

•

用過核子燃料長期乾式貯存政策可行性研究

核 能 研 究 所

中華民國九十九年十一月

Feasibility Study on the Long-Term Dry Storage Policy of the Spent Nuclear Fuel

Abstract

The spent nuclear fuel management is always an important issue of the nuclear power industry. Long-term storage is a new topic of spent nuclear fuel management. The researches on the technologies and regulatories are underway. This feasibility study is a prestudy for the backup plan of the spent nuclear fuel management.

The contents are a review of the international status of the long-term storage of the spent nuclear fuel and the key issue analysis of the US NRC assessment of the 40 year license renewal for the dry storage facility in a nuclear power plant. Moreover, the characteristics of the spent nuclear fuels and dry storage systems in both of Chinshan and Kuosheng nuclear power plants are evaluated. The necessary technologies are pointed out for studying the feasibility of 100 years long-term dry storage in Taiwan.

The results show that some issue should be addressed and solved on regulatory, technical gaps, public acceptance, organization management and financial resource. The long term dry storage in Taiwan is feasible according to the present international experiences and development

Keywords: long-term dry storage, spent nuclear fuel, feasibility study.

Institute of Nuclear Energy Research

用過核子燃料長期乾式貯存政策可行性研究

摘要

用過核子燃料的處置方式一直是核能發電中重要的一環。長期貯存為新興的議題，國際間對於其各項技術與法規面的研究都仍在進行當中，我國應同步進行長期貯存可行性評估及後續技術發展，以作為若最終處置計畫延宕時的過渡方案。

本報告內容研析國際間對於用過核子燃料長期貯存技術發展現況及趨勢；彙整分析美國核能管制委員會對於核電廠乾式貯存設施換照申請之關鍵審查要求；評估核一、二廠用過核子燃料及乾式貯存設施特性，加以考量安全技術面、經濟效益面、公眾接受度進行國內百年期長期乾式貯存初步可行性評估並擬定未來量化研究發展方向。

研究結果顯示根據國際經驗及發展，若能完善的解決長期貯存在制度面及技術面的考量，並妥善完成公眾溝通、建立管理組織、確立經費來源等配套措施的前提下，用過核子燃料長期貯存具有可行性，能確保安全的永續經營。

關鍵字：長期乾式貯存、用過核子燃料、可行性評估。

核能研究所

目 錄

1. 前言	1
2. 國際用過核子燃料長期貯存發展現況彙整.....	4
2.1 國際原子能總署(IAEA)	4
2.2 美國.....	9
2.3 歐盟執行委員會(EC).....	13
2.4 經濟合作開發組織核能署(NEA).....	14
2.5 加拿大.....	18
2.6 英國.....	29
2.7 法國.....	33
2.8 荷蘭.....	38
3. 美國核能管制委員會乾式貯存換照申請審查技術重點.....	47
3.1 範圍評估 (Scoping Evaluation)	48
3.2 老化管理審查 (Aging Management Review , AMR)	49
3.3 時限老化分析 (Time-Limited Aging Analysis , TLAA)	51
3.4 老化管理方案(Aging Management Programs , AMP).....	51
3.5 再取出性(Retrievability).....	52
4. 國內沸水式電廠用過核子燃料營運現況.....	55
4.1 核一廠及核二廠用過核子燃料現況與特性	55
4.2 國內乾式貯存設備安全設計	62
5. 國內長期乾式貯存可行性評估.....	70
5.1 國內長期貯存概念方案可行性評估	70
5.2 長期貯存未來研究發展方向	75
6. 結論	82

附 圖 目 錄

圖 2.2-1 美國審計總署之兩個中程替代方案流程圖及成本分析.....	11
圖 2.5-1 加拿大 CVSB 式長期貯存概念遠景	24
圖 2.5-2 加拿大 CVSB 式長期貯存概念近觀	24
圖 2.5-3 加拿大 SMV 式長期貯存概念遠景	25
圖 2.5-4 加拿大 SMV 式長期貯存概念近觀	25
圖 2.5-5 加拿大 CST 式長期貯存概念遠景	26
圖 2.5-6 加拿大 CST 式長期貯存概念近觀	26
圖 2.5-7 加拿大 CRC 式長期貯存概念遠景	27
圖 2.5-8 加拿大 CRC 式長期貯存概念近觀	27
圖 2.5-9 加拿大用過核子燃料長期貯存運輸概念	28
圖 2.7-1 法國用過核子燃料長期貯存容器概念	36
圖 2.7-2 法國用過核子燃料長期貯存容器試驗設施	36
圖 2.7-3 法國用過核子燃料地表長期貯存設施概念	37
圖 2.7-4 法國用過核子燃料地下長期貯存設施概念	37
圖 2.8-1 荷蘭 COVRA 放射性廢棄物管理設施配置	43
圖 2.8-2 荷蘭 HABOG 長期貯存廠外觀與側視圖	44
圖 2.8-3 荷蘭長期貯存與處置可能方案	45
圖 2.8-4 荷蘭岩鹽場址處置設施概念	46
圖 3.1 執照更新審查流程圖	53
圖 3.2 老化管理審查流程圖	54
圖 4.1 INER-HPS 貯存護箱系統	65
圖 4.2 密封鋼筒與 BWR 用過燃料提籃示意圖	66
圖 4.3 混凝土護箱與外加屏蔽	66
圖 4.4 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖	67

附表目錄

表 4.1.1 核一廠截至 99 年 11 月 10 日已退出之各類型燃料數.....	57
表 4.1.2 核一廠使用燃料束設計基準規範(一).....	57
表 4.1.2 核一廠使用燃料束設計基準規範(二).....	58
表 4.1.3 核二廠截至 99 年 11 月 10 日已退出之各類型燃料數.....	59
表 4.1.4 核二廠使用燃料束設計基準規範(一).....	59
表 4.1.4 核二廠使用燃料束設計基準規範(二).....	60
表 4.1.5 用過核子燃料預估數量(電廠運轉 40 年).....	61
表 4.2 用過核子燃料長期貯存容器組成規格.....	67
表 5.1 乾式貯存系統長期貯存評估需求資料.....	80

1. 前言

核能發電自 1950 年代開始興起，用過核子燃料之處置方式一直被視為核能工業關鍵的一環。在 1997 年京都議定書生效與 2009 年哥本哈根會議之後，全球為了因應國際間對於減少二氧化碳排放量及能源蘊藏量有限的需求，國際核能發電正逐漸復甦，用過核子燃料的累積也逐漸增加，然而世界各國用過核子燃料最終處置政策搖擺延宕，導致用過核子燃料長期發展與管理策略之不確定性升高，亦成為核能復甦的爭論議題。

我國缺乏自產能源，核能發電無疑是目前促進經濟發展與降低二氧化碳排放量的選擇之一。行政院劉前院長兆玄在 2009 年 4 月舉辦的全國能源會議閉幕致詞也提到：核能發電作為我國邁向「低碳家園」的過渡選項是既存的事實，因此，我們將加強確保核能的安全與改進處理核廢料的技術^[4]。因此唯有長遠安全的用過核子燃料管理策略才能讓民眾安心。

國際上使用核能發電的核子燃料營運策略可分為兩種方案—開放式燃料循環與封閉式燃料循環。退出爐心之用過核子燃料先貯存在核電廠用過燃料池中，可視其用過燃料池容量進行用過核子燃料中期貯存，最終步驟開放式循環是採用直接最終處置，而封閉式循環則是進行用過核子燃料再處理。

現今世界各國對於用過核子燃料採用直接最終處置或是再處理看法仍然未趨一致。目前傾向直接最終處置規劃的國家有瑞典、西班牙、芬蘭等；法國、日本、英國、俄羅斯及中國是採行用過核子燃料再處理政策；美國、韓國及比利時則是重新檢討其用過核子燃料長期管理策略。我國則寄望於國際區域合作，共同進行用過核子燃料最終處置的實現。

由於各國的處置計畫大都延宕，以及第四代反應器發展與先進再處理技術尚未具體化等影響，大多數國家對於用過核子燃料處置目前仍是繼續採取觀望策略(deferred decision)，暫時以乾式或濕式的貯存方式進行貯放，以百年為期的長期貯存(long-term storage)方案成為現階段觀望策略中最優先考量的選項。

長期貯存是一項新興的議題，而國際間對於長期貯存的各項技術正在萌芽發展當中。我國雖然才開始進行用過核子燃料的乾式貯存作業，但應積極參與國際間對於用過核子燃料長期貯存技術發展現況及趨勢研討，並建立長期貯存之技術發展、法規訂定、公眾接受度評估及經濟與效益分析等，俾供研判我國長期貯存可行性之參考，提供國內用過核子燃料長程營運策略更多的彈性，有效推動用過核子燃料之永續安全管理。

有鑑於此，原子能委員會物料管理局遂委託核能研究所進行「用過核子燃料長期貯存可行性研究」計畫(以下簡稱本計畫)。本計畫的目的將研討國際間對於用過核子燃料長期貯存技術發展現況及趨勢，彙整美國核能管制委員會對於核電廠乾式貯存設施 40 年換照申請之關鍵審查要求，並評估核一、二廠用過核子燃料及乾式貯存設施特性並擬定國內百年期長期貯存技術發展與安全議題，提出初步可行性評估及未來研究發展方向。

本報告為該計畫之期末成果報告，報告內容主要包含研析國際原子能總署(IAEA)對用過核子燃料長期貯存技術之要求，以及世界各國對此議題之發展現況(第二章)；彙整分析美國核管會對於核能電廠用過核子燃料乾式貯存設施 40 年換照申請案，並佐以研究美國核管會新版之標準審查作業計畫審查技術重點項目，列出其關鍵審查議題及核照條件(第三章)；研析國際間用過核子燃料長期貯存相關技術資訊，分析國內核一、二廠用過核子燃料特性及乾式貯存設備安全設計(第四章)，參考國際經驗，針對國內百年期長期貯存的情節

發展影響，並考量安全技術面、經濟效益面、公眾接受度進行可行性評估並擬定未來量化研究發展方向(第五章)。

2. 國際用過核子燃料長期貯存發展現況彙整

本章主要在彙整說明世界主要核能機構與國家對於用過核子燃料長期貯存之最新發展現況及趨勢。

2.1 國際原子能總署(IAEA)

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA) 在1995年對於用過核子燃料長期貯存是持保留態度，經過進行多項相關研究及舉辦國際研討會彙整各方意見後，到2010年轉為正面支持。

2010年在維也納舉辦的“核能電廠用過核子燃料貯存”國際研討會，會議簡介便提到由於尚未有最終處置場正式營運且很多核能主要國家的最終處置計劃延宕，用過核子燃料的長期貯存將變成事實。IAEA會員國引述：若貯存期間延長至100年甚至更久，制度及技術方面都將會有新的挑戰產生。制度面的新挑戰包含用過核子燃料的相關責任歸屬、知識、經驗與資訊的管理；技術面的新挑戰包含用過核子燃料包裝壽命、用過核子燃料於貯存罐內行為及貯存設備結構材質。(IAEA, 2010)

此研討會結論中針對長期貯存議題摘要如下：

- (1) 由於最終處置場至少還需要幾十年時間方能開始接收用過核子燃料，現有的用過核子燃料貯存時間將會超過原訂時間，甚至可能會延長至100年以上，用過核子燃料經過這麼長期貯存，其輻射安全、貯存設施的安全防衛及永續性方面令人存疑，為消彌這些疑問並證實長期貯存的安全性，所有可能造成貯存系統惡化的程序皆應徹底了解。本會議所提出的簡報內容證實了這些新優先考量都已被合理地完整了解，且針對造成長期貯存系統失效的不同情境之調查研究

工作也正持續進行當中。另外，隨著越來越多的貯存設施執照延長更新的申請，管制單位也承認長期貯存需求已較以往增加。

- (2) 成熟發展的核能工業國家也由過去的核燃料管理經驗中學到新的方式。例如英國在新機組的設計核可程序(Design Approval Process)中加入『管制單位可要求申請者在一開始便提出未來機組除役及放射性廢料管理方案，申請者亦被要求解釋用過核子燃料如何在超過一百年期間的貯存、再取出及運送方式及證實此貯存設施壽命符合預期。』

- (3) 根據全世界的經驗可知用過核子燃料現在是被安全管理中。然而，為反映其獲得的新知識及新經驗，這些管制規範必須持續檢討更新，且建議某些領域發展需持續進行，例如為符合長期貯存的需求，乾式貯存設備設計應持續更新。

由於在用過核子燃料管理的每一階段都包含運送作業，因此不論是開放式或封閉式循環，用過核子燃料的貯存及運送間之關聯性逐漸受到關注。相對於貯存罐(casks)在最初僅用來傳送用過核子燃料，現在雙功能(dual purpose)貯存罐在燃料貯存方面技術已成熟發展。因此為解決貯存及運送的介面議題，法規方面必須針對不同時期的運送及貯存執照核可制定一全面考量方法。

- (4) 本會議另一研討重點為用過核子燃料行為表現，因其劣化現象可能會影響長期貯存安全。幾項重要潛在材料劣化機制包含：空氣氧化現象、應力腐蝕斷裂、熱潛變、氫化物方位重組及延遲氫脆。目前為止，多項研究報告證實在不同情節—包含正常操作、老化、地震及意外事故(飛機撞擊…)的模擬及測試分析之下，金屬及混擬土罐體皆能在長期貯存下維持安全性。

IAEA於2006年發布的「放射性廢棄物貯存：安全指引」中，將長期貯存的安全需求明定其中，其內容譯述如下(IAEA, 2006)：

- (1)長期貯存指廢棄物因處置計畫落後或延緩，而使貯存時間超過包裝容器或設施原始設計壽命之情況，或者原始設計之包件或設施即預期將對廢棄物進行極長時間貯存(例如100年)之情況。
- (2)長期貯存應特別考慮以下因素：
 - (a)工程系統、設施、監管措施應完善耐用或採取更積極的主動性維護。若有可能，應多利用被動性的安全特點進行設計施工。
 - (b)資訊的保存應能讓後代人可讀取與理解，避免文件或電子檔案因時間久遠致散失或無法閱讀。
 - (c)有意或無意侵入貯存設施的行為，隨著時間增加而更有其可能性，因此須於安全評估中加以分析。
- (3)貯存時間延長致超過容器與設施設計壽命者，應對貯存容器與設施重新全面評估，包括初始設計、作業程序、安全評估等。
- (4)貯存時間延長超過原訂時間者，宜對包件完整性進行測試、試驗與評估。在必須採取外包裝或移裝廢棄物到新容器前，應考慮可能發生的潛在問題。某些情況下須將包件移至另一處較堅固的貯存設施，而僅非採取外包裝或移裝措施。
- (5)在不預期情況下的長期貯存，應考慮減緩貯存廢棄物可能發生的變化，包括：
 - (a)因化學作用或輻射分解作用產生的有害氣體與壓力的累積。
 - (b)可燃或腐蝕物質的產生。
 - (c)金屬材質的腐蝕(如碳鋼)。
 - (d)廢棄物體的劣化。

(6)長期貯存時，小量的變化會隨時間累積其效應，因此以解析方法進行評估所使用之參數與模式應考慮隨時間變化之不確定性。

IAEA在2003年彙整國際專家對於長期貯存之共識文件，主要結論包括(IAEA，2003)：

- (1)貯存是管理大多數類型放射性廢棄物所必須的階段。
- (2)貯存在過去數十年內被安全的進行，在可預見的未來其高度安全性仍被寄予信賴。
- (3)長期貯存的安全性需要產業、法規、保安等各方面的基礎建設配合。
- (4)長期貯存需要未來社會對放射性廢棄物進行主動管制，因此世代之間應有效的移轉責任、知識與資訊。
- (5)長期貯存僅在於未來社會能維持前述責任時方得以持續。
- (6)由於社會的變動性使主動管制無法獲得永久保證，因此，無限期的永久貯存並不被認為可行或可被接受。
- (7)貯存與處置是互補措施而非排擠措施，二者均有其必要性。
- (8)貯存過渡到處置的時機影響因素眾多，包括運輸、保安、可回收性(retrievability)、廢棄物特性、處理方式與包裝容器、可取得的適用處置場址、民眾對安全的信心、充裕的經費等，應作通盤的考量。

IAEA在1994年到1997年間進行長期貯存的評估研究，目的在探討現有貯存設施延役的可能。並分別於1999年與2000年召開技術與法規方面的委員會議，相關成果彙整於2002年發表的技術文件IAEA-TECDOC-1293 (IAEA，2002)號報告中。報告內容檢視各會員國用過核子燃料貯存現況，並就技術、法規、研發現況分章討論。該報告主要結論如下：

(1)用過核子燃料長期行為

國際核能產業對於用過核子燃料貯存技術已有50年以上的經驗，濕式貯存已為成熟技術；而乾式貯存也有20多年的技術發展經驗。乾式貯存對於因設計變更或燃耗度增加所造成的溫度升高比濕式貯存更為敏感，因此對於現有中期貯存設施延長貯存期限而言，濕式貯存設施並無須重大改變，僅須加強維護與監測；乾式貯存設施則對於用過核子燃料、護套、護箱等材質的長期潛變行為進行評估與試驗。

(2)研究發展與作業需求

研發的目的在於證明貯存的任何時間都能確保安全性。研發項目可包括以下內容：

- (a)材質耐久性檢測系統的開發。
- (b)即時監測與警報系統。
- (c)貯存設施設計與作業規劃。
- (d)教育訓練、緊急應變、品質保證等。
- (e)資料管理與技術文件傳承等。
- (f)經費來源與財務規劃。

(3)長期貯存的法規考量

國際上對於用過核子燃料的安全管理法規有其共通性，一般包括：

- (a)維持用過核子燃料在次臨界狀態(subcriticality)。
- (b)防止放射性物質釋出。
- (c)確保放射性與輻射劑量低於法規限值。
- (d)貯存期間維持用過核子燃料可回收性。

目前各國對中期貯存設施執照有效期限多在40~50年間，與設施設計壽命相符。若考慮長期貯存時，勢必須考量一些影響法規訂定的因素，

如新技術的使用、社會環境變遷、自然環境變遷、材料耐久性、資料長期保存等。因此未來須有更多的研究資料來提供作為訂定法規的依據。

2.2 美國

美國目前運轉中之核能發電機組計104座，發電量約佔全國電力19.7%。其用過核子燃料營運策略原在1977年卡特總統宣布無限期凍結在處理政策後，走向直接處置。美國國會於1982年通過核能廢棄物政策法案，並於1987年將最終處置場址訂於內華達州的雅卡山(Yacca Mountain)，同時令美國能源部開始進行場址特性調查，其處置母岩為凝灰岩，原依其規劃，其最終處置場預定於2020年開始運轉。(USDOE, 2002)

然而在用過核子燃料直接處置政策推動近30年後，美國為了能源永續利用、防止核武擴散及將放射性廢棄處減到最少，政策已開始有所調整。先是2006年由當時美國布希總統提出全球核能夥伴(Global Nuclear Energy Partnership, GNEP)構想，其目的為(1)脫離海外化石燃料的依賴；(2)發展無核子擴散憂慮的再處理技術；(3)實現對環境無害之發展理想等。(US GNEP, 2006)美國能源部並於2006年2月6日宣佈新的研究計畫，投入商用核電廠用過核子燃料再處理技術研究；同時能源部仍積極推動雅卡山計畫，並於2008年3月向美國核能管制委員會(NRC)提送建造執照申請。

2009年1月現任總統歐巴馬就職之後，說明雅卡山計畫是不可行的方案，同年6月中旬，雅卡山2010年度預算被刪減為1億9千7百萬美元，比上一個年度減少9千萬美元。而美國能源部於2010年2月1日提出的2011年度預算書則以完全刪除雅卡山計畫預算(USOMB, 2010)，並於2010年3月3日正式向美國核能管制委員會提出撤回雅卡山最終處置場建造執照申請文件。然而，美國核能

管制委員會在2010年6月29日否決能源部撤回雅卡山建造執照的申請，目前雅卡山最終處置場的建造與否仍待美國國會重新審查核能廢棄物政策法案結果而定。

另外，美國能源部2010年1月29日宣佈由15位成員組成之藍帶專業委員會(Blue Ribbon Commission)，重新評估美國用過核子燃料與高放射性廢棄物的長程營運策略，並將於2年內向能源部提出報告與建議。

為了因應雅卡山計畫的中止，美國審計總署(Government Accountability Office, GAO)於2009年核子廢料管理評估報告(GAO 10-48)中提出兩個中程替代方案(intermediate option)處理用過核子燃料：(1)選擇兩個集中式中期貯存場，將用過核子燃料由各電廠利用火車運送至集中場址乾式貯存100年後，再移往最終處置場；(2)用過核子燃料在各電廠(目前美國本土共75個)繼續利用乾式貯存方式貯放100年再移往最終處置場、或每100年重新包裝之後貯放500年再移往最終處置場。兩個方案的處理流程及成本元件如下圖所示：(USGAO, 2009)

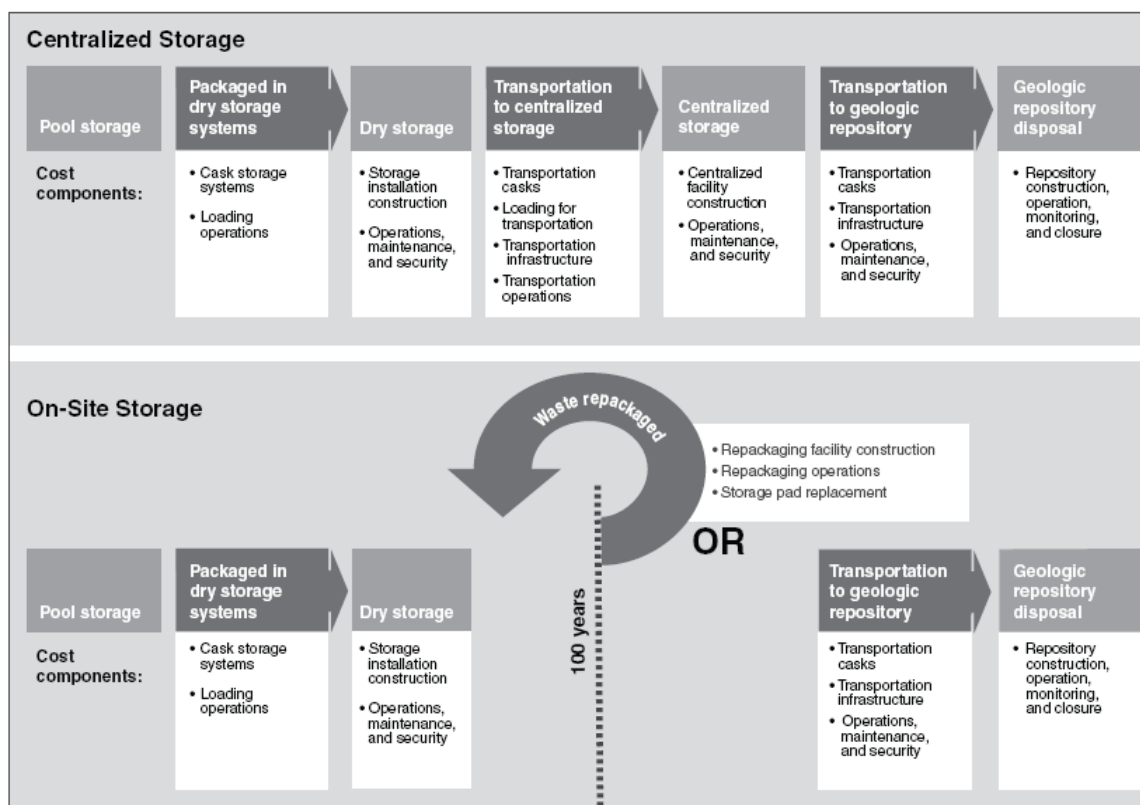


圖 2.2-1 美國審計總署之兩個中程替代方案流程圖及成本分析

在GAO 10-48報告中，集中式乾式貯存100年之近程方案，能源部必須面對三大挑戰：(1)在現行的核能廢棄物政策法案下，缺乏設立集中式中期貯存場的法源依據；(2)可預期在尋找集中式中期貯放場址將面臨的困難；(3)用過核子燃料運送過程的潛在危機。經費預估方面，建造一座貯放153,000噸的用過核子燃料乾式貯存100年之集中式貯存場約需150億至290億美元，將用過核子燃料集中貯存100年後移至最終處置場之全部總經費須290億至810億美元。

繼續在各電廠乾式貯放方案則為目前看似投入最少努力的中程替代方案，但是卻面臨到法律上、社會上及技術上的新挑戰。由於此方案需要倚賴各電廠在監控、維護及安全性的主動控制，且增加了用過核子燃料最終處置延宕導致繼續電廠貯存的可能性，因此可能須面對社會民眾在乾式貯存場重

新執照更新時，提出強大反對聲浪。預估處理153,000噸用過核子燃料經費貯放100年約需130億到340億美元，而貯存100年後移至最終處置場之全部總經費則須200億至970億美元。另一選項將153,000噸用過核子燃料每100年重新包裝共貯放500年所需經費約340億至2250億美元。

美國電力研究所在美國核能管制委員會提供的研究計畫之下，將針對超過120年之非常長期乾式貯存(very long term dry storage)建立一資料庫，其內容包含所有相關領域所需之研究資訊，如含鹽環境下之焊道及密封行為分析、貯存罐內的核子燃料/護套及提籃條件、定義用過核子燃料必須重新包裝的劣化條件、老化管理需求、氣候變遷影響、運送過程對貯存的影響、資料紀錄的保存及安全性，此資料庫將通盤考慮非常長期乾式貯存面對的潛在管制需求及技術需求。此計畫支援三個研究主題：(1)潛在性的安全差異分析；(2)針對差異分析所發現的議題來開發管制決定工具；(3)長期貯存罐體實地驗證來確保其模擬結果及提供持續性保固。(USNRC, 2010a)

美國電力研究所亦致力於用過核子燃料長期貯存下的行為分析，進行了關於結構材料老化管理、用過核子燃料於乾式貯存及可運輸性之劣化機制研究，並提到其對於目前長期乾式貯存的燃料與材料行為分析的模擬程式已有足夠的信心，將透過後續的監測/實地驗證計畫來驗證程式可靠性。(USEPRI, 2010)

2.3 歐盟執行委員會(EC)

為確保用過核子燃料貯存與處置的安全性，歐盟執行委員會(European Commission)對於資助用過核子燃料之特性研究一向不遺餘力，並結合各國相關機構組成聯合研究中心(Joint Research Center, JRC)進行研究。參與的各國機構包括法國Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) 與 Electricité de France (EDF)、瑞典 SKB 與 Chalmers University、西班牙 ENRESA 與 CIEMAT、比利時 SCK-CEN、德國 Forschungszentrum、Karlsruhe、Jülich 與 Kernkraftwerk Obrigheim、義大利 ENEA、荷蘭 NRG、英國 Reading University 與 BNFL、捷克 NRI/REZ、瑞士 Budapest University of Technology and Economics、Paul Scherer Institute (PSI) 與 National Association for the Storage of Radioactive Waste、日本 CRIEPI、韓國 KAERI 等。

研究的方向包括(EC, 2002)：

- (1)減少長半化期放射性物質之核分離(partitioning)與核轉換(transmutation)技術開發。
- (2)瞭解用過核子燃料在自然與人為環境中的變化行為，以確保貯存與處置的安全。

針對長期貯存行為而言，其研究重點包括以下幾項：

- (1)長期貯存真實環境條件下，用過核子燃料的腐蝕與溶解行為，並評估其潛在毒性與衍生後果。
- (2)以真實的高燃耗度(high-burn-up) 用過核子燃料進行實驗，以電化學方法模擬長期現象。
- (3)製備含不同阿伐射線銅系元素的二氧化鈾試樣，以模擬在長期貯存狀態下，輻射分解效應(radiolysis)對用過核子燃料溶解的影響。

該研究認為各國考慮用過核子燃料長期貯存的誘因，是長半化期與高放射性廢棄物對人類與環境之風險危害高，且相對的處置場研發與建造費用高昂。但這對於核能產業規模較小的國家其效益值得商榷，舉例來說，歐洲國家核能發電量雖略大於美國，但二者土地面積相當，而美國只規劃一處用過核子燃料處置場，歐洲各國規劃的處置場則多達20餘處。此外，人類歷史經驗顯示，改朝換代約數百年發生一次，機構創立與撤銷約數十年發生一次，此一現象使不安定的國家體系或政權執行長期貯存策略的安全性與一慣性倍受質疑。因此伴隨長期貯存的另一項常見議題是區域性國際最終處置場之設置，亦即考慮由多個國家集資投入處置場的研發與設置，以提高處置品質與經濟效益，達到確保安全的最終目的。

對於區域性國際最終處置場的議題，歐盟執行委員會支助SAPIERR計畫以探討其可行性。第一期研發計畫從2003年到2005年，主題包括共用處置場的可能問題、適法性、可能參與的國家、經費來源與時程，初步結論認為具有可行性，但需儘早推動國際合作。第二期研發計畫從2006年到2008年，將籌設國際組織、進行工作規劃、尋求合作國家等，目前似乎尚未就區域性國際最終處置場達到共識，因此歐盟執行委員會2007~2011年第七期資助計畫並未包含此SAPIERR II計畫。

2.4 經濟合作開發組織核能署(NEA)

經濟合作開發組織(Organisation for Economic Co-operation and Development, OECD)所轄之核能署(Nuclear Energy Agency, NEA)其下設置的放射性廢棄物管理委員會(Radioactive Waste Management Committee, RWMC)對於長半化期固體放射性廢棄物與用過核子燃料長期貯存的見解如下(NEA, 2005)：

貯存通常是長半化期固體放射性廢棄物管理的一個步驟。傳統作法上，貯存被當作處置之前的中期過渡措施。近年來，長期貯存的觀念，則被提出討論，認為應當在長半化期固體放射性廢棄物管理方面扮演更積極的角色。

長半化期固體放射性廢棄物及用過核子燃料之安全貯存，在國際上已有數十年的經驗；而藉由重新包裝或重新整修的方式，既有設施仍可確保未來數十年的貯存安全。

長期貯存(貯存達到或超過約100年)的誘因，包括以下幾點：

- (1)當前及實務上的理由，例如公眾對於處置的接受度(特別是放射性廢棄物產量少的國家)，以及將放射性廢棄物累積到大量時再進行處置會比較經濟等。
- (2)未來及策略上的理由，例如可能建立的區域性或多國處置設施，以及新技術的開發等。

對於公眾接受度(public acceptance)而言，並無證據顯示貯存設施較處置設施容易被民眾所接受(作者註：荷蘭經驗顯示貯存設施比處置設施較易被民眾接受，與NEA-RWMC見解不同，參見本報告3.6節)。任何放射性廢棄物管理設施的選址，均為敏感的社會議題，應考慮當地居民之感受。雖然對於某些經濟規模較小的國家而言，延長放射性廢棄的貯存時間，有其優點，但仍應與費用、安全、保安等相關因素一併進行評估。

如果著眼於“未來可能的發展”，而採用長期貯存策略，例如新技術或多國開發共用的處置場，那麼採取該策略的國家有責任積極進行相關研發，而不能一味等待。

一旦決定採取長期貯存措施，則必須採取相應的措施面對技術挑戰，這些技術問題將一直延伸到貯存結束為止。決定貯存的預期時間是關鍵性的問題，將牽涉到設計、經費估算、執照申請、與管理組織運作等。

要維持確保安全與保安所需的技術，則需有穩定的財務經費來源與健全的營運組織體系。這些則需有持續穩定的國家政治、社會、與經濟環境來支持，隨著時間的延長，要擔保這些因素的穩定可靠則越加困難。

貯存並不是放射性廢棄物管理的終點。規劃極長時間的貯存，可能牽涉未來許多次的設施更新，以現行組織掌控相關作業，實際上有相當的困難與不確定性。當長期貯存被默認為放射性廢棄物管理的終點，總是令人無法接受且不安全。

如果將放射性廢棄物管理責任延伸到後代人，則必須建立某種機制，使後代人能在適當時機擺脫此一責任，這是財務與知識的責任，亦即當代人必須本於當代對問題的認知提供後代人解決問題的方案。

無限期的貯存是無法維持的，因其代表無限期的影響與資源的消耗。要維繫長期貯存設施，則必須有完整的放射性廢棄物管理策略，而不是投機的僅依賴未來可能的社會與科技發展。策略上應有明確的貯存終點與達成終點的途徑(或替代途徑)，並且具備可行性能使當代人與後代人據以完成。

RWMC前述於2005年發表之見解到2006年又再加以補充，擴增內容出版為專論報告，其對長期貯存的主要論點摘述如後(OECD，2006)。

貯存措施對長半化期固體放射性廢棄物與用過核子燃料而言，在傳統上是作為過渡到再回收利用或最終處置的管理措施。近年來有些國家則考慮擴大貯存的傳統角色，例如延長貯存的時間以延後處置；甚至考慮以長期貯存(大於100年以上)取代處置作為放射性廢棄物管理的終點。採用長期貯存政策，將使放射性廢棄物的最終解決方案有更寬裕的時間進行研究思考，並等待科學技術的創新。不同的誘因可促使各國考慮延長貯存時間，例如：

- (1)立即而現實的因素：如公眾接受度的考慮，以及對核能產業規模小的國家在累積較多數量的放射性廢棄物以後再進行處置，顯然是較為有

效益的作法。

(2)長期策略的因素：如可能的區域處置場或多國處置場或新技術的開發等。

長期貯存政策的可行性是見仁見智的問題，爭議的焦點在於未來的變化以及當代人加諸於後代人的負擔。一般而言，貯存設施並不見得比處置設施要來得容易被民眾接受。事實上，任何放射性廢棄物管理設施的設置均會遭到民眾的抗爭。

一旦決定採取長期貯存政策，則相關的技術問題亦須加以考慮。隨著時間的加長這些技術問題會越加重要，直到貯存結束。國際上對於數十年的貯存已有豐富的經驗，甚至也已有設計長達百年的貯存設施(荷蘭HABOG)運轉中。長達數個世紀的貯存構想、耐久材料、設施結構等亦有國家(如法國)研發中。除了技術性的考量外，長期貯存尚須佐以持續的管制與維護。此外，設施監管在法規的要求下最長不會超過300年。在前述的條件下長期貯存可能達數個世紀，但此時間仍遠小於長化半化期放射性廢棄物可能對人體產生危害的時間。且若貯存設施位在地表，則可能成為日益升高的恐怖攻擊目標。

長期貯存須定義預期的貯存時間，以便進行設計、籌募經費、申請執照、以及指定負責的管理機構。為維持安全與保安所需的技術，必須要有穩定的經費來源與健全的營運組織體系，而其前提須有穩固的政權與安定的社會，這些未來因素在事實上並無法擔保。如果採取長期貯存的理由是基於未來可能有的新技術或多國處置設施，則該國家亦應積極開發所需技術並推動相關國際合作，而不能僅是空等。

貯存從定義上就不應是放射性廢棄物管理的終點，進一步而言長期貯存牽涉的多次貯存設施整修，具有極大的不確定性，並非當代人所能完全掌控。當代人若要移轉放射性廢棄物管理責任給後代人，就應一併給予財務及技術

上的解決方案，使其有朝一日能擺脫此一負擔。後代人當然亦可依其意願採用當代的解決方案、修改方案、或採行新的處置措施。但是此一彈性是後代人的抉擇，不能與當代人應盡的責任相混淆，當代人還是有義務努力把放射性廢棄物管理責任做好。

2.5 加拿大

加拿大核能電廠使用特有的CANDU型反應器與核子燃料，用過核子燃料目前均暫貯於核電廠與中期貯存設施中。用過核子燃料退出反應爐後，先於水池中貯存7年到10年，以降低其輻射熱與放射性，以後再移轉到乾式中期貯存設施。目前加拿大共有來自22個核能發電機組及2個研究用反應器所產生的42,000噸用過核子燃料存放於用過燃料池或中期貯存設備中。

加拿大「用過核子燃料法(Nuclear Fuel Waste Act)，2002」指示核廢棄物管理專責機構(Nuclear Waste Management Organization，NWMO)應進行以下三種用過核子燃料長期管理方案的研發工作(Kneen，2004)：

- (1)在加拿大地盾(Canadian Shield)進行深層地質處置。
- (2)在核能電廠廠址進行延期貯存(reactor site extended storage)。
- (3)集中式延期貯存(centralized extended storage) (包含地表或地下設施)。

而於2007年加拿大政府同意其階段性管理(Adaptive Phased Management)以深層最終處置為用過核子燃料解決方案，NWMO於2010年5月開始進行最終處置場的選址工作，2012~2018年進行可行性研究(包含區域研究、詳細場址評估及候選場址社會民眾接受度)，2018年啟動管制單位審查程序，其最終處置場預計於2035年正式營運。(NWMO，2010)

雖然加拿大已決議採取深層地質處置方案，但其對於長期貯存的研究仍是值得學習，因此本報告針對兩種貯存方案的特點分別說明如下：

(1)在核能電廠廠址進行延期貯存方案

NWMO對於在核能電廠廠址進行延期貯存的初步規劃如下(NWMO，2006a)：

規劃在現有七處貯存場址(五處核能電廠及二處研究所)開發新的貯存設施及場址內處理與運輸設備等。設施的位置可以在地表上或近地表下，貯存方式可以採用貯存護箱(casks)、貯存窖(vaults)貯存圓倉(silos)等不同的型式。

貯存護箱：貯存護箱係由混凝土與不銹鋼製造的耐久性可移動式貯存容器，為安大略電力公司(Ontario Power Generation)開發的乾式貯存容器，可填裝4個不銹鋼燃料模組，分別各含有96束CANDU燃料。貯存護箱滿載後總重約70公噸。貯存護箱具有良好的屏蔽與導熱效果。貯存場將建造適當容量的廠房或混凝土壕溝，以便貯存護箱能妥善的排列貯放。

貯存窖：貯存窖型式與目前在Hydro Québec's Gently乾貯設施所使用者近似，為混凝土結構物。混凝土牆提供輻射屏蔽效果，並利用自然空氣循環方式進行用過核子燃料冷卻。用過核子燃料以每60束裝在一組不銹鋼燃料框架(baskets)中，排列於貯存窖進行長期貯存。

貯存圓倉：貯存圓倉設置於室外，為圓柱狀混凝土加勁結構物，以自然通風進行用過核子燃料冷卻。貯存圓倉內襯環氧化物被覆的不銹鋼。內部空間可容納9組不銹鋼燃料框架，每組含60束用過核子燃料。本類型貯存圓倉與Atomic Energy of Canada Limited (AECL)目前所使用者類似。

NWMO規劃的貯存設施重要組件服務壽命如下：

- 貯存護箱100年。
- 燃料模組300年。
- 燃料框架300年。
- 壕溝200年。

- 貯存廠房100年。
- 處理廠房50年。

而且每300年應對所有組件重新整修，並將用過核子燃料重新包裝。廠內延期貯存則應建立廠內使用之運輸系統。

NWMO規劃在核能電廠廠址進行延期貯存的時程，視現有的七處中期貯存設施個案而有所差異。大致上主要的工作階段與時間如下：

- 選址與核定 (5年以上)。
- 設計與建造 (約5年)。
- 用過核子燃料接收 (40年以上)。
- 長期監測 (超過50年以上)。
- 建築物整修與用過核子燃料重新包裝(超過50年以上)。

NWMO預估在核能電廠廠址進行延期貯存的費用，視現有的七處中期貯存設施個案略有所差異。以300年一個期程計算約需176億到257億美金(2002年幣值)。

CTECH顧問公司於2003年完成的概念設計報告，建議採用的核能電廠廠址進行延期貯存設施方案包括以下三種(CTECH，2003a)：

- 護箱於建築物中貯存(Casks in Storage Buildings，CSB)。
- 地表模組式貯存窖(Surface Modular vault，SMV)。
- 護箱於壕溝中貯存(Casks in Shallow Trenches，CST)。

CSB與SMV為地表上設施，CST部分設施位於地下且有土層回填覆蓋。

CSB為核能電廠現行乾式貯存的延伸，在設計方面無須作重大改變，僅須對於長期貯存的監測與稽核計畫加強研擬與審核。

SMV設計方案則規劃將新產生的用過核子燃料置入模組化的貯存容器，再擺放在建築物中。SMV方案須新建包裝用過核子燃料到貯存容器的處理廠

房，以及作為長期貯存地點的廠房。若採SMV方案則現有在護箱中進行中期貯存的用過核子燃料均須移裝到新的貯存容器中。全部作業完成後護箱與處理廠房等應進行除污拆解，廢棄物最後將送到處置場作最終處置。

CST設計方案則考慮將護箱貯存在地表下壕溝中的貯存室(storage chambers)中。現行中期貯存設施使用的護箱，將在CST設施建造完成後，直接運送到CST的貯存室中進行長期貯存。CST方案各核能電廠現有的中期貯存處理設施均能繼續使用，俟全部作業完成後護箱與處理廠房等應進行除污拆解，廢棄物最後將送到處置場作最終處置。

(2)集中式延期貯存方案

NWMO對於新建集中式延期貯存的初步規劃如下(CTECH，2003b；NWMO，2006b)：

規劃在現有七處貯存場址(五處核能電廠及二處研究所)以外的地方開發一處新的集中式貯存設施及場址內處理廠房與場址外運輸設備等。集中式延期貯存設施牽涉到新設施選址，以及用過核子燃料運輸的問題，其優點為可將加拿大全國的用過核子燃料集中管理。集中式延期貯存設施可容納加拿大全國約360萬束的用過核子燃料，每年約可處理12萬束。集中式延期貯存設施的設計功能包括：

- 提供用過核子燃料安全的圍阻環境。
- 允許對貯存的用過核子燃料進行監測與稽核。
- 利於對用過核子燃料進行存放或回收的操作作業。
- 提供冷卻作用避免用過核子燃料或貯存系統溫度過高。
- 提供適當的輻射屏蔽避免對作業人員或公眾造成危害。

依據CTECH顧問公司於2003年完成的概念設計報告，建議採用的集中式延期貯存設施方案包括以下四種：

- 護箱與貯存窖於建築物中貯存(Casks and Vaults in Storage Buildings, CVSB)。
- 地表模組式貯存窖(Surface Modular Vault, SMV)。
- 護箱與貯存窖於壕溝中貯存(Casks and Vaults in Shallow Trenches, CST)。
- 護箱於岩石坑道中貯存(Casks in Rock Caverns, CRC)。

CVSB與SMV為地表設施；CST為半地下設施；CRC則大約位於地下50公尺深。

CVSB設計方案與核能電廠現行乾式貯存相似，在設計方面無須作重大改變，僅須對於長期貯存的監測與稽核計畫加強研擬與審核。CVSB設計概念如圖2.5-1及圖2.5-2。

SMV設計方案則規劃將新產生的用過核子燃料置入模組化的貯存容器，再擺放在建築物中。SMV方案須新建填裝用過核子燃料到貯存容器的處理廠房，以及作為長期貯存地點的廠房。SMV方案現有在護箱中進行中期貯存的用過核子燃料均須移裝到新的貯存容器中。全部作業完成後護箱與處理廠房等應進行除污拆解，廢棄物最後將送到處置場作最終處置。SMV設計概念如圖2.5-3及圖2.5-4。

CST設計方案則考慮將護箱貯存在地表下壕溝中的貯存室中。現行中期貯存設施使用的護箱，將在CST設施建造完成後，直接運送到CST的貯存室中進行長期貯存。CST方案各核能電廠現有的中期貯存處理設施均能繼續使用，俟全部作業完成後護箱與處理廠房等應進行除污拆解，廢棄物最後將送到處置場作最終處置。CST設計概念如圖2.5-5及圖2.5-6。

CRC設計方案須有適當可開挖地下坑道的岩體場址配合，貯存坑道預定建造在地表下約50公尺處。用過核子燃料在地表處理廠裝入護箱或燃料框架

中，再經由斜坑送到地下貯存坑道。坑道中設計強制通風系統以對用過核子燃料進行冷卻。CRC設計概念如圖2.5-7及圖2.5-8。

集中式延期貯存設施重要組件服務壽命規劃如下：

- 貯存護箱100年。
- 燃料模組300年。
- 燃料框架300年。
- 壕溝200年。
- 貯存廠房50年。
- 處理廠房30年。

而且每300年應對所有組件重新整修，並將用過核子燃料重新包裝。

基於概念設計與經費蓋估的需要，初步假定集中式延期貯存場址位在各現有中期貯存設施的相對中心位置，用過核子燃料運輸方式係透過公路系統以特別設計的拖車載運(圖2.5-9)。

集中式延期貯存的規劃時程，大致上主要的工作階段與時間如下：

- 選址與核定 (10年以上)。
- 設計與建造 (約10年)。
- 用過核子燃料接收 (40年以上)。
- 長期監測 (超過50年以上)。
- 建築物整修與用過核子燃料重裝(超過50年以上)。

集中式延期貯存的預估費用，依所選用的貯存方案有所差異。以300年一個期程計算約需157億到200億美金(2002年幣值)。

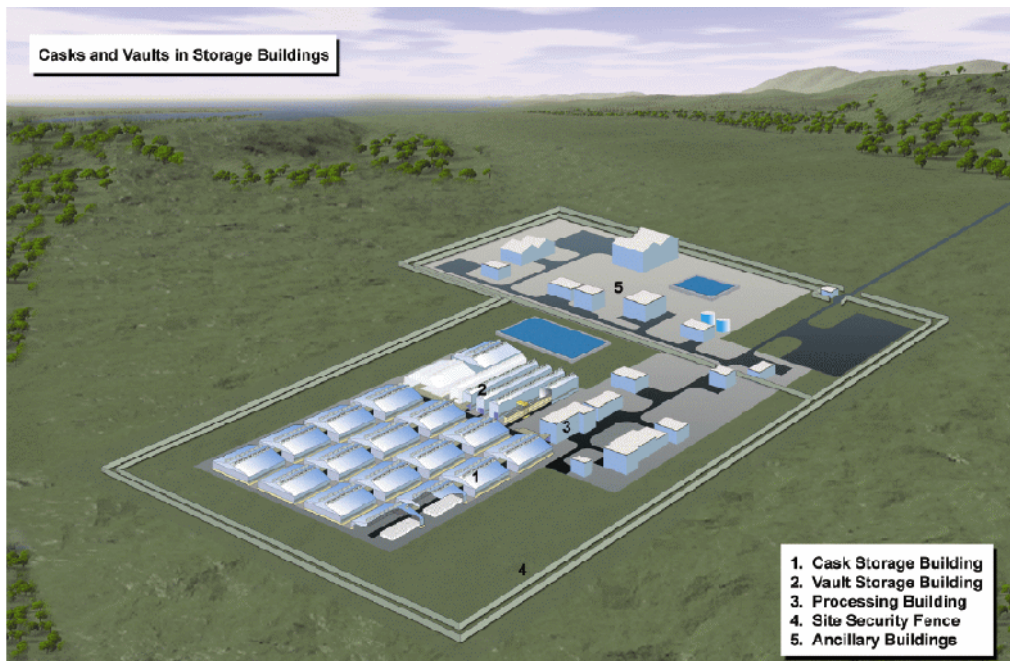


圖 2.5-1 加拿大 CVSB 式長期貯存概念遠景 (CTECH, 2003b)

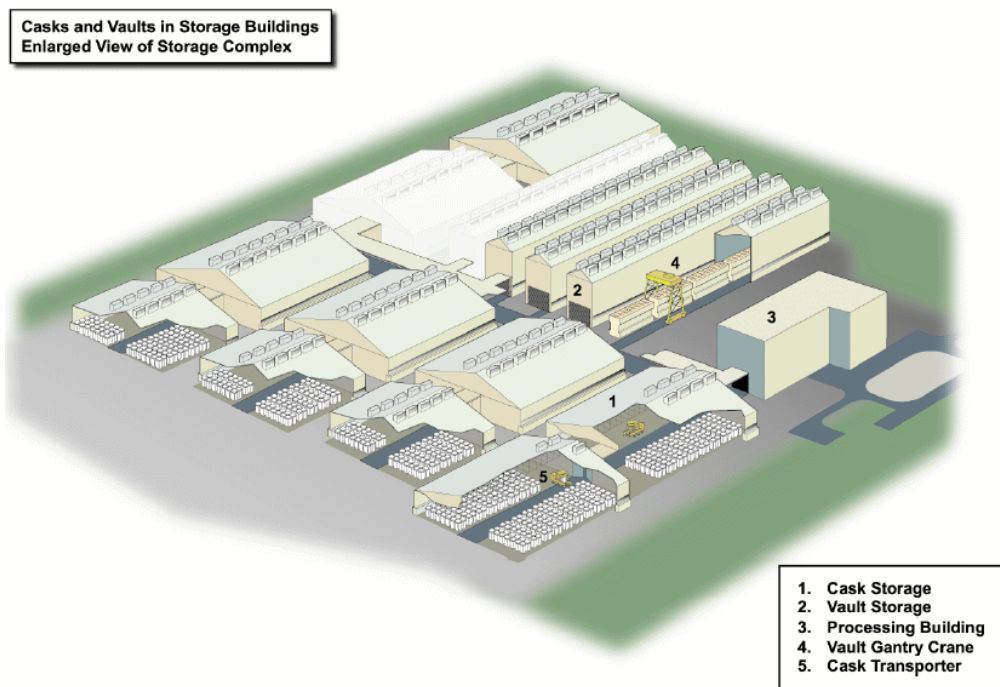


圖 2.5-2 加拿大 CVSB 式長期貯存概念近觀 (CTECH, 2003b)

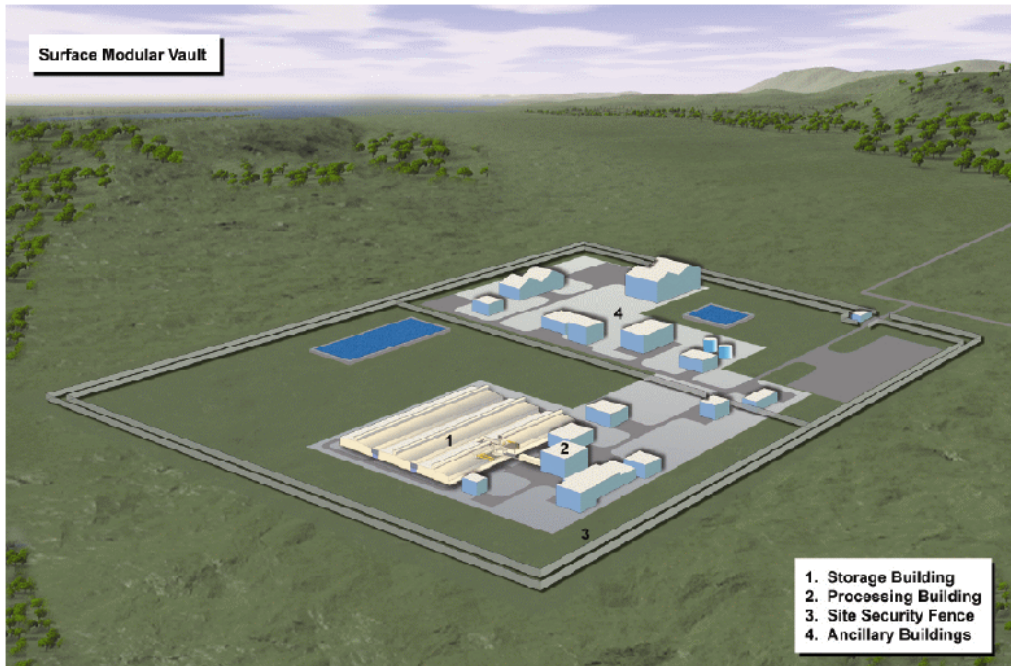


圖 2.5-3 加拿大 SMV 式長期貯存概念遠景 (CTECH, 2003b)

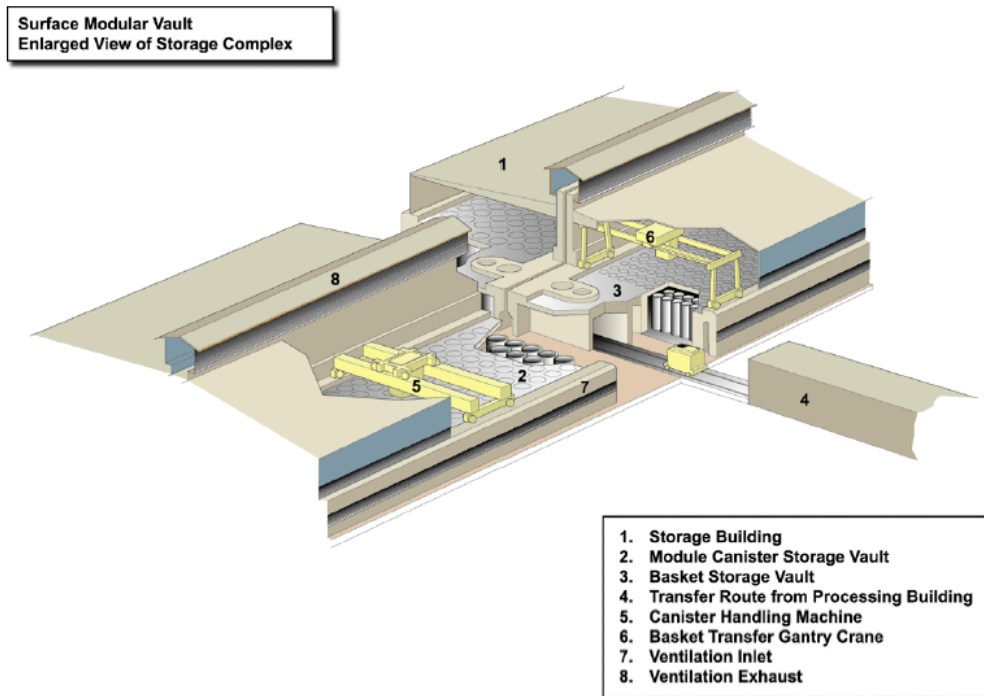


圖 2.5-4 加拿大 SMV 式長期貯存概念近觀 (CTECH, 2003b)

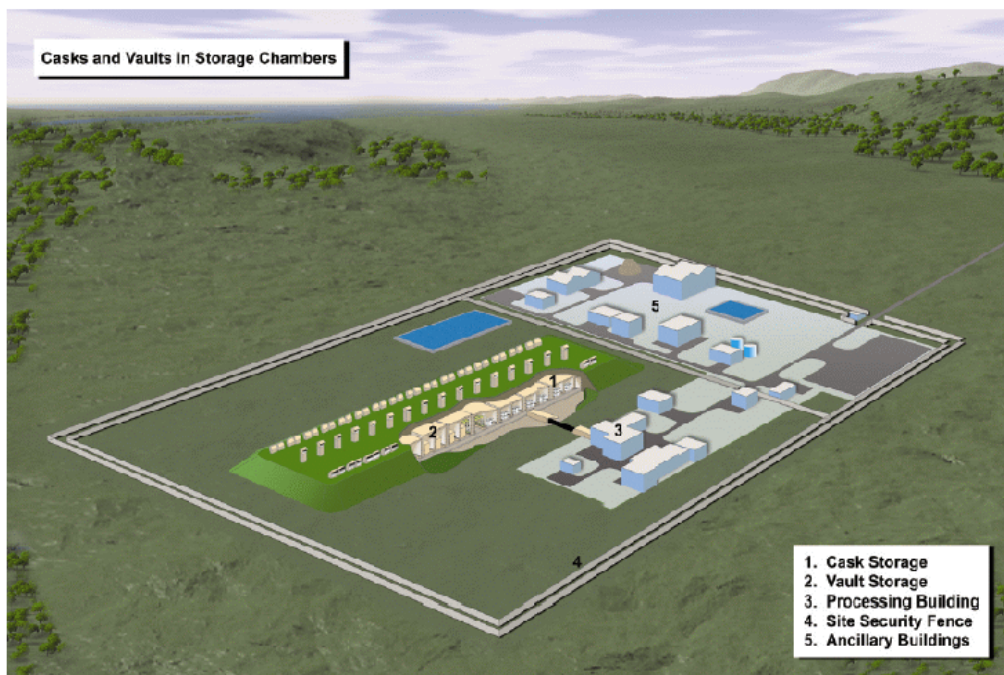


圖 2.5-5 加拿大 CST 式長期貯存概念遠景 (CTECH, 2003b)

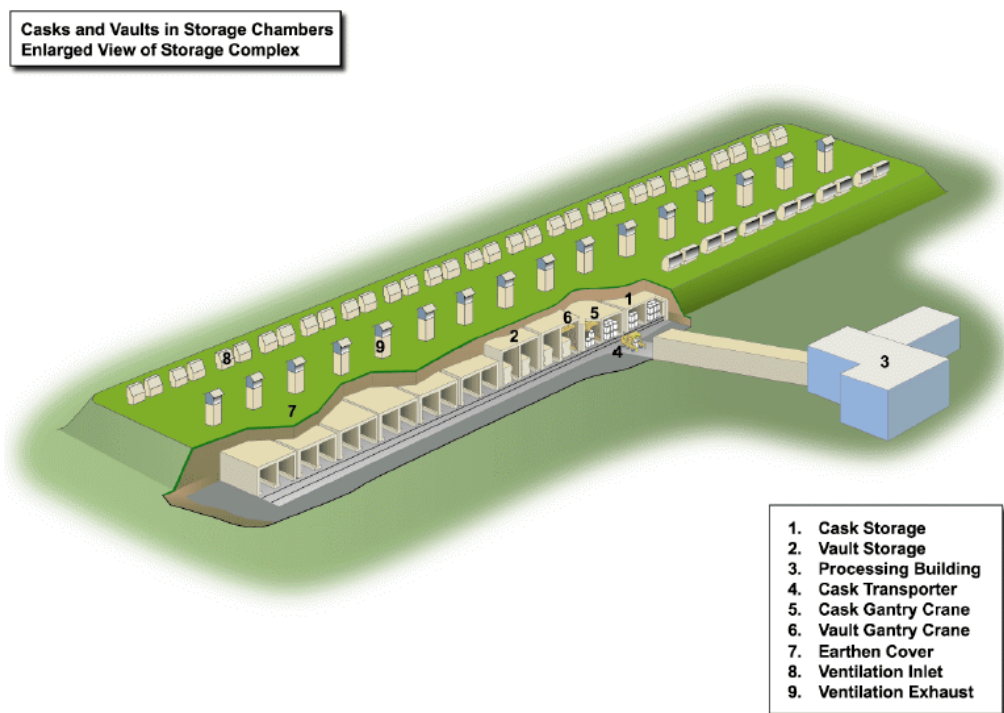


圖 2.5-6 加拿大 CST 式長期貯存概念近觀 (CTECH, 2003b)

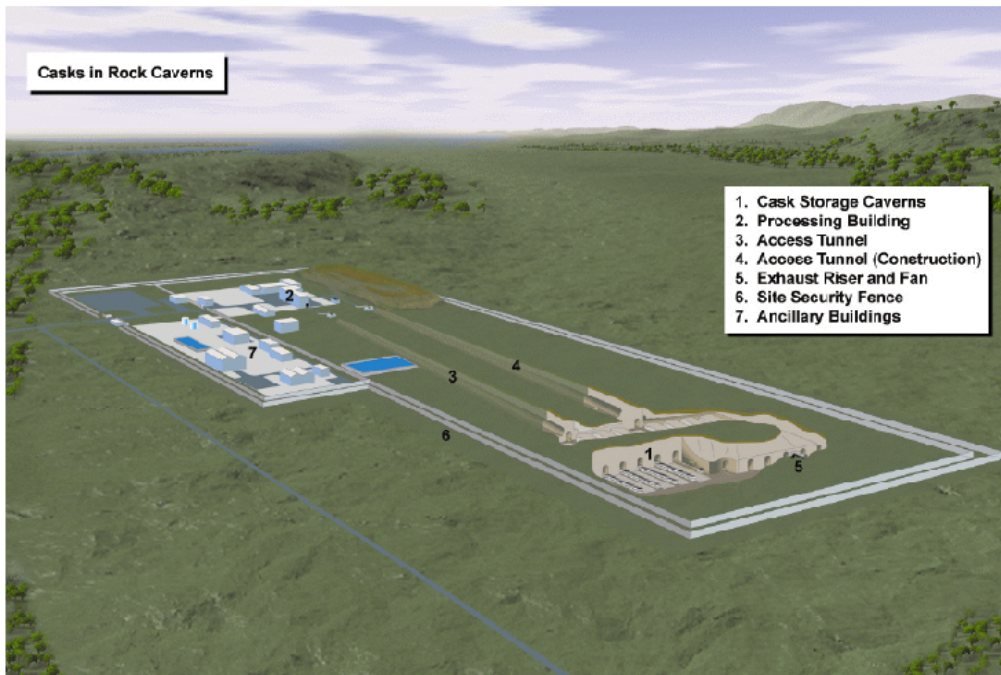


圖 2.5-7 加拿大 CRC 式長期貯存概念遠景 (CTECH, 2003b)

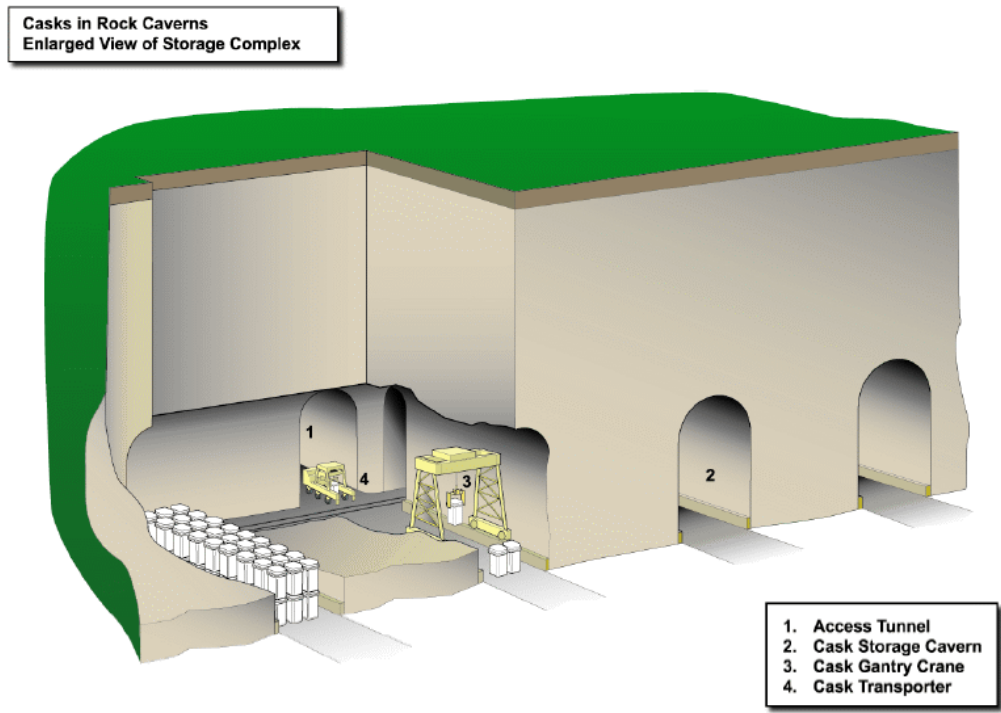


圖 2.5-8 加拿大 CRC 式長期貯存概念近觀 (CTECH, 2003b)

1. Container Transportation Package
2. Clamping Mechanisms
3. 9-Axle Trailer

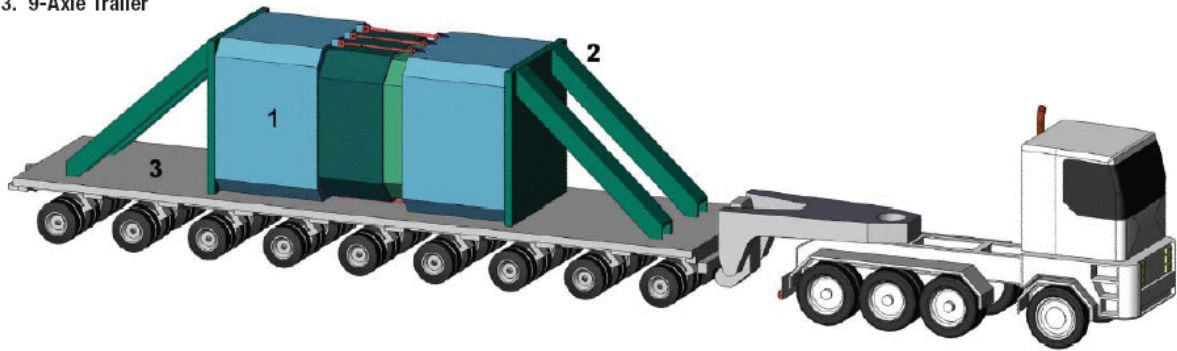


圖 2.5-9 加拿大用過核子燃料長期貯存運輸概念 (NWMO, 2006b)

2.6 英國

英國目前運轉中的核能發電機組有 35 部，發電量約占英國全國總發電量的 25%。其用過核子燃料營運策略以往採行再處理，然而在 2009 年公布的國家核能發電政策初稿中，新建造的核能機組將採取開放式燃料循環，用過核子燃料將長期貯存 100 年後移至最終處置場存放。(DECC, 2009)

英國目前累積大量的放射性廢棄物，主要暫貯在 Sellafield，且預估在 2014 年會有 5,000 噸高放射性廢棄物；在 2100 年會有 700,000 噸中放射性廢棄物。長半化期低-中放射性廢棄物原先預定以 Sellafield 為深層地質處置場址，但計畫遭到民眾反對而終止。高放射性廢棄物則尚無具體長期管理政策 (RWMAC, 2002)。

1999 年英國上議院科技委員會 (House of Lords Select Committee on Science and Technology) 提出放射性廢棄物管理建議報告給英國政府。建議應採透明公開的方式廣泛研議各種可能方案，以決定放射性廢棄物長期管理政策。

英國放射性廢棄物管理諮議委員會 (Radioactive Waste Management Advisory Committee, RWMAC) 為獨立運作團體，每年向首相提出建議報告，內容包括放射性廢棄物管理的相關議題。RWMAC 成員來自核能產業、環境法令、社會科學等相關的專家學者，英國核能安全諮議委員會 (Health and Safety Executive, the Nuclear Safety Advisory Committee, NUSAC) 亦為類似性質的團體。RWMAC 與 NUSAC 長期針對共通性的議題進行聯合研究，2001 年 RWMAC 建議英國政府對於放射性廢棄物管理應在基於民眾充分公開討論並具備共識的前提下，建立長期可行的政策。

2001 年英國大選後，成立環境食品與農業事務部 (Department of Environment, Food and Rural Affairs, DEFRA)，放射性廢棄物管理政策之建立為其主管業務之一。DEFRA 在 2001 年 9 月發布”Managing Radioactive Waste Safely”公開諮議文件，正式開始進行政策-可接受解決方案(publicly-acceptable solution)的諮商程序，將放射性廢棄物管理政策以透明公開的程序述諸民意共識。此一過程將持續至 2007 年，長期貯存即為其中的一個方案(Murray et al., 2002)。

英國各界對於前述文件之評論與意見將由 2002 設立的獨立團體放射性廢棄物管理委員會(Committee on Radioactive Waste Management (CoRWM)加以整合。

RWMAC 在 2002 年回應 DEFRA 之文件，針對長期貯存方案，建議將中高放射性廢棄物貯存在有保安措施的設施中，並加以監測，後代人可以加以回收利用或另行處置。貯存設施為避免恐怖攻擊，建議採深層地下貯存設施為宜。後續應加強低劑量輻射對人體之長期危害評估技術(RWMAC，2002)。

CoRWM 經過評估後在 2005 年 2 月發布針對長半化期放射性廢棄物可能的管理方案(CoRWM，2005)，包括：

- (1)長期中期貯存(Long-term interim storage)：以數十年到百年的時間將長半化期放射性廢棄物貯存在地表下或地下設施中。
- (2)深層地質處置(Deep geological disposal)：長半化期放射性廢棄物在地下深度300公尺到2公里間適當岩層內進行永久處置。
- (3)階段性深層地質處置(Phased deep geological disposal)：與深層地質處置近似，但可能須維持長達數百年的可監測與可回收性。

英國 Nirex 公司(United Kingdom Nirex Limited)為放射性廢棄物處置專責機構，在 CoRWM 進行管理方案評估期間，負責提供所需之技術資訊，其中對於無限期貯存(Indefinite Storage)有以下的技術重點內容(Nirex， 2004)。

無限期貯存可以延後廢棄物處置的時間，有更多思考後續方案與開發新技術的機會。延長貯存期間亦可使後代可以更自由選擇管理方案，但相對的變數則包括潛在的因社會分裂而喪失維持安全所必須的管理技術、經費與組織。無限期貯存從技術觀點而言，理論上可行，但在運轉上可能遭到如經費無法確保等問題。位在地表的無限期貯存設施可能因天然災害或恐怖活動而損毀，造成輻射傷害與大量的廢棄物殘留，最終導致設施棄守。無限期貯存設施亦可能面對道德與社會問題的質疑，因長期貯存或無限期貯存的安全性必須仰賴持續的主動管制與維護，對於後代並無任何利益可圖。多數的研究均認為長期貯存或永久貯存在長時間尺度的條件下無法擔保，因此並不具可行性或可被接受。

無限期貯存設施可以位在地表或地下。構想中將廢棄物放在巨積單石體結構物(massive monolith structures)中，以減少主動維護的必要性。貯存設施建議以位在地面為佳。一方面可受到公眾監督；另一方面可以提醒後代社會此設施之存在。地表設施的設計與現有中期貯存設施近似；而地下設施則類似於未封閉的深層地質處置場。貯存設施每數十年或一百年須整修換新。

無限期貯存容器基於腐蝕的考慮，每數十年須更新，甚至廢棄物亦須重新處理。若採行外包裝(overpacking)的方式，則有使包件(waste package)體積加大及浪費資源之虞。現有的中期貯存設施中重新包裝或重新處理並非常態措施，因此未來的無限期貯存設施應包含重新包裝或重新處理的廠房與機具。此外，重新包裝或重新處理勢必產生二次廢棄物的處理與衍生的安全危害亦須加以考慮。作業人員的經驗傳承亦為考慮重點。

無限期貯存的安全評估通常假設在未來的某一時間點設施遭到廢棄或損害，目前國際上僅有少量的定量式評估，大部份均為定性評估。安全評估一般包括輻射安全與設施保安兩部分，重要項目包括：

- (1)作業人員安全：無限期貯存設施需要周期性的重新包裝與重新處理，可能對作業人員造成輻射風險，尤其當回收老舊破損的用過核子燃料時，其危害可能更大。
- (2)公眾安全：無限期貯存設施遭到不當廢棄的機會隨時間增加，廢棄後的設施要重新接手進行除污清理，其困難度倍增，對公眾安全造成潛在危害。
- (3)看護與監測：無限期貯存設施需要持續進行看守與周期性維護，這些措施的長期維持性仍有存疑之處。
- (4)恐怖活動：地表設施較地下設施易於受到攻擊。
- (5)環境影響：與中期貯存相比較，對於極端自然事件如颱風、洪水、地震等的發生規模與頻率要考慮更大的規模及更長的時間。必要時冰川活動與隕石撞擊亦須納入評估。
- (6)費用：主要包括設施建造、容器包裝、運轉維護等相關費用。

2.7 法國

法國目前運轉中之核能發電機組有 59 座，發電量約占全國電力的 76.2%，為全世界核能發電比率最高的國家。法國在執行核能計畫初期，由於自產的鈾礦數量有限，為了提升法國能源安全性的考量，強調用過核子燃料是一種資源而非廢棄物，即選擇採取用過核子燃料再處理策略。

法國放射性廢棄物管理政策之依據源於 1991 年 12 月 30 日的法案(Act of 30 December 1991)，依據該法案相關單位應針對用過核子燃料執行三項長達 14 年的重要研發工作：(1)深層地質處置；(2)核分離與核轉換(partitioning and transmutation)、及(3)長期貯存。相關工作的近況，包括 ANDRA 於 2005 年提出深層地質處置初步評估報告；法國原子能委員會(Commissariat à l'Énergie Atomique, CEA)於 2003 年提出不同類型長期貯存設施的概念方案；CEA 於 2005 年提出核分離與核轉換的初步評估報告，ASN 對相關報告的輻射安全內容進行審查等(ASN, 2006)。

法國 CEA 對於長期貯存研發結果有以下三點主要結論(Marvy, 2006)：

- 對於放射性廢棄物長期貯存所需的處理技術已達工業成熟水準且有相當的可靠性。
- 長期貯存在社會全程參與下具有可行性。
- 長期貯存對於後代人會加重其負擔。

法國針對長期貯存的研發可以分為兩個領域，一為貯存容器與設施的規劃；另一為用過核子燃料與玻璃化高放射性廢棄物長期貯存行為之研究。後者包括導熱、貯存容器腐蝕、核種傳輸行為等。

在貯存容器與設施的規劃方面，CEA 設計的貯存容器可以容納 7 束 UOX 或 4 束 MOX 燃料組件(參見圖 2.7-1)；長度分別為 5.2 公尺與 4.5 公尺；重量分別為 16 公噸與 10 公噸；厚度皆為 4.5 公分。容器材質為鑄鐵，內部隔板

為預焊的不銹鋼板。使用鑄體的原因主要是容易使材質均勻，且造價較低廉。CEA 對於容器貯存特性與作業方式已進行到實體模型試驗階段，在法國 Marcoule Center 建有貯存試驗活動廊道(Storage Test Activity Gallery)(參見圖 2.7-2)(Marvy, 2003; CEA, 2006)。

貯存設施有地表與地下兩種概念。地表貯存設施在貯存廠房內建造長 110 公尺寬 50 公尺的混凝土窖(concrete bunkers)，在個別的孔洞中放入貯存容器。廠房中有利用煙囪效應的自然循環通風系統，以進行用過核子燃料的冷卻。廠房中溼度藉貯存容器的散熱來維持定值，以減低腐蝕作用的影響。混凝土窖的結構設計與材質選用能利於長期穩定以及監測與維護等作業之工作需求(參見圖 2.7-3)。

地下貯存設施預定的場址位在丘陵地的山腹中，地表處理設施則位在丘陵一側的平地。地下貯存設施每個模組化部份由六個坑道組成，各坑道並於地板面鑽設 120 個貯存井，每個井中可放兩個貯存容器。通風系統採自然傳導方式，冷空氣由井底進入，暖空氣由上方煙囪排出。設施位於地下深處可加強貯存設施對環境的隔離效果(參見圖 2.7-4)。

在用過核子燃料長期貯存行為研究方面，不論是可能長達 300 年的長期貯存或安全性要求達 10,000 年以上的深層地質處置，用過核子燃料長期演變行為(即在特定環境下核種隨時間釋出的變化情形)的預測均為安全評估的重要依據。因此 CEA 與法國電力公司(Electricité de France)聯合成立 PRECCI 計畫，對用過核子燃料在長期貯存或處置下的源項特性與核種釋出機制進行研究(Poinsot, et al., 2003)，研究的主要發現說明如後。

影響核種釋出速率的兩種主要作用包括阿發自我照射(alpha self-irradiation)所加速的擴散效應，以及核種在燃料顆粒邊界附著(grain

boundaries cohesion)的作用。藉由數值模擬的結果顯示，核種的瞬間釋出分率 (instant release fraction)遠高於傳統的假設值。

核種遷移與燃料本身型式與燃耗度等特性有關，其次核種從用過核子燃料釋出有兩種情況：

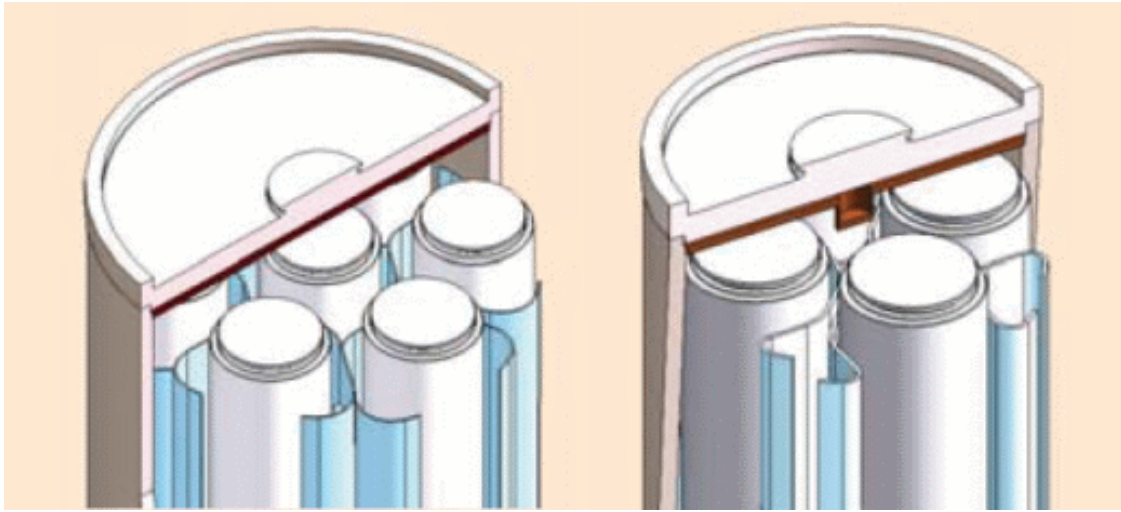
- (1)急速而短期間的釋出：通常發生在外部包裝損毀的情況，包括護套破損造成空氣(乾式貯存)或水(水池貯存)的侵入；以及處置容器腐蝕破損，造成地下水的侵入。
- (2)緩慢而長期的釋出：通常伴隨用過核子燃料的基質蝕變(matrix alteration)，包括長期貯存的氧化作用以及地質處置時的溶解作用。

兩種情況中以前者較易造成高劑量，核種傳輸分析上稱之為瞬間釋出分率(Instant Release Fraction, IRF)，意指任一核種瞬間釋出於燃料棒外之活度與其照射後初始活度之比值。IRF 值需考慮短半化期核種的衰變行為，以及受外部介質空氣或水的影響。

法國研究計畫成果顯示即使不與空氣或水接觸，長期貯存條件下的用過核子燃料仍然會有顯著的變化。而當空氣或水與燃料棒接觸後，核種分布與燃料的微構造均會有顯著的改變。

在封閉系統下用過核子燃料不會有顯著的氧化，也不會因照射破壞或化學作用造成膨脹。而照射期間產生的金屬質沉澱物或分裂氣泡均聚積在顆粒邊界，因此核種的源項(source term)強烈的受到顆粒邊界滯留能力(retention capacity)與長期變化的影響。

研究顯示用過核子燃料亦會產生氦氣，因而使內部壓力增加，造成護套的破壞並加速核種的擴散。此外阿發自我照射(alpha self irradiation)對於核種遷移亦有加速擴散的效應。



UOX 燃料

MOX 燃料

圖 2.7-1 法國用過核子燃料長期貯存容器概念 (CEA, 2006)

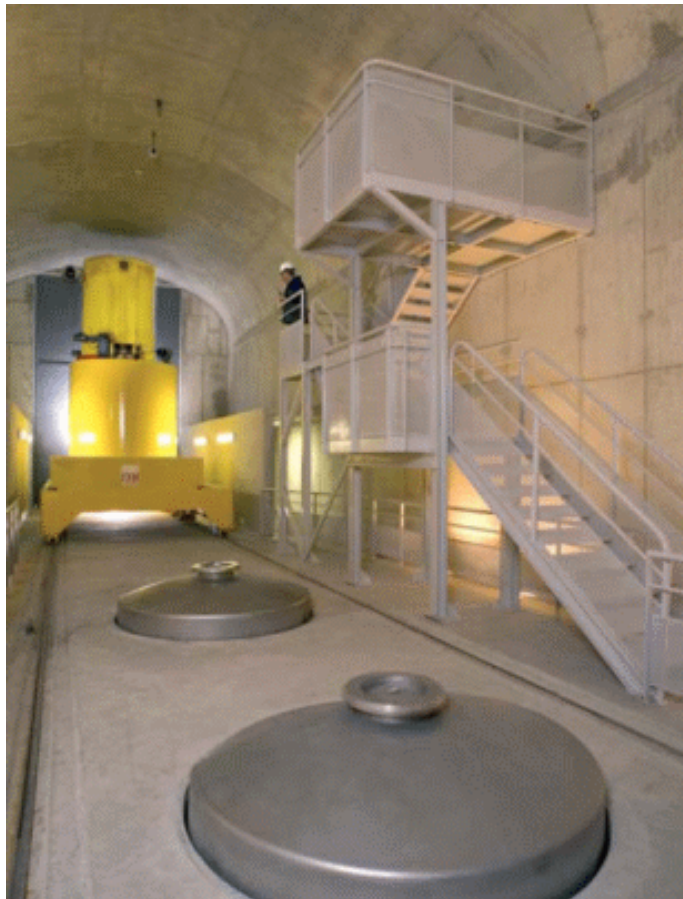


圖 2.7-2 法國用過核子燃料長期貯存容器試驗設施 (CEA, 2006)

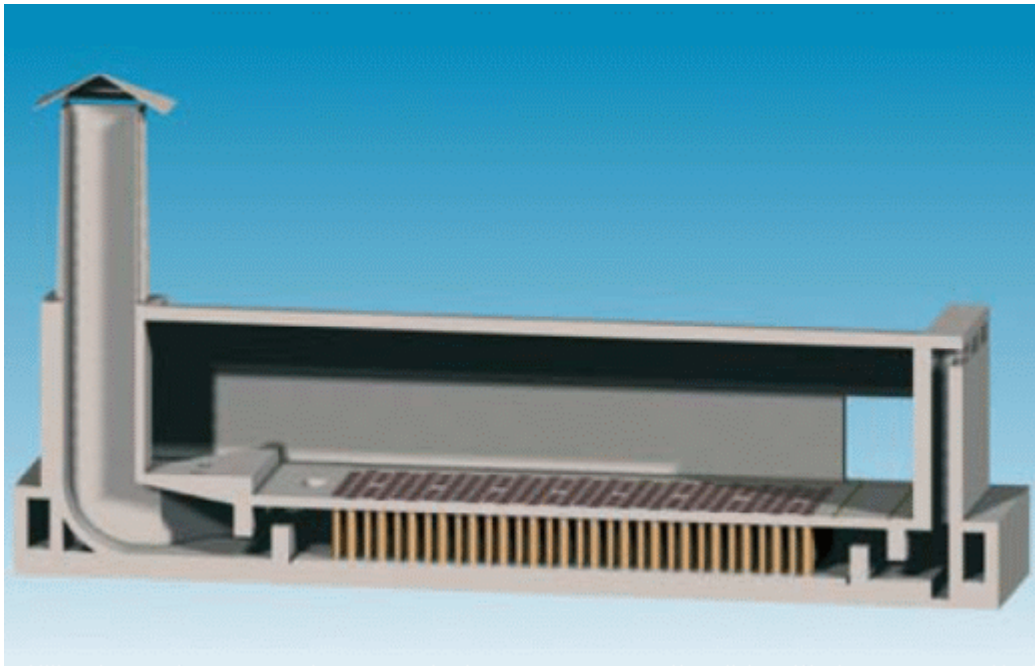


圖 2.7-3 法國用過核子燃料地表長期貯存設施概念 (CEA, 2006)

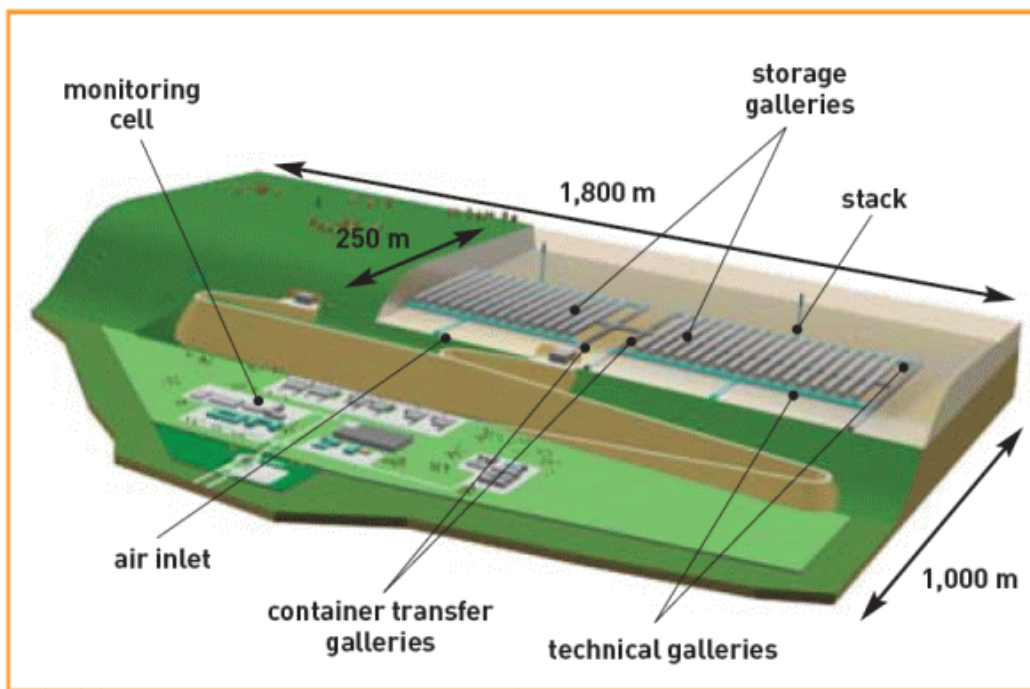


圖 2.7-4 法國用過核子燃料地下長期貯存設施概念 (CEA, 2006)

2.8 荷蘭

荷蘭目前僅有一座核能電廠 Borssele PWR (Siemens/KWU 設計, 480 MWe)運轉中, 另一座電廠 Dodewaard BWR (GE 設計, 60 MWe)於 1997 年關閉。因此為數不多的放射性廢棄物均集中由位在 Borssele 的專責機構 COVRA (Central Organization for Radioactive Waste)管理。在 COVRA 成立之前, 早期的放射性廢棄物貯存在 Petten 地區, 未來十年內這些放射性廢棄物將重新檢整與包裝, 逐步清運到新的貯存設施。

Borssele 電廠的用過核子燃料採行再處理措施, 退出反應爐的用過核子燃料先在廠內水池暫貯一到三年, 然後送到法國 la Hague 進行再處理。Dodewaard 電廠的用過核子燃料則送到英國 Sellafield 進行再處理。

荷蘭的放射性廢棄物管理政策以 1984 年政府向國會提出的政策報告為基準。該報告內容包括兩個部分, 其一為放射性廢棄物的管理; 其次為處置技術的研發。前項政策導致 COVRA 放射性廢棄物管理專責機構之設立; 而配合後一項政策, 從 1993 年開始推動處置計畫, 並成立 CORA 委員會 (Commission for Radioactive Waste Disposal)持續推動相關研究。

荷蘭地下水的水位極高, 不利於放射性廢棄物的掩埋, 即使對低放射性廢棄物而言, 採取深層地質處置, 似乎也是最佳的選擇。然而荷蘭放射性廢棄物數量少, 低放射性廢棄物目前僅數千立方公尺, 對造價高昂的深層地質處置場而言, 實不符經濟效益。因此政策上希望先行建造地表貯存設施將各類放射性廢棄物進行至少為期 100 年的長期貯存, 等待累積足夠數量後, 再進行最終處置。此一措施預期有六項優點(VROM, 2005):

- (1)民意對於長期貯存的接受度頗高。民眾寧可信賴現今社會對放射性廢棄物的管制能力, 而不相信對處置場的長期風險計算結果, 即使其風險是可忽略的。

- (2)在 100 年的時間內處置基金可以逐步累積，減輕當前的財務負擔。
- (3)未來 100 年可望在國際或區域合作上共同尋求解決放射性廢棄物的方案。多數國家放射性廢棄物不多，共同合作可以節省費用，提高處置場安全性。
- (4)在 100 年的時間內部分具衰變熱能的放射性廢棄物會逐漸冷卻。
- (5)在 100 年的時間內大量的低放射性廢棄物會衰變到無害的程度。
- (6)在 100 年前人甚至不知道放射性的存在，預期在今後 100 年內可望有新的技術或新的管理方案可供使用。

由以上的評估結果，荷蘭政府 1984 年政策報告作出建立地表設施貯存各類放射性廢棄物至少 100 年，並於貯存期間在財務、技術、與社會方面進行準備，以便在貯存結束後能順利進行處置。當然，在 100 年後的社會有權決定是否繼續貯存或開始處置。

COVRA 負責荷蘭所有放射性廢棄的管理，主要機構設施位在荷蘭西南的 Vlissingen-Oost 工業區，佔地約 25 英畝。低-中放射性廢棄物處理與貯存設施於 1990-1992 年間建造完成；極低微放射性廢棄物(very low level radioactive waste, VLLW)處理與貯存設施於 2000 年建造完成；高放射性廢棄物處理與貯存設施(High-level Waste Treatment and Storage Building, HABOG)從 1999 年開始建造，至 2003 年 9 月啟用；耗乏鈾(depleted uranium)貯存設施從 2003 年開始建造，至 2004 年開始運轉。圖 2.8-1 為 COVRA 設施配置圖。

COVRA 所有的貯存設施均採模組化設計，如低-中放射性廢棄物貯存廠為 H 外形，中間為接收區，四個角落為貯存模組(storage modules)。每一模組約可貯存 10 年的放射性廢棄物產生量。總數 16 個貯存模組若全部建造完成，則可容納約 160 年內的放射性廢棄物產生量。高放射性廢棄物處理與貯存設施目前的廠房可容納 2008 年前的放射性廢棄物產生量，未來容量可以擴建倍

增。整個 COVRA 的用地與設施設計、建造規劃，均考慮至少 100 年長期貯存的可能放射性廢棄物產生量。

HABOG 考量長期貯存的需求，在設計方面利用了許多被動性安全設計 (passive safety design)，以減少維護的頻率。此外亦對廢棄物包件的劣化採取事前防患措施。貯存窖(storage vault)之設計評估，包含發生機率百萬年一次的意外事件，且要求意外事件造成之輻射影響不得對環境造成危害。

HABOG 廠房分為兩大部分將各類廢棄物分區貯存，一部分以貯存窖型式遙控操作堆疊貯放不會散熱之高放射性廢棄物；另一部分以貯存井型式貯存會散熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物(圖 2.8-2)。不會散熱之高放射性廢棄物以桶或適當容器承裝堆疊於貯存窖，會散熱的用過核子燃料(HABOG 貯存的用過核子燃料主要來自荷蘭的研究用反應器)或玻璃固化高放射性廢棄物以不銹鋼罐承裝，灌入鈍氣後焊封，再置入貯存井中。貯存井中的不銹鋼貯存罐可堆疊五層；貯存井填充鈍氣以防止貯存罐腐蝕；貯存井並具備雙層護套防止自然循環的冷空氣與貯存罐直接接觸；各貯存設施均具備良好的輻射屏蔽性能。貯存作業方式均經英國 BNFL 公司在 Sellafield 貯存廠及法國 Cogéma 公司在 La Hague 貯存廠驗證。

HABOG 的管理與作業安全原則包括隔離、管制、與監測三大原則。其基本設計準則係參考美國 ANSI/ANS 57.9-1992 相關規定。並且滿足以下的設計需求：

(1) 隔離

- (a) 用過核子燃料或高放射性廢棄物須以至少兩層的障壁加以圍阻。
- (b) 適當的輻射屏蔽應加以維護。

(2) 管制

- (a) 用過核子燃料應以中子吸收劑(neutron absorbers)或適當的排列方式，使其維持在次臨界(sub-criticality)狀態。
- (b) 會散熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物應確保適當的冷卻。
- (c) 貯存井中的用過核子燃料或高放射性廢棄物應使其具有重新包裝、重新移至另一貯存位置、或取出貯存設施的可能性。

(3) 監測

- (a) 貯存井應能被監測其污染、溫度與輻射屏蔽情形。

針對以上的需求，HABOG 採取以下的具體安全措施：

(1) 隔離

- (a) 用過核子燃料或高放射性廢棄物圍阻措施，包括高放射性廢棄物玻璃固化基質、不銹鋼貯存罐、貯存井、貯存廠混凝土牆等。
- (b) 貯存廠的主要屏蔽為 1.7 公尺厚度之混凝土牆壁。
- (c) 貯存廠考慮如洪水、火災、爆炸、地震、颶風、氣爆、飛機墜落、放射性廢棄物包件墜落等 15 種設計基準意外事件(design base accidents)，以確保其後果不致對附近居民或環境造成危害。結構健全的廠房能確保廠內或廠外的異常事件，均不致產顯著的輻射影響。

(2) 管制

- (a) 確保正常及異常的操作情況下反應度(reactivity factor, k_{eff})均永遠小於 0.95，以確保維持在次臨界。
- (b) 使用被動式空氣傳導系統，使會散熱的用過核子燃料或高放射性廢棄物進行長期冷卻。經分析其溫度均低於設計規範。
- (c) 各類放射性廢棄物隨時都有一備用貯存空間。

(3) 監測

(a)設施通風包含兩個分離的系統。貯存井使用自然空氣對流系統，空氣永遠不會與污染或放射性廢棄物接觸，故無須監測。貯存窖區域採機械式通風，空氣由低污染區流向高污染區，經過濾器監測後由煙囪排出。

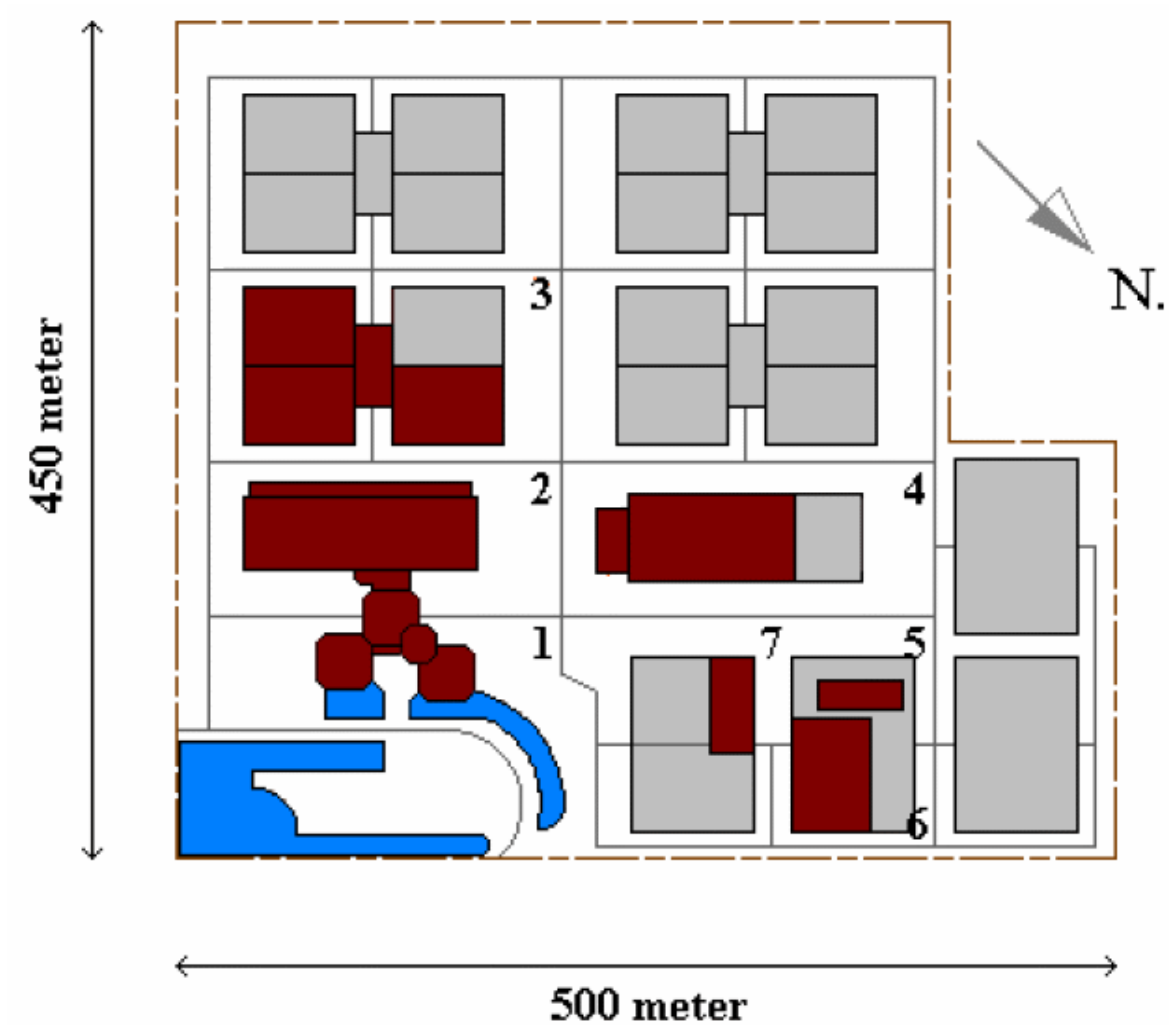
荷蘭採行長期貯存政策，雖然將放射性廢棄物處置需求延後至少 100 年，但相關的配套措施仍持續進行研發。可回收式處置(retrievable disposal)即為其中一種概念。可回收式處置包含數個可能方案(示意圖如圖 2.8-3) (Leo van de Vate, 2001; CORA, 2001)：

方案 A：長期地表貯存 300 年。放射性廢棄物持續在地表設施進行長達 300 年以上的長期貯存，期間持續進行管理與監測作業。貯存容器定期重新檢查或再包裝。貯存廠必要時須翻修或重建。

方案 B：地表貯存 100 年-地下貯存 100 年-回收或處置。放射性廢棄物地表設施貯存 100 年後移至地下貯存設施，200 年後直接原地處置或回收回地表設施貯存。

方案 C：地表貯存 200 年-地下貯存 200 年-回收或處置。放射性廢棄物地表設施貯存 200 年後移至地下貯存設施，400 年後直接原地處置或回收回地表設施貯存。

依目前的研發進度建議未來可能的處置母岩(host rock)為荷蘭境內的鹽岩地層。在地下 800 公尺設置處置場。單一處置隧道長度 200 公尺，隧道間距 40 公尺，在處置隧道側壁水平置放處置容器(圖 2.8-4)。



- 1 - office building and exhibition centre;
- 2 - building for the treatment of low and medium level waste;
- 3 - storage building for conditioned low and medium level waste;
- 4 - storage building for high level waste;
- 5 - storage building for contaminated scrap;
- 6 - storage building for low level waste from the ore processing industry;
- 7 - storage building for depleted uranium.

圖 2.8-1 荷蘭 COVRA 放射性廢棄物管理設施配置 (VROM, 2005)

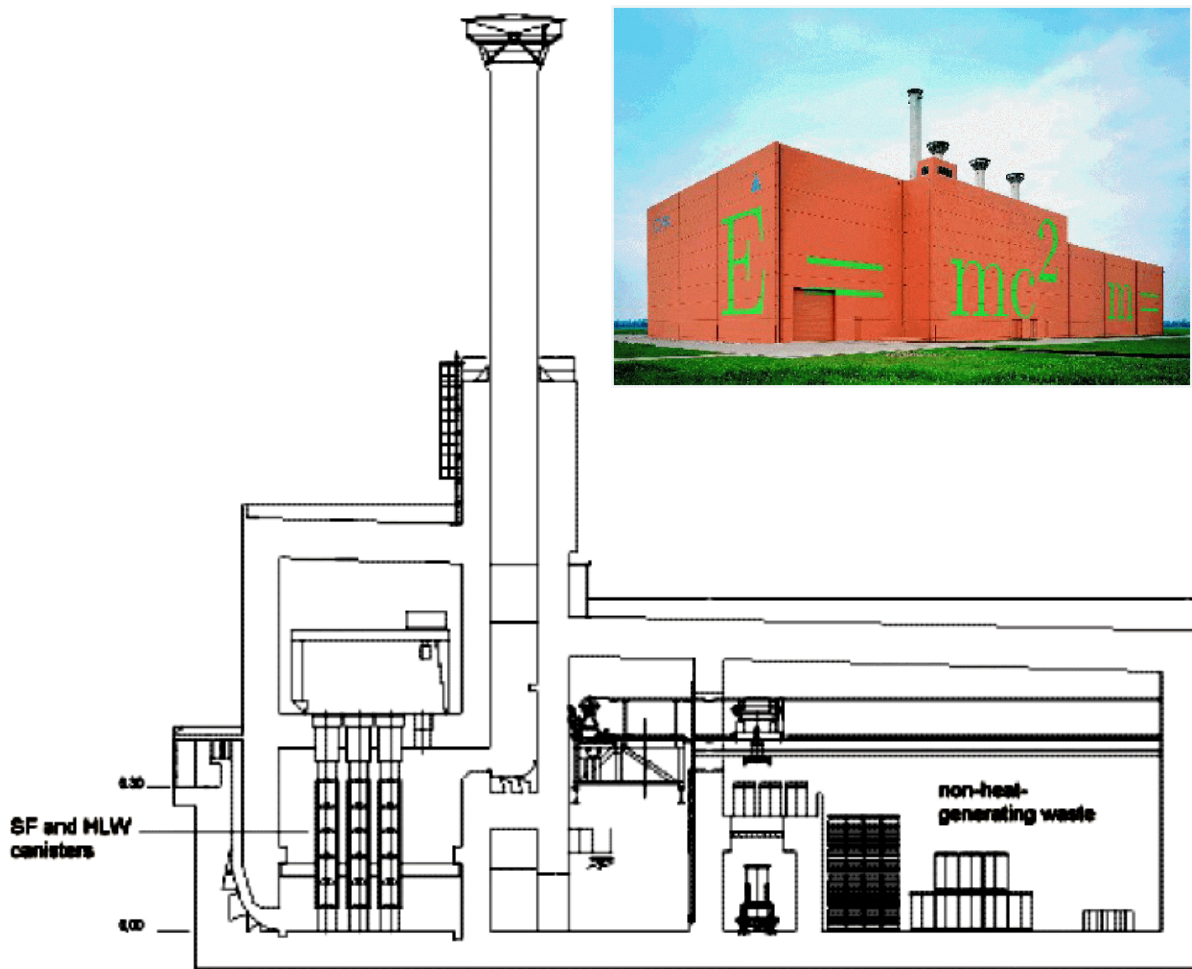


圖 2.8-2 荷蘭 HABOG 長期貯存廠外觀與側視圖 (VROM, 2005)

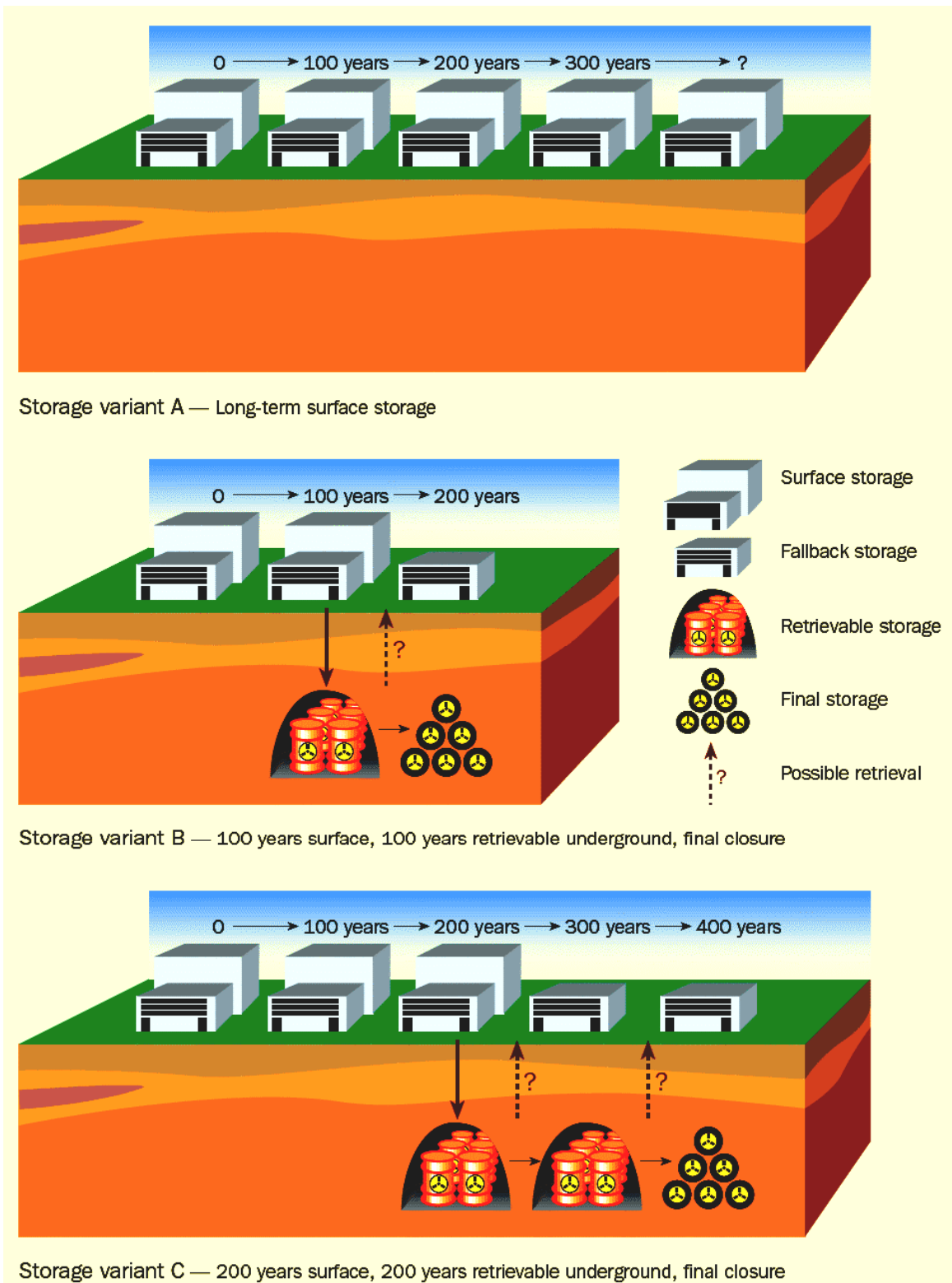


圖 2.8-3 荷蘭長期貯存與處置可能方案 (CORA, 2001)

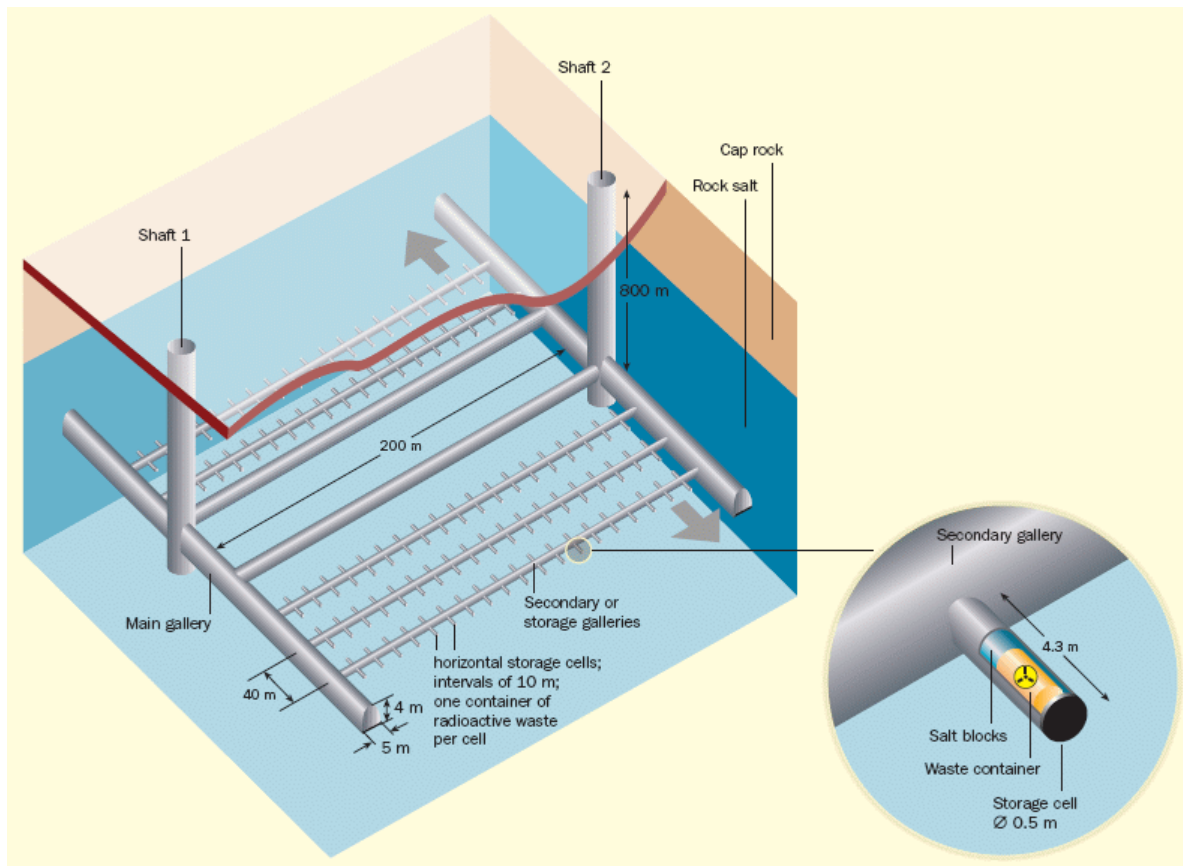


圖 2.8-4 荷蘭岩鹽場址處置設施概念 (CORA, 2001)

3. 美國核能管制委員會乾式貯存換照申請審查技術重點

美國目前運轉中之核能發電機組計 104 座，發電量約佔全國電力 19.7%。根據美國核能管制委員會(NRC, 後簡稱核管會)統計資料，截至 2009 年 6 月，全美國共有 50 個取得執照/運轉中的獨立用過核子燃料乾式貯存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) 分布於 33 州。

美國 Surry 乾式貯存場已在 2002 年四月向核管會提出用過核子燃料中期乾式貯存設施 40 年執照換發申請案，其原因是因為 Surry 電廠運轉執照更新後將可運轉至 2033 年，但因缺乏適當的乾式貯存設施，而其用過燃料池亦無法容納所有退出之燃料，電廠將無法持續運轉。原先 20 年期貯存執照在 2006 年 6 月到期，根據乾式貯存管制法規 10 CFR72 內規定，用過核子燃料中期乾式貯存執照單次期限發放不得超過 20 年。若美國核管會僅核發 20 年更新執照，則在 2026 年新執照到期之前，Surry 電廠勢必得再次提出換照申請，Surry 電廠及美國核管會必須再重新審查一次。

同時美國將貯存在愛達荷國家實驗室(Idaho National Environmental and Engineering Laboratory, 簡稱 INEEL) 近 15 年的 Castor V/21 護箱重新開封，除了由 INEEL 對用過燃料束和護箱組件進行檢驗外，另外從編號 T11 的燃料束取出 12 束燃料棒，送交阿岡國家實驗室(Argonne National Laboratory, 簡稱 ANL)，由 ANL 進行燃料棒的輪廓外徑(潛變)、分裂氣體和機械性質等檢驗。檢驗結果發現：

- ◆ 護箱本體沒有功能上的劣化
- ◆ 移出燃料束時，燃料束並沒有黏在護箱底座上，無顯著彎曲，沒有任何可見的劣化跡象(顏色、氧化、損傷)

- ◆ 燃料棒維持完整
- ◆ 沒有可偵測到的額外分裂氣體釋出
- ◆ 沒有顯著的氫化物重排
- ◆ 貯存期間幾乎或完全沒有潛變
- ◆ 貯存期間沒有明顯的退火現象
- ◆ 僅些微氫原子在軸向遷移

故在護箱重開封計畫報告 EPRi Report 1002882 ” Dry Cask Storage Characterization Project” 的支持下，美國核管會經過近 8 個月的審查程序及政策與現況考量下，於 2004 年 9 月 28 日重新核發 40 年期的中期乾式貯存執照給 Surry 電廠。

然而其乾式貯存管制法規 10 CFR72 內規定獨立用過核子燃料貯存執照單次不得超過 20 年，有鑑於此，美國核管處於 2009 年 9 月針對獨立用過核子燃料貯存設施執照換照申請提出修訂版之標準審查作業計畫(NUREG-1927 Standard Review Plan for Renewal of Independent Spent Fuel Storage Installation Licenses and Dry Cask Storage System Certificates of Compliance)，其中說明可審查 40 年以內之乾式貯存設備換照申請。

修訂版標準審查作業內詳細說明了獨立用過核子燃料貯存安裝執照換照申請的審查步驟及範圍，圖 3.1 為審查流程圖。以下就重點審查內容摘要說明

3.1 範圍評估 (Scoping Evaluation)

審查者在審查範圍評估章節時，需注意其內容應包含以下幾個項目：

- ◆ 針對包含於執照更新範疇之結構、系統及組件(Structure、System and Component，後簡稱 SSCs)之評估流程及方法論描述

- ◆ 範疇內之 SSCs 及附屬次組件之預期功能與安全等級或基礎
- ◆ 使用資訊來源
- ◆ 任何澄清評估流程或 SSC 制定或使用資訊來源的討論

當審查者在確認執照更新範圍內之 SSCs 時，應注意 SSCs 為以下安全分類，並確保所有的 SSCs 之分類或評估正確：

- ◆ 本身分類即為安全設備－維持貯存用過燃料滿足法規需求 / 防止用過核子燃料吊運及貯存中損壞 / 提供用過核子燃料在接收、處理、包裝、貯存及再取出時對於公眾安全之合理保障。

重要安全功能包含臨界安全、輻射屏蔽、密封、熱傳、結構完整性及再取出性。

- ◆ 本身分類並非安全設備，但根據設計基礎，此項 SSC 功能失效將導致其他 SSC 攸關於安全之功能失效。
- ◆ 被認定為範疇內之附屬次組件。

3.2 老化管理審查 (Aging Management Review, AMR)

因為大多數的獨立用過核子燃料貯存設施皆由被動式 SSCs 組成，被動式 SSCs 在劣化效應方面並不如主動式 SSCs 明顯，因此老化管理審查(AMR)應廣泛地評估及管理執照更新年限間 SSCs 的老化影響。其內容應包含辨認範疇內的 SSC 及附屬次組件之材料與使用環境、辨認潛在老化效應管理要求、決定老化效應管理方案類型及時限老化分析(TLAA)審查。圖 3.2 為老化管理審查(AMR)的流程圖，可提供審查者初步概念。

審查者首先應注意審查流程是否已完整描述 SSC 所使用的材料及其運轉環境資料，包含溫度、風力、相對溼度、雨曝時間、輻射地區及氣體環境（如外部大氣或是內部惰性氣體）。

接著評估 SSCs 材料於運轉環境下可能潛在之老化效應，申請者應提供所有辨認潛在或實際發生之老化效應使用的分析文件，且參考產業及設施運轉經驗，將學術上或實際發生於範疇內 SSCs 的老化效應皆包含於此申請案中。確認老化效應可透過評估設施維護紀錄、申請執照更新時 SSC 的檢驗狀態、其他使用相似 SSC 材料及運轉環境之 ISFSI 設施之維護與檢驗記錄、產業研發資料或其他確認某一個老化效應在執照更新期間須受到管理。審查者亦需評估矯正方案中之肇因分析、修護或更新歷史及維護計畫，來確認需要反覆性或週期性的老化管理方案。

當確認此 SSCs 材料有老化疑慮時，下一步便是要決定針對不同老化效應採取之老化管理行動，其分成兩種方式：時限老化分析或是老化管理方案，後續章節將對於此兩方式有更進一步的說明。

由 2001 年 9 月發表的 NUREG/CR-6745 “Dry Cask Storage Characterization Project-Phase 1; CASTOR V/21 Cask Opening and Examination” 及 2003 年 9 月發表的 NUREG/CR-6831 “Examination of Spent PWR Fuel Rods after 15 Years in Dry Storage” 兩份文件，可得知低燃耗的燃料貯存於乾式貯存罐體內 15 年後，罐體內部及燃料護套皆無明顯或有害的影響，此研究計畫結論提出當維持設計基礎之內部環境下，低燃耗用過核子燃料於延長貯存期間應不會有劣化情況發生。然而，對於高燃耗用過核子燃料，申請者必須參考最新版之 ISG-11 及研究結果來評估其老化效應。

3.3 時限老化分析 (Time-Limited Aging Analysis, TLAA)

時限老化分析是用來評估設計基礎中具有運轉時限之 SSCs。時限因子可能為疲勞壽命(週期數)或時間限制(運轉小時)，因此在特定的運轉週期末，此組件通常會被更換或更新。

審查者應確保每一個具有運轉時限的 SSC 皆透過下列五項評估標準適當地確認其時間老化分析。

- (1) 此時限老化分析應包含現有執照期間定義的時限假設。
- (2) 此時限老化分析應已包含或合併於設計基礎的參考文獻，如安全分析報告(SAR)、安全評估報告(SER)、技術規範、火災防護計畫及災害分析、審查單位往來文件、品保計畫和參考文獻內的專題報告。
- (3) 此時限老化分析必須描述執照更新範疇內與有預先決定壽命期限之 SSCs。
- (4) 此時限老化分析必須包含具有時限壽命的 SSC 材料於延長運轉周期之考量。
- (5) 此時限老化分析應提供在執照更新期間，SSC 可完成其預期功能的結論。

3.4 老化管理方案(Aging Management Programs, AMP)

每一個老化管理方案會因其應用的 SSC 而有不同的考量及組成，然而審查者應根據下述元件來決定申請者提出的老化管理方案是否適當與適用：老化管理方案範疇、監測或檢驗參數、老化效應偵測、監測與趨勢分析、

接受準則、矯正方案評估及運轉經驗。

老化管理方案通常有 4 種類型：預防、緩和、狀態監測與功能監測，預防方案是防止老化效應發生；緩和方案是企圖減緩老化效應；狀態監測方案是尋找老化效應的發生與範圍；功能監測則是確保 SSCs 可完成預期功能。

當申請者提出矯正方案時，審查者應確認安全功能的 SSCs 的肇因分析結果及採取這些行動可以避免問題重複發生。

3.5 再取出性(Retrievability)

根據 10 CFR72.122(I)及 10CFR72.236(m)規定，貯存系統設計必須允許用過核子燃料在執照有效期限內可再取出進行後續再處理或最終處置。審查者應確保申請者已描述在執照更新期間可能之潛在再取出問題並提供持續運轉之說明。

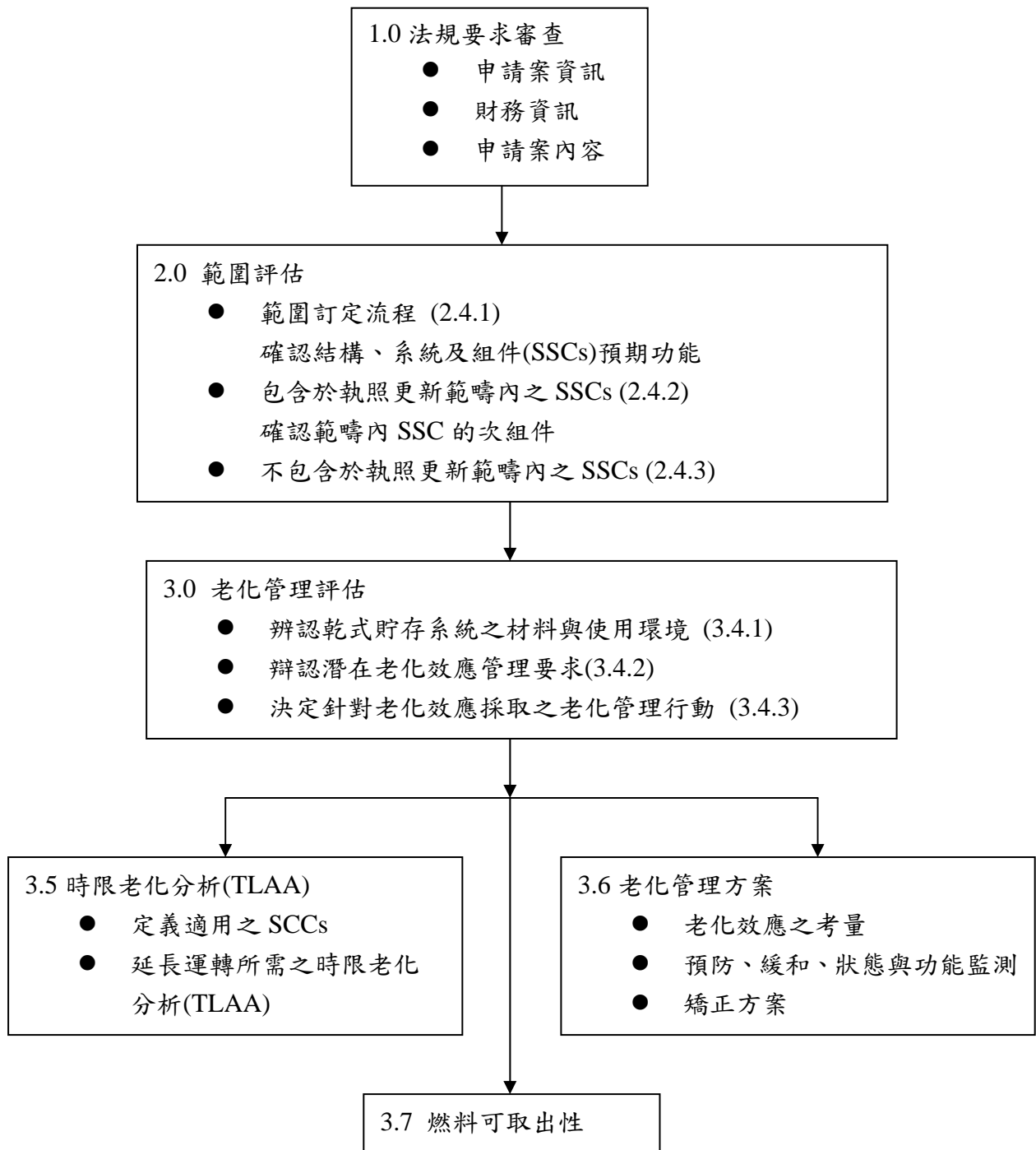


圖 3.1 執照更新審查流程圖

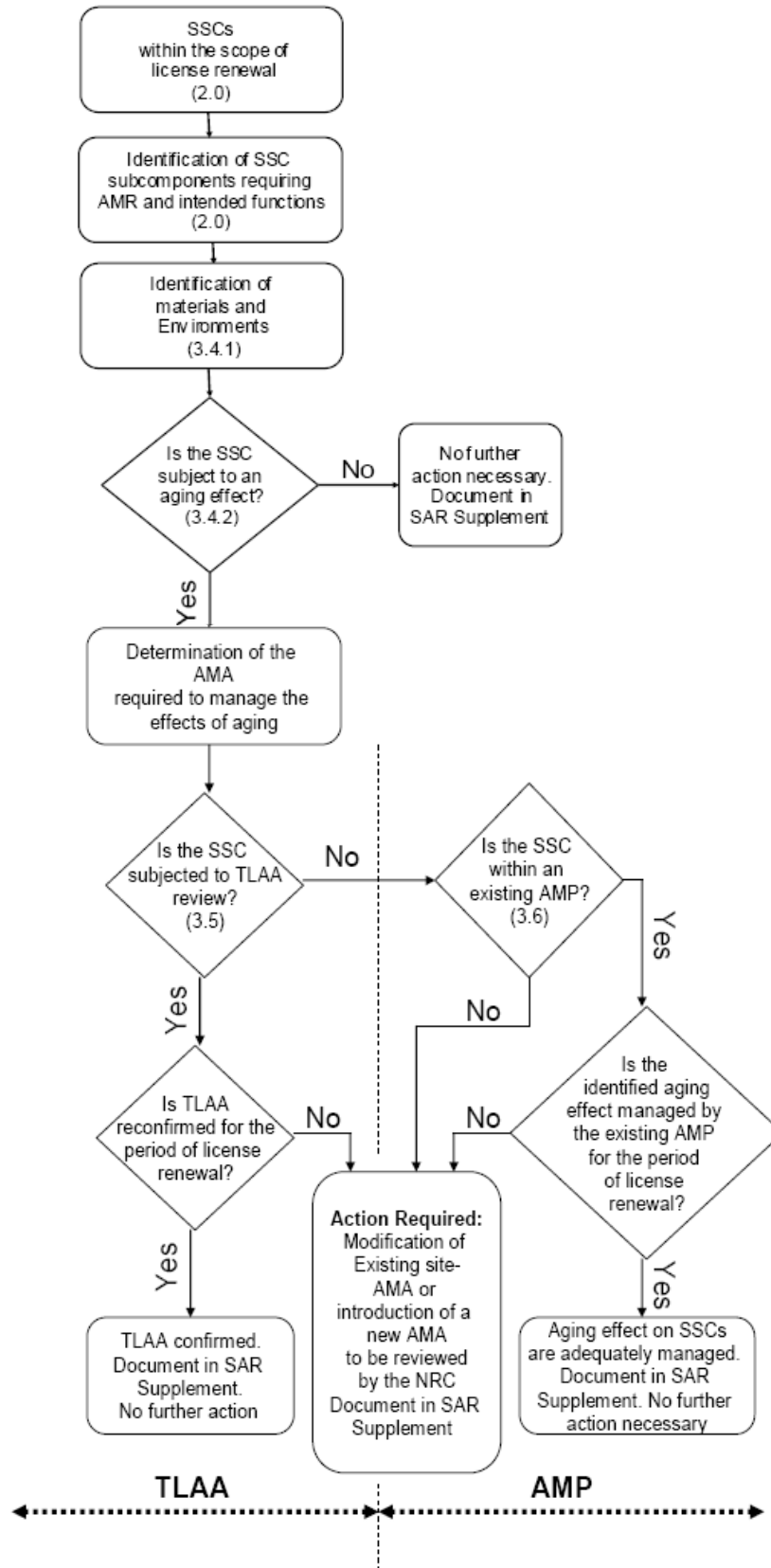


圖 3.2 老化管理審查流程圖

4. 國內沸水式電廠用過核子燃料營運現況

本章主要說明國內核一廠及核二廠沸水式電廠用過核子燃料現況與特性及乾式貯存設備安全設計。

4.1 核一廠及核二廠用過核子燃料現況與特性

核一廠共有兩部機組，皆採用 GE BWR-4 型反應器，Mark I 型圍阻體，一號機於民國 67 年開始商轉，二號機於民國 68 年開始商轉；核二廠亦有兩部機組，採用 GE BWR-6 型反應器，Mark III 型圍阻體，其中一號機於民國 70 年開始商轉，二號機則於民國 72 年開始商轉。目前兩電廠退出反應器之用過核子燃料，均貯存於各電廠之用過核子燃料池中。核一廠與核二廠燃料池均曾經分別進行兩次燃料池框架重整(re-racking)，預估將分別於 2013 與 2016 年達到貯存限額。

核一廠曾經使用過之核子燃料型態計有 GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B、GE12、SPC8x8-2 與 ATRIUM-10 共六種核子燃料燃料型式，分別由 GNF 公司(原 GE 公司)及 AREVA 公司(原 SPC 公司)所提供。其中前五類型態燃料已全數退出爐心，並存放於燃料池中，截至 99 年 11 月，ATRIUM-10 燃料，已退出 522 束至燃料池中。經盤查限期內已退出並分別貯存在一、二號機燃料池的用過核子燃料，型式與數量如表 4.1.1，各型式燃料束設計基準如表 4.1.2 所示。

核二廠計有 GE8x8-2、SPC8x8-2、SPC9x9-2、ATRIUM-9B 與 ATRIUM-10 共五種核子燃料型式，同樣是由 GNF 公司及 AREVA 公司所提供，其中前四類型態燃料已全數退出爐心，並存放於燃料池中，截至 99 年 11 月，ATRIUM-10 燃料，已退出 976 束至燃料池中。經盤查限期內已退出並分別貯

存在一、二號機燃料池的用過核子燃料，型式與數量如表 4.1.3，各型式燃料束設計基準如表 4.1.4 所示。

另一項用過核子燃料評估重點為燃耗，因為燃耗越高會產生越多的放射性核種、分裂氣體、護套氧化膜、護套含氫量及燃料丸結晶(grain)重排。依據台電公司資料，核一廠用過核子燃料於第 10 週期前之平均退出燃料束燃耗(bundle average burnup)皆小於 30GWd/MTU，第 11~18 週期逐漸提高至 35GWd/MTU，第 19~21 週期平均退出燃耗約為介於 37~40 GWd/MTU，第 22 週期之後的燃料束平均退出燃耗則超過 40 GWd/MTU，一號機最新退出燃料束平均燃耗為 45 GWd/MTU，二號機則為 46 GWd/MTU。

核二廠用過核子燃料於第 5 週期前的平均退出燃料束燃耗皆小於 30GWd/MTU，第 6~14 週期逐漸提高至 36GWd/MTU，兩部機組於第 15 週期後之燃料束平均退出燃耗皆靠近或超過 40GWd/MTU，一號機最新退出燃料束平均燃耗為 48GWd/MTU，二號機則為 47GWd/MTU。

參照美國乾式中期貯存規範 ISG 及 NAC-UMC 系統設計規範，乾式貯存系統燃耗設計最大值為 45GWd/MTU，對於用過核子燃料燃耗超過 45GWd/MTU 的燃料束，ISG 建議安全分析方面必須個案考量。

以核一廠及核二廠兩座核能電廠均運轉 40 年所產生的用過核子燃料作為評估基準。依據台電公司資料顯示(台電公司，2006)，其預估數量合計約為 BWR 19,076 束組件(assemblies)，合計約相當於 3,290 噸鈾燃料重量(tU)，詳如表 4.1.5 所示。

表 4.1.1 核一廠已退出之各類型燃料數(2010 年 11 月 10 日統計)

	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8-2	GE9B	GE12	ATRIUM-10	合計
一號機	408	432	800	856	4	270	2770
二號機	408	460	716	800	0	252	2636

表 4.1.2 核一廠使用燃料束設計基準規範(一)

燃料束	GE8x8-1	GE8x8-2	SPC8x8-2
燃料棒排列方式	8x8	8x8	8x8
燃料棒數目	63	62	62
有效燃料長度(cm)	381	381	381
燃料棒間距(cm)	1.626	1.626	1.628
水棒數目	1	2	2
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
外徑(cm)	1.252	1.252	1.229
內徑(cm)	1.080	1.080	1.052
燃料匣內距(cm)	13.41	13.41	13.41
燃料匣厚度(cm)	0.254	0.254	0.254
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4
燃料棒			
外徑(cm)	1.25	1.25	1.23
護套內徑(cm)	1.08	1.08	1.05
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效密度(gm/cm ³)	10.32	10.32	10.26
燃料丸直徑(cm)	1.06	1.06	1.03
最大平均初始濃縮度(wt% ²³⁵ U)	3.25	3.25	3.25

表 4.1.2 核一廠使用燃料束設計基準規範(二)

燃料束	GE9B	ATRIUM-10
燃料棒排列方式	8x8	10x10
燃料棒數目	60	91
有效燃料長度(cm)	381	379.6
燃料棒間距(cm)	1.626	1.295
水棒數目	1	1
水棒材質	Zr-2	Zr-4
外徑(cm)	3.404	3.500
內徑(cm)	3.2	3.355
燃料匣內距(cm)	13.41	13.4
燃料匣厚度(cm)	0.254	0.29
燃料匣材質	Zr-4	Zr-2
燃料棒		
外徑(cm)	1.23	1.005
護套內徑(cm)	1.06	0.884
護套材質	Zr-2	Zr-2
有效密度(gm/cm ³)	10.45	10.50
燃料丸直徑(cm)	1.04	0.867
最大平均初始濃縮度(wt% ²³⁵ U)	3.25	3.26

註：核一廠僅使用 4 束 GE12 先導燃料束(Lead Used Assembly)，在此未予以統計。

表 4.1.3 核二廠已退出之各類型燃料數(2010 年 11 月 10 日統計)

	GE8x8-2	SPC8x8-2	SPC9x9-2	ATRIUM-9B	ATRIUM-10	合計
一號機	992	988	500	784	564	3828
二號機	992	960	548	804	412	3716

表 4.1.4 核二廠使用燃料束設計基準規範(一)

燃料束	GE8x8-2	SPC8x8-2	SPC9x9-2
燃料棒排列方式	8x8	8x8	9x9
燃料棒數目	62	62	79
有效燃料長度(cm)	381	381	381
燃料棒間距(cm)	1.626	1.628	1.43
水棒數目	2	2	2
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
外徑(cm)	1.252	1.229	1.08
內徑(cm)	1.080	1.052	0.92
燃料匣內距(cm)	13.41	13.41	13.24
燃料匣厚度(cm)	0.254	0.254	0.254
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4
燃料棒			
外徑(cm)	1.25	1.23	1,077
護套內徑(cm)	1.08	1.05	0.925
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效密度(gm/cm ³)	10.32	10.26	1.36
燃料丸直徑(cm)	1.06	1.03	0.906
最大平均初始濃縮度(wt% ²³⁵ U)	3.25	3.25	3.2

表 4.1.4 核二廠使用燃料束設計基準規範(二)

燃料束	ATRIUM-9B	ATRIUM-10
燃料棒排列方式	9x9	10x10
燃料棒數目	72	91
有效燃料長度(cm)	381	379.6
燃料棒間距(cm)	1.43	1.295
水棒數目	1	1
水棒材質	Zr-4	Zr-4
外徑(cm)	3.851	3.500
內徑(cm)	3.703	3.355
燃料匣內距(cm)	13.24	13.4
燃料匣厚度(cm)	0.254	0.29
燃料匣材質	Zr-4	Zr-2
燃料棒		
外徑(cm)	1.10	1.005
護套內徑(cm)	0.95	0.884
護套材質	Zr-2	Zr-2
有效密度(gm/cm ³)	10.36	10.50
燃料丸直徑(cm)	0.931	0.867
最大平均初始濃縮度(wt% ²³⁵ U)	3.28	3.26

表 4.1.5 用過核子燃料預估數量(電廠運轉 40 年)

電廠	燃料量(束)		鈾燃料重量(kgU)	
	1號機	2號機	1號機	2號機
核一廠(BWR)	3,760	3,772	669,280	671,529
核二廠(BWR)	5,772	5,772	969,350	974,256
合計	19,076		3,290 tU	

(台電公司，2006)

4.2 國內乾式貯存設備設計

目前國內執行中的核一廠乾式中期貯存計畫係採用高功能用過核子燃料乾式貯存系統(INER High Performance System, INER-HPS)，其源自於美國 NAC 公司之通用式多用途密封鋼筒用過核子燃料貯存系統(Universal Multi-Purpose Canister System, UMS®)，並考量核一廠特有之情況與限制，進行設計改善。自 NAC 公司技術移轉之 UMS®用過核子燃料貯存系統已獲得美國核管會審查通過並核准使用，並已成功地應用在美國 Maine Yankee, Palo Verde, McGuire 及 Catawba 等核能電廠的乾式貯存設施。

INER-HPS 系統主要的組件包括密封鋼筒(Transportable Storage Canister, TSC)、混凝土護箱(Vertical Concrete Cask, VCC)、傳送護箱(Transfer Cask, TFR)及運轉操作之輔助系統等(參見圖 4.1)。密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料，並提供密封之環境，避免放射性氣體或輻射物質外釋。混凝土護箱提供長期貯存之輻射屏蔽和自然對流冷卻之環境；亦可於外界環境條件下為密封鋼筒提供保護。傳送護箱為一具有屏蔽功能之容器，主要用來傳送密封鋼筒至混凝土護箱中，並作為封焊上蓋時之臨時屏蔽。以下就 INER-HPS 系統三個主要組件做一概要說明。(核研所，2007)

(A) 密封鋼筒

密封鋼筒的整體功能是提供用過核子燃料在貯存及運送時的密封保護，以確保在正常、異常及意外事故下皆具密封性，不會有放射性物質外洩之情形。為提供貯存燃料之支撐與保護，密封鋼筒內設置有燃料提籃，提籃之設計，須在所有正常、異常及假想意外事故時，皆能提供燃料結構之支撐，並提供主要的熱傳導及確保燃料皆維持在次臨界狀況，

密封鋼筒是由外殼、底部、提籃、屏蔽上蓋及結構上蓋所組成(參見圖 4.2)。提供貯存燃料之支撐與保護，並提供貯存時之密封邊界、屏蔽及提籃之吊卸能力(lifting capability)。

密封鋼筒為不銹鋼材質圓柱體，內部最主要組件為燃料提籃，每個燃料提籃可容納 56 組 BWR 燃料束。燃料提籃組件為直立圓柱體，並利用 41 片承載圓盤支撐。承載圓盤間在六個等距方位設計有繫桿組合之孔洞，繫桿與承載圓盤間，以圓柱形間隔環來聯繫；並在頂端以螺帽鎖緊，以提供承載圓盤間一實質壓力荷載之傳遞。

承載圓盤材質為低合金碳鋼並鍍上無電鍍鎳，以抑制腐蝕和在燃料裝載期間可燃性氣體的形成。承載圓盤相互間隔為 3.8 吋，並有方孔以放置燃料管。頂端及底部焊件(weldments)之幾何形狀則類似承載圓盤，其材質為 304L 不銹鋼。方形燃料管之材質為 304L 不銹鋼，其擺置中子吸收劑(BORAL)可分為兩邊、單邊及不擺置等三類。

燃料提籃設計中，利用頂端及底部焊件方孔可套住燃料管，防止燃料管的軸向運動。燃料提籃另配置有 17 片的鋁合金導熱圓盤(heat transfer disks)，主要的分佈位置在軸向中間部位，以因應用過核子燃料衰變熱分佈特性而增加熱傳之效果。

屏蔽上蓋為一 7 吋厚之 304 不銹鋼盤，當密封鋼筒裝載燃料後，置於密封鋼筒上之屏蔽上蓋支撐環上，再移至操作區進行排水、乾燥、充氣及封焊。屏蔽上蓋有二個孔道，主要提供排水、真空乾燥及氬氣填充之用。密封鋼筒裝載完成移至工作區後，將排水管安裝貫穿屏蔽上蓋並形成一孔道，而另一孔道則用於幫助排水，以及真空乾燥和氬氣充填。

屏蔽上蓋封焊後，須執行氣壓測漏，以確保達到密封(leak tightness)之要求。

結構上蓋為一 3 吋厚的 304 不銹鋼盤，置於屏蔽上蓋上方，以提供第二道密封邊界。結構上蓋於排水、真空乾燥與氬氣充填及屏蔽上蓋封焊後，執行電焊密封。移動式之吊掛設備，則安置於結構上蓋上，用來吊掛密封鋼筒。

(B) 混凝土護箱與外加屏蔽

混凝土護箱及外加屏蔽(參見圖 4.3)主要提供密封鋼筒在長期貯存時之結構保護、屏蔽、抵抗環境災害及提供自然對流冷卻。混凝土護箱屏蔽分為內、外兩層。內層為鋼筋混凝土結構，內襯結構鋼板。內層混凝土護箱壁及其內襯鋼板提供中子及加馬輻射屏蔽。外層則為鋼筋混凝土結構，提供輻射防護與散熱功能。為加強地震時之穩定性，在外層屏蔽底部為方形之設計。外層屏蔽亦可提供額外結構支撐，以及抗地震傾倒能力，避免密封鋼筒受環境和颱風所引起的投射物撞擊之影響，並可提供易維修之功能。混凝土護箱設有空氣通道，以自然對流方式流經密封鋼筒外表，將用過核子燃料所產生的衰變熱帶出，內外層屏蔽之各進出氣口均互相對準，以利熱傳。空氣通道是由鋼鐵材料構成且採非平面直線路徑，以將輻射洩漏降至最低。

混凝土護箱上方設有屏蔽塞及頂蓋。屏蔽塞由碳鋼平板及混凝土所製成，主要提供加馬及中子輻射屏蔽。頂蓋位於屏蔽塞上方，材質為碳鋼，功能為提供加馬輻射屏蔽。屏蔽塞及蓋板之另一功用為提供密封鋼筒保護，以降低其受環境或颱風所引起的投射物撞擊之影響。

(C) 傳送護箱

傳送護箱為一具有屏蔽功能之重型吊掛設備，其主要功能為提供裝載燃料後之密封鋼筒從燃料池運送到混凝土護箱時之輻射防護。

傳送護箱的設計包含防止在運送時，意外將密封鋼筒吊出傳送護箱外之頂端保護環(top retaining ring)。傳送護箱底部有一個可移動的屏蔽門，於裝載操作期間，為防止上述屏蔽門不慎被打開，屏蔽門設有門鎖螺栓/鎖銷釘(bolts/lock)兩道鎖之安全裝置。於卸載時，利用液壓方式打開屏蔽門，將密封鋼筒由傳送護箱中降入混凝土護箱中。其操作如圖 4.4 之示意圖。

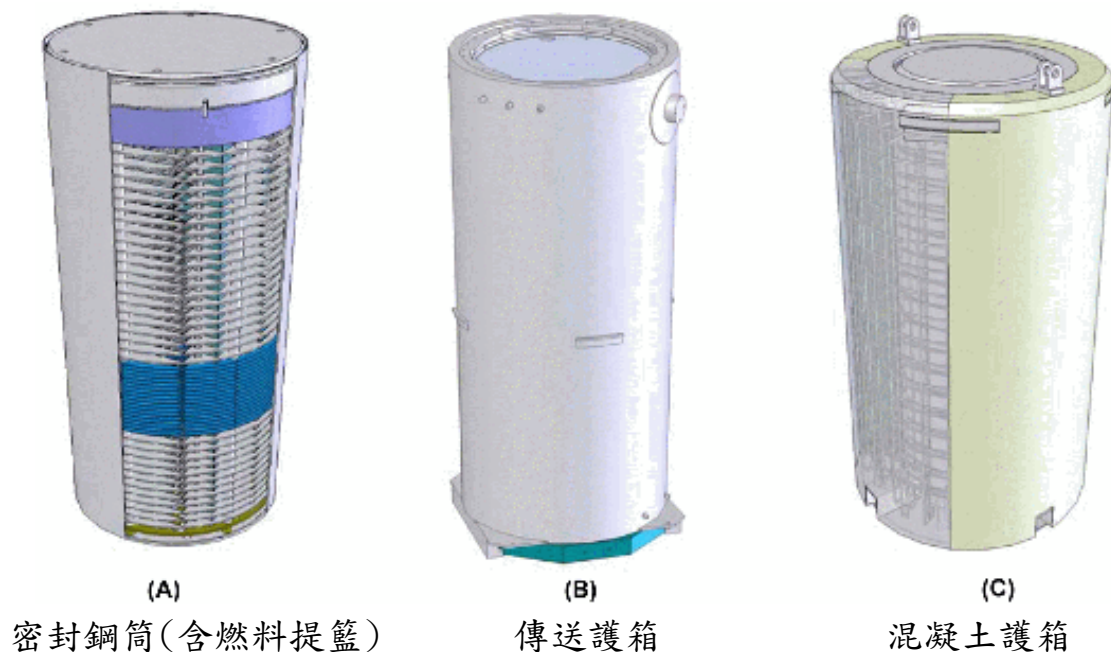


圖 4.1 INER-HPS 貯存護箱系統

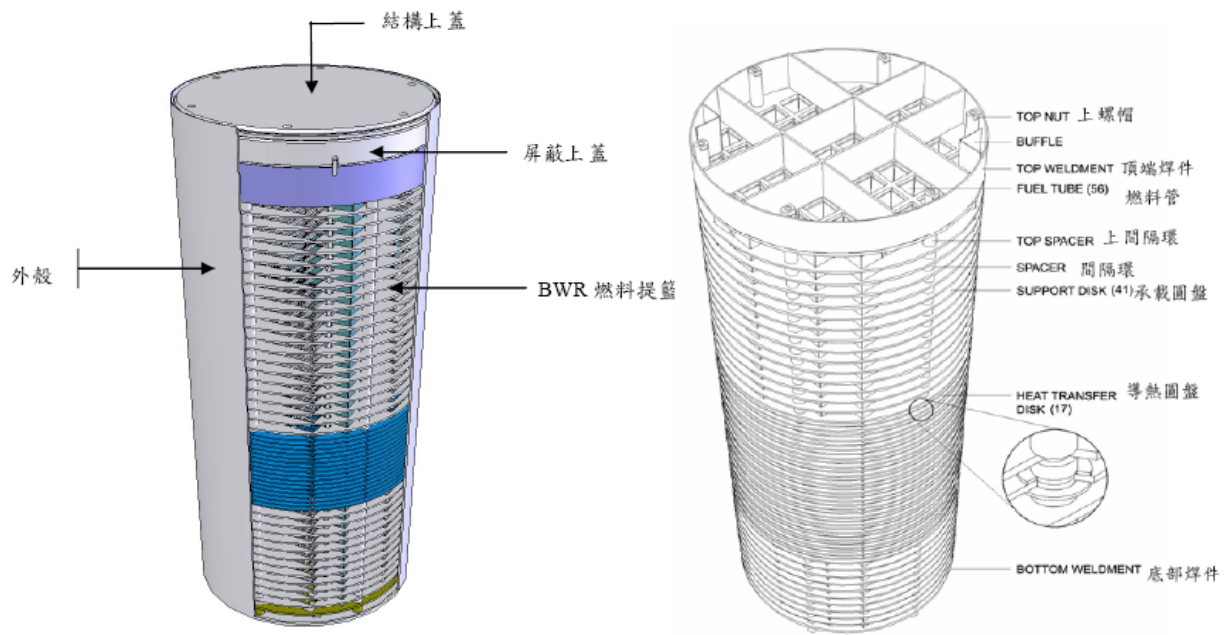
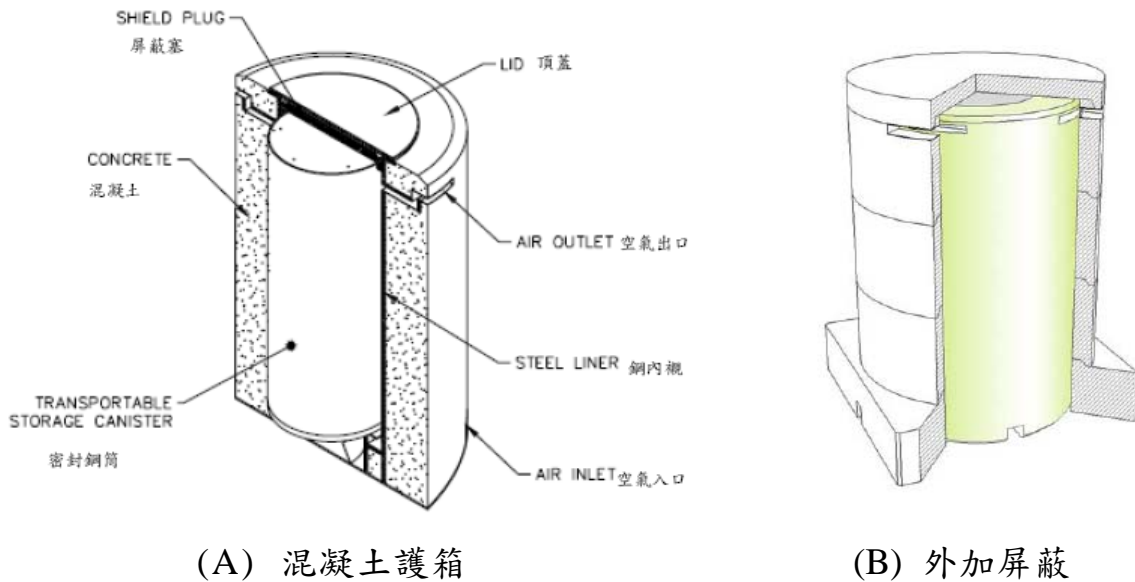


圖 4.2 密封鋼筒與 BWR 用過燃料提籃示意圖



(A) 混凝土護箱

(B) 外加屏蔽

圖 4.3 混凝土護箱與外加屏蔽

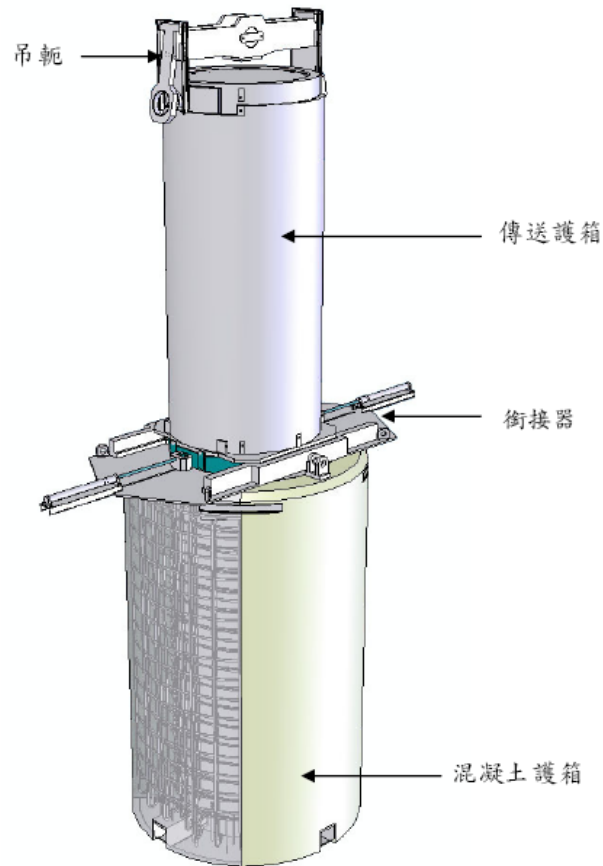


圖 4.4 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖

用過核子燃料長期貯存容器組成規格如表 4.2 所示。每組混凝土護箱內可貯放 BWR 用過核子燃料 56 束。以核一、二廠電廠運轉 40 年產生之用過核子燃料總數各約 7532 束及 11544 束計算，裝填 BWR 用過核子燃料約須混凝土護箱 135/207 組。

表 4.2 用過核子燃料長期貯存容器組成規格

組成	外徑(m)	高度(m)	厚度(cm)	重量(t)
密封鋼筒	1.70	4.84	不銹鋼1.6	34.47(裝載)
混凝土護箱	3.45	5.70	混凝土71.9 內襯碳鋼6.4	112.7(淨重)
外加屏蔽	4.20	6.03	混凝土35.0	82.0(淨重)

註：參考核一廠乾式中期貯存設施(台電公司，2007a)

若我國用過核子燃料長期乾式貯存計畫以 INER-HPS 系統貯存護箱為規劃基準，後續討論其延長貯存安全須加以補充評估之項目。INER-HPS 系統有三大主要組件：密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱，若以長期貯存模擬運轉情況，傳送護箱因為僅用於傳送密封鋼筒至混凝土護箱及封焊上蓋之臨時屏蔽，使用時間及接受衰變熱與輻射線時間不長，並且其非長期貯存用過核子燃料及提供屏蔽之組件，因此無需考慮長期貯存下安全疑慮。

混凝土護箱及外加屏蔽為 INER-HPS 系統中最主要的輻射屏蔽組件，並提供自然對流移除燃料衰變熱，其組成材料為碳鋼及鋼筋混凝土，混凝土表面塗有防水塗料(sealant)，以填補混凝土表面空洞，避免氯離子及硫酸根離子進入腐蝕鋼筋。根據核一廠用過核子燃料乾式貯存設施設置安全分析報告，混凝土護箱及外加屏蔽於 50 年設計壽命期間曝露於較自然環境惡劣之含鹽水氣環境中，其碳鋼材料及混凝土材料仍無腐蝕劣化而影響其完整性之問題，若考慮 100 年貯存期，須對碳鋼材料、混凝土材料及焊道於含鹽水氣環境及輻射環境進行模擬實驗研究。

密封鋼筒的組件材料及內部貯存之用過核子燃料為延長貯存安全中最要的一環，密封鋼筒主要組成材料有不銹鋼 304/304L、鋁合金(加工之後表面自然形成氧化鋁的保護膜)、低合金碳鋼(表面經無電鍍鎳處理)、Boral 中子吸收板/中子吸收劑。由於罐體內部貯存之用過核子燃料所散發的衰變熱及輻射線，長時間貯存下會對罐體的材料或焊道產生老化效應(aging effect)，例如長期潛變、應力腐蝕或材料性質改變，未來應針對罐體金屬材料、Boral 中子吸收材料、鍍膜層及焊道之老化效應影響及老化管理進行評估研究。

依據法規需求，中期貯存之用過核子燃料必須具備再取出性，透過用過核子燃料護套及結構材料在密封鋼筒內的行為分析，以確保用過核子燃料的再取出性能。

5. 國內長期乾式貯存可行性評估

本章節主要是參考第二章之國際用過核子燃料長期貯存相關技術資訊，分析國內百年期長期貯存可能情節，考量安全技術面、經濟效益面、公眾接受度進行可行性評估並擬定未來量化研究發展方向

5.1 國內長期貯存概念方案可行性評估

我國用過核子燃料長期貯存概念方案可參考美國審計總署(GAO)為因應雅卡山最終處置場計畫中止，於 2009 年核子廢料管理評估報告(GAO 10-48)中所提出的中程替代方案：用過核子燃料於廠內利用乾式貯存方式貯放 100 年再移往最終處置場方向規劃。

本計畫以核一、核二廠之用過核子燃料特性與總數為基礎，INER-HPS 乾式貯存系統為貯存容器，參考美國廠內乾式貯存 100 年之規劃，建置廠房設施與混凝土護箱為國內長期貯存概念方案(核研所，2009)，加以考量安全技術面、經濟效益面、公眾接受度進行可行性評估。

(A) 安全技術面

國際上對於長期貯存安全性的信心，係源自於數十年來乾式中期貯存設施的安全分析與運轉經驗。而由於考量長期貯存設施是中期貯存的延續，因此長期貯存所使用的設施與系統宜與中期貯存有共通性與銜接性，才能確保安全與經濟有效。

根據美國核管會的報告「Waste Confidence Decision Review」提到，乾式貯存系統從設計、製造、檢驗到運轉，若能全程符合法規的規範，則系統的壽命可至 100 年服務壽命(service life)。

本計畫對於用過核子燃料長期貯存設施概念亦秉持此一理念，以我國推動中之核一廠乾式貯存計畫為基準，考量長期貯存的方案特性進行設施擴充與時間延伸，技術方面二者大同小異，差別之處在於長期貯存對於材料耐久性有更嚴格的要求。核一廠乾式中期貯存計畫推動迄今其設施與系統均已經過縝密的設計分析與輻射安全評估，其安全性確認無虞。

而本計畫之長期貯存方案由於推動時間更晚於中期貯存，用過核子燃料經過更長時間的放射性與衰變熱衰減，因此安全性更高。此外，增建的廠房設施對於外部人為或天然事件影響的抵抗能力，更能增加額外保護能力，確保長期貯存的安全可行性。

(B) 經濟效益面

長期貯存費用估算變化範圍極大，影響經費估算的變因相當複雜，例如各國的核能產業規模與基礎建設、用過核子燃料數量與特性、設施設計型式、設施運轉年限、材料耐久性等，加上其他的不確定性項目如重新包裝費用、二次廢棄物處理費用、地方回饋金等。本報告參考荷蘭長期貯存案例及美國 GAO 10-48 報告方案，並佐以國內中期貯存與處置的類似案例，估算用過核子燃料長期貯存設施概念全程所需之經費。

◆ 國際經驗

荷蘭 HABOG 設施為目前國際上實際進行長期貯存的設施，其全程所需費用約 9 千萬歐元，約相當新台幣 36.17 億元。鹽岩深層地質處置場約需 2.5 億歐元(約相當新台幣 100.475 億元)。泥岩深層地質處置場約需 6 億歐元(約相當新台幣 241.14 億元)。若深層處置場坑道不回填，維持長期

可再回收的貯存功能，則每年運轉維護費用約 1.8 百萬歐元(約相當新台幣 7.234 千萬元)(Ministry of Economic Affairs Commission on Radioactive Waste Disposal, 2001)。2007 年亦有另一文獻指稱 HABOG 之費用在 1.2 到 2.3 億歐元之間(Jacobs, 2007)，約相當新台幣 48.23 億元到 92.44 億元之間。

美國審計總署(GAO)於 2009 年核子廢料管理評估報告(GAO 10-48)中，若採取各電廠乾式貯放 100 年移至最終處置場方案，預估處理 153,000 噸用過核子燃料經費貯放 100 年約需 130 億到 340 億美元(約相當新台幣 4,030 億到 10,540 億元間)，而貯存 100 年後移至最終處置場之全部總經費則須 200 億至 970 億美元。

◆ 國內中期貯存經驗

依台電公司於民國 91 年完成之「核能後端營運總費用重估與每度核能發電分攤率計算」報告，假設現有 6 部核能機組運轉 40 年，所需核能後端營運總費用約新台幣 2,754 億元，其中用過核子燃料乾式中期貯存部份約新台幣 252 億元。核一廠用過核子燃料乾式貯存設施總現金支出估計為新台幣 16 億 3,300 萬元(台電公司，2007)。

核一廠乾式貯存計畫以貯存 1,680 束 BWR 用過核子燃料運轉 50 年估算，設施建造、土地改良、技術顧問服務及燃料搬移費用估計為新台幣 14 億 2,800 萬元。其中共包括 25 組混凝土護箱造價約 10 億。核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫全壽命週期所發生之運轉維護費用估計為新台幣 3,600 萬元。包括(台電公司，2007)：

(A)人事費：由於乾式貯存附屬於電廠因此以日常巡視費用，每日巡視 1 小時估算。以現行台電工程師 9 等 8 級之薪資為基礎，並考慮 30% 薪資附加率、100% 管理費用、30% 公費，期間以 50 年估計。

(B)維護費用：設備維護費每年新台幣 20 萬元，期間共 50 年。

核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫全壽命週期所發生之除役費用估計為新台幣 1 億 6900 萬元。由於國際上尚無實際除役之案例可供參考，其估算金額係依據美國 Maine Yankee 核能電廠除役案例，乾式貯存設除役成本約為設置成本之 7%，為保守起見，以興建費用之 10% 估算除役費用(台電公司，2007)。

◆ 長期貯存費用估算

參考以上經驗，國內長期貯存總金額可分為建造費用、運轉維護費用、除役費用及物價上漲指數來估算。

建造費用：各廠土地改良費用估計各約新台幣 5 億元；混凝土護箱共約 342 組(核一廠 135 組；核二廠 207 組)，造價約新台幣 137 億元；運轉設施與作業系統各約新台幣 10 億元；長期貯存廠房 10 座約新台幣 15 億元，全部建造費用約 182 億元。

運轉維護費用：假定長期貯存設施各廠另編組獨立營運組織，預估所需人力約 20 人年(警衛 8 人、工作人員 12 人)，以每人年人力年薪資新台幣 100 萬元估算，加上參考核一中期貯存案例擴大範圍每年編列各廠 200 萬維護費，則長期貯存設施全程運轉維護費用約新台幣 44 億元。

除役費用：依國際文獻(Twala, 2007)除役費用以上述兩項總額新台幣 226 億元的 15% 估算，則約為新台幣 34 億元。

若先不考慮物價上漲指數，核一、二廠各電廠用過核子燃料廠內長期貯存 100 年約需總經費約為新台幣 260 億，以核一、二廠用過核子燃料總量 3,290 tU 分攤，則得長期貯存所需的單位價格約 790 萬新台幣/tU。此數值與國際經驗值 300-800 萬新台幣/tU 約略相當。

因長期貯存年限以 100 年估計，物價波動指數隨時間增加不確定性亦增加，其變化幅度可以比原估淨值差異 15% 到 50%。亦即目前估算約新台幣 260 億元的長期貯存費用，隨時間累加的通貨膨脹、薪資調升等因素影響，以增加原始淨值 40% 計算，最後的總費用預估可達約新台幣 364 億元。

(C) 公眾接受度

長期貯存設施亦為核能設施之一，依據台電公司推動核一廠乾式貯存設施計畫的經驗，當地民眾之抗爭是無法避免的。長期貯存設施的公眾意願問題民意無疑是決定長期貯存場址乃至於政策成敗的關鍵，政府有義務讓民眾瞭解其涵義，並證明其可行性與安全性。

參考荷蘭經驗顯示民意對於長期貯存的接受度頗高。民眾寧可信賴現今社會對放射性廢棄物的管制能力，而不相信對處置場的長期風險計算結果，即使其風險是可忽略的(VROM, 2005)。

若參照核一廠乾式貯存設施計畫進行資訊公開及社會溝通方式，長期貯存設施營運單位在推動計畫時應有完整的配套措施，以便藉下列承諾事項減少社會衝擊，爭取民眾認同：

- (A)承諾長期貯存廠不是最終處置場。
- (B)承諾建立長期有效的管理與監測措施。
- (C)承諾執行地方民眾參與監督級資訊透明公開機制。
- (D)承諾用過核子燃料移出的時程。
- (E)協商建立必要時決策變更的機制

但依核一廠中期貯存計畫經驗顯示，依據民眾關切程度，長期貯存若缺乏其他的回饋措施，推動較中期貯存困難度更高。

5.2 長期貯存未來研究發展方向

依據 IAEA 技術文件 IAEA-TECDOC-1293 號報告，長期貯存設施應能：

- ❖ 維持用過核子燃料在次臨界狀態(subcriticality)。
- ❖ 防止放射性物質釋出。
- ❖ 確保放射性與輻射劑量低於法規限值。
- ❖ 維持用過核子燃料可取出性。

罐體內部貯存之用過核子燃料所散發的衰變熱及輻射線，長時間貯存下會對罐體的材料或焊道產生老化效應(aging effect)，例如長期潛變、應力腐蝕或材料性質改變，且根據上述安全原則，長期貯存須維持用過核子燃料之可取出性，此項條件則需透過用過核子燃料護套及結構材料在密封鋼筒內的行為分析來確保用過核子燃料的再取出性，因此完整評估與監測各項主要安全功能之結構、系統與組件(SSCs) 在不同分析情節之設計參數及老化效應影響，方可達到貯存安全目標。

美國電力研究所於 2010 年 7 月所發表 EPRI Report 1021048 ” Industry Spent Fuel Storage Handbook”技術報告內針對用過核子燃料長期貯存後續研究主題說明如下：

- ◆ 用過核子燃料在燃料提籃及密封鋼筒中的狀態
- ◆ 濕式貯存中，用過核子燃料狀態及燃料池水質環境
- ◆ 環境及操作狀態導致用過核子燃料須強制重新包裝
- ◆ 當電廠已除役完成，如何進行重新包裝工作(因為沒有用過燃料池，僅能進行乾式轉換)
- ◆ 高燃耗燃料之長期洩漏測試
- ◆ 長期監測要求
- ◆ 長期貯存對於可傳輸性的影響

在依據美國 NUREG-1567 及 NUREG-1536 對於熱傳、屏蔽、臨界度、密封接受準則，可推論乾式貯存系統不同組件在長期貯存分析時應滿足以下準則(ERPI, 1998)

- ◆ 燃料護套、燃料棒及燃料組件
 - a) 將護套破裂的可能性降到最低
 - b) 避免護套破裂的溫度限值：此溫度限值應根據照射後護套材料性質
 - c) 如果貯存罐體有洩漏、濕度過高或錯充填了空氣可能導致護套破裂引起燃料及護套氧化。
 - d) 燃料與其他貯存罐組件的交互影響，特別是對於鍍膜(塗層)
 - e) 將用過核子燃料傳送到另一個貯存場或最終處置場
- ◆ 屏蔽材料－維持屏蔽性能：任何在密度降低、位移或劣化情況都會降低其屏蔽性能。

- ◆ 上蓋焊道及密封墊
 - a) 維持貯存罐內必要的氣體：外部空氣的充分進入將會改變罐體內部氣體的熱傳導性，並改變熱傳導性質及導致腐蝕與氧化發生。
 - b) 預防內部物質釋出：將放射性物質隔離於公眾之外。
- ◆ 中子吸收材料：維持幾何形狀與吸收性質來保持次臨界
- ◆ 罐體結構與材料
 - a) 提供必要的熱傳遞能力
 - b) 在意外情況提供內部燃料束的保護
 - c) 維持結構完整
- ◆ 提籃：維持結構完整以保持次臨界及熱傳性質
- ◆ 鍍膜(塗層)：提供腐蝕控制

依據上述長期乾式貯存系統應滿足之準則及參考國際後續研究方向，本報告整理長期乾式貯存分析所需之評估項目於表 5.1，並摘要說明高優先度評估項目之目的。

高燃耗燃料

由於現行法規對於進行中期貯存用過核子燃料最大燃耗限值訂於 45GWd/MTU，高於此限値之用過核子燃料，ISG 建議安全分析方面必須個案考量。當考慮長期乾式貯存時，高燃耗用過核子燃料就需有以下考量及評估：採用新型護套材料的高燃耗用過核子燃料須重新評估其最大允許溫度限値；鋁合金護套有較厚氧化層、較高氫含量及由於較多的分裂氣體釋出導致護套應力增加；較多放射性核種釋出及較高濃縮度導致時間/溫度曲線改變。高燃耗燃料使用的新型護套需經過採樣檢驗來決定其照射後潛變特性、退火行為

比及擴散控制空孔成長(diffusion controlled cavity growth, DCCG)，計算所需的特性。

正常運轉之燃料完整性

用過核子燃料因其本身之衰變熱影響，在乾式貯存的前 10 年劣化機制最為明顯，而根據分析計算結果，其護套表面溫度於 20 年期的乾式貯存後會降到約攝氏 100 度，目前尚無跡象顯示經過 20 年貯存之完整燃料棒會在後續 80 年正常貯存下發生燃料破損情況。且根據目前使用參數，DCCG 機制應不致於為百年期貯存的限制之一，然此推論應有針對 DCCG 機制可能之新參數及美國核管會之新評估結果加以分析之佐證資料輔助下方可成立。

另外，幾項潛在材料劣化機制包含：應力腐蝕破裂、熱潛變、氫化物方位重組及延遲氫脆亦可能對燃料完整性造成影響，因此用過核子燃料應建立長期乾式貯存下護套材料機械性質檢驗、DCCG 基礎分析及確認正確的鋁合金潛變方程式等技術資料，以確保於長期貯存正常運轉下之燃料完整性。

提籃行為

另一個值得注意的部分則是燃料提籃內的中子吸收材料板，由於在 1980 年代及近幾年，美國有部分核能電廠用過燃料池中之 Boral 材料陸續發現腫泡 (Blister) 現象且有些造成燃料挪移操作困難，因此 Boral 材料板在長期乾式貯存下的狀態亦需經過評估。

貯存罐行為

由於貯存罐體內部貯存之用過核子燃料所散發的衰變熱及輻射線，長時間會對罐體內部組件、提籃組件、焊道產生輻射老化影響，例如長期潛變或材料性質改變，因此貯存罐與提籃反而比燃料本身較易發生潛在問題。貯存系統可區分為貯存罐結構本體、加馬輻射屏蔽、中子屏蔽、燃料提籃、內部

鍍層級密封墊等組件，其中結構本體又可區分為孔蓋、外蓋、封閉螺栓吊耳軸及內蓋等次組件，組成材料則包含金屬材料、混凝土、聚合物材料等。

在長期貯存中，輻射及衰變熱對於上述組成材料的劣化影響需要經過完整且詳細的評估，特別是機械性質改變、中子屏蔽與密封墊材料行為分析、聚合物材料行為分析及異相性材料輻射影響等。

管制法規修訂

關於長期貯存管制法規修訂方面，由於長期貯存技術仍在持續發展中且國內外缺乏專屬的長期貯存管制法規，因此目前國際間在進行相關研究之模擬及測試分析時，仍是參考中期乾式貯存法規限制。

美國核管會於 2010 年開始針對用過核子燃料長期貯存管制法規與現行中期乾式貯存法規，進行一連串的差異分析工作，並提供研究計畫來支援其需要的技術基礎。這些研究計畫包含用過核子燃料貯存系統之老化管理、高燃耗燃料之貯存與運輸及長期貯存罐驗證計畫。2010 年 6 月，美國核管會經國會同意，針對用過核子燃料延期貯存與運輸 (Extended Storage and Transportation, EST) 議題，執行一個 10 年期的延期貯存與運輸管制法規審查計畫(2011~2020)，其主要目標有二：第一個是於現有技術基礎下，針對執照申請、監測及安裝工作，有效率的確認及實施近程管制法規改善；第二個是增強現有的技術及法規管制基礎來支援延期貯存與運輸工作。(NRC 2010b)

表 5.1 乾式貯存系統長期貯存評估需求資料

需求資料	類型	優先程度
高燃耗燃料		
溫度限值計算	分析	高
新型護套		
評估DCCG	實驗	中
照射後退火數據	實驗	中
潛變(Creep)破損數據	實驗	中
正常運轉情況		
長期乾式貯存下護套材料機械性質檢驗	實驗	中
DCCG基礎分析	分析	高
確認正確的鋁合金潛變方程式	分析	中
異常/意外事故情況		
比較運送途中意外事故造成外力	分析	中
利用運送模型重做貯存意外事件分析		
55GWd/MTU護套材質	分析	中
高燃耗/新護套材質	分析/實驗	中
提籃行為		
鋁/不鏽鋼galvanic效應在材料性質影響	實驗	低
硼中子吸收板(Boral)穩定度	分析/實驗	高
貯存罐行為		
貯存罐交互影響的完整評估	分析	高
中子聚合物屏蔽的穩定性	分析/實驗	高
密封材料輻射效應影響	分析/實驗	高
罐體內部結構材料檢驗	實驗	中
異相性材料輻射效應影響評估	分析	低
材料機械性質變化的詳細評估	分析	高
積垢		
微粒(Particle)尺寸分佈	實驗	中
附著力(adhesion energy)	實驗	低
燃料氧化		
Radiolysis密閉系統動力學	實驗	低
具有rim effect之高燃耗燃料	實驗	很低

鋅(Zinc)影響		
Zn/Zr 擴散	實驗	低
Zn造成之應力腐蝕破損	實驗	低
ZnOH/ZnO 與UO ₂ 相互影響	實驗	低
長期氫氣產生量	實驗	低

6. 結論

用過核子燃料的後端營運管理政策並非僅為單純技術議題，須通盤考量社會面、政治面、經濟面及道德面等因素。因最終處置具有於經費高昂、技術複雜、選址困難等諸多因素影響，目前全世界目前尚無用過核子燃料深層地質處置場運轉的實例，且因很多核能國家的最終處置計劃延宕，而使得延期貯存已成為國際間對用過核子燃料永續安全管理之發展趨勢。國際經驗顯示用過核子燃料中期貯存已是成熟的技術，也有豐富的安全經驗。

我國現行用過核子燃料管理策略係採取「近程採廠內燃料池貯存、中程採乾式貯存、長程推動最終處置」，按照台電「用過核子燃料最終處置計畫書(2004版)」原定時程，最終處置場預計於2055年開始運轉。然而考量技術發展進度與民眾對設置核能設施的態度，長期貯存必要時仍可考慮作為最終處置前的過渡方案，以增加管理決策上的彈性。

依據國際長期貯存發展趨勢及經驗顯示，長期貯存或延期貯存已成為主要核能國家用過核子燃料長程營運彈性調整的主要選項，其相關技術上及法規上的研究工作亦積極規劃及執行當中，並鼓勵各國共同參與研發分析。我國雖然才開始進行用過核子燃料的乾式貯存作業，但可積極參與國際長期貯存或延期貯存研究計畫合作，吸取國際經驗及技術交流。

長期貯存在制度面(包含用過核子燃料的相關責任歸屬、知識、經驗與資訊的管理)及技術面(包含用過核子燃料包裝壽命、用過核子燃料於貯存罐內行為及貯存設備結構材質)的考量若能完善的解決，並妥善完成公眾溝通、建立管理組織、確立經費來源等配套措施的前提下，用過核子燃料長期貯存具有可行性，能確保安全的永續經營。

參考文獻

1. 行政院，1997，放射性廢料管理方針，中華民國八十六年九月二日，行政院台 86 科字第 33951 號令修正發布。
2. 原能會，2002，放射性物料管理法，中華民國九十一年十二月二十五日，華總一義字第 09100248760 號令公布。
3. 原能會，2003，放射性物料管理法施行細則，中華民國九十二年七月三十日，會物字第 0920018935 號函發文實施。
4. “能源會議閉幕劉揆：核能是選項，不能排除在外”，中華日報電子報，2009 年 4 月 14 日，
<http://www.cdns.com.tw/20090417/news/zyxw/100000002009041621090651.htm>
5. 台電公司，1997，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建計畫。
6. 台電公司，2006，用過核子燃料最終處置計畫書，2006 年 7 月核定版。
7. 台電公司，2007a，核能一廠用過核燃料中期貯存計畫環境現況差異分析及對策檢討報告暨變更內容對照表，
http://www.taipower.com.tw/TaipowerWeb//upload/files/8/protection_work_1-8.pdf
8. 台電公司，2007，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施財務保證說明。
9. 核研所，2007，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施設置安全分析報告。
10. 紀立民，2007，用過核子燃料長期貯存國際研發現況探討，INER-T4915R，

行政院原子能委員會核能研究所，中華民國九十六年十月。

- 11.紀立民，陳智隆，2009，用過核子燃料/高放射性廢棄物長期貯存可行性方案評估，核能研究所對內報告，INER-5262。
- 12.ASN, 2006, <http://www.asn.fr>.
- 13.CEA, 2006, How may storage and the long term be made compatible? CLEFS CEA - No. 53 - WINTER 2005-2006, 18p.
- 14.CORA, 2001, Retrievable disposal of radioactive waste in the Netherlands-Summary, Ministry of Economic Affairs, 10p.
- 15.CoRWM, 2005, The options for long-term management of higher active solid radioactive wastes in the United Kingdom, Committee on Radioactive Waste management, 47p.
- 16.CTECH, 2003a, Conceptual designs for reactor-site extended storage facility alternatives for used nuclear fuel, 46p.
- 17.CTECH, 2003b, Conceptual designs for four centralized extended storage facility alternatives for used nuclear fuel, 91p.
- 18.DECC, 2009, Draft National Policy Statement for Nuclear Power Generation (EN-6), 309p
- 19.EC, 2002, Radioactive waste management, European Commission's DG Joint Research Center, 2p.
- 20.EKRA, 2000, Disposal concepts for radioactive waste - Final report, Expert Group on Disposal Concepts for Radioactive Waste, On behalf of the Federal Department for the Environment, Transport, Energy and Communication, 91p.

- 21.ERPI, 1998, Data Needs for Long Term Dry Storage of LWR Fuel, TR-108757
- 22.ERPI, 2002, Dry Cask Storage Characterization Project, EPRI Report 1002882
- 23.ERPI, 2010, Industry Spent Fuel Storage Handbook, EPRI Report 1021048
- 24.IAEA, 1995, The principles of radioactive waste management, International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 111-F.
- 25.IAEA, 2002, Long term storage of spent nuclear fuel - Survey and recommendations: Final report of a co-ordinated research project 1994–1997, International Atomic Energy Agency, IAEA-TECDOC-1293, 101p.
- 26.IAEA, 2003, The long term storage of radioactive waste safety and sustainability: A position paper of international experts, International Atomic Energy Agency, IAEA-LTS/RW, 18p.
- 27.IAEA, 2004, Developing multinational radioactive waste repositories: Infrastructural framework and scenarios of cooperation, IAEA-TECDOC-1413
- 28.IAEA, 2006, Storage of radioactive waste: safety guide, International Atomic Energy Agency, Safety standards series, no. WS-G-6.1, 55p.
- 29.IAEA, 2010, President's report Report, International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors, 31st May ~ 4th June 2010
- 30.Kneen, S., 2004, Year-end report on the national inuit specific consultation on the long-term management of nuclear fuel waste (March 31, 2003 – March 31, 2004), Environment Department, Inuit Tapiriit Kanatami, 39p.
- 31.Leo van de Vate, 2001, Retrievable disposal of radioactive waste in the

Netherlands, Tno-Nitg – Information, 5p.

32. Marvy, A., 2006, High level long lived radioactive waste - Scientific and political basis for a long term management strategy - The way forward in France, VEA Rome meeting, November 16, 2006, 19p.

33. Marvy, A., and Ochem, D., 2003, Issues at stake when considering long term storage of HLW – A comprehensive approach th designing the facility, WM’03 Conference, February 23-27, 2003, Tucson, AZ., 7p.

34. Murray, C. H., Hooper, A. J., and Mathieson, J., 2002, Current status of the United Kingdom programme for long-term radioactive waste management, WM’02 Conference, February 24-28, 2002, Tucson, 12p.

35. NEA, 2005, The role of storage in the management of long-lived solid radioactive waste and spent nuclear fuel, Nuclear Energy Agency, 3p.

36. Nirex, 2004, Literature review of approaches to long-term storage of radioactive waste and materials, United Kingdom Nirex Limited, Nirex Report no. N/107, 58p.

37. NWMO, 2006a, Reactor site extended storage- Fact sheet, Nuclear Waste Management Organization, 4p.

38. NWMO, 2006b, Centralized extended storage- Fact sheet, Nuclear Waste Management Organization, 4p.

39. NWMO, 2010, Long-Term Spent Fuel Management in Canada, International Conference on SNF Management from Nuclear Power Reactors, 31st May ~ 4th June 2010

40. OECD, 2006, The roles of storage in the management of long-lived radioactive

waste - Practices and potentialities in OECD countries, 64p.

41. Poinssot, C., Lovera, P., Ferry C., and Gras, J.-M., 2003, Consequences of the anticipated long-term evolution of spent nuclear fuel for the assessment of the release rate of radionuclides, Materials Research Society Symp. Proc. vol. 757, p.II1.8.1-8.
42. RWMAC, 2002, Managing Radioactive Waste Safely: Summary of Responses to the consultation, <http://www.scotland.gov.uk>.
43. USDOE, 2002, Yucca Mountain science and engineering report DOE/RW-0539 Rev. 1, 942p.
44. USGAO, 2009, NUCLEAR WASTE MANAGEMENT - Key Attributes, Challenges, and Costs for the Yucca Mountain Repository and Two Potential Alternatives GAO-10-48, 84p
45. USGNEP, 2006, The Global Nuclear Energy Partnership, <http://www.gneppartnership.org>
46. USOMB, 2010, Office of Management and Budget, Budget of the United States Government, Fiscal Year 2011, 1st Feb 2010.
47. USNRC, 1997, NUREG-1536, Standard Review Plan for Dry Cask Storage System
48. USNRC, 2000, NUREG 1567," Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities
49. USNRC, 2001, NUREG/CR-6745, Dry Cask Storage Characterization Project-Phase 1; CASTOR V/21 Cask Opening and Examination

- 50.USNRC, 2003, NUREG/CR-6831, Examination of Spent PWR Fuel Rods after 15 Years in Dry Storage
- 51.USNRC, 2003, ISG-11, Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel
- 52.USNRC, 2005, 10 CFR 72, Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste
- 53.USNRC, 2009, NUREG-1927, Standard Review Plan for Renewal of Independent Spent Fuel Storage Installation Licenses and Dry Cask Storage System Certificates of Compliance
- 54.USNRC, 2009, Update and final revision of Waste Confidence Decision.
- 55.USNRC, 2010a, Developing a Data Base Supporting Very long-term Storage of Spent Nuclear Fuel, International Conference on SNF Management from Nuclear Power Reactors, 31st May ~ 4th June 2010
- 56.USNRC, 2010b, Project Plan for the Extended Storage and Transportation Regulatory Program Review, Revision 0 , June 2010
- 57.USEPRI, 2010, Fuel Behavior in Long-term Management of Spent Light-Water Reactor Fuel, International Conference on SNF Management from Nuclear Power Reactors, 31st May ~ 4th June 2010
- 58.Virginia Electric and Power Company, 2002, Surry Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) License Renewal Application
- 59.VROM, 2005, 2nd National Report of the Netherlands, for Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Ministry of Housing, Spatial Planning and the Environment,

126p.