9. サイト特性 (1)施設の設計と設置において、立地サイトの特性を考慮すること。 (2)自然事象、サイト特有事象及び人間活動に関する内部事象及び外部事象がSSCに及ぼす影響を考慮すること。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	43. 安全解析(内容) (1)安全解析書は以下を含むこと。 23. 環境中への最大予想放射性物質放出量 24. 運用中の気象観測及び空気中放射能モニタリング計画	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	8. SSC (システム、構造物及び機器) (6)安全上重要なSSCは火災や爆発発生時においてもその機能が発揮できるよう設計すること。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	—	スロベニアでは外部電源喪失に対する対策の要件は規定されていない。
		①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。(10)	—	—	43. 安全解析(内容) (1)安全解析書は以下を含むこと。 23. 環境中への最大予想放射性物質放出量 24. 運用中の気象観測及び空気中放射能モニタリング計画	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	17. 緊急時対応 (1)施設の設計は防護計画と緊急時対応を考慮すること。 (2)前節の緊急時計画は想定事象を超える事象の解析に基づくこと。従事者の安全と物理的防護のため非常照明を持つ避難通路、換気システム、防火システム及びその他安全確保に必要な備えを持つこと。 (3)職員に緊急事態発生と場所を知らせる警報システムを備えること。この情報は指令室及び補助制御室の両方に伝達されること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件

表2.1-79(16) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スロベニア)(4/4)

国		日本			スロベニア			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク (HI-STORM FWシステム)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	7. 基本的安全設備 (1) 施設は通常時、想定事故時及び事故A時において以下の基本的安全機能を確保するよう設計すること。 ・未臨界性 ・熱放出 ・放射性物質閉じ込め 以下略 8. SSC (7)安全上重要なSSCは想定事象時に放射能放出量が制限値を超えないよう設計すること。またそれらは想定初期発生事象とその影響によらず作動すること。	貯蔵建屋及びコンクリートオーバーバックは航空機落下等の外部事象に対する障壁を成すと考えられる	—	同等の技術要件
		①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。 (10)	—	—	43. 安全解析(内容) (1)安全解析書は以下を含むこと。 23. 環境中への最大予想放射性物質放出量 24. 運用中の気象観測及び空气中放射能モニタリング計画	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。 (20) ②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。(19条三)	—	—	17. 緊急時対応 (1)施設の設計は防護計画と緊急時対応を考慮すること。 (2)前節の緊急時計画は想定事象を超える事象の解析に基づくこと。従事者の安全と物理的防護のため非常照明を持つ避難通路、換気システム、防火システム及びその他安全確保に必要な備えを持つこと。 (3)職員に緊急事態発生と場所を知らせる警報システムを備えること。この情報は指令室及び補助制御室の両方に伝達されること。	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(17) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-南アフリカ)(1/3)

国		日本			南アフリカ			比較評価	
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR X/28F型輸送・貯蔵兼用キャスク)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
技術要件		①金属キャスク技術要件()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 原子力施設の安全評価に係る暫定ガイダンス(RG-0019) [ZAF2]				
深層防護の規定		特に明記されていない。			事故防止 以下のとおり施設の安全確保に深層防護原理を適用することを明記している。 a)原子力施設の事故防止と事故影響軽減主な手段は深層防護(DiD)の適用である。この原理は全ての安全に関連する組織的、振舞いの又は設計に関連する活動と全ての運転状態に適用すること。				
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			—	—	—	—	—
		①金属キャスクは内部空間を不活性雰囲気と保つ密封機能を維持できる設計であること。(4)	金属キャスクは二重蓋(金属リング)、内部はHe	—	6.1一般 8)原子力施設は、安定状態に移行して閉じ込め機能を維持するよう設計すること。	金属キャスクは二重蓋、内部はHe雰囲気と思われる。	—	同等の技術要件	
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	—	金属キャスクは二重蓋、内部はHe雰囲気と思われる。	—	南アフリカではキャスク内部の不活性ガス充填の規定なし	
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	8.9.1放射線安全設計 1)施設は通常時及び想定事象と事故を含む非通常時における規制要件に適合するよう従事者を放射線から防護できるよう設計すること。 2)従事者と公衆の線量を合理的に達成可能な範囲で最小化する適切な放射線防護原理に基づく工学的制御を用いること。	—	—	同等の技術要件	
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	8.6臨界安全 1)施設には適切な臨界事故警報システム(CAAS)を備えること。 2)臨界事故に至る適切な事故シーケンスを想定すること。以下略	—	—	日本では臨界事故警報システムの規定なし	
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	—	—	—	南アフリカでは除熱機能に関する明確な規定なし	
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	8.10.1廃棄物処分前管理 2)c)受動的安全性 可能な範囲で受動的な安全設備が備えられていることを証明すること。	金属キャスクは自然空冷	—	南アフリカでは除熱機能に限定せず一般的に受動的な安全性を求めている。	

表2.1-79(17) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-南アフリカ)(2/3)

国	日本			南アフリカ			比較評価	
	貯蔵方式	金属キャスク	金属キャスク (CASTOR X/28F型輸送・貯蔵兼用キャスク)	技術要件	施設設計	施設運用		
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	—	取扱い設備の情報無し	—	南アフリカではキャスク取扱い設備の落下、衝突防止は明確に規定していない。
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	7. 安全性の証明 1) 基本的安全基準への適合性を証明する場合、施設が適切な標準と規則に従って設計、建設及び運転でき安全であることを示すこと。	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	南アフリカでは貯蔵燃料の無漏洩要件は規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	—	—	金属キャスクは横置き固縛あり	南アフリカでは地震に対する設計要件を具体的に規定に規定していない。
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属リング)	—	6.1一般 2) 放射性物質の環境への制御できない放出を防止するための多重かつ独立した物理的障壁を用いること。	二重蓋(金属リング)	貯蔵中の蓋間圧力測定	同等の技術要件
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	—	同上	同上 蓋密封機能に異常があれば自動警報	南アフリカでは貯蔵中のキャスクの密封監視は規定していない
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注: 設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	—	貯蔵建屋内換気システム	貯蔵建屋内雰囲気温度監視 ※建屋内温度が38℃に達すると自動で通風口が開く。(手動操作も可能)	同等の技術要件
		①施設内の放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	放射線防護計画 e) 放射線監視 空气中放射性物質濃度の分析頻度及び方法 連続モニタの設置場所(必要な場合)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	8.9.1放射線安全設計 3) d) 換気システム及びグローブボックス設計 監視及び警報機能を備えること。	放射線警報装置の情報無し	—	同等の技術要件
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	8.7火災防護 1) 施設は深層防護原理に基づいて火災及び爆発を防止できるよう設計すること。 2) 施設は受動的な防火障壁を持つこと。 3) 火災検知及び警報システムを持つこと。 4) 防火システムの検査、保守及び試験を行うこと。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	換気システムは電源喪失時又は建屋内温度が38℃になると自動で通風口を開く。(手動操作も可能)	南アフリカでは外部電源喪失に対する規定なし
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	—	—	—	南アフリカでは防火システムについて検査、試験、保守性を規定している。

表2.1-79(17) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-南アフリカ)(3/3)

国		日本			南アフリカ			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR X/28F型輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	—	—	—	南アフリカでは経年劣化管理計画を策定することは規定していない。
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	同様の規定なし
		①周辺環境における線量率、放射性物質濃度を適切に監視するための対策を講じること。(10)	—	—	放射線防護計画 e)放射線監視 空气中放射性物質濃度の分析頻度及び方法 連続モニタの設置場所(必要な場合)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	8.7火災防護 1)施設は深層防護原理に基づいて火災及び爆発を防止できるよう設計すること。 2)施設は受動的な防火障壁を持つこと。 3)火災検知及び警報システムを持つこと。 4)防火システムの検査、保守及び試験を行うこと。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関する情報無し	—	南アフリカでは外部電源喪失に対する規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	8.6臨界安全 1)施設には適切な臨界事故警報システム(CAAS)を備えること。	臨界事故警報システム(CAAS) その他設備等の情報無し	—	南アフリカでは臨界事故警報システムの設置を規定している。
		—	—	—	6.1一般 3)e)想定初期発生事象に対して迅速かつ信頼できる対応が必要な場合は、安全システムが自動的に作動する設計を行いプラントがより過酷な条件に進展することを防ぐこと。	自動安全システム(具体的な情報無し)	—	南アフリカでは想定事象時に事故進展を防止する自動安全システムを備えることを規定している。
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1)落下・衝突・転倒 (2)火災・爆発 (3)経年変化等に伴う密封機能劣化 (4)自然災害	—	—	6.1一般 1) b)全ての設計基準事故時において、施設外の被ばくをもたさず、かつ従事者の被ばく線量を合理的に実現可能な範囲で抑えること。 d)早期又は多量の放射能放出をもたらする事故を実際上排除し、施設設計で考慮すること。そして e)施設外に放射能が放出される場合でも必要な緊急対応が限定されたものとする。	貯蔵建屋が外部事象及び放射性物質放出に対する障壁の一部を成すと考えられる。	鉄筋コンクリート製貯蔵モジュール又はサイロが外部事象に対する障壁の一部を成すと考えられる。	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	放射線防護計画 e)放射線監視 空气中放射性物質濃度の分析頻度及び方法 連続モニタの設置場所(必要な場合)	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	付録Ⅲ 原子炉以外の原子力施設の安全解析書の内容 ・火災、その他の内部事象に対する防護策と緊急対応手段 ・外部事象に対する防護策と緊急対応手段	—	—	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(18) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スペイン)(1/4)

国		日本			スペイン			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			輸送貯蔵兼用キャスク、コンクリートキャスク、ボールド				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			① 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の安全基準に係る原子力安全委員会指示 (2010年10月13日 IS-29号) [ESP4]				
深層防護の規定		特に明記されていない。			深層防護の要件とその適用について以下のとおり規定している。 ・深層防護 寿命を通じた施設の安全性は、事故防止又は事故影響軽減のため多重の防護レベルを用意することで確保すること。 以下略				
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等			—	—	3.4設計の基礎 3.4.6安全上重要なSSC (システム、構造物及び機器) は立地場所の特性と環境に適合できるように設計すること。・・・	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	3.2安全機能 b. 閉じ込め 深層防護の概念と多重障壁による防御を用いて、放射性物質を閉じ込めること。 3.3.3制御できない放射性物質の放出を防止する適切な手段を講じること。燃料被覆管、燃料貯蔵バスケット、燃料収納容器、そしてパッケージは経年劣化から保護し、貯蔵中の経年劣化が安全性に影響しないようにすること。	コンクリートキャスク (キャニスタ)、金属キャスク、ボールド (収納管) いずれも密封機能を持つ。(内部はHe又は/及びN ₂)	—	スペインではキャニスタに関わらず深層防護原理に基づいて一般の原理として閉じ込めの多重化を規定している。	
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	3.3一般的な要件 3.3.3制御できない放射性物質の放出を防止する適切な手段を講じること。燃料被覆管、燃料貯蔵バスケット、燃料収納容器、そしてパッケージは経年劣化から保護し、貯蔵中の経年劣化が安全性に影響しないようにすること。	金属キャスク: He キャニスタ: He ボールド収納管: N ₂	—	スペインでは、燃料等を経年劣化から保護することを求めているが貯蔵容器内部を不活性ガスとすることは直接規定していない。	
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	4. 基礎的な性能基準と要件 使用済燃料の受入から回収を含む全ての活動並びに運用は、少なくとも以下を含む制限と条件に従って行うこと。 c. 施設の寿命及び閉じ込め障壁 (燃料被覆管、貯蔵バスケット、貯蔵容器) の劣化防止の観点からの施設内の環境条件 (温度、湿度、汚染)、安全上重要なシステムの使用上の制限、コンクリート構造物、容器等の最大許容温度 d. 使用済燃料容器や貯蔵施設全体への影響の観点からの使用済燃料からの発熱に対する制限	—	—	同等の技術要件	
		①貯蔵施設は直接線及びブスカイシャイン線による一般公衆の線量が十分低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3.6放射線防護 3.6.1施設設計は通常条件における運用において従事者と公衆の被ばく線量が法令で定められた線源を超えないよう設計すること。 以下略	—	—	同等の技術要件	

表2.1-79(18) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スペイン) (2/4)

国	日本			スペイン			比較評価
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		輸送貯蔵兼用キャスク、コンクリートキャスク、ボルト			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3.2安全機能 3.2.1使用済燃料(高レベル放射性廃棄物含む、以下同じ)貯蔵施設は以下の安全機能を満足できる備え(物理的、運用上、管理上の)を持つこと。 a.未臨界性制御 以下略	—	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	3.2安全機能 3.2.1使用済燃料(高レベル放射性廃棄物含む、以下同じ)貯蔵施設は以下の安全機能を満足できる備え(物理的、運用上、管理上の)を持つこと。 c.残留熱除去 受動的な安全基準に従い残留熱を除去できること。	—	—	同等の技術要件
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いずに使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	3.3.4受動的な安全 施設の安全性は安全機能を受動的に発揮する受動システムにもとづく固有安全設計による確保すること。 3.2.1使用済燃料(高レベル放射性廃棄物含む、以下同じ)貯蔵施設は以下の安全機能を満足できる備え(物理的、運用上、管理上の)を持つこと。 c.残留熱除去 受動的な安全基準に従い残留熱を除去できること。	いずれも自然空冷	—	同等の技術要件
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	3.5.5使用済燃料の取扱に必要なSSCは以下を満足するよう設計すること。 b.燃料要素又は収納する容器の損傷を防止する。(衝突防止、移動速度制限等)	取扱い設備の情報無し	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	3.4.8安全上重要なSSCの設計は類似の運用条件下で実証及び検証された技術と施設の設計寿命を考慮した規格、標準及び材料によること。	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	スペインでは無漏洩燃料を貯蔵要件と規定していない。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	金属キャスク、コンクリートキャスク、ボルトいずれも固縛しない。	スペインの規則では地震に対する直接規定なし
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	3.2安全機能 b.閉じ込め 深層防護の概念と多重障壁による防御を用いて、放射性物質を閉じ込めること。 3.3.3制御できない放射性物質の放出を防止する適切な手段を講じること。燃料被覆管、燃料貯蔵バスケット、燃料収納容器、そしてパッケージは経年劣化から保護し、貯蔵中の経年劣化が安全性に影響しないようにすること。	・金属キャスク：鋼(二重蓋(0リング)、内部He) ・キャニスタ：ステンレス鋼(二重蓋溶接、内部He) ・ボルト：収納管(炭素鋼、内部N2)	・金属キャスク：蓋間圧力監視 ・キャニスタ(コンクリートキャスク)：貯蔵中検査不明 ・ボルト：収納管内ガス採取分析(He検知※)、代表燃料棒のホットセル調査 ※燃料漏洩検知	中国の規則では貯蔵容器内に不活性ガスを充填することは規定していない。
	①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。(4)	溶接二重蓋	—	3.3一般的要件 3.3.2多重の障壁による防護 燃料取扱いを含む全ての運用条件において、放射性物質を閉じ込めるために少なくとも2つの閉じ込め障壁を持ち、いかなる事故時においても少なくとも1つの障壁の健全性を維持すること。 以下略	同上	—	スペインではキャニスタに関わらず深層防護原理に基づいて一般の原理として閉じ込めの多重化を規定している。

表2.1-79(18) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スペイン) (3/4)

国		日本			スペイン			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			輸送貯蔵兼用キャスク、コンクリートキャスク、ボルト			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	3.4.9施設は安全研究で規定する制限値を監視する適切な手段を備えて安全機能を発揮できることを保証すること。 3.5.2施設は、必要な時に、ガス取扱い及び換気システムを備えて通常時と事故時の空気汚染を閉じ込めることができること。環境閉じ込めシステムは、監視機能を持つこと。	—	・金属キャスク：蓋間圧力監視 ・キャニスタ（コンクリートキャスク）：貯蔵中検査不明 ・ボルト：収納管内ガス採取分析(He検知※)、代表燃料棒のホットセル調査 ※燃料漏洩検知	同等の技術要件
		① 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。(10)	—	—	3.4.9施設は安全研究で規定する制限値を監視する適切な手段を備えて安全機能を発揮できることを保証すること。 4.基礎的な性能基準と要件 4.9運用要領は以下を含めること。 d.放射線監視	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	放射線警報装置の有無は不明	—	スペインでは線量率異常時の警報規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	3.5.3施設は火災の防止、検知、警報、火災消火と閉じ込めの各防護レベルの火災対応手段を備えること。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	3.5.5使用済燃料の取扱いに必要なSSCは以下を満足するよう設計すること。 e.故障又は電源喪失時の放射能放出、あるいは落下防止 f.故障又は電源喪失時に装置を手動操作で安全位置に移動できる。	—	—	スペインでは使用済燃料取扱い装置についての電源喪失時の規定がある。
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	3.4.11SSCの経年劣化と使用済燃料の物理的、化学的特性を考慮し、必要な時に保守、試験及び検査が行えるようにすること。 3.4.14施設の全体設計は施設の特徴的な運用、装置の移動、修理、機器の試験又は試運転に必要なスペースを確保すること。 3.5.6施設は保守、定期試験及び検査のための装置を備えること。	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	3.4.1施設設計は以下の側面を考慮すること。 a.施設の想定寿命 安全上重要な構造物、システム及び機器(SSC)の腐食、エロージョン、経年劣化を防止、制御するために予想寿命を設定すること。 4.基礎的な性能基準と要件 4.4申請者は安全上重要なSSCの寿命管理のための計画を策定・実行して予防保全措置と定期的試験及び検査を行い施設の安全性を維持すること。 4.7申請者は現状の規制に従って適切な間隔で安全レビュー(定期的安全レビュー;PSR)を行うこと。以下略	—	・燃料棒健全性確認 代表サンプルのホットセル調査 ・鉄筋コンクリート経年劣化調査 試験片の長期モニタリング ・定期的安全レビュー(10年ごと)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	5.施設安全性の評価 5.1申請書には以下を含む施設の安全研究(Safety Study)を記載すること。 b.立地特性と立地に関連した安全面の評価	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(18) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スペイン) (4/4)

国		日本			スペイン			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			輸送貯蔵兼用キャスク、コンクリートキャスク、ボルト				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①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。(10)	—	—	3.5.2施設は、必要な時に、ガス取扱い及び換気システムを備えて通常時と事故時の空気汚染を閉じ込めることができること。環境閉じ込めシステムは、監視機能を持つこと。 5.施設安全性の評価 5.1申請書には以下を含む施設の安全研究 (Safety Study) を記載すること。 r. 施設的环境条件監視計画の定義	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件	
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	3.5.3施設は火災の防止、検知、警報、火災消火と閉じ込めの各防護レベルの火災対応手段を備えること。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件	
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保) (15)	—	—	—	—	—	—	スペインには密封監視や放射線監視設備等への外部電源喪失時の規定なし
		①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。(10)	—	—	5.1申請書には以下を含む施設の安全研究 (Safety Study) を記載すること。 r. 施設的环境条件監視計画の定義	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	4.2申請者は現状の法令に従い、サイトでの緊急あるいは自己防衛計画を策定すること。以下略	—	緊急時対応計画	同等の技術要件	
		—	—	—	3.4.12施設は建屋の大規模な崩落と、建屋の破損による重量物の使用済燃料や安全上重要なSSC上への落下を防止するよう設計すること。	—	—	日本には同様の規定なし	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	3.6放射線防護 3.6.6管理エリアの最も近い境界上又はその外側の個人の設計基準事故時の被ばく線量は以下の値を超えないこと。 a. 実効線量 50mSv b. 皮膚の実効線量 500mSv c. 眼の水晶体の実効線量 150mSv	—	—	同等の技術要件	
		①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。(10)	—	—	5.1申請書には以下を含む施設の安全研究 (Safety Study) を記載すること。 r. 施設的环境条件監視計画の定義	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	4.2申請者は現状の法令に従い、サイトでの緊急あるいは自己防衛計画を策定すること。以下略	—	緊急時対応計画	同等の技術要件	
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。	

表2.1-79(19) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スイス)(1/4)

国		日本		スイス			比較評価	
貯蔵方式		金属キャスク		金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)				
		施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
技術要件		①金属キャスク技術要件(()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				① 放射性廃棄物及び使用済燃料貯蔵施設の設計と運用指針ENSI G04/d [CHE4-1, 4-2] ② 中間貯蔵用輸送貯蔵兼用容器の設計、製造及び運用に関する指針G05 [CHE7]		
深層防護の規定		特に明記されていない。		特に明記されていない。				
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		-	-	-	-	-
		①金属キャスクは内部空間を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。(4)	金属キャスクは二重蓋(金属Oリング)、内部はHe	-	②4.3容器の密封性保証 ・密封性が想定貯蔵期間の通常運転状態を通じて維持されるよう製造すること。 ・蓋シールの漏洩率は 10^{-8} Pam ³ /sを超えないこと。	金属キャスクは二重蓋(金属Oリング)、内部はHe	-	同等の技術要件
		①金属キャスクはバスケット、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。(12)	金属キャスク内部はHe雰囲気	キャスク真空乾燥時の管理(ガス成分、湿度等)	-	金属キャスク内部はHe雰囲気と思われる。	-	スイスでは金属キャスク内部への不活性ガス充填は規定していない。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	②4.9線量率の制限 T/L容器の通常条件の線量率は以下を超えないこと。 ・表面から2m 0.1mSv/h(局所) ・表面 10mSv/h(局所) ・表面 0.5mSv/h(平均)	-	-	スイスではキャスクの線量のみ規定している。
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	①5. 臨界 通常運転時及び事故時において廃棄物を含む核分裂性物質を保管する貯蔵建屋は未臨界性を保証できること。 ②4.4未臨界性の保証 T/L容器を水没状態でどのように配列しても未臨界性を保証できること。	-	-	同等の技術要件
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	-	①6.1貯蔵建屋の要件 6.1.1構造要件 使用済燃料又は高レベル廃棄物を装荷したT/L容器がENSI-G05 4.11に規定する制限温度以下の温度で貯蔵できること。 ②4.10収納物の温度制限 ・容器の全ての構成機器はその材料の規定温度範囲にあること。 ・使用済燃料の制限温度は燃料被覆管の健全性から決定すること。 ②4.11容器表面と建屋の温度制限 容器の表面温度と建屋が容器の支持構造部と繋がる部分の温度は制限温度を超えないこと。以下略	-	-	同等の技術要件
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	-	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.3換気システム ・・・使用済燃料及び/又は高レベル放射性廃棄物の発熱を受動的に排出するため建屋には給気口と排気口を設けること。	金属キャスクは自然空冷	-	同等の技術要件

表2.1-79(19) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スイス)(2/4)

国		日本			スイス			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①金属キャスクを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	—	—	取扱い設備の情報無し	—	スイスではキャスク取扱い設備の落下、衝突防止は明確に規定していない。
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(21)	—	—	—	—	—	同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	—	スイスでは貯蔵燃料の無漏洩要件は規定していない。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対して金属キャスクが転倒しない設計であること。(17)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛する。(技術要件では必ずしも固縛は要求していない。)	②4.8地震時の要件 地震時に容器が転倒しないこと。また、地震前後の隣接容器間隔の変化が4.10と4.11の要求を満足するものであること。	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	同等の技術要件
		①金属キャスクの蓋部は多重化された適切な密封構造であること。(4)	二重蓋(金属0リング)	—	②4.2蓋システムに対する要件 使用済燃料を装荷するT/L容器は二重蓋を備えること。 製造時にシール面に割れが無いことを確認すること。二重蓋を持つ容器の製造に関してASME Section III、WB6000に従い検査を行うこと。	二重蓋(金属0リング)	—	同等の技術要件
		—	—	—	②4.3容器の密封性保証 密封機能を喪失した場合でも放射性物質が外部に出ないこと。	二重蓋のキャスク(蓋間は正圧でキャスク内部は負圧設計)	—	日本にはスイスのような規定はないが、キャスク設計は同じで蓋シール機能が喪失しても内部の放射性物質は放出されない。
		①蓋部の密封機能が監視できる設計であること。(4)	技術要件に従いキャスク蓋間圧力の監視ができる設計	貯蔵中の蓋間圧力測定	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.2監視システム 使用済燃料を装荷したT/L容器に対してはENSI-G05に従い容器の密封監視システムを設けること。 ②4.3容器の密封性保証 貯蔵期間を通じて密封性を連続的に監視できること。	二重蓋のキャスク	貯蔵中の蓋間圧力測定(連続監視)	スイスでは連続的なキャスクの密封監視を規定している。
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び建屋吸排気温度測定	①7.8検査と保守 T/L容器に対しては密封監視及び温度がENSI-G05の基準を満足していることを確認する。結果は評価し文書化すること。	—	貯蔵中のキャスク表面温度及び貯蔵建屋各部温度測定	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.2監視システム ENSI-G13に従う放射線監視システムを設けること。作業によっては必要に応じ携帯式モニタリング機器を使用すること。 ①7.1原理 通常状態からの逸脱と事故、さらに貯蔵物、施設及び装置の特性変化を早期に検知する手段を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	—	スイスでは線量率上昇に対する警報規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	—	—	—	スイスでは防火に関する規定なし

表2.1-79(19) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スイス)(3/4)

国		日本			スイス			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	—	スイスでは外部電源喪失に対する規定なし
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(20)	キャスク蓋シール異常は施設内で検査が行えるよう施設設計を行う。	キャスク蓋シールに異常があれば3次蓋を装着して施設外に搬出する。	①6.1貯蔵建屋の要件 6.1.2容量と利用概念 貯蔵物の保守点検と修理及び検査のための十分な場所を確保すること。 ②容器の密封性保証 貫通部及び開口部は容易に漏洩検査が行えること。	—	—	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	②4.5材料の経年劣化に対する要件 容器の材料は十分な経年劣化に対する耐性を持つこと。安全解析書で、材料選定の妥当性を説明すること。	—	—	スイスでは経年劣化管理計画を策定することは規定していない。
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベリ1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	①6.1貯蔵建屋の条件 貯蔵建屋の要件 a. 対象物の貯蔵 b. 貯蔵物を気象環境から保護する。 c. 公衆と環境を貯蔵する危険物質の放出から守る。	航空機落下等の過酷な外部事象に耐える貯蔵建屋	—	スイスでは外部事象から保護するために貯蔵建屋を設けることを規定している。
		①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。(10)	—	—	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.2監視システム ENSI-G13に従う放射線監視システムを設けること。作業によっては必要に応じ携帯式モニタリング機器を使用すること。 ①7.1原理 通常状態からの逸脱と事故、さらに貯蔵物、施設及び装置の特性変化を早期に検知する手段を備えること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	②4.7航空機衝突に対する防護 航空機が衝突して火災が発生することを想定し、個人被ばく線量が100mSvを超えないこと。(HKS-G02の基準による) ②4.10収納物の温度制限 崩壊した建屋に容器が埋没する場合と航空機衝突後の火災時については、制限温度に到達する時間を評価すること。	—	—	スイスでは火災爆発の対して航空機落下のみを規定している。
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	—	スイスでは外部電源喪失に対する規定なし
		①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。(10)	—	—	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.2監視システム ENSI-G13に従う放射線監視システムを設けること。作業によっては必要に応じ携帯式モニタリング機器を使用すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	—	—	—	スイスの緊急時の要件不明
		—	—	—	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.3換気システム 建屋内雰囲気汚染レベルを制御する換気システムを備えること。貯蔵物から放出される放射性ガスは換気システムによって除去処理すること。	貯蔵建屋内換気システム(具体的な情報無し)	—	スイスでは貯蔵建屋内で放出された放射性物質を除去する換気システムを備えることを規定している。

表2.1-79(19) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-スイス)(4/4)

国		日本			スイス			比較評価
貯蔵方式		金属キャスク			金属キャスク(CASTOR 他輸送・貯蔵兼用キャスク)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		—	—	—	①6.1貯蔵建屋の設計 6.1.1構造要件 a. 建屋崩壊によりT/L容器が瓦礫に埋没する場合にENSI-G05 4.10に規定する制限温度に達する時間までに容器の冷却を回復できること。 ②4.10収納物の温度制限 崩壊した建屋に容器が埋没する場合と航空機衝突後の火災時については、制限温度に到達する時間を評価すること。	—	—	スイスでは貯蔵建屋が崩落してキャスクが埋没した場合の熱的制限を規定している。
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 評価において以下を適切に考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (4) 自然災害	—	—	①6.1貯蔵建屋の条件 貯蔵建屋の要件 a. 対象物の貯蔵 b. 貯蔵物を気象環境から保護する。 c. 公衆と環境を貯蔵する危険物質の放出から守る。 ②4.7航空機衝突に対する防護 航空機が衝突して火災が発生することを想定し、個人被ばく線量が100mSvを超えないこと。(HKS-G02の基準による)	・貯蔵建屋(外部事象と放射性物質放出に対する障壁) ・貯蔵建屋内換気システム(具体的な情報無し)	—	スイスでは想定事故として航空機落下時の被曝線量制限を規定している。
		①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。(10)	—	—	①6.2貯蔵建屋内の装置に対する要件 6.2.2監視システム ENSI-G13に従う放射線監視システムを設けること。 作業によっては必要に応じ携帯式モニタリング機器を使用すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(19)	—	—	—	—	—	—
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(20) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-台湾)(1/5)

国		日本		台湾			比較評価	
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク (MANGASTORシステム)				
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				①使用済燃料乾式貯蔵施設安全解析報告書審査指針 (會物字第1080005551號 令) 使用済燃料貯蔵規則 [TWN3] ②10CFR72 (当局が審査で参照している。) [USA9]		
深層防護の規定		特に明記されていない。			上記の規制文書では防護について直接言及していないが、深層防護概念に基づくと思われる規定を随所に設けている。			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容				
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	十一 異常状態、事故、自然災害時の安全性評価 (二) 事故や自然災害の安全性評価 にて以下のとおり評価すべき事故と自然事象を規定している。 3. 事故と自然災害には、少なくとも貯蔵容器の落下、地震、火災と爆発、洪水、土石流、落雷、断熱温暖化、遮蔽機能の喪失、台風、竜巻が含まれる。施設周辺の事故、貯蔵建屋の崩壊などの事故に対する良好な回復力を持つことを示すこと。		
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	三. 施設の設計基準 (一) 貯蔵容器設計 通常運用状態、異常運用状態、事故、自然災害下での貯蔵容器の設計基準：施設のサイト条件、構造、及び操作特性を十分に考慮し、構造、熱伝達、遮蔽、未臨界状態を維持できること。そして、閉じ込め機能及び関連規制、工業規格、技術仕様の要件を満たすこと。		
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	十. シールの安全性評価 (九) 閉じ込めシステムは、受動的により使用済燃料を経年劣化から保護できること。受動的保護方法には、乾燥、真空引き、不活性ガスの充填などが含まれるが、これらに限定されない。		
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	三. 施設の設計基準 (六) 放射線安全設計 1. 施設の公衆に対する乾式貯蔵施設の年間実効線量は、「放射性廃棄物の処分と貯蔵及び施設の安全管理に関する規制」に規定されている0.25mSvを超えないこと。 2. 原子力発電所の敷地内に設置する乾式貯蔵施設に対しては、「原子力発電所の環境放射線量の設計仕様書」に規定する施設外の一般職員に対する全施設の年間実効線量は0.5mSvを超えないこと。 以下略		
		①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。 以下略(6)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	六. 重要な安全評価 (三) 重要な計算 1. 通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下における貯蔵容器の実効中性子増倍率 (keff) は95%信頼区間での不確定性を考慮して0.95を超えないこと。 以下略		
						キャニスタは二重溶接蓋、304Lステンレス鋼製	—	同等の技術要件
							—	台湾ではキャニスタ内部を不活性ガス雰囲気にするを必ずしも求めていない。
							—	同等の技術要件
							—	同等の技術要件

表2.1-79(20) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-台湾)(2/5)

国	日本			台湾			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク (MANGASTORシステム)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	八、熱伝達評価 (二) 材料の温度制限と熱伝達特性 1. 燃料被覆管の最高温度は、通常貯蔵時及び短期間の装荷時において400℃を超えないこと。 2. システムに異常又は事故が発生した場合、燃料被覆管の最高温度は570℃を超えないこと。 三、施設設計基準 (一)貯蔵容器設計 4. 燃焼度の高い燃料の貯蔵設計：酸化又は水素化物による燃料被覆管の機械的強度低下を考慮して燃料被覆管健全性への影響を評価し説明すること。	—	—	同等の技術要件 燃料被覆管の制限温度は米国NRCのISG-11, Rev. 3を準用している。	
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	—	自然空冷	—	台湾の規則には自然冷却の規定はないが、米国の10CFRを準用することから、実質的に自然空冷以外は認可されないと考えられる。	
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	三、施設設計基準 (七)運用安全設計 1. 使用済燃料の吊り上げ、積み込み、積み降ろし、受入れ、貯蔵保管、及び再取出しの安全設計は、施設の場所、構造、及び運用特性を十分に考慮すること。また、異常運用状態、事故時及び自然災害において、貯蔵容器の構造健全性、熱伝達、遮蔽、未臨界性及び閉じ込め機能に影響を与えないこと。	取扱い装置の詳細不明	—	同等の技術要件	
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	三、施設設計基準 (一)貯蔵容器設計 2. 関連規制、工業規格、技術仕様の要件を満たすこと。 (三)補助システム及び機器設計 1. 関連規則、工業規格、技術仕様の要件を満たすこと。	—	—	同等の技術要件	
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	五、施設運営計画 (一)操作要領 1(1)貯蔵容器に装荷する使用済燃料の健全性確認のための方法を示すこと。 三、施設設計基準 (一)貯蔵容器設計 3. 損傷した燃料又は適切に吊り上げることができない燃料は、金属製容器(キャニスタ)に収容すること。	—	・原子炉運転記録(一次冷却材中の同位体レベル)による漏洩有無確認 ・装荷前の燃料吸引テスト(Kr検出)による漏洩有無確認	台湾では米国基準を準用して破損燃料はキャニスタに収納して貯蔵する規定である。また漏洩燃料は健全燃料に含まれる。
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	三、施設設計基準 (二)構造安全設計 1. 原子力発電所の敷地内に設置する乾式貯蔵施設の基礎と貯蔵容器の耐震設計は、設計基準地震(DBE)に基づいて設計すること。また貯蔵建屋は内務省の「建物の耐震設計の設計と仕様」に従って建設すること。 3. 貯蔵容器の耐震設計は、通常運用状態、異常運用状態、事故条件及び自然災害下で使用済燃料の構造健全性が維持できること。	—	—	キャスクは貯蔵中固縛しない。	台湾では地震時にキャスク転倒を防止する規定はない。
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	五、施設運営計画 (五)施設のシステム及び機器の保守 密閉システムがステンレス鋼の溶接密閉キャニスタである場合、施設の運営者は、環境中の塩化物がステンレス鋼の応力腐食割れを引き起こす可能性があることを考慮すること。	・キャニスタは肉厚15.5mmの304Lステンレス鋼を使用。(50年間の孔食深さは保守側に0.094mmと評価している。) ・蓋溶接時の温度制御による残留応力低減 ・蓋溶接後のX線検査。	塩化物SCC対策として、温度管理によってキャニスタ表面に付着する塩化物の潮解を抑制する。	同等の技術要件	
	①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。(4)	溶接二重蓋	—	十、シールの安全性評価 (二)貯蔵容器本体、底板、上蓋を含む貯蔵容器の閉じ込めシステムの主要機器の技術仕様と操作はASME BPVC又は他の同じクラスの規格に準拠すること。 (四)閉じ込めシステムの胴本体と上蓋の溶接接合部は、超音波探傷試験(UT)及び液体浸透試験(PT)又は同レベルの原子力産業界の標準及び仕様のその他の試験方法により検査を行うこと。	溶接二重蓋	溶接部検査はUTとPTの両方	同等の技術要件	

表2.1-79(20) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-台湾)(3/5)

国	日本			台湾			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク (MANGASTORシステム)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	三. 施設の設計基準 (一)貯蔵容器設計 2. 通常運用状態、異常運用状態、事故、自然災害下での貯蔵容器の設計基準：施設のサイト条件、構造、及び操作特性を十分に考慮し、構造、熱伝達、遮蔽、未臨界状態を維持できること。	異物による閉塞防止のためエアフィルター設置	—	同等の技術要件
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	三. 施設の設計基準 (七)運用安全設計 乾式貯蔵施設の構成図は、照明、換気及び排気システム、監視システム・・・中略・・・を説明すること。 五. 施設運営計画 (二)貯蔵中検査 施設の放射線量モニタリング、貯蔵容器の温度、シールの監視及び日常点検の計画を説明すること。	—	・排気口の空気温度監視温度モニターを設置し、監視センターに接続。異常時に警報 ・定期的な人による給排気口点検。 ・貯蔵中のキャニスタの腐食、SCC監視 キャニスタと同じ材料の監視用片を給気口付近に設置し、定期的にチェック。	同等の技術要件
		①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。(10)			十二. 放射線防護作業及び環境放射線監視プログラム (四) 乾燥貯蔵施設周辺の環境特性及びバックグラウンド放射線データを詳細に把握し、放射線監視計画に反映すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	同左	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	放射線警報装置の情報無し	—	放射線警報に係る規定なし
		②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	十三. 防火計画 (四)関連する火災防護規則の要件に従って火災防護設計と対策、火災検知と火災防護機能、関連ユニットの火災と救急車のサポート、火災と火災関連機器の保守と管理、及び火災と火災関連の人員訓練計画を立てること。	防火火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	(二)貯蔵中検査 施設の放射線量モニタリング、貯蔵容器の温度、シールの監視及び日常点検の計画を説明すること。	—	・排気口の空気温度監視温度モニターを設置し、監視センターに接続。異常時に警報 ・定期的な人による点検。	同等の技術要件
		③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	—	—	・貯蔵中のキャニスタの腐食、SCC監視 キャニスタと同じ材料の監視用片を給気口付近に設置し、定期的にチェック。	台湾には同様の規定なし
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	10CFR72には同じ表現ではないが、立地要件が細かく規定されている。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	十二. 放射線防護作業及び環境放射線監視プログラム (六)放射線作業管理及び施設外環境放射線モニタリング運用ガイドラインに従い乾式貯蔵施設の環境放射線モニタリング計画を策定すること。さらに施設の周辺地域を効果的に監視できる関連環境放射線モニタリング計画を作ること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	同左	同等の技術要件

表2.1-79(20) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-台湾)(4/5)

国	日本			台湾			比較評価
	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク (MANGASTORシステム)			
貯蔵方式	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	72.122(c)火災及び爆発からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、想定される火災と爆発条件においてもそれらの安全機能が損なわれないよう設計し配置する必要がある。中略 火災と爆発が安全上重要な構造物、システム及び機器に及ぼす影響を最小化するために、爆発及び火災検知、警報と消火システムを設計し設置しなければならない。また火災消火システムの作動あるいは故障から生じる悪影響から保護する装置を備えなければならない。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
	①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	—	台湾には同様の規定なし
	①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。(10)	—	—	十二.放射線防護作業及び環境放射線監視プログラム (六)放射線作業管理及び施設外環放射線モニタリング運用ガイドラインに従い乾式貯蔵施設の環境放射線モニタリング計画を策定すること。さらに施設の周辺地域を効果的に監視できる関連環境放射線モニタリング計画を作成すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	同左	米国の規則では施設周辺環境の空気中放射能濃度を監視する規定はない。
	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	五.施設運営計画 (一)操作要領 1(1)貯蔵容器に装荷する使用済燃料の健全性確認のための方法を示すこと。 三.施設の設計基準 (一)貯蔵容器設計 3.損傷した燃料又は適切に吊り上げることができない燃料は、金属製容器(キャン)に収容すること。	—	・原子炉運転記録(一次冷却材中の同位体レベル)による漏洩有無確認 ・装荷前の燃料吸引テスト(Kr検出)による漏洩有無確認	台湾では米国基準を準用して破損燃料はキャンに収納して貯蔵する規定である。また漏洩燃料は健全燃料に含まれる。
	①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	—	—	—	台湾には同様の規定なし
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外) ①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1)落下・衝突・転倒 (2)火災・爆発 (3)空気流路閉塞等の冷却不全 (4)経年変化に伴う密封機能劣化 (5)自然災害	—	—	十一.異常状態、事故、自然災害時の安全性評価 (二)事故や自然災害の安全性評価 2.事故時の線量限度は、10 CFR 72.106 (b)に従うものとする。施設外の平均的な公衆の実効線量は、50 mSvを超えないこと。 3.事故と自然災害には、少なくとも貯蔵容器の落下、地震、火災と爆発、洪水、土石流、落雷、断熱温暖化、遮蔽機能の喪失、台風、竜巻が含まれる。施設周辺の事故、貯蔵建屋の崩壊などの事故に対する良好な回復力を持つことを示すこと。	鉄筋コンクリート製オーバーバックは外部事象及び放射能放出に対する障壁となる。	・土砂によるキャスク埋設時の復旧 土工用具、清掃車、及びホースを使用して、コンクリートでシールドされたボックスの吸気口と排気口から土と石の詰まりを85時間以内に取り除く。	同等の技術要件
	①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。(10)	—	—	十二.放射線防護作業及び環境放射線監視プログラム (四)乾燥貯蔵施設周辺の環境特性及びバックグラウンド放射線データを詳細に把握し、放射線監視計画に反映すること。 (六)放射線作業管理及び施設外環放射線モニタリング運用ガイドラインに従い乾式貯蔵施設の環境放射線モニタリング計画を策定すること。さらに施設の周辺地域を効果的に監視できる関連環境放射線モニタリング計画を作成すること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	同左	同等の技術要件
	①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	—	—	—	台湾には同様の規定なし

表2.1-79(20) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-台湾)(5/5)

国		日本			台湾			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク (MANGASTORシステム)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル5 施設外に放射能が大 量放出した場合の影 響を軽減する。	有り (施設内 外)	-	-	-	-	-	-	- 使用済燃料等の乾式貯蔵施設において はレベル5は考慮しなくてよいと考えら れる。

表2.1-79(21) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ウクライナ)(1/4)

国		日本		ウクライナ			比較評価				
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		水平型コンクリート貯蔵モジュール及びコンクリートキャスク (いずれも二重壁キャニスタ)							
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用			
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			使用済燃料乾式貯蔵に係る基本要件(29.12.2004 N 198) [UKR22] (()は要件番号)						
深層防護の規定		特に明記されていない。			以下のとおり規定している。(4.1) ・乾式貯蔵の安全性確保は深層防護の原理を通じて達成すること。これは放射能放出に対する複数の物理障壁と事故時のこれら障壁の健全性を保証する技術的、組織的手段にもとづく。 ・乾式貯蔵施設は少なくとも次の4つのレベルの深層防護を備えること。 ・レベル1：通常運転状態からの逸脱防止 ・逸脱の早期検知と修正 ・原因を除去する技術的、組織的な管理 ・レベル2：設計事故への進展防止 ・事故の制御不能な進展防止と影響軽減 ・燃料冷却と閉じ込めによる制御された状態への回復 ・レベル3：設計事故制御 ・レベル4：設計事故時の職員と公衆の防護			ウクライナでは、IAEAの標準 (INSAG-10) に従う深層防護概念を乾式貯蔵の規制要件に取り入れている。			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容							
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	・乾式貯蔵施設を設置する場所の地形、気象、水力、地震及びその他の自然特性を考慮すること。(6.1.9) ・立地の妥当性は、試運転、運転、廃止措置の各段階でその場所の自然現象と人的活動に関係した固有の過程を考慮して核的及び放射線安全性を実証することにより示すこと。(7.1.3) ・外部の自然事象には以下を含めること。(7.1.5) ・地質 (地震、活断層 等) ・水理 (洪水 等) ・気象 (ハリケーン、竜巻 等) ・人為的外部事象には以下を含めること。(7.1.6) ・航空機衝突、施設周辺での爆発、劇薬の放出、火災、煙霧 その他の人的要因、地質 (地震、活断層 等)			—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)		・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	・貯蔵中の材料劣化機構を考慮して設計すること。特に、腐食、クリープ、疲労、収縮、時効でその他に起こり得る機構全て。(6.6.1) ・材料の放射線照射の影響を解析すること。(6.6.2) ・燃料に直接接触する構造物、システム、機器の材料はそれと共存できるものとする。(6.6.3) ・貯蔵環境が使用済燃料と貯蔵システム並びにその要素に及ぼす影響を考慮して設計すること。(6.6.4)			キャニスタは二重壁 (内外ともステンレス鋼)	貯蔵中管理は不明	同等の技術要件
		—		—	—	・使用済燃料集合体の分解、解体を行う場合は、被覆管の健全性を損なわないようにすること。(6.8.2) ・解体した燃料棒や集合体は特別に設計した容器に収納すること。(6.8.3)			—	—	ウクライナでは、燃料集合体を解体して燃料棒単位で貯蔵することも認めている。
		①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。(12)		キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	・貯蔵環境が使用済燃料と貯蔵システム並びにその要素に及ぼす影響を考慮して設計すること。(6.6.4)			キャニスタ内部はHeと思われる。	—	ウクライナではキャニスタ内部に不活性ガス充填する規定はない。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)		技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	貯蔵施設設計は、通常運転時及び事故時の職員と一般公衆の放射線安全確保を考慮して行うこと。(6.4.1)			—	—	同等の技術要件

表2.1-79(21) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ウクライナ)(2/4)

国	日本			ウクライナ			比較評価
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		水平型コンクリート貯蔵モジュール及びコンクリートキャスク (いずれも二重壁キャニスタ)			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・未臨界性維持は主に使用済燃料のある場所の形状によって行うこと。(6.2.1) ・核分裂性物質を含むシステム及び要素に対して、keffは通常時、通常運転からの変動、緊急時、及び事故時において0.95を超えないこと。(6.2.2) 以下略	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	・未臨界性評価は、燃焼度を核的安全パラメータとして使用し、それを技術的手段で監視する場合を除いて、新燃料を装荷するものとして行うこと。(6.2.7)	—	—	ウクライナでは、未臨界評価において燃焼度クレジットを採用することも認めている。
	①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時の防御障壁の温度が設計制限値を超えないよう冷却すること。(6.5.1)	—	—	同等の技術要件
	②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いなくて使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	・乾式貯蔵システム及び要素を設計する場合、受動原理で作動するシステムと要素が望ましい。	キャニスタは自然空冷	—	ウクライナでは受動的冷却は必須ではない。
	①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	・使用済燃料を取扱う装置は燃料に損傷を与えるような荷重を発生させないこと。(6.7.1) ・使用済燃料を吊り上げるクレーン他の機器は、燃料を落下させないこと、及び制御不能な作動をしないようにすること。(6.7.2)	取扱い設備の情報無し	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	・乾式貯蔵施設の設計は関連する法規による原理、基準及び要件に従うこと。(6.1.1)	—	—	同等の技術要件
	—	—	—	・人的ミスの防止及びその影響軽減のための技術的及び組織的手段を備えること。(6.1.10)	—	—	日本には同様の規定なし
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又は SHIPPING 検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	—	—	ウクライナには装荷燃料の健全性確認要件なし
	—	—	—	・安全上重要なシステム又は要素の単一故障から生じる故障の防止又はシステム及び要素の防護のための手段の妥当性を実証すること。(6.1.11)	—	—	日本には同様の規定なし
	①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。 また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	水平モジュール又はコンクリートキャスク	固縛しない	ウクライナには同様の規定なし
	①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	・貯蔵環境が使用済燃料と貯蔵システム並びにその要素に及ぼす影響を考慮して設計すること。(6.6.4)	キャニスタは二重壁(内外ともステンレス鋼)	貯蔵中管理方法の情報無し	同等の技術要件
	①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。(4)	溶接二重蓋	—	・乾式貯蔵施設は少なくとも2つの放射性物質伝播に対する障壁と1つの電離放射線に対する障壁を備えること。(4.1)	キャニスタは二重壁(内外ともステンレス鋼)	—	同等の技術要件
	①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	・通常運転時、通常運転から逸脱時、事故時の防御障壁の温度が設計制限値を超えないよう冷却すること。(6.5.1)	—	冷却異常時に対する対応の情報無し	同等の技術要件

表2.1-79(21) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ウクライナ)(3/4)

国	日本			ウクライナ			比較評価
	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			水平型コンクリート貯蔵モジュール及びコンクリートキャスク (いずれも二重壁キャニスタ)			
貯蔵方式	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	—	—	閉じ込め及び除熱機能に対する監視方法不明	ウクライナには同様の規定なし
	① 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。(10)	—	—	・ 通常運転時、通常運転から逸脱時及び設計事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。(6.9.2)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
	①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	—	ウクライナには同様の規定なし
	②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	・ 火災安全に係る法令、規則及び標準に従う火災防護システムを設計し運用すること。(6.9.3)	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
	①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	・ 使用済燃料の取扱装置、移送装置の電動モーターは、その故障が事故に繋がらないように冗長な動力源を持つこと。 また、動力源を喪失したり、移送や吊り上げ中に停止した場合に備えて手動の作動機構を設けること。(6.7.5)	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	ウクライナでは取扱い設備の電源喪失に対する規定はあるが監視系に係る規定なし
	①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	・ 試運転及び実運転中に乾式貯蔵システムと構成機器を定期的に検査すること。(6.1.13) ・ 貯蔵施設は保守並びに定期的な検査を行うこと。(6.5.2)	—	貯蔵中の検査に関わる情報無し	同等の技術要件
	③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	・ 事業者は貯蔵施設の安全性の定期的再評価を行うこと。頻度はSNRIU(規制当局)が決める。	—	定期的安全レビュー(詳細不明)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	・ 乾式貯蔵施設は深層防護原理を適用し、重大な放射線影響がほとんど起こりえないことを実証すること。(6.1.2)	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	・ 通常運転時、通常運転から逸脱時及び設計事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。(6.9.2)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	・ 火災安全に係る法令、規則及び標準に従う火災防護システムを設計し運用すること。(6.9.3)	火災、爆発発生時対策の情報無し	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	ウクライナでは取扱い設備の電源喪失に対する規定はあるが監視系に係る規定なし
		—	—	—	・ 放射性ガスとエアロゾルの放出を制限できるよう換気及びフィルタ捕集システムを設計すること。(6.9.1)	換気及びフィルタ捕集システム(詳細不明)	日本には同様の規定なし
		① 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。(10)	—	—	・ 通常運転時、通常運転から逸脱時及び設計事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。(6.9.2)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	同等の技術要件

表2.1-79(21) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-ウクライナ)(4/4)

国	貯蔵方式	日本 コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			ウクライナ 水平型コンクリート貯蔵モジュール及びコンクリートキャスク (いずれも二重壁キャニスタ)			比較評価
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	・貯蔵施設は、設計事故が起きた場合にその影響を軽減するために必要な技術施設と組織体制を設けること。(6.1.15) ・施設設計は事故時の職員の迅速な避難を妨げないようにすること。(6.3.7)	—	緊急時対応計画(詳細不明)	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	・乾式貯蔵施設は深層防護原理を適用し、重大な放射線影響がほとんど起こりえないことを実証すること。(6.1.2) ・貯蔵と輸送の安全解析では以下の初期発生事象を考慮すること。(付録) 1) 内部事象 ・燃料集合体上への落下物(燃料集合体、燃料被覆管破損)、揮発性物質放出、火災、施設の浸水、貯蔵容器吸排気口の完全閉塞、落下、転倒 2) 外部事象 ・地域固有の自然事象(洪水、ハリケーン、地震等)、航空機の衝突、近隣での爆発による衝撃波(爆風)、電源供給の完全停止 3) その他 ・移送中の容器落下、臨界、貯蔵容器又は燃料上への機器や構造物落下	貯蔵モジュール(鉄筋コンクリート)は外部事象に対する障壁となる。	—	同等の技術要件
		—	—	—	・放射性ガスとエアロゾルの放出を制限できるよう換気及びフィルタ捕集システムを設計すること。(6.9.1)	換気及びフィルタ捕集システム(詳細不明)	—	日本には同様の規定なし
		①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。(10)	—	—	・通常運転時、通常運転から逸脱時及び設計事故時の放射線管理のための自動化装置と測定機器を備えること。(6.9.2) ・放射性ガスとエアロゾルの放出を制限できるよう換気及びフィルタ捕集システムを設計すること。(6.9.1)	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	・貯蔵施設は、設計事故が起きた場合にその影響を軽減するために必要な技術施設と組織体制を設けること。(6.1.15) ・施設設計は事故時の職員の迅速な避難を妨げないようにすること。(6.3.7) ・事業者は緊急時の職員及び周辺住民の防護計画を作ること。(7.4.10)	—	緊急時対応計画(詳細不明)	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(22) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-英国)(1/4)

国		日本			英国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			HI-STORM貯蔵モジュール (コンクリートキャスク、二重壁キャニスタ)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)			使用済燃料貯蔵の安全審査用ガイド (NS-TAST-CD-081改訂3) [GBR3] (()は要件番号)			
深層防護の規定		特に明記されていない。			深層防護について明記しているのは、火災防護のみ (5.40)			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容			規定内容			
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1)地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2)地盤、地耐力、断層等 3)風向、風速、降雨量等 4)河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1)近接工場等の火災、爆発等 2)航空機事故等による飛来物等 3)農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等	—	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	・受動的安全性が実現できているかを審査する場合は以下を考慮すること。(5.35) ・適切な工学的手法が適用されること。 ・受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持される ・放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が及ぼす影響 ・化学反応及び放射線分解による危険ガスの生成 ・閉じ込めシステムの圧力上昇 ・施設の経年劣化 ・安全解析では貯蔵環境に侵入する外部物質 (例; 含塩分雰囲気からの腐食性物質) のリスクとその軽減を考慮すること。(5.77)	キャニスタは二重壁 (内外ともステンレス鋼)	貯蔵中管理は不明	同等の技術要件
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	—	キャニスタ内部はHe雰囲気	—	英国の技術要件には貯蔵容器内部への不活性ガス充填規定は見あたらない。
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・使用済燃料貯蔵施設は通常運転時、想定運転異常時及び設計基準事故時に基本的安全機能を果たすよう設計すること。(5.33)	—	—	同等の技術要件
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	臨界制御は幾何学的形状の制限による受動的制御を第一の手段とすること。(ONR TAG (NS-TAST-GD-041) ・形状制限のみで未臨界を維持できない場合は、他の工学的安全手段を講ずること。(例; 固定式中性子吸収材) 以下略(5.44)	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	・安全解析書は設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮することを示すこと。(5.47) ・使用済燃料被覆管の健全性が維持されること。(5.35) ・使用済燃料の健全性に影響を及ぼす短期及び長期事象を考慮すること。(5.35) ・放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が使用済燃料と施設の装置類に及ぼす影響(5.35)	—	—	同等の技術要件

表2.1-79(22) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-英国) (2/4)

国		日本			英国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			HI-STORM貯蔵モジュール (コンクリートキャスク、二重壁キャニスタ)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いないで使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	—	—	・受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持されること。(5.35)	キャニスタは自然空冷	—	同等の技術要件
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	・燃料取扱い装置は放射線防護、保守性及び事故発生確率を最小にするよう設計すること。(5.49)	取扱い設備の情報無し	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		—	—	—	・使用済燃料貯蔵施設のSSC(システム、構造物及び機器)と安全設備の経年劣化に対処すること。SSCがその設計と安全要件に適合していることを確認するための保守、試験、検査を策定して実行すること。(5.41)	—	—	日本には同様の規定なし
		—	—	—	・使用済燃料貯蔵施設は施設運用終了後に使用済燃料を指定した時間内に取り出すことができるよう設計すること。(5.50)	—	—	日本の技術要件には、燃料回収性の規定無し
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	・通常の取扱装置で回収できないような損傷燃料は対象外。(2.8)	—	装荷前の燃料健全性確認 Cs-137 (水分析) 及びKr-85 (ガス分析) による燃料漏洩有無	英国で漏洩 (ピンホール) 燃料が貯蔵できるか明確な記載無し。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	—	—	キャスクは貯蔵中固縛しない。	英国では地震に具体的な要件は明確でない。
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	・受動的安全性が実現できているかを審査する場合は以下を考慮すること。(5.35) ・適切な工学的手法が適用されること。 ・受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持される ・放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が及ぼす影響 ・化学反応及び放射線分解による危険ガスの生成 ・閉じ込めシステムの圧力上昇 ・施設の経年劣化 ・安全解析では貯蔵環境に侵入する外部物質 (例; 含塩分雰囲気からの腐食性物質) のリスクとその軽減を考慮すること。(5.77)	キャニスタは二重壁 (内外ともステンレス鋼) ※材料仕様は不明 (計画段階のHPC乾式貯蔵施設向けキャニスタは316Lとの情報がある。	貯蔵中管理は不明	同等の技術要件
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	—	キャニスタは二重壁 (溶接蓋)	—	英国の技術要件には二重蓋に規定は見当たらない。
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	・安全解析書は設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮することを示すこと。(5.47)	—	—	同等の技術要件
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注: 設工規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	安全解析書で安全確保の基礎としている安全設備がその機能を維持していることを確認するための検査計画を用意すること。(5.52) ・貯蔵施設は決められた検査計画のもとで運転し、使用済燃料パッケージは検査ができること。(5.55)	—	・貯蔵中のキャニスタ漏洩監視 キャニスタ底面と蓋上面の温度差の変化から漏洩を検知する。	同等の技術要件

表2.1-79(22) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-英国)(3/4)

国	日本			英国			比較評価	
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		HI-STORM貯蔵モジュール (コンクリートキャスク、二重壁キャニスタ)				
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用		
		① 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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	英国には同様の規定なし
		① 従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		② 貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	・火災安全解析と深層防護(火災の防止、検知、制御及び軽減)に基づいて火災安全を考慮した設計を行うこと。(5.40)	防火設備に関する情報無し	—	同等の技術要件
		① 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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		① 貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	—	・使用済燃料貯蔵施設は貯蔵期間中に使用燃料の健全性を維持していることが検査できるよう設計すること。(5.51) ・貯蔵施設は決められた検査計画のもとで運転し、使用済燃料パッケージは検査ができること。(5.55)	—	貯蔵中検査に関する情報無し	同等の技術要件
		③ 貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	・運営事業者は使用済燃料貯蔵施設、貯蔵パッケージ又は収納されない使用済燃料要素の安全性の定期的レビューを行うこと。定期レビューは通用上10年毎に行う。(5.80)	—	定期的安全レビュー(10年ごと)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	① 万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		① 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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	英国には同様の規定なし
		① 貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	—	・火災安全解析と深層防護(火災の防止、検知、制御及び軽減)に基づいて火災安全を考慮した設計を行うこと。(5.40)	火災、爆発発生時対策の情報無し。	—	同等の技術要件
		① 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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	—	—	—	—	英国には同様の規定なし
		① 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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	英国には同様の規定なし
		① 貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	緊急時のために必要な手段を講じること。(以下) ・施設において発生する全ての緊急事態の制御を回復する(核的災害と非核的災害の組合せ事象を含む) ・こうした緊急事態の影響を防止又は軽減する ・職員と公衆の健康被害を防止するための外部緊急対応機関と連携する。(5.57)	—	緊急時対応計画	同等の技術要件

表2.1-79(22) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-英国) (4/4)

国		日本			英国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			HI-STORM貯蔵モジュール (コンクリートキャスク、二重壁キャニスタ)			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	・設計基準事象を超える事象や貯蔵期間の延長を想定する場合には潜在的なクリフエッジ効果の可能性を考慮すること。(5.36) ・使用済燃料貯蔵施設の設計において適切な初期事象(内部と外部)を考慮すること。(5.45) ・安全解析書は設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮することを示すこと。(5.47)	オーバーバック(鉄筋コンクリート)は外部事象に対する障壁となる。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	—	放射能モニタリング設備はあると考えられるが情報無し。	—	英国には同様の規定なし
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	緊急時のために必要な手段を講じること。(以下) ・施設において発生する全ての緊急事態の制御を回復する(核的災害と非核的災害の組合せ事象を含む) ・こうした緊急事態の影響を防止又は軽減する ・職員と公衆の健康被害を防止するための外部緊急対応機関と連携する (5.57)	—	緊急時対応計画	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表2.1-79(23) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-米国)(1/4)

国		日本		米国			比較評価		
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク、水平型コンクリート貯蔵モジュール、地下埋設方式					
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計		施設運用	
技術要件		①コンクリートキャスク技術要件 (()は要件番号) ②使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ③使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則 (平成二十七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)				①使用済燃料貯蔵規則 10CFR72 [USA9] ()は章番号 ②その他審査補足 NUREG-1536Rev.2、NUREG-1567 他			
深層防護の規定		特に明記されていない。				上記の規制文書では防護について直接言及していないが、NRCは古くから深層防護概念を原子力安全規制の根本思想として捉えており、これらの文書にも随所に反映されている。			
深層防護の階層	放射能放出有無	規定内容		規定内容					
レベル1 異常運転及び故障防止	無し	①立地点周辺に事故の誘因となる事象が起こるとは考えられないこと。(1) 1. 自然環境 1) 地震、津波、地滑り、陥没、台風、高潮、洪水、異常寒波、豪雪等の自然事象 2) 地盤、地耐力、断層等 3) 風向、風速、降雨量等 4) 河川、地下水等の水像及び水理 2. 社会環境 1) 近接工場等の火災、爆発等 2) 航空機事故等による飛来物等 3) 農業、畜産業、漁業等の食物に関する土地利用等		—	—	72. 122. (b) (1) 環境条件と自然現象からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、ISFSI又はMRSの通常運用、補修及び試験に関連してサイト特性と環境条件を包摂し適合するとともに想定事故にも耐えるよう設計すること。 (2) 安全上重要な構造物、システム及び機器は、地震、竜巻、落雷、ハリケーン、洪水、津波PYOBI及び湖面変動のような自然現象に対して、安全機能を損なうことなく耐えるよう設計すること。これらの構造物、システム及び機器は、以下を反映すること。 (i) (A) サイト及びその周辺の最も過酷な自然現象を、データの限界と蓄積された期間を勘案した適度の余裕を持って適切に考慮すること。 (B) 通常時と事故時条件の効果と自然現象の効果とを適切に組み合わせること。 72. 122 (c) 火災及び爆発からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、想定される火災と爆発条件においてもそれらの安全機能が損なわれないよう設計し配置する必要がある。	—	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	・キャニスタは溶接二重蓋、ステンレス鋼製 ・応力腐食割れ対策 (高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	72. 236 (1) 貯蔵キャスクと安全上重要なシステムは通常時、異常時及び想定事故時において放射性物質を閉じ込めることができることを適切な方法で証明すること。	キャニスタは溶接二重蓋 (ステンレス鋼)	貯蔵中検査は、外観、温度	同等の技術要件	
		①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。(12)	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	10CFR72にキャニスタ内部を不活性雰囲気にする規定はないが、NUREG-1536Rev. 1では不活性雰囲気とすることを許容基準としている。	キャニスタ内部はHe雰囲気	キャニスタ真空乾燥時の管理 (ガス成分、湿度等)	同等の技術要件	
		①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低くなり、また従事者の作業条件を考慮した十分な遮蔽機能を有する設計であること。(5)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	72. 128 (2) 通常時及び事故時の放射線防護のための適切な遮へいを有すること。	—	—	同等の技術要件	
		①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。以下略(6)	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	72. 124 (a) 臨界安全設計 使用済燃料の取扱、梱包、移送及び貯蔵システムは、未臨界性を維持し、臨界安全に必要な条件に少なくとも二つの独立した変化が続いて起こらなければ臨界事故は発生しないことを保証するよう設計すること。 以下略	—	—	米国の基準には深層防護概念を取り入れている。	
		①貯蔵施設は密封機能、遮蔽機能、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。(7) ※使用済燃料は被覆管のクリープ破損防止及び機械的特性低下の観点から制限される温度以下を維持すること。	技術要件に基づき、キャスク設計と施設設計を行う。	—	72. 122 (h) (1) 燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護するか、できない場合は燃料をキャンに収納すること。 ※NUREG-1536Rev. 2では、ジルコニウム合金の燃料被覆管に対しては、通常貯蔵時及び短時間の装荷時において最高温度が400℃を超えないことを許容基準としている。	—	—	同等の技術要件であるが、燃料被覆管の制限温度は日本と異なる。	

表2.1-79(23) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-米国) (2/4)

国		日本			米国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク、水平型コンクリート貯蔵モジュール、地下埋設方式			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		②使用済燃料貯蔵施設は動力を用いず使用済燃料等の崩壊熱を適切に除去できるものでなければならない。(6条)	自然空冷	—	72.236(f) 貯蔵キャスクは、強制冷却システム無しで適切に熱除去が行える設計とすること。	自然空冷	—	同等の技術要件
		①キャニスタを取扱う設備は、落下、衝突等を防止する対策を講じること。(13)	吊り上げ装置の二重化、インターロック機構等により落下、衝突防止を行う。	同左	—	—	—	米国には類似規定はない
		①貯蔵施設は日本国内法令を満足するとともに安全上重要な施設の設計、材料選定、製作、工事及び検査は日本工業規格等の適切な規格、基準によること。(22)	—	—	10cfr72には適用すべき規格、基準は規定していない。NUREG-1536Rev. 2に各項目ごとにASME等の参照すべき規格等を規定している。	—	—	同等の技術要件
レベル2 異常運転の制御と故障検知	無し	①貯蔵する使用済燃料は、漏洩していないことが適切な方法で確認されたものであること。(11)	—	原子炉運転データ及び/又はシッピング検査記録から漏洩燃料を特定し、貯蔵対象から外す。	72.122(h)(1) 燃料被覆管が貯蔵中に破断しないよう経年劣化から保護するか、できない場合は燃料をキャンに収納すること。	—	破損燃料は専用キャンに入れて貯蔵する。	米国ではピンホール又はヘアクラックを持つ漏洩燃料は健全燃料と見なす。破損燃料は専用容器(キャン)に収納すれば貯蔵できる。
		①貯蔵施設はその敷地に対する設計地震力に対して基本的安全機能が維持できること。また、想定される地震力に対してコンクリートキャスクが転倒しない設計であること。(18)	技術要件に従い施設/キャスク設計を行う	キャスクは貯蔵中固縛しない。	72.122(b) (2)安全上重要な構造物、システム及び機器は、地震、竜巻、落雷、ハリケーン、洪水、津波及び湖面変動のような自然現象に対して、安全機能を損なうことなく耐えるよう設計すること。	—	固縛しない	米国では地震時にキャスク転倒を防止する規定はない。
		①貯蔵施設を構成するキャニスタは、放射性物質の密封、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。(4)	応力腐食割れ対策(高耐食性材、溶接部残留応力低減)	貯蔵中のキャニスタ表面付着塩分管理、外観検査等	72.236(1) 貯蔵キャスクと安全上重要なシステムは通常時、異常時及び想定事故時において放射性物質を閉じ込めることができることを適切な方法で証明すること。	キャニスタは溶接二重蓋(ステンレス鋼)	貯蔵中検査は、外観、温度等	同等の技術要件
		①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。(4)	溶接二重蓋	—	72.236(e) 貯蔵キャスクは閉じ込めのための冗長なシールを持つよう設計すること。	同上	—	同等の技術要件
		①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。(15)	コンクリートキャスクの吸排気口の異物等による閉塞防止設計	コンクリートキャスク及び貯蔵建屋の吸排気温度測定	72.236(f) 貯蔵キャスクは、強制冷却システム無しで適切に熱除去が行える設計とすること。 72.122(i) 乾式キャスク貯蔵に対しては、通常時及び異常時の安全性確認上重要な条件を監視するためのキャスク設計要求と整合した監視システムを備えること。	—	コンクリートキャスク等の吸排気温度測定等	同等の技術要件
		②貯蔵施設は閉じ込め機能及び除熱機能が確保されていることを監視できる設備を設けること。(17条) 注:設工認規則では、除熱機能監視としてキャスク表面温度と貯蔵建屋の吸排気温度を測定する設備を備えることを要求している。	—	貯蔵中のコンクリートキャスク及び建屋吸排気温度測定	72.122(i) 乾式キャスク貯蔵に対しては、通常時及び異常時の安全性確認上重要な条件を監視するためのキャスク設計要求と整合した監視システムを備えること。 72.128(a)(1) 安全上重要な機器の試験及び監視ができること	—	コンクリートキャスク等の吸排気口点検、温度測定等	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	72.122(h)(4) 貯蔵閉じ込めシステムは、連続監視又は定期監視の機能を備えること。乾式の使用済燃料貯蔵では、定期的な監視が乾式貯蔵キャスク設計の要求と整合すれば定期的監視でよい。 72.126(b) 放射線警報システムを設置し放射線や空気中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせること。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	—	同等の技術要件
		①従事者の作業環境を監視するため、線量率の異常な上昇に対する警報システムを設けること。(8)	技術要件に従い警報システムを備える。	—	72.126(b) 放射線警報システムを設置し放射線や空気中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせること。	放射能警報システムはあると思われるが、詳しい情報無し	—	同等の技術要件

表2.1-79(23) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-米国) (3/4)

国	日本			米国			比較評価
	貯蔵方式	コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)		コンクリートキャスク、水平型コンクリート貯蔵モジュール、地下埋設方式			
	技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
	②貯蔵施設は、(中略)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。(7条) 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。以下略	—	—	72.122(c)火災及び爆発からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、想定される火災と爆発条件においてもそれらの安全機能が損なわれないよう設計し配置する必要がある。中略 火災と爆発が安全上重要な構造物、システム及び機器に及ぼす影響を最小化するために、爆発及び火災検知、警報と消火システムを設計し設置しなければならない。また火災消火システムの作動あるいは故障から生じる悪影響から保護する装置を備えなければならない。	防火設備に関わる情報無し	—	同等の技術要件
	①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を講じること。(放射線監視設備等への電源確保)(16)	—	—	72.122(k)(3) 主動力電源や回路の喪失時に、迅速に作動する非常用電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
	①貯蔵施設の安全上重要な施設はその重要度と必要性によって適切な方法で検査、試験、保守及び修理ができる設計であること。(21)	—	キャニスタ密封機能維持の観点から溶接部近傍の発錆状況等を確認する。	72.122(f) 安全上重要なシステム及び機器は検査、補修及び試験ができるよう設計すること。	—	—	同等の技術要件
	③貯蔵施設の経年変化に関する技術的な評価を行い、貯蔵施設の保全のための10年間の計画を策定すること。また、この評価及び計画は、十年を超えない期間ごとに再評価を行うこと。(35条)	—	規則に従い施設の経年劣化計画を策定して評価を行う。	72.42(a)(2) 安全上重要な構造物、システム及び機器の悪影響を与える下の静がある経年劣化を管理するためのAMP(経年劣化管理計画)を説明すること。	—	経年劣化管理計画(AMP)	同等の技術要件
レベル3 事故を制御して放射能放出を制限し、過酷事故への進展を防止する。	有り (施設外は微量)	①万一、事故が発生した場合に災害を拡大する要因も少ないこと。(レベル1と同じ事象を考慮)(1)	—	10CFR72には同じ表現ではないが、立地要件が細かく規定されている。	—	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	72.122(h)(4) 貯蔵閉じ込めシステムは、連続監視又は定期監視の機能を備えること。乾式の使用済燃料貯蔵では、定期的な監視が乾式貯蔵キャスク設計の要求と整合すれば定期的監視でよい。 72.126(b) 放射線警報システムを設置し放射線や空気中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせること。 72.126(c)(2) 放射性物質を含む場所には、その内部及び周辺の直接放射線レベルを測定するシステムを設置しなければならない。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	—	同等の技術要件
		①貯蔵施設は、万一の火災、爆発の発生時にその拡大を防止し基本的安全機能維持する観点から適切な対策を講じること。(14)	—	72.122(c)火災及び爆発からの保護 安全上重要な構造物、システム及び機器は、想定される火災と爆発条件においてもそれらの安全機能が損なわれないよう設計し配置する必要がある。中略 火災と爆発が安全上重要な構造物、システム及び機器に及ぼす影響を最小化するために、爆発及び火災検知、警報と消火システムを設計し設置しなければならない。また火災消火システムの作動あるいは故障から生じる悪影響から保護する装置を備えなければならない。	火災、爆発発生時対策の情報無し	—	同等の技術要件
		①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を講じること。(金属キャスクの密封監視設備、放射線監視設備等への電源確保)(15)	—	72.122(k)(3) 主動力電源や回路の喪失時に、迅速に作動する非常用電源を備えること。	外部電源喪失時の対策に関わる情報無し	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	72.126(c)(2) 放射性物質を含む場所には、その内部及び周辺の直接放射線レベルを測定するシステムを設置しなければならない。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	—	米国の規則では施設周辺環境の空気中放射能濃度を監視する規定はない。

表2.1-79(23) 乾式貯蔵の施設設計における深層防護の比較(日本-米国)(4/4)

国		日本			米国			比較評価
貯蔵方式		コンクリートキャスク (縦置き一重壁キャニスタ)			コンクリートキャスク、水平型コンクリート貯蔵モジュール、地下埋設方式			
		技術要件	施設設計	施設運用	技術要件	施設設計	施設運用	
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20)	—	—	72.122(k)(1)緊急時対応のために必要な各ユーティリティシステムを設けること。以下略	詳細な情報無し	同左	同等の技術要件
レベル4 過酷事故を制御して施設外への放射能放出を制限する。	有り (施設内外)	①貯蔵施設は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。(3) 事故の選定は貯蔵施設の設計に基づき、以下を考慮する。 (1) 落下・衝突・転倒 (2) 火災・爆発 (3) 空気流路閉塞等の冷却不全 (4) 経年変化等に伴う密封機能劣化 (5) 自然災害	—	—	72.106(b) 管理区域の最も近い境界より外側にいる個人の設計基準事故時の線量当量は、全身；0.05Sv、個々の臓器、皮膚（眼の水晶体を除く）の深部線量当量と預託線量当量の合計；0.5Svを超えてはならない。以下略	水平貯蔵モジュール、オーバーバック（いずれも鉄筋コンクリート）等は外部事象に対する障壁となる。	—	同等の技術要件
		①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。(10)	—	—	72.126(b) 放射線警報システムを設置し放射線や空気中濃度が設定点を超えた場合に従事者に警報で知らせること。 72.126(c)(2) 放射性物質を含む場所には、その内部及び周辺の直接放射線レベルを測定するシステムを設置しなければならない。	放射能モニタリング設備はあると考えられるが詳しい情報無し。	—	米国の規則では施設周辺環境の空气中放射能濃度を監視する規定はない。
		①貯蔵施設は、事故時の警報、通信連絡、従事者の避難等のための適切な対策を講じること。(20) ②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。(19条三)	—	—	72.122(k)(1)緊急時対応のために必要な各ユーティリティシステムを設けること。以下略	詳細な情報無し	同左	同等の技術要件
レベル5 施設外に放射能が大量放出した場合の影響を軽減する。	有り (施設内外)	—	—	—	—	—	—	— 使用済燃料等の乾式貯蔵施設においてはレベル5は考慮しなくてよいと考えられる。

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (1/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
日本	① 金属キャスク技術要件 ② コンクリートキャスク技術要件 ③ 使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十四号) ④ 同上の規則の解釈について (平成25年11月27日 原管廃発第1311272号 原子力規制委員会決定) ⑤ 使用済燃料の貯蔵の事業に関する規則(平成二七年八月三十一日原子力規制委員会規則第六号)	左記①～⑤に深層防護に直接言及する記載はないがこの概念を踏まえた要件が随所に規定されている。 以下例 ・キャニスタの蓋部は多重化された溶接蓋で密封すること。 ・崩壊熱を動力無しで除去できること。 ・火災及び爆発防止、検知及び消火、影響軽減 ・閉じ込め及び除熱機能の監視施設を設けること。 ・予備電源 等	福島第1発電所乾式貯蔵施設 ・方式：貯蔵専用キャスク ・燃料：BWR 燃料 ・建屋：仮保管設備(モジュール) 東海第2発電所乾式貯蔵施設 ・方式：貯蔵専用キャスク ・燃料：BWR 燃料 ・建屋：有り (縦置き) RFS 中間貯蔵施設(建設中) ・方式：輸送貯蔵兼用キャスク ・燃料：PWR,BWR 燃料 ・建屋：有り (縦置き) ※コンクリートキャスクは技術要件及び民間規格策定済	金属キャスク ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管※ ・キャスク(二重蓋) コンクリートキャスク ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管※ ・キャニスタ (二重溶接蓋) ※漏洩燃料は貯蔵しない。	金属キャスク ・キャスク漏洩監視 (蓋間圧力測定) コンクリートキャスク ・貯蔵中検査 (キャニスタ外観、塩分濃度等) ・定期的安全レビュー(10年ごと)	
アルゼンチン	① AR.10.1.1(放射線安全標準) ② AR10.12.1(放射性廃棄物管理標準) ③ Current Regulatory Situation of Long Term Interim Storage of Radioactive Waste in Argentina (2013) ※規制機関は ARN(アルゼンチン原子力規制庁)	左記①,②には深層防護の直接的規定なし、しかし該当する規定として例えば以下がある。 ・通常時だけでなく事故時の公衆及び環境保護 ・緊急時対応計画の備え	ASECQ ・方式：コンクリートキャニスタ (カナダ AECL と同じ方式) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：無し	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・バスケット(密封容器) ・サイロ (内面炭素鋼ライニング) ・多重の障壁 ・施設フェンス(2重)	・経年劣化管理計画に基づくシステムの機器、構造物のサーベイランス ・サイロ内のエアロゾルと希ガスの定期的測定	コンクリートキャニスタは AECL が開発したシステムで設計及び運用は基本的に同じと考えられる。
ベルギー	① 王政令 2011.11.30(SNRI-2011) ② 新しいクラス I 原子力施設の安全審査指針 (N° 2013-05-15-NH-5-4-3 4) ③ 米国 10CFR72※ ※ ベルギーではキャスクの安全基準は米国 10CFR72 を準用している。 ※規制機関は FANC(連邦原子力庁)	①は深層防護を適用して、事故防止又は防止時の放射能放出を制限することと規定している。 また②は通常時～事故を4レベルに分けて公衆及び環境の保護を規定しているが、いずれもキャスクに対する具体的な技術要件を規定するものではない。このため、以下では実際の許認可審査で参照している 10CFR72 も参照して比較した。	ドール乾式貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (TN-24 型キャスク) ・燃料：PWR 燃料 ・建屋：有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管※ ・キャスク (二重蓋) ※破損燃料は密封カプセルに収容して貯蔵 ・航空機落下、火災、埋没に耐えるキャスク設計	・キャスク漏洩常時監視 (蓋間圧力測定) ・定期的安全レビュー (10年ごと) ・放射線モニタリング ・緊急時避難計画	
ブルガリア	① 2004年8月2日政令第196号「使用済燃料の安全管理規則」 ※規制機関は NRA(ブルガリア原子力規制庁)	左記①にて公衆及び環境の安全確保は深層防護によることを規定 ・被曝防止のための複数障壁 ・それらを保護し維持するシステム	コズドロイ乾式貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (CONSTOR440/84 型) ・燃料：VVER 燃料 ・建屋：有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・キャスク三重蓋(一次蓋はボルト、二・三次蓋は溶接) ・換気システム排出口へのフィルタ設置 ※漏洩燃料の貯蔵可否は不明	・放射線モニタリング	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (2/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
カナダ	①REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume III: Safety Case for Long-term Radioactive Waste Management ② CSA 標準 N292.2, Interim dry storage of irradiated fuel ③ Sixth Report October 2017, Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management ※規制機関は CNSC(カナダ原子力委員会)	・左記①にて原子力施設の安全確保のため、設計において5つの深層防護レベルを適切に考慮することを規定している。 ・左記②はより①をより具体化した技術要件を含んでいる。	AECL※1の乾式貯蔵施設 ・方式： 1) コンクリートキャニスタ 2) MACSTOR (モジュール方式) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：無し OPG※2の乾式貯蔵施設 ・方式：乾式貯蔵コンテナ(2重) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：有り ※1：カナダ原子力公社 ※2：オンタリオ・パワー・ジェネレーション	AECL ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・バスケット(密封容器) ・サイロ(密封鋼管) OPG ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管、コンテナ ・HEPA フィルタ 外部事象等に対する追加障壁 AECL：サイロ、貯蔵モジュール OPG：貯蔵建屋	AECL ・貯蔵中監視 ・放射線モニタリング ・サイロ又はシリンダー内の雰囲気の定期測定等 OPG ・貯蔵中監視 ・放射線モニタリング ・コンテナの漏洩検査	
中国	① 使用済燃料後処理施設の安全要求 (2018年12月18日) (生態環境部)	左記①の要件9にて深層防護を適用して施設の通常時～事故の各状態における放射性物質の放出に関する制限値を満たすよう設計し、また緊急時に備えることを規定している。	秦山3期発電所の乾式貯蔵施設 ・方式：MACSTOR 400 (モジュール方式) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：無し ※カナダの AECL と同じ方式	カナダの AECL と同じと考えられる。すなわち ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・バスケット(密封容器) ・サイロ(鋼製管) ・貯蔵モジュール (外部事象及び放射能障壁)	・貯蔵中監視 ・放射線モニタリング ・バスケット及びキャニスタの漏洩監視 (サイロ内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定) ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画	MACSTOR400 は AECL が開発したシステムで設計及び運用は基本的に同じと考えられる。
チェコ	① 独立施設における使用済燃料貯蔵 安全指示書 (BN-02.1) ※規制機関は SUJB(原子力安全局)	左記①に深層保護の目的が、従事者、公衆及び環境を保護するために事故防止及び事故の影響を軽減することであることを規定している。	ドコバニ、テメリン乾式貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (CASTOR) ・燃料：VVER 燃料 ・建屋：有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャスク(二重蓋) ・フィルタ捕集システム ・外部事象障壁 ・キャスク(保護蓋) ・貯蔵建屋	・蓋間圧力の監視による蓋シールの漏洩検知 ・キャスク本体定期検査 (3年ごと外観) ・放射線モニタリング ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画	
フィンランド	① 原子燃料の取扱い及び輸送 (GUIDE YVL D.3 / 15) ※規制機関は STUK (放射線及び原子力安全庁)	左記①に使用済燃料施設の安全性を確保するため深層防護原理を適用することとその基本的要件 (冗長性、独立性等) を規定している。	フィンランドでは使用済燃料はプール保管されており、現時点で乾式貯蔵施設は建設されていない。	—	—	
フランス	① Order of 7 February 2012 laying down the general rules for basic nuclear installations (DEVP1202101A) ※規制機関は、ASN (原子力安全局)	左記①に安全確保のため深層防護原理を適用することとその基本的要件を規定している。(立地選定、品質保証、防御要素の冗長性/多様性/独立性、事故時対応計画等)	CASCAD ・方式：ポルト(直行流冷却) ・燃料：重水炉、研究炉燃料 ・建屋：半地下2階建	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・燃料収納管 ・冷却異常時の強制空冷システム ・燃料取扱いクレーンの電動二重化	・貯蔵中の燃料漏洩検知 (収納管内ガス採取) ・燃料収納管上部蓋シール漏洩検査	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (3/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
ドイツ	① Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste (2013 改訂) ※規制機関は BfE (核燃料廃棄物管理連邦安全局)	左記①には明確に深層防護原理を規定していないが、実質的にそれらの原理に基づく細かな要件が書かれている。	集中貯蔵施設、発電所内貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (CASTOR) ・燃料：PWR,BWR,ガス炉燃料 ・建屋：有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管+ペレット ・キャスク (二重蓋) ※破損燃料はキャンに収納 ・キャスクと建屋の両方で従事者と公衆を放射線から防護 ・非常用電源	・キャスク漏洩常時監視 (蓋間圧力測定) ・蓋異常時の自動警報 ・定期的安全レビュー (10年ごと)	
ハンガリー	① 使用済燃料中間貯蔵の安全規格、第6巻 (政令 118/2011) ※規制機関は HAEA (ハンガリー原子力庁)	左記①に深層防護原理に基づく安全要件を規定している。 ・燃料ペレット、被覆管、施設の貯蔵ユニット構造及び建屋を放出に対する閉じ込め障壁と見なす。 ・単一故障の仮定 ・安全上重要な要素の冗長性、多様性、独立性、無欠陥設計及び自己チェック性 等	パクシュ中間貯蔵施設 ・方式：モジュラー型ポールト (直交流冷却) ・燃料：VVER-440型燃料 ・建屋：地上2階式	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管+ペレット ・燃料収納管 ・貯蔵建屋 (フィルタ)	・収納管の漏洩監視 収納管への窒素ガス供給システムによる漏洩検知及び警報機能 ・排気設備出口に設置した連続エアロゾルモニタリング装置で空气中放射能監視 ・収納管の経年劣化監視 上部蓋の5年ごとの材料破壊試験と収納管材サンプルの監視 ・経年劣化管理システム ・定期的安全レビュー	
イタリア	入手できず。 ※規制機関は ISPRA (環境保護及び調査研究所)	—	ITREC 乾式貯蔵施設 (計画中) ・方式：輸送貯蔵兼用キャスク ・燃料：研究炉燃料 (U-Th) ※ ・建屋：有り (詳細不明) ※U-Th 燃料は再処理できないため長期貯蔵する計画	— 情報入手できず。	同左	
韓国	① 使用済燃料中間貯蔵施設の構造及び設備に関連する詳細な技術基準 (原子力安全委員会告示第 2015-19 号、2016.01.06、制定) ※規制機関は原子力安全委員会	左記①には深層防護の直接的表現はないが、事故防止から事故影響軽減に至る各レベルの防御を規定している。以下例 ・定期的な試験・監視・検査・保守ができる設計 ・消火システム故障時の安全確保 ・複数障壁による放射性物質放出防止 ・空气中放射能濃度監視と自動警報	月城原子力発電所乾式貯蔵 ・方式： 1)コンクリートキャニスタ 2)MACSTOR 400 (モジュール方式) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：無し ※カナダの AECL と同じ方式	カナダの AECL と同じと考えられる。すなわち ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・バスケット ・シリンダー (鋼製管) ・貯蔵モジュール、サイロ (外部事象障壁)	・貯蔵中監視 ・放射線モニタリング ・漏洩監視 (鋼管内のエアロゾルと希ガスの定期的な測定) ・定期的安全レビュー	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (4/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
リトアニア	① 原子力安全要件”使用済燃料乾式貯蔵施設に対する一般要件” BSR-3.1.1-2010 ※規制機関は、VATESI(国家原子力安全検査局)	左記①に深層防護原理を適用して ・複数障壁による放射性物質放出防止 ・火災防止 を行うことを規定している。	イグナリナ発電所乾式貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (CASTOR、CONSTOR) ・燃料：RMBK 燃料 ・建屋：有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャスク(二重蓋※) ※一次蓋は二重 O リング ・キャスク二次蓋 (衝撃保護用で胴に溶接している。)	・キャスク装荷前の燃料漏洩検査 ・キャスク漏洩検査 (1回/年※) ※漏洩の連続監視は行っていない模様。 ・放射線制御システム (RCS) によるモニタリング ・緊急時対応計画	
ルーマニア	① 使用済燃料を含む放射性物質の廃棄に関わる安全要件、2017年7月11日規則第148号 ※規制機関は CNCAN (原子力活動管理国家委員会)	左記①には以下の深層防護の原理に基づいて設計し運用することを規定している。 ・複数の物理的障壁による放出防止 ・これらの障壁の健全性と有効性を守る技術的及び組織的手段 ・障壁が破れた場合に公衆と環境を保護する手段	チェルナボーク発電所乾式貯蔵施設 ・方式：MACSTOR 200 (モジュール方式) ・燃料：CANDU 燃料 ・建屋：無し ※カナダの AECL と同じ方式	カナダ AECL や韓国と同じと考えられる。すなわち ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・バスケット(密封容器) ・密封鋼管 ・貯蔵モジュール (外部事象障壁)	・貯蔵中監視 シリンダー内雰囲気の定期確認 ・放射線モニタリング ・定期的安全レビュー	
ロシア	① 原子力施設における使用燃料と貯蔵及び輸送に係る安全規則(NP-061-05) ※規制機関は Rostechnadzor (連邦環境産業原子力監督局)	左記①には深層防護の直接的表現はないが、事故防止から事故影響軽減に至る各レベルの防御を規定している。以下例 ・安全上重要な装置の試験・保守及び補修可能な設計 ・少なくとも2つの閉じ込め障壁 ・放射性物質、減速材検知及び温度の監視 ・複数障壁による放射性物質放出防止 ・事故時に備えたフィルタ	MCC 乾式貯蔵施設 ・方式：ボルト(垂直流冷却) ・燃料：VVER 燃料、RBMK 燃料 ・建屋：地上2階式 ホットセル併設	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・燃料ケース※ ・収納管(貯蔵シート) ・フィルタ(放射能外部放出抑制) ※使用済燃料を収納する密封容器(内部 N ₂ +He)	・貯蔵中監視 ・収納管及びケースの定期確認 ・放射線モニタリング	
スロバキア	① 原子力平和利用に関する法律 (2004年9月9日) ② 核物質、放射性廃棄物及び使用済燃料取扱い要件を定める政令 (2012年1月30日) ※規制機関は ÚJD SR (スロバキア原子力規制庁)	左記①にて次のとおり深層防護原理を適用することを規定している。 ・深層防護を用いて事故防止と事故軽減を図る ・全ての設計及び設備に適用する。左記②はこれを受けて具体的な要件を規定している。 ・環境への影響監視 等	ボフニチュ発電所乾式貯蔵施設 (建設中) ・方式：ボルト(直交流冷却) ・燃料：VVER 燃料 ・建屋：2階式	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャニスタ ・収納管 ・換気システム (放射性ガスの蓄積防止)	・閉じ込め障壁の漏洩の監視 (線量率及び表面汚染の定期測定) ・定期的安全レビュー	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (5/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
スロベニア	① 放射線及び原子力安全規則 ※規制機関は SNSA (原子力安全局)	左記①にて施設設計に深層防護原理を取り入れることを規定している。またその要素である独立性、多様性、冗長性、単一故障原理、フェールセーフ等を取り入れることも規定している。	クルスコ発電所乾式貯蔵施設 (建設中) ・方式: コンクリートキャスク (HI-STORM FW システム) ・燃料: PWR 燃料 ・建屋: 有り	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャニスタ(MPC) (二重溶接蓋) ・貯蔵建屋内換気システム (事故時放射能除去) ・DEC (設計基準事故を超える事故条件) での安全確保設計 (航空機落下、地震等) 貯蔵建屋とオーバーパックが外部事象に対する障壁を成すと考えられる。	・貯蔵中監視 ・放射線モニタリング ・建屋内温度、湿度 ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画	
南アフリカ	① 原子力施設の安全評価に係る暫定ガイダンス (RG-0019) ※規制機関は NNR (南アフリカ原子力規制局)	左記①にて事故防止と事故影響軽減のために深層防護を適用することを規定している。また安全解析で深層防護をどのように実現しているか、また安全機能に反映しているかを説明することを求めている。	クバーク発電所乾式貯蔵施設 ・方式: 輸送・貯蔵兼用キャスク (CASTOR X/28F) ・燃料: PWR 燃料 ・建屋: 有り(キャスク横置き)	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャスク(二重蓋) ・貯蔵建屋の換気システム (異常時に通風口開放) ・貯蔵建屋 外部事象及び放射性物質放出に対する障壁の一部を成すと考えられる。	・キャスク漏洩の連続監視 (蓋間圧力監視※) ・放射線モニタリング ・貯蔵建屋内温度監視 (38℃を超えると換気口を自動開放)	※具体的な情報は入手できなかったがドイツ他の CASTOR と同じと考えられる。
スペイン	① 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の安全基準に係る原子力安全委員会指示 (2010年10月13日 IS-29号) ※審査規制機関は CSN (原子力安全委員会)	左記①にて深層防護の要件※とその適用を規定している。 ※ ・事故防止又は事故影響軽減のため多重の防御障壁を用いて施設の安全を確保する。 ・放射性物質閉じ込めのため少なくとも2つの障壁を持ち、いかなる事故時においても1つは機能を維持する。等	アスコ、ホセカブレラ乾式貯蔵施設 ・方式: コンクリートキャスク (HI-STORM 100Z) ・燃料: PWR 燃料 ・建屋: 無し トリロ、サンタリアデガドナ乾式貯蔵施設 ・方式: 輸送・貯蔵兼用キャスク (ENSA 型) ・燃料: PWR, BWR 燃料 ・建屋: 有(トリロ) 無し(サンタリアデガドナ) 集中中間貯蔵施設 (ATC) ・方式: ボールト(垂直流冷却) ・燃料: PWR, BWR 燃料 ・建屋: 半地下2階式 ホットセル併設	複数の閉じ込め障壁 ・輸送・貯蔵兼用キャスク ・燃料被覆管 ・キャスク (二重蓋) ・コンクリートキャスク ・燃料被覆管 ・キャニスタ (溶接二重蓋) ・ボールト ・燃料被覆管 ・密封容器 ・収納管	・貯蔵中監視 ・蓋間圧力監視 (金属キャスク) ・収納管内ガス分析 ・材料劣化監視 ・済燃料棒健全性確認 (代表サンプルのホットセル調査) ・鉄筋コンクリート (試験片の長期モニタリング) ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (6/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
スイス	① 放射性廃棄物及び使用済燃料貯蔵施設の設計と運用指針 ENSI G04/d ② 中間貯蔵用輸送貯蔵兼用容器の設計、製造及び運用に関する指針 G05 ※規制機関は ENSI (連邦原子力安全検査局)	左記①には深層防護を適用して事故防止及び軽減を規定している。②にも実質的に深層防護を前提とした要件が取り入れられている。以下例 ・使用済燃料容器は二重蓋 (②) ・容器の密封性の連続監視 (②) ・航空機落下時の安全確保 (建屋崩壊と火災の影響) (②) 他	ベツナウ中間貯蔵施設、 ヴェレンリンゲン集中中間貯蔵施設 ・方式：輸送・貯蔵兼用キャスク (CASTOR 型、TN 型、HI-STAR180) ・燃料：PWR 燃料 ・建屋：有り(キャスク縦置き)	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャスク(二重蓋) ・貯蔵建屋内換気システム (放射能汚染除去) ・貯蔵建屋(外部事象と放射能放出に対する障壁※) ※ENSI-G04 は建屋貯蔵物から放出される危険物質から公衆と環境を保護する要件を課している。	・キャスク漏洩常時監視 (蓋間圧力測定) ・キャスク表面温度及び貯蔵建屋各部温度監視 ・放射能監視	
台湾	① 使用済燃料乾式貯蔵施設安全解析報告書審査指針 (會物字第 10800005551 號 令) ※規制機関は原子能委員会	左記①には深層防護の適用について直接規定していないが、実質的に深層防護を前提とした要件が取り入れられている。原子能委員会は、審査において米国連邦規制 10 CFR Part 72 等を参照している。	金山発電所乾式貯蔵施設 ・方式：コンクリートキャスク (MAGNASTOR システム) ・燃料：BWR 燃料 ・建屋：無し	・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管 ・キャニスタ(MPC) ・給気口へのフィルター設置 (異物侵入防止) ・コンクリートオーバーパック (外部事象障壁)	・装荷前燃料漏洩確認 (原子炉データ、吸引試験) ・給排気口温度監視/自動警報、人による定期点検、 ・キャニスタ腐食、SCC 監視 (監視試験片の定期確認) ・キャスク埋没時の復旧手順	
ウクライナ	①使用済燃料乾式中間貯蔵の安全確保のための基本要件 (2010年12月29日 N-198号) ※規制機関は SNRIU(国家原子力規制監督局)	左記①は使用済燃料乾式貯蔵施設に次の4つのレベルの深層防護を備えることを規定している。 レベル1：通常運転からの逸脱防止 レベル2：設計事故への進展防止 (故障検知と修正による) レベル3：設計事故の制御 レベル4：従事者と公衆の防護計画	ザポロジェ発電所乾式貯蔵施設 ・方式：コンクリートキャスク (型式不明) ・燃料：VVER 燃料 ・建屋：無し チェルノブイリ乾式貯蔵施設 (建設中) ・方式：水平コンクリートモジュール HUMOHMS システム /二重壁キャニスタ(DWC) ・燃料：RMBK 燃料 ・建屋：無し 集中中間貯蔵施設 (建設中) ・方式：コンクリートキャスク (HI-STORM190) /二重壁キャニスタ(DWC) ・燃料：VVER 燃料 ・建屋：無し	・閉じ込め障壁の多重化 1)健全燃料を貯蔵する場合 ・燃料被覆管 ・キャニスタ(一重壁) 2)漏洩燃料を貯蔵する場合 ・DWC 内壁 ・DWC 外壁 ・フィルター設置 (放射性物質捕集) ・貯蔵モジュール、コンクリートオーバーバック (外部事象障壁)	・放射線モニタリング ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画	

表 2.1-80 各国の使用済燃料乾式貯蔵の技術要件並びに施設、運用における深層防護の適用比較 (7/7)

国	乾式貯蔵の規則、技術要件	深層防護の規定	乾式貯蔵施設	深層防護の適用例 (主なもの)		備考
				施設	運用	
英国	<p>① 使用済燃料貯蔵の安全要件 (NS-TAST-GD-081 Revision 3) ※規制機関は ONR (原子力規制局)</p>	<p>左記①にて深層防護を適用して火災安全設計 (火災の防止、検知、制御及び軽減) を行うことを規定している。その他にも深層防護の概念に基づく規定がされている。以下例</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準を超えるシナリオの全てに対する除熱及び換気機能確保 ・緊急時対応 ・定期的安全レビュー ・貯蔵環境に侵入する腐食性物質等のリスクとその軽減考慮 (検知と回復手段) 	<p>サイズウエル B 乾式貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・方式: コンクリートキャスク (HI-STORM システム) / 二重壁キャニスタ (DWC) ・燃料: PWR 燃料 ・建屋: 有り <p>リンクリーポイント発電所乾式貯蔵施設 (計画中)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・方式: コンクリートキャスク (HI-STORM システム) / 二重壁キャニスタ (DWC) ・燃料: PWR 燃料 ・建屋: 有り 	<ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込め障壁の多重化 ・燃料被覆管※ ・キャニスタ (二重壁) ・オーバーパック (外部事象障壁) <p>※漏洩燃料は貯蔵しない</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・装荷前燃料漏洩確認 (Cs-137、Kr-85 で漏洩検知) ・貯蔵中の DWC 漏洩監視 (底部と上蓋の温度差の変動監視による) ・定期的安全レビュー ・緊急時対応計画 	
米国	<p>① 10CFR72 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の独立貯蔵に係る認可要件</p> <p>② 審査指針 (R.G.3.60 他)</p> <p>③ 標準審査要領書 (NUREG1536 改 1、NUREG1567 他)</p> <p>④ 暫定審査官手引書 (ISG) ※規制機関は NRC(原子力規制委員会)</p>	<p>左記の規制文書では防護について直接言及していないが、NRC は古くから深層防護概念を原子力安全規制の根本思想として捉えており []、これらの文書にも随所に反映されている。以下例</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貯蔵キャスクは冗長な閉じ込めシールを持つこと。 ・放射線防護システムの設置 ・閉じ込めシステムは、連続監視又は定期監視の機能を持つこと。 ・通常時～想定事故時の閉じ込め性が証明できること。 ・貯蔵中の燃料被覆管の健全性維持 ・安全上重要な機器の試験及び監視性 ・強制冷却無しで冷却できること。 	<p>以下の方式が採用されているが、大半はキャニスタ (MPC※1) を用いるコンクリートキャスクと横型サイロ</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.コンクリートキャスク※2 2.横型サイロ※2 3.金属キャスク 4.半地下設方式※2 5.ボルト方式 <p>※1: MPC=多目的キャニスタ ※2: MPC を用いる貯蔵方式</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・閉じ込め障壁の多重化 コンクリートキャスク他 ・燃料被覆管※ ・キャニスタ (二重溶接蓋) ・金属キャスク (二重蓋) <p>※ピンホール漏洩燃料は健全と見なす。それ以外の破損燃料は専用キャニスタに収納して貯蔵する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時用ユーティリティ 	<ul style="list-style-type: none"> ・漏洩監視 金属キャスクの蓋間圧力監視 ・放射線モニタリング ・経年劣化管理 AMP※に基づく安全上重要な SSC の管理 <p>※: 経年劣化管理計画</p>	

2.2 二重壁キャニスタに係る調査

深層防護概念に基づく技術要件が乾式貯蔵施設設計へ実際に反映された例である二重壁キャニスタについて調査を実施した。調査対象とした事例は次の2か所の乾式貯蔵施設で、前述の文献調査に加えて乾式貯蔵実施事業者及び規制機関への現地訪問調査を実施した。調査結果については、2.1.4で作成した比較表を踏まえて、深層防護概念に係る技術要件の設計への反映の観点で整理した。

- ・チェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュール
- ・サイズウェルB原子力発電所の乾式貯蔵施設

以下に調査した結果を報告する。

2.2.1 文献調査

2.2.1.1 チェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 の二重壁キャニスタ [UKR1~31]

(1)概要 [UKR3、4、13]

チェルノブイリ1号機から4号機の使用済燃料は、当初 ISF-1 のプールで水中保管されていたが、安全上の問題から乾式保管に移行させることが決定された。そこで、新しい乾式中間貯蔵施設 ISF-2 が建設されることとなり、主契約者として Framatome ANP(当時)が選ばれた。対象となる RMBK 燃料集合体は総数 21,297 本(ウラン量約 2000 トン)でその 10%以上が破損していると推定された。ISF-2 は使用済燃料処理施設(SFPF)(図 2.2-1)と使用済燃料貯蔵エリア(SFSA)(図 2.2-2)で構成される。この貯蔵施設は設計寿命 100 年で計画された。

Framatome ANP は、貯蔵システムとして NUHOMS 水平モジュール(横型サイロ)を採用した。NUHOMS システムは、キャニスタとそれを収納する容器から成り、各々が放射性物質の閉じ込め境界を構成する。使用済燃料はバスケットに収容されて、それがキャニスタに収納される。キャニスタは、水平状態でコンクリート製貯蔵モジュールに装荷されて SFSA にて貯蔵される。

ISF-2 建設途中の 2007 年に Framatome ANP との契約が終了し、それを引き継ぐ形で Holtec が ISF-2 を完成させる契約を結んだ。Holtec は次の最新技術を採用した。

- ・二重壁キャニスタ(DWC)
- ・強制ガス循環による燃料乾燥システム(FGD)
- ・RMBK 燃料集合体解体用ホットセル施設(SFPF)

DWC を図 2.2-3 に示す。DWC は 2015 年にウクライナの規制当局の認可を得て、2016 年から 2019 年にかけて米国ピッツバーグの工場に 231 基が製作され順次出荷された。



図 2.2-1 チェルノブイリの ISF-2 の使用済燃料処理施設 (SFPF) [UKR3]



図 2.2-2 チェルノブイリの ISF-2 の貯蔵エリア (SFSA) [UKR3]

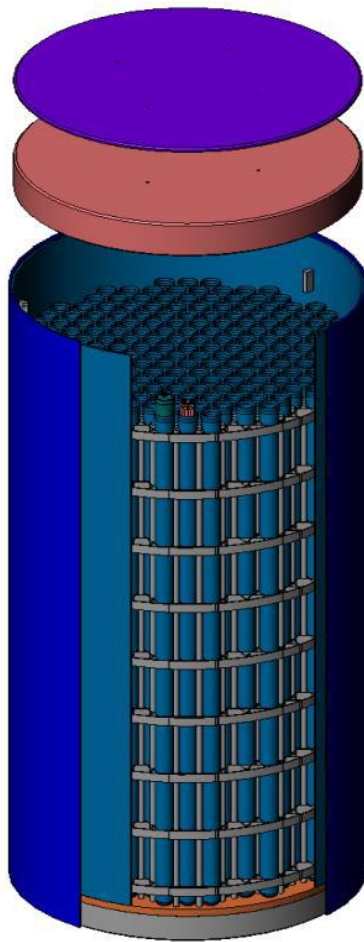


図 2.2-3 チェルノブイリ ISF-2 の二重壁キャニスタ (DWC) [UKR3]

図 2.2-4 に ISF-2 における使用済燃料集合体の貯蔵までの手順を示す。ISF-1 で水中保管されていた RMBK 使用済燃料集合体は、ISF-2 の SFPPF に移送され、そこで切断して 3 分割(燃料バンドル部×2+エクステンション棒×1)した後に金属製燃料収納管に収納される。図 2.2-5 に燃料集合体を示す。分割した燃料集合体を収納した燃料収納管を DWC のバスケットに収納し、その状態で強制ガス循環による燃料乾燥システム (FGD) によって乾燥する。ISF-2 で貯蔵する使用済燃料は、前述のとおり ISF-1 にて水中保管されていたため、水が残った状態で乾式貯蔵を行うと水が気化することでキャニスタ内圧が上昇する可能性があることを考慮して、乾燥を行っていると考えられる。[UKR19] FGD を図 2.2-6 に示す。

乾燥後、二重の蓋を溶接し検査を終えた DWC はキャニスタ取扱装置に収容されて、コンクリート製貯蔵モジュール(CSM)に水平状態で装荷し、定置される。DWC の CSM への装荷方法を図 2.2-7 に示し、CSM の構造を図 2.2-8 に示す。CSM は、1 基あたり DWC を 4 基収容する設計で貯蔵エリアに計 58 基設置される。(DWC232 基分)

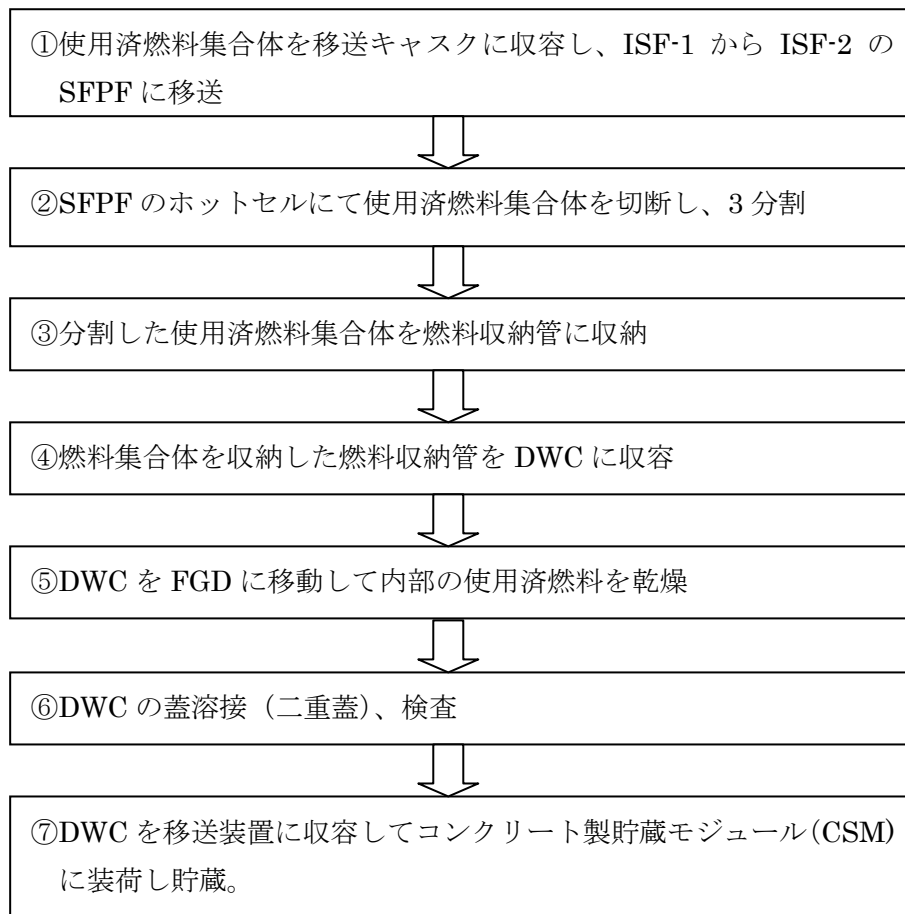


図 2.2-4 ISF-2 における使用済燃料受入から貯蔵までの手順[UKR3]

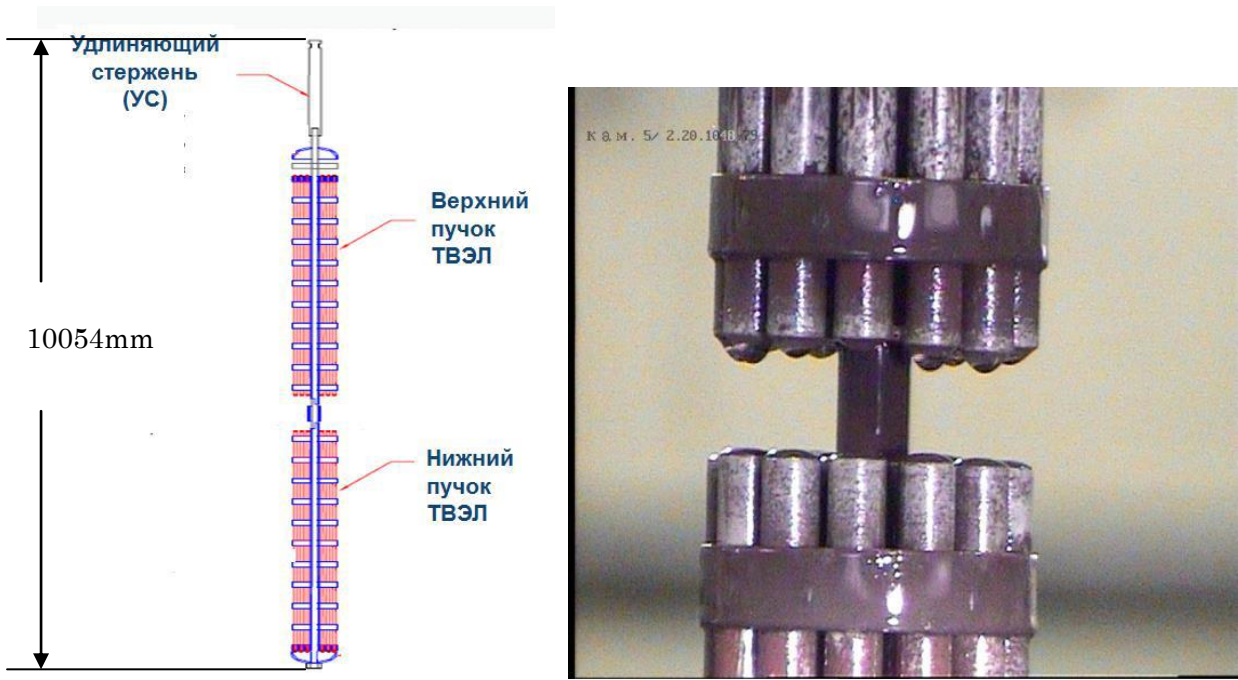


図 2.2-5 RBMK 使用済燃料集合体[UKR3]

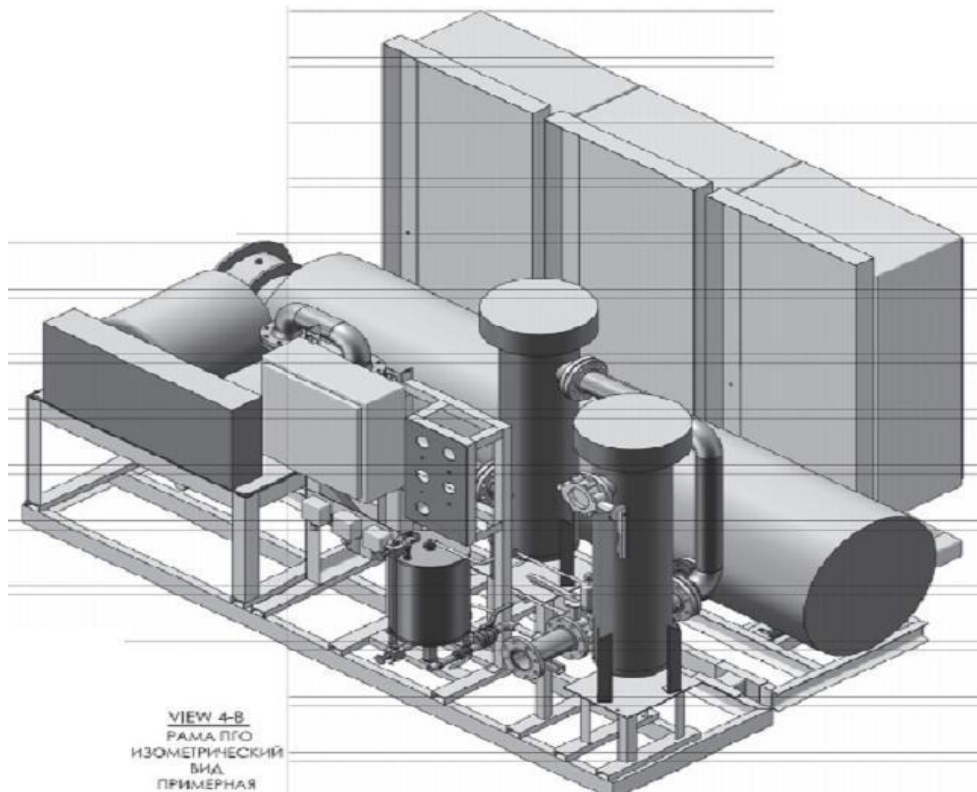


図 2.2-6 ISF-2 の強制ガス循環による燃料乾燥システム (FGD) [UKR3]

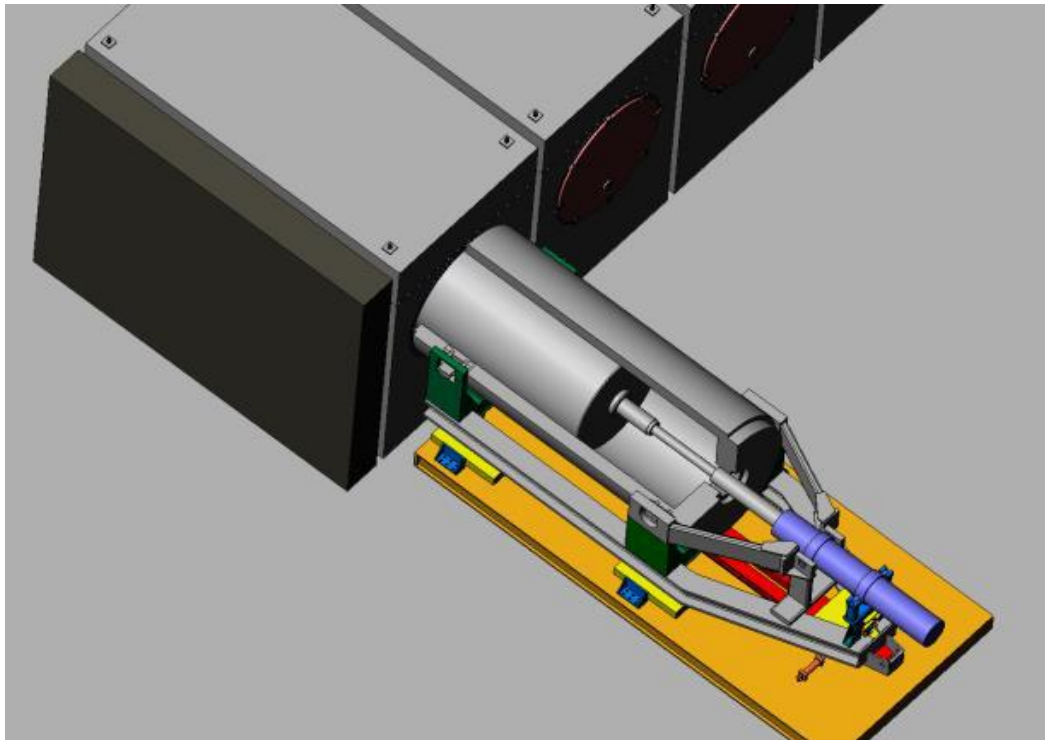


図 2.2-7 DWG の CSM への装荷方法 (NUHOMS システム) [UKR3]

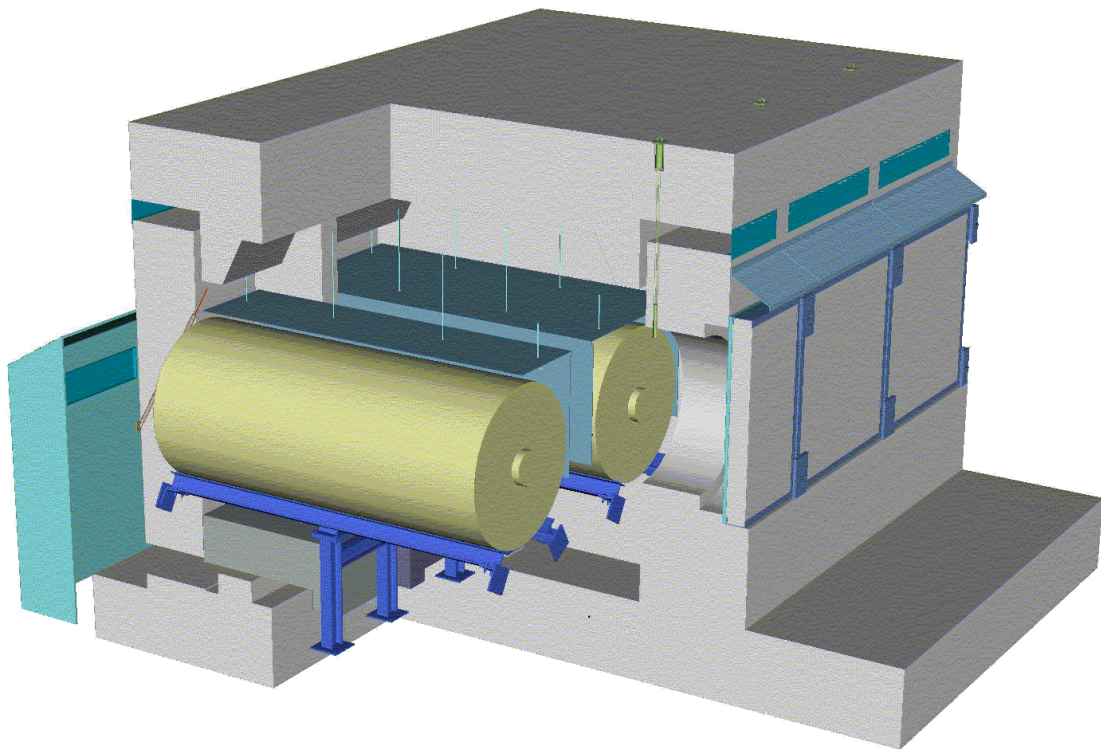


図 2.2-8 コンクリート製貯蔵モジュール(CSM) [UKR3]

(2)許認可手続き、技術要件

①許認可手続き

1)ウクライナの使用済燃料及び放射性廃棄物管理に関する許認可手続きは文献[UKR1]の E2.2 節に記載がある。その要点は次のとおり。

- －許認可の法令と組織体系は "原子力における許認可活動に係る法律"に従い規定される。使用済燃料及び放射性廃棄物管理に対して、この法律により許認可が必要な活動は、
 - ・使用済燃料貯蔵施設のような施設の操業期間中の各段階における運転者の行う活動：建設、試運転、運転、廃止
 - ・施設の管理と安全及び放射線防護のための組織的意思決定に係る事業者の活動
 - ・各活動に対する許認可申請に申請者が必要な書類のリストは、規制にて定められる。

②技術要件[UKR22]

表 2.1.2-68 に示したウクライナの使用済燃料乾式貯蔵に係る技術要件の主要部分を整理した。これは、米国の 10CFR72 に相当するものである。その主要な点を改めて以下に挙げる。

1)乾式貯蔵の安全確保は深層防護の原理を通じて達成すること。貯蔵施設は少なくとも次の 4 つのレベルの深層防護手段を備えること。

- ・レベル 1：通常運転状態からの逸脱防止
- ・レベル 2：以下による設計事故、設計事故への進展を防止する。
 - ・異常の早期検知と修正
 - ・故障要因を除去するシステムとその効率的管理
- ・レベル 3：以下による設計事故の制御
 - ・設計事故の制御不能な進展防止及びその影響軽減
 - ・設計事故時の物理障壁防護
 - ・燃料冷却及び放射性物質の閉じ込めとそれらによる使用済燃料の制御された状態への回復
- ・レベル 4：以下による職員と公衆を防護する手段の計画
 - ・衛生防護区画の設置
 - ・緊急時に職員と公衆を防護する手段の導入又は計画

2)少なくとも 2 つの放射性物質に対する障壁と 1 つの放射線に対する障壁を持つこと。

3)安全上重要なシステム又は機器は単一故障による機能喪失を防ぐこと。

4)乾式貯蔵のシステム及び機器は受動原理で作動するものが望ましい。

5)使用済燃料集合体を解体する場合は燃料被覆管の健全性を損なわないこと。

6)解体した燃料棒や集合体は特別に設計した容器に収納すること。

7)使用済燃料貯蔵時のあらゆる想定事象に耐えること（例；衝撃、火災、洪水等）

その他、以下の要件があることが他文献から読み取れる。

8)二重壁を持つ容器を使用すること。※

9)破損燃料は貯蔵しないこと。また、貯蔵前に燃料検査（破損していないことの確認）を行うこと。[UKR19]（この規定は、チェルノブイリ ISF-2 には当てはまらない。）

※現在建設中の VVER 型使用済燃料の集中中間貯蔵施設に対する法令[UKR23]の第 2 条は二重

の障壁を持つ容器を使用することを規定している。

(3)設計基準（設計の考え方）

後述の 2.2.2 現地訪問調査で明らかになったが、チェルノブイリ ISF-2 の二重壁キャニスタが導入された経緯は以下のとおりと考えられる。

- ・チェルノブイリの ISF-1 で湿式保管していた RMBK 燃料集合体は、約 10%が破損していた。
- ・前述のとおりウクライナでは、国際標準（IAEA 標準）に従って使用済燃料を乾式貯蔵する場合は多重の放射性物質閉じ込め障壁を設けることを要求しているが、破損燃料を貯蔵するため燃料被覆管を第一の閉じ込め障壁とすることができず、容器側（又は貯蔵システム全体として）多重の閉じ込め障壁を設ける必要があった。
- ・この多重閉じ込め障壁の要件に適合する技術オプションとして、米国 Holtec 社の二重壁キャニスタ（DWC）が採用された。米国他で採用している一重壁で二重溶接蓋を持つキャニスタ（MPC）は閉じ込め障壁を二重と見なすことができず、多重閉じ込め障壁の要件を満たさない。
- ・チェルノブイリサイトは海岸から離れているため、応力腐食割れ(SCC)の懸念は大きくなかったが、設計貯蔵期間を 100 年としていることも DWC を採用した動機の一つと考えられる。

DWC の設計基準を具体的に示した文書は見当たらないが、その設計の考え方について製造メーカーである Holtec 社から報告がある。[UKR30] 以下にその要点をまとめる。

米国では古くから使用済燃料中間貯蔵に多目的キャニスタ（MPC）が使用されてきた。しかし、最終処分場の操業の遅れから中間貯蔵施設（ISFSI）の供用期間が当初よりも長くなる（たとえば 120 年）ことが想定されている。MPC の長期使用における最も重要な課題の一つとして応力腐食割れ（SCC）があり、特に沿岸立地サイトでは深刻な問題と捉えられている。このため、Holtec では溶接過程のデルタフェライト量を最大化する、圧力境界部の応力を最小限に維持することで SCC の発生可能性を最小限にするよう努めてきたが、貯蔵期間がさらに長くなることによる SCC 発生の不確実性に対応すべく二重壁キャニスタ（DWC）を開発した。この DWC は 2 つの独立したステンレス鋼製圧力容器から成り（外壁と内壁）、従来の一重壁キャニスタに比べて以下の利点を有している。

- ・内壁は外部環境から隔離されて、SCC や孔食のような環境劣化から保護される。
- ・通常時は内壁が内圧に対する圧力境界となるため、外壁の引張応力が大幅に低減できて SCC の可能性を最小化できる。
- ・万一、外壁に SCC が発生して貫通亀裂が生じても、なお内壁が閉じ込め機能を持つので放射性物質が環境に放出されることはない。貫通した DWC はホットセルに搬入して、燃料を取り出し新しい DWC に収納することにより放射性物質の放出は起こらない。
- ・DWC の内外壁の材質は、サイト環境条件等の使用条件に応じて適切なものが選定できる。（内外壁の材質を変えることも可能）

(4)仕様等

ISF-2 に使用される DWC の設計仕様とその設計の考え方を表 2.2-1 に示す。

表 2.2-1 チェルノブイリ ISF-2 の DWC の仕様

項目	仕様	設計の考え方[UKR30]
構造	二重壁 (内外壁ともに圧力容器で 密封境界)	・放射性物質の閉じ込め機能の冗 長性(漏洩燃料を貯蔵するため、燃 料被覆管 (一次障壁) に代えてキ ャニスタを二重壁としている。)
設計貯蔵期間	100 年[UKR3]	チェルノブイリサイトの要求
材質	ステンレス鋼 (内外壁とも)	ユーザーの内外環境に応じて、材 質選定 (オプション)
全長	4444mm[UKR3]	既存システムへの適合性を考慮 (SF を切断、分割)
外径	1876.4mm[UKR3]	同上
肉厚	外壁 : 0.375 インチ(9.5mm) 内壁 : 0.5 インチ(12.7mm) [UKR16]	
重量 (空)	15704kg[UKR3]	
重量 (燃料装荷時)	31000kg[UKR3]	
燃料収納管本数	186 本[UKR3]	
燃料収納管材質	ステンレス鋼[UKR3]	
燃料収納管寸法 [UKR16]	全長 : 149.76 インチ 外径 : 4.063 インチ 肉厚 : 0.094 インチ	

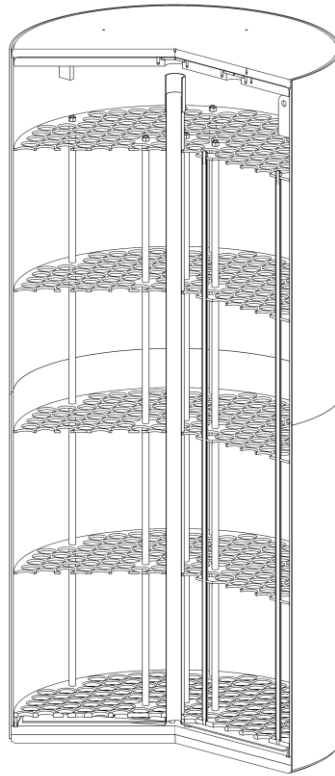
(5)試験研究実績

チェルノブイリの ISF-2 向け DWC に関する試験研究について、以下の情報がある。

- ・熱流動試験・解析 (DWC の温度評価法の検証) [UKR15、16]

①流動試験・解析[UKR15、16]

チェルノブイリの ISF-2 に使用する DWC を対象として、実物大試験体を用いた熱流動試験を行い、試験データを FLUENT コードによる解析結果と対比検証している。試験体の模擬ヒーター温度、燃料収納管温度及びキャニスタ表面温度を解析と比較して、解析結果が試験データを保守側に評価でき、解析法の妥当性を確認できたとしている。図 2.2-9 に試験体を示す。試験は 12 本の模擬燃料ヒーターをキャニスタ周辺部に配置したケース (ケース 1) とキャニスタ中央部に配置したケース (ケース 2) の 2 ケースを実施している。図 2.2-10 に試験の測定系統図を示す。また、図 2.2-11 に FLUENT 解析モデル (3D 熱流動モデル) を示す。



燃料収納管は省略している

模擬ヒーター配置 (●×12)
ケース 1 周辺配置

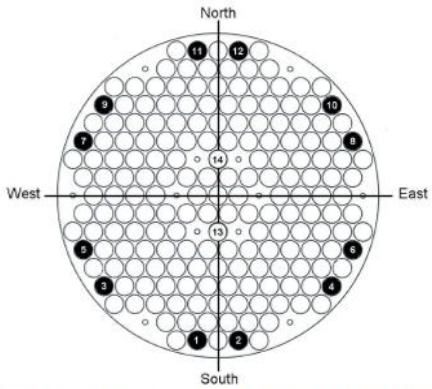


Figure 2: Case 1: Peripherally Heated Test Configuration

模擬ヒーター配置 (●×12)
ケース 2 中央配置

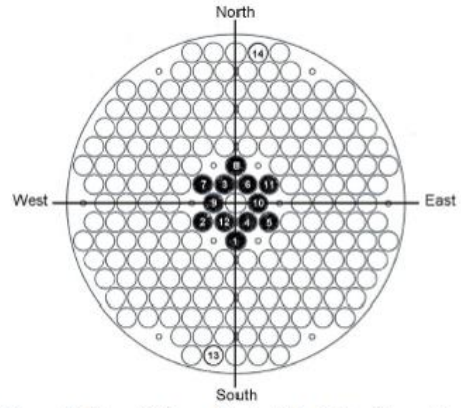


Figure 3: Case 2: Core Heated Test Configuration

図 2.2-9 DWC 熱流動試験の試験体 [UKR15]

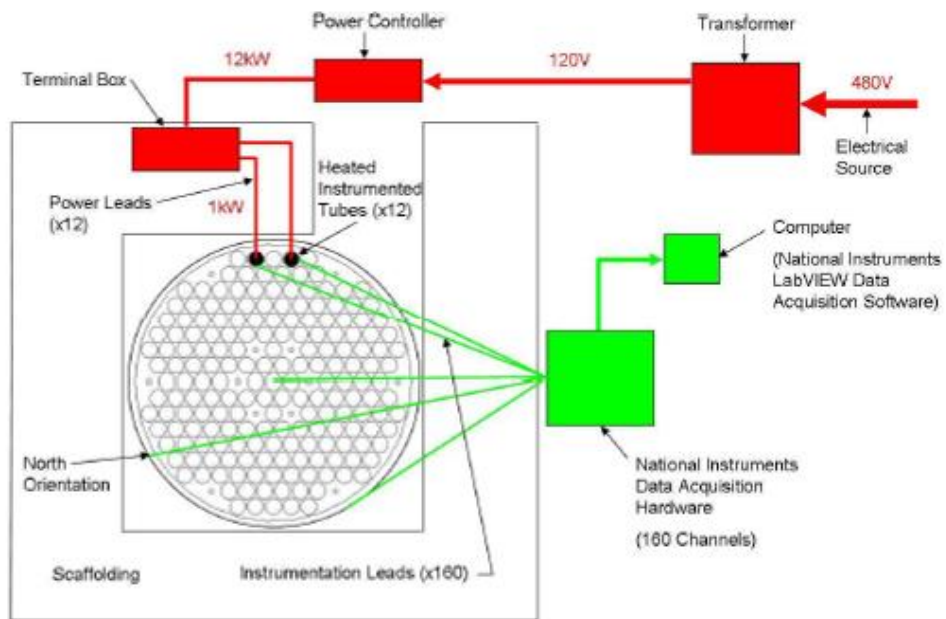


図 2.2-10 DWC 熱流動試験の試験系統図 [UKR15]

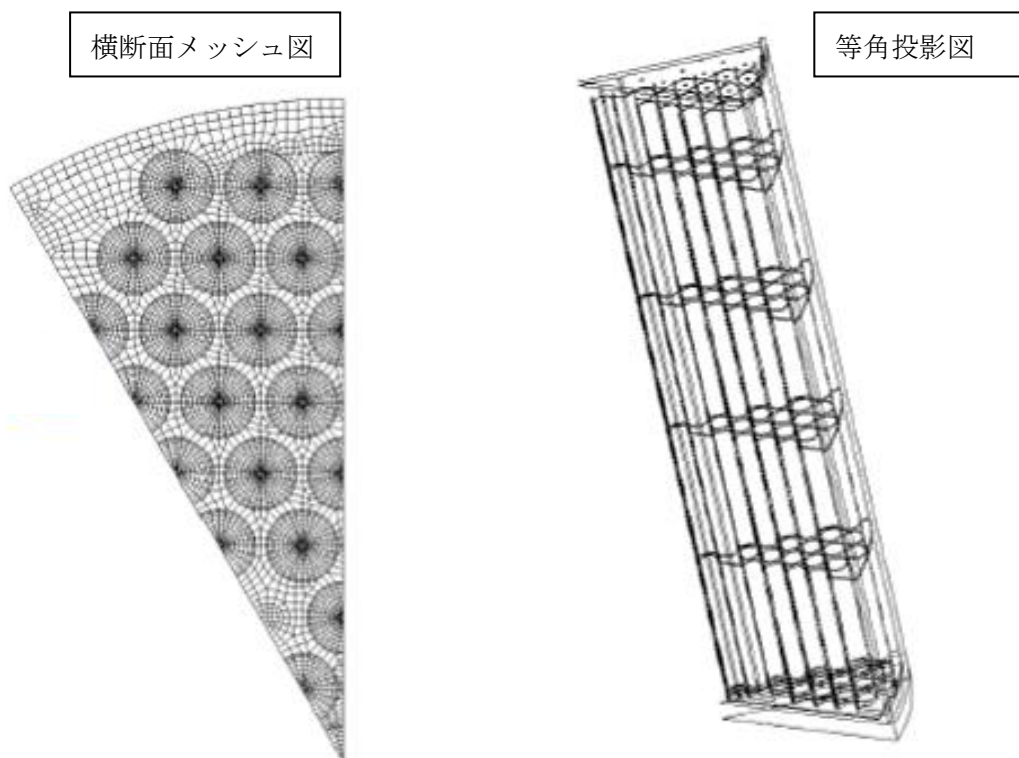


図 2.2-11 DWC 熱流動試験の FLUENT 解析モデル [UKR15]

試験結果と解析結果を対比したものの代表例を図 2.2-12 に示す。

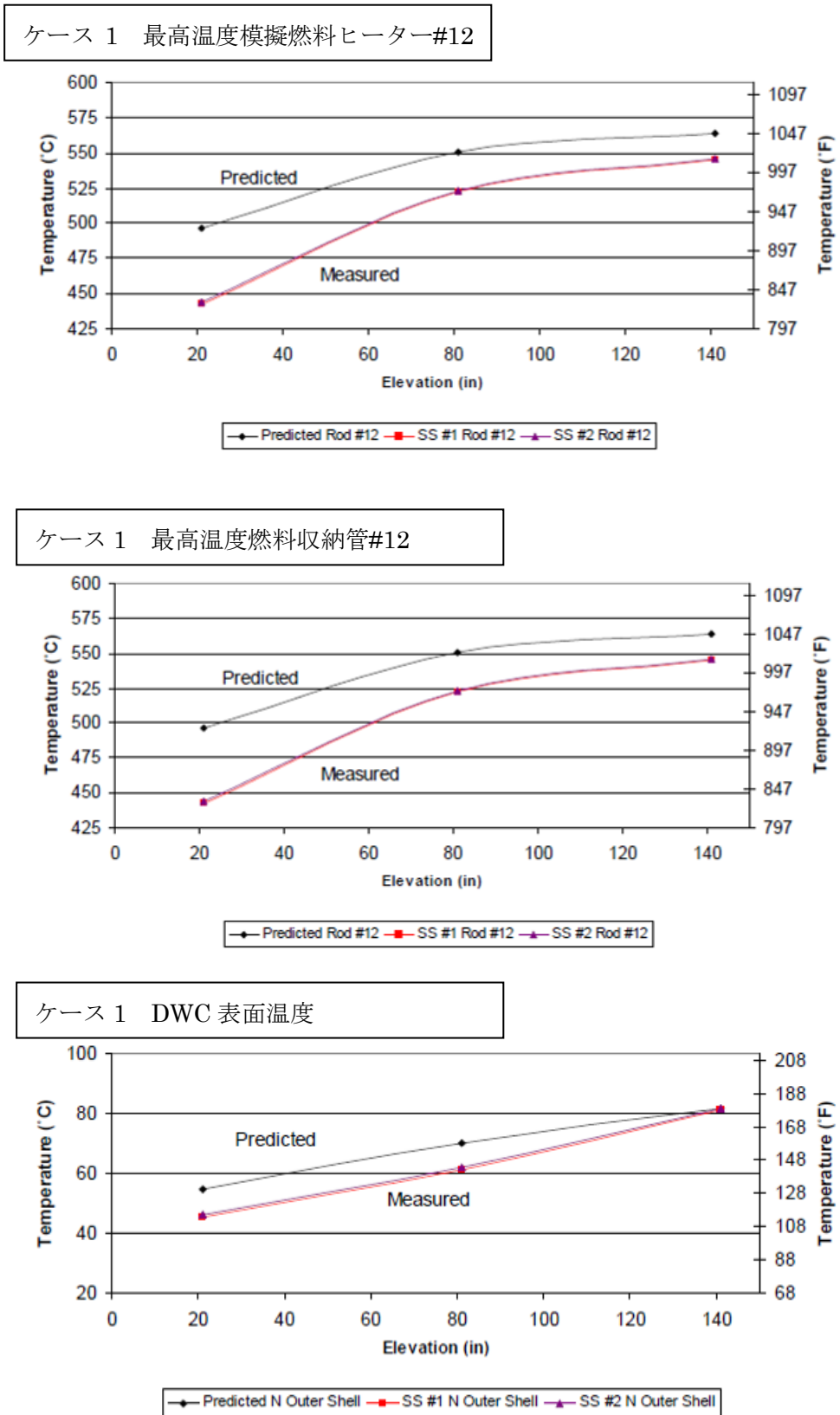


図 2.2-12 DWC 熱流動試験の FLUENT 解析結果との比較例 [UKR15]

(6)貯蔵実績

ISF-2 は現時点（2019年9月）において、操業前試験を実施中とのことでまだ貯蔵実績はないが、前述のとおり総数 21,297 本（ウラン量約 2000 トン）の RMBK 使用済燃料集合体を 232 基の DWC で貯蔵する計画が進められている。

(7)使用前検査

現在のところ情報無し。

(8)供用中検査、モニタリング項目等

製造メーカーの Holtec によれば、DWC は内外壁の間の圧力を測定することで内外壁の漏洩を検知できるとしている。[UKR24]

(9)技術的課題

ISF-2 で使用される DWC に関する技術的課題は以下が挙げられる。

- ①熱評価法（(4)で挙げた DWC の温度評価のための熱流動解析法の確立）
- ②貯蔵前燃料乾燥（(1)で説明した強制ガス循環法による乾燥）[UKR19]

なお、これらは本調査受注者が関係文献から得た情報をもとに想定したもので、ISF-2 運営主体あるいは規制機関（SNRIU）の見解とは限らない。

2.2.1.2 サイズウエル B 原子力発電所乾式貯蔵施設の二重壁キャニスタ

(1)概要[GBR14],[GBR17]

サイズウエル B 原子力発電所は電気出力 1200MW の WH 社製 PWR で、当初 40 年分の使用済燃料をプールで保管できるよう設計されていた。これはプールの燃料ラックが満杯になった以降は再処理のために搬出することを前提としていたことによる。しかし、安全解析上のラック保管容量の制限と再処理能力の不足によって、2015 年までにプール容量が限界に達することが予想された。このため、当時の British Energy(現在の EdF Energy)は、新しく乾式貯蔵施設を作ることを決断し、契約者に Holtec を選定した。

乾式貯蔵方式が選定された理由は以下のとおり。[GBR15]

- ・安全性、信頼性及び商業的理由
- ・実現に要する時間と費用
- ・サイズウエル B 発電所の運転への影響
- ・燃料の回収性確保（将来の使用済燃料処理のあらゆる選択肢を確保する）
- ・乾式貯蔵は世界的に良好な実績がある成熟した技術である。
- ・英国の許認可が取得可能

乾式貯蔵施設は、MPC を用いた Holtec の輸送・貯蔵システムを採用し MPC は二重壁キャニスタ (DWC) である。Holtec の輸送・貯蔵システムを図 2.2-13 に示す。このシステムによる乾式貯蔵施設での MPC (DWC) の取扱い手順は以下のとおりである。

- ・ MPC を遮蔽機能付き移送キャスク (HI-TRAC) に収納し、使用済燃料プールに沈める。
- ・使用済燃料プール中で、使用済燃料を MPC のバスケットに装荷する。
- ・燃料装荷後、移送キャスク (HI-TRAC) をプールから引き揚げて MPC を真空乾燥し蓋を溶接密封する。
- ・ MPC を移送キャスク (HI-TRAC) ごと貯蔵エリアに移動して、コンクリート貯蔵オーバーパック (HI-STORM) に収容し貯蔵する。
- ・貯蔵終了後は、MPC を移送キャスク (HI-TRAC) に収納して輸送・貯蔵兼用キャスク (HI-STAR) に詰め替えて貯蔵施設から搬出する。

図 2.2-14 に DWC の外観を示す。チェルノブイリ ISF-2 向けと同様のステンレス鋼製の内外 2 重壁キャニスタである。なお、ISF-2 の DWC は破損燃料を収納するため（燃料被覆管が閉じ込め境界にならないため）内壁と外壁で二重の閉じ込め境界を形成するのに対して、サイズウエル B 向け DWC は健全燃料のみを貯蔵するため、内外壁の両方に閉じ込め機能を持たせる必要は必ずしもない。このため、外壁は閉じ込め境界ではなく、外部腐食環境から内壁（閉じ込め境界）を保護する腐食に対する障壁と位置付けている。[GBR23]

同じく図 2.2-14 に HI-STORM 貯蔵モジュール（コンクリートキャスク）の貯蔵建屋内での貯蔵状態を示す。

DWC を採用した理由は、EdF Energy の"原子力安全方針 (Nuclear Safety Principles) ”によるものと考えられる。[GBR16] 米国では MPC は一重壁が用いられるが、これは深層防護に対する考え方が英国と相違するためではないかと考えられる。文献[GBR30]には沿岸での長期貯蔵に鑑み冗長性を考慮したとの説明がある。

サイズウエル B 乾式貯蔵施設に初めて使用済燃料が搬入されたのは、2017 年初頭である。

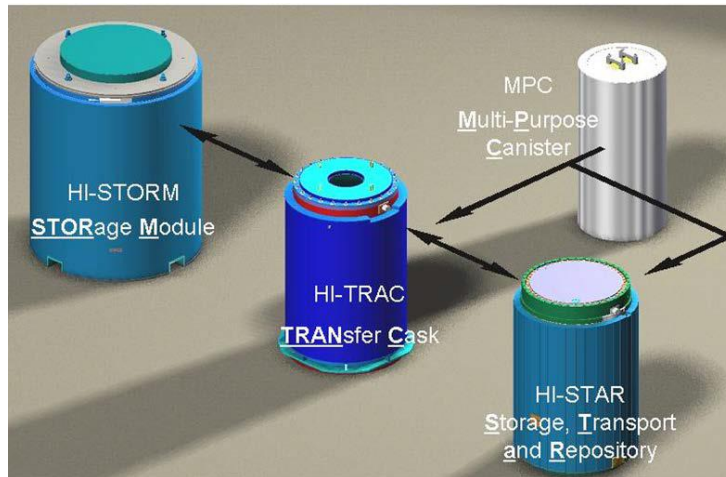


図 2.2-13 Holtec の使用済燃料輸送・貯蔵システム[GBR14]



MPC (DWC)



HI-STORM 貯蔵モジュール

図 2.2-14 サイズウエル B 乾式貯蔵施設の貯蔵状態[GBR17]

(2) 許認可手続き、技術要件

① 許認可手続き

サイズウエル B 乾式貯蔵施設の操業までに施設運営者が求められる許認可手続きは次のとおり。

[GBR22]

- ・申請者は使用済燃料の貯蔵容量を増加するために乾式貯蔵施設を設ける必要性を明確にする。
- ・申請者は ONR（原子力規制局）に安全解析書の作成方針とホールドポイントを明確にした施設の建設と運転に係る申請書を提出する。
- ・ONR は申請書を審査して乾式貯蔵施設の建設と運転の規制に必要なホールドポイントを決定する。これらのホールドポイントは、
 - ✓ システムのコールド試運転を開始する時期
 - ✓ 使用済燃料が搬入され、システムのホット試運転を開始する時期
 - ✓ 本格運転を開始する時期

②技術要件

2.1.3 で説明したように英国の使用済燃料管理に係る規制要件は ONR の使用済燃料貯蔵に対する一般審査指針 TAG-81 “使用済燃料貯蔵に特有な安全面” [GBR3]である。これは湿式貯蔵と乾式貯蔵の両方をカバーするものであり ONR の審査官向けではあるが適切な安全評価原理(SAP)、工学的重要な原理 (EKP) を与え他の TAG を参照するので、申請者にとっても手引きになり、また良い見本になると考えられる。[GBR27]

この指針の大要はすでに表 2.1-70 に記載したとおりであるが、この中で特に重要と思われる事項を改めて整理すると以下のようになる。

- 1)使用済燃料被覆管の健全性が維持されること。
- 2)受動的安全性が貯蔵期間を通じて事故時を含めて維持されること
- 3)放射線照射、発熱、腐食及び他の化学反応が使用済燃料と施設に及ぼす影響を考慮すること。
- 4)火災安全解析と深層防護（火災の防止、検知、制御及び軽減）に基づいて設計を行うこと。
- 5)SSC と安全設備の経年劣化に対処すること。
- 6)SSC がその設計と安全要件に適合することを確認するための保守、試験、検査を行うこと。
- 7)設計基準及び設計基準を超えるシナリオの全てに対して除熱及び換気システムが機能を発揮できること。
- 8)施設は貯蔵期間中に使用済燃料の健全性を維持していることが検査できるよう設計すること。
- 9)以下の緊急時のための手段を持つこと。
 - ・施設において発生する全ての緊急事態の制御を回復する
 - ・こうした緊急事態の影響を防止又は軽減する
 - ・職員と公衆の健康被害を防止するための外部緊急対応機関と連携する
- 10)サイトにおける緊急対応計画を策定すること。
- 11)貯蔵環境に侵入する外部物質（例；含塩分雰囲気からの腐食性物質）のリスクとその軽減を考慮すること。また、その存在をタイムリーに検知して、貯蔵環境を回復する手段を講じること。
- 12)施設及び貯蔵パッケージの安全性について定期的レビューを行うこと。定期的レビューは通常 10 年毎に行うこと。

(3)設計基準、仕様等

サイズウエル B 乾式貯蔵施設に使用する DWC の設計情報を表 2.2-2 に示す。

表 2.2-2 サイズウエル B 乾式貯蔵施設向け DWC の仕様[GBR14,23,29]

項目	仕様	設計の考え方
構造	二重壁 (外壁は腐食障壁で閉じ込め境界ではない)	腐食に対する深層防護 ※健全燃料のみを貯蔵するので燃料被覆管が第一の閉じ込め障壁を形成する。このため、閉じ込め多重化のため、必ずしも二重壁の両方ともに閉じ込め機能を持たせる必要はない。
設計貯蔵期間	100 年	
材質	ステンレス鋼	
内部雰囲気	He (~4bar)	腐食及び経年劣化防止
全長	—	
外径	—	
肉厚	—	
燃料体数	24 体 (PWR)	健全燃料 (破損燃料は貯蔵しない。 Cs-137 (水)、Kr-85 (ガス) で破損有無を装荷前に確認)

上記以外に設計基準や設計仕様に関する情報は見当たらなかったが、現在建設が進められているヒンクリーポイント C 原子力発電所 (HPC) の使用済燃料貯蔵施設向けのキャニスタが、設計は異なるもののサイズウエル B 向けと同じ DWC であることが判明した。[GBR23]

表 2.2-3 に HPC 向け DWC の仕様を示す。サイズウエル B 向けとの主な違いは、全長 (燃料長さの違いによる) である。SAR では、燃料被覆管を第一の閉じ込め障壁とし MPC (DWC) を第二の閉じ込め障壁としている。なお、チェルノブイリ ISF-2 と同じく MPC 内部の乾燥に強制 He 乾燥設備 (FHD) を用いるとしている。

図 2.2-15 に HPC 向け MPC (DWC) の構造を示す。

表 2.2-3 HPC 向け DWC の仕様[GBR23]

項目	仕様	設計の考え方
構造	二重壁 (外壁は腐食障壁で閉じ込め境界ではない)	腐食に対する深層防護 ※健全燃料のみを貯蔵するので燃料被覆管が第一の閉じ込め障壁を形成する。このため、閉じ込め障壁の多重化のため、必ずしも二重壁の両方ともに閉じ込め機能を持たせる必要はない。
設計貯蔵期間	60 年	
材質	316L	耐食、耐 SCC 性
内部雰囲気	He	腐食及び経年劣化防止
全長	5379mm	
外径	1753mm	
肉厚	外壁：0.375 インチ(9.5mm) 内壁：0.5 インチ(12.7mm) [16]	
重量 (空)	24.5 トン	
重量 (燃料装荷時)	43.3 トン	
燃料体数	24 体 (PWR)	健全燃料 (燃料被覆管を閉じ込め障壁としている。)

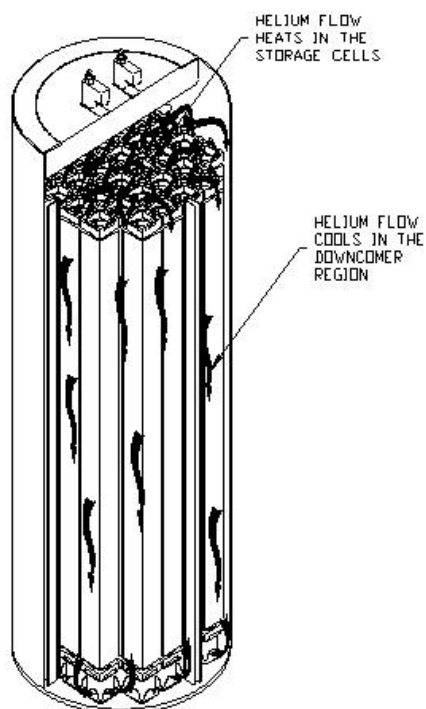


図 2.2-15 HPC 向け DWC の構造 (サイズウエル B 向けと全長が異なる) [GBR23]

(4)試験研究実績

サイズウエル B 向けの貯蔵キャスク (HI-STORM MIC) は Holtec が EdF Energy と共同開発したもので標準型と以下の点が異なる。[GBR18]

- ・MPC をキャスク (コンクリートオーバーパック) に装荷する際の万一の落下衝撃から保護するよう衝撃緩和装置を備える。(2重の吊り上げ装置が同時に壊れるという非常に稀な事態を想定している。)
- ・製造時に MPC の表面の ECT 検査を行い、将来の貯蔵中サーベイランスのリファレンスとする。
- ・コンクリートオーバーパックの遮蔽を大きくして外部線量を標準より数桁下げている。

この HI-STORM MIC に関して行われた試験研究に関する具体的な情報は得られなかったが、標準設計の HI-STORM オーバーパック及び HI-STAR 輸送キャスク (いずれも MPC 含む) に対する以下に示す事象を対象とした研究が発表されている。[GBR30]

- ①航空機衝突
- ②トンネル火災
- ③装甲貫通ミサイルの衝撃による放射性物質の放出量評価
- ④テロリストによる爆弾攻撃

①航空機衝突

F-16 戦闘機及び B-767 旅客機が HI-STORM (含む MPC) を直撃した場合を想定した解析が行われている。(図 2.2-16)

②トンネル火災

HI-STAR 輸送キャスク (MPC 含む) がトンネル火災に巻き込まれて、1500°C_7 時間の火災に曝された場合の温度解析を実施している。[GBR31]

③装甲貫通ミサイルの衝撃による放射性物質の放出量評価

スペインでこの評価を実施しているが詳しい情報無し。

④テロリストによる爆弾攻撃

詳しい情報無し。

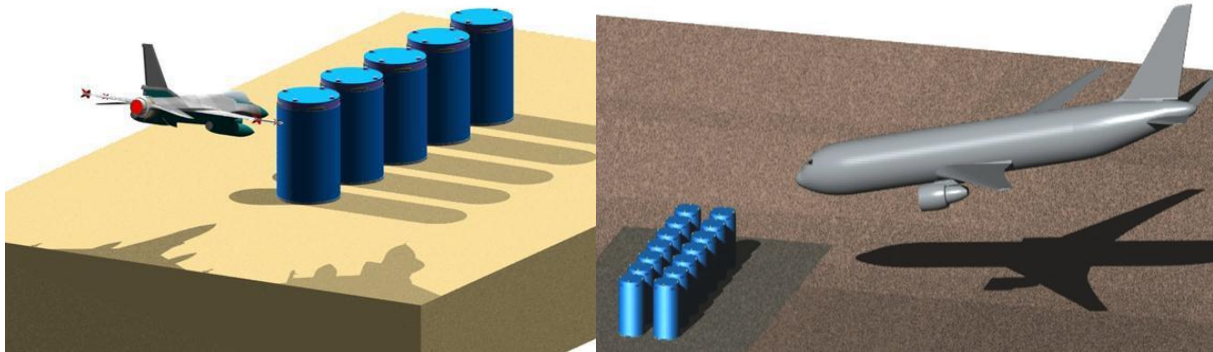


図 2.2-16 HI-STORM キャスクへの航空機衝突解析[GBR30]

(5)貯蔵実績[GBR24~26]

前出のとおりサイズウェル B 乾式貯蔵施設では 2017 年に第一弾の使用済燃料を装荷した MPC を搬入し貯蔵している。第二弾の搬入は 2020 年の 4 月までに行われる予定。

(6)使用前検査

以下が行われている。[GBR28]

1)燃料健全性確認

MPC をプールに沈めた段階で Cs-137 検出（水分析）及び強制 He 乾燥時の Kr-85 検出（ガス分析）による燃料漏洩有無

2)MPC (DWC)の蓋溶接検査

PT 及び UT による蓋溶接後検査

(7)供用中検査、モニタリング項目等[GBR17、28]

貯蔵中の MPC 底面と蓋上面の温度を常時測定して、その温度差を監視し MPC の漏洩を検知するようにしている。これは、MPC 内部の He ガスが放出されると内部の対流熱伝達が変化して底面と蓋上面の温度差に変化が生じる原理に基づいている。

これは、海塩粒子による MPC の SCC を念頭に置くものである。

この温度監視装置を図 2.2.1-17 に示す。（図は MPC 蓋上面の温度監視機構を示す。）この装置による温度変化測定値と熱流動解析モデル CONCORD による解析との対比検証が行われている。[GBR26]

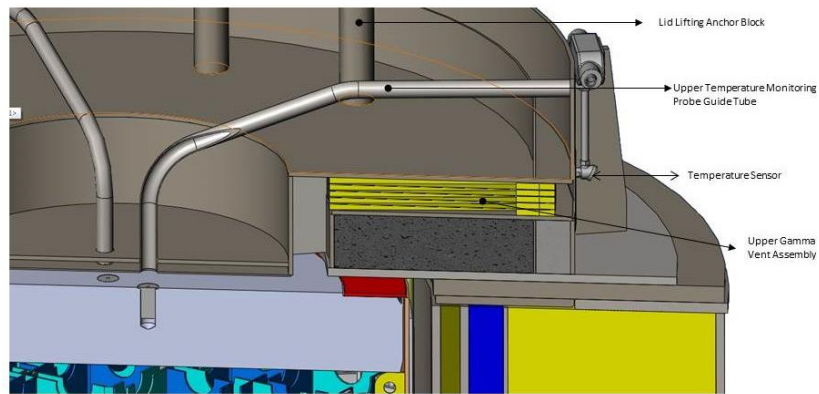


図 2.2-17 サイズウエル B 乾式貯蔵施設の DWC (MPC)の蓋/底面温度差監視装置[GBR17]

(8)技術的課題

ONR が発行したサイズウエル B 乾式貯蔵施設のホット試運転の審査書[GBR28]の付録 2 に 7 項目の審査上課題となった点を挙げているが、それらの中で技術的に特筆すべきものは次の 2 つである。これらは、MPC に共通の課題で DWC 特有のものではない。

- ①MPC の蓋溶接検査システム (UT) の検証
- ②MPC の底面/蓋上面温度差モニタリングシステムの検証

2.2.2 現地訪問調査

深層防護概念に基づく技術要件が乾式貯蔵施設設計に反映された例である二重壁キャニスタ (DWC) を採用しているチェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュールについて、導入経緯、規制要件、設計並びに運用及び技術課題等を調査するため施設サイト及び規制機関を訪問し情報収集を行った。

(1)調査期間

2020年2月17日～2月20日

(2)調査メンバー

- ・原子力規制庁殿 (NRA)
- ・三菱重工業株式会社 (MHI)

(3)調査日程

表 2.2-4 に調査日程及び訪問先等を示す。

表 2.2-4 チェルノブイリ ISF-2 に係る現地訪問調査日程

月日	場所 (訪問先)	目的	出席者
2月17日(月)	キエフ	事前打合せ	NRA,MHI 他
2月18日(火)	チェルノブイリ ISF-2	DWC 他施設調査	SNRIU*、NRA,MHI 他
2月19日(水)	SNRIU 本部(キエフ)	規制要件等質疑	SNRIU*、NRA,MHI 他
2月20日(木)	キエフ	入手情報の確認・整理	NRA,MHI 他

*State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine (ウクライナ国家原子力規制監督局)

(4)調査結果

①チェルノブイリ ISF-2 サイト訪問調査

■チェルノブイリ発電所の立地

チェルノブイリ市の北西 18km、ウクライナとベラルーシの国境から 16km、キエフの北およそ 110km のプリピャチに立地している。発電所は、プリピャチの中心街から約 4km 東にあり、人工湖である冷却池に面している。池を含まない敷地面積は、4km²。

現在は、発電所を中心に「10km ゾーン」「30km ゾーン」が設定されている。また、総面積 4,800m² の立入禁止区域のほぼ中心でもある。チェルノブイリ原子力発電所は、2000 年の発電停止後、国営特殊企業チェルノブイリ原子力発電所に名称を変更した。

■チェルノブイリ発電所 (RBMK 炉) で発生した使用済燃料は、現状湿式施設 (ISF-1) で保管中である。ISF-2 での保管は下記の手順 (概略) で行う。

- 1) ISF-1 から ISF-2 のホットセルへ移送用キャスク (9 体収納可能) に入れて使用済燃料を輸送。
- 2) RBMK 燃料は上下 2 段のそれぞれ全長 3.6m の燃料バンドルが直列に繋がりさらに上部にはエクステンションロッドがある構造となっている。
- 3) ホットセルに輸送した使用済燃料をキャスクから取り出し、エクステンションロッド、上部バンドル、下部バンドルの 3 つの部分に切断。

(今回はホットセル稼働直前のコールド試験中であり、セル内部に立ち入りが可能で、セル内に入域し燃料切断のモックアップを見学した。)

- 4) 切断した使用済燃料を筒状の収納管に入れる。
 - 5) 収納管（使用済燃料入り）をキャニスタのバスケットに挿入する。
 - 6) キャニスタの蓋が2重になっており、仮蓋状態で真空引き、乾燥を行う。ヘリウムを充填後に蓋を順次溶接する。
 - 7) ホットセルにてキャニスタをキャニスタ取扱装置に入れて貯蔵エリアまで輸送。
 - 8) 輸送したキャニスタを CSM（コンクリート製貯蔵モジュール）内に収納する。
- CSM は放射線遮蔽、雨風を遮るとともに自然対流で冷却を行う。
 - ISF-1 から ISF-2 への移送は 2020 年春に始まる予定であり、2025 年を目途に全ての使用済燃料を CSM 内に収納する。
 - ISF-2 はキャニスタが二重の閉じ込め障壁になっているので、破損燃料も保管できる。
 - ISF-2 は最長 100 年貯蔵を行うことで計画している。

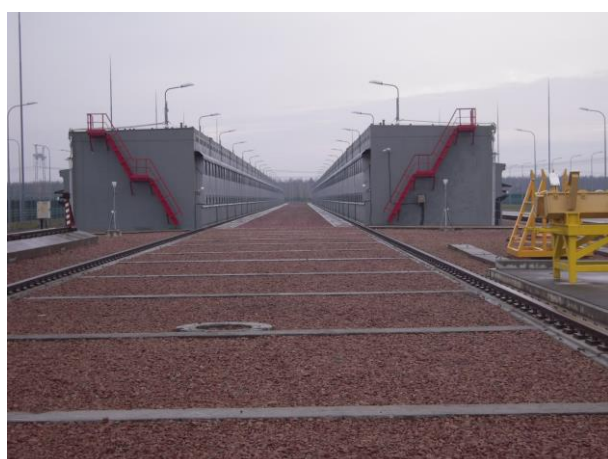
ISF-2 構内での写真を図 2.2-18 に示す。ホットセル内部及び DWC については製造メーカーの商業機密が含まれる可能性があるため写真撮影は行わなかった。



使用済燃料中間乾式貯蔵施設（ISF-2）正面



ISF-2 ブリッジクレーン



貯蔵エリア全景



CSM 正面

図 2.2-18 チェルノブイリ ISF-2 の構内

②ウクライナ規制機関（SNRIU）訪問

ISF-2をはじめとするウクライナの全原子力施設の規制機関である SNRIU 本部を訪問し、DWC 導入経緯や規制要件、技術課題等について聞き取り調査を行った。主要な質疑応答を表 2.2-5 にまとめた。これらの中から主要な点を以下に挙げる。

- ウクライナは日本と異なり施設は海から離れた場所に立地しており、海塩による SCC の懸念は小さいと考えている。一方で、中間貯蔵として最長 100 年行うことを踏まえ、IAEA の基準に従い 2005 年に二重の閉じ込め障壁を規制要求とした。ISF-2 では破損燃料も貯蔵するため、燃料被覆管が第一の放射性物質閉じ込め障壁にならないことから、収納容器側を二重化する必要があった。これに対応する唯一の技術として Holtec 社の二重壁キャニスタ（DWC）を採用した。
一方、先行したサポロジェの貯蔵施設は健全燃料のみを貯蔵することから、キャニスタは一重壁である。
- DWC の製造メーカーである Holtec が提案している内外壁間の圧力測定による漏洩監視の計画について確認したが、そのような計画はないとの回答。圧力計を設けると DWC 外壁に貫通部が生じるので、それによって多重の閉じ込め障壁の信頼性を損なう可能性があるとしている。
- DWC の材質は SCC のリスクを下げるために低炭素含有ステンレス鋼を採用している。現有データからは、ISF-2 の設置場所の環境条件では SCC を考慮する必要はないと考えている。しかし、20-30 年のデータはあるが、100 年のデータがないため 100 年間のリスクを無視することはできないので DWC の貯蔵中監視を定期的に行うとのこと。また、SNRIU は DWC の内壁を外壁によって外部環境から隔離することが SCC に対する最も効果的な対策と考えている。
- ピンホール燃料を貯蔵する場合の問題については、貯蔵前に燃料棒内部の水分を取り除くことで貯蔵できるとしている。また乾燥時のキャニスタ分圧（圧力上昇率）で乾燥度を管理している。
- 貯蔵中の監視方法については、放射線(中性子束)レベル、温度、キャニスタ外壁の状態、漏洩有無の抜取チェックでこれらのデータから使用済燃料の状態を間接的に評価するとしている。
- DWC 特有の大きな技術課題は現時点では認められないが、今後、DWC の蓋を開けて調べることも含めて定期的を確認を行いデータの蓄積を図る予定とのこと。
- 除熱性能上の規制要件は、通常時及び異常時の燃料温度が許容温度を超えないことである。除熱性能は DWC の内外壁ギャップの大きさに依存するが、最も保守的なキャニスタ内燃料配置の熱解析結果に基づいてギャップ量を設定している。また、DWC の内外壁ギャップは製造段階で平均値を管理している。
- 使用済燃料は乾式貯蔵の規制要件に従い、不活性ガス(He ガス)中で貯蔵する。DWC 内部圧力基準は装荷する燃料の発熱量に応じて個別に設定している。また、内外壁間の圧力は正圧としている。

表 2.2-5 チェルノブイリ ISF-2 に係る SNRIU への質問並びに回答 (1/5)

番号	質問	回答
1	<p>キャニスタの二重壁は次の深層防護の各レベルのどれに該当すると考えるか</p> <ul style="list-style-type: none"> ・レベル 1 異常運転及び故障防止 ・レベル 2 異常運転と故障の制御 (異常の早期検知と設計事故への進展防止) ・レベル 3 設計事故の制御 (過酷事故への進展防止) ・レベル 4 過酷事故の制御 (時の従事者及び公衆の防護) 	<p>—</p> <p>後述しているように、DWC(二重壁キャニスタ)は放射性物質の放出に対して少なくとも 2 つの障壁を持たせるというウクライナの規制要件に適合させることのできる設計の一つである。</p> <p>このため、レベル 2 (この場合の故障は、外壁の貫通で、設計事故は内外壁貫通→放射性物質放出) と見ることができる。</p>
2	<p>燃料被覆管を放射性物質閉じ込めの第一の障壁と考えているか</p>	<p>ISF-2 は DWC (二重壁キャニスタ) である。(リーク燃料を装荷する前提としているので燃料被覆管は障壁としていない)</p> <p>燃料ペレットは障壁とはならないと考えている。燃料被覆管は健全燃料であれば障壁と考えることができ、サポロジェの貯蔵施設ではその考え方を適用、ISF-2 ではキャニスタ自体が二重障壁であるので燃料被覆管が損傷している燃料も保管できる。</p>
3	<p>燃料被覆管健全性の定義 ピンホール漏洩燃料は乾式貯蔵が可能か?</p>	<p>ISF-2 はピンホール燃料であっても貯蔵前に燃料棒内部の水分を取り除くことで貯蔵できる。乾燥時のキャニスタ分圧 (圧力上昇率) で乾燥度を管理している。</p>
4	<p>貯蔵前 (装荷前) の燃料健全性確認方法</p>	<p>ISF-2 は破損燃料を貯蔵することも可能としているため燃料健全性確認は行わない。</p>
5	<p>貯蔵中の燃料健全性確認方法</p>	<p>貯蔵中の監視は、放射線(中性子束)レベル、温度、キャニスタ外壁の状態、漏洩有無の抜取チェックでこれらのデータから使用済燃料の状態を間接的に評価する。</p>

表 2.2-5 チェルノブイリ ISF-2 に係る SNRIU への質問並びに回答 (2/5)

番号	質問	回答
6	二重壁は規制側の要求によるものか、又はメーカー(Holtec)の提案によるものか	少なくとも 2 つの放射性物質放出に対する障壁を持たせる規制要求に対して、様々な設計オプションを検討した結果、最終的に Holtec の二重壁キャニスタ (DWC)のみが適合した。
7	米国ではキャニスタに関して、蓋の二重化(冗長性)を規制要件としているが本体については二重化を要求していない。二重壁とする目的は何か。	ISF-2 は破損燃料も貯蔵するため、燃料被覆管は放射性物質の閉じ込め障壁とはならない。米国のキャニスタは二重蓋であるが一重壁であるため、少なくとも 2 つの放射性物質放出に対する障壁を持たせる規制要求に適合しない。米国で利用されている一重管で二重蓋の設計はいずれも蓋以外の部分(本体)に溶接箇所があるため、閉じ込め多重化の要件を満足しないと考えている。
8	貯蔵中の外壁又は内壁の漏洩監視を行うのか。たとえば、Holtec によれば内外壁の間の圧力を測定することで漏洩監視が行えるとしているが、そのような計画はあるのか。	このような監視計画はない。現状では、内外壁の両方が貫通して初めて漏洩が検知できる。DWC の内外壁の閉じ込め機能は製造過程及び貯蔵前に継続して何度も確認する。 また、圧力計を設けると DWC 外壁に貫通部が生じるので、それによって多重の閉じ込め障壁の信頼性を損なうことが考えられる。(貫通部は溶接にて封止処理を実施)
9	内外壁の漏洩監視を行わない場合の二重壁とするメリットは何か。塩化物応力腐食割れに関しては、亀裂深さがある程度に達すると亀裂進展が飽和するというデータもある。その場合は二重壁にすることでより危険側になる可能性もあるのでは。また、外壁が貫通すると内外壁の狭隘部で隙間腐食が加速する可能性はないのか。	現在のところ、ウクライナでは SCC の問題は十分研究されていないため、安全解析においてある深さで SCC 進展が停止すると仮定することは認められない。SCC は環境条件で発生するので、内壁は外壁によって SCC 発生環境から隔離できる。外壁が破れれば、当然内壁も SCC 環境に曝されるがその場合でも時間と環境条件の過酷さ※は一重壁の場合よりも少ないので、二重化するほうが閉じ込め機能喪失のリスクははるかに小さいと考えている。 ※外壁に微小な亀裂が生じた場合の内壁が曝される環境は、内壁全体が露出している場合より軽度と考えられる。

表 2.2-5 チェルノブイリ ISF-2 に係る SNRIU への質問並びに回答 (3/5)

番号	質問	回答
10	一重壁にはない二重壁キャニスタ特有の技術的課題として何がある と考えるか。	<p>これまでのところ、DWC 固有の大きな課題は認められない。</p> <p>これまでのデータで 100 年貯蔵を保証するものはないので、特に考慮していない。</p> <p>今後、DWC の蓋を開けて調べることも含めて定期的に確認を実施していくことでデータの蓄積をしていく予定。開けた蓋はまた溶接して閉めることができる。</p> <p>蓄積したデータについては、今後日本側に提供することは可能である。</p>
11	内外壁の隙間がキャニスタの除熱性能上重要と考えられるが、これ に関してどのような規制を設けまた確認を行うのか。(設計、製作、 貯蔵前及び貯蔵中)	<p>除熱性能上の規制要件は、通常時及び異常時の燃料温度が許容温度を超えないことである。ISF-2 の設計段階で保守的な燃料配置での熱解析を行い、許容温度を超えないことを確認している。除熱性能は DWC の内外壁ギャップの大きさに依存するが、最も保守的なキャニスタ内燃料配置の熱解析結果に基づいてギャップ量を設定している。また、DWC の内外壁ギャップは製造段階で平均値を管理している。</p> <p>ISF-2 の使用済燃料は冷却期間が約 20 年以上と長く発熱量も小さいことから、除熱性能は制限要因にならない。</p>
12	二重壁キャニスタの使用前検査項目と基準 (二重壁キャニスタ特 有のものはあるか)	<p>DWC の管理項目を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・工場での製造管理/検査 ・ISF-2 における空 DWC の受入れ検査 ・DWC 内への燃料装荷位置 ・燃料装荷後の乾燥管理※ ・乾燥後の He 注入管理 ・DWC 溶接密封後の検査 (溶接検査、漏洩検査) <p>※高温窒素ガス循環法</p>

表 2.2-5 チェルノブイリ ISF-2 に係る SNRIU への質問並びに回答 (4/5)

番号	質問	回答
13	二重壁キャニスタの貯蔵中検査及び監視項目と基準（二重壁キャニスタ特有のものはあるか）	特になし (質問 5 と同じ)
14	内外壁間の空間の雰囲気の基準は（空気又は不活性ガス、圧力）	使用済燃料は乾式貯蔵の規制要件に従い、不活性ガス(He ガス)中で貯蔵する。DWC 内部圧力基準は装荷する燃料の発熱量に応じて個別に設定している。また、内外壁間の圧力は正圧としている。
15	ウクライナの集中中間貯蔵施設に係る法令では二重壁キャニスタを用いることを規定しているが、その背景が知りたい。米国の標準である一重壁+二重蓋キャニスタではなぜダメなのか。	ウクライナの規制要件は、貯蔵システムが放射性物質の放出に対して少なくとも 2 つの障壁を備えることである。これは、IAEA の推奨（例えば、SSG-15 の p.6.42）を考慮して制定されたもので、二重壁の容器が必ずしも必要ということではない。異なる設計選択がありうる。Holtec が提案した DWC はこの要件を満足する設計の一つである。もし、貯蔵システムが放射性物質放出の第 2 の障壁を備えるのであれば、一重壁キャニスタでもよい。
16	チェルノブイリの ISF-2 と集中中間貯蔵施設で使用するキャニスタは、収納燃料タイプの違いによる寸法の違い以外に相違点はあるか。	基本的な相違はない。
17	キャニスタ方式の最も重要な課題の一つに大気中の海塩粒子による応力腐食割れ（SCC）が挙げられる。ウクライナでは日本のように沿岸立地ではないので大気環境がそれほど厳しくないと思像しているが、それでも SCC を問題にしているのか。	DWC の材質は SCC のリスクを下げるために低炭素含有ステンレス鋼を採用している。現有データからは、ISF-2 の設置場所の環境条件では SCC を考慮する必要はないと考えている。しかし、20-30 年のデータはあるが、100 年のデータがないため 100 年間のリスクを無視することはできない。このために質問 5 で回答したように DWC の貯蔵中監視を定期的に行う計画である。また、我々は DWC 内壁を外壁によって外部環境から隔離することがこの問題に対する最も効果的な対策と考えている。(質問 9 の回答参照)

表 2.2-5 チェルノブイリ ISF-2 に係る SNRIU への質問並びに回答 (5/5)

番号	質問	回答
18	<p>万一、貯蔵中にキャニスタが漏洩した場合はどのような手順で処置するのか。キャニスタの貯蔵モジュールからの取出し、移送、ホットセルへの搬入、燃料取出し、新キャニスタへの再装荷、貯蔵エリアへの移送・・・の各段階での確認項目は?</p>	<p>貯蔵開始と逆の手順、すなわちコンクリート貯蔵モジュールから DWC を取り出して、ホットセルに移送し内部の燃料を取り出して新しい DWC に装荷して再貯蔵することを考えている。</p>
19	<p>チェルノブイリの ISF-2 及び又は集中中間貯蔵施設の安全解析書の公開版があれば入手したい。</p>	<p>現時点では ISF-2 の安全解析書は Holtec の知的財産である。</p>

3.まとめ

乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用事例について 24 か国の事例を調査し、我が国の貯蔵施設技術要件との比較検討を実施した。また、深層防護概念の設計実用化例としてチェルノブイリ原子力発電所構内 ISF-2 水平型コンクリート貯蔵モジュール及びサイズウェルB原子力発電所の二重壁キャニスタの調査を実施した。前者については施設サイト及び規制機関の訪問調査を行った。調査結果の要点は次のとおりである。

- (1)調査した 24 か国のほぼ全てが乾式貯蔵に深層防護概念を取り入れた規制を採用し、それに従った設計及び運用を行っている。
- (2)深層防護の内容は、我が国のそれと大きな違いはない。我が国にないものとしては、事故時に備えた換気フィルタ設置、経年劣化監視のためのサーベイランスが一部の国で取り入れられている。
- (3)チェルノブイリ ISF-2 の二重壁キャニスタ (DWC) は、破損燃料を貯蔵するために多重の閉じ込め障壁を要求する IAEA 標準に適合するようにしたもので SCC 対策に主眼を置いたものではないことが確認された。

付録-1

深層防護の観察及びその詳細な歴史（ML13277A421）の要訳

議論

深層防護を理解するうえで、この"思想"又は"過程"の重要性を理解することが必要である。それは、なぜ深層防護が公衆の健康と安全を守るように作られている規制構造にとって欠かせないかということである。この理解の主な部分には深層防護の目的を理解することである。；すなわち、深層防護が何を達成しようとするのかということである。深層防護のもう一つ側面として、目標達成のための手法、その手法の判断基準、そして適切な深層防護を保証するための基準を定義することが挙げられる。以上の5つの深層防護の"要素"は次のようになる。

- ・ 深層防護の必要性
- ・ 深層防護の目的（すなわち、深層防護が何を達成しようとするのか）
- ・ 深層防護の最終目標に到達するために用いられる手法あるいは戦略
- ・ 深層防護の手法又は戦略を組み込むために用いられる基準
- ・ 適切な深層防護が存在するかどうかを決める基準

もし実際に異なる見方が存在すれば、深層防護の歴史（付録 A 参照）を調べて異なる見方を理解するよう努めることで、共通の理解を見出すことができる。特定の問題に関して、たとえば、不確定性、事故防止、事故軽減、多重障壁、冗長性そして緊急時対応のような共通のテーマがある。しかし、これらのテーマを分類する方法が異なる。それは、見かけ上は似ているものが、たとえば、なぜ深層防護が必要か？と深層防護の目的は何か？は異なる。そのため、歴史を調べることによって、上記の5つの要素に従って色々な表現をまとめて分類できる。以下にそのことを説明する。

深層防護の必要性

深層防護の最初の要素、なぜ深層防護が必要かを理解するために色々な情報源を調べると以下の文言が見つかる。

- ・ 起きてほしくない事象からの防御
- ・ 確率解析における不確定性の補償
- ・ 不確定性の問題に関して
- ・ 事故発生と進展に関する不確定性と不完全性を補うための準備
- ・ リスク解析の不適切性、不完全性及び抜け落ちの補償
- ・ リスク評価における定量化できない不確定性の下で公衆の安全を確保するための戦略
- ・ 工学的解析（決定論的及びリスク評価）において定量化しない不確定性と定量化できない不確定性の両方が存在する場合に公衆の安全を確保するための戦略
- ・ 高い不確定性度合いを持つ事象に対する決定論的設計と運転設備の適用
- ・ 最終的な目的は不確定性を補うことである。（たとえば、新技術及び新設計に関する運転経験の不足、安全性への脅威のタイプと大きさの不確定性）
- ・ 不確定性に対応するために用いられる NRC の安全思想

- ・プラント挙動、機器信頼性あるいは安全性を損なう可能性がある運転員の操作に関わる知見の不確定性に耐える設計を提供することを意図する安全思想
- ・原子炉運転と潜在的事故に関わる知識不足を補うため

The objective of defense-in-depth

深層防護の二番目の要素、深層防護の目標は何か、これを達成するために深層防護は何を達成しようとするのか、を理解するために色々な情報源を調べると以下の文言が見つかる。

- ・プラント、プラント運転員及び公衆の健康と安全を守るため
- ・起きてほしくない事象からの防御
- ・公衆の健康と安全の確保を保証する。
- ・過酷事故の可能性とその影響を軽減する。
- ・確率論的リスク評価（PRA）の結果、あるいは適切な安全性が達成されたという結論を支える他の解析の結果の信頼性を増す。
- ・事故確率は許容できる程度に低くしなければならない。
- ・仮に原子力施設で故障、事故又は自然誘起事象が発生した場合に事故発生を防止する、又は事故の影響を軽減する。
- ・万一事故が起こった時に、個人又は大勢の公衆に被害が及ばないようにそれを補うか又は修正する。
- ・放射性物質の環境への放出を防ぐ。
- ・プラントの損傷を回避する。
- ・対象施設あるいはシステムが故障や外部からの脅威に対してより耐性を持つ傾向がある。
- ・プラントの安全に対する脅威に対して幾つかのレベル又は階層の防御を与える。
- ・放射性物質による被ばく防止、隔離、軽減

The approach or strategy used to achieve the goal of defense-in-depth

深層防護の目標を達成するための方法や戦略に関する色々な情報源を調べると以下の文言が見つかる。

- ・3つの基礎的な防御線：(1)設計、建設及び運転の優れた品質、(2)事故防止安全システム、(3)事故影響制限安全システム
- ・最初の防御線に最も重点が置かれるべき。すなわち、設計、建設、試験及び運転は、通常条件と異常条件の両方で信頼でき、かつ予測可能なやり方で行われること。
- ・主な防御は事故防止を通じて行われる。
- ・3つの防御線：(1)事故防止、(2)修正行動がとれる防護システムが設けられる、そして(3)想定大事故の影響を軽減する工学的安全設備
- ・多重障壁の手法
- ・3つの連続した防護障壁：(1)事象の発生防止（保守的な設計余裕 他）、(2)事象を検知し収束させる能力、そして(3)公衆の防護
- ・核となる要素は、事故防止、安全システム、格納容器、事故管理、及びサイト選定と緊急時計画である。

- ・格納容器、低人口地帯への立地及び緊急時計画のような施策が事故防止と事故軽減思想に関連する深層防護概念の不可欠な部分であることを強調する。
- ・放射能放出に対する多重障壁を維持して過酷事故の可能性を減少しその影響を軽減すること。
- ・”万一故障が起こっても個人や大勢の公衆に被害を及ぼさないよう補償され、又は修正されるよう、全ての組織的、行動的又は装置に係る安全活動は部分的に重複する複数の層による。”と述べることによって深層防護を説明する。
- ・深層防護は、原子力施設の設計と運転手順に連続した手段を取り入れることを保証する。
- ・深層防護の戦略は二重構造である。一番目は事故を防止するため、二番目は、もし事故防止に失敗すれば、事故の潜在的結果を制限して、より深刻な条件に進展することを防止するためである。事故防止が最優先・・・
- ・5つの防御レベルは1つのレベルが破れると、次のレベルが働くように定義される。:(1)異常運転状態とシステム故障の防止;(2)異常運転状態の制御と故障の検知;(3)設計基準内事故の制御;(4)事故伝播防止と過酷事故の影響軽減を含む過酷事故の制御;(5)放射性物質の外部への大量放出による放射線影響の軽減
- ・深層防護の原理は、主として原理的には破られることがない障壁の列を組み込んで、それが壊れなければ公衆や環境に被害が及ばないようにすることである。
- ・原子力施設で起こる事象の影響に対する3層の防御層。3層は次のとおり。:(1)事故発生の防止、(2)事故が起こった場合の影響軽減、(3)放射能が放出された場合の公衆の健康への影響を最小限にとどめる緊急時対応

The criteria used to implement the approach or strategy of defense-in-depth

深層防護の目標を達成するための方法や戦略を取り入れるための基準に関する色々な情報源を調べると以下の文言が見つかる。

- ・この目標を達成する鍵は品質と品質保証、独立性と同時性である。;ミスや欠陥の頻度が許容レベル以下となるためには仕事はうまくなされなければならない、そしてよくチェックされなければならない。
- ・冗長な要素と供用期間中試験への対応、そして性能と信頼性を高めるその他設備
- ・各防御線の健全性を確保し異なる防御線の独立性を現実的な範囲で維持するために広範囲の包括的な品質保証計画が求められて用いられる。
- ・あらゆる原因による放射性物質の放出に適応し、自然力に耐える多重障壁を設ける、
・・・これらの障壁を損なうことなく
- ・適切な材料選定、機器製造の品質保証、試験及び検査の厳密なシステム、適切な技術と制御
- ・重要機器とシステムの設計に対する高い技術水準の要求
- ・定期的な装置の点検と保守計画;迅速かつ徹底的な調査と異常事象、故障又は誤動作の修正
- ・運転における健全かつよく定義された管理原理の要求;有能で熟練した運転員、責任分担の明確化、文書化された要領、点検そして改訂、定期的監査の手順

- ・制御及び停止装置の冗長化；独立した動力源からの非常時電源—3 重化される場合もある—そして緊急冷却システム
- ・格納容器本体自身、格納容器スプレイ及び浄化システム、格納容器冷却システム・・・そして格納容器内フィルタ捕集システム
- ・構造主義モデルでは、深層防護が規制構造とこれらの規制に適合するよう作られる施設設計の中に組み込まれていると考える。
- ・設計、建設、規制の見落とし及び運転活動を含む要求と過程を通じて深層防護に備える。；大きな不確定性を持ち公衆の健康と安全に重大な影響を及ぼす事象に対して決定論的な設計と運転設備を適用することを通して追加的な深層防護が与えられる。
- ・代替手段としてのプログラム活動；独立性と多様性；共通原因故障（CCF）の可能性；プラント運転員に対する信頼；そしてプラント設計基準の意図
- ・核となる安全機能は、設計、建設、保守又は運転の単一の要素（すなわち、SCC 又は行動）に依存しない。；核となる安全機能は(1)反応度制御、(2)崩壊熱除去、そして放射性物質放出を防止する物理的障壁の機能性である。
- ・適切な安全余裕が与えられること。
- ・格納容器の機能的性能

The criteria for determining whether there is adequate defense-in-depth

深層防護の目標が適切に達成できたかどうかを判断する基準に関する色々な情報源を調べると以下の文言が見つかる。

- ・リスク評価を行い、リスクを現実的な範囲で定量化することによって深層防護の要素をより明確にすることができる。
- ・防御の要素の適切性又は必要性を決定する場合は、各々の制御システムの性能を全体性能との関連で明らかにすることによって得られるリスク評価結果を反映しなければならない。
- ・事故防止と事故影響軽減の間に適切なバランスを確保するには、過酷な炉心損傷事故時の格納容器破損の平均頻度を炉心損傷事故 100 回あたり 1 回以下にしなければいけない。
- ・平均的に見て、過酷な炉心損傷事故は想定されない、・・・格納容器性能・・・サイト外への影響に対する目標は不確定性を保守側に仮定して満足されるべき・・・
- ・合理主義では：(1)定量的な健康目標、炉心損傷頻度、そして大量の早期放出頻度のような定量的な許容基準を確立する、(2)許容基準が満たされるかどうかを判断するために PRA 法を用いてシステムを解析する、そして(3)解析の不確定性、特にモデルの不完全性を評価する、そしてこれらの不確定性を補うために必要なステップを決める。
- ・深層防護の目的達成のためにとられる種々の補償手段は、この活動によるリスク、各補償手段のリスク低減への貢献度、リスク評価の不確定性及び利害関係者の信頼を得る必要性によって評定可能である。
- ・最終的な目標は、深層防護の異なるレベルにある防御線が破れた場合を考えたとしても、あらゆる想定事故が頻度-影響曲線に包絡されることである。
- ・深層防護は、プラントの持つシステムと障壁の間にある冗長性と多様性がリスク許容ガイドラインを満足することを保証するのに十分である場合に妥当と言える。

- ・不確定性の許容性を評価するため PRA を使用し、不確定性の許容性を決定し、又は設計を精緻化するために明らかになったオプション（性能監視の強化等）を使用するプロセスを介して妥当性を評価する。

観察

深層防護の歴史を調べた結果、5つの要素に対する一般的なコンセンサスがあると思われる。

なぜ深層防護が必要か？に関しては、施設の設計、建設、保守及び運転に関する知見の不足があることと、深層防護の目標が事故確率を許容できる低いレベルを維持しつつ、プラントの損傷を回避してそれによって公衆の健康と安全を確保するという共通認識が存在する。

深層防護に対して定義された手法あるいは戦略に関しては、高いレベルで事故を防止し、事故の影響を軽減するよく似た基礎的な防御概念が存在する。事故防止は事故進展につながる事象の発生を防ぐものとして定義できる。事故の軽減は過酷事故の進展を止めて、事故の影響を閉じ込め、事故の影響を緩和することと定義できる。この戦略のやり方は、同じ目標を達成しようとする多重障壁の概念とよく似ている。

深層防護に対して定義された手法又は戦略を組み込むための基準に関しては、極めてよく似た基準があり、たとえば、品質保証、冗長性、独立性、見落とし、閉じ込め、緊急時計画が挙げられる。

付録 A

深層防護の歴史的背景のまとめ

深層防護に関してレビューした文献を下表にまとめる。次頁以降に、その要点を示す

<ul style="list-style-type: none">• WASH-740• Joint Committee on Atomic Energy Hearings• Internal Study Group• ECCS Hearings• WASH-1250• 10 CFR Part 60• Post TMI Definitions and Examples• NUREG/CR-6042• Commission Policy Statements• NUREG-1537• MIT Speech by Chairman Jackson• Commission White Paper• Some Thoughts on Defense-in-Depth by Tom Kress• PSA '99 paper• ACRS letters• Joint ACNW/ACRS Subcommittee• IAEA Documents (INSAG-3, 10, & 12, TECDOC-1570, SF-1, SSR-2/1)	<ul style="list-style-type: none">• 10 CFR Part 50, Appendix R• A Risk-Informed Defense-in-Depth Framework for Existing and Advanced Reactors, Karl Fleming, Fred Silady• 10 CFR §50.69, 73.54, 73.55, 70.64, 73 Appendix C, Part 100• NEI 02-02• Petition on Davis Besse• Remarks by Chairman Diaz• Digital Instrumentation and Controls (NUREG/CR-6303, RG 1.152, NUREG-0800 BTP HICB-91, NUREG-0800 SRP BTP 7-19, DI&C-ISG-02)• NUREG-1860• INL NGNP report• RG 1.174 other RGs• NRC glossary• RMTF• SECYs• OECD NEA/CNRA/CSNI Workshop
--	---

WASH-740、1957[1]

深層防護の概念が初めて現れたのは、1957年に発行された WASH-740「大型原子力施設における大事故の理論的可能性とその結果」のなかで論じている「多重防御線」である。

「原子炉施設の許認可の基準として事故時の施設からの FP 放出を防ぐ多重防壁の設置を要求する」

「炉心損傷事故が生じて、次の二つの防護壁が両方とも破壊されなければ公衆の安全は維持される。(1)原子炉容器の健全性 (2)原子炉格納容器の健全性」

「格納容器は、公衆防護のための第二の障壁と考えることができる。これらの構造物は完璧に強固なものではないが、想定事故時の閉じ込め機能を維持できるよう設計される。」

Joint Committee on Atomic Energy Hearings, 1967 [2]

WASH-740の発行から10年後に、Clifford Beckが原子力に関する合同委員会に論文を提出した。その要旨は、以下のとおり。

“原子力発電所には次の3つの基礎的な防御線が構築される。

1.一番目の最も大切な安全防御線は、安全性確保のうえで重要な設計、建設、運転の高い品質を達成することである。

- ・材料選定、機器の製造品質保証、システムの厳格な試験、検査、作業者の技能維持と管理
- ・特に重要な機器及びシステムの設計に対する高い技術標準の要求。具体的には、フェールセーフ設計思想、冗長性とバックアップ、深層防護及び重要点に関する安全余裕の確保
- ・次のFP放出に対する幾重もの障壁を例に挙げて深層防護の原理を説明する。
 - (1) セラミック酸化ウランペレットは、非常に高いFP保持能力を持つ。
 - (2)ペレットは、ステンレス鋼又はジルコニウムの被覆管に収納される。
 - (3)燃料は、一次冷却材系に収納される。
 - (4)原子炉全体は高い耐圧性能を持つ格納容器に収容される。

- ・定期的な検査と保守により、異常事象、破損、故障を迅速に検知して修正する。
- ・適切な運転管理の要求：適正な訓練された職員、作業要領、定期的な監督、監査の実施

2.二番目の防御線は施設に設けられる事故防止のための安全システムである。これらのシステムは、故障や外乱が大事故に発展しないようにするものである。これらは制御及び停止装置の冗長化、独立した電源を持つ非常用電源（- 場合によっては3重化される -）、そして非常用冷却系である。

3.三番目の防御線は、事故の影響を軽減する安全系である。これらは、事故時の燃料や一次系から出たFPが外部環境に放出するのを防いだり、あるいは放出量を最小にする。格納容器、格納容器スプレイ系及び洗浄系、格納容器冷却系、そしてフィルタ捕集系がある。

防御系の次の3つの要素が互いに関係して、以上の3つの防御線の有効性を保つ。

- 1.最も主要な要素は、原子炉設計に対する最大想定事故を含む事故に対する体系的な解析と評価である。
- 2.安全解析における専門家による多数の独立した審査と許認可の専門家、コンサルタント、規制審査官、ACRS（原子力安全専門委員会）、原子力安全認可局及び委員会による審査

3.最後の要素は、定期的検査と試験検査である。これらには原子炉建設段階及び運転開始後における定期的な検査、事業者からの定期報告、運転記録の調査及び施設の適法性の調査がある。”

Internal Study Group, 1969 [3]

深層防護に対する別の参考文献として the Internal Study Group が 1969 年に提出した。

“Report to the Atomic Energy Commission on the Reactor Licensing Program,” がある。

この研究は、原子力産業の急速な拡大に対応できるよう AEC が 1968 年 6 月に開始した。研究メンバーは、AEC、ACRS、そして原子力安全認可局が指名した。この報告書は以下を述べている。

“原子力発電所の安全性は、一般的に施設の設計及びその工学的安全設備に深層防護を要求することで達成される。原子力分野における深層防護の重要性は、これまでの電力産業には無いものである。

原子力の世界では安全系の信頼性を求める際に、冗長性、多様性及び品質管理に特に注力してきた。設計の進化と新規原子炉の発注が増えるのに伴い、基礎的な施設設計に対する要求とバックアップシステムの間の適切なバランスをどのように採るかが議論になってきた。

Study Group は深層防護の概念を承認したが、一番目の防御線に最も注力することが正しいと信じている。つまり、通常時と異常時において信頼できて予測可能なやり方で施設が振る舞えるように設計、建設、試験検査及び運転を行うことである。”

ECCS Hearings, 1971 [4]

次に紹介する歴史的文書は、1971 年 12 月 28 日に発行された軽水炉の ECCS に対する暫定許容基準に係る公聴会での AEC の審査官の証言記録である。この文書の序章に「深層防護」の見出しがある節がある。そこでの証言は次のとおり。

“安全確保の目的は公衆を被ばくから守ることである。この目的は、深層防護の概念を用いることで、完全ではないにせよ、高い信頼性をもって達成できる。一番目の防御線は事故そのものを防ぐことである。安全上重要な全ての構造物、システム及び機器は事故発生確率が極めて低くなるように設計、製造及び運転されねばならない。この目的を達成する鍵は、品質及び品質保証、独立性と協調性である。誤操作や故障の機会が許容レベル以下になるよう適切に仕事が行なわれ、またなされたことを適切に確認しなければならない。

しかし、如何に設計や作業が素晴らしくとも、また如何に品質保証が完璧であったとしても、それらは不完全であると認識せねばならない。第二の防御線として、万一期待どおりの挙動から外れた場合に修正動作を行う防護系が設けられる。防護系には、冗長化した構成要素、定期的な供用中検査が可能となるようにすること、そしてその性能と信頼性を高める他の設備が含まれる。

第三の防御線は、想定される重大事故の影響を軽減するために設けられる工学的安全設備である。このような事故が発生することは前出の 2 つの防御線のおかげでほとんど有り得ない。防護系と同じく、工学的安全設備には冗長な構成要素、独立した複数の動力及び流体の供給源、自然現象と人為事象の両方に対する防護、そしてほとんど起こりえない事象においてこれらの

設備が正しく作動することを保証するその他の機器が備えられる。

原子炉に設置される深層防護のこれら 3 つの独立した防御線は、放射能放出の確率を許容値内に収めて、またその影響を軽減するために有効であると考えられる。

各防御線の健全性を保証し、各防御線をほぼ独立に維持するには夥しい包括的な品質保証計画が必要である。”

序章には、同じく「確率及び余裕」の見出しの節がある。ここでは、以下が述べられている。

“…ECCS は原子炉の安全性を保つために用いられる深層防護の概念における第三の防御線である。ECCS の設計の基礎は冷却材喪失事故 (LOCA) の想定頻度で、ECCS は LOCA 時に公衆を守るために必要である。このことは、深層防護と整合しており、こうした設備を設けることが妥当であると信じている。”

WASH-1250, 1973 [5]

前記の証言と同じ頃発表された文書に WASH-1250 "The Safety of Nuclear Power Reactors (Light Water Cooled) and Related Facilities."がある。この文書は、1973 年に刊行した。その第一章"Description of Light Water Reactor Power Plants and Related Facilities," では、次のように述べている。

“PWR の中及び BWR の中にも細かな点で違いは存在するが、これらのタイプの基本的な特徴はほとんど同じである。これらは全て巨大で複雑なシステムで、原因に関わらず放射性物質の放出に対する多重の障壁を持つように、またこれらの障壁を損なうことなく自然事象に耐えるよう設計、建設される。” ”深層防護”という言葉は、この時点では出てこない。

“Basic Philosophy and Practices for Assuring Safety," の見出しの第二章では、以下が述べられている。

“AEC の手続き規則及び規制標準と産業界のやり方にある基本的な考え方・・・は、しばしば深層防護の思想と呼ばれる。前述の記載は放射能放出を防止する多重障壁を用いることと同じである。しかし、同じく大切なのは、これらの障壁が異常事象によって無力化されないことを保証しなければならないことである。このため、産業界は規制法令、基準及び標準の要求に従って、原子炉施設、従事者及び公衆の健康と安全を守るために奮闘している。この深層防護を説明するわかりやすい方法は、安全性に対する 3 つのレベルのより広い概念の中でこれを論じることである。”

Post-TMI Definitions and Examples, 1981 [7]

EPRの原子力安全解析センターの副所長である R.J. Breen は、"Defense-in-depth Approach to Safety in Light of the Three Mile Island Accident."という本を出版している。彼は、深層防護を"概念"と位置付けて、次のように述べている。

“…連続した複数の防護壁によって起こって欲しくない事象から守る原理は、しばしば”深層防護”と呼ばれる。Breen は、深層防護の適用を記述するには様々な方法があることを知っていたが、”機能によって次の3つのレベルに分けてあらわすかなり一般的な方法”を選んでいる。”

- 1.事象の発生防止（保守的な設計余裕、等）
- 2.事象の検知及び収束能力
- 3.公衆の保護

Breen は次に深層防護がどこまで定量化できるかという問題に進んだ。彼は、PRA（確率論的リスク解析）がさらに発展すると、その機能の一つが深層防護を定量化する助けになることを知っていた。その時が来るまでの間は、最も安全に寄与する行動が何かを決定することが解くべき問題である。彼は、NRC が NUREG-660 にて点数システムを使用していると述べ、NSAC（原子力科学顧問委員会）と原産フォーラムによって作られた順位付けシステムを説明している。このシステムは、(1)影響を受ける事故連鎖の数、(2)決められた行動をとることができてリスクを低減できる見通し、(3)下流側評価（決められた行動から生じる可能性がある危険）(4)決められた行動を実行するのに必要な時間 から成る。

10 CFR Part 60, Statements of Consideration, 1983 [6]

10CFR60 の SOC（考慮すべき文言）の中にも深層防護という言葉が現れる。ここでは、深層防護は、（可能な限り物理的に体系化した）多重障壁によって定義されており、バランスの概念が取り入れられている。特に最後の規則（48FR28194-28299）の文言には次の記述が含まれる。

“委員会は、合理的かつ実用的である指針が EPA（環境保護局）標準を単一の包括的標準とすることに加えて、主要な個々の地層処分の要素に対する最小限の性能標準を規定する深層防護の手法を採用することを示唆した。委員会は、地層中に置くという天然障壁に加えて、廃棄体と地下施設という2つの工学的障壁を前提とする多重障壁手法を了承した。”

その後 SOC は次のように述べている。

”多重障壁、深層防護手法及び単一の EPA 標準の間に不整合はない。”

NUREG/CR-6042, Perspectives on Reactor Safety, 1994 [8]

F. E. Haskin (ニューメキシコ大学)と A. L. Campbell (SNL)が 1994 に刊行した UREG/CR-6042, "Perspectives on Reactor Safety," は、"1950 年代初めに出され、その後深層防護として認知されるようになった包括的安全戦略の主要な要素"を NRC の技術訓練センターによる 1 週間の原子炉安全概念に係る講習で取り上げていることを記載している。取り上げられた要素は、事故防止、安全システム、事故管理、及び立地と緊急時計画である。

NRC Commission Policy Statements, 1986, 1994 (2008), 1995 [9]

深層防護という言葉は、次の 3 つの委員会政策声明の中で明確に述べられている。安全目標政策声明、新型炉政策声明 (2008) 及び PRA 政策声明。これらはいずれも、事例や含蓄を除けば深層防護のはっきりした定義を述べていない。

安全目標政策声明 (1986) は以下の文言を含んでいる。

“委員会は炉心溶融事故の結果を軽減することの重要性を認識し、格納容器、より低人口密度地域への立地及び緊急時対処計画を、その事故防止と事故影響軽減の思想の観点から深層防護の概念の主要な部分であることを今後も強調してゆく。”

“…確率論的な評価結果は、決定論的な結果によってサポートされ調和させるべきである。こうすることで、これらの評価と仮定の信頼性の度合いが決定者によって判定できる。このことが、規制の保守性の程度を決定する過程の中心となる。この深層防護手法によって公衆の健康と安全を守り続けることが期待できる。”

“事故発生防止及び事故影響を軽減するために深層防護手法を用いることが義務付けられている。また、低人口密度地域への原子炉立地が必要である。さらに、周辺住民に対するさらなる深層防護を備えることが求められている。”

2 人の独立した委員の追加的見解 (委員会の政策ではない)

“…委員会は、事故防止と事故影響軽減にもっと寄り添った政策を作るべきであった。深層防護の原理を確実に維持するには、そうした指針が必要である。”“事故防止と事故影響軽減の間の適切なバランスを保つためには、過酷な炉心損傷事故時に格納容器が破損する平均頻度は過酷炉心損傷事故 100 回あたり 1 回以下としなければならない。”

“…格納容器性能の目的は深層防護の原理を維持する要素の一つである。”

“委員会の長期にわたる深層防護思想と整合させるためには、炉心溶融基準と格納容器性能基準の両方を委員会の安全目標として明文化せねばならない。”

“…公衆に対する意味のある保証 ; NRC 職員に対する実用的な指針、将来の産業界に対する規

制 –これらは全て委員会の深層防護思想と整合することを単純に述べるものでなければならぬ。

(1)過酷な炉心損傷事故は平均的に見て起こるとは考えられない・・・

(2)格納容器性能・・・過酷事故は・・・起こるとは考えられない

(3)敷地外への影響に対する目標は、不確定性を保守側に考慮して満足させなければならない。”

新型炉の規制に関する委員会政策声明（1994/2008）には、次の文言が含まれる。

“放射線放出に対する多重障壁を維持し、過酷事故の可能性と影響を低減する深層防護思想を取り入れた設計。”

PRAに関する委員会声明（1995）は以下の文言を含んでいる。

PRAの役割に関するパブコメに対するNRCの回答は”委員会は、従来の深層防護概念をPRAに置き換えることは考えていない。”

PRAの方法に対するパブコメに対するNRCの回答は、”公衆の健康と安全を守るうえで決定論に基礎を置く規制は有効であった。PRAは従来の決定論に基礎を置く規制に焦点を置きつつ、深層防護思想をサポートする場合に最も価値がある。”

深層防護思想を考慮して規制に対する決定論的手法と確率論的手法について議論する際に、NRCは”委員会は、深層防護思想において原子炉のいかなる設計、保守、あるいは運転の単一要素に対しても完全な信頼を置くことはできないと考えている。このため、拡張されたPRA技術は、防護レベルの定量評価を可能にすること及び原子力産業に対して適用される規制要求の弱点あるいは保守性を明らかにすることを助けることによってNRCの深層防護思想をサポートし続けるだろう。深層防護は、“能動的”安全系を持つ施設（具体的には商用原子力発電所）に冗長性及びFP放出に対する多重障壁法を与えるというNRCの思想である。このような障壁原理は1982年に制定された核廃棄物法で規定されており、核廃棄物を埋設し居住空間から隔離する地層処分に冗長性を要求している”と述べている。

政策声明は、「PRA技術の使用は・・・NRCの決定論的手法を補完し、NRCの伝統的な深層防護思想をサポートするものでなければならない」と述べている。

NUREG-1537, Part 1, 1996 [10]

NUREG-1537（非動力炉の許認可に対する申請の準備と審査に関する指針）では、非常に簡単に深層防護を参照している。そこでは、”原子炉施設の安全性を保証し公衆を防護するために求められる構造物、システム及び構成機器に対する主要な建築設計及び工学設計基準”を記載することに関連して、”材料は安全及び防護機能を高め、放射性物質の制御できない放出に対して深層防護を与える助けとなる設計を持たねばならない”ことを求めている。

Chairman Jackson MIT Speech, 1997 [11]

Jackson 委員長は MIT の動力炉安全教程における講演で“NRC の安全思想は、・・・幾つかの互いに密接に関連した要素を持つ・・・これらは、深層防護、申請者の責任、安全文化、規制の有効性及び公衆への責任である。深層防護は、原子力施設の防護系や安全対策系にある潜在的な故障に対して、それらが公衆や国家安全に重大な被害をもたらす可能性がある場合には必ずこれを補償する連続的な対策が設計及び運転手順に組み込まれることを保証するものである。”と述べている。

Some Thoughts on Defense-in-Depth by Tom Kress, 1997 [12]

1997 年 8 月 27 日の ACRS の内部委員会の会合において、Kress 博士は深層防護に関する論文を発表している。この中で、彼はリスクを決定する方法や道具はまだ十分開発されておらず、規制当局が活用できるリスクの指標は存在しないことを示している。NRC は次の 3 段階の防護レベルの間のバランスを与えると考えられる深層防護と呼ぶ規制思想を発展させてきた。: 事故発生防止、事故の進展停止 (制限)、事故時の FP 放出からの避難。これらの 3 段階の各々に対して、必要な機能を達成するための複数の独立した設備が備えられている。また彼は、バランスとは等しいことを意味しないと述べている。

彼は、これら 3 つのレベルのうち第一のもの (深層レベルでの防止) は建設段階での品質、QA、検査と保守、試験、冗長性を持つ複数種の緊急動力装置のようなものを通じて達成されると説明している。第二のレベルは、多重の物理的障壁や冗長性を持つ複数種の停止システムのような概念で、第三のレベルは、人々の避難及び隔離のための立地と計画の準備である。このような深層防護の見方は、NRC が行う深層防護の中の純粋に深層防護要求と見なすことができるものと完全に分離することを困難にする。

Kress 博士は深層防護の全ての面は PRA に反映されると信じている。第一のレベルは種々の事故の発生頻度に反映され、第二のレベルは炉心損傷頻度 (CDF)、条件付炉心損傷頻度 (CCFP) そして大規模放出頻度 (LERF) に反映され、第三のレベルは土壌汚染や初期及びその後の被害の最終的な指標に反映される。彼は、PRA の結果を深層防護全体の有効性の指標と考えることができるかと結論付けている。さらに、深層防護を用いることがリスクと不確定性を下げる手段であり、また深層防護は規制審査を支援する思想であり、深層防護を採用することとその要求が規制活動と規制体系全体に間接的に取り入れられているとしている。以上が深層防護の必要かつ十分条件である。

Kress 博士は、これら 3 レベルを記述する政策声明の必要性を認めている。第一と第三のレベルに対しては改めて述べる必要はほとんどない。第二のレベルは設計とハードの問題に深く関わっているので、とりわけ CDF と CCFP の間の適切な規制の在り方に関してもう少し説明がいるかもしれない。

彼は、以下に挙げる政策声明を設けるための合理的な手法に関して幾つかの考察を行っている。

- ・レベル 1 とレベル 3 に対する現状の規制と要求で十分であると仮定する。
- ・"N+1"を深層防護原理として確立する。
- ・不確定性を考慮した CDF と CCFP に係る許容リスク基準を確立する。
- ・CDF と CCFP (又は LERF)の間の適切な規制バランスを (専門家の判断を通じて) 確立する。
- ・あるレベル 2 の深層防護を要求することを規定する。(例、冗長性を持つ複数種の停止システム、ECCS 及び長期間冷却、格納容器)
- ・格納容器設計は全ての過酷事故を考慮して、その容積、強度及び自然熱伝達特性のみでは破壊されないことを規定する。

Commission White paper, 1999 [13]

Jackson 議長は 1999 年 3 月の白書の中で深層防護に関する彼女自身の見方を述べている。彼女は其中で "深層防護の概念が原子力分野の特に原子力施設の規制における基本的な考え方であり、今後もあり続ける。リスクを現実的な範囲において定量化することによって深層防護のレベルをより明確にできる。防護のある要素の重要性に関する不確定性は無視できないが、これらの要素と不確定性が定量化できれば、規制上どの程度防護が必要かが判断できる。防護の要素の適切性あるいは必要性を決定するためには、全体性能に関連して各防護システムの個々の性能を評価することを通じて得られるリスクを考慮しなければならない。"と述べている。彼女は続けて、"深層防護とは、原子力施設で故障、事故あるいは自然事象が起きた場合に事故を防止し、あるいは影響を軽減するため逐次的な対処策を採用するという NRC の安全思想の要である。深層防護は、安全が原子力施設の設計、建設、保守、あるいは運転のいかなる単一要素にも完全に依存しないことを前提としている。設計、建設、保守及び運転に深層防護を取り入れる効能は、対象施設又はシステムが故障や外部からの影響に対してより耐性を持つようになることである"と述べている。

PSA Paper, 1999, [14]

J.N.Sorenson らは、1999 年の PSA に関する会議で "On the Role of Defense in Depth in Risk-Informed Regulation." というタイトルの論文を発表している。この著者らは、深層防護の範囲及び性質に関する 2 つの異なる学派 (モデル) があることを指摘している。これらのモデルは各々は構造主義モデル及び合理主義モデルと名付けられている。この論文は 2 つのモデルについて説明している。

"構造主義モデルでは、深層防護が規制構造とそれらの規制に適合するよう作られる施設設計に具現化される。深層防護の要求は次の質問を繰り返すことから成る。"もし、この障壁あるいは安全装置が壊れたらどうなる?" この答えは、規制要件そのものに、具体的には連邦規則 10 条に記述される。このモデルの必要十分条件は 10 条から導くことができる。また、より高いレベルの防護線で具体的に言えば事故発生を防止し事故を迅速に収束させるものと、不幸にも収束できなかった事故の影響を軽減するもの間でバランスが保たれねばならないのもこのモデルの特徴である。その結果の一つとして、原子炉格納容器や緊急事態時の計画のようなある種

の安全対策が、それらが必要になる確率の評価結果に関係なく設けねばならないことが挙げられる。適切なレベルの防護を達成するために事故防止だけに頼ることはしないのである。

合理主義モデルでは、深層防護とは事故発生と事故進展に関する知見の不確実性と不完全性を補償するために行われる施策の集合全体と考える。このモデルは、確率論的リスク評価手法を用いてリスクを定量化し、不確実性を見積もる能力を作ることによって実用化できる。合理主義者が描くプロセスは次のとおり。(1)定量化された健康指標、炉心損傷確率及び初期の大規模放射能放出確率のような定量的な許容基準を確立する。(2) PRA モデルによってシステムを解析し許容基準を満足することを確認する。(3)解析の不確実性、特にモデルの不完全性を評価してこれらの不確実性を補償するためにどのような方策をとるべきかを決定する。このモデルでは、深層防護の目的は PRA の結果あるいは適切な安全性が達成できるという結論を補足する他の解析結果の信頼性を高めることである。

この背景には、事故確率は許容できる程度に低いものでなければならないとの考え方がある。事故確率を十分許容できる程度に下げの方策が深層防護である。深層防護が安全目標と設計過程のインプットである許容基準の中で明らかとなる可能性があることに注意が必要である。たとえば、炉心損傷頻度と条件付格納容器破損確率に対する目標を選定する場合に、防止と軽減の間のバランスに関する判断がなされる。

構造主義と合理主義を区別するものは、それらの定量的な許容基準の確立と不確実性を含む形式的な解析にどの程度依存するかの違いである。解析能力を使い果たした後は、工学的判断によって深層防護にもとづく対策の種類と範囲が決定される。”

著者らは次の 2 つのオプションを提案している。

1. 深層防護をリスク解析の補完とすること。(合理主義の立場)
2. 高いレベルで構造主義を用い、低いレベルで合理主義を用いる。

“オプション 1 は、規制構造の大幅な変更を求めるものである。規制の階層構造における深層防護の位置付けを変えなければならない。PRA はもはや深層防護を補完するものではなく、深層防護は安全解析全体の中の要素の 1 つに過ぎなくなる。”

“オプション 2 は、概ね現在の規制構造と適合する。深層防護の構造主義モデルは高レベルでの安全思想の中で維持され、合理主義モデルは安全に関わる階層構造の低いレベルで用いる。”

著者らは、”オプション(2)は深層防護とリスク情報活用規制を融合させる現実的な方法と見なすが、合理主義モデルであるオプション(1)は将来的にはリスク情報活用規制に対する最も強力な基礎になるだろう”と概括している。

ACRS Letters, 1999, 2000 [15]

ACRS は長年にわたり深層防護の考え方に関する夥しいレターを出している。(表 1 参照)
その中で、原子炉と核物質に関して深層防護について詳しく論じた 2 つのレターがある。(1999 年と 2000 年)

最初のレターは、1999 年 5 月 19 日付の委員会が Shirley Jackson 議長に宛てた” The Role of Defense in Depth in a Risk-Informed Regulatory System.”というタイトルの原子炉に関わるものである。このレターでは、委員会がリスク情報活用規制の絡みで確率論的リスク評価と深層防護の適切な関係について議論している。そこで委員会は次のように述べている。

“多層構造を持つシステムとして原子力発電所を解析する能力が向上することが深層防護の役割を再考させることにつながる。深層防護は、現在の解析では扱うことができない、あるいは高い精度で扱えない領域や解析結果が非常に不確かな場合にも必要な安全保証を与えることを可能とする。深層防護の有用な要素と定量的なリスク評価法から得られる利益の間の葛藤を避けるために、深層防護の適用に対して必要十分条件の制約を課さねばならないが、これらは大なり小なりリスクを評価する我々の能力の不確定性に依存する。

我々は深層防護の 2 つの異なる見方があることが自明であると信じる。1 つの見方（構造主義の立場）では、深層防護は事故を検知し、防止しあるいは事故の影響を軽減して設計が安全目標に適合するように多重の冗長な施策を施すことと考える。この立場は、一般的なプラント設計者の見方である。もう一つの見方（合理主義）では、深層防護の役割をリスク情報活用規制の枠組の中で不適切性、不完全性、そしてリスク解析の省略を補償するものとする。ここでは、不適切性、不完全性及びリスク解析の省略をまとめて、不確定性と呼ぶことにする。深層防護の対策とは、規制活動全体の目標の中で不確定性を許容レベルまで低減するためにプラントの設計及び運転に適用されるものを指す。理想的には、リスク評価結果の不確定性と深層防護が適用される範囲の間には負の相関性があることが考えられる。直接評価できる不確定性に対して、複雑な PRA の不確定性解析において深層防護と不確定性の間にある負の相関性を明らかにする必要がある。

深層防護を適用する場合は、深層防護施策の必要性和十分性の両方をできるだけ定量化して妥当性を示す必要がある。深層防護施策の妥当性を必要性和十分性から証明できなければ、リスク情報活用規制の完全な有効性は実現できない。

現在我々が持っているよりもっと詳細なレベルでリスク許容基準が使えるようになれば、定量的なリスク評価法の使用と深層防護の適切な義務化がはるかに魅力的なものになるだろう。リスク許容基準を追加する場合は現状の規制で取り上げている安全目標を考慮せねばならない。このような許容値を設定することが政策の役割であり、安全目標値を設定することと極めてよく似ている。深層防護によって補償すべきと考えられる不確定性は、あらゆる不確定性を含む。(わかっているものと偶然の両方)これらの不確定性が全て通常の PRA 不確定性解析にて考慮

できるわけではない。そのため、不確定性に対して許容値を設定する場合は、PRAによって直接定量化できない不確定性を適切に取り入れなければならないだろう。これらは、工学的判断と専門家の見解によって決定されねばならない。現実問題としては、許容値はPRAで定量化が可能な既知の不確定性に対してのみ置き、定量化できない偶然の不確定性に対しては十分小さい値にすべきと考える。

許容値を規制目標とそれらに付随する不確定性に対する政策として選定する場合は、PRAの評価対象となる設計及び運転要素に求められる深層防護の大きさに制限を設けることが可能である。

この深層防護概念の例として、CDFとCCFPの間のバランスを挙げることができる。我々の見方では、各CDF、LERFそしてLERFに付随する既知の不確定性に対して3つの許容基準を満足させる必要がある。我々は、この深層防護の概念は深層防護施策がPRAによって直接評価できる場合は何時でも十分条件を策定する合理的な方法を提供できると信じている。しかし、特にPRAが定量化できない不確定性に対して制限値を設ける場合はかなりの判断を要することも知っている。”

2番目のレターは、2000年5月25日に委員会がRichard Meserve議長に宛てた“Use of Defense in Depth in Risk-Informing Nuclear Material Safety and Safeguards (NMSS) Activities.”というタイトルのものである。このレターでは、委員会がNMSSのリスク情報活動における深層防護扱いに対するレビューを行っている。委員会は次のように述べている。

1. 深層防護の目的のためにとられる様々な補償施策は、その活動によるリスク、リスク低減の有効性、リスク評価の不確定性及び利害関係者の信頼を得る必要性にもとづいて順位付けを行うことができる。
2. 輸送、貯蔵、再処理及び製造に対する深層防護の扱いは原子炉のそれと同じでなければならない。
3. 高レベル廃棄物（HLW）から公衆と環境を保護するための深層防護は、技術と政策の両方の問題である。リスク低減に対する種々の補償施策に合理的なバランスを求めることが大切である。担当者は望ましいバランスをどのように達成するかについてオプションを用意すべきである。専門家やその他の関係者の意見をもとに各オプションの適切性を評価すべきである。
4. 深層防護を達成するための補償施策のバランスは施設又はその運用によってもたらされるリスクの許容性に依存するため、全てのNMSS規制活動に対してリスク許容基準を策定すべきである。

委員会はさらに次のように述べている。

我々は、深層防護がリスク情報活用規制体系に関係するという一般的な理解が必要であることと、リスク情報活用及び性能に基づく規制に関する委員会白書（参考文献1）の中で次のよい定義がなされていることに同意する。：深層防護は、もし原子力施設で故障、事故又は自然誘発事象が発生した場合に、事故を防ぐあるいはその影響を軽減するために逐次的な補償施策を採用するという NRC の安全思想の要素である。

・・・深層防護をリスク情報活用規制体系に組み込むうえで改善が必要なものは、補償施策の必要数とそれらの妥当性を決めるためのガイドラインの策定である。これには、以下の原理が重要であると信じている。

- ・深層防護は主にリスク評価において定量化できない不確定性から公衆の安全を守る方法として位置付けられる。
- ・補償施策の性質と範囲は許認可を受ける活動から発生するリスクの大きさによって決めべきである。
- ・各補償施策の良否は、かなりの部分が(技術ではなく)価値判断でありそれゆえ政策の問題であるべきである。

原子炉に関しては、委員会は次のように述べている。

“・・・不適切なモデルによってさらなる補償施策が必要かどうかを決めるのは CDF 頻度である。一般的にこうした施策が追加されるほど、この頻度は減少する。如何なる CDF 頻度が許容されるかは政策の問題である。上で述べたように、現在の原子炉規制体系はこれらの確率頻度を考慮することなく発展してきた。その結果、深層防護の構造主義的手法は、重要な事故進展の範囲をあらゆる定義された設計基準事故に対する許容基準を満足させるための補償施策に重点が置かれてきた。”

核物質に関して委員会は次のように述べている。

“深層防護の問題とその適用原理を核物質に適用する場合は幾分異なる考え方が必要である。たとえば、PRA を核物質に適用した経験は原子炉に比べるとはるかに少ない。リスク評価の観点から見れば、材料システムは原子炉ほど複雑ではないが、材料認可に伴う活動にはより大きな多様性がある。おそらく、最も大きな違いは、安全問題に関する原子炉と核廃棄物処理、特に HLW の最終処分との基本的な相違である。そのような埋設処分の安全性における第一の関心は、事故時の破滅的な放射線放出ではなく、水や土地利用といった生活を支える大切な資源の汚染である。どちらも人間の放射線被ばくの原因となりうる。一方、両方とも公衆の健康と安全を守るために単純な隔離や緩衝策を講じることができる。このため、埋設処分に対する深層防護の概念は、非常に長期間に及ぶことから生じる大きな不確定性にさらされる人類資源を保護することを目標にすべきである。核廃棄物の領域では、施設閉鎖前の事故想定もある程度重

要ではあるが支配的な安全問題ではない。しかし、施設閉鎖前の操作には、原子炉施設に適用されるものと同様のリスク評価手法が用いられる。

核物質の多様性の問題に関連して、SECY-99-100 が核物質を 4 つのグループに分類している。ここでは 4 つのグループを活動によって以下に分ける。(1)処分、(2)輸送及び貯蔵、(3)再処理及び製造、(4)産業及び医療用

処分(分類 1)については、原子炉の例では防護障壁の有効性を考慮する方法を示唆している。廃棄物処分施設では、多重障壁を用いることで深層防護が取り入れられている。輸送及び再処理施設(分類 2 と 3)に対しては、原子炉とよく似た PRA 手法が適用でき原子炉と同じように深層防護を扱うことができる。産業及び医療への応用(分類 4)に対しては、これらの核物質の取扱に関する十分なデータがあるためリスク評価における不確定性は比較的小さいと考えている。分類 4 では、深層防護は最小限でよく、分類 1~3 にはない利点である保険統計の情報が利用できると考えられる。”

委員会は続けて次のように述べている。

“深層防護を用いて規制をリスク情報活用に基づく枠組みの中に取り込むには、各々の規制すべき活動に対するリスク許容基準を確立する必要がある。ほとんどの場合、施設(又は申請される設計)は補償施策を持って存在している。そのため、疑問は(1)これらの施策は、施設又は設計がリスク許容基準を満足するうえで十分かどうか？(2)施策は、それらの評価における不確定性を補償するうえで十分か？(3)これらの施策は利害関係者の納得が得られるか？ これらの疑問に答えることは、深層防護をリスク情報活用規制体系に用いるうえで最も難しい問題で、必要性和十分性に対する基準を確立するための鍵である。

・・・HLW の埋設処分を含む核物質に対する補償施策を選定する実際的な方法として、我々は以下を推奨する。

1. リスク許容基準を達成するうえでの個々の安全システムの貢献度は、定量的な不確定性頻度を考慮するリスク評価によって決めるべきである。
2. リスク評価モデルの妥当性は、定量的に評価すべきである。
3. 適切なバランスが達成されたかどうかは、専門家や他の関係者の意見によって判断することができ、最終的には政策の問題である。
4. 政策意見は、いかにして適切なバランスが達成できるかについてまとめるべきである。また、利害関係者の信頼を得ることに対する各意見の影響を評価すべきである。

Joint ACNW/ACRS Subcommittee, January 13/14, 2000 [16]

深層防護を題材とした合同分科会が行われた。以下は、色々な発表者のプレゼン要約である。

Defense-in-depth: Perspective for Risk-Informing 10 CFR 50, Tom King, Gary Holahan

発表者は深層防護が原子炉規制、審査及び申請者の変更申請過程に含まれることを示した。深層防護は FP に対する多重障壁、例えば、セラミックペレット、金属被覆管、原子炉容器及び配管、格納容器、排他区域、低人口密度地帯、避難計画、人口集中地からの距離 から成る。DGC は深層防護を与える。たとえば、1-5, 10-18, 20-29, 30-46, 50-57, 60-64.

原子炉監視プロセスの基礎は深層防護である。

彼らは、リスク情報に基づく 10CFR50 の方法を確立できるように深層防護の実用的な定義を作るべきと考えていた。それは、多重の防御線、防止と軽減のバランスを与え、そして事故シナリオにおける不確定性を決める枠組みを与えるべきである。それは次の 2 つの部分から構成されるべきである。: 全ての場合に与えられる基本的な要素と不確定性や信頼性及びリスク目標に依存して変動しうる要素。基本的要素が基盤として構築されて事故の防止及び影響軽減を保証し、CDF 目標と LEFOR 目標と整合する全体としての安全レベルを達成するための防止と軽減の間のバランスを保証すべきである。実行要素は、信頼性とリスク目標及び防止と軽減のバランスを達成するために冗長性、多様性、QA、EQ (Equipment Qualification)、供用中検査 (IST)、安全余裕等を必要に応じて臨機応変に用いる。

Design Defense-in-Depth in a Risk-Based Regulatory System with Imperfect PRA, Tom Kress

Kress 博士は、深層防護がリスク評価における不確定性を扱うための設計及び運転の戦略であることを示した。しかし、彼はさらに次の 2 つの注目点があると述べている。(1)深層防護はリスク評価の観点からは正確な定義をもたない。(2)深層防護に制限を課す定義又は基準は存在しない。

Kress 博士は深層防護が次の 4 つの原理から成るとしている。: 事故発生防止、事故が許容されない結果をもたらす前に事故を停止し拡大を防ぐこと、被害の軽減、そして事故のタイプと進展を診断するための十分な計装。彼はこれらの原理に基づいて次の深層防護の定義を提案している。:"設計の深層防護は、リスク低減を事故防止と事故影響の軽減の両方に適切に振り分けることを通じて許容リスク (不確定性の観点から) まで下げるための設計を構築する戦略である。

Kress 博士は、最後に深層防護に制限を課すことを提案している。彼は、PRA から不確定性が定量化できれば許容リスク基準を設ける必要があるが、定量化できない不確定性については専門家の見解によって見積もるべきであるとした。そして許容基準には、これら 2 つの不確定性の両方を含めねばならないとしている。さらに、(防止と軽減の) 配分とは、防止と軽減の価値の大きさを決めるために基準が求められる場合の価値判断である。彼はまた、配分が次の幾つかの要因に依存することを示している。: 固有の危険レベル (危険度合が大きいほど防止に費やす価値が大きくなる。)、リスク評価における不確定性の大きさ、不確定性の定量化できない度合。彼は、決定論的空間においては不確定性を最小化しようとするかもしれず、それは決定論の"損失関数"

にもとづくものかもしれないとしている。

Defense-in-Depth, Robert Bernero

Bernero 博士は、深層防護が次の 6 つの質問によって理解できることを示した。

1. 深層防護とは何か？ 深層防護は、NRC の安全思想の要素でそれは原子力施設で故障や事故又は自然誘発事象が起こった時に事故防止あるいは事故拡大を防ぐために採用する逐次的な補償対策のことである。深層防護の思想は原子力施設の安全が設計、建設、保守又は運転におけるいかなる単一要素にも左右されないことを前提とするものである。深層防護を設計、建設、保守又は運転に取り込む総合的な効果は、対象施設又はシステムが故障、破損及び外部事象に対してより高い耐性を持つことである。深層防護は適切な防護を決める処方箋ではない。；それは安全思想であり、安全解析の戦略である。

2. 深層防護を支配する哲学は存在するか？

イエス、それは安全解析の戦略としてである。深層防護は、単一事象、設計設備、障壁、又は性能モデルに対する過度の信頼性を排除する。それは、許容性に対する処方ではなく、また十分な防御ではないかもしれない。それはリスクを前提としており、許容値から近過ぎず、また遠過ぎずの十分な安全余裕を達成すべきものである。

3. 現在の安全目標と目的は一般的な用途から見て明確か？

ノー、それは一般用途に対するものではない。防護範囲は、公衆安全、従事者安全、患者の安全、環境保護に及ぶ。認可された活動範囲は、原子炉、燃料サイクル施設、産業及び医療目的、免除された配送及び輸送にわたる。

4. 原子炉のリスク情報活用規制における深層防護の役割は何か？

通常時の放射能放出には適用しない。それは、事故解析において大きな信頼性を必要とする領域を評価するための基礎である。；たとえば、耐震安全、原子炉容器破断、蒸気発生器細管破断、人為行動。それは、順位付けられた目標を持つ順位付けられた防御である。

5. 放射性物質の処理と使用に対するリスク情報活用規制における深層防護の役割は何か？

それは通常時の放射能放出に対して適用される場合もある。たとえば、免除製品？ これは、順位付けられた防御に対する順位付けられた目標を必要とする。また、潜在的な影響、潜在的な障壁、潜在的な行動及びバランスのとれた防御の選択を必要とする。これは本質的に解決困難な問題を含む、たとえば、患者の安全と医療の QA がある。

6. 放射性物質処分に対するリスク情報活用規制における深層防護の役割は何か？

許容性に係る 1 つの基礎は適切な不確定性解析による the Total System Performance Assessment [sic] (TSPA) である。深層防護を不確定性解析の一種と見るような混乱が見られる。63 条の提案は深層防護に対する健全なやり方で判断のための情報を提供できる。順位付けられた

不確定性に対する順位付けられた目標が必要である。たとえば、明らかに許容できる、許容できる、明らかに容認できる、容認できる、生命を脅かす、許容できない。

On the Quantification of Defense-in-Depth, John Garrick

Garrick 博士の発表では、原子力発電所及び核廃棄物処分施設に設ける公衆と環境への放射能放出に対する種々のレベルの防御策の深層防護の度合を定量化するための概念的枠組を提案している。この提案の主な特徴は、放射能放出に対して多重の防御を与えるよう設計される種々の深層防護システムの性能を定量化し可視化するために PRA の結果をどのように用いるのが最適であるかということである。彼は、我々が多重防御から金銭的価値が得られるかどうかとそれを必要とするかどうかを決めるために PRA と確率論的性能評価 (PPA)を用いる鍵が、(1)環境に対する放射能放出を防止する個々の安全システムの役割を理解すること、(2)個々のシステムの効果であるとした。彼の手法は、トップダウンによるリスクと機能の性能、システムと構成機器の調査である。

Defense-in-Depth for Risk-Informed Performance-Based Regulation: A Provisional NMSS Perspective, Norman Eisenberg

Eisenberg 博士は NMSS の枠組が深層防護を含む規制方法の再検討を求めており、また深層防護が枠組の色々な場面とリスク情報活用活動に取り込まれていることを示している。さらに彼は、NMSS に深層防護を組み込む際に影響を及ぼす幾つかの要因があるとしている。たとえば、申請者及び規制を受ける活動の性質、原子炉よりも危険が少ない NMSS 制御器システム。

彼は、深層防護に構造主義的方法と合理主義的方法の両方を適用することを提案している。構造主義に関しては、深層防護の必要性和その大きさはシステム構造に関係し、合理主義に関しては、深層防護の必要性和大きさはシステムの残された不確定性に関係するとしている。

Eisenberg 博士は残された不確定性に 2 つのタイプがあることを指摘している。タイプ 1 (最確リスク評価) はかなり完全なリスク解析又は安全解析が行われるシステムを含む。すなわち、知見が完全ではないために解析結果が全ての不確定性を考慮しているわけではない。タイプ 2 (制限されたリスク評価) はリスク又は安全解析が限定的であるもの。(たとえば、完全ではない、あるいはある種の不確定性を定量化していない) これらの詳細はタイプ 1 と 2 の制限の違いを説明する彼のプレゼンにある。

彼はこの中で、NMSS の安全思想が次の 3 重構造であることを指摘している。: (1)目標は公衆の健康及び安全等の保護を合理的に保証できること。(2)設計概念がこの目標達成を支える。たとえば、安全余裕、深層防護、多様性、冗長性等 (3)深層防護はリスク管理法の一つである。

彼は安全余裕を説明し、余裕の概念を確率論の枠組で議論している。また、彼は深層防護と余裕に相違点があることを指摘している。

- ・余裕は要求される性能と予想される性能の間の緩衝材と関係がある。

- ・深層防護は(1)システムのいかなる単一要素もあてにしないシステムの特性 (2)外乱に対してより耐性があるシステムの特性と関係がある。
- ・余裕は予想されるシステム性能と安全限界の関係をあらわす。; 深層防護は、知見の不足に由来する予期できない性能を補償するためのシステムの能力をあらわす。
- ・余裕と深層防護は直交している。そのため、余裕を増すことなく深層防護を付加できる。
- ・単一機器に頼るシステムの余裕を増加することは必ずしも深層防護の増加にならない。
- ・深層防護では、仮に任意の単一機器が壊れたとしてもシステムの残りが補償するので影響が許容できないものにはならない。

彼は同じ信頼性を持つ 2 つの異なるシステムが異なる深層防護特性を持つことがありうることを指摘している。さらに、彼はシステム性能の持つ不確定性によってもたらされる潜在的結果を調べることによって、必要な深層防護の量を決定する手順を提案している。

Eisenberg 博士は以下のとおり結んでいる。

- ・深層防護は、安全余裕、冗長性及び多様性のような他の設計概念とは異なる形でこれらと関係している。
- ・深層防護は、安全目標又は目標への適合に対する余裕と必ずしも等しいとは限らない。
- ・深層防護は、サブシステムの要求としてではなく、システム全体の要求としてリスク情報活用、性能に基礎を置く規制体系に組み込むことができる。
- ・深層防護は、安全システムの性能に関係する残された不確定性に対応するために用いることができる。
- ・深層防護の必要性は残された不確定性の程度と危険の度合（すなわち、影響の大きさ）に依存する。

また Eisenberg 博士は解決すべき幾つかの課題を明らかにしている。

- ・深層防護の大きさをどのように測るか？
- ・定量化できる不確定性とできない不確定性を持つ安全システムの性能の不確定性の大きさをどのように測るか？
- ・不完全な知見を前提としてシステムが十分な深層防護を持つかどうか合理的に試験を行うために現在の知見をどのように活用するか？
- ・合理的な安全性を保証する深層防護に対して、リスク情報活用/性能に基礎を置く手法に固有の柔軟性をどのように利害関係者に説明するか？

International Atomic Energy Agency (IAEA) Documents, 1988, 1996, 1999, 2006, 2009, 2012 [17]

INSAG -3, 1988

The International Nuclear Safety Advisory Group in INSAG-3, "Basic Safety Principles For Nuclear Power Plants," IAEA, 1988, は深層防護について、”組織的、行動上又は機器に関連する全ての安全活動は互いに重複する多層構造に従う。このため、仮に故障、破損が起きたとしても個人あるいは多数の公衆に危害を及ぼすことなく補償又は修正される。この多重レベルの防御の考え方が深層防護の核心であり、これが具体的な安全原理の中で繰り返し用いられている。”と説明している。

この文書は続けて深層防護の原理を以下のように説明している。“潜在的な人的及び機械的故障を補うために深層防護が取り入れられ、環境への放射性物質放出を防止する連続した障壁を含む複数レベルの防御が中心に置かれる。この概念は、プラントの損傷及び障壁自身の損傷を避けることによって障壁自身を保護することも含んでいる。さらにこれらの障壁の有効性が一部失われた場合でも公衆及び環境を保護する対策も含んでいる。

INSAG-10, 1996

INSAG-10, "Defense in Depth in Nuclear Safety," IAEA, 1996, では INSAG-3 で示された深層防護に関する説明が再び述べられている。そこではさらに、”深層構造は、通常運転時、想定運転事象、及びある障壁については事故時において放射性物質と作業員、における公衆又は環境の間の物理的障壁の有効性を維持するために設けられる複数の異なるレベルの設備及び手順の階層構造で構成される。”と述べている。この報告書は、深層防護の目的は ”潜在的な人的ミス及び、プラント及び障壁自身を守ることによって障壁の有効性を維持し、またこれらの障壁の有効性が部分的に失われた場合においても公衆及び環境を保護することである。”としている。さらに続けて”深層防護の戦略は二重構造で、一番目事故を防止することで二番目は事故防止に失敗した場合にその潜在的影響を軽減して事態がさらに悪化することを防ぐことである。事故防止が最優先される・・・” と述べている。

1 つの防御レベルが壊れると次の防御レベルが作動するよう次の 5 段階の防御レベルが定義される。

- 1.異常運転とシステム故障、破損の防止
- 2.異常運転の制御と故障、破損の検知
- 3.設計基準内事故の制御
- 4.事故伝播を含む過酷状態の制御及び過酷事故時の影響の軽減
- 5.放射性物質の外部への大量放出による放射能影響の軽減

以上の各レベルに関して、報告書では”深層防護の一般的な目的は、1 つの防御レベルにおける機器故障又は人的ミスによる単一故障、及び 2 つ以上の防御レベルにおける故障の同時発生が起こってもそれが進展して、それ以降のレベルの防御が損なわれないことを保証することである。”

としている。さらに、各レベルに対して事例を示してどのように取り入れるかを説明している。この報告書はまた、“深層防護を効果的に取り入れるためには、レベル1から5の全ての対策にある基礎的な前提条件が課される。これらの前提条件は、… 適切な保守性、品質保証そして安全文化である”と述べている。各前提条件に対する目標は報告書の中で述べられている。

INSAG-12, 1999

INSAG-12, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants,” は原子力安全の根底にある目的と原理及びそれらがどのように関係するかを理解するための論理的な枠組を紹介している。そこでは、深層防護を基本的原理として説明している。ここでの深層防護という言葉は、INSAG-3又は5と似てはいるが少し違っている。この報告書では、深層防護は、“潜在的な人的ミス及び機械的故障を補うための原理で、深層防護は放射性物質の環境への放出を防止するための連続した障壁を含む幾つかのレベルの防御に中心をおいて組み込まれる。この概念はプラント及び障壁の損傷を避けることによって障壁自身を守ることでもある。それはさらに、障壁の一部が有効性を失った場合においても公衆及び環境を保護する対策も含む。”としている。報告書は続けて、“深層防護の原理は主として原理上損傷することはなく、公衆又は環境に危害が及ぶ前に必ず破壊されねばならない複数の障壁の列で構成される。これらの障壁は物理的で連続した位置で放射性物質を閉じ込め機能を提供する。これらの障壁は運転と安全上の両方の目的で設置されることもあるが、安全上の目的だけの場合もある。動力を用いた作動は、この多重障壁システムが損傷せず設計どおり機能する場合のみ許容される。”としている。この報告書はまた、深層防護の戦略は二重構造で、一番目は事故の防止で二番目は事故防止に失敗しても事故の潜在的影響を軽減でき、より過酷な状態に進むことを防止することであるとしている。さらにここではINSAG-10で取り上げたものと同じ5つのレベルを用いている。これは、INSAG-10の”深層防護の複数レベルは、その中の1つでもレベルが喪失すれば運転継続ができないものである”との指摘と整合している。INSAG-12ではさらにINSAG-10では触れていない深層防護の5つのレベルと原子力発電所の5つの運転状態を関係付けて、これらを以下のように事故防止又は事故影響軽減に分類している。

事故防止

- ・レベル1（異常運転と故障の防止）-通常運転
- ・レベル2（異常運転の制御と故障検知）-想定運転事象
- ・レベル3（設計基準以下の過酷レベル事故の制御）-設計基準及び複雑運転状態

事故軽減

- ・レベル4（事故伝播防止を含む過酷なプラント状態の制御と格納容器の保護を含む過酷事故の影響軽減）-設計基準を超える過酷事故
- ・レベル5（大量の放射性物質放出による放射能影響軽減）-過酷事故後状態

IAEA SF-1, 2006

IAEA の安全標準、SF-1 “Fundamental Safety Principles,”は IAEA の安全標準とその関連プログラムの基礎となる安全目的、安全原理及び概念を規定している。この標準では 10 の安全原理を示している。原理 8 “事故防止” では深層防護という言葉は使われず、その概念は次の定義 “核事故あるいは放射線事故防止し、その影響を軽減するためにあらゆる現実的な努力が払わねばならない。” において用いられている。

この標準から以下が読み取れる。

“施設と活動から生じる最も有害な影響は原子炉の炉心全体、核的連鎖反応、放射エネルギー又は他の放射線源の制御喪失に由来する。その結果、有害な結果をもたらす事故の頻度を限りなく小さくするには、以下を達成できる対策を取り入れる必要がある。

- ・制御喪失につながりうる故障又は異常状態（保安喪失含む）を防止する。
- ・発生した上記の故障又は異常状態の進展を防止する。
- ・放射エネルギー全体又は他の放射線源全体の制御喪失を防止する。

事故を防止し事故の影響を軽減する第一の手段が“深層防護”である。深層防護は、主に多数の連続した独立な防御レベルの組合せとして組み込まれ、それらが壊れない限り公衆あるいは環境への有害な影響が及ばないものである。仮に 1 つの防御又は障壁が壊れたとしても、残るレベル又は障壁が機能することになる。深層防護が適切に取り入れられると、単一の技術的、人的又は組織的故障が起きても有害な影響をもたらすことはなく、そして複数の故障が同時に起きて重大な影響をもたらす確率は極めて小さい。各防御レベルの独立した有効性が深層防護には必須である。

深層防護は以下の適切な組合せで与えられる。

- ・安全と強力な安全文化に対する強い経営コミットメントを持つ効率的な経営システム
- ・適切な立地選定と安全余裕、多様性、冗長性を持つ優れた設計と工学設備の取り入れ
主に以下を使用する。
 - 高い品質と信頼性を持つ設計、技術及び材料
 - 制御、制限及び防御システムとサーベイランス施設
 - 固有安全設備と工学的安全設備の適切な組合せ
- ・包括的な運転手順と手続き及び事故制御手順

事故時の原子炉炉心、核的連鎖反応又は他の放射線源の制御を回復するため及び事故による有害な影響軽減するための手段を与えるよう事前に事故制御手順を作成しなければならない。

IAEA TECDOC-1570, 2007

IAEA TECDOC-1570, “Proposal for a Technology-Neutral Safety Approach for New Reactor Designs,” は先進原子炉の設計、安全評価及び許認可の手引きとなる技術的に中立な安全手法を提示している。その中の 3 つの主な提案の中に確率論に基づく深層防護がある。この報告書は INSAG-10 を参照して 5 つのレベルを取り上げているが、深層防護を取り入れた安全目標も提案している。確率-影響曲線を用いて定量的安全目標を各防御レベルと相関付けている。(種々の事故の影響をその許容確率と相関付けている。) たとえば、通常運転時に起きる事象は深層防護の最初のレベル内のみで収容されて、何も悪い影響を与えない。なぜなら、このレベルの目的は通常運転からの逸脱を防いでシステムが故障しないようにすることであるからである。深層防護の第二レベルは通常運転状態からの逸脱を検知して修正することを保証し、発生確率が 10^{-2} /年より大きい事象はこのレベルの許容範囲内になる。残る 3 レベルについても同様のやり方が続く。”最終的な目的は、あらゆる想定事故が、たとえ深層防護の各レベルの防御線が破壊されたとしても確率-影響曲線に包絡されることである。”

また IAEA TECDOC-1570 は防御ライン (LOP) の概念を導入している。LOP は各安全機能と各レベルの深層防護に関する文書の中に見ることができる。”それは、基本的安全機能を損なう可能性を持つある機構や事象に対する効果的な防御のことである。それは、任意の固有の特性、装置システム、たとえばその目的が与えられた安全機能を達成するのに必要な任務を実現するプラント安全建築の一部、に対して用いられる。 LOP は与えられた事象と与えられた安全機能に対して個々の防御レベルの目標をうまく達成できる実用的な手段を与える。”

IAEA, SSR-2/1, 2012

Specific Safety Requirements, SSR-2/1, IAEA Safety Standards, “Safety of Nuclear Power Plants: Design,” は原子力発電所の構造、システム及び機器に対する設計要求と安全な運転を行うため、また安全性を損なう可能性がある事象を防止し、あるいはそのような事象の影響を軽減するために求められる安全性上重要な手順及び組織的活動を規定している。

SSR-2-1 は深層防護の概念を記述している。そこでは以下のように述べている。

“原子力発電所の事故を防止し、また万一事故が起こった場合にその影響を軽減する主要な手段は、深層防護の概念を用いることである。[1、5、6] この概念は、組織的、行動的、あるいは設計に関連するもののいずれを問わず全ての安全関連活動に適用でき、また全出力、低出力あるいは様々な停止状態のいずれに対しても適用できる。これはあらゆる安全関連活動が複数の独立したレベルに従い、そのうちの 1 つのレベルが壊れても、それが検知できて適切な手段によって補償、又は修正されることを保証するものである。設計と運転に深層防護の概念を適用することによって、プラントの中で装置の故障あるいは人為事象によって生じる運転異常事象と事故及び外部事象による影響から保護できる。

原子力発電所の設計に深層防護を適用することによって、公衆及び環境に対する有害な放射線

影響を回避し、また事故が防げなかった場合の有害な影響から保護するとともにその影響を軽減するための複数レベルの防御（固有設備、装置及び手順）が与えられる。各防御レベルが独立して効果を持つことが深層防護の核となる部分で、これは 1 つの防御レベルの故障が他のレベルの防御の故障を引き起さない手段を取り入れることで実現できる。

ここでは 5 つの防御レベルがある。

第一の防御レベルの目的は、通常運転状態からの逸脱を防ぐことと安全上重要なものの故障を防ぐことである。

第二の防御レベルの目的は、想定運転異常事象を防止するために通常運転状態からの逸脱を検知して制御し事故に進展しないようにすることである。

第三の防御レベルに対しては、可能性は極めて小さいが、想定運転異常事象あるいは想定初期事象が前のレベルで制御できず、また事故に進展し得ると仮定する。

第四の防御レベルの目的は、第三の防御レベルが破損して生じた事故の程度を軽減することである。

第五の防御レベルの目的は、事故条件から潜在的に放出される可能性がある放射能による放射線影響を軽減することである。

原子力発電所に深層防護を取り入れる際の適切な方法は、複数の物理的障壁を連続して設けることと放射性物質を決まった場所に閉じ込めるための物理的障壁に有効性をもたらすよう能動的、受動的及び固有安全設備を組み合わせることである。”

SSR-2/1 の要求 7 “Application of defence in depth,” では”原子力発電所の設計に深層防護を取り入れること。各防御レベルは現実的に可能な限り独立性を持つこと。”としている。さらに次のようにその要求を詳しく述べている。

“深層防護は、公衆及び環境に有害な影響を及ぼす事故を防止し、また事故が防止できなかった場合に公衆及び環境を保護して、事故の影響を軽減するための適切な手段がとれるように複数の防御レベルを備えるように適用すべきである。

複数の防御レベルを設ける理由は、そのうちの 1 つが故障しても運転が継続できるようにすることではない。全ての防御レベルは特定の運転モードを除いて常に有効でなければならない。

設計は以下を満足すること。

- a) 放射性物質の環境への放出に対して多重の物理的障壁を設けること。
- b) 故障と通常運転状態からの逸脱が最小になるよう、現実的な範囲で事故を防止できること、

そしてプラントパラメータの微小な変動が崖ぶち効果につながらないように設計が保守的であり、また高い品質の建設を行うこと。

- c)安全系を作動させる必要がある故障や通常運転状態からの逸脱を可能な限り最小化し、あるいは設計にて排除するような固有設備及び工学的設備によってプラント挙動を制御できること。
- d)故障及び制御系の能力を超える通常運転状態からの逸脱を高い信頼性をもって制御できること、またこれらの故障あるいは通常運転状態からの逸脱時の初期段階での運転員の操作が最小で済むように安全系を自動的に作動できるようにすること。
- e)現実的な範囲で故障及び安全系の能力を超える通常運転状態からの逸脱の影響を制限し、事故を制御するためのシステム、構造物及び機器を備えること。
- f)各基本的安全機能が維持でき、それによって障壁の有効性を保ち、またいかなる故障や通常運転状態からの逸脱に対する影響を軽減できるように多重の手段を備えること。

深層防護の概念が維持できることを担保するために、設計は現実的な範囲で以下を防止すること。

- a)物理的障壁への脅威
- b)1 つ、又は複数の障壁の破損
- c)他の障壁の破損の結果生じる障壁破損
- d)運転及び保守のミスによる有害な影響の可能性

設計は、第一又は多くの場合第二の防御レベルが原子力発電所の運転寿命期間中に起こる可能性がある全ての故障、あるいは通常運転状態からの逸脱が事故に発展することを防止できることを担保できるものであること。”

10 CFR Part 50, Appendix R, 2000 [18]

深層防護という言葉は、連邦規則 10 条 50 項の付録 R（1979 年 1 月 1 日以前から運転している原子力発電所に対する火災防止計画）に 1 度だけあらわれる。II 章.A 一般的要求、火災防止計画には以下の記述がある。

“安全上重要な場所での火災を防ぐために、火災防止計画には以下の目的を持って深層防護の概念を用いること。

- ・火災の発生を防止する。
- ・火災が発生した場合に迅速に検知し、速やかに消火する。
- ・速やかな消火ができない火災がプラントの安全な停止を妨げないように安全上重要なシステム、構造物及び機器を防護すること。

2000 年 7 月、NRC は付録 R を改正して防火壁の貫通口のシール材を不燃性にする要求を削除し、その他軽微な変更を行った。規則改正の過程で深層防護に関連する次の公衆意見が出ている。:

“可燃性シール材を認めることは、NRC がこれらの広く知られた要因の組合せによってシール材が加速的に焼損するリスクを十分解析しないで深層防護を減少させることにつながる。”

A Risk-Informed Defense-in-Depth Framework for Existing and Advanced Reactors,
Karl Fleming, Fred Silady, July 2002, [19]

この論文は、当時の深層防護の定義を分析し、そこから明らかとなった技術的問題に対する解決策を提示し、また全ての原子炉タイプに用いることができる一般的な定義を提案している。

この論文は、深層防護の定義が時間の経過とともに多重の防御線を適用する単純な戦略から、公衆の健康と安全を保護するためのより包括的な基礎、戦略及び戦術の組合せに進化してきたことを指摘している。この論文は、様々な定義にもとづいて設計の深層防護、プロセスの深層防護、シナリオの深層防護に分類している。設計の深層防護は、設計段階に含まれる戦略に焦点をあてて、固有安全設備の選定、原子炉特有安全機能の定義、そして固有安全設備と合わせて能動的、受動的工学的安全設備が放射性核種の障壁の維持を支えることを示している。プロセスの深層防護は、プラント寿命中にその安全性を支える決定を行うための要求と判定基準を与え、原子炉の許認可と規制を支える規制上の決定の核心である。

シナリオとしての深層防護は決定論と確率論の適切な組合せを用いる安全評価の枠組みを与え、設計とプロセスの深層防護の決定が良好なものであるかどうかを決める”審判”として役立つ。

この論文は深層防護にリスク評価を含める必要性に関する考察を行っている。これらの考察を以下にまとめる。

- ・リスクは設計基準を超える事象によって支配される。
- ・設計基準を超える事象が減多に起こらないとは限らない。
- ・放射性核種に対する障壁（複数）は独立していない。
- ・格納容器は設計基準を超える幾つかの事象の影響を軽減する。
- ・格納容器が独立した障壁であることはほとんどない。
- ・冗長な能動的システムでは共通原因による故障が大切である。

10 CFR §50.69, 2004 [20]

2004年11月に”原子炉の構造、システム及び機器のリスク情報を活用した分類と取扱い”（10CFR §.69）が発行された。最終規則を周知するFRN（the Federal Register Notice）の中の数か所で深層防護について述べられている。

深層防護の背景を説明するものとして、FRNには以下の記述がある。

“深層防護は、原子力施設で故障、事故又は自然誘起事象が発生した場合に事故防止あるいは事故による被害を軽減するため連続する対策を採用するという NRC の安全思想である。深層防護とは NRC が用いる考え方で、冗長性や FP 放出に対する多重障壁の思想を与える。深層防護は、安全性について設計、建設、保守あるいは運転のいかなる単一要素にも全てを依存させな

いことを前提とするものである。設計、建設、保守、及び運転に深層防護を取り込むことの総合的効果は、対象の施設又はシステムが故障や外部からの脅威に対してより高い耐性を持つことになることである。”

“リスク情報を活用した規制体系に深層防護を適用する場合に必要なものは、対策の数がどの程度必要か、それらがどの程度有効かを定める手引きである。深層防護は、工学的解析（決定論的とリスク評価の両方）における定量化できる不確定性と定量化できない不確定性の両方が存在する場合に単に最低限のリスク評価に頼るのではなく、公衆の安全を守るための戦略として必要になる。

リスクを評価し深層防護の要素を現実的に定量化することによって、それらをより分かりやすいものにできる。防御要素のうち重要なものに関わる不確定性が無視できない場合でも、これらの要素と不確定性が定量化できれば、規制上どの程度の防御が適切かを定める助けになる。防御の要素が妥当か、又は必要かを定める場合には、システム全体の性能に対する個々の防御システムの性能を明確化することを通じて得られるリスクを考慮すべきである。”

付録 J 格納容器漏洩率試験に関する対象範囲の削減のベースに関わる最終規則の一部：

“大部分の格納容器隔離弁 (CIVS) は RISC-3 に分類されると考えられるので、申請者は RISC-3 CIVS の取扱いの変更後においても深層防護を維持できることを評価しなければならない。この問題に対応するうえで申請者がやり方についての柔軟性を持つことは認められるが、規則では RISC-3 CIV が RG1.174 にて説明している深層防護を維持するための安全機能を発揮するための能力を有することを合理的な信頼性をもって保証することを要求している。

10 CFR §50.69(c)(1)(iii)は、分類過程において深層防護を維持することを要求している。

FRN の中では、以下のように述べている。

“この要求を満足させるためには、構造、システム及び機器 (SSC)を安全上の重要性が低いものに分類する場合、統合された意思決定プロセスによって深層防護が維持されることを示さねばならない。プラントが持つシステムと障壁の冗長性及び多様性によって V4.4 章で説明したリスク許容基準が満足される場合に深層防護が妥当であると言える。そして、

- ・炉心損傷防止、格納容器破損又は漏洩の防止、及びサイト外への放射能放出の影響軽減の間の合理的なバランスが保たれること。
- ・システムの冗長性、独立性及び多様性は、予想される異常発生の頻度、システム故障の影響及びこれらを決定する際の不確定性との整合性が保たれること。
- ・プラント設計の弱点を補うための計画的活動や運転員の操作を過度に信頼しないこと。
- ・共通の原因による故障の可能性を考慮すること。

委員会のポジションは、深層防護を維持するうえで格納容器とそのシステムが重要であるというもの。そのため、申請者は深層防護への適合性の観点から、格納容器の機能を支える SSC (た

例えば、格納容器隔離系又は格納容器除熱系)を RISC-3 に分類した時に障壁としての格納容器の機能 (FP 保持及び除去を含む) が大きく低下しないことを示さねばならない。炉心損傷を防止するために求められる機能に深層防護を与えるこの概念は、長期の格納容器の健全性を維持するために必要なこれらの SSC に関する問題に取り組むうえで有用である。申請者が格納容器隔離系あるいは貫通口を RISC-3 に分類する場合、その変更の影響が深層防護の維持を損なわないようにすべきである。

10 CFR Part 73 [21]

原子炉に特有なものではないもののそれとよく似た深層防護の概念がある。

10 CFR §73.54, 2009

73.54 の規定は、"デジタルコンピュータと通信ネットワークシステムの保護"である。(b)(2)では、"サイバー攻撃を検知し、応答して回復する能力を持つ深層防護の防御戦略を設けて維持すること"を求めている。

10 CFR §73.55, 2009

73.55 の規定は"原子炉における認可された活動に対する放射線妨害行為に対する物理的防御"を求めている。(b)(3)節は"効果的な物理的防護を保証するために必要なシステム、技術、計画、装置、支援過程及び実行手順を通じて深層防護を設ける"ことを求めている。(b)(9)(i)節では内部の関係者が直接あるいは間接的に妨害行動を行う可能性を最小にする深層防護の対策と重大な炉心損傷と使用済燃料を破壊する行為を防ぐ申請者の能力"を求めている。

10 CFR §70.64, 2000

70.64"新規施設及び運用中施設の新規プロセス" は "施設及びシステム設計と施設配置は深層防護にもとづかねばならず、また深層防護の定義を示すこと。" を求めている。

“深層防護を取り入れることは、設計開始から完了までの間に適用される設計思想であり、それは公衆の健康又は安全が施設の設計、建設、保守あるいは運転のいかなる単一要素にも完全には依存しないよう連続した複数の防御レベルを設けることにもとづく。深層防護を取り入れる総合的効果は、保守側に施設及びシステムを設計することによって、故障や外部の脅威に対するより高い耐性を持つことである。包括的な安全解析を行うことで得られるリスク評価を用いてより高いリスクを持つ潜在的事故を防止し、またその影響を軽減することに注力することによって最終設計を補完することができる。”

10 CFR Part 73, Appendix C,

73 項の付録 C、"原子力発電所の防護バックアップ計画"では、深層防護を次の 2 か所で説明している。:

- II (B)(3)(c)(i)では、"物理的警備システムと警備システムのハードウェアは、深層防護を与えるシステムと手段を備えること。たとえば、物理的障壁、警報システム、鍵、立入制限、

武装、監視及び通信システム。

- ・ II (B)(3)(c(v))(i)では、防御戦略は”深層防護を与える物理的警備システムと手段を含むこと。たとえば、物理的障壁、警報システム、鍵、立入制限、武装、監視及び通信システム。

10 CFR Part 100, 1996 [22]

100.1(d)節は立地に関する深層防護に言及している。

“委員会は公衆の安全確保のために原子炉の立地に関して伝統的な深層防護手法を用いる意図がある。人口密集地から離れた場所に設置することは立地承認申請を審査するうえで重要な要素であり、今後もあり続ける。”

NEI 02-02. 2002 [23]

原子力協会 (NEI)は”新規プラントの規制枠組に係るタスクフォース"を立ち上げた。それは、主に技術上と運転上の要求に焦点を置いて商用原子炉に対する新規のオプションとしてのリスク情報活用と性能にもとづく規制枠組を作ることを目的としていた。このタスクフォースの成果は2002年5月付の”A Risk-Informed, Performance-Based Regulatory Framework for Power Reactors,”という名称の白書、NEI02-02 にまとめられている。この報告書には”How to treat defense-in-depth in a risk-informed, performance-based regime.”に関する説明がある。

この報告書ではリスク情報活用と性能にもとづく規制枠組の原理を紹介しており、その中の1つの原理は、”規制枠組は設計、建設、規制の見落とし及び運転活動を含む要求と過程に深層防護を求めるべき。不確実性が大きく、かつ公衆の健康と安全に重大な結果をもたらす事象に対して決定論的な設計と運転設備を用いる場合には、さらなる深層防護を与えなければならない。”というものである。この報告書は深層防護に関する定義された原理を実現するための手引きを与えている。この手引きは次の反復するステップから成る。

1.最初のステップは初期設計を完了することである。

2.第二のステップはPRAを含む設計のリスク評価を行うことである。この時点で、内部設計はリスク許容基準（定義が必要であるが）や社内基準及び申請ガイドラインを満足するよう修正される可能性がある。設計変更が行われるとPRAはそれを反映し修正される。

続くステップでは不確実性が考慮される。この報告書では“深層防護が許容できないリスクの不確実性を補うと考えられる。”としている。これらのステップは、”設計、建設、規制の見落とし及び運転活動を包括する原子炉の見落とし過程における基石にもとづく。”

3.三番目のステップは核となる不確実性を明確にすることである。

4.四番目のステップは、明らかとなった不確実性が許容できるかどうか評価することである。

もしその不確実性が許容できるならば、設計は完了したと見なされる。しかし、許容できない場合は、“4つの別個の深層防護オプション”が定義される。

5.五番目のステップでは、次の4つのオプションを定義する。

- ・リスク管理活動を定義する。
- ・性能監視を強化する。
- ・安全余裕を増やす。
- ・冗長性あるいは多様性を追加する。

6.六番目のステップで不確定性を再評価する。許容できると判断されれば、設計は完了したと考えることができる。しかし、許容できない場合は、設計と PRA をやり直す。

Petition on Davis-Besse, 2003 [24]

アメリカ合衆国下院のオハイオ州議会地区の第10代の代表である Dennis Kucinich 下院議員は2003年2月2日付のNRCに宛てたレターで、“NRCがFENOC (the First Energy Nuclear Operating Company’s) のDavis-Besse原子力発電所の認可を取り消すよう”請願した。これに対する管理官の決定の中で、次のように述べられている。

“NRCが公衆の健康と安全を守る方法は、深層防護という思想にもとづいている。”この思想を簡単に説明すると、これは以下のようになる。

- 1.原子力発電所の設計に十分な余裕を持たせるために保守的な規格及び標準を適用することを求める。
- 2.故障の可能性を減らすために原子力発電所の設計、建設及び運転に高い品質を求め、また自動安全システム機能を使用することを促進する。
- 3.装置は故障する可能性があり、運転員は操作ミスを犯す可能性があることを認識したうえで、故障やミスによって燃料からFPが放出される事故が起きる確率を減らすために安全システムや機器に冗長性を求める。
- 4.以上の予防処置にもかかわらず重大な燃料損傷事故は完全には防止できない可能性が否定できないので、FPの放出を防止する格納構造物と安全設備を設けることを求め、
- 5.さらに、包括的な緊急時の対応計画を策定して定期的に訓練を行い原子力発電所の近郊の市民への周知と保護を行う。”

Remarks of Nils J. Diaz, Chairman, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2004 [25]

2004年6月3日に行われた第3回国土安全サミットのセッション”The Best-Laid Plans: A Case Study in Preparedness Planning,”でDiaz議長は”The Best-Laid Plans (NRCの深層防護のこと)”と名付けた講演を行った。

この中で、彼は次のように言っている、深層防護とは”本当に哲学以上のものです。:それは行動計画で、防御を確実にする方法です。深層防護の概念は公衆の健康と安全を守る我々の方法の核心で、それは個々の装置より上位にある。それは、高品質の設計、製造、建設、検査及び試験、それらに加えてFP放出の障壁、さらに安全装置には冗長性と多様性を、また手順と戦略を、最後に地方自治体との調整、シェルター、避難、及び/又は予防薬の投与(たとえば、深層防護のカリウム錠)のような緊急時の対応計画を求めるものである。この方法は予期できるものと予期できないものの両方を取り扱う。実際に… 9/11の事件はこの国に21世紀の世界においても物理

的防護と緊急時の備えの必要性を認識させた。9/11 で浮かび上がったセキュリティ上の問題は、原子炉の安全とセキュリティ及び緊急時対応をどのように結びつけるかということである。原子炉事故を防止し、事故時の影響を軽減するための問題の多くは、テロの防止と影響軽減のそれと共通である。幾つかの外部事象（ハリケーン、竜巻及び洪水）に耐える構造と冗長な緊急炉心冷却系、冗長かつ多様な除熱系、火災防止設備及び所内電源喪失対策を含む安全システムに対する原子炉の設計要求には、テロ攻撃への対処策が事実上組み込まれている。原子力発電所の現状の緊急時対応要領と強化された過酷事故時の対応ガイドラインは事故の影響と国際テロの影響の両方を軽減することに十分適合している。さらに、大型航空機を使用したテロ攻撃による放射能の放出というほとんど起こりえない事態においても、NRC の緊急時計画は妥当性を保っている。深層防護によって、正しい防御戦略を用いる時間的余裕が生まれるのである。私が紹介した原子力発電所に対する分析と結論そして洞察は、そのまま使用済燃料プールにも当てはめることができる。なぜなら、それらも同様に工学的かつ防護された構造物で、必要に応じ単純で効果的な事故軽減活動が行えるからである。・・・ 深層防護は原子力施設に対して有効である。それは明らかに総合的緊急時計画のケーススタディである。”

Digital Instrumentation and Controls, 1994, 1996, 1997, 2007, 2009 [Ref 26]

この問題を論じた文献が幾つか存在する。これらは、NUREG/CR-6303（原子炉保護系への多様かつ深層防護解析の実施方法、1994年12月）、Regulatory Guide 1.152（原子力発電所の安全系のデジタル計算機に対する基準、1996年1月）、NUREG-0800, Branch Technical Position (BTP)HICB-19（デジタル計算機を用いた計装制御系の深層防護と多様性の評価基準、1997年6月）、NUREG-0800, Standard Review Plan(SRP), BTP 7-19（デジタル計算機を用いた計装制御系の深層防護と多様性の評価基準、2007年3月）、DI&C-ISG-02（デジタル計装制御、2009年6月）である。

NUREG/CR-6303, 1994

“原子炉保護系への多様かつ深層防護解析の実施方法”というタイトルの NUREG/CR-6303 は、”深層防護は、原子炉の設計、建設、運転に対して長年使われてきた原理であり、危険物質あるいは危険なエネルギーが人間に危害を及ぼしたり、あるいは環境に放出される前に、それらの全てが破られなければならない同心円状に配置された複数の防護障壁又は防護手段に対する要求と考えることができるかもしれない。原子炉に昔からある3つの放射線放出に対する物理的障壁 — 燃料被覆管、原子炉圧力容器、そして格納容器 — が深層防護の例である。

“防御の階層”は原子炉を運転し、停止し、そして冷却するために原子炉に設置する計装制御系の配列に深層防護の原理を適用する代表的な例である。とりわけ、制御系、原子炉緊急停止系、工学的安全設備作動系（ESFAS）、そして監視指示系が階層構造である。階層構造は、制御系が故障した時に原子炉停止系が反応度を停止する。；制御系と原子炉停止系が故障した時に ESFAS が作動して燃料の冷却を続けて物理的障壁を支え放射性物質の放出を防いで、運転員が反応度を下げる他の方法を採用までの時間を稼ぐ。4つの階層は全て何時作動するかを決めるためのセンサーで作動する。安全上最も考慮しなければならないことは、共通のセンサー故障又はその直接の影響で機能を失う階層が2つ以上にならないことを保証することである。

Regulatory Guide 1.152, 1996

この RG は NRC 審査官に向けた原子力発電所の安全系に用いるデジタル計算機に高い信頼性と設計品質を求める委員会の規制要求への適合性判断方法を記載している。この RG の中では、審査官が冗長な装置の共通原因による故障が伝播する可能性とソフトのプログラムエラーがハードで構築される冗長性を無効にする可能性について注意を払うことを強調している。この注意から、RG は”NRC 審査官が共通原因故障が各機能間に伝播する可能性に鑑みて深層防護に大きな関心を寄せてきた”としている。さらに、それは、”深層防護の原理は、プラントの安全性への脅威に対する複数の防御レベル又は階層を設けることによって、装置の故障や人為ミスが公衆安全に過度の脅威を及ぼさないようにすることである。共通原因故障に対処するためには詳細な深層防護研究と故障モード及び影響解析又は異常状態又は異常事象解析を行わねばならない。”と述べている。

NUREG-0800, BTP HICB-19, 1997

この BTP の主な目的の一つは”NRC の要求する基準を満足するために適切な深層防護が採りいれられているかを検証することである。” BTP では NUREG/CR-6303 と同じ 4 つの階層が取り上げられているが、それらに対応する以下の許容ガイドラインが示されている。

- ・”制御系—制御階層は通常運転時に原子炉が非安全領域に向かうことを防ぐ非安全装置から成る。
- ・RTS—原子炉緊急停止階層は制御不能な暴走時に反応度を急速に低下させるよう設計された安全装置から成る。
- ・ESFAS—EFSAS 階層は熱を除去して放射性物質の放出に対する 3 つの障壁（燃料被覆管、原子炉容器、格納容器）の健全性維持を支える安全装置から成る。
- ・監視及び指示装置—監視指示階層は、センサー、表示装置、データ通信システム、及び運転員が原子炉を制御する手動制御装置から成る。

NUREG-0800, BTP 7-19, 2007

この BTP の主な目的は、BTP HICB-19 に示したものと同一である。この BTP にも同じ 4 つの階層が定義されている。さらに、この BTP では D3（多様性及び深層防護）評価が必要な次の 4 ポイントが与えられている。

ポイント 1 申請者は申請する I&C システムの D3 評価を行い、共通原因故障に対する脆弱性に適切に対処できることを示す必要がある。

ポイント 2 メーカーや申請者が評価を行う場合は、安全解析書（SAR）にある各々の想定共通原因事故について最確予測を行うか、又は SAR の 15 章の解析法を用いなければならない。メーカー又は申請者はこれらの各事象に対して設計が適切な多様性を持つことを示さねばならない。

ポイント 3 仮に想定共通原因事故において安全機能が損なわれる場合、共通原因事故によって

損傷を受ける安全システム機能と同じ機能を発揮するか、又は適切な防御を与える別の機能を持つ代替手段が必要である。システムがそのような事故条件のもとで必要な機能を十分発揮できる能力を持つのであれば、非安全システムによって代替あるいは異なる機能を与えることも可能である。

ポイント 4 中央制御室に設置される表示装置や制御装置は、重要な安全機能制御が手動で操作できること並びに安全機能に関連するパラメータを監視できることが必要である。表示装置及び制御装置はポイント 1 と 3 で示したコンピュータ制御による安全システムと独立し、また別のタイプによらねばならない。

DI&C-ISG-02, 2009

この暫定審査官手引書 (ISG) はデジタル式計装制御システム設計に多様性及び深層防護を取り入れる場合の許容方法を与える。この ISG の詳細は、BTP7-19 と NUREG/CR63 と同じである。

NUREG-1860, 2007 [27]

NUREG-1860”将来プラントの許認可に対するリスク情報活用と性能による規制体系の適用の成立性調査” (技術的に中立な枠組としても知られている。) に深層防護を詳しく検討した結果が出ている。そこでは、幾つかの質問を提起している。: 深層防護の役割とは何か?、深層防護をどのように規制体系に組み込むのか?、深層防護の目的は何か?、そして、深層防護は不確定性とどのように関係するのか?。また、”深層防護の究極の目的は、不確定性を補うことにある (たとえば、新しい技術や新しい設計に対する運転経験の不足、安全性への脅威のタイプと大きさの不確定性)”としている。NUREG の中で、深層防護は原子力施設での故障、事故あるいは自然誘起事象を防止し、起こった場合の影響を軽減するための安全余裕を含む逐次的な手段を採用することによって不確定性に対処するという NRC の安全思想の要素として定義している。規制体系の中で次の 4 つの深層防護の目的を定義している。

- ・ 想定されない事象及び事象の列を含む不確定性を補うこと。その理由は、設計段階ではそれらの存在が未知であるためである。
- ・ 潜在的な有害な装置性能や人間の行動 (意図的な有害行為はその一部)、及び不行動を補うこと。
- ・ 障壁及び防御システムの有効性を一般的に独立し分離したそれらの機能を達成する手段によって維持すること、及び
- ・ これらの障壁が完全に有効でない場合においても公衆と環境を守ること。

最初の目的は、想定されない脅威を相殺する手段を持つ重要性を強調するものである。二番目の目的は、機械や人間の動作の不確実性に対処することを意味する。これは装置設計及び製作のミスに加えて、意図的な安全を阻害する行為と安全確保に必要な手順を実行する際のミス又は不適切性の両方をカバーする。三番目の目的は、放射性核種の放出に対する障壁を構成するシステム、構造物及び機器 (SSC) とこれらの障壁を防御するための SCC の機能の不確定性に対処することである。最後の目的は、多層の防御の概念を強調するもので、これは放射性核種放出の障壁

が壊れた場合の追加手段の必要性に対応している。

この枠組みでは決定論的要素と確率論的要素の両方を取り入れている。

“この方法の深層防護の主要な2つの要素は以下のとおり。

- 1.5つの防御戦略を全て取り込むこと。… 事故と放射性物質から公衆と環境を守るための最小限の防御線をなすよう工学的判断に基づいて防御戦略を選択する。
- 2.深層防護が許認可の潜在的な要求を作り、…深層防護原理が扱うべき色々な種類の不確定性調べ、深層防護に関して学んだ過去の成功例や経験を取り込むことによって確立すること。

この方法の確率論的要素は以下のとおり。

- 1.想定されないシナリオを、それらの不確定性を含めて探して明らかにするために可能な範囲でPRAを用いること。
- 2.引き続いて、以上のシナリオとPRAモデルで定量化できるそれらのシナリオに付随する不確定性を補うために、適切な深層防護手段を安全余裕を持って確立すること。

この規制枠組の中で要求事項と規制内容を最初に明らかにして定義するためのプロセスは、公衆の健康と安全を高い信頼性をもって守ることを保証する防御戦略の形で深層防護的手法を用いて安全の基礎を定義することである。防御戦略は公衆の健康と安全を守る多数の防御層を提案する深層防護を採用することである。5つの防御戦略とその目的は以下のとおり。

- 1.”物理的防護の目的は、プラントの安全を脅かし、あるいは放射能放出をもたらす悪意の行動（攻撃、怠業、盗難）から従事者と公衆を保護することである。
- 2.安定な作業の目的は、あらゆるプラント運転状態、すなわち、全出力、停止、そして過渡状態においてプラントの安定性を損ない、安全機能を脅かす事象の発生頻度を制限することである。
- 3.防護系の目的は、初期事象を軽減するシステムが、信頼性と性能の点から全ての原子炉運転状態において事故防止と事故影響軽減に対する設計要求を満足できるように適切に設計され、適切に作動することを保証することである。
- 4.障壁健全性の目的は、事故時の全ての放射性核種の放出源からの放出に対して公衆を保護する適切な障壁が存在することを保証することである。通常運転時と停止時の放射線から公衆と従事者を保護し、事故が発生した場合にその影響を制限するために適切な機能を持つ障壁が維持される必要がある。障壁には物理的障壁だけでなく、仮に物理的障壁が破れた場合であっても種々の化学的及び物理的形態の放射性物質の移動を防止できるものが含まれる。
- 5.防御行動の目的は、障壁が貫通して放射性物質が漏出した場合の緊急時に公衆の健康と安全を

守ることである。

さらにこの規制枠組みは、各防御戦略に対する要求について評価される基準に関連して次の6つの深層防護原理を定義する。

- ・”意図的な事象と不注意による事象の両方に対する手段が与えられること。
この原理は、深層防護の手段が SSC の偶然の故障は人的ミスだけでなく、怠業、核物質の盗難、強盗及び外部からの攻撃に対しても備えなければならないことを保証するものである。こうした手段はプラント設計や運転手順の組み込むことができ、外部からの侵入や攻撃に対処できる能力を含む。
- ・設計は事故防止と事故影響軽減の能力を与えること。
この原理は、事故が発生したときにプラントへの限界外乱とこれの軽減との間の能力を保証するものである。これはプラントの設計と運転の両方に存在するが、両方とも同じ能力であることを意味しない。防御戦略の幾つか（安定運転、保護系）はより予防的であり、その他（防護行動、及びある程度まで障壁健全性）より軽減的なものがある。防護は明らかにその両方に属する。全ての戦略を設計と運転に取り込むことを要求することによって、予防的対策と軽減的対策の両方の存在と有効性が保証される。
- ・核となる安全機能を達成することは設計、建設、保守又は運転のいずれの単一要素にも依存しない。この原理は、SSC の冗長性、多様性及び独立性を保証し、行動がプラント設計と運転に取り入れられて、いかなる核となる安全機能も設計、建設、保守又は運転のいずれの単一要素にも依存しないことを前提とする。核となる安全機能は、(1)反応度制御、(2)熱除去及び放射性物質の放出を防止する物理的障壁の機能 である。
- ・SSC と人間の行動の不確実性が安全解析にて考慮され、適切な安全余裕が採られる。
この原理は、リスクと信頼性の目標が高いレベルとそれを支える中間レベルで与えられた時、これらの目標を達成するための設計と運転手段は定量化された不確実性を考慮し、同様に定量化できない不確実性に対する何らかの防御手段を与えることを保証するものである。
- ・プラント設計は公衆に対する許容できない放射性物質の放出を防止するために閉じ込め機能を持つこと。この原理は、燃料や原子炉冷却系 (RCS)からの放射性物質の許容できない放出を防止するためにプラントに組み込まれた設備の如何に関わらず、許容線量を超えるような放射能放出が起こった場合においても、公衆への許容されない放出を防止することを保証するものである。この原理の目的は、未知の現象や脅威から守ること、すなわち、放射線源の大きさに関する不確実性を補うことである。
- ・プラントは公衆の健康及び安全確保に資する場所に設置する。
この原理は、規制を受ける施設の設置場所は設置場所の人口密度と自然及び人為的災害の発生

可能性を考慮して公衆の健康及び安全を守ることができるようにすることを求めるものである。保安上の観点からの物理的防護も立地選定のもう一つの考慮事項である。通常運転時及び想定事故時の放射線量が許容値以下になること、プラント設計に自然事象と人為ミスによる災害を考慮すること、プラントを防護するための適切な保安手段が採れるサイト特性であること、さらに緊急時の対応計画を作るうえで重大な障害を及ぼす立地点特有の物理的特性を明確にするための立地要件と基準が重要である。

INL NGNP, 2009 [28]

2009年12月にアイダホ国立研究所 (INL)は INL/EXT-09-17139, “Next Generation Nuclear Plant Defense-in-Depth Approach,”を発行した。この報告書は次世代炉 (NGNP)プロジェクトが深層防護の原理を満足することを保証するために用いる深層防護とその方法の定義を記載している。そこでは、“深層防護は公衆の安全を確保するために多重の防御線と保守的な設計と評価手法を用いる安全思想である。またこの思想は、安全性を脅かす可能性があるプラント挙動、機器の信頼性又は運転員の技能に対する知見の不確定性に耐える設計を提供することも意図している。”と述べている。NGNP に対しては、次の3つの要素を定義する深層防護の枠組を提案している。

- 1.”プラント性能の深層防護は、物理的プラントにおける深層防護を保証する設計に対する設計者による機能、構造、システム及び機器の選定を反映する。
- 2.プログラムの深層防護は、プラントの製作、建設、運転、保守、試験及び検査、さらにプラント寿命を通じたプラント安全を保証するよう企図された手順に関する決定を反映する。
- 3.リスク情報活用評価の深層防護は、事故防止と事故軽減の戦略を含む事故リスクを管理する戦略の策定と評価を反映する。この側面は以上の2つの深層防護要素がどの程度有効に取り入れられているかを定める決定論的及び確率論的安全評価を行う仕組みを与える。”

以上の各要素に対する原理と基準は、各々個別に定義される。たとえば、プラント性能の深層防護は、“多重障壁、障壁を保護する安全機能を持つ多様で冗長性のある手段、保守的な設計原理と安全余裕、サイト選定、そして公衆を守るため多重の防御線と保守的な設計手法を用いる他の物理的で実体を持つ設計”を含む。

リスク情報活用評価の深層防護の一部として、それに付随する基準に対する決定過程を提案している。それは、作成された確率-影響曲線が適切な事故防止と事故軽減及び適切な安全余裕を持つかどうか決めるうえで妥当かどうか評価するものである。さらにそれは、不確定性を適切に考慮しているか、また深層防護原理を満足しているかを評価する。もし、これらが適切に取り扱われれば、深層防護が正しく考慮されたと言える。もしも決定過程における任意の点で正しい決定が行われなかったならば、プラント性能の深層防護とプログラムの深層防護が強化されて、決定基準全体が再評価されることになる。

RG 1.174, 2012 [29]

2011年5月付のRG 1.174,改訂2は、申請者が許認可変更と技術仕様変更の際に申請者のプラント許認可基礎(LB)の変更要求を支援するためのPRAの活用とリスク評価に対する手引きである。このRGの中では、”リスク情報を活用した意思決定を行う方法を規定しており、LB変更がその中心となる原理を満足することを予想している。これらの原理の幾つかは、従来の工学的判断(たとえば、深層防護)で通常使用される言葉で記載されている。これらの言葉で書かれているものの、これらの原理が満足されることを保証し、示すためにリスク解析法を使用することができ、またそのようにすることが推奨されている。”その原理の一つは、”提案された変更は深層防護思想と整合している”と述べている。

RG1.174はSRM委員会への回答として深層防護をより適切に取り込むよう改訂されている。提案された改訂3(ドラフトガイド(DG)1285)は2012年5月に発行され、そこでは以下のよう

“工学的評価によって申請されたLB変更(個別及び累積)の影響が深層防護思想に合致していることを評価せねばならない。この観点からいえば、この原理の意図は深層防護の思想が維持されることを保証することであり、深層防護が達成される方法の変更は否定していない。深層防護は、仮に原子力施設で故障、事故あるいは自然誘起事象が発生した場合に事故を防止し、又は事故の影響を軽減する連続した補償手段を採用するというNRCの安全思想の要素の一つである。深層防護思想は、安全が原子力施設の設計、建設、保守、あるいは運転のどの単一要素にも完全には依存しないことを前提とする。深層防護を設計、建設、保守、そして運転に取り入れることの総合的効果は対象施設又はシステムが故障や外部からの脅威により耐性を持つようになるということである。

高いレベルでは、原子力施設で起こった事象の結果に対する3層の防御線が存在する。その3つとは、(1)事故発生を防止する防御、(2)事故が起こった場合の影響軽減、そして(3)事故による放射能放出の公衆健康被害を最小限にする緊急対応計画である。これら3層の大切な要素は、これらの中で適切なバランスを保持すべきことである。深層防護のもう一つの大切な側面は、FP放出に対する多重障壁を維持することである。多重のFP障壁は深層防護の3つの層の1つを組み込む1つの方法をあらゆるものと解釈することができるが、障壁の使用はこの思想にとって非常に根本的なので、これについては独自に議論したほうがよい。”

DG1285は深層防護の高いレベルの3層について説明し、さらにFP障壁を説明している。さらに、申請者が、プラントの許認可変更がこの3つの層と多重障壁思想に合致しているかどうか評価する際に考慮すべき事項を挙げている。

“Preserving Balance Among the Three Layers of Defense-in-Depth

これらの各層(たとえば、事故防止、事故軽減、そして緊急時対応)の間の合理的なバランスがプラントの限界外乱とそれらの影響軽減の間のプラント能力の配分を保証するのに役立つ。”バラ

ンス"とは、能力を均等に配分することを意味しない。申請するプラント設計変更が、提案前の設計に存在する層の有効性を大きく減少させない場合は、合理的なバランスが保たれる。NRC はプラント設計変更によって 3 つの層のうち 1 つが逆に有害な影響をもたらす可能性があるかもしれないと認識している。これらの状況に対して、LB の変更とそれが深層防護に及ぼす影響を評価する際に他の 2 つの層の間のバランスが特に重要性を帯びることになる。

Preserving Multiple Fission Product Barriers

プラントの LB は FP に対する障壁とこれらの障壁を支える工学的構造物、システム及び機器 (SSC) を含んでいる。これらの障壁を現存する原子炉の例で示すと、一般的に燃料要素の被覆管、原子炉冷却系の圧力バウンダリ、そして格納容器システムと構造物が挙げられる。原子炉事故で生成する悪い状態 (たとえば、高温、高圧) が障壁の健全性を損なう可能性がある。従って、多重障壁の概念は FP の隔離と放出軽減に対する分離した手段を与える。もし申請されたプラント設計変更が障壁の有効性を減じるのであれば、多重障壁を維持する意図が逆に有害になるかもしれない。申請者は申請する設計変更が FP の障壁及びそれらを支えるシステムに及ぼす影響を評価し、障壁と提案するプラント設計変更の間の原因と結果の関係を考慮すべきである。

Factors To Consider When Evaluating the Impact of a Change on Defense-in-Depth

申請する設計変更が 3 つの高いレベルの障壁 (2.1.1.2 節の上) と深層防護の多重 FP 障壁に及ぼす影響を評価する時、申請者は以下の因子を考慮しなければならない。

- 補償手段としてのプログラム活動
- システムの冗長性、独立性及び多様性
- CCF の可能性
- プラント運転員への信頼性、及び
- プラントの設計基準の意図

これらの因子は全てを網羅しているわけではなく、申請者が提案する変更が 3 つの層の 1 つあるいは多重障壁の 1 つにどのように影響するかを評価する一助になると考えている。

DG1285 はもっと深く理解するため、例を含めて上記因子について説明している。

表 2 に示すように、この他にも幾つかの RG で深層防護について触れている。

NRC Glossary, 2012 [30]

NRC の用語集は、深層防護を次のように記述している。”放射線又は危険物質を放出する事故を防止して事故影響を軽減する原子力施設を設計し運転する手法。その核は潜在的な人的ミス及び機械故障を補う多重の独立した冗長な防御層を設けることで、これは単一の層がいかにかに強固であったとしても、それのみに頼ることはしないことである。深層防護は近接制限、物理的障壁、冗長かつ多様な安全機能、そして緊急対応計画から成る。もっと詳しい情報は Speech No.

S-04-009, The Very Best-Laid Plans (the NRC's Defense-in Depth Philosophy).にある。”

Proposed Risk Management Regulatory Framework, 2012 [31]

Gregory B. Jaczko 委員長の要求に従い、George Apostolakis をトップとして、核物質の安全かつ保安的な使用を保証できる原子炉、廃棄物、燃料サイクル及び輸送に対する、より包括的、総体的でリスク情報活用、性能ベースの規制方法に関する戦略的なビジョンと意見をまとめるためのタスクフォースが結成された。その報告書では、かれらが提案したリスク管理規制枠組に関する推奨の中で深層防護が中心的な役割を果たしている。

このタスクフォースは様々な活動領域にわたってレビューし、次のとおりまとめている。

- ・”これまで数十回も使用されているが、深層防護的防御をいかに適切に定義するかという点について明確な定義や基準は存在しない。
- ・深層防護の概念は、NRC と業界の両方にとって有益であったし、今日においても価値がある。しかし、これを首尾一貫した方法で使うやり方は存在せず、深層防護がどの程度あれば十分かという手引きもない。
- ・"深層防護"という言葉は、原子炉の安全性を保証するという文脈において 1960 年代から用いられてきた。この概念は原子炉の運転と潜在的事故の影響に関する知識不足を補うために発展し適用されてきた。
- ・リスク管理タスクフォース (RMTF) は深層防護の特性を明らかにするために多くの歴史的な文書を精査した。これらの文書で明らかになった深層防護の特性は、必ずしも完全に整合が取れているわけではなく、運転中の原子炉に焦点が置かれているので、RMTF は NRC が考える深層防護を明確にすることが、相対的な戦略ビジョンを構築するうえで必要との結論に達した。”

RMTF は深層防護を以下のように特性付けた。

“リスク情報活用及び性能ベースの深層防護的防御を与えるもので、以下を目的とする。

- ・実存する脅威、適切なシナリオ及びそれらに付随する不確定性に従う放射性物質暴露を防止し、隔離し、その影響を軽減するための適切な障壁、制御及び人的活動を保証する。
 - －各々の障壁は適切なシナリオと不確定性を考慮してその機能を維持できる十分な安全余裕を持つよう設計される。
 - －障壁の機能を保証するために必要なシステムは、適切なシナリオの下で適切な信頼性を保つよう設計される。
 - －障壁とシステムは性能監視下に置かれる。
- そして、
- ・人的ミスを含む確立された障壁と制御の一部又は全ての故障リスクが可能な限り低くなることを保証する。

SECY's, 1977-2011

長年にわたり間深層防護について議論した数多くの SECY がある。これらを表 3 にまとめた。

NEA/CNRA/CSNI Joint Workshop on Challenges and Enhancements to DiD in light of The Fukushima Dai-ichi Accident, 2013

2013年6月5日に OECD NEA/CNRA/CSNI (経済協力開発機構/原子力機関/原子力安全に関する委員会)主催による深層防護に関するワークショップが開催された。参考文献 32 はこのワークショップの種々の発表者の発表内容を記載している。これらの発表を調べると、発表者に共通な以下の幾つかのメッセージが読み取れる。

- ・ 深層防護はうまく機能している。
- ・ 発生頻度は低いが大きな影響をもたらす事象が発生して、全ての深層防護層を破る可能性がある。
- ・ 深層防護の概念は性質が異なる複数の障壁を含んでいる。
- ・ 障壁間の独立性が最も大切である。
- ・ 防止と軽減の両方が本質的に重要である。
- ・ 深層防護の役割を強化することが必要である。

References

1. U.S. Atomic Energy Commission, "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants," WASH-740, pages vii, 5, and 21, March 1957.
2. Beck, C., "Basic Goals of Regulatory Review: Major Considerations Affecting Reactor Licensing," Statement submitted to the Joint Committee on Atomic Energy, Congress of the United States, hearings on Licensing and Regulation of Nuclear Reactor, April 4, 5, 6, 20 and May 3, 1967.
3. Internal Study Group, "Report to the Atomic Energy Commission on the Reactor Licensing Program," submitted to the Joint Committee on Atomic Energy, Congress of the United States, Hearings on AEC Licensing Procedure and Related Legislation, June 1969.
4. Sorenson, J.N., "Historical Notes on Defense in Depth," ML082740322, October 15, 1997.
5. WASH-1250, U.S. Atomic Energy Commission, "The Safety of Nuclear Power Reactors and Related Facilities," March 1973.
6. Federal Register Notice, "Disposal of High-level Radioactive Wastes in Geologic Repositories Technical Criteria," Final Rule, Volume 48, Page 28194, June 21, 1983.
7. Breen, R.J., Deputy Director of EPRI's Nuclear Safety Analysis Center, published a paper titled "Defense-in-depth Approach to Safety in Light of the Three Mile Island Accident (Nuclear Safety, Vol. 22, No.5, Sept.-Oct. 1981).
8. NUREG/CR-6042, Revision 2, "Perspectives on Reactor Safety," March 2002.
9. Policy statements:
 - U.S. Nuclear Regulatory Commission, 'Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement', Federal Register, Vol. 51, No. 149, pp.28044-28049, August 4, 1986 (republished with corrections, Vol. 51, No. 169, pg. 30028-30023, August 21, 1986).
 - U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Policy Statement on the Regulation of Advanced Reactors; Final Policy Statement," Federal Register, Vol. 73, No. 199, pg. 60612-60616, October 14, 2008.
 - U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Policy Statement on Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities; Final Policy Statement," Federal Register, Vol. 60, No. 158, pg. 42622-42629, August 16, 1995.
10. NUREG-1537, "Guidelines for Preparing and Reviewing Applications for the Licensing of Non-Power Reactors," February 1996.
11. "Current Regulatory Issues," Speech by Dr. Shirley Ann Jackson, Chairman, U.S. Nuclear Regulatory Commission to Nuclear Power Reactor Safety Course,

- Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, Massachusetts, Commission Speeches, No. S-97-17, July 29, 1997.
12. Kress, T.S., "Some thoughts on Defense-in-Depth," Presented to Regulatory Policies and Practices ACRS Subcommittee, August 27, 1997.
 13. Commission White Paper, "Risk-Informed and Performance-Based Regulation," NRC Yellow Announcement No. 019, March 11, 1999.
 14. Sorensen, J.N., Apostolakis, G.E., Kress, T.S., and Powers, D.A., "On the Role of Defense-in-Depth in Risk Informed Regulation," American Nuclear Society PSA '99, Washington DC, August 22-25, 1999.
 15. ACRS letters
 - Powers, D.A., ACRS letter to USNRC Chairman Jackson, "The Role of Defense in Depth in a Risk-Informed Regulatory System," May 19, 1999.
 - Garrick, B.J, ACNW, Powers, D.A., ACRS letter to USNRC Chairman Meserve, "Use of Defense in Depth in Risk-Informing NMSS Activities," May 25, 2000.
 16. Advisory Committee on Reactor Safeguards, Advisory Committee on Nuclear Waste Meeting of the Joint ACRS/ACNW Subcommittee, Room T-2b3, 11545 Rockville Pike, Rockville, MD, January 13-14, 2000.
 17. IAEA Documents
 - International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG) INSAG- 3, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996.
 - INSAG, "Defense in Depth in Nuclear Safety," INSAG- 10, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996.
 - IAEA Safety Standards, "Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals," SF-1, November 2006.
 - INSAG- 12, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 1996.
 - IAEA TECDOC-1570, "Proposal for a Technology-Neutral Safety Approach for New Reactor Designs," September 2007.
 - IAEA Safety Standards, "Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements," SSR-2/1, January 2012.
 18. "Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979," Appendix R to 10 C.F.R. pt. 50 (2012).
 19. Fleming, K.N., and Silady, F.A., "A Risk Informed Defense-in-Depth Framework For Existing and Advanced Reactors," Reliability Engineering & System Safety, Volume 78, issue 3, December 2002, Pg 205-225.

20. "Risk-informed Categorization and Treatment of Structures, Systems and Components for Nuclear Power Reactors," 10 C.F.R. §50.69 (2012).
21. 10 CFR Part 73
 - "Protection of Digital Computer and Communication Systems and Networks," 10 CFR §73.54, 2009.
 - "Requirements for Physical Protection of Licensed Activities in Nuclear Power Reactors Against Radiological Sabotage," 10 CFR §73.55, 2009.
 - "Requirements for New Facilities or New Processes at Existing Facilities," 10 CFR §70.64, 2000.
 - "Nuclear Power Plant Safeguards Contingency Plans," Appendix C to 10 CFR Part 73, 2012.
22. "Reactor Site Criteria," 10 CFR Part 100, 1996.
23. Nuclear Energy Institute, "A Risk-Informed Performance-Based Regulatory Framework for Power Reactors," NEI 02-02, May 2002.
24. USNRC, Office of Nuclear Reactor Regulation, Director's Decision, 2.206 Petition from Congressman Dennis Kucinich, Representative for the 10th Congressional District of the State of Ohio in the United States House of Representatives, "To revoke FirstEnergy Nuclear Operating Company license to operate Davis-Besse Nuclear Power Station, Unit 1," ML032480751, September 12, 2003.
25. Speech-04-009: Chairman Nils J. Diaz, "The Best-Laid Plans (the NRC's Defense-in-Depth Philosophy)," The Third Annual Homeland Security Summit, June 3, 2004.
26. Digital Instrumentation and Control (DI&C) documents:
 - NUREG/CR-6303, "Method for Performing Diversity and Defense-in-Depth Analyses of Reactor Protection Systems," December 1994.
 - Regulatory Guide 1.152, "Criteria for Digital Computers in Safety Systems of Nuclear Power Plants," January 1996.
 - NUREG-0800, Branch Technical Position (BTP) HICB-19, "Guidance for Evaluation of Defense-in-depth and Diversity in Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems," June 1997.
 - NUREG-0800, Standard Review Plan (SRP), BTP 7-19, "Guidance for Evaluation of Defense-in-depth and Diversity in Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems," March 2007.
 - DI&C-ISG-02, "Digital Instrumentation and Controls," June 2009.

27. NUREG-1860, "Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing," U.S. Nuclear Regulatory Commission, December 2007.
28. Idaho National Laboratory (INL), "Next Generation Nuclear Plant Defense-in-Depth Approach," INL/EXT-09-17139, December 2009.
29. NRC Regulatory Guide 1.174, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," November 2002.
 - USNRC Draft Guide 1285, Proposed Revision 3 to RG 1.174, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," May 2012.
30. USNRC Public Website, Glossary, <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/defense-in-depth>
31. NUREG-2150, "A Proposed Risk Management Regulatory Framework," April 2012
32. OECD NEA/CNRA/CSNI (Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency/Committee on Nuclear Regulatory Activities/Committee on the Safety of Nuclear Installations) workshop. "Challenges and Enhancements to DiD in light of the Fukushima Dai-ichi Accident," ADAMS Accession No. ML13337A461, June 5, 2013

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (1/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
ARZ1	CURRENT SITUATION OF SPENT FUEL MANAGEMENT IN ARGENTINA	Bossio, M.C.Muñiz, C.C.	ARN(Nuclear Regulatory Authority Argentina)	論文		2013	アルゼンチンの使用済燃料管理に関する報告
ARZ2	Current Regulatory Situation of Long Term Interim Storage of Radioactive Waste in Argentina	Muñiz, C. Alvarez, D.E. Bossio, M.C.	ARN	論文	8th International Symposium: Release of Radioactive Materials, Requirements for Exemption and Clearance. Hamburgo, Alemania, 7 al 10 de octubre de 2013	2013	アルゼンチンの使用済燃料を含む放射性廃棄物の長期中間貯蔵に関する規制の現状
ARZ3	Spent Fuel Management of NPPs in Argentina	Alvarez, D.E. Lee Gonzales, H.M.	ARN	論文	IAEA & OECD/NEA International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors. Viena, Austria, 31 de mayo al 4 de junio de 2010	2010	アルゼンチンの使用済燃料管理に関する報告
ARZ4	Spent Fuel Management of NPPs in Argentina: Conceptual Design of the future Atucha 1 Dry Storage	G.Molitero et.al.	Nucleoelectrica Anzentina S.A. (アルゼンチン原子力発電会社)	スライド	3rd international seminar on spent fuel management	2010	アルゼンチンのエンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵とアトチャ原子力発電所に計画中の新しい乾式貯蔵施設の紹介 乾式貯蔵システムの基本的要求事項も紹介している。
ARZ5	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition ARGENTINA (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	アルゼンチンの原子力計画の現状報告 原子力関連法令のリスト有り
ARZ6	JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT SIXTH NATIONAL REPORT 2017	アルゼンチン政府		報告書		2017	アルゼンチン政府がIAEAに提出した使用済燃料管理の現状に関する報告
ARZ7	Dry storage system for spent fuel - DSS	INVAP(アルゼンチンの原子力メーカー)		技術報告			エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵システムの紹介
ARZ8	Argentinean Experience in Spent Fuel Transfer Verification	Díaz, G.D. Pardo, L.A. Vigile, S. Villamayor, R.	ARN	論文	Presentado en: INMM 57th Annual Meeting, Atlanta, EE. UU., 24 al 28 de julio de 2016	2016	エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵システムの情報がある。
ARZ9	AN OVERVIEW OF THE DRY STORAGE OF NUCLEAR FUELS WITH THE BACO CODE	Armando C. MARINO	Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina (アルゼンチン原子力委員会)	論文			アトチャ1号機のPHWR使用済燃料の乾式貯蔵時の燃料温度評価についての報告
ARZ10	Radioactive Waste Management (原文はスペイン語)	アルゼンチン政府		標準	AR 10.12.1.	2016	アルゼンチン政府が定めた放射性廃棄物管理に対する標準
ARZ11	ARGENTINEAN NATIONAL REPORT FOR THE CONVENTION ON NUCLEAR SAFETY AUGUST 2016	ARN		報告書		2016	1Fを受けて使用済燃料貯蔵施設の耐震性を再評価して結果を報告。深層防護の概念に整合する余裕を確認したとしている。
ARZ12	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	エンバルセ原子力発電所の乾式貯蔵システムの情報がある。想定異常事象として、地震、竜巻、洪水、爆発を考慮している。
ARZ13	Basic Standard of Radiation Safety (原文はスペイン語)			規則	AR STANDARD 10.1.1.	2016	アルゼンチンの放射線安全規則
ARZ14	RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT (原文はスペイン語)			規則	AR STANDARD 10.12.1.	2016	アルゼンチンの放射性廃棄物管理規則
ARZ15	アルゼンチンの原子力発電開発 (14-08-02-02)	原子力百科事典 ATOMICA		WEB		2016	アルゼンチンの原子力発電に関する情報
ARZ16	The Canadian Spent Fuel Storage Canister: Some Materials Aspects	Derek G. Boase Tjalle T. Vandergraaf	AECL	論文	Journal Nuclear Technology, Volume 32, 1977 - Issue 1	1977	AECLが開発したコンクリートキャニスタの設計情報 バスケットは炭素鋼 鉄と鉛を内張りしたコンクリート遮蔽体 初期の設計ではバスケット内部は空気で貯蔵初期の燃料温度は200-300°Cとなり、破損燃料はUO2が酸化しU3O8になって体積膨張してペレットが粉体になって放出されることがわかった。この問題はHe充填することで解決した。
BEL1	Sixth meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management NATIONAL REPORT October 2017	ベルギー連邦原子力庁 (FANC)		報告書			ベルギーの使用済燃料及び放射性廃棄物管理の現状報告 ・多重の障壁によって汚染防止または制限することを求めている。 また、定期的にSFまたは廃棄物の状態を調べて ONDRAF/NIRAS及びFANCに報告することを求めている。(F.4.2.b)
BEL2	6th Review Meeting of the Joint Convention BELGIUM Country Group 4	F.Hardeman P.Lalieux	FANC ONDRAF/NIRAS	スライド	6th Review Meeting of the Joint Convention - Belgium Tuesday 22 nd , May 2018	2018	ベルギーの原子力開発及び使用済燃料を含む放射性廃棄物管理に対するFANC(連邦原子力庁=規制機関)とONDRAF/NIRAS(放射性廃棄物・核物質管理庁)の取り組みを紹介している。
BEL3	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition BELGIUM (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	ドールの乾式貯蔵施設にて2014年時点で90基のキャスクに合計2663体の使用済燃料集合体が貯蔵されているとの記載あり。
BEL4	Directive for establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste	欧州連合評議会			COUNCIL DIRECTIVE 2011/70/EURATOM of 19 July 2011	2011	欧州連合評議会が加盟各国に出した使用済燃料と放射性廃棄物管理に対する通達
BEL5	Geological Disposal of Radioactive Waste: Elements of a Safety Approach			報告書	Friday, 17 September 2004	2004	深層防護の概念の説明あり。
BEL6	Experience dry storage of spent fuel Belgium NPP Doel	Xavier Van Mierloo	Transnubel	スライド	Workshop IAEA May 2014	2014	ドールの乾式貯蔵施設の概要
BEL7	SPENT FUEL STORAGE IN BELGIUM	R. Vermeyen	Tractebel Energy Engineering	論文	Dysnai - 2002	2002	・ドール乾式貯蔵施設の認可過程で航空機衝突、キャスク落下、キャスク埋没に対する実証を行っている。 ・乾式貯蔵時の燃料被覆管制限温度として、通常時<300°C、事故時<380°Cとある。
BEL8	Dry Storage of Encapsulated Defective Fuel Rods at Doel 1&2 in Belgium 17581	Inge Suls* Anne Boogaerts** Vanessa Vo Van*** Nathalie Allimann**** Kay Muenchow*****	*Engie-Electrabel **Synatom ***AREVA NC ****AREVA GmbH	論文	WM2017 Conference, March 5-9, 2017, Phoenix, Arizona, USA	2017	ドール乾式貯蔵施設の破損燃料貯蔵に関する報告
BEL9	Agrément au conditionnement de déchets radioactifs	ベルギー政府		法令			放射性物質の貯蔵、取扱い、処理に対する設備の認可に係る法令
BEL10	Loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire	ベルギー政府		法令			放射線防護に係る法令
BEL11	Back end of the nuclear fuel cycle	Synatom				2019	ドールとティアンジュの使用済燃料貯蔵施設の簡単な紹介
BEL12-1	Temporary storage of conditioned Belgian radioactive waste	BELGOPROCESS		WEB記事			ベルギーの放射性廃棄物の中間貯蔵に関する報告
BEL12-2	Surface storage at Dessel	FANC		WEB記事			ベルギーのデッセルにおける低中レベル放射性廃棄物の表層埋設処分に関する報告
BEL14	Class I Guidances Guideline - Safety demonstration of new class I nuclear installations - Approach to Defence-in-Depth, radiological safety objectives and application of a graded approach to external hazards	Federal agency for nuclear control(FANC)		指針	N° 2013-05-15-NH-5-4-3	2017	クラスI施設に関わる放射線防護のための一般的指針で、この中で深層防護について規定している。深層防護にもとづく各防御レベルの定義は、[BEL15]より引用している。
BEL15	Report Safety of new NPP designs	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) Reactor Harmonization Working Group(RHWG)		報告書	Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG March 2013	2013	深層防護原理に基づく原子力発電所に対する各防御レベルとそれに対応する事故レベルを定義している。

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (2/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
BEL16	原子力施設の安全要件に関する2011年11月30日の王法令			法令	SNRI-2011	2011	原子炉や使用済燃料、放射性廃棄物施設等の原子力施設の安全要件を規定する法律
BEL17	2001年7月20日の王法令「電離放射線の危険からの公衆、労働者および環境の保護に関する一般規則」			法令	GRR-2001	2001	放射線防護に係る法律
BGR1	SPENT NUCLEAR FUEL AND RADIOACTIVE WASTE STRATEGY BY 2030	ブルガリアエネルギー省		報告書		2015	2030年までのブルガリアにおける使用済燃料と放射性廃棄物管理方針についての報告
BGR2	Dry Spent Fuel Storage Facility licensing (原文はブルガリア語)						使用済燃料の乾式貯蔵施設の許可手続きを規定
BGR3	CONSTOR®	GNS		WEB	GNSホームページ	2019	GNSのCONSTORキャスクの紹介 ブルガリア向けにCONSTOR440/84型キャスク約270基を製造したとの記事
BGR4	Dry fuel storage for spent nuclear fuel (原文はブルガリア語)	NRA (ブルガリア)		WEB	NRA (ブルガリア) ホームページ	2019	現時点 (2019) でCONSTOR440/84型キャスク15基が乾式貯蔵施設で保管されているとの情報あり。
BGR5	REGULATION FOR SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT	ブルガリア政府		規制法令、規則	Decree of the Council of Ministers No. 196, 2 August 2004, promulgated in the State Gazette No. 71 of August 13, 2004		使用済燃料乾式貯蔵に関する規制要件
BGR6	SIXTH NATIONAL REPORT ON FULFILMENT OF THE OBLIGATIONS UNDER THE JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT Sofia, 2017	ブルガリア政府		報告書		2017	ブルガリア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告 ・2016年から燃焼度管理システムを導入し、CONSTOR440/84型キャスクへの燃料装荷前後に燃焼度測定を行ったとの記載あり。
CAN1	Design of Reactor Facilities: Nuclear Power Plants	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)		報告書	REGDOC-2.5.2	2014	原子力施設の規制要件を記載している。 ・6.1節に深層防護を適用することを明記している。深層防護のレベルとして、1～5の各レベルを定義している。またIAEAのINSAG-10を手引きとして参照している。 ・8.12節 燃料取扱いと貯蔵(プール)で照射燃料(使用済燃料)の貯蔵に係る要件を記載している。
CAN2	IAEA SAFETY STANDARDS SERIES Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants	IAEA		技術標準	NS-G-2.5	2002	IAEAが発行した原子力発電所の燃料取扱いに係る標準
CAN3	Framework for Radioactive Waste Management and Decommissioning in Canada	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)		規制要件	REGDOC-2.11	2018	放射性廃棄物管理と廃炉に関わる規制要件
CAN4	CSA N292.2-13, Interim dry storage of irradiated fuel	CSA (Canadian Standards Association)		標準	CSA N292.2-13	2019	CSA(カナダ規格協会)が発行した使用済燃料乾式貯蔵施設の技術標準
CAN5	Waste Management, Volume I: Management of Radioactive Waste ドラフト	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)		指針	REGDOC-2.11.1 vol. I ドラフト	2019	カナダの放射性廃棄物管理に関わる審査指針
CAN6	The Safety of Long-Term Interim Storage Facilities in NEA Member Countries	OECD/NEA		報告書	JT03416335	2017	カナダの使用済燃料中間貯蔵の情報
CAN7	PRELIMINARY DECOMMISSIONING PLAN - DARLINGTON WASTE MANAGEMENT FACILITY	Ontario Power Generation (OPG)			00044-PLAN-00960-00001	2016	OPG(オンタリオ・パワー・ジェネレーション)のダーリントン乾式貯蔵施設(DWMF)の情報
CAN8	PRELIMINARY DECOMMISSIONING PLAN - PICKERING WASTE MANAGEMENT FACILITY	Ontario Power Generation (OPG)			92896-PLAN-00960-00001	2016	OPGのピッカーリング乾式貯蔵施設(PWMF)の情報
CAN9	PRELIMINARY DECOMMISSIONING PLAN - WESTERN WASTE MANAGEMENT FACILITY	Ontario Power Generation (OPG)			0125-PLAN-00960-00001	2016	OPGのウエスタン乾式貯蔵施設(WWMF)の情報
CAN10	Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)			Sixth Report October 2017	2017	カナダ政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
CAN11	Safety of Nuclear Power Plants: Design	IAEA		技術標準	SSR-2/1 (Rev. 1)	2016	
CAN12	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition	IAEA		報告書		2018	IAEAのカナダにおける原子力への取り組み現状報告
CAN13	Safety analysis Nuclear Criticality Safety	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)		規制要件	REGDOC-2.4.3	2018	臨界安全に対する技術要件
CAN14	Waste Management, Volume III: Safety Case for Long-Term Radioactive Waste Management	Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)		指針	REGDOC-2.11.1 vol. III Rev.2 ドラフト	2019	カナダの放射性廃棄物の長期管理に関わる安全解析書(安全ケース)の作成指針
CAN15	諸外国における高レベル廃棄物処分	公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター		WEB		2019	カナダにおける使用済燃料の管理についての情報
CHN1	中国の原子力の課題	永崎隆雄	日中科学技術交流協会常務理事	スライド	第2回原子力委員会資料第2号	2019	中国の原子力の現状報告
CHN2	中国の核燃料サイクルの状況	永崎隆雄	日中科学技術交流協会常務理事	スライド	2016年度JST CRCCシンポジウム2017年2月22日	2017	重水炉使用済燃料乾式貯蔵 泰山3期MACSTOR-400型コンクリート容器貯蔵 現在能力1ユニット456tHM×4=1824tHM貯蔵 2013年末900tHM貯蔵
CHN3	China's current spent fuel management and future management scenarios	Yun Zhou	Harvard University	論文		2010	中国の使用済燃料管理の現状と今後の展望
CHN4	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition	IAEA		報告書(WEB)		2018	IAEAによる中国の原子力開発の現状報告
CHN5	China's Nuclear Program and Spent Fuel Storage	Rob Forrest	CISAC, Stanford University	スライド		2014	中国の原子力発電と使用済燃料管理についての報告
CHN6	Spent Fuel Management in China	KP Lau	Fraser Energy Consulting, LLC	スライド	INMM-USNIC Spent Fuel Management Seminar January 23,	2018	中国の使用済燃料管理についての報告
CHN7	Spent Nuclear Fuel Management in China	Xuegang Liu	Tsinghua University	WEB	ノーチラス研究所ホームページ	2014	泰山3期発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設(MACSTOR)の情報
CHN8	乏燃料後処理施設安全要求(試行) 使用済燃料後処理施設の安全要求 (原文は中国語)	生态环境部 生态环境部		規制要件	2018年12月18日	2018	中国の使用済燃料施設の規制要件
CHN9	泰山第三原子力発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設が竣工した環境保護検収監視と評価 (原文は中国語)	肖曙光 他		論文			泰山3期発電所の使用済燃料乾式貯蔵施設の情報
CZE1	THE CZECH REPUBLIC NATIONAL REPORT under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	State Office for Nuclear Safety (SUJB)		報告書		2017	チェコ政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
CZE2	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition CZECH REPUBLIC(Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるチェコの原子力開発の現状報告
CZE3	First spent fuel container has been placed in interim storage at Temelin	Marek Sviták	Temelin NPP			2010	テメルン原子力発電所の乾式貯蔵施設に関する情報
CZE4	SPENT NUCLEAR FUEL MANAGEMENT MANAGEMENT OF USED FUEL AND WASTE FROM THE OPERATION OF CZECH NUCLEAR POWER PLANTS (原文はチェコ語)	CEZ GROUPホームページ		WEB		2019	チェコのドコバニ原子力発電所とテメルン原子力発電所の乾式貯蔵施設に関する情報
CZE5	Spent Fuel Management	SUJBホームページ		WEB		2017	チェコの使用済燃料貯蔵施設の情報
CZE6	DECREE No. 377 of 7th November 2016 on the requirements for the safe management of radioactive waste and on the decommissioning of nuclear installations or category III or IV workplaces			法令		2016	放射性廃棄物の安全管理と原子力施設の廃止に係る要件(法令)

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (3/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
CZE7	No. 263/2016 of Coll. Of 14th July 2016 Atomic Act			法律		2016	チェコの原子力法
CZE8	Update of the concept of SNF and RAW management (原文はチェコ語)	チェコ政府			No. 852/2017	2017	チェコの放射性廃棄物と使用済燃料管理政策方針
CZE9	CZECH INTERIM SPENT FUEL STORAGE FACILITY: OPERATION EXPERIENCE, INSPECTIONS AND FUTURE PLANS	V. FAJMAN L. BARTAK et al.	State Office for Nuclear Safety	論文	IAEA-SM-352/4		チェコの使用済燃料中間貯蔵に関する報告
CZE10	LICENSING OF THE CASTOR® 440/84M CASK FOR TRANSPORT AND STORAGE OF SPENT FUEL	P. LIETAVA	State Office for Nuclear Safety	論文	Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors Proceedings of an international conference Vienna 19-22 June 2016	2006	チェコのドコバニ原子力発電所の乾式貯蔵施設に使用しているCASTOR440/84M型キャスクの仕様情報あり
CZE11	CASTOR® 1000/19	GNS		WEB			VVER使用済燃料の貯蔵用として開発されたCASTOR® 1000/19型キャスクの紹介
CZE12	CASTOR® 1000/19: Development and Design of a New Transport and Storage Cask	Th. Funke Ch. Henig	GNS	論文	IYNC 2008 Interlaken, Switzerland, 20 - 26 September 2008	2008	チェコのテメリン原子力発電所の乾式貯蔵施設に使用しているCASTOR1000/19型キャスクの仕様情報ある
CZE13	Interim spent fuel storage facility of Czech Republic	S. Kuba	Dukovany NPP	論文	IAEA-TECDOC-1532	2007	チェコのドコバニ原子力発電所の乾式貯蔵施設に使用しているCASTOR440/84.84M型キャスクの仕様情報及び供用中監視に関わる情報あり
CZE14	Operational Experience of Castor 440/84 Casks in Dukovany NPP	Stanislav Kuba	CEZ plc	論文	14th International Symposium on the Packaging and Paper # 022 Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004), Berlin, Germany, September 20-24, 2004	2004	チェコのドコバニ原子力発電所の乾式貯蔵施設情報あり
CZE15	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	IAEAによる各国の使用済燃料の湿式貯蔵と乾式貯蔵の現状報告
CZE16	独立施設における使用済燃料貯蔵 安全指示書 (原文はチェコ語)	State Office for Nuclear Safety		規制要件	safety instructions BN-02.1	2010	使用済燃料貯蔵に係る規制要件
CZE17	Regulatory framework on DPC licensing in the Czech Republic	Peter Lietava	State Office for Nuclear Safety	スライド			チェコのDPC(輸送貯蔵兼用キャスク)の許認可に関する説明
CZE18	ACT No. 18/1997 Coll. of 24 January 1997 on Peaceful Utilisation of Nuclear Energy and Ionising Radiation (the Atomic Act) (原文はチェコ語)			法律		1997	チェコの原子力法
FIN1	Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management 6th Finnish National Report as referred to in Article 32 of the Convention	STUK・SÄTEILYTURVAKESKUS STRALSÄKERHETS CENTRALEN RADIATION AND NUCLEAR SAFETY AUTHORITY (放射線及び原子力安全庁)		報告書	STUK-B 218 / OCTOBER 2017	2017	フィンランド政府(STUK)がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
FIN2	Country Nuclear Power Profiles FINLAND (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるフィンランドの原子力開発の現状報告
FIN3	Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of Disposal of Nuclear Waste	STUK		規則	Y/4/2018	2018	STUK(放射線及び原子力安全庁)の放射性廃棄物の安全性に係る規制要件
FIN4	HANDLING AND STORAGE OF NUCLEAR FUEL	RADIATION AND NUCLEAR SAFETY AUTHORITY (STUK)		ガイド	GUIDE YVL D.3 / 15 November 2013	2013	新燃料、使用済燃料の取扱、サイト内輸送、貯蔵、最終処分に関する規制要件をまとめたもの。
FIN5	THE SPENT FUEL MANAGEMENT IN FINLAND AND MODIFICATIONS OF SPENT FUEL STORAGE	Päivi Maaranen	STUK	論文	Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2013)10 January 2014	2013	フィンランドの使用済燃料管理の現状報告
FIN6	YJH-2012 Nuclear Waste Management at Olkiluoto and Loviisa Power Plants: Review of Current Status and Future Plans for 2013-2015	Posiva Oy		報告書		2013	フィンランドの使用済燃料最終処分に向けた取り組み
FRA1	Sixth French report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	フランス政府 (ANDRA)		報告書		2017	フランス政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
FRA2	Country Nuclear Power Profiles FRANCE (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるフランスの原子力開発の現状報告
FRA3	Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1532	2007	IAEAによる各国の使用済燃料輸送貯蔵キャスク/容器の運用と保守の現状報告
FRA4	Order of 7 February 2012 laying down the general rules for basic nuclear installations			法規	NOR: DEVP1202101A Consolidated version as at 20 August 2019	2012	フランスの原子力規制法令
FRA5	Storage and storage of radioactive materials and waste (原文はフランス語)	ANDRA(放射性廃棄物管理公社)		技術報告		2018	フランスの放射性廃棄物管理の概要 CASCADの情報あり
FRA6	Temporary storage facility (Pegasus) and dry storage facility for nuclear fuel (Cascad) (原文はフランス語)	ASN				2019	乾式貯蔵施設CASCADの記事
FRA7-1	FRENCH APPROACH FOR LONG TERM STORAGE SAFETY	Jacob Marciano Jean-Pierre Carreton	IRSN	論文	Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2013)10 January 2014	2013	フランスの使用済燃料の長期貯蔵の取り組みについて紹介している。
FRA7-2	SUSTAINABLE SOLUTIONS FOR NUCLEAR USED FUELS INTERIM STORAGE	Marc Arslan at al.	AREVA	論文	Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2013)10 January 2014	2013	使用済燃料の乾式貯蔵に対する各種方式の紹介
FRA8	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書		1999	フランスの乾式貯蔵施設(CASCAD)の情報あり
FRA9	DRY VAULT FOR SPENT FUEL DEPOSITORY, BASIC OUTSETS, OPERATING RESULTS AND SAFETY OF THE "CASCAD" PLANT	BARDELLE Ph.* MERCIER J.P.**	*DRN **DES/SESUL	技術報告	ENC-94, ENS-ANS-FORATOM, Lyon, 2-6 octobre 1994	1994	フランスの乾式貯蔵施設(CASCAD)の設計情報あり
FRA10	THE CASCAD SPENT FUEL DRY STORAGE FACILITY	GUAY P.* BONNET C.**	*CEA **SGN	技術報告	CEA-CONF-10553	1991	フランスの乾式貯蔵施設(CASCAD)の設計情報あり
FRA11	Contingency Options for the Dry Storage of Magnox Spent Fuel in the UK	Jenny Morris et al.	Galson Sciences Ltd	スライド	ICEM'09/DECOM'09 Liverpool 14th October 2009	2009	フランスの乾式貯蔵施設(CASCAD)の外観等
FRA12	RFS III.			規制要件			フランスの放射性廃棄物管理に係る規制要件(仏語)
DEU1	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			報告書		2018	ドイツ政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
DEU2	Country Nuclear Power Profiles GERMANY (Updated 2018)			報告書		2018	IAEAによるドイツの原子力開発の現状報告
DEU3	Specific Aspects of High Burnup or Mixed Oxide Fuel Rods during Dry Storage	Gerold Spykman	TÜV NORD Inspection	スライド	International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, Vienna, 15.-19. June 2015	2015	乾式貯蔵時の燃料被覆管健全性維持のための応力、温度制限等の言及している。水素化物再配向の観点からフープ力を120MPa以下、温度は370°C以下を制限としている。

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (4/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
DEU4	Interim Storage of Spent Fuel in Germany History, State and Prospects	J. Palmes, C. Gastl	Bundesamt für Strahlenschutz	スライド	IAEA-CN-226-100	2015	ドイツの使用済燃料中間貯蔵の現状報告
DEU10	Licensing of interim storage facilities	BfEホームページ		WEB			ドイツの使用済燃料中間貯蔵の許認可手続きの説明
DEU11	Long Term Storage of Spent Nuclear Fuel and HLW in Dual Purpose Casks towards Disposal - Challenges and Perspectives -	Holger Völzke, Dietmar Wolff	BAM	スライド	IAEA Conference ID 46528 (CN-226) June 15-19, 2015, Vienna, Austria	2015	ドイツの最終処分に向けた使用済燃料管理に関するプレゼン
DEU12	INTERIM STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL BEFORE FINAL DISPOSAL IN GERMANY - REGULATOR'S VIEW	G. Arens*, Ch. Götz*, S. Geupel**, B. Gmal**, W. Mester**	*BMU **GRS	論文	NEA/CSNI/R(2013)10	2013	ドイツの使用済燃料中間貯蔵の現状
DEU13	Loads imposed on dual purpose casks in German on-site-storage facilities for long term intermediate storage of spent nuclear fuel	N.Wetzel, O.Rabe	TÜV NORD EnSys Hannover GmbH & Co. KG	論文	PATRAM 2004, Paper # 233	2004	ドイツの輸送貯蔵兼用キャスクの落下試験等の情報
DEU17	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	ドイツの使用済燃料貯蔵施設の仕様等の情報
DEU18	Interim Storage of Nuclear Waste	TUV		スライド		2018	ドイツにおける使用済燃料を含む放射性廃棄物の中間貯蔵の現状について紹介している。①HLWを含めた使用済燃料中間貯蔵の認可期間は一般的に40年。コアレーベンに保管中の輸送キャスクの認可は2034年まで。サイト内貯蔵の認可期間はサイト毎で異なる。②集中貯蔵施設とサイト内施設を合せ計17か所で1157基のキャスクを保管中。最終的には、さらに約850基追加の見通し③ドイツでは建屋あるいは地下坑道内にキャスクを縦置き保管。④代表的なHLW用キャスクはCASTOR HAW20/28(輸送貯蔵兼用金属キャスクで、各ガラス固化体容器を20基、28基収納できる。)ガラス固化体は計113基のキャスクにて保管 ④許認可は、原子力法とESKガイドライン(使用済燃料と発熱放射性廃棄物の乾式貯蔵)にしたがって行われる。⑤貯蔵中のキャスクの経年劣化要因として、放射線(中性子、γ)影響、腐食、変形、クリープ、その他特性変化を挙げている。
DEU19	Guidelines for dry cask storage of spent fuel and heat-generating waste Revised version of 10.06.2013	Nuclear Waste Management Commission (ESK)		規制要件		2013	乾式キャスク貯蔵に係る規制要件
DEU20	諸外国での高レベル放射性廃棄物の処分	公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター		ホームページ			ドイツ、スイス、米国を含む諸外国の使用済燃料を含む高レベル放射性廃棄物の処分の状況について体系的に整理し紹介している。
HUN1	NATIONAL REPORT (6th) prepared within the framework of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel	HAEA(ハンガリー原子力庁)		報告書	-	2017	ハンガリー政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
HUN2	Country Nuclear Power Profiles HUNGARY (Updated 2019)	IAEA		報告書		2019	IAEAによるハンガリーの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報がある。
HUN3	ハンガリーの原子力事情			報告書			ハンガリーの原子力開発の現状
HUN4	ISIF Interim Storage of Irradiated Fuel brochure			WEB	PURAM, 2010 Budaörs, Puskás T. 11.,	2010	バクシュ使用済燃料中間貯蔵施設の概要を記載。
HUN5	Nuclear Safety Code, Volume 6, Interim Storage of spent nuclear fuel			法令	Government Decree 118/2011 (VII.11)	2011	ハンガリーの使用済燃料中間貯蔵施設に適用される安全規程(6巻)
ITA1	Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management Fifth Italian National Report	the National Centre for Nuclear Safety and Radiation Protection of the Institute for the Environmental Protection and Research (ISPRA)		報告書		2017	イタリア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
ITA2	Country Nuclear Power Profiles ITALY (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるイタリアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報がある。
ITA3	Decommissioning & waste management: The Italian experience	L. Matteocci	National Inspectorate for nuclear safety and radiation protection	スライド	5th Regulatory Conference 6-7 June 2019, Bruxelles	2019	イタリアの使用済燃料を含む放射性廃棄物管理の現状報告
ITA4	rules for storage systems for spent fuel and radioactive waste, as well as economic benefits, in accordance with Article 25 of Law No. 99 of 23 July 2009.			法令	LEGISLATIVE DECREE No. 31 of 15 February 2010	2010	イタリアの使用済燃料及び放射性廃棄物貯蔵システムに係る規則
ITA5	Nuclear Legislation in OECD and NEA Countries Italy	OECD/NEA		報告書		2010	OECDが発行したイタリアの原子力規制、許認可枠組みに関する報告
ITA6	SPENT FUEL MANAGEMENT STRATEGY IN ITALY	R. DE FELICE, L. NOVIELLO, I. TRIPPUTI	ENEL-SGN	論文	IAEA-SM-352/9		イタリアの使用済燃料管理に関する報告
ITA7	MULTIPURPOSE SGN DRY STORAGE FACILITY APPLICATION TO THE ITALIAN SITUATION	M.M. GIORGIO et.al.	SGN	論文	IAEA-SM-352/24		同上
KOR1	韓国の原子力	JAIF国際部		スライド		2018	韓国の原子力発電の現状報告
KOR2	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	放射性廃棄物の安全管理統合情報システム(WACID)ホームページ		技術基準	原子力安全委員会告示第2015-19号、2016.01.06、制定	2016	韓国の使用済燃料中間貯蔵施設の技術基準
KOR3	Korean Third National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	韓国政府		報告書		2008	韓国政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
KOR4	「足元の火」使用済核燃料 乾式貯蔵の現状と地域反発 釜山日報(2016.11. 13)	釜山日報		WEB記事		2016	月城原子力発電所の乾式貯蔵施設の情報あり
LTU1	Lithuanian National Report Under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management Fifth Lithuanian National Report	VATESI(国家原子力安全局)		報告書	ISSN 2351-6445	2017	リトアニア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (5/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
LTU2	Country Nuclear Power Profiles REPUBLIC OF LITHUANIA (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるリトアニアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報があがる。
LTU3	Spent Nuclear Fuel Storage Ignalina nuclear power plant			WEB			イグナリナ原子力発電所の乾式貯蔵施設の情報
LTU4	Operating experience for dry spent fuel storage facility with CASTOR-RBMK and CONSTOR-RBMK containers	S. Shishkin	Ignalina NPP	論文	IAEA-TECDOC-1532	2007	同上
LTU5	REPUBLIC OF LITHUANIA LAW ON THE MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE			法令		2014改訂	リトアニアの放射性廃棄物管理に係る法令
LTU6	NUCLEAR SAFETY REQUIREMENTS BSR-3.1.1-2010 "GENERAL REQUIREMENTS FOR DRY TYPE STORAGE FACILITY OF SPENT NUCLEAR FUEL"	the State Nuclear Power Safety Inspectorate (VATESI)		ガイド	No 22.3-59, July 21, 2010 Vilnius	2010	リトアニアの使用済燃料乾式貯蔵施設の技術要件
LTU7	VATESIホームページ	VATESI		WEB			VATESI(リトアニア国家原子力安全局)の原子力規制の紹介
LTU8	Nuclear Power Safety in Lithuania	VATESI		WEB		2015	VATESIによるリトアニアの原子力開発現状説明
LTU9	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	リトアニアの使用済燃料貯蔵施設の仕様等の情報
ROU1	JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT ROMANIAN THE SIXTH NATIONAL REPORT	National Commission for Nuclear Activities Control		報告書		2017	ルーマニア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
ROU2	Country Nuclear Power Profiles ROMANIA (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるルーマニアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報があがる。
ROU3	FUNDAMENTAL RULES FOR SAFE MANAGEMENT OF RADIOACTIVE WASTE AND OF USED NUCLEAR FUEL			規則		2014	ルーマニアの使用済燃料等の放射性廃棄物の貯蔵に関わる活動の規則
ROU4	Rules regarding the security requirements for waste storage activities radioactive materials, used closed sources and spent nuclear fuel	National Commission for the Control of Nuclear Activities(CNCAN)		規則	no. 148/2017 of July 11, 2017	2017	ルーマニアの使用済燃料を含む放射性廃棄物の貯蔵に関わる技術要件
ROU6	CONSIDERATIONS ON RISK ANALYSIS FOR NUCLEAR SPENT FUEL STORAGE FACILITY OF CERNAVODA NPP	Veronica Andrei et.al.	Societatea Nationala	論文	Beijing, China, August 7-12, 2005 SMIRT18-W01-5	2005	チェルナボーク原子力発電所の乾式貯蔵施設(DICA)の情報あり
ROU7	A new spent fuel interim dry storage facility for Cernavoda,Romania	V.Andrei et.al.	Nuclearelectrica	論文	IAEA-CN-1902/37P	2003	チェルナボーク原子力発電所の乾式貯蔵施設(DICA)の設計情報あり
ROU8	Romanias radioactive waste management overview	Cristian Macovei	ルーマニア経済商業環境省	スライド			ルーマニアの原子力開発と廃棄物管理に関わる報告
ROU9	The licensing process of Cernavoda NPP interim spent fuel dry storage	V.Andrei et.al.	Nuclearelectrica	論文	IAEA-CN-102/35	2003	チェルナボーク原子力発電所の乾式貯蔵施設(DICA)の許認可要件に関わる情報あり
ROU10	Cernavoda NPP- Spent Fuel Management Policy and Design Extension Conditions	Tudor Ovidiu-Daniel	Cernavoda NPP	スライド	IAEA Technical Meeting on Design Extension Conditions for Storage Facilities for Power Reactor Spent Fuel, Vienna 27 June- 1 July 2016	2016	チェルナボーク原子力発電所の乾式貯蔵施設(DICA)の設計情報あり
ROU11	"SITE EXTENSION OF THE INTERMEDIATE DRY SPENT FUEL STORAGE FACILITY AND CONTINUING TO BUILD THE MACSTOR 400 TYPE MODULES"	Societatea Națională Nuclearelectrica S.A.		報告書		2016	同上
ROU12	Design of Spent Fuel Storage Facilities	IAEA		標準		1994	IAEAの使用済燃料貯蔵施設設計に関わり技術標準。現在ではSSG-15に代わっている。
ROU13	LAW no. 111 of October 10, 1996 on the safe conduct, regulation, authorization and control of nuclear activities			法令		1996	ルーマニアの原子力規制法令
RUS1	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	the State Atomic Energy Corporation Rosatom		報告書			ロシア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
RUS2	Country Nuclear Power Profiles RUSSIAN FEDERATION (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるロシアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報があがる。
RUS3	SAFETY RULES FOR STORAGE AND TRANSPORTATION OF NUCLEAR FUEL AT NUCLEAR FACILITIES MOSCOW 2005	Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service		規則	NP - 061 - 05	2005	ロシアの新燃料及び使用済燃料のサイト内輸送と貯蔵に係る規制要件
RUS4	Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1532	2007	IAEAによる各国の使用済燃料輸送貯蔵キャスク/容器の運用と保守の現状報告
RUS5	Development and implementation of CNFC technologies at FNO FSUE "MCC"	P.M.Gavrilov	FNO FSUE "MCC"	スライド			ロシアのMCC(鈹業化学コンビナート)NOに設置された使用済燃料乾式貯蔵施設の情報
RUS6	Rosatom's activities in the Spent Nuclear Fuel Management : status, trends, projects	A. Khaperskaya	Rosatom	スライド	V International School on Power Reactors Spent Nuclear Fuel Management Russia, S.Petersburg 4-8 of September 2017	2017	ロシアのMCC(鈹業化学コンビナート)の紹介。その中で使用済燃料乾式貯蔵施設の情報あり。
RUS7	CURRENT STATE OF WWER SNF STORAGE IN RUSSIA AND THE PERSPECTIVES	O.P. Anisimov	ロシア政府	論文	Sixth International Conference on WWER Reactor Fuel Performance, Modeling and Experimental Support Albena, Bulgaria 19 - 23 September 2005		ロシアのMCC(鈹業化学コンビナート)に設置された使用済燃料乾式貯蔵施設の設計情報
RUS8	Safety of SNF "wet" and "dry" storage facilities	P.M.Gavrilov	FNO FSUE "MCC"	スライド			同上
RUS9	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	ロシアの使用済燃料貯蔵施設の仕様等の情報
RUS10	ロシア・バックエンドサイクル施設視察およびATOMEXPO 2014 参加に伴う訪問団 報告書	一般社団法人 日本原子力産業協会		報告書		2014	ロシアのMCC(鈹業化学コンビナート)に設置された使用済燃料乾式貯蔵施設の情報
SVK1	NATIONAL REPORT OF THE SLOVAK REPUBLIC COMPILED IN TERMS OF THE JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADWASTE MANAGEMENT	スロバキア政府		報告書		2017	スロバキア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
SVK2	Country Nuclear Power Profiles	スロバキア政府		報告書		2018	IAEAによるスロバキアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報があがる。
SVK3	EXPERIENCE WITH THE LICENSING OF THE INTERIM SPENT FUEL STORAGE FACILITY MODIFICATION	S. BEZAK J. BERES	UJD SR	論文	IAEA-SM-352/30		スロバキアのボフニェ発電所に設置されている中間貯蔵施設(ISFS)の貯蔵容量増強のための変更に係る技術情報

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (6/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
SVK4	SPENT FUEL MANAGEMENT IN THE SLOVAK REPUBLIC	Juraj Václav	ÚJD SR	論文	NEA/CSNI/R(2013)10	2013	スロバキアの使用済燃料管理に関する報告
SVK5	amending Implementing Decree of the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic No 30/2012 laying down details of requirements for the handling of nuclear materials, radioactive waste and spent nuclear fuel			法令		2012	スロバキアの放射性廃棄物と使用済燃料管理に関する法令
SVK6	THE LAW of 21 May 2013 amending Act no. 541/2004 Coll. about peace the use of nuclear energy (the Atomic Act) 以下略			法令		2013	同上
SVK7	Management of fresh fuel and spent fuel	ÚJD SR		WEB		2016	スロバキアの使用済燃料等の管理に関する報告
SVK8	Transport of Nuclear Materials	ÚJD SR		WEB		2018	スロバキアの使用済燃料輸送に関する報告
SVK9	EXPANSION OF SPENT FUEL STORAGE CAPACITY AT JASLOVSKÉ BOHUNICE ASSESSMENT REPORT	Jadrová a vyraďovacia spoločnosť		報告書		2015	スロバキアのボフニェ発電所に設置されている中間貯蔵施設 (ISFS)の貯蔵容量増強の環境影響評価報告書 候補である3方式(プール、兼用キャスク、コンクリートモジュール)の情報あり
SVK10	Safety of Long-term Interim Storage Facilities	IAEA		論文集	Workshop Proceedings Munich, Germany 21-23 May 2013	2013	スロバキアの使用済燃料管理に関する情報あり
SVK11	Survey of wet and dry spent fuel storage	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1100	1999	スロバキアの使用済燃料貯蔵施設の情報
SVK12	THE LAW of 9 September 2004 on the peaceful use of nuclear energy (the Atomic Act) and on amendment and amendments to certain laws			法令	ActNo.541/2004Coll	2004	スロバキアの原子力利用に係る法令 § 23a(6)に深層防護の原理を規定している。
SVK13	THE LAW of 21 June 2007 on the protection, promotion and development of public health and on amendments			法令	ActNo.355/2007Coll	2007	スロバキアの公衆保護に係る法令
SVK14	THE LAW of 14 December 2005 on the Environmental Impact Assessment and on the amendment			法令	ActNo.24/2005Coll	2005	スロバキアの環境影響評価に係る法令
SVK15	DECREE Of the Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic of 30 January 2012 laying down details of the requirements for handling nuclear materials, radioactive waste and spent nuclear fuel	Nuclear Regulatory Authority of the Slovak Republic		法令		2012	スロバキアの使用済燃料、放射性廃棄物等の取扱に係る法令
SVN1	Sixth Slovenian Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Slovenian Nuclear Safety Administration(SNSA)		報告書	URSJV/RP-105/2017	2017	スロベニア政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
SVN2	Country Nuclear Power Profiles SLOVENIA (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	IAEAによるスロベニアの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報がある。
SVN3	IG and VRAO management planning	ARAO(放射性廃棄物管理局)ホームページ		WEB記事			スロベニアの乾式貯蔵に関わる情報がある。
SVN4	Spent Fuel Management (IG)	ARAO(放射性廃棄物管理局)ホームページ		WEB記事			スロベニアの使用済燃料直接処分技術に関わる情報がある。
SVN5	RESOLUTION On the National Programme for Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel Management for the 2016-2025 Period (ReNPRRO16-25) (原文はスロベニア語)	スロベニア共和国議会		報告書	ReNPRRO16-25	2017	スロベニアの使用済燃料と放射性廃棄物の管理に関わる国家戦略を紹介している。
SVN6	RULES ON RADIOACTIVE WASTE AND SPENT FUEL MANAGEMENT (JV7)			規則		2006	スロベニアの使用済燃料と放射性廃棄物の管理規則
SVN7	Holtec Wins the Turnkey Contract for Establishing the Dry Cask Storage Facility at Krško Nuclear Power Plant in Slovenia	Holtecホームページ		WEB記事	HH 32.03 February 24, 2017	2017	スロベニアのクルスコ(Krško)原子力発電所に建設する新しい乾式貯蔵施設の情報 米国Holtecが建屋から容器含めた設備一式を受注したとのこと
SVN8	THE REQUIREMENTS FOR CONSTRUCTION OF NEW SPENT FUEL DRY STORAGE - DESIGN EXTENSION CONDITIONS APPROACH	Andreja Peršič Tomaž Nemec Tom Bajcar	SNSA(原子力安全局)	論文	IAEA-CN272-17	2019	スロベニアの乾式貯蔵施設の規制要件と設計に関わる情報がある。
SVN9	New Safety Requirements for Power Reactor Spent Fuel Storage	Andreja Peršič Tomaž Nemec Tom Bajcar	SNSA(原子力安全局)	論文	17th International Conference Nuclear Energy for New Europe September 10-13 2018	2018	IF事故を受けたDEC(設計逸脱条件)の適用についての論文。スロベニアの乾式貯蔵施設の設計情報がある。
SVN10	REGULATIONS on the factors of radiation and nuclear safety	Minister for the Environment and Spatial Planning		規則			スロベニアの放射線及び原子力施設に係る規制要件
SVN11	LAW ON PROTECTION AGAINST IONIZING RADIATION AND NUCLEAR SAFETY (HIGH-1)			法令			スロベニアの放射線防護と原子力安全に係る法令
ZAF1	NATIONAL REGULATOR ACT,1999(ACT NO.47 OF 1999)			法規	ACT NO.47 OF 1999	1999	南アフリカには使用済燃料の乾式貯蔵に特化した規制法令はない。この法律は原子力一般の放射線防護、核的安全等を網羅しており、乾式貯蔵施設にも適用される。
ZAF2	REGULATORY GUIDE INTERIM GUIDANCE ON SAFETY ASSESSMENTS OF NUCLEAR FACILITIES	South African National Nuclear Regulator (NNR)		規制ガイド	RG-0019 Rev 0		NNRが発行した原子力施設の安全審査に関わる手引き書で申請者が考慮すべき事項を具体的に規定している。深層防護の適用についても詳しく書かれている。
ZAF3	SOUTH AFRICAN NATIONAL REPORT ON THE COMPLIANCE TO OBLIGATIONS UNDER THE JOINT CONVENTION ON SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT	South African National Nuclear Regulator (NNR)		報告書		2017	南アフリカ政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
ZAF4	Spent Fuel Storage	Tayeb Jappie	Eskom	スライド	1st NNR Regulatory Information Conference October 2016	2016	南アフリカのクバーグ(Koeberg)原子力発電所「乾式貯蔵増設計画」を紹介している。
ZAF5	NRC 10 CFR Part 72	NRC		規則			米国の使用済燃料等の貯蔵に係る規制要件(規則)
ZAF6	NUCLEAR INSTALLATION LICENCE NIL-04 (VARIATION 0)			認可書		2009	SAFARI-1乾式貯蔵施設(Thabana Pipe Store)の情報あり
ZAF7	SAFETY ANALYSIS REPORT on THE HI-STAR 100 CASK SYSTEM	Holtec International		SAR		2010	南アフリカの乾式貯蔵施設拡張計画の中で候補に挙げられているHI-STRA100(コンクリートキャスクシステム)の安全解析書
ZAF8	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition SOUTH AFRICA (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	南アフリカの原子力政策と現状をまとめたもので、使用済燃料貯蔵に関する情報がある。
ESP1	JOINT CONVENTION ON SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT SIXTH SPANISH NATIONAL REPORT OCTOBER 2017	スペイン政府		報告書		2017	スペイン政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
ESP2	Country Nuclear Power Profiles HUNGARY (Updated 2018)	IAEA		報告書		2019	IAEAによるスペインの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報がある。
ESP3	Equipos Nucleares, S.A. Spanish Scenario for Spent Fuel Management	ENSA		スライド	INMM Spent Fuel Management Seminar XXIX January 14, 2014 Washington DC	2014	①トリリヨ1号機 金属キャスク貯蔵中(建屋) ②ホセカブレラ(廃炉) HI-STORM100(14x14P32体) 屋外(最大12基) ③アスコ(運転中) HI-STORM100(17x17P32体) 屋外(最大10基) ④サンタマリアデゴナ(停止) 2015年中に貯蔵開始 金属キャスク(ENSA-ENUN52B) 屋外(最大16基) ⑤ATC(集中中間貯蔵施設) ボールト方式 計画中(2017年操業目標) 貯蔵期間100年 ⑥R&D
ESP4	Nuclear Safety Council's Instruction IS-29, of 13th October 2010, on safety criteria at spent fuel and high-level radioactive waste storage facilities (BOE, 2-11-2010)				(BOE, 2-11-2010)	2010	スペインの使用済燃料、放射性廃棄物施設の設計、建設、運用に係る技術基準で米国の10CFR72をほぼ踏襲している。

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (7/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
ESP5	HLW storage and SL-LLW disposal in Spain	Pablo Zuloaga	ENRESA	スライド	19th REFORM Group Meeting, Salzburg - September 1-5, 2014 Low Carbon Markets and the Legacy of Nuclear Power	2014	スペインの使用済燃料管理に関するプレゼン。ATCIに関する詳しい情報有。
CHE1	IMPLEMENTATION OF THE OBLIGATIONS OF THE JOINT CONVENTION ON THE SAFETY OF SPENT FUEL MANAGEMENT AND ON THE SAFETY OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT 6TH NATIONAL REPORT OF SWITZERLAND IN ACCORDANCE WITH ARTICLE 32 OF THE CONVENTION, OCTOBER 2017	スイス政府		報告書		2017	スイス政府がIAEAに提出した使用済燃料と放射性廃棄物管理の現状に関する報告
CHE2	Country Nuclear Power Profiles SWITZERLAND (Updated 2018)	IAEA		報告書		2018	スイスの原子力政策と現状をまとめたもので、使用済燃料貯蔵に関する情報がある。
CHE3	Nuclear Energy Act (NEA) of 21 March 2003 (Status as on 1 January 2018)			法令		2003	スイスの原子力法令
CHE4-1 CHE4-2	Design and operation of storage facilities for radioactive waste and spent fuel	The Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI)		指針	ENSI G04 / d	2015	スイスの規制当局(ENSI)が発行した使用済燃料乾式貯蔵の規制指針
CHE5	Operation of intermediate storage facilities for radioactive waste and spent fuel	ENSI		指針	ENSI-B17 / d	2018	スイスの規制当局(ENSI)が発行した中間貯蔵施設運用に関わる規制指針
CHE6	Aging guide dry intermediate storage	ENSI		指針		2018	スイスの規制当局(ENSI)が発行した中間貯蔵施設の経年劣化に関わる規制指針
CHE7	Transport and storage containers for temporary storage	ENSI		指針	G05	2018	スイスの規制当局(ENSI)が発行した中間貯蔵用キャスクの輸送と貯蔵に関わる規制指針
CHE8	Storage of spent fuel elements and high-level radioactive waste	ZWILAG		WEB			ヴェレンリンゲン集中中間貯蔵施設(ZZL)のキャスク貯蔵の紹介
CHE9	Report to the request of ZWILAG interim storage Würenlingen AG to grant the operating license for the conditioning plant and for the Combustion and smelting plant of the central Interim storage facility for radioactive waste in Würenlingen	ENSI		報告書	HSK 27/45 KSA 27/99	1999	ヴェレンリンゲン集中中間貯蔵施設(ZZL)の設計情報あり
CHE10	STATUS OF SPENT FUEL STORAGE FACILITIES IN SWITZERLAND	P.C. BEYELER et al.	Nordostschweizerische Kraftwerke	論文	IAEA-SM-352/18		同上
CHE11	Management and Transportation of Spent Nuclear Fuel in Switzerland	Tony Williams	Axpo Power AG	スライド	US NWTRB Summer Board Meeting Wednesday, June 24, 2015	2015	スイスの使用済燃料等の中間貯蔵及び輸送に関する情報
CHE12	The control of safety of radioactive waste management and decommissioning in Switzerland ("Country Report")						
CHE13	諸外国における放射性廃棄物関連の施設・サイトについて	公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター		報告書		2017	ドイツ、スイス、米国を含む諸外国の放射性廃棄物関連施設の情報を整理し紹介している。
CHE14	Metal cask storage in Switzerland	Walter Heep	ZWILAG	スライド	ISSF 2010 Storage Seminar	2010	スイスのヴェレンリンゲン集中中間貯蔵施設における金属キャスクによる使用済燃料と高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の保管状況について報告。
CHE15	Management and Transportation of Spent Nuclear Fuel in Switzerland	Tony Williams	Axpo Power AG	スライド	US NWTRB Summer Board Meeting Wednesday, June 24, 2015 Denver Marriott West Hotel Golden, CO	2015	スイスにおける使用済燃料とHLWの中間貯蔵の現状、規制要求並びに今後の課題について報告している。
TWN1	台湾電力ホームページ	台湾電力ホームページ		WEB			台湾の使用済燃料乾式貯蔵に関する情報
TWN2	台湾の原子力研究開発体制、原子力安全規制体制および原子力産業 (14-02-04-03)	一般財団法人 高度情報科学技術研究機構 (RIST)		WEB	原子力百科事典 ATOMICA		
TWN3	使用済燃料乾式貯蔵施設安全解析報告書審査指針 (原文は台湾語)			審査指針	會物字第1080005551 號令	2019	台湾の使用済燃料乾式貯蔵施設の安全審査ガイド
TWN4	申請設置使用済燃料乾式貯蔵施設安全解析報告書作成指針 (原文は台湾語)			申請指針	會物字第1080005641 號令	2019	台湾の使用済燃料乾式貯蔵施設の安全解析書の作成ガイド

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (8/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
TWN5	用過核子燃料乾式貯蔵の安全管理 使用済燃料乾式貯蔵の安全管理	台湾原子能委員会ホームページ		WEB	2018年4月12日	2018	原子能委員会は、米国連邦規制10 CFR Part 72および関連するレビュー仕様と米国原子力規制委員会の技術ガイドラインを参照して、安全管理の基盤として綿密な規制システムを形成しているとの記事。
UKR1	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 KYIV 2017			報告書		2017	ウクライナ政府がIAEAに提出した使用済燃料管理に係る現状報告
UKR2	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition UKRAINE (Updated 2016)	IAEA		報告書		2016	IAEAによるウクライナの原子力開発の現状報告。この中で使用済燃料管理の情報が載っている。
UKR3	Chernobyl INTERIM SPENT FUEL STORAGE FACILITY (ISF-2)	HOLTEC ChNPP		スライド		2016	チェルノブイリ原子力発電所構内に設けられた使用済燃料中間貯蔵施設 (ISF-2)の概要を紹介している。
UKR4-1	Double Wall Canister to Store & Transport Used Nuclear Fuel Enters Production at the Holtec Manufacturing Division in Pittsburgh January 22,2013	Holtec International		技術報告		2013	Holtecの二重壁キャニスタ(DWC)に関する情報
UKR4-2	Double Wall Canister to Store & Transport Used Nuclear Fuel Enters Production at the Holtec Manufacturing Division in Pittsburgh	Holtec International		技術報告	HH 28.03	2013	同上
UKR5	THE PROVISION OF SAFE STORAGE OF SPENT FUEL FROM POWER REACTORS IN UKRAINE	Y.TREHUB 他	ウクライナエネルギー省	論文	IAEA-SM-352/19		ウクライナの使用済燃料貯蔵の現状報告
UKR6	Operating DSFSF at Zaporizhzhya NPP - uatom	Uatom		WEB記事		2019	ウクライナのザポロジエ(ZAPOROZHYE)原子力発電所の使用済燃料乾式貯蔵(コンクリートキャスク方式)の情報
UKR7	WVER spent fuel dry storage at Zaporizhzhya NPP	Zaporizhzhya NPPホームページ		WEB			ザポロジエ発電所の乾式貯蔵施設の情報
UKR8	Holtec delivers first 'dry' storage canisters to Chernobyl site 27 November 2015	World Nuclear News Release		WEB記事		2015	チェルノブイリのISF-2向けキャニスタ(DWC)が出荷されたとの記事
UKR9	Central Spent Fuel Storage Facility Review of Spent Nuclear Fuel Transportation	CH2M HILL Engineers, Inc.		報告書	PR0313171154BOI	2017	チェルノブイリの発電所から集中貯蔵施設に使用済燃料を輸送する場合の安全影響評価書でキャニスタ仕様と輸送に関する規則が参照されている。
UKR10	The Law of Ukraine "On Radioactive Waste Management".			法令			ウクライナの放射性廃棄物管理に係る法令
UKR11	LAW OF UKRAINE On Authorizing Activity in Nuclear Energy			法令			ウクライナの原子力活動に係る法令
UKR12	LAW OF UKRAINE On the use of nuclear energy and radiation safety			法令			ウクライナの原子力利用並びに放射線安全に係る法令
UKR13	The Chernobyl Nuclear Power Plant accident : its decommissioning, the Interim Spent Fuel Storage ISF-2, the nuclear waste treatment plants and the Safe Confinement project.	Fulcieri Maltini	SMIEEE, life, PES, Comsoc FM Consultants Associates, France	報告書		2016	チェルノブイリ原子力発電所事故後の使用済燃料(デブリ除く)中間貯蔵施設建設等の事故処理活動の概要報告
UKR14	Nuclear Power in Ukraine	World Nuclear Association		WEB記事			ウクライナの原子力利用並びに使用済燃料管理に関する報告
UKR15	Validation of the FLUENT CFD Computer Program by Thermal Testing of a Full Scale Double-Walled Prototype Canister for Storing Chernobyl Spent Fuel	Indresh Rampall Kalyan K. Niyogi Debuj Mitra-Majumdar	Holtec International	論文		2012	実物大試験体を用いたDWCの熱流動試験をFluentコードによって解析し、実験データと対比検証した結果を報告。
UKR16	FLUENT CFD MODELING IN DESIGN OF SPENT NUCLEAR FUEL DRY STORAGE CASK	Ludwig A. Kern	The Pennsylvania State University The Graduate School College of Engineering	論文		2009	同上
UKR17	U.S. Army's Missile Launcher Strikes HI- STAR 180 with Pinpoint Accuracy: A Red Letter Day for Holtec's Transport Cask Program	Holtec International		技術報告	HOLTEC HIGHLIGHT	2013	HI-STAR180(輸送貯蔵兼用キャスク)へのミサイル攻撃を模擬した縮小モデル試験の概要報告(HoltecとENSI(スイス規制機関)との共同研究)
UKR18	Final testing of Chernobyl used fuel store	World Nuclear News Release		WEB記事			チェルノブイリのISF-2の最終試験に関する記事(未入手)
UKR19	Packaging of Damaged Spent Fuel	Matthew French David Nixon Roger Thetford, Mark Cowper	Amec Foster Wheeler	報告書		2016	チェルノブイリのISF-2のDWCに関する情報がある。
UKR20	Areva's Incredible Fiasco in Chernobyl	Journal de l'énergie		WEB記事	le journal de l'nergie	2016	チェルノブイリのISF-2に関する情報がある。
UKR21	Multi-Purpose Canisters for Long-Term Interim Storage June 17, 2015	Holtec International		スライド		2015	ウクライナ (ISF-2、集中中間貯蔵施設)及びEDF向け(サイズウエルB)の二重壁キャニスタに関する情報がある。
UKR22	Basic provisions for ensuring the safety of dry-type spent nuclear fuel intermediate storage	STATE COMMITTEE OF NUCLEAR REGULATION OF UKRAINE			29.12.2004 N 198	2004	ウクライナの使用済燃料乾式貯蔵に係る規制要件
UKR23	LAW OF UKRAINE on the Management of Spent Nuclear Fuel in the Location, Design and Construction of a Centralized Storage Facility for Spent Nuclear Fuel in VVER-type Domestic Nuclear Power Plants			法律	Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine (BBR), 2012, No. 40, p.476	2012	ウクライナの使用済燃料乾式貯蔵に係る法律で、二重壁キャニスタによることを規定している。
UKR24	Spent Fuel Management Activities at Holtec	Myron M. Kaczmarzsky	Holtec Government Services	スライド	34th INMM Spent Fuel Management Seminar January 23, 2019	2019	二重壁キャニスタの内外管の間の圧力監視による漏洩検知可能性に言及している。
UKR25	Central Spent Fuel Storage Facility Review of Spent Nuclear Fuel Transportation	CH2M HILL Engineers, Inc.		報告書	Document ID: PR0313171154BOI	2017	ウクライナの集中中間貯蔵施設の使用済燃料輸送(各発電所から貯蔵施設への)に関する技術審査書で、その中の付録A2※に二重壁キャニスタの設計情報がある。 ※CONSTRUCTION OF THE CENTRAL SPENT FUEL STORAGE FACILITY FOR VVER NUCLEAR POWER PLANTS OF UKRAINE PROJECT VOLUME 1.1 Explanatory Note Final(571402.201.001-P301)
UKR26	Storage of Spent Nuclear Fuel at Pilgrim Nuclear Power Station	Joy Russell Dr. Stefan Anton	Holtec International	スライド	November 28, 2018	2018	HI-STORMキャスクへのB-767型航空機の落下衝突解析 (EPRIが実施)の情報あり
UKR27	Analysis of Nuclear Power Plants Shows Aircraft Crash Would Not Breach Structures Housing Reactor Fuel	USA Today		新聞記事	WASHINGTON, D.C., Dec. 23,2002	2002	同上
UKR28	"First cask emplaced at Sizewell B fuel store", March 2017	World Nuclear News Release		WEB		2017	HoltecがEDFenergyと共同開発したHI-STORM MICキャスクが2017年3月13日にサイズウエルB乾式貯蔵建屋の中に設置されたとの記事
UKR29	Multi-Purpose Canisters for Long-Term Interim Storage June 17, 2015	Rick Springman	Holtec International	スライド		2015	ウクライナの集中中間貯蔵施設向けの二重壁キャニスタの情報
UKR30	Holtec Technical Bulletin Holtec's Double Wall Canister for Extended Service Life of a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Facility 2/2013	Holtec International		技術報告		2013	Holtecの二重壁キャニスタ(DWC)に関する技術説明
UKR31	DEFENCE IN DEPTH IN NUCLEAR SAFETY	IAEA		報告書	INSAG-10	1996	原子力施設の安全性に関する深層防護の規定

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (9/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
GBR1	Licence condition handbook February 2017	ONR		ハンドブック		2017	規制官向けのハンドブックで使用済燃料管理の規制要件についての記載がある。
GBR1-1、1-2	SPENT NUCLEAR FUEL AND RADIOACTIVE WASTE STRATEGY BY 2030	英国エネルギー省		WEB		2015	英国の使用済燃料と放射性廃棄物の管理戦略
GBR2-1	2017 No. 1075 HEALTH AND SAFETY The Ionising Radiations Regulations 2017			規則		2017	英国の電離放射線に対する安全規則
GBR2-2	1999 No. 3242 HEALTH AND SAFETY The Management of Health and Safety at Work Regulations 1999			規則		1999	英国の職業安全規則
GBR2-3	2003 No. 403 ATOMIC ENERGY AND RADIOACTIVE SUBSTANCES The Nuclear Industries Security Regulations 2003			規則		2003	英国の原子力及び放射性物質安全規則
GBR2-4	2018 No. XXXX EXITING THE EUROPEAN UNION NUCLEAR SAFEGUARDS The Nuclear Safeguards (EU Exit) Regulations 2018			規則		2018	欧州連合の核物質防護規則
GBR3	ONR GUIDE SAFETY ASPECTS SPECIFIC TO STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL	The Office for Nuclear Regulation (ONR)		審査ガイド	NS-TAST-GD-081 Revision 3	2019	ONRの審査官向けの使用済燃料貯蔵施設の許認可審査用ガイドで、必要な技術要件が記載されている。その中の付録1のEKP.3に深層防護の規定がある。(事故進展に対する多重の障壁を備えることが規定されている。)
GBR4	Collection Managing waste	原子力廃止庁(NDA)		WEB		2015	使用済燃料と放射性廃棄物の管理戦略に係る情報
GBR5	Industry Guidance Interim Storage of Higher Activity Waste Packages – Integrated Approach	原子力廃止庁(NDA)		ガイド		2016	使用済燃料と放射性廃棄物の中間貯蔵戦略に関するガイド
GBR6	UK Radioactive Higher Activity Waste Storage Review	原子力廃止庁(NDA)		報告書		2009	使用済燃料と放射性廃棄物の中間貯蔵戦略
GBR7	Collection Managing nuclear materials and spent fuels	原子力廃止庁(NDA)		WEB		2015	核物質及び使用済燃料管理の情報
GBR8	Magnox Fuel Strategy Contingency Options	原子力廃止庁(NDA)		報告書	Doc ID: 21167690	2014	MAGNOX燃料の処分戦略
GBR9	Magnox Fuel Strategy Position Paper	原子力廃止庁(NDA)		報告書		2012	同上
GBR10	Oxide Fuels Preferred Option	原子力廃止庁(NDA)		報告書		2007	酸化燃料の処分戦略
GBR11	Spent Fuel Management:Life Cycle Analysis Model Final Report September 2007	原子力廃止庁(NDA)		報告書	NDA Ref: KP000068	2012	燃料サイクル解析モデルによる使用済燃料管理戦略検討
GBR12	Managing spent fuel at Sizewell B Finding the right interim solution beyond 2015	British Energy(EdF Energy)		技術報告			サイズウエルB原子力発電所の使用済燃料管理戦略の紹介
GBR13	Country Nuclear Power Profiles 2018 Edition UNITED KINGDOM (Updated July 2018)	IAEA		報告書		2018	英国の原子力開発現状
GBR14	Operational Experience of the first Dry Fuel Storage Campaign at Sizewell B	Richard Parlone	EdF Energy	スライド		2018	サイズウエルBの乾式貯蔵に関する情報
GBR15	Managing spent fuel at Sizewell B finding the right solution beyond 2015	British Energy		技術報告		2014	同上
GBR16	REPORT of the OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM (OSART) MISSION to Sizewell B NUCLEAR POWER STATION 5 – 22 October 2015	IAEA		報告書	NSNI/OSART/015/18 5	2015	サイズウエルBの乾式貯蔵にDWCを採用した理由に関する情報有り
GBR17	Sizewell B Dry Fuel Store Project	EdF Energy		スライド		2017	サイズウエルBの乾式貯蔵施設に関する情報
GBR18	A Historic First for the U.K. Nuclear Industry	Holtec International		技術報告	HOLTEC HIGHLIGHT	2017	サイズウエルB乾式貯蔵施設向けのHI-STORM MICに関する情報
GBR19	Spent Fuel Management Activities at Holtec	Myron M. Kaczmarek	HoltecGovernment Services	スライド	34th INMM Spent Fuel Management Seminar January 23, 2019	2019	サイズウエルB乾式貯蔵施設向けのHI-STORM MIC及びDWCに関する情報
GBR20	Advantages on Dry Interim Storage for Spent Nuclear Fuel	Romanato, Luiz Sergio et.al.	Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo	技術報告	First American IRPA Congress 2006 Acapulco, Mexico, September 3-8, 2006	2006	使用済燃料の乾式貯蔵に関する一般的特徴とメリットを論じている。
GBR21	Advantages on Dry Interim Storage for Spent Nuclear Fuel	IAEA		報告書	IAEA-TECDOC-1192	2000	MPC(多目的キャニスタ)を用いるHoltecのHI-STORMシステムに関する情報有り。
GBR22	Multi-purpose container technologies for spent fuel management December	The Office for Nuclear Regulation (ONR)		報告書		2017	英国の使用済燃料及び放射性廃棄物管理の安全確保への取り組みについて報告している。
GBR23	HPC PCSR3 – Sub-chapter 11.4 –Interim Storage Facilities and Disposability	HPC(NNB Generation company)		SAR		2017	HPC(ペンクリーポイントC原子力発電所)の建設前安全解析書(PCSR)で、その中にHoltecの二重壁キャニスタを用いる乾式貯蔵施設の概念設計に関する情報が含まれる。
GBR24	Sizewell B dry fuel store update	EdF Energy		プレス発表		2013	サイズウエルBの乾式貯蔵施設の建設進捗状況に関する情報
GBR25	Sizewell B fuel store becomes operational, allowing planned refuelling to take place on schedule	EdF Energy		プレス発表		2017	同上
GBR26	Sizewell B fuel store becomes operational, allowing planned refuelling to take place on schedule	EdF Energy		プレス発表		2019	同上
GBR27	IAEA Safety Standards Storage of Spent Nuclear Fuel for protecting people and the environment	IAEA		報告書	Specific Safety Guide No. SSG-15	2012	IAEAが発行した使用済燃料貯蔵における安全確保のための手引書
GBR28	Consent for Commencement of Active Commissioning of Sizewell B Dry Fuel Store Process.	The Office for Nuclear Regulation (ONR)		審査書	ONR-OPF-PAR-16-016	2016	ONRがサイズウエルB乾式貯蔵施設のホット試運転開始を承認した審査書で施設の情報が含まれる。
GBR29	Holtec Technical Bulletin Holtec’s Double Wall Canister for Extended Service Life of a Spent Nuclear Fuel Dry Storage Facility 2/2013	Holtec International		技術報告		2013	Holtecの二重壁キャニスタ(DWC)に関する技術説明
GBR30	Multi-Purpose Canisters for Long-Term Interim Storage	Rick Springman	Holtec International	スライド		2015	ウクライナ(ISF-2、集中中間貯蔵施設)及びEDF向け(サイズウエルB)の二重壁キャニスタに関する情報がある。HoltecがHI-STORMキャニスタに関して行った研究開発の情報がある。
GBR31	Spent Fuel Transportation Package Response to the Baltimore Tunnel Fire Scenario.	Adkins, Jr., H. E. (PNNL), Cuta, J.M. (PNNL), Koepfel, B.J. (PNNL), Guzman, A.D. (PNNL), Bajwa, C.S.	PNNL NRC	報告書	NUREG/CR-6886(PNL-15313)	2009	HI-STAR輸送キャスク(MPC含む)がトンネル火災に巻き込まれて1500°C×7時間の火災に曝された場合の温度解析の報告有り
USA1	NRC Information Digest 2019–2020		NRC	報告書	NUREG-1350, Volume 31	2019	2014–2015の原子力関係の諸統計について記載している。乾式キャスク貯蔵の実績も含まれる。
USA2	Final Safety Analysis Report for the HI-STORM 100 Cask System Revision12		Holtec	FSAR		2014	HI-STORM100の最終安全解析書(FSAR)
USA3	AREVA社ホームページ			WEB		-	NUHOMSシステムの紹介

令和元年度乾式貯蔵施設に対する深層防護概念の適用に係る調査 成果報告書 参考文献 (10/10)

No.	標題	著者	所属	文献の種類	レポート番号	発行年	概要
USA4	使用済み燃料横型サイロ貯蔵施設の基本設計 Conceptual design of the horizontal modular storage system for spent nuclear fuel	南了悟 中田哲夫 高橋伸行	川重	論文	原子力バックエンド研究 9(2), 115-120, 2003 Division of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Atomic Energy Society of Japan	2003	横型サイロ貯蔵施設は、米国で実用化された軽水炉の使用済み燃料乾式貯蔵システムであり、我が国の使用済み燃料中間貯蔵施設の候補概念の一つであることから、経済性向上、日本の安全審査指針・技術基準、貯蔵燃料の仕様、耐震条件等との適合性を考慮して、我が国向けの横型サイロ貯蔵施設の開発を進めてきた。横型サイロ貯蔵施設の設計に当たっては、日本の条件に適合させるため、除熱性向上、遮へい性能向上、耐震性向上および貯蔵密度向上の改良を行った。また、キャニスタ内伝熱流動実験を実施し、キャニスタ内のヘリウムの自然対流が使用済み燃料の除熱に寄与し、また、キャニスタ内圧を高めることで効果が促進されることを確認した。この結果より、キャニスタにはヘリウムを充填し、加圧することとし、設計に反映した。米国での実績に加え、本研究の成果により横型サイロ貯蔵方式の使用済み燃料貯蔵施設の日本での適合性を確認できた。
USA5	TN-32 DRY STORAGE CASK SYSTEM SAFETY EVALUATION REPORT	NRC		安全評価書 (SER)			TN-32型キャスクの安全評価書(NRCの審査書)
USA6	HI-STORM UMAX Dry Storage System	Holtec International		技術報告	Holtec Technical Bulletin HTB-025		Holtecの地下埋設貯蔵方式(HI-STORM UMAX)の紹介
USA7	Idaho Site Spent Nuclear Fuel Management	Kathleen Hain	DOE	スライド	Nuclear Waste Technical Review Board June 2010	2010	INLの使用済み燃料貯蔵施設の説明
USA8	SAFETY EVALUATION REPORT DOCKET NO. 72-09 U.S. DEPARTMENT OF ENERGY FORT ST. VRAIN INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATION LICENSE NO. SNM-2504 LICENSE RENEWAL		NRC	FER			FSVのボルト貯蔵施設の安全評価書
USA9	NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations PART 72- LICENSING REQUIREMENTS FOR THE INDEPENDENT STORAGE OF SPENT NUCLEAR FUEL, HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTE, AND REACTOR-RELATED GREATER THAN CLASS C WASTE			規制要件			米国の使用済み燃料貯蔵に関する許認可及び技術的要件を規定する規則(連邦規則72項)
USA10	Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility Final Report		NRC	報告書	NUREG-1536 Rev.1	2010	一般認可施設における使用済み燃料乾式貯蔵のためのNRCの審査ガイド
USA11	Interim Staff Guidance - 1, Revision 2 Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function1		NRC	審査ガイド	ISG-1 Rev.2	2007	使用済み燃料の輸送と貯蔵における健全燃料と破損燃料の定義について説明している。