

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

112 年用過核子燃料乾貯設施再取出單元及運送作
業安全管理技術精進研析

子項計畫一：用過核子燃料乾式貯存設施再取出單
元安全管理技術精進研析

期末報告

委託單位：核能安全委員會

執行單位：工業技術研究院

計畫主持人：李昭仁

子項主持人：洪振育

計畫編號：112FCMA004

報告日期：中華民國 112 年 12 月 12 日

用過核子燃料乾式貯存設施再取出單元安全管制技
術精進研析
期末報告

受委託單位：工業技術研究院

研究主持人：李昭仁

協同主持人：李昭仁、洪振育、張皓評

研究期程：中華民國 112 年 02 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣 2,124,000 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

我國核能電廠運轉年限將至，核一廠與核二廠已陸續進入除役階段，而用過核子燃料必須自爐心內進行抽出，並進入貯存階段，而針對目前規劃的用過核子燃料貯存方式，我國將採用以室內乾貯之形式執行。而乾貯過程中，必須要滿足美國核管會內部暫行導則(Interim Staff Guidance, ISG)-2 之定義，當意外事故後都必須確保燃料可以轉移與載卸，若無法確保轉移運輸的能力，就必須重新包裝成可以運輸的狀態，如此一來乾貯設施之運轉中，勢必需要確保乾貯系統再取出的能力與相關設施。此類設施若需要配合現行的室內乾貯，是必需要類似用過核子燃料池的再取出池或是國外常用的熱室系統。由於熱室系統可能受限於國際相關規範較難取得，因此本研究目標將關注於再取出池與相對應的再取出方法。

而本年度之研究工作中，藉由國際運轉中之濕式貯存運轉經驗可參考如美國的 GE Morris 或瑞典 SKB 的集中式暫存設施(Central Interim Storage Facility for Spent Nuclear Fuel, CLAB)資料與法國 La Hague 再處理設施等案例進行研究，藉由研析其再取出方式與程序說明等資料，藉由搜尋此類運轉資料與相關資訊，提供我國再取出系統審查要項之精進之材料。

關鍵詞：再取出性、中期貯存、再取出池。

Abstract

The lifetime for Taiwan's nuclear power plants is approaching, The ChinSan and Kuosheng Nuclear Power Plant nuclear plant has begun to enter the decommissioning state. The spent nuclear fuel must be removed from the reactor core and entered into a storage phase.

Regarding the current planned method of storing spent nuclear fuel, Taiwan will adopt an indoor dry storage. During the dry storage, it is necessary to meet the outlined of U.S. Nuclear Regulatory Commission's Interim Staff Guidance (ISG)-2, if an accidents occur, it must ensure that the spent fuel can be transferred or unloaded. If the ability to transfer and transport cannot guarantee, it is necessary to repackage it and into the transportable state. Therefore, during the operation of the dry storage facility, it is essential to ensure the capability for retrieval facilities. If such facilities need to be compatible with the indoor dry storage, they may similar to spent fuel pools or international commonly used the hot cell systems. Since obtaining hot cell systems may restrict by international regulations, this research will focus on the retrieval spent fuel pool and its corresponding retrieval methods.

In this research, we will collect the operational experience of wet storage facilities in international cases, such as the GE Morris facility in the United States or the Central Interim Storage Facility for Spent Nuclear Fuel (CLAB) in Sweden, and analyze their handling methods, procedural and related data. By extensively searching for operational data and relevant information of this issue, we aim to provide improving the regulations of Taiwan's dry storage facility.

Key Words: retrievability, Medium-term storage, spent fuel pool. °

目 錄

摘 要.....	i
Abstract.....	ii
目 錄.....	iii
圖 目 錄.....	v
表 目 錄.....	vi
1.0 前言.....	1
1.1 研究背景與目的.....	1
1.2 計畫目標與執行項目.....	2
2.0 歐美相關濕式貯存資料蒐集.....	5
2.1 法國 La Hague 再處理設施.....	6
2.2 瑞典 CLAB 設施.....	12
2.3 美國 GE Morris.....	17
2.4 美國 GE Morris 事故分析研析工作.....	24
2.4.1 燃料冷卻喪失(Loss Of Fuel Basin Cooling).....	24
2.4.2 燃料池水的洩漏(Drainage of Fuel Basins).....	25
2.4.3 護箱掉落進入卸載區域(Cask Drop Into The Cask Unloading Basin).....	25
2.4.4 燃料掉落事件(Fuel Drop Accidents).....	25
2.4.5 飛射物事件(Tornado Generated Missile Accident).....	26
2.4.6 冷卻系統洩漏(Chiller System Leak).....	27
2.4.7 臨界事件(Criticality Accident).....	27
2.5. La Hague 營運過程中考慮之事件與事故說明.....	28
2.5.1 地震.....	29
2.5.2 洪水.....	30
2.5.3 極端氣候.....	30

2.5.4	外電喪失.....	31
2.5.5	嚴重事故.....	32
2.5.6	格架與池水重點事項研析.....	33
3.0	PWR 用過燃料池相關設計安全標準資訊研析.....	35
3.1	用過燃料池.....	35
3.1.1	設計要求.....	35
3.1.2	安全分析.....	36
3.1.3	測試檢查與儀表相關.....	36
3.2	用過燃料池清潔與補水系統.....	37
3.2.1	設計要求.....	37
3.2.2	安全分析.....	38
3.2.3	測試檢查與儀表相關.....	38
3.3	天車系統.....	39
3.3.1	設計要求.....	39
3.3.2	安全分析.....	41
3.3.3	測試檢查與儀表相關.....	41
3.4	通風系統.....	41
3.4.1	設計要求.....	42
3.4.2	安全分析.....	42
3.4.3	測試檢查與儀表相關.....	42
4.0	結論與我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議.....	43
4.1	我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議.....	43
4.2	結論.....	46
5.0	參考資料.....	50
附件一	：乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點.....	51

圖 目 錄

圖 1、La Hague 再處理設施水池位置與設施配置圖	7
圖 2、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的水下再取出程序[3]	7
圖 3、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的沉浸式再取出程序[3]	8
圖 4、La Hague 乾式再取出之程序中，放置入循環冷卻池	9
圖 5、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的乾式再取出程序[3]	9
圖 6、CLAB 之設施全體傳送流程	13
圖 7、SKB 技術文件中描述的再取出過程[6]	15
圖 8、SKB 操作人員連結冷卻裝置[7]	15
圖 9、SKB 吊掛護相進入卸載區域[7]	16
圖 10、Morris 設施說明	18
圖 11、Morris Unloading Pit Doorway Guard	19
圖 12、Morris 載卸區貯存之設計上視圖與側視圖	20
圖 13、Morris 吊掛程序與高度限制	21
圖 14、Morris 用過核子燃料吊掛程序	22
圖 15、GE Morris 轉移燃料至格架系統[10]	22
圖 16、GE Morris 轉移格架系統至貯存區[10]	23

表 目 錄

表 1、各項再取出方案簡易比較表.....	10
表 2、乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點精進建議表.....	47

1.0 前言

核能電廠除役過程中，已使用之核子燃料需移出至相應的核子燃料池，必須裝填進入對應的貯存護箱，再進行室內乾式貯存，此係我國目前所採行之主要作法。在貯存過程中，如發生任何可能影響護箱密封完整性的災害，則必須立即執行相應的再取出作業，以確保已使用核子燃料處於完整的圍阻密封狀態。考量到可能發生的意外事故，在任何情況下，無論是自然災害、人為疏失或其他不可預見的事件，都必須立即執行相應的再取出作業。這包括但不限於應急狀況下的快速反應和應對措施，以確保用過核子燃料的再取出程序不受任何影響，並確保核子燃料的安全貯存。

於 111 年的「用過核子燃料乾式貯存設施設計與集中貯存設施安全審查管制技術研析」中，已提出用過核子燃料貯存設施再取出池之審查要項。為應對即將除役之核能三廠，有必要針對壓水式和沸水式用過核子燃料的貯存，進行相應的研析，以確保審查要項的完整覆蓋性。

鑑於國際間仍有國家使用濕式貯存的實例，如美國 GE Morris 和瑞典 SKB CLAB 等，本研究已蒐集相關案例及審查資料。透過分析這些案例，我們期望確保我國用過核子燃料再取出系統運轉週期的完整性，特別強調在發生任何意外事故的情況下，再取出系統應具有迅速且安全的應變能力。本年度計畫將以歐美濕式運轉經驗為基礎，結合核三廠用過核子燃料池相關運轉參數進行研析，並提出再取出系統法規的精進建議。

1.1 研究背景與目的

於 111 年已完成的物管局相關計畫，其中已提出乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點。這些要點乃依據美國核管會的濕貯相關標準制定，然而，由於濕貯方式在國際上相對罕見，我們仍需參考更多國際運轉經驗，透過本年度計畫的進一步研析，以期達到更高的精進水準。同時，111 年提出的室內乾貯再取出審查要項，主要參考

ANSI/ANS 標準等執行導則篩選而來，為確保其實用性，仍需考慮國際間相關的運轉經驗。

國外運轉中的濕式貯存案例，包括瑞典、美國和法國等國家，其中美國 GE 公司 Morris 的案例相當值得參考。自 2004 年換照以來，他們成功運營了包含 Connecticut Yankee (PWR) 和 Cooper (BWR) 等多個不同型式的用過核子燃料，累積了數十年的運轉經驗，並有相應的審查文件與資料。因此，本研究計畫將透過蒐集這些國際間的運轉經驗，並進行深入的研析，以將經驗教訓納入再取出審查要項的精進中。

再取出系統在我國未來乾貯設施中扮演著重要的角色。當密封鋼筒發生事故、破裂或洩漏等情況無法維持密封時，再取出系統成為載卸和重新包裝的關鍵手段。在必要時，這個系統可進行用過核子燃料的再取出，進行檢查或再包裝以滿足安全要求。再取出單元本身類似小型用過燃料池，具備用過燃料池所有功能並滿足其設計基準。為滿足「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」第 13 條第 1 項第七款，對於放射性廢棄物貯存設施的設計，必須具備再取出的功能要求。在我國運行乾式貯存設施時，需配備相關再取出設備，並遵循相關標準以確保安全營運。

為達成以上目標，本研究將通過分析國際間相關的審查與現場再取出過程的運轉經驗，整合國際濕式貯運作的相關資料，提出精進再取出系統審查要項的建議。這不僅有助於提升再取出系統的操作效率，更有助於完善我國核安及核物料管制法規。藉由這些研究成果，我們期望為未來我國進行相關再取出工作提供豐富的經驗和實用的指南。

1.2 計畫目標與執行項目

本研究計畫目標，係針對現行國外之相關再取出系統進行研析，找出國際間目前常用的幾種再取出形式與其相關的作業程序，透過研讀過程中是否需要執行相關的監測與檢測工作，作為我國管制單位未來審查此類程序的重要參酌依據及參考資料。而本年度研究工作，關注用過核子燃料輸送至再處理或中期貯存設施，其相對應的再取出作業流

程，以及需要注意的執行要項為重點。

而要執行上述對於國外的相關再取出經驗的研析，必須先蒐集國際上目前使用濕式貯存方式並仍在運行中的案例，因為此種貯存方式，通常涉及池水的管制與溫度控管等要求，執行過程中不同於熱室的遙控開蓋與燃料載卸工作。因此，本計畫將考慮以現有之濕式貯存案例，來執行相關再取出程序之研析，此類再取出作法，應有其相對不同的做法與管制要項，相關管制要項可以作為我國審查要點的精進項目之一。在國際資料蒐集方面，將參考 AEC 於 2023/01/17 發布之國際間營運中之濕式貯存設施[1]資料進行搜尋，並於參考目前運行中的美國濕貯 Morris-CSAR 案例，其具有運轉中需要參考的意外事件，此類意外事件可以作為台灣未來再取出系統中，再取出過程中，需要考慮的相關事項。

本報告主要針對國際間的再取出系統進行研析，範圍將包括國際間相關期刊資料、IAEA 出版的技術報告、美國 DOE 出版的操作手冊、國際間研討會資料等多項內容。整理過程中，把各研究資料中相關場址的資料統合整理，並進行研析以利未來參考。此研究中，我們將藉由蒐集歐美運轉中的用過核子燃料池資訊，諸如 GE 公司的 Morris 濕式貯存內容或瑞典 SKB 運轉中的 CLAB 等系統，通過研析這些系統的運轉報告或審查報告，提出我國用過核子燃料再取出系統審查要項之精進建議。另外本研究也蒐集核能三廠之運轉設計資料，進一步將壓水式用過核子燃料池所需要注意之事項與內容，調和至再取出審查要項中。因此本年度計畫之工作內容要點將包含(1) 歐美相關濕式貯存運轉資訊蒐集研析；(2) PWR 用過核子燃料池相關設計安全標準資訊研析與(3) 研提我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議。本年度預定完成之工作項目：

1. 用過核子燃料乾式貯存設施再取出單元安全管制技術精進研析

1-1 歐美相關濕式貯存運轉經驗資料蒐集

依據國際間運轉中之相關濕式貯存系統，蒐集、彙整及研析相關審查文件與運轉資料，依據其運轉經驗與審查需要注意之事項，提出應用於我國再取出單元之安全管制精進項目。

1-2 PWR 用過核子燃料池相關設計安全標準資訊研析

蒐集我國核三廠建廠 FSAR 資料，研析 PWR 用過核子燃料在用過核子燃料池上之設計與維護等項目的安全基準，以完備管制機關對於我國再取出單元設計之安全管理要求。

1-3 研提我國再取出單元之安全管理技術審查要項及精進建議

經由前兩項之管制技術內容，研提對我國再取出單元之管制要項精進之建議項目，以完善我國於再取出系統之法規完整性。

2.0 歐美相關濕式貯存資料蒐集

本研究報告針對用過核子燃料的貯存設計進行了深入研究。用過核子燃料池及其相關的密封、裝載、吊掛等提供更換能力的設施，在獨立用過核子燃料乾式貯存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI) 中扮演著極為重要的角色。這是因為貯存系統需具備再取出性的要求，因此燃料池及其相關的密封吊掛設備被直接認定為對於安全直接相關且不可或缺的系統。這些系統對於高放射性廢棄物(用過核子燃料)的長期或臨時貯存是絕對必要的。

本計畫中，藉由蒐集國際運轉中之濕式貯存案例，研析其相關的運轉報告與相關的國際操作經驗作為主要內容，進一步的提供我國用過核子燃料再取出系統之審查要項精進建議，確保用過核子燃料生命週期中之完整性。而由於現行國際間採用之用過核子燃料貯存方式，多半採用乾式貯存為主要手段，因此關於濕式貯存與再取出相關案例相對較少，在運轉經驗上蒐集資料具有一定之困難性。

參考物管局發布有關於 30 座運行中的濕式貯存設施指引，內容與案例說明這些貯存設施(大部分)，原本的用途為用過核子燃料再處理；多數再處理設施，運用貯存於用過核子燃料池，來作為用過核子燃料暫存的主要手段。藉由參考 IAEA 對該類型廠址進行的調查報告[2]，如：法國 La Hague 再處理廠中，共具有 6 座水池(TO、NPH、HAO、Pool C/D/E)進行貯存，其中最早由 1976 年開始營運；經由初步觀察法國經營策略即可以發現，即使是濕式存貯過程中，採用的卸載方法也可以區分為乾式(dry unloading)與濕式(wet unloading)，此兩類方法差別主要取決於，運輸至設施的密封鋼筒本身是否會浸入池水處理，或有其他相對應的取出方式，依據法國電力公司(Électricité de France S.A, EDF)的設計文件[3]可以發現，因為考慮可能的液體廢棄物不易處理，因此採用乾式再取出的方法來替代早期 NPH 池的濕式再取出作法，並於 Pool C 池執行來減少液體廢棄物的產生。

2.1 法國 La Hague 再處理設施

法國 La Hague 藉由其再處理設施來處理用過核子燃料，其工作階段包含(但不限於)燃料卸載、臨時暫存、調度與量測，工作內容藉由遠程自動化來執行，藉以降低操作人員的輻射暴露量，並提高設施運轉的靈活性。La Hague 本身共有六座廠外貯存水池(Offsite)，各池水相對位置可參考圖 1，其中最早開始的啟用及運行時間為 1976 年，此廠址具有兩種不同的再取出方式，分別為乾式與濕式，目前皆仍在使用中。以下將會結合 EDF 旗下核能電廠，目前常用的再取出系統(吊掛程序)進行介紹：

A. 濕式再取出-水面下執行方案(Choozb 與 Civaux 等法國電廠)：此做法主要參考與 2008 年 EDF 出版[3]的 EPR 貯存設計文件資料，其中 Civaux 電廠於 1997 年開始啟用，此類為廠內本身設置的貯存池，操作過程中，藉由不讓燃料護箱浸入水中來減少液體放射性廢棄物，其程序如同圖 2 所示。包含：

1. 於接收區接收傳送護箱。
2. 接收護箱進入卸載的建築區域。
3. 進行護箱接收作業並將其吊起。
4. 於準備區域工作：活度控制、冷卻用注水(注入護箱中)、準備開啟護箱上蓋等。
5. 連接到卸載區域(需要連接至水池之接合裝置)。
6. 針對連接裝置進行浸水並連結。
7. 用過核子燃料進行吊入格架進行貯存作業。
8. 將格架移動進入貯存池水中。

此過程中，會使用轉運車載裝置，此裝置本身具有冷卻的相關系統；於卸載之前，會在準備區進行填充水來進行冷卻與浸水；於準備區與卸載區域之間有一個專用的屏蔽區域，用來移除螺栓等物件；於卸載過程中需要完成護箱內部與卸載區域的通道連通，使水可以通過；卸載過程中的燃料組件吊掛使用塔式起重機(mast crane)來進行；最後護箱將會進行沖洗與乾燥。

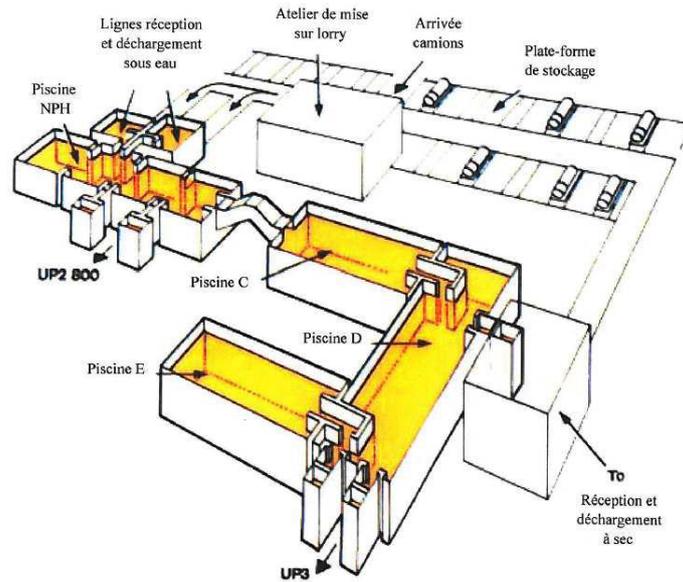


圖 1、La Hague 再處理設施水池位置與設施配置圖

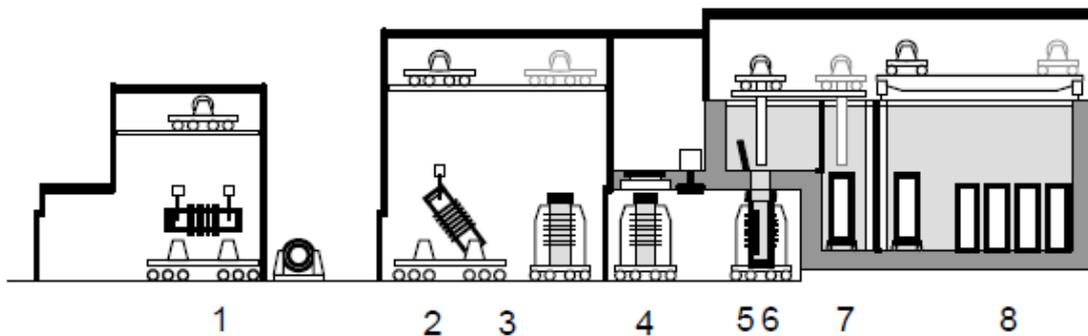


圖 2、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的水下再取出程序[3]

B. 濕式再取出-護箱沉浸式(La Hague NPH、Chooz B 與 Civaux (針對 900 MW 與 1300 MW)以及瑞典的 CLAB)；如同圖 3 所示，整體程序與上述之水面下不同之作法，在於護箱系統的本體沉入冷卻池水中，以下為作業程序說明：

1. 護箱接收作業，將護箱接收進入暫存區域。
2. 護箱傳送進入卸載區域。
3. 接收並將護箱吊掛至垂直。
4. 於護箱卸載區進行相關作業。
5. 冷卻護箱並監控活度。
6. 將護箱沉入冷卻池並開啟螺栓與上蓋。
7. 護箱卸載作業並移除內部用過核子燃料組件。

8. 用過核子燃料組件轉存進入貯存池放置。

此方式藉由外表面護箱，來保護密封鋼筒表面的污染程度，卸載前需要在準備區對護箱的內部進行注水冷卻，並於護箱完全沉浸於卸載池後進行開啟作業，需要有安全系統確保上蓋是否蓋好，若沒有則無法將護箱吊出。重點是以上這些階段或操作程序都必須是可以中止並回復的(可逆的)，過程中也必須執行護箱外表的除污，確保護箱內的排空、清潔與乾燥。

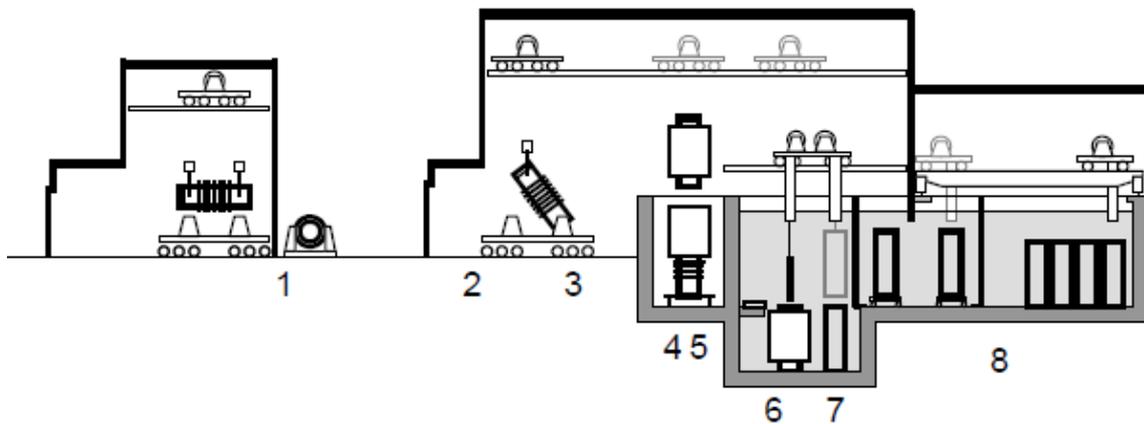


圖 3、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的沉浸式再取出程序[3]

C. 乾式再取出(TO、Pool 等池)：自 1986 年開始運轉的 TO 設施中，具有護箱接收區域、準備區域、卸載區域與除污區域，每一個區域之間都藉由屏蔽閘門來進行隔離。當接收到護箱後，護箱將會被放置於一移動平台上進行傳送，送至準備區後，藉由熱室之液壓吊掛系統進行介面接合，將上蓋與熱室底部進行接合，一旦系統確認達到密封後，就會將上屏蔽蓋進行移除，然後進行燃料移出，期間將會以氪-85(Krypton-85)測漏設備確認燃料的完整性，藉由內部的氣體取樣工作進行分析；用過核子燃料移出後將會浸入水循環水池進行冷卻，確保溫度到達平衡後，再將其置入暫存池區域進行貯存並等待再處理相關工作。配置如圖 4 所示。此作法主要與 2008 年 EDF 出版[3]的 EPR 貯存設計文件資料類似，不讓燃料護箱浸入水中來減少液體放射性廢棄物，其程序如下：

1. 護箱接收作業，將護箱接收進入暫存區域。
2. 護箱傳送進入卸載區域。

3. 接收並將護箱吊掛至垂直。
4. 活度控制與開蓋準備。
5. 接合密封裝置與卸載區域。
6. 吊掛用過核子燃料並轉移至冷卻池區域(冷卻並沖洗護套)。
7. 吊掛燃料束由冷卻池區域至燃料格架中，並藉由傾斜的坡道設計往下運送。
8. 將燃料格架貯存進入貯存池中。

卸載工作進行之前，將會對於護箱內部進行抽真空，抽真空後將連接卸載區域與護箱內部的狀況進行壓力平衡，將用過核子燃料放入貯存格架之前，會將用過核子燃料浸入水中，過程中會將護套進行沖洗與冷卻。以上過程都是藉由循環冷卻水池進行。

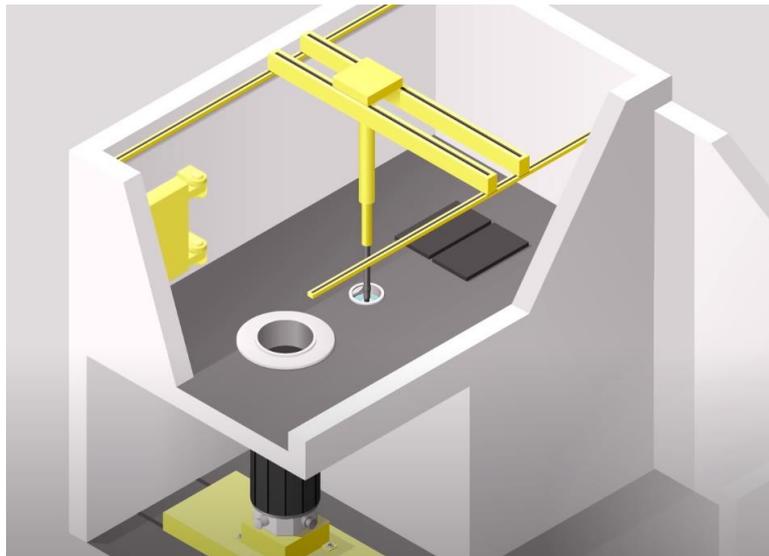


圖 4、La Hague 乾式再取出之程序中，放置入循環冷卻池

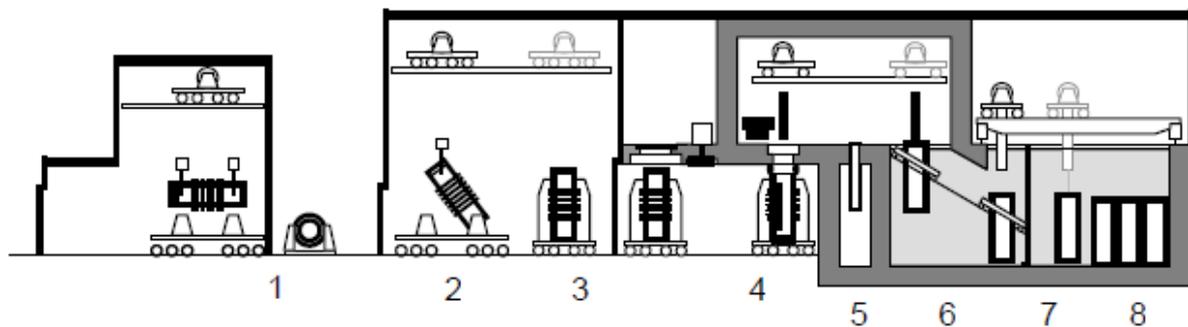


圖 5、EDF 於 2008 的 EPR 貯存文件中說明的乾式再取出程序[3]

以上的吊掛方式具有不同的特色，EDF 於設計上考慮諸多內容，若以乾式再取出方式，則操作過程之要求會有很高的限制，例如：護箱冷卻過程必須藉由外部冷卻交換系統來執行、當燃料護套失效時必須有複雜的管理程序、設計上面的管制要求、卸載區域的維持與運作具有相當的資源、若產生缺陷也很難回復等以上的缺點。而從安全的角度來評估，水面下卸載具有高度的穩定性、較低的成本(與乾式卸載的建置相比)、由可靠性的操作經驗回饋顯示，與乾式處理相比，濕式再取出之故障後果影響較小，恢復也較為容易且安全。

整個評估過程中，考慮到採用的貯存方式，若使用濕式貯存，較為推薦使用濕式的卸載方式，濕式卸載的優點在於簡單、安全、較低的時間壓力、容易回復、可見、可以反向操作回復以及英國和瑞典等良好的使用回饋經驗。若使用水下沉浸式的話，也更適應各種不同的貯存護箱，如 NPH、CLAB 等場域。但沉浸式具有的缺點也必須注意，首先涉及沉入與吊掛階段會有 10m 以上的抬升高度，儘管可以使用限制的方法最小化可能後果，仍需要對吊車有較高的安全要求，整體卸載過程中也必須對有與污染冷卻水接觸的系統進行除污，進而產生大量的液體廢棄物。也因此目前若採用濕式再取出，依據 EDF 其相關經驗，推薦使用水面下執行式，減少護箱的額外操作動作，也降低設備上的需求，雖然必須使用單一的護箱系統。綜整以上設計文件所述之內容，可以製作如表 1 之說明表格，作為此小節之重點說明。

表 1、各項再取出方案簡易比較表

	水面下執行	護箱沉浸式	乾式再取出
操作難度	低	低	高
成本	低	中 ^{*a}	高
故障後果	低	低 ^{*b}	中
廢棄物產生	中	中	低

*a. 主要由於吊車安全需求

*b. 必須避免 10m 以上的抬升高度

可參考 EDF 於此份設計文件提出設計過程中，所考量下列原則性的要求：

1. 意外事件防護

- 採取所有合理可行的步驟來確保廠內安全運行，並防止事故和工作的健康風險。
- 採取所有合理可行的步驟，以盡量減少任何事故的後果，包括放射性後果。
- 設施的設計將通過提供多個級別的保護，來實現對可能產生重大後果的縱深防禦。

2. 輻射：

- 任何人都不會因為正常操作而受到超過法定劑量限制的輻射劑量。
- 任何人的輻射暴露以及工作人員和公眾的集體有效劑量，將符合合理抑低原則的要求。

3. 臨界控制：

- 採取措施將計劃外造成臨界狀態的可能性降至最低。不依賴外部控制來防止臨界狀態。考慮到可能存在的任何不確定性，並提供相關安全案例證明長期貯存可接受的次臨界裕度。

4. 放射性廢棄物：

- 將盡可能避免產生放射性廢棄物。在無法避免放射性廢棄物的地方，盡量減少產生。
- 放射性物質和放射性廢棄物將以符合標準的方式，在其生命週期內得到管理。
- 剩餘的放射性物質和放射性廢棄物將進入安全狀態進行臨時儲存，等待未來處置或其他長期解決方案。

2.2 瑞典 CLAB 設施

瑞典集中式暫時貯存設施 CLAB(Central Interim Storage Facility for Spent Nuclear Fuel, CLAB)位於 Simpevarp 半島，靠近 Oskarshamn 核電廠，作為目前瑞典核電廠主要的集中式貯存設施，用來管理瑞典大部分核電廠所產生的用過核子燃料，此設施的主要特點在於其貯存池位於地下岩層之中，以此設計概念可以避免飛機撞擊等相關安全問題，貯存在地下 25-30 公尺的設施之長度約 120 公尺，寬度 21 公尺，高 27 公尺。

設施於 1985 年開始營運，包含五個貯存池，主要接收的作法是將燃料護箱浸入水中，並透過含硼不鏽鋼的格架進行填充，設計主要使用乾式運輸的 TN-17 MK2 型護箱。這代表護箱傳送過來後，在進入池水卸載前必須先行經過冷卻，此冷卻步驟將需要與外部冷卻系統連結並移除護箱內部的熱能。用過核子燃料在從護箱中取出後會放置於格架系統，並傳送載滿燃料的格架進入水池(集中貯存區)，過程採用滿水的電梯進行向下的移動。因此，貯存部分設施包含升降電梯、通風系統、電力與水供應等需要與地面建築連結的系統。

這些用過核子燃料將保存在此暫存設施中約 30 年後，待其放射性和衰變熱隨時間下降後進行最終貯存。於 IAEA-TECDOC-1532[5]其相關文件中顯示，運轉過程中將會確保用過核子燃料都會放置於 3-8 公尺之水深下，其水溫控制 35°C，若其冷卻系統失效後，剩餘水量將可以確保 1 個月內能夠維持屏蔽能力。設施之規劃與流程圖表如圖 6 所示，本體垂直下降高度約 32 公尺，目前 CLAB 2 池已經進行擴增以存放更多用過核子燃料。

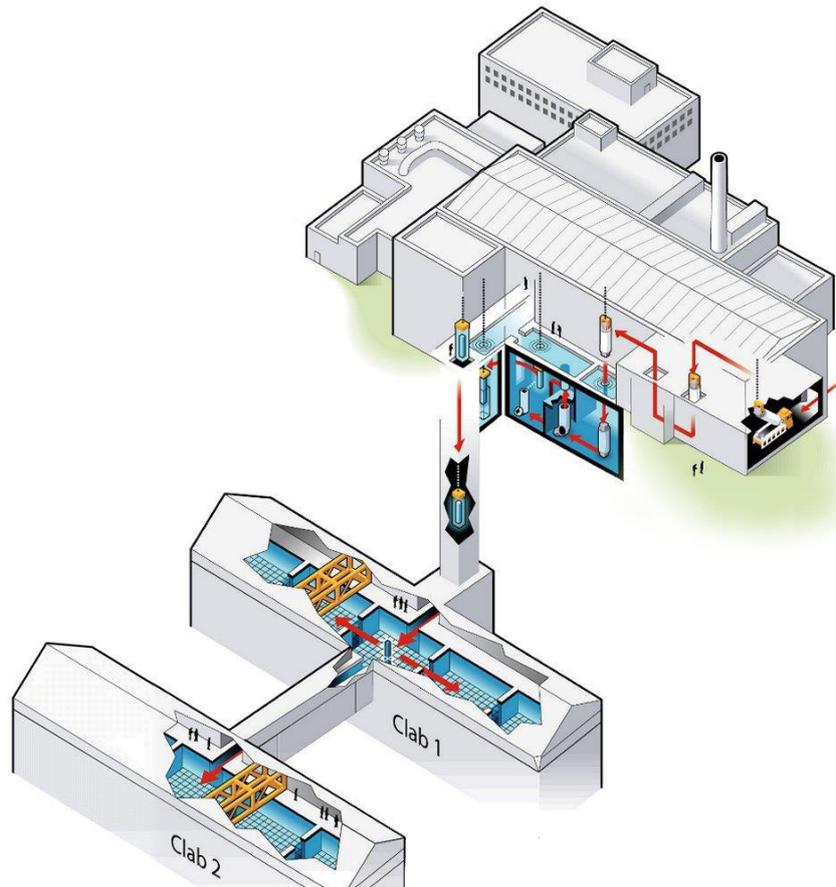


圖 6、CLAB 之設施全體傳送流程

CLAB 本身使用 TN 17/MK 2 型的護箱進行運輸，此護箱於電廠裝載時，護箱處理方式與傳統的電廠裝載相同，藉由在電廠燃料池中進行水下裝載，裝載前將會於護箱的散熱片外安裝防撞用的防護側裙(protective skirt)，並在裝載後抽出水分以及真空乾燥除污後送往 CLAB。並於 CLAB 進行卸載作業，此作業基本遵循反向作業，並使用兩個水池來進行卸載，一個放置護箱，另外一個池放置燃料，這樣可以減少污染的風險。由於燃料運輸桶冷卻系統，預計可能會積累最大的放射性，因此配備了一個綜合操作系統，允許透過屏蔽遠程移除相關組件。而為了減少接收區域可能存在的空氣污染的影響，操作人員工作的樓層區域的正常換氣頻率高達每小時五次。如有必要，通過使用額外的通風系統將此換氣率擴大到接收大廳的全部區域。

依據 SKB 出版的技術文件[6]中說明，當用過核子燃料貯存護箱運送到 CLAB 時，將可分為以下步驟：整體如圖 7 所示。

1. 運輸車輛將連同護箱進入接收區域進行檢查與緩衝器拆除作業，透過連接主要的

天車吊車系統(overhead cranes)將護箱垂直站起，透過吊車將護箱傳送至冷卻區域。

2. 在護箱安裝防護側裙用以保護散熱片，可以在後續的相關接收工作內不會被損壞與污染，中間的環形空間將會注水進行循環冷卻，注水過程透過軟管與冷卻系統連接進行循環。
3. 在護箱底部與頂部有專用的配件可以旋開密封，可以藉由這些工具來連接冷卻系統，建立迴路，並將護箱裝滿水冷卻至低溫，利用循環水沖洗護箱以減少可能的放射性核種，藉由過濾可以將懸浮微粒收集於過濾器與濾心中。
4. 將護箱上的上蓋與鎖住上蓋的圓形法蘭拆卸，使用特定的連接裝置與護箱連結並準備運送至護箱暫存池中。
5. 將護箱送往護箱暫存池，放置在水池底部的運送軌道平台上，此平台會將護箱移動至一個連接裝置，此連接裝置同時連接護箱頂部與卸載池的底部，目的是為了分開兩個池子之間的水避免污染。
6. 藉由吊車上的設備將護箱打開，將上蓋與連接裝置的密封系統整個吊起，並使用燃料組件的吊車將燃料組件依序吊出放置至燃料格架中。
7. 放置完成後，護箱空桶將視為需要清潔處理的運輸元件，將會把空桶藉由運回護箱暫存池並將其排空與執行相關完整性檢查。
8. 用過核子燃料的貯存格架，將會藉由另外一個吊車系統放置於升降機，降下至貯存區域貯存。

整體工作流程與圖 7 同，白色箭頭代表卸載過程的工作內容。黑色箭頭為卸載完成後護箱的回收與除污相關過程。本研究之蒐集工作中，發現可以於 SKB 官方釋出之影片有提供操作的過程與內容[7]，結合目前所蒐集到的相關資料，可以更進一步了解各項工作內容，整體工作情況如圖 8 圖 9 所示。

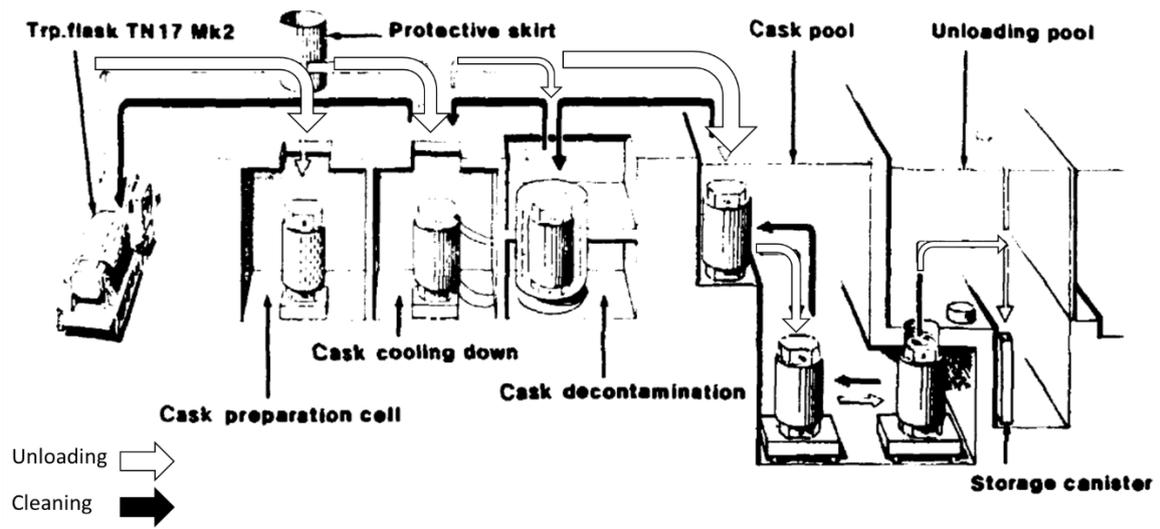


圖 7、SKB 技術文件中描述的再取出過程[6]



圖 8、SKB 操作人員連結冷卻裝置[7]

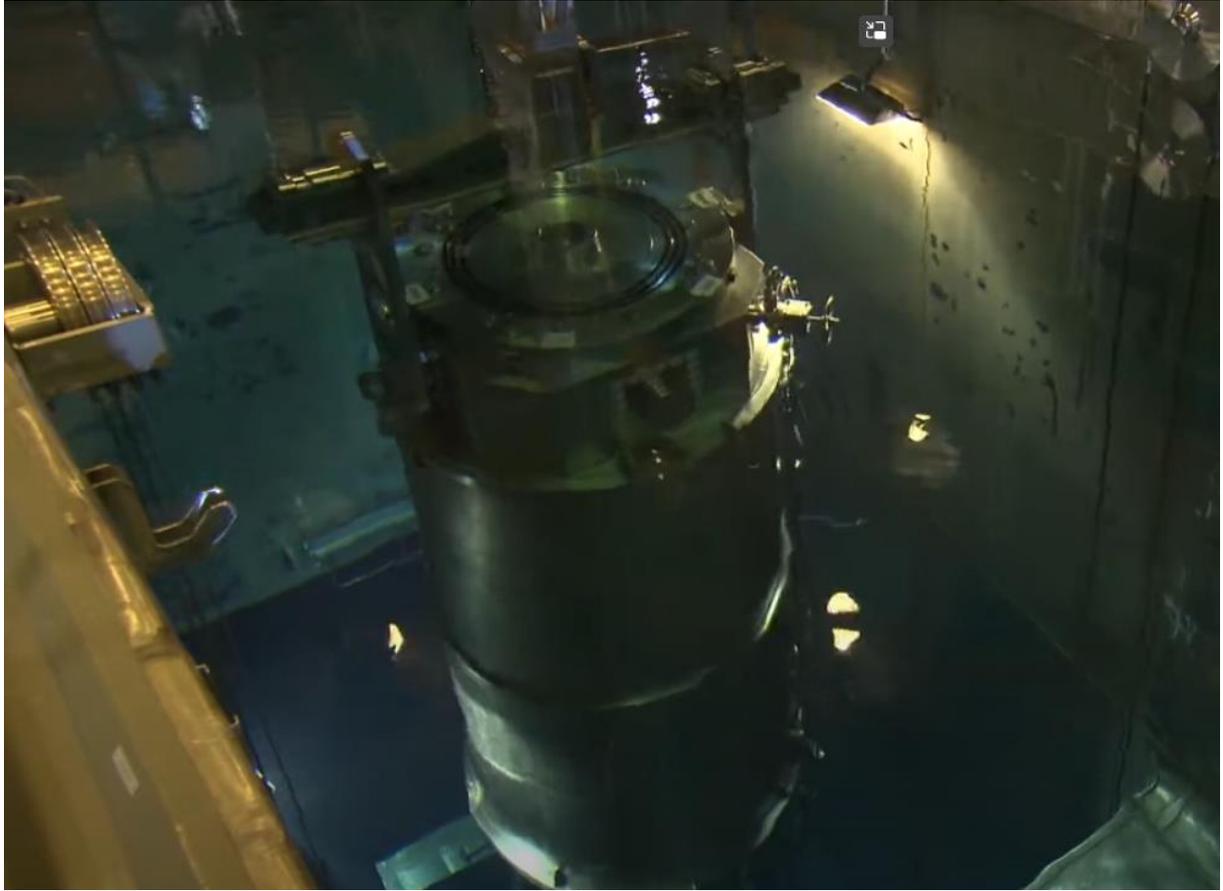


圖 9、SKB 吊掛護相進入卸載區域[7]

2.3 美國 GE Morris

美國 GE Morris 本身最初設計為用過核子燃料之再處理設施，自 1972 年開始運轉，設施內容包含護箱接收區域、燃料卸載區、燃料貯存區域、基礎系統設施(包含冷卻與過濾系統等)與控制室。此設施本身設計用來貯存 PWR 與 BWR 兩種用過核子燃料，本身設計標準將可接受冷卻一年以上、 ^{235}U 初始濃度達 5% 且最大燃耗為 44 GWd/tHM 之用過核子燃料。此設施主要依據四個輔助系統來達到安全需求：洩漏檢測系統、過濾系統、冷卻系統與建築通風系統。

Morris 營運自 1989 年以來，GE-Morris 的燃料貯存空間基本上已滿，並且不計劃進一步接收燃料。在美國能源部規劃相關的最終處置與貯存之前，預期將不會有任何的用過核子燃料運輸。此廠址本身具有兩個護箱連接的用過核子燃料池，並且附有兩個不同的吊掛系統用來對應使用的設備，同時具有池水處理冷卻與相關的隔離等系統。

此設施運轉迄今已 51 年，本身目前僅作為濕式貯存的維護而不再接收燃料，因此近期，於 2020 年提出的延役安全評估報告中[8]，也都以水池本身的圍阻性與設施本身的老化管理評估為主要要項，並且加上部分安全分析的再評估作為延役的相關文件。而本計畫主要希望藉由貯存設施在轉移用過核子燃料的程序內容進行評估，針對此議題將參考 1979 年由 DOE 與 NRC 出版的說明文件[9]來進行說明。

Morris 貯存過程中將會在 10 英尺下的水深進行，以水體作為良好的輻射屏蔽保護與熱傳來移除用過核子燃料的衰變熱，營運吊掛之過程原則可以藉由圖 10 的示意進行說明，主要幾個步驟如下：

- (1) 使用重型吊掛設備對運輸護箱吊掛至載卸區、
- (2) 使用水下吊掛設備來進行後續的吊掛工作，來確保用過核子燃料將不會抬升至離水面過近、
- (3) 確保池水的冷卻系統有進行冷卻、
- (4) 池水持續過濾來確保水的純淨性、
- (5) 使用相關設備來監測與控制可能的放射事故。

這些原則性的說明將確保系統的作業中，避免發生可能的意外事故。而貯存過程藉由自然對流維持水溫於 29°C 上下來達成被動安全的要求。在此份文件提出(1979)由於量體大且被動冷卻效率高，其冷卻器與過濾系統關閉甚至已達 44 天和 54 天，並且仍未達到其設定之極限運行條件。

Morris 本身載卸池位於圖 12 中的載卸設計區域，本身屬於兩個高度不同的平台，深度為 14.6 公尺(48 英尺)深，於水面下 8.7 公尺(28.5 英尺)有一個小型的平台來放置護箱，通道之間設置防傾倒之四方型設施，避免掉落翻倒導致內容物的掉落，平台上本身有 7 英吋厚的吸收緩衝系統，於較深的放置區有 2 英吋的不鏽鋼襯墊，緩衝設計採用的是特殊設備為 doorway guard[8]，藉由設計此類能量吸收裝置。當物件落在緩衝器上時傳遞的能量將透過拉伸兩根不銹鋼桿（高達 40% 的伸長率）來吸收並阻止此物件抬升超過防護裝置，如此可以避免提籃吊掛時往側邊傾倒，設計如圖 11、Morris Unloading Pit Doorway Guard。整體池水具有三個工作區塊(一個 Unloading pit 與兩個 Storage Pit)並包含 68 萬加侖的冷卻水。

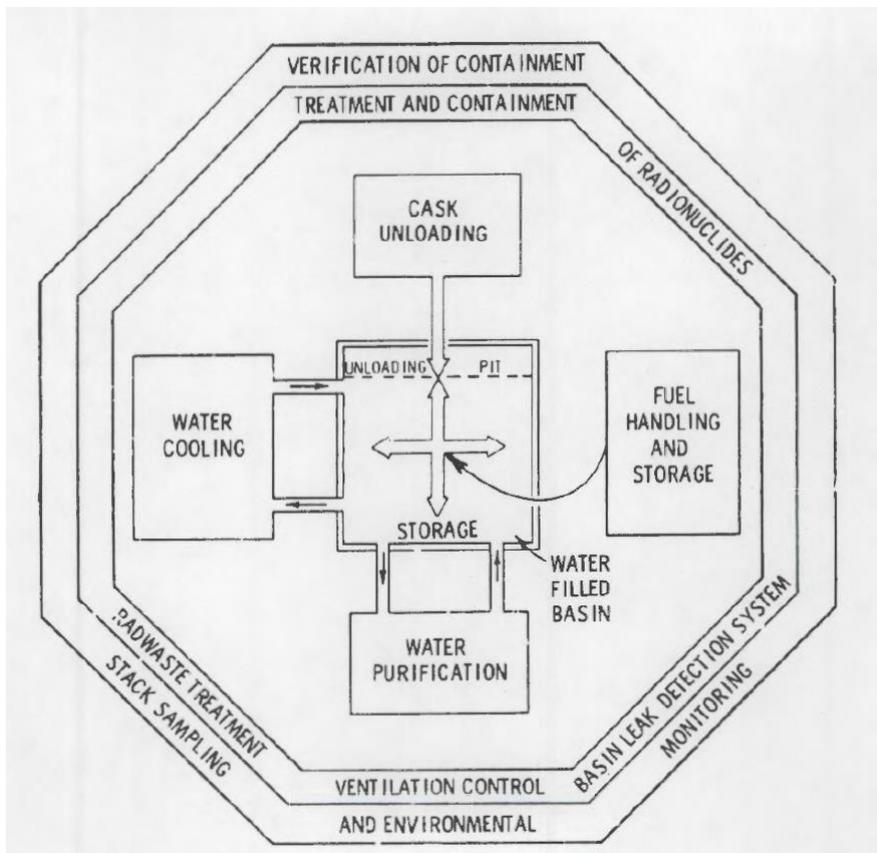
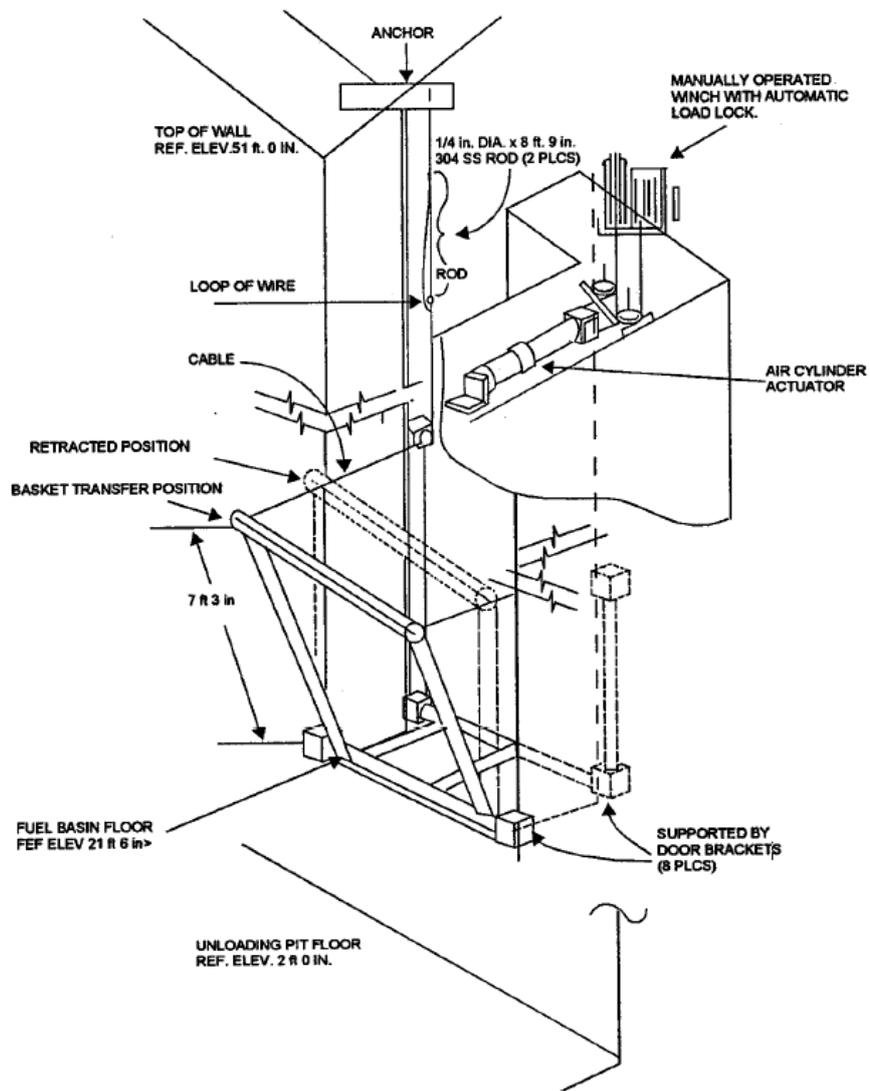


圖 10、Morris 設施說明



11 - Morris Unloading Pit Doorway Guard

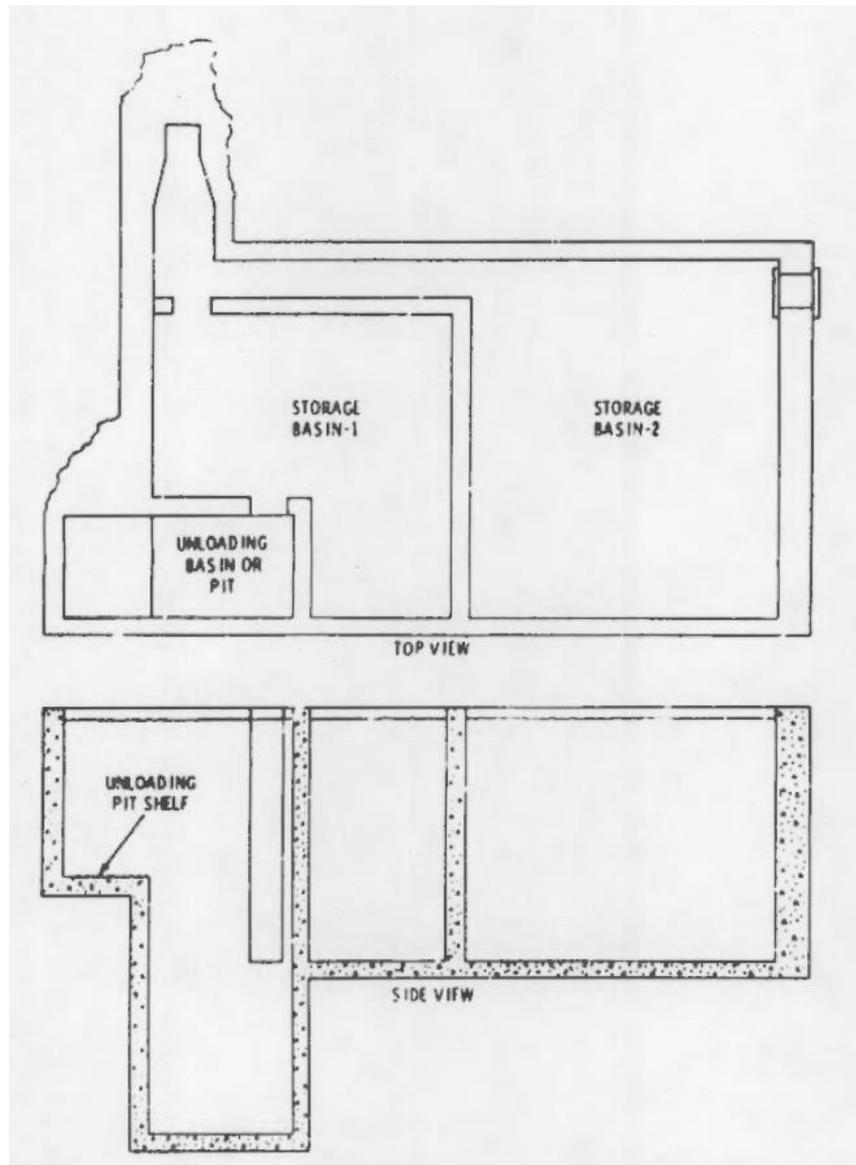


圖 12、Morris 載卸區貯存之設計上視圖與側視圖

當設施接收到貯存護箱以後，藉由 125 噸的吊掛天車將護箱由拖車上吊起，放置於除污區上，護箱於吊掛過程不會經過或通過任何燃料貯存的位置，參考圖 13 可見，於吊掛進入暫存區之過程，護箱會分為兩個階段來執行吊掛，放在兩個高度不同的平台，避免護箱發生直接墜落的風險，並藉由設計之延長掛勾(圖 13 的黑色吊繩)，來執行離水面較深的吊掛工作，藉由這種額外的延長吊勾設計，來減少過多的吊掛纜繩浸入水中，並帶進更多的潤滑劑等不必要的問題。第一階段之吊掛過程中，將會把護箱吊入中繼之平台上，並於第二階段再次吊掛貯存護箱並放置於水池底部，於底部將會有緩衝襯墊吸收可能的衝擊。

GE Morris 使用的主要吊車為 125 噸的吊重，此設計本身已經屬於保守假定，操作過程預計吊掛最重為 70 噸，並遵循起美國重機安全協會之規範要求執行每年度檢查。

用過核子燃料之吊掛如同圖 14、Morris 用過核子燃料吊掛程序所示，於池底使用燃料天車進行吊掛，並裝入預先放置好的燃料格架內進行裝填，當裝填完成後，再由燃料吊掛系統進行移動，將其放置入貯存區域中排放，此設施具有兩個存放池進行存放，整體與載卸區域有一段高低差來作為隔離之用途。

GE 在伊利諾 Morris 使用的格架中，臨界計算的使用將不會考量相關的中子毒物系統，而是採用計算燃料組件之間距和不鏽鋼之相關組件來計算臨界反應度。圖 15 與圖 16 顯示 Morris 包括裝載格架之過程和移動到貯存區域之過程。

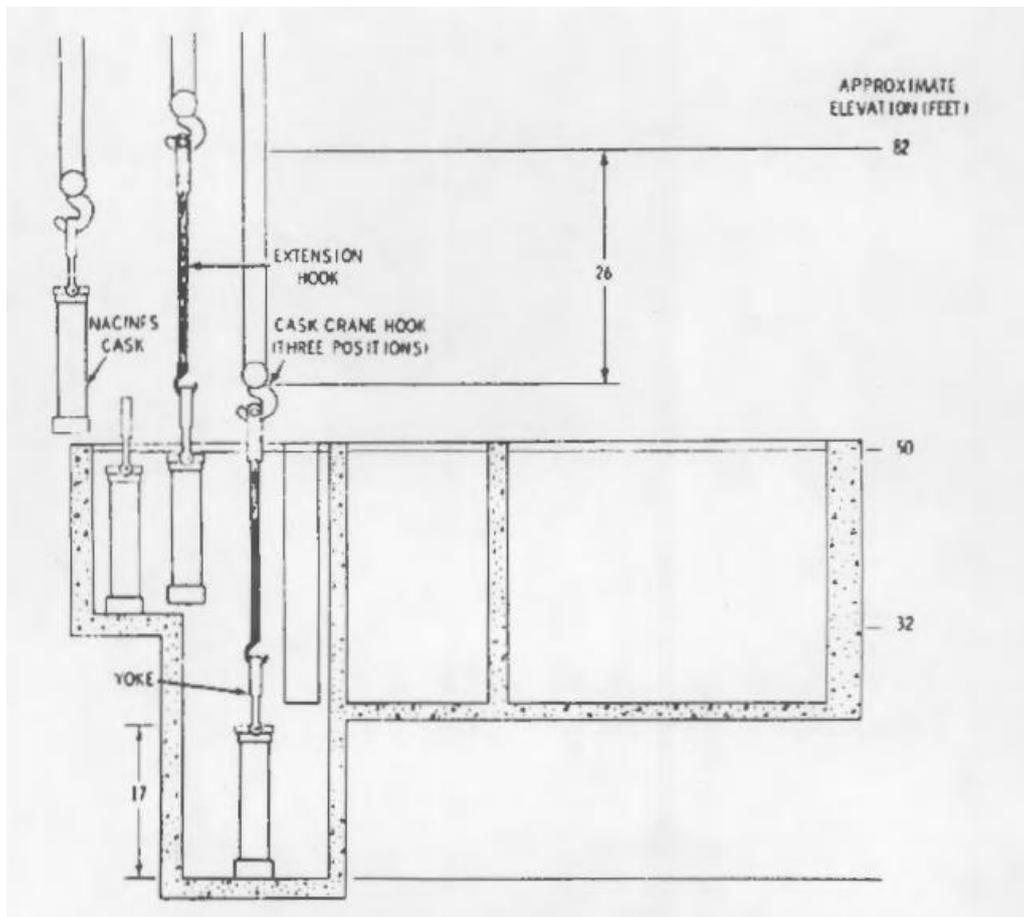


圖 13、Morris 吊掛程序與高度限制

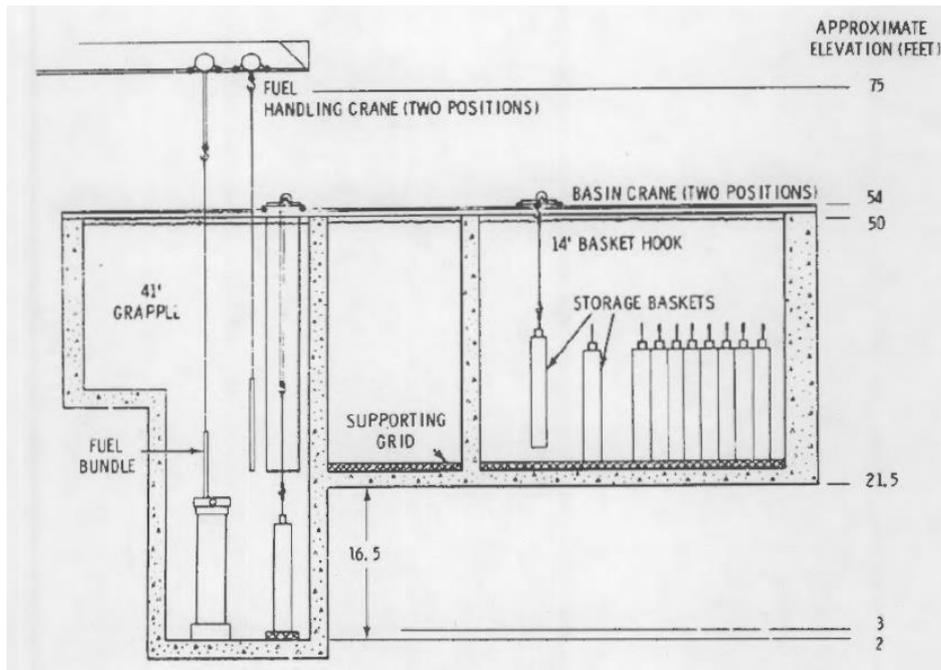


圖 14、Morris 用過核子燃料吊掛程序

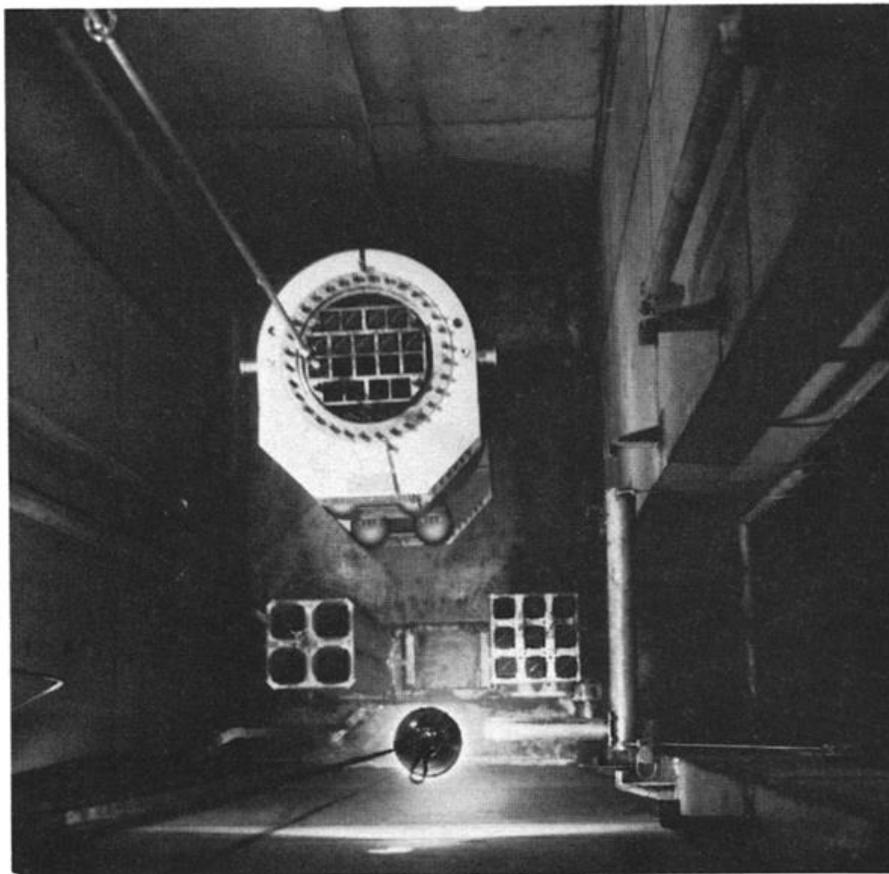


圖 15、GE Morris 轉移燃料至格架系統[10]

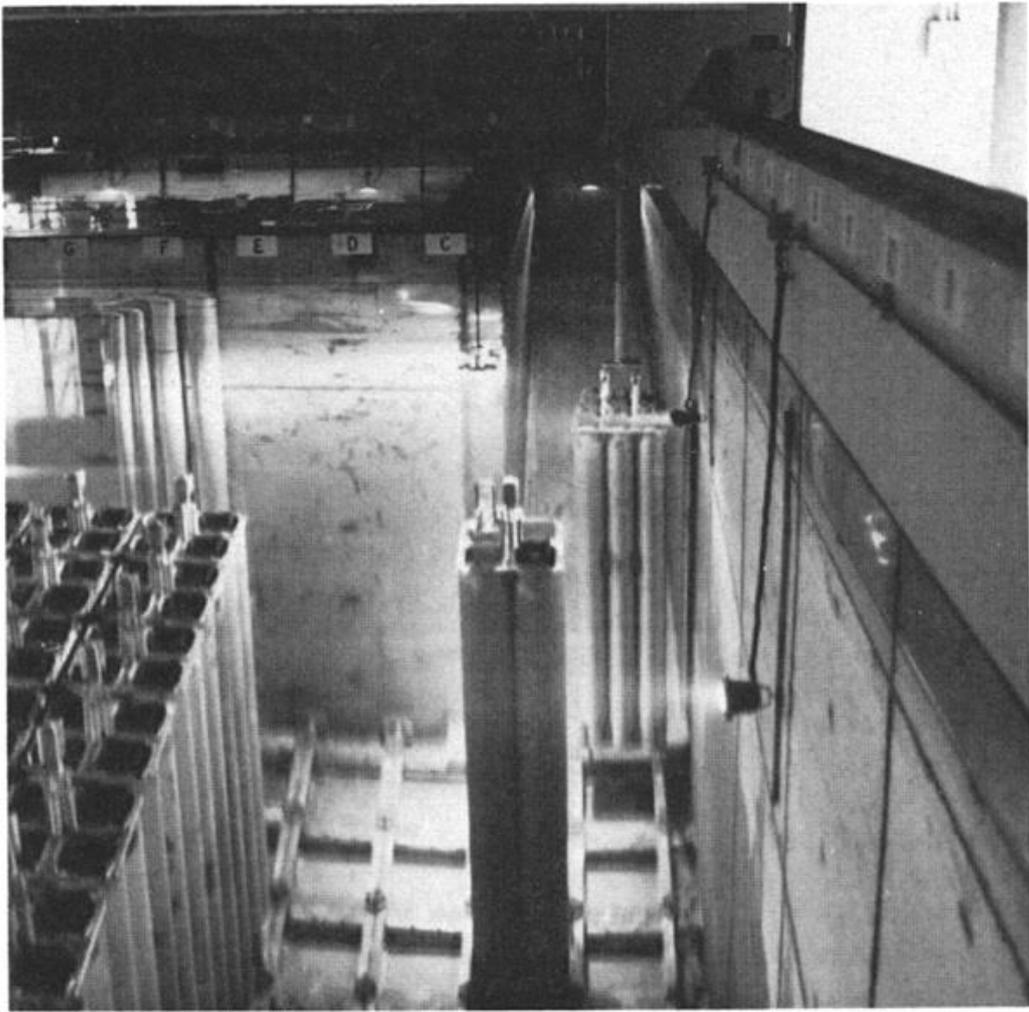


圖 16、GE Morris 轉移格架系統至貯存區[10]

2.4 美國 GE Morris 事故分析研析工作

美國 GE Morris 由於運轉迄今已經 51 年，於 2020 年提出了延役的申請並出版相關的綜合安全報告[8]，此份安全報告中包含內容甚廣，雖然由於此設施已經不再接收多餘用過核子燃料，但仍具有相當數量之程序書與規範等供參考。考慮到運轉工作中，需要評估眾多的相關意外事故，本研究中將針對再取出池於設施整體營運中，可能需要注意的意外安全分析進行研析與整理，確保未來我國管制單位在審查此類安全分析報告時，能夠有相關的參考依據。

於綜合安全分析報告中第八章中，有提到幾個重要的意外事故假設，這些事故都依據其事故分析後可能會導致額外的廠外輻射過量或是有外釋風險的事件。共有(1)燃料冷卻喪失(Loss Of Fuel Basin Cooling)、(2)燃料池水的洩漏(Drainage Of Fuel Basins)、(3)護箱掉落進入卸載區域(Cask Drop Into The Cask Unloading Basin)、(4)燃料掉落事件(Fuel Drop Accidents)、(5)飛射物事件(Tornado Generated Missile Accident)、(6)冷卻系統洩漏(Chiller System Leak)、(7)臨界事件(Criticality Accident)。以下將就各分析項目做簡單描述，主要以各項分析中需要考量的工作為主要說明內容。

2.4.1 燃料冷卻喪失(Loss Of Fuel Basin Cooling)

燃料冷卻系統在補水系統還可以補充蒸發損失的水的情況下失效的話，可以不被視為重大的緊急事件，因為補水系統可以很好的確保水位的穩定性；並且相對地，若補水系統停止運作，也還有一定的時間可以更換冷卻或補水系統，主要取決於系統如何在確定時間內恢復其功能性；因此在此項目的分析中，審查將藉由提供補水時間可以計算可能產生的蒸發量來確定，惟須確保最低水深要高於用過核子燃料束一定高度(以 Morris 案例為 9 英尺)，並在此條件下維持足夠長時間可以更換相關系統。於 Morris2004 年六月執行過之測試案例說明，於當時執行最高水溫的測量並計算水量蒸發至喪失屏蔽所需時間應為 150 天以上，安全報告中認定這段時間應足以執行相關的維修與換水工作。

2.4.2 燃料池水的洩漏(Drainage of Fuel Basins)

Morris 之用過核子燃料池本身藉由設計上，沒有可能會排空池水的穿孔，也沒有相關的管線，另外由於結構本身位於地下水的低水位，且岩層屬於低透水性，因此，應不會產生洩漏議題。於 1972 年六月有發生過 Morris 不鏽鋼內襯漏水的事件，此事件顯示了此類事件並不足以影響周邊的地下水也沒有造成額外的污染。

2.4.3 護箱掉落進入卸載區域(Cask Drop Into The Cask Unloading Basin)

護箱掉落於卸載區域本身的假設是，當護箱掉落於卸載區域導致結構有所損毀。而 Morris 藉由設計相關的緩衝系統與相關載具，細節如 2.3 美國 GE Morris 所述。藉由此類能量緩衝的吸收設計，可以使護箱的衝擊力量有效分散，在相關的分析中指出評估了兩種不同的墜落分析：掉落於暫存架上與卸載區的底部地板上，計算考慮岩層結構與混凝土設計結構之強度，並說明不鏽鋼襯墊本身強度與能量緩衝系統的設計。藉由計算可能的形變與強度估算後，此分析說明了並不會對於結構完整性有所影響，也不會引起額外的冷卻水流失事件。

2.4.4 燃料掉落事件(Fuel Drop Accidents)

燃料於吊掛取出或相關處理過程中，若發生事故可能會使燃料護套損毀與相關的裂變氣體釋出。而此類事故會發生在燃料從護箱轉移到格架中，或從格架轉移至護箱中的相關作業上，或是貯存格架轉移至貯存區域的過程中，若要考慮到 Morris 的保守事故，將會考慮到吊掛高度最高的燃料卸載過程中的事故分析。此項分析中，依據相關操作程序，在護箱操作期間，護箱不會有額外的移動，本身的設計也使護箱不會在過程中有任何移動。

此分析工作中，考量可能釋出的氣體與水的影響，水的影響主要在於考慮燃料護套破損時，釋出的碘很大一部分會溶解於水中，因此考慮到可能會影響的釋放量就需要額外考慮水的溶入影響；過程中需要考量通風與用過核子燃料的冷卻年限與其燃耗值。

燃料棒之護套若要在墜落事件中破裂機率相當低，而於安全分析報告中，將假設所有的燃料棒護套於單一燃料束破裂並將所有的裂變氣體釋放，在 Morris 計算，提出若整體發生此事故對於操作人員的額外劑量計算，並計算若通風失效的情況下之影響，於此份分析報告中指出，事故持續時間為兩小時，提升之最大劑量為 0.02 mRem (2×10^{-4} mSv)，全身劑量為 8.0×10^{-6} mRem，仍小於 10 CFR 72.106 中要求的 5 Rem (0.05 Sv)。

Morris 的安全分析報告中，也提出一些過往燃料再處理過程中，燃料意外掉落的一些案例，例如在 1973 年至 1974 年的冬天，Pilgrim 核電廠在定期維護的過程中，意外掉落了一束燃料至燃料池底部，這一束燃料經過仔細檢查後，評定並沒有發生故障變形，也沒有因為此次墜落意外有額外的裂變氣體釋放。另在 1974 年的在 Millstone 核電站計劃停運期間，一束用過核子燃料轉移至貯存格架時，意外掉落並導致拉桿斷裂與上板分離與輕微的變形，儘管燃料束於此事故下看起來略有彎曲，但並沒有產生燃料過大的移位情況。依據這些經驗都表明此事件下通常不太會引起過多的洩漏，即使發生，依據此分析結果來判斷對於現場人員的影響是一個可以接受的方法。

此類事故分析還有分析有關於燃料集中貯存格架在搬運中的掉落事件(Fuel Basket Drop Accident)，但是由於本研究本身目的在於用過核子燃料的臨時再取出，應不會有集中式的貯存格架來做陣列貯存，而是採用另外的密封鋼筒或單獨之貯存格架而非集中式，因此就不在此文做過多的描述。

2.4.5 飛射物事件(Tornado Generated Missile Accident)

雖然 Morris 設施本身為一室內廠房設施，但此假設了一個龍捲風引起的飛射物進入貯存池的事件，這邊假設建築物已經因為龍捲風破壞而損毀(此設施之水池上方為金屬建築)，針對此類飛射物議題，假設撞擊可能破壞內襯或燃料的其中一個，因為分析中認為當破壞其中一項後，沒有足夠的能量衝擊其他相關系統；整體大小也分為兩種，電線桿大小與汽車大小的物件。主要衝擊還要評估撞擊面積與可以轉移到物體上的能量計算，此分析中假設可能的破壞要考慮可能的燃料破損、數量、燃料特性與最大風速與物件等。整體產生的最大後果為 PWR 燃料的破損導致現場可能產生的額外全身劑量約為 0.8

mRem (0.008 mSv)，仍然小於法規訂定的限值。

2.4.6 冷卻系統洩漏(Chiller System Leak)

此議題本身屬於池水冷卻系統，主要考量藉由連接熱交換器與池中冷卻水，以冷卻風扇對池中冷卻水抽起並進行循環冷卻後，將冷卻水送回之循環過程，過程中若冷卻風扇系統或相關設備洩漏將會把池水排放至大氣的問題。而自 2000 年開始，Morris 已經採用了冷媒設計的熱交換器進行冷卻(freon heat exchanger)，這種作法本身不太可能產生洩漏，且排熱系統壓力較高，即使發生洩漏也會造成洩漏進入池水而不會進入環境中，而若是單指熱交換器的洩漏，此系統本身也是將水引導至相關的集水集中系統，因此不會有相關的問題。

2.4.7 臨界事件(Criticality Accident)

若作業過程中接收的燃料比分析假設中的更具有反應度，或是機械損壞而產生可能會發生臨界的問題，這些事件都可能會降低安全裕度的要求，因此必須執行相關的分析工作。此類計算中需要考量的事件如：

(1)燃料吊掛程序：

Morris 藉由每一批次的處理中，都是一次批准一束的工作並於批准後才執行裝載，每一個燃料集中格架並不一定只放一束燃料，每一個集中格架本身可以同時容納四束 PWR 燃料或是九束 BWR 燃料，藉由設計放置在貯存池的存放架中，最多可以貯存三個燃料集中格架。此分析中利用了 LEOPARD 程式分析進行計算，並考慮間距與材料等影響，這樣可以使中子增殖因數控制在安全值內。

(2)飛射物衝擊：

藉由設計燃料束本身的結構排列方式，使飛射物要把整個系統壓實至緊密而達到臨界之條件為不可能。藉由排列成 T 型的配置，來達到避免此類事件發生的目的。

上述內容都說明了整體分析中需要考量的問題，藉由各種物理手段與行政手段，使臨界事故成為非常不可能發生的事情，並藉由計算方式確認若發生相關的臨界事件

的話，藉由吊離臨界組件也可以停止相關反應，而輻射由於使用冷卻池之冷卻水作為輻射屏蔽，因此至池水表面之輻射劑量也僅於計算中得出(15 mRem/hr (0.15 mSv))，此數值對於現場的影響也小，因此也無須執行額外的保護措施。

2.5. La Hague 營運過程中考慮之事件與事故說明

在法國，所有核設施如核電廠、研究反應爐、燃料再處理、研究實驗室和放射性廢棄物處理設施都屬「基本核設施」(Basic Nuclear Installations, BNI)。法國核安與輻射防護管制的組織(Autorité de sûreté nucléaire, ASN)自 2006 年核子事務的透明度和安全法(Rapports Transparence et Sécurité Nucléaire, TSN)設立以來，便成為獨立的行政監督機構，代表國家管制並確保核子安全和輻射防護等工作。執掌法國輻安和核安業務，例如核能發電廠、居民、患者與一般大眾等，防止輻射污染環境也是其業務之一。

而 2011 年福島事故以來，ASN 針對此項事件對法國所有相關核子設施，不論是核能電廠或是其他相關核能處理設施等工作進行事故重新審視，並於 2011 年 12 月出版安全評估報告”RAPPORT DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE”[12]。此份文件中有提到 La Hague 等相關再處理設施所需要考量的風險管理事項與內容。其中提到要注意的幾項工作內容如：(a)地震、(b)洪水、(c)極端氣候、(d)外電喪失與(e)嚴重事件內容。這些內容涉及場址評估與設備評估等工作。

而本研究中，藉由蒐集 La Hague 與 ASN 管制單位的管制要求來進行研析，由於 2021 年其營運單位 AREVA 也提出希望能夠針對場內的 Pool C 等設施進行格架增加工程，過程中也有相對應的運轉考量與審查要求，內容可由”CODEP-DRC-2022-002114”[13]此份需求文件進行查詢，而其中就針對了臨界性安全等執行細節有一部分說明，並且說明了此類貯存池的安全規範考量包含燃料提籃墜落等議題；經由此份文獻可以發現，運營中的貯存池其安全設計規範與運營中的用過燃料池基本相同，因此參考目前國內運行中電廠之相關規範應可作為未來規範骨架。

本節將會依據上述兩份 ASN 出版的管理文件進行統整，將 La Hague 在管制單位的要求下必須要執行的事件分析要求列出，並且簡略說明 ASN 對其營運單位的要求工作，此類內容也可以做為未來管制單位審查國內再取出設施上的參考資料。

2.5.1 地震

La Hague 本身有多個不同的設施與場站，且啟用年限從 1976 年的 UP2 到 2011 年的 UP3 等設施，這些設施當時採用的地震頻譜，因設備儀器等因素而有些微不同，但都主要面向防止設施有地震方面的相關風險，而其運營商在其報告中指出，La Hague 場地的地基土壤性質是堅固的岩盤，因此認定耐震將滿足建築物要求抗震能力。關於抗震設計，混凝土建築物由立面牆和具有連續性的內牆形成水平力的支撐。建築物本身建立在筏基結構上，且高/寬比較低。運營商認為此類結構很保持穩定，並且僅在地震級別高於設計期間考慮的地震級別時遭受有限的結構損壞。這些建築物採用三維計算模型進行評估並保持彈性。

而由於現在使用的建築標準都是依據 1979 年的設計頻譜(DSN-79)作為資料源，因此 La Hague 大多廠區都已經符合了此類地震要求標準，並且針對關鍵的的零組件結構等都有考慮額外的裕度，營運商對此建築的地震評估結果為 6.4 級的 15 公里淺層地震(現場設計地震等級為 15 公里地震 5.8 級)。同樣地，確保冷卻功能的關鍵設備穩定性分析研究得出以下結論：這些設備之堅固程度比上述建築物的最低等級來的高，就放射性物質貯存設施而言，營運商得出的結論是：土木建築物因地震引發較大風險的震度將關注 15 公里發生震度為 7.3 規模之地震；若考量冷卻與過濾等系統的穩定性，則震度標準將降為為 6.8 級。這些計算或分析採用現有的資料或是經由振動台與有限元素分析計算來推斷。

經由 ASN 審查認為，雖然營運商提出的設計裕度與結構分析可以接受，因為它們主要是依據設計標準所提出的相符內容，但由於地震過程中，相鄰之相關結構可能會造成額外的損害，因此對於在 La Hague 現場結構上安裝的相關支架或設備，ASN 將要求運營商對超出其設計要求的情況進行具體分析，並考慮垂直地震的影響且基於對其

合理的老化假設進行分析。另外由於池水的晃動現象與頻率反應，將會影響冷卻水的大量溢出，為此 ASN 也要求必須依據池水溢出的風險與後果進行分析。並針對 NPH 廠區等部分建築進行加固，來確保這些早期使用 DSN-76 設計頻譜的建築能夠通過 DSN-79 之要求，確保地震下之穩定性。

2.5.2 洪水

依據 La Hague 營運單位提出之安全分析內容，由於場址本身位處高海拔地點，且為區域中的高程位置，安全分析中認定設計的淹水條件成因不應為海嘯，考慮因為地下水位上升或是豪大雨引起的淹水。營運單位以 100 年回歸最大雨量與可能的額外漏水來進行廠區排水分析(6 分鐘內 24 毫米雨量)，結果顯示其中七座設施需要對管線尺寸進行修改。分析中也說明營運商並沒有考慮排水線路不可用的情況，但它們會藉由定期的維護工作來確保這些系統安全運作。營運單位也表示場站將會於設施中設置額外的抽水機確保抽水功能。

而管制單位評估 La Hague 主要位於約堡高原的相對高處，位於海拔高度一百多公尺，判斷此高度在極端情況下，也應可以避免與地震海嘯相關的任何洪水風險。而運營商對與地下水位上升相關的風險也進行了評估，參考短時強降雨所帶來的可能風險，也考慮了排水狀況下，其排水路徑與關鍵組件的高度影響估計等工作。ASN 認為運營單位應該進一步完善他們的排水評估方案，至少要分析關鍵安全系統、結構等重點設備，於受到強降雨情境影響的洪水所產生的相關風險，進行影響性之分析與研究，必須考慮到部分管線堵塞、地震引發的多重管路和其支撐結構可能破損風險，同時必須考慮到場地配置和需要保護的設備位置。

2.5.3 極端氣候

對於極端氣候下於歐洲影響較大的颶風與雪的影響，營運單位在額外的安全評估報告中指出這些設施本身的設計已經有估算這些影響性；由於認定龍捲風或颶風產生的飛

射物並不太可能損壞其混凝土結構，且此些結構也具有其安全重要功能之要求，本身已經可以抵禦輕型飛行器的撞擊，此外煙囪等固定結構已經以設計足以抵禦風力影響的要求。而管制單位認為，營運者應該額外依據極端氣候引起事件進行分析，並考慮額外的以下事件：氣壓變化、煙囪耐受力、位於室外的金屬結構與其他相關設施引起的飛射物撞擊等影響。

2.5.4 外電喪失

La Hague 本身屬於用過燃料再處理設施，因此針對可能的外電停止供應之事件分析中，並非僅只有執行冷卻功能失效分析，報告中也包含了一些再處理過程中可能使用到的控制系統或監控系統，而這些系統本身用於再處理過程中的臨界或氣體控制，因此本篇研析過程中，主要篩選有關於冷卻控制系統的要求或做法來進行說明而不會納入過多有關再處理之設備議題。

當 La Hague 發生外電供應喪失事件時，冷卻系統的失效將會產生安全疑慮，如冷卻系統的失效將會導致貯存池水溫上升而進一步導致可能的屏蔽喪失。而因應可能的喪失外電風險，La Hague 有三種備用電源進行供應：

1. 來自 EDF 自營的獨立電網進行供應；
2. 由 15kV 的緊急發電站提供電力(需要確保獨立電網的運作)；
3. 每個設施與工廠各自具備的發電機，確保氣體控制功能與冷卻水之冷卻功能。

對於上述 La Hague 所提交的內容，法國核安全管理機構認為，即使貯存池升溫的速度相對緩慢，且需要耗時大約一周達到沸騰，該設施仍需要具有強大的補充池水的能力。ASN 將提出要求 AREVA 採取必要措施，達到並確保具有補水和冷卻的能力要求，並可利用現有的設施來達成。ASN 將要求設施必須具有迅速恢復貯存池的冷卻能力。ASN 表示如果未來營運單位希望在 La Hague 工廠建造新的貯存池，則這些池應該具有以下強化措施：

1. 當用過燃料或其相關元件暴露或冷卻水沸騰時，能夠確保完整性；

2. 對於外部的衝擊或相關撞擊能力防護；
3. 強大的補水能力，以確保必要的水量。

2.5.5 嚴重事故

針對 La Hague 設施，本身需要關注的嚴重事故相當多元，由於本身屬於用過核燃料的再處理設施，其處理過程中間具有多個化學處理工作，而這些處理過程的濃縮系統，或是離心分離系統等的失效都會是嚴重事故的一環，但由於本研究工作主要關注於貯存燃料池本身的相關內容，因此本嚴重事故的研析內容將會適度的刪去有關於濃縮與裂變產物過濾系統等相關嚴重事故假設。而此設施對於重大事故的主要假設還是在於放射性物質的外釋，此類物質外釋的主要原因還是在與冷卻系統能力的喪失與設施密封性的喪失問題，並且針對這些事件所產生的因素與其衍生的管理問題進行討論，例如當地震後水池周邊的混亂情況可能會影響事故的緩和和工作，並限制了操作人員的反應時間而導致其他的相關問題。

而對應相關重大事故的現有措施，除了前面提到的相關手段外，營運單位也針對每一種可能發生的重大事故有特定之手段。例如應對冷卻能力喪失：營運單位具有額外的三個補充水池如下：

1. 西邊的備用池：容量介於 30,000 到 55,000 立方米之間；
2. Moulinets 水壩：最大可儲存 250,000 到 410,000 立方米；
3. Froide Fontaine 水壩：最多可儲存 5,000 立方米。

以上三個備用水池可以做為緊急應變下的補水備援措施，營運單位也將會將此三個備用池水連接消防管線等供應系統，使其應對在其他的危機事件中可以使用，並使用柴油發電機來做為事件發生後數小時的自主運轉能力保證。另外還有針對再處理系統的化學程序中止而產生相關阻塞的應變方法，但此處不再贅述。

2.5.6 格架與池水重點事項研析

於 La Hague 於 2021 年對 ASN 提出的格架加密更換的方案[13]中，提出幾個關鍵性的分析工作，本研究將針對這些微小細節進行掌握，了解在法國體系中所執行之池水分析工作是否與美國案例類似。

其中在此份文獻中，其 A3-與事故狀況的分析工作，這章節的主要依據法國安全框架中的事故情況中需要考慮的幾個事件摘錄。首先必須保證若裝有燃料組件的提籃墜落，確保提籃的機械完整性，並固定用過燃料的位置不能移動，提籃本身上蓋必須鎖定以確保用過燃料不會掉出，運轉單位此提出的內容並不能使管制單位接受；因此 ASN 對於此項的額外要求工作，則是需要使用分析計算程式來進行驗證並提供相關計算證明，不能僅使用定性論述來做為描述內容。

由於 La Hague 對於其 UP2 與 UP3 設施中的 C、D、E 池的燃料貯存數量擴充進行評估，因此對池水冷卻系統考量上，營運單位新增相關的空氣冷卻器來滿足冷卻需求，並且增加了極端氣候的操作條件(包含正常/異常、事件與備援)，考慮了近 10 年的最高溫度平均值作為額外極端氣候的補正條件，這些保守假設也符合冷卻水管理的要求，管制單位也對此表示同意，但是對於營運單位希望將最高運轉溫度由 45°C 提升至 50°C 的要求並不同意，因為考慮到 50°C 雖然不至於產生沸騰，但仍會使水量產生減少。

管制單位對於此份文件中並沒有相關的冷卻系統效率進行靈敏度分析而感到憂心，若格架可能會裝載更多用過燃料的情況，必須清楚冷卻系統對不同的格架數量的影響分析工作，因此要求執行相關的靈敏度分析。另外針對事故下的可能沸騰行為，不能僅用平均溫度作為分析結果，而必須考量局部可能的沸騰情況，尤其是在池水中若要裝載更多用過燃料的狀態下。

設計中也提到了飛機墜落風險評估，由於營運單位認為此場址僅有新設空氣冷卻器，此面積的擴展並不會影響原先的評估內容，因此不予修改，雖然與法國 (RFS) I. 1. a. 飛機墜落分析的要點一樣，但管制單位還是希望進行相關重新評估工作，以符合現有營運中的設施設計。

以上之相關內容中，可以看出整體考量工作，仍然集中於格架本身的完整性與用過燃料的餘熱移除管理，此份文獻雖然沒有完全點出整個分析架構，但其細節已經與其他國際管制單位在監管上的目標相同。都著重於用過燃料的完整性、冷卻水的溫度控制、吊掛過程的失效問題等為主要的安全考量。

3.0 PWR 用過燃料池相關設計安全標準資訊研析

本計畫提出 PWR 之用過燃料池設計安全標準研析工作，主要是藉由比對與 BWR 系統是否有設計上的不同，因此本研析工作內容，也會依據 111 年的前期 BWR 分析工作來進行研析內容說明。並摘錄出實際審查用過燃料池時，相對需要提出之內容進行說明，以俟在本案結論可以提出實際可行之審查要項與相關法規要求。由於 FSAR 在設計上主要依據 NUREG-0800 格式進行撰寫，因此本研析工作如前述，將會過濾部分針對緊急爐心冷卻系統等非本計畫本意之內容進行研析，確保撰寫內容可以做為未來審查要項之參考資料。

3.1 用過燃料池

核三廠用過燃料池本身屬於鋼筋混凝土的結構物並輔以內襯不鏽鋼，同時提供冷卻與屏蔽之能力，每個機組都具獨立的用過燃料池且沒有共用相關設備。這邊提到其颱風、洪水、飛射物防護、防火與屏蔽這些議題，都屬於整個設施共同使用，若未來使用在相關的再取出設施，這些議題相同也屬於整個設施的規模，因此相同於 112 年針對核一廠 BWR 的研析內容，本研究將針對用過燃料池的燃料格架與其相關結構作為主要的研析內容。

3.1.1 設計要求

依據核三廠 FSAR 設計資料，用過燃料池本身屬於鋼筋混凝土結構並內襯不鏽鋼，內部填充最低濃度為 2000ppm 之硼酸水，結構包含貯存格架都需符合耐震一級要求；結構設計中要求所有格架不會互相或與用過燃料池產生碰撞。若設施中有而其他不屬於耐震一級之設備，若會因衝擊或洪水產生倒塌，進一步導致燃料儲存設施功能喪失的話，則此類設備都應得到加強支撐，以確保它們能夠當受到安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)時不會倒塌。

用過燃料池中所有會與燃料接觸的表面都採用不銹鋼材料製成，確保在正常與緊急狀態，其冷卻水之水質影響下仍具有具有相當的耐蝕能力。並在營運的過程中確保冷卻水不洩漏，對用過核子燃料的充分浸沒，確保設施在水面下操作燃料相關之組件時，至少在水面下 10 英尺處，同樣的內容也在其相關輻射屏蔽評估中提出。用過燃料池中設計中具有三道密封閥門，第一道主要隔絕輸送通道與用過燃料池、第二道隔絕用過燃料池與裝填平台(pit)、第三道分開裝填平台與除污平台，設計是為了把用過燃料裝填至密封鋼筒或護箱系統中。而除污平台就是為了對裝載完畢的鋼筒或護箱進行除污。

3.1.2 安全分析

依據核三廠安全分析報告說明，設計安全分析主要依據 10 CFR 50 GDC 62 附錄標準，必須確保貯存過程中維持次臨界反應，確保中子增值因數有正確的計算並小於或等於其設定要求 0.95(假定水為純水而非硼化水)；用過核子燃料貯存設備不僅需要符合耐震一級的要求，也要求格架結構於墜落或受到衝擊的情況下都必須確保能夠吸收相關的能量。安全評估中，要求必須考量用過燃料由吊掛之最高處(18 英尺)落下的衝擊評估，本身貯存格架也可以耐受 4000 磅的垂直或 45 度剪力。最終安全分析報告中也提出使用標準的 17x17 燃料組件和處理工具計算的話，其總重約於 2300 磅，假設於 3.5 英尺掉落進行分析，分析結果顯示，燃料組件將在掉落後壓縮產生變形。而對組件的顯著扭曲將限制在具有硼化不銹鋼的頂部部分，因此結論此類事故不會損壞燃料，也不會導致燃料組件之間的幾何間距不足。

3.1.3 測試檢查與儀表相關

依據安全分析報告內容，每次使用前，都會使用模擬燃料來進行檢查與裝填，確認不會發生卡滯的現象。並且定期對於格架中的中子吸收材料等進行直接測試(藉由試片)。在用過燃料池區域記錄輻射監測與氣體監控，偵測可能外釋的放射性性氣體與輻射，並

設置池面液位監測器，用以監測燃料池中的水位。如果水位低於定點則發出相關警示，而上述這些指示和警報並將相關訊號連接至控制室進行管理。

3.2 用過燃料池清潔與補水系統

核三廠最終安全報告中，針對用過燃料池的冷卻與清潔系統也與核一廠的設計理念類似，藉由兩個子系統互為備援，同時執行冷卻與清潔的相關工作，在其正常運作的條件下，可以在 150 小時內移除一個完整反應爐的衰變熱，考慮到用過燃料冷卻的時間已經很久，而產生的衰變熱並不高，因此認定此冷卻系統足以提供用過燃料總數 2160 束之衰變熱移除。本部分涉及大量水位、溫度設定等，基本上與核一廠所採用的補水過濾系統相似，以下分節介紹。

3.2.1 設計要求

此系統設計要求主要需要滿足熱移除要求，確保用過燃料池溫度 60°C (140°F) 以下，避免水量大量流失，即使在任何單一事故下，都不會危害到系統保持屏蔽與維持次臨界的目標。此類系統設計中冷卻系統要求符合 C 級品保分類，閥門與管線設備則需要滿足 B 級品保要求，過濾清潔系統要求符合 ASME 規範中鍋爐和壓力容器(B&PV)第 VIII 節要求。

此系統本身包含兩具冷卻系統的熱交換器與兩具再循環泵組成，所有與水接觸的表面皆為不鏽鋼材料製成。熱交換器本身設計可以達到 100% 的熱負載要求，此要求也相同於再循環泵；過濾系統本身維持用過燃料池之池水純度，整體需要可以在 30 小時內達到整池的再循環過濾，並且維持水的活度將可以使水表面劑量小於規範要求。冷卻設計上要求必須要能夠在安全停機地震的條件下能夠再發動並且不會影響到設備的效能。

設計中將由用過燃料池進行吸水(設計海拔高度為 42.8 米(140.5 英尺))，並且經過過濾冷卻後經集管回流至用過燃料池(設計海拔高度為 38.9 米(127 英尺-8 吋))，每條管線

都具有虹吸中斷裝置，避免池水的意外排放問題。為了解決可能產生的蒸發散逸與洩漏，也會由貯存系統提供額外的水，此補水系統本身最大可補水量可達到 500 加侖/分鐘的要求，對於此類來自冷卻水貯存系統與安全備用的耐震一級管線，每條管線最多可以從冷卻水貯存槽中抽取 150 加侖/分鐘的補水，充當硼補給水的來源。水位監控針對低水位警報發出後，設計預想將會由冷卻水貯存槽與換料水槽兩個備用水槽進行補水；而燃料池中本來充滿的水應與換料水槽中的硼濃度水相同，補水過程中也可以經由補水系統進行補給。當過濾系統運作時，考慮到現場的輻射劑量問題，將會於排水迴路區的部分位置安裝盲板進行防護。

3.2.2 安全分析

於此冷卻清潔系統的安全分析工作，重點著重於熱量的移除，因此在核三廠的假設中，根據設計的用過燃料池（最多 2160 個組件），在停爐後 150 小時卸出，加上之前換裝操作卸下的燃料元件，熱負荷為每小時 38.7×10^6 BTU。在這些條件下，只需運行冷卻系統中其中一個環路，即可將池溫度保持在 140°F。若考慮在反應爐停機後 150 小時卸出之熱量，再加上停機後 36 天的時候加入的 72 個燃料元件，以及之前的燃料元件測試檢查與儀表相關，評估熱負荷為每小時 43.9×10^6 BTU。在這些條件下，任一套冷卻系統將確保用過燃料池水溫最高不超過 150°F。

用過燃料池冷卻系統，依據 10 CFR 50 規範進行設置，本身屬於耐震一級要求，必須要在電廠喪失外電時經由控制室進行啟動，也因此所有相關組件設備若不屬於耐震一級的系統也必須有所支撐確保不會在地震時影響系統操作。此系統由兩串備援組成，也因此必須具有各自獨立的電源，確保不會互相產生影響。

3.2.3 測試檢查與儀表相關

本系統中使用的儀表主要為用過燃料池的水溫指示，同時於現場和控制室進行警示，

也提供了壓差指示系統來確認泵、過濾器之作用正常，水面也搭配液位指示器監測。運轉過程中由於泵這些物件屬於可以主動間歇運轉，因此可以按照一般的作業流程進行目視檢查與預防性維護工作，而水槽耐震結構依據 ASME B&PV 規範第 XI 節進行檢查。

3.3 天車系統

核三廠中對於所有會用於裝運燃料的系統與設備稱為燃料處理系統，主要設計考量在於減少可能的輻射危害。此系統設計上也符合 10 CFR 50 GDC61 與 62 的標準。燃料處理系統的工作區域可以包括：(1)換料池、(2)燃料輸送、(3)用過燃料池、(4)護箱裝載區、(5)護箱除污區、(6)新燃料裝載與檢查區，這些區域包含多個不同設備，但是主要處理工作還是仰賴在天車與吊掛轉移系統上，例如在用過燃料池的吊掛作業中，對已經經過長時間(90-150 天)冷卻的燃料，可以從貯存格架上移出，並且經由閘門送至用過燃料護箱或相關的密封鋼筒設備等，並在裝載後送至除污區域進行除污。

此天車吊掛系統與核一廠規劃相同，包含有護箱天車與燃料天車，雖然還具有新燃料天車與燃料傳輸設備等，但由於與本研究標的不同，將會省略說明，將主要關注在用過燃料池的相關天車或設備上。

3.3.1 設計要求

本小節主要研析護箱用天車系統與燃料天車兩座吊掛系統，兩種類的天車主要都要滿足美國起重機製造協會規範(Crane Manufacturer's Association of America ,CMAA)70 的規範，本小節將會做簡單研析工作進行比對。

護箱用天車屬於 CMAA C 級的天車系統，額定荷重為 125 噸，本身設計上滿足以下特點來針對吊掛時的保護措施：

- 天車系統煞停裝置本身有一定設計裕度，確保 150% 扭矩的變化下可將物件停下。

- 由於本天車具有小型機具有微小操作功能，若系統在停下時煞車會自動接合，確保平穩控制。
- 設計上會使負載若忽然下降時不會不受控的瞬間加速。
- 所有可能會有洩漏潤滑油等裝置設備，均設置遮罩避免滴落用過燃料池造成污染。
- 掛勾本身會在 125%的負載下進行測試。
- 如果下降時喪失外電，最大不受控制的下降程度不大於 1/2 吋。
- 掛勾本身具有安全扣環
- 設計機械限制避免天車移動超出要求位置

燃料天車作為 CMAA 70 A1 級的天車，由於直接吊掛用過燃料與其組件等系統，因此必須要在安全停機地震下也要確保設備完整性，本身荷重能力為 5 噸，並安裝在架空結構上，其操作的最小移動量可以僅在 1/4 吋執行移動，此系統設計上可以在不同的地點上執行相關的吊運工作，此設備的吊運提升的高度會有限制，用來確認燃料組件的最大升高高度下也可以確保屏蔽深度的要求。

上述天車設備中，也必須搭配相關的用過燃料處理設備，例如夾具系統，此系統可以用來處理用過燃料池中的燃料，本身設計夾住燃料元件的特定部分來進行固定，設計也做為防脫鉤的要求，並且在安全停機地震下也可以保持完整。此設備重量 400 磅，結合燃料組件重量約 1600 磅的 125%進行負載測試。

天車與燃料處理相關系統在設計上主要重點在於可靠性，藉由保守的設計來進行設計工作，例如假設的環境將會考量 48.89 °C (120 °F)下且環境為高濕度的環境存放，這些設計標準還包含下列：

- 天車結構之靜態載荷設計應考慮使用正常下靜態載荷與活載荷的三倍要求。
- 對於地震情況的發生，天車對於燃料組件之設計重量容許量應達到 0.9 的屈服強度要求。
- 抬升吊索的設計載重不能超過斷裂強度的 0.2 倍
- 對於可能落下的組件，必須要防止應緊固的元件在震動下鬆動。

護箱天車在運轉上將會限制移動區間，避免護箱因為墜落或傾覆落入用過燃料池來滿足監管指南 1.13 的要求。

3.3.2 安全分析

針對天車與燃料處理系統本身的安全分析還是關注於地震力的影響。這些設備主要需要考慮操作基礎地震與安全停機地震之兩個要求，與燃料相關的設備都必須滿足這兩個要求。整體安全要求中，對於操作有要求的僅在於水面的輻射劑量限制，因為必須確認吊掛作業中，有效燃料頂部與水面至少要有 3.04 米(10 英尺)的要求。

3.3.3 測試檢查與儀表相關

測試過程中會使用假燃料從用過燃料池中，將其吊掛兩個位置來確認運轉正常，並在天車系統使用之前進行測試，將會使用額定負載的 125%進行測試工作，使用前也會檢查所有組件與介面確保異物與正確安裝性。

建議在使用這些設備之前進行以下維護和檢查測試：

1. 目視檢查是否有鬆動或異物，保持無污垢和油脂；
2. 用適當的潤滑劑潤滑暴露的齒輪；
3. 檢查提升電纜是否有磨損或斷裂的狀況；
4. 目視檢查所有限位開關和其執行系統是否有任何損壞或破損的跡象；
5. 檢查設備功能是否正常以及運作狀況。

3.4 通風系統

通風系統主要是針對設施在正常、異常與事故狀態下都能夠維持環境適於人員操作，而此處的設計工作主要涉及多個區塊與房間，包含操作室、附屬建築、輻射處理區域等多個不同建築或房間，因此本研究中主要摘錄原則性設計要求與其基本的安全守則等內

容進行說明。

3.4.1 設計要求

主要設計要求在確保空間區域不能累積可能產生危害的空氣，並且維持區域的溫度維持在人員可以操作的條件下，並且在安全停機地震發生下必須要確保設備完整性，設計通常會設計兩具風扇進行冗餘設計，避免單一事件下的失效導致功能失靈。而設計上將會區分進氣和排氣位置的設計，主要在促進空氣從潛在放射性污染較低的區域流向放射性污染較高的區域原則，並防止建築物內部的空氣不會在沒有經過管制的流出至大氣中。

3.4.2 安全分析

通風過濾設備本身的安全設計要求主要為單一失效(例如喪失外電)仍能保持其功能性，並且可以在安全停機地震下發揮作用，確保環境空氣的溫度保持在設計要求以下，並且在火災等相關事件下，確保控制室的人員可操作性。整體內容與核一廠之設計安全要求相符。

3.4.3 測試檢查與儀表相關

通風系統之風扇評級符合美國空調協會的標準。冷卻管線經過水壓測試以確保完整性。在安裝過程中對管道系統進行洩漏測試。該系統經過測試和平衡，可提供設計的空氣量，可接受誤差在正負 10% 之內。HVAC 系統的所有風扇和風門均可在建築控制室內操作。控制室中顯示風扇狀態、截止風門位置、系統流量和 HEPA 過濾器壓力差等指示。

4.0 結論與我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議

此報告提供本年度研究工作的進展，主要聚焦於國際間對用過燃料進行再取出行為的設施進行深入研析。由於再取出的動作涉及解除密封性和用過燃料的吊掛工作，其整體過程與目前使用的濕式貯存系統或再處理系統的前置作業相似。因此，本年度的研究收集了三個國際案例，這些案例作為濕貯與再處理廠的代表，用來進行詳盡的研析。

鑑於 111 年物管局計畫中已提出了 BWR 用過燃料池的設計內容，本年度研究也將對應提出 PWR 的用過燃料池進行研析。綜合工作內容顯示，PWR 的水化學含硼主要受運轉形式的不同影響，而在貯存過程中，仍主要著重於臨界計算過程中的考量點，計算所需亦以純水而非硼化水為主。因此，水質的要求將視臨界計算結果而定，兩者之間並未顯著不同。

對於目前的工作內容，已針對三個國際仍在運營的貯存設施進行了資料蒐集與研析，並加入了美國與法國在相關營運過程中所考慮的監管資料。這些資料將作為我國未來監管的參考基礎。由於各國在吊掛取出等細節方法上存在差異，因此本報告將以原則性描述為主要說明內容，同時提出可用來精進修改審查要項與建議的方針。

4.1 我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議

本年度研究工作，我們聚焦於對現行國際知名之再處理與濕式貯存設施進行了資料蒐集與研析工作。具體而言，我們深入研究了法國 La Hague、瑞典 CLAB 以及美國 GE Morris 等三個主要仍在運行的設施。這些設施在護箱吊掛程序與取出作業上存在一些共通點。本小結對這些操作和設計上的共通點進行整理，旨在提供未來審查此類取出作業時需注意的關鍵事項作為參考。

我們將這些共通點整理成建議修改，用以內化到乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點的提案內容。這些建議將有助於我們國家未來審查乾式貯存設施的再取出系統

時，更全面且細緻地關注關鍵操作與設計的安全性：

- 護箱檢查工作：

護箱於運送至處理設施或貯存設施後，將會以各種測試方法來確認內部氣體的情況，如法國使用 Kr-85 偵測方法來確認完整性。因此，確定可以採用啜吸方法(Sipping)用於通過檢測護套破裂釋放的放射性裂變氣體 (Kr-85、Xe-133)，來發現可能損壞的燃料組件，類似方法還有超音波檢測方法(Ultrasonic Testing)。此類方法也於 NRC 用過核子燃料檢測的 NI-2018-1[11]中有使用。

- 護箱冷卻：

依據各設施的運轉經驗，都會針對送來的護箱進行相關的冷卻工作，如法國 La Hague 部分的再取出工作中，會藉由注入冷卻水進入護箱進行冷卻；瑞典的 CLAB 會安裝冷卻用的保護套並於中間注水冷卻。這些方法就如同裝載時護箱滿水的狀態，確保其內部溫度受到管控。

- 護箱吊掛：

在各個設施的載卸過程，可以發現每個設施中，皆有為卸載提供兩個平台作為緩衝，並且將貯存區與卸載區做非常明確的分割，這種方法不僅避免可能的護箱墜落至貯存區，也可以減緩墜落的後果，GE Morris 甚至有避免護箱吊下翻倒時的相關設計。而相關的避免掉落的設計也可以於 La Hague 中發現，藉由池水下面來執行再取出，避免將護箱吊掛至高處，最大的減少可能的墜落風險，即是此分項的主要目的。

- 燃料取出後的放置格架設計與擺放策略：

燃料於吊掛出來以後，於各個設施，都是使用另外可移動的格架系統來進行裝載，並於後續轉存到集中區域，如 CLAB 與 Morris 都是採用此類方法，這過程中會用比較輕量的燃料天車來執行這項工作，甚至會有專門使用的吊具來作為深水區域的執行設備。通常這些做法有些會搭配特定的中子吸收材料如 CLAB，或採用物理間距來作為臨界控制的手段如 Morris。

而未來我國在採用此類擺放工作時主要作為暫存用途，應該不會採用類似集中貯存之方法，但仍需在審查要點中要求運轉單位提出吊掛出護箱之用過燃料如何定位至相對應的貯存格架之路徑與方法。

- 最小化可能的污染：

各個營運中的設施，都有各自的手段來減少過多的液態廢棄物產生；La Hague 藉由設計水面下再取出的濕式取出法與乾式取出冷卻等手法，來減少護箱表面接觸過多液體而產生更多需要除污的液態廢棄物。而 CLAB 藉由兩段式的卸載工作，來阻絕兩個池水之間直接連結。以上這些做法都是希望藉由減少卸載區與貯存區直接連結來降低更多可能的液體廢棄物產生。此項次可以作為審查中持照單位需要提出的相關做法來進行說明。

- 池水冷卻與控制

針對系統於卸載前，護箱內部需要進行先期的冷卻工作，而在執行卸載工作時，池水溫度的控制與水質的清潔也為重點的事項之一。如 Morris 藉由特定的吊掛設計來進行兩段的吊掛工作，避免水質受到影響；CLAB 藉由控管正常運轉溫度約在 35°C 來確保裝載過程等都能夠確保衰變熱移除。並且藉由一套以上的備援來達到安全的要求，並計算當失去冷卻效果後所能夠維持的時間，這些部分都與去年執行所列出的審查要點相符。

- 事故分析

事故分析主要可以區分為廠址相關與設備相關，針對再取出設施之相關事故分析可以納入於一般的乾式貯存設施內即可，例如地震、洪水、極端氣候、外電喪失、颶風等多個事件分析屬於廠址影響之部分，作為廠址分析之內容。而針對再取出設施本身之內部事件，主要依據其事故分析後可能會導致額外的廠外輻射過量或是有外釋風險的事件。可以參考 Morris 場域，有(1)燃料冷卻喪失、(2)燃料池水的洩漏、(3)護箱掉落進入卸載區域、(4)燃料掉落事件、(5)飛射物事件、(6)冷卻系統洩漏、(7)臨界事

件。上述的內容也是 La Hague 中參考的事件內容，

4.2 結論

本年度計畫主要著重於研析三座國際間仍在運轉的用過燃料池設施，並蒐集其相關的安全審查文件或相關監管單位的意見，同時參考核三廠最終安全分析報告中的用過燃料池及相關設施進行深入研析。在此過程中，我們統整了部分可供參考的意見，如同 4.1 節所述。

對於三座國際設施及其相關的安全分析審查等資料，專注於用過核燃料的再取出，強調減少相關風險、實施檢查與監測程序。透過硬體設備上的限制，降低護箱吊掛或轉換的風險，同時透過檢查或監測程序，減少人員可能暴露於放射性風險的情況。Morris 設施的意外事故分析和 La Hague 面臨監管單位的要求等情況，顯示用過燃料池設施本身的意外事故可區分為廠址相關和設施相關的內容。廠址相關主要考慮現地探勘與氣象資料，而設施相關主要考慮其設計與安全性能。然而，針對台灣本身之考量，由於意外事故條件下，多元式的再取出方案可能不是主要目標。在這種情況下，建議應該傾向於採用沉浸式等較為單純之方法，以確保在意外事故發生時，整體再取出系統的操作安全性。該建議將更有利於應對意外狀況，維護再取出系統的穩定運作。

在針對核三廠用過燃料池的研析中，發現主要面向與 BWR 系統一致，包括維持水溫水量、確保水質、臨界考量、天車程序、事故下備援等要求。因此，對營運單位提出的計算方法、程序與考量，將成為審查要項中的主要焦點。

本年度研究將會針對 111 年提出的乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點進行精進建議。建議內容將整理成表 2 的格式，以提供監管單位參考，並根據來源項次進行整理，期望能夠條列式地整理與精進審查要項的改善內容。

表 2、乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點精進建議表

原審查要項	建議內容	建議來源
<p>三、審查重點 (1) 用過燃料池</p>	<p>修改：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 確保用過燃料貯存過程中必須維持次臨界的狀態，並應提供燃料護箱裝卸載與除污的空間。 2. 確保系統承受和抵禦自然現象的能力（例如，安全停機地震 (SSE)、設計基準事件。） 4. 設計上必須確認衰變熱與正常運轉狀態下可能喪失的水量，與補水系統能力是否足以涵蓋，並說明偵測洩漏的能力。設計上須考量物理布置，減少可能的意外墜落等情況。 5. 考量燃料護箱可能落下高度進行分析，並評估可能落下距離與應力相關分析，並以圖示提出使用的尺寸與可能的最大跌落距離以供審查，或提出避免護箱墜落之具體實行工作內容。 	<p>依據國際間的運轉經驗，建議針對卸載中主要需要考量的空間與做法，進行修改的論述，並修改部分用字。</p>
<p>三、審查重點 (3) 用過燃料池補水系統</p>	<p>乙、審查中確保設計圖面有清楚說明各區間之劃分，並有提供相關隔離辦法，可以將非必要的組件與重要組件分隔，並確認各環路之間隔離且不會互相影響。</p>	<p>依據 ASN 審查資料提出，供水各環路本身應屬於隔離且獨立。</p>

原審查要項	建議內容	建議來源
<p>三、審查重點 (3)用過燃料池 補水系統</p>	<p>戊、冷卻系統設計的貯存量與燃料池設計 存量需一致，冷卻系統最大的冷卻能力應 該滿足燃料池的最大設計貯存量。</p> <p>己、用過燃料池的設計，必須確保管線發 生故障時，池水不會產生洩漏並致使水位 低於最低屏蔽深度要求，確保水面高度大 於燃料頂部以上 3 公尺(10 英尺)，確保池 水內管線有虹吸防止或止回閥等系統避免 流失冷卻水。</p>	<p>修正詞語，並針對用過燃 料池的論述精進部分說 法。</p>
<p>三、審查重點 (3)用過燃料池 補水系統</p>	<p>壬、SAR 中應具有池水控制溫度設計，以 確保用過燃料池之水溫在正常運轉情況下 要低於其溫度限值。</p>	<p>研析過程中，溫度限值應 屬正常運轉要求，在事件 下不能沸騰且確保水位 為重點。</p>
<p>三、審查重點 (5)重件天車 (護箱天車)</p>	<p>1. 營運單位應該提供護箱進入卸載區 後，所需要執行的相關檢查流程，並提供 護箱與輸送系統進行清潔維護的方法。</p> <p>4. 吊掛系統結構與其他的支撐系統必須 設計在設計地震等級下保持完整，並且確 認在所有操作過程中，如何避免護箱產生 墜落或傾覆的情事。</p>	<p>依據 La Hague 再護箱接 收過程中所提供的各種 方法，都需要詳實地確認 護箱與內部用過燃料的 狀態，吊掛也要注意護箱 如何避免額外風險。</p>
<p>三、審查重點 (7) 用過燃料 池通風系統</p>	<p>4. 保持空氣從放射性低的區域流向放射 性逐漸升高的區域，並於事故下確保受污 染氣體不會不受控制的外釋。</p>	<p>修正用語</p>

原審查要項	建議內容	建議來源
四、審查程序 (1)用過燃料池	4.計算護箱掉落下可能產生的損壞，是否足以破壞結構完整性導致失水事件，或營運商提出完整的論述證明護箱不會脫鉤導致傾覆或掉落。	考慮國際的運轉經驗，綜合核一廠具有的護箱損壞計算，若營運商可以提出相關的證明不具此風險，此計算應可免除。
四、審查程序 (2)燃料格架	2.若燃料為 PWR 使用且具有可溶性硼則 K_{eff} 必須小於 1.0，但若此 PWR 燃料格架間以最大反應度且硼酸化至最低濃度的水作為冷卻時，須確保最大 K_{eff} 不會超過 0.95，在此情況下就須提出硼酸化的最低濃度數據 CB_{min} 與公差數據，確保計算有考量的相關的公差影響。	修正論述
四、審查程序 (5)重件天車 (護箱天車)	4. 審查過程應確認，護箱於運送至卸載區後，是否有對應方法於卸載過程中確認其用燃料完整性，通常可以透過氣體檢測方式來進行相關的論述。	依據國際經驗的檢查作為，修正此項。
五、接受標準 (4)燃料天車	1.適當使用正確的工程規範或製造協會標準，確保事件中系統穩定性，分析報告應提出燃料取出的做法流程與程序。	針對燃料天車的吊掛程序，應提供相關的流程做法。

5.0 參考資料

- [1] 物管局” 國際間營運中之濕式貯存設施共 30 座.”,更新日期 2023.1.17.
https://www.aec.gov.tw/share/file/focus/fYgw5cln0UfJqNgNFpbRzQ_.pdf
- [2] “Survey of wet and dry spent fuel storage” IAEA-TECDOC-1100, IAEA, VIENNA, 1999.
- [3] Thierry LE COURTOIS “Interim storage facility for spent fuel assemblies coming from an EPR plant” ELI0800224, Visé le 20/11/2008.
- [4] 10 CFR Part 72, “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste.”
- [5] International Atomic Energy Agency ” Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers.” IAEA-TECDOC-1532, January 2007.
- [6] Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co, ” Costs for management of the radioactive waste from nuclear power production” TECHNICAL REPORT 93-28, June 1993.
- [7] SKBplay “CLAB.” https://www.youtube.com/watch?v=12_ioWJrxBM&t=92s
- [8] “Morris Operation Consolidated Safety Analysis Report” GE HITACHI NUCLEAR ENERGY AMERICAS, LLC, 6/30/2020.
- [9] K. J. Egcr “Commentary on Spent Fuel Storage at Morris Operation” Pacific Northwest Laboratory Operated for the U.S. Department of Energy by Battelle Memorial Institute. NUREG/CR-0956, NOV 23 1919.
- [10] M.E. WEECH and Y.J. LEE ” HEAT TRANSFER IN SPENT FUEL STORAGE.” Nuclear Engineering and Design 67 (1981) 379-389 379 North-Holland Publishing Company.
- [11] Nuclear Regulatory Commission. “Noble Fission Gas Releases During Spent Fuel Cask Loading Operations.” NRC information notice 2018-01, ML17234A705.
- [12] “RAPPORT DE L’AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE” Autorité de sûreté nucléaire , décembre 2011.
- [13] “Observations et demandes de l’Autorité de sûreté nucléaire relatives aux options de sûreté proposées par Orano sur la densification des piscines C, D et E des INB nos 116 et 117.” Annexe au courrier CODEP-DRC-2022-002114, Montrouge, le 14 février 2022.

附件一：乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點

一、 審查目的

參考國際對用過核子燃料之處置係採最終處置之政策者，其乾式貯存設施除役之規劃為：將已裝填用過核子燃料之密封鋼筒由混凝土護箱取出，送至運送護箱（Transport Cask）內，再運送至最終處置場直接進行最終處置，或開啟已封鐸之密封鋼筒，將用過核子燃料取出後，裝入適當容器內以進行最終處置。對用過核子燃料之處置若採再處理之政策者，其作法為開啟密封鋼筒，取出用過核子燃料，以進行再處理作業。而乾貯除役之再取出方式將俟我國用過核子燃料貯存方式確定後再行決定。不論以上之工作為何，都會需要相關之再取出設備進行協助。

再取出池與相關設備的安全功能，乃是在所有可信的貯存條件下，維持用過核燃料的安全與次臨界，且為燃料裝填入廠外運送護箱的安全方法。我國在運行乾式貯存設施時，再取出設備之存在為必要，而此類相關標準就成為乾式貯存安全營運之重要要求，因此需要制定相關再取出系統之法規與標準。

二、 法規要求

1. 美國核管會“Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities”, NUREG-2215, NRC, 2020.
2. 美國核管會“Fuel Retrievability in Spent Fuel Storage Applications, ISG-2,Rev.2”, NRC, 2016.
3. 美國國家標準協會 American National Standards Institute [ANSI]. “ Design Requirements For Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities At Nuclear Power Plants” ANSI/ANS-57.2-1983.
4. 美國國家標準協會 American National Standards Institute [ANSI]. “ Design Criteria For An Independent Spent Fuel Storage Installation (Water Pool Type)” ANSI/ANS-57.7-1988 (R1997).
5. 美國核管會 10 CFR Part 50, “Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.” 附錄 A 之一般設計準則(General Design Criteria, GDC)第 2、4、5、

61、62、63 項

6. 美國核管會 10 CFR Part 72, “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater Than Class C Waste.” 10CFR 72.24(a)、72.40(a)與 72.122(d)
7. 美國核管會, NUREG-0800, “Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants.”

三、 審查重點

再取出系統區分為用過燃料池、燃料格架、用過燃料池補水系統、天車(燃料天車與重件天車)、排氣系統(控制室與用過燃料池)作為主要的審查項目。

(1) 用過燃料池

3. 確保用過燃料貯存過程中必須維持次臨界的狀態，並應提供燃料護箱裝卸載與除污的空間。
4. 確保系統承受和抵禦自然現象的能力(例如，安全停機地震 (SSE)、設計基準事件。)
5. 用過燃料池的冷卻水計算中有明確提出自然對流熱傳的移熱能力。
6. 設計上必須確認衰變熱與正常運轉狀態下可能喪失的水量，與補水系統能力是否足以涵蓋，並說明偵測洩漏的能力。設計上須考量物理布置，減少可能的意外墜落等情況。
7. 考量燃料護箱可能落下高度進行分析，並評估可能落下距離與應力相關分析，並以圖示提出使用的尺寸與可能的最大跌落距離以供審查，或提出避免護箱墜落之具體實行工作內容。

(2) 燃料格架

1. 提出相關的設計標準、安全評估內容與布局圖。
2. 貯存條件的分析內容須考量以下：
 - 甲、用過燃料正確定位、

- 乙、在異常狀態下燃料的定位、
 - 丙、貯存單元間距變化、
 - 丁、硼的變化、
 - 戊、燃料濃縮度與密度變化、
 - 己、燃料通道膨脹(Bulging)變化、
 - 庚、燃料格架頂部的異常變化與、
 - 辛、燃料格架的可能移動。
3. 提供臨界計算之結果，確保任何狀態下 K_{eff} 不會上升至不可接受狀態。

(3) 用過燃料池補水系統

1. 設計應確認池水循環是週期性循環與清潔，並要求事件下維持水位的能力。
2. 提供具額外裕度之補水系統或備用（應急）系統來填充水池。因此結構審查應該確認至少補水系統與水源必須屬於耐震一級要求，並滿足以下要求。
 - 甲、藉由分析方法來評估可能發生的故障，系統表現可以在故障下滿足安全條件。
 - 乙、審查中確保設計圖面有清楚說明各區間之劃分，並有提供相關隔離辦法，可以將非必要的組件與重要組件分隔，**並確認各環路之間隔離且不會互相影響。**
 - 丙、系統冷卻的熱交換器與泵系統必須確保以耐震一級與 C 類品管要求；冷卻迴路本身可以非耐震一級，但是池水補水與通風過濾系統必須滿足耐震一級、飛射物防護與避免單一失效的規定。(避免沸騰需要過濾通風排放等問題)。
 - 丁、強制冷卻系統符合耐震一級，則備用系統可以不用是耐震一級要求，但水源應屬耐震一級要求；不然也可考慮備用系統永久安裝並獨立於主系統也屬耐震一級。
 - 戊、冷卻系統設計的貯存量與燃料池設計存量需一致，**冷卻系統最大的冷卻能力應該滿足燃料池的最大設計貯存量。**
 - 己、用過燃料池的設計，必須確保管線發生故障時，池水**不會產生洩漏並致使水位低於最低屏蔽深度要求，確保水面高度大於燃料頂部以上 3 公尺(10 英尺)**，確

保池水內管線有虹吸防止或止回閥等系統避免流失冷卻水。

庚、考慮池水的最小蒸發量，確保每個供水系統的最小補充量能力都大於此數值。

辛、若系統非永久安裝則應考慮系統連接所需時間，是否小於池水水位與水溫達到不可接受之時間。

壬、SAR 中應具有池水控制溫度設計，以確保用過燃料池之水溫在正常運轉情況下要低於其溫度限值。

3. 評估可能發生的故障，並確認系統表現可以在故障下滿足安全條件。
4. 審查中確保設計圖面有清楚說明各區間之劃分，並有提供相關隔離辦法，可以將非必要的組件與重要組件分隔。
5. 冷卻系統設計的貯存量與燃料池設計存量是一致的。
6. 若系統非永久安裝則應考慮系統連接所需時間，是否小於池水水位與水溫達到不可接受之時間。
7. 系統具有洩漏檢測之能力，確保系統是否有足夠容量或集水系統。

(4) 燃料天車

1. 必須承受可能產生的地震，不要求保持系統運作，但是失效不能引起墜落事件等額外意外風險。
2. 單一主動設施或被動元件的失效，都不應該引起可能的臨界反應。
3. 用過燃料元件都應該要能夠清楚辨識，並可以在裝載卸時都可以識別。
4. 在燃料裝置裝載或卸載時對其進行接收檢查的手段，以檢查物理完整性，並必須要提供處理損壞燃料的方法。
5. 燃料吊掛的行程與路徑應自動顯示告知，具有緊急關閉電源的能力(即手動斷開)，此斷電系統應該可以物理獨立使用並且於計畫的工作場域內。
6. 設備應有抓勾與防脫鉤等必要設備，並符合設計燃料元件使用。

(5) 重件天車(護箱天車)

1. 營運單位應該提供護箱進入卸載區後，所需要執行的相關檢查流程，並提供護箱與輸送系統進行清潔維護的方法。
2. 檢測所有參數如溫度、壓力、護箱表面輻射和冷卻水以及密封完整性。
3. 滿足卸載或裝運的要求，對護箱內進行冷卻、氣體和液體取樣、樣品分析、排氣、沖洗、排空和填充，其中排氣系統必須要能夠針對護箱內的放射性氣體進行處理。
4. 吊掛系統結構與其他的支撐系統必須設計在設計地震等級下保持完整，並且確認在所有操作過程中，如何避免護箱產生墜落或傾覆的情事。
5. 系統設計應該基於事故下分析的結果確保人員安全與放射性物質不外洩。

(6) 控制室通風系統

1. 設計應該提供空氣流動方向，由低度可能放射性污染區域往高度可能污染之放射性區域。
2. 在循環系統中，所有的空氣都必須經過高效過濾設備 HEPA 防止放射性物質在空氣中擴散。
3. 不論任何情況下，控制室必須維持壓力在正壓環境中(避免外部高輻射偵測或外部濃煙滲入)。
4. 空氣必須要確保過濾清潔，使人員劑量維持在法規限值下。
5. 確保 HVAC 之重要組件可以承受 SSE 與內外部飛射物之影響。
6. 需要在緊急狀下運轉因此需要滿足安全分類 III 與耐震一級要求。

(7) 用過燃料池通風系統

1. 正常運轉下與發生操作相關事故後，對於區域通風與人員通行的能力，人員暴露不會超過全身劑量 5 mSv 之限制值。
2. 確保操作區域之溫度控制數值，並具有相關的檢測能力。
3. P&ID 審查中必須要確保 SFP/AVS 的重要與非重要設備有完整的劃分開來，確保物理

性的隔離，最低要求要有相關的隔離閥，必要部分包括隔離系統應被劃分為耐震一級之要求。

4. 保持空氣從放射性低的區域流向放射性逐漸升高的區域，並於事故下確保受污染氣體不會不受控制的外釋。
5. 在池水區域中相對於大氣保持一定的負壓。

四、審查程序

(1) 用過燃料池

1. 確保有提供水位高度資料，並包含燃料本身之最高點與池水最低水位之設定，是否確保燃料能夠被完整覆蓋。
2. 具有相關貯存條件：(1)於正常運轉狀態下，有無任何相關管道、(2)池水溫度控制、(3)水密度變化、(4)不鏽鋼厚度變化。
3. 確保具有說明如何防止非燃料區域的相關設備掉入池中，或墜入不致產生風險。可以藉由以下方法避免裝運中的護箱落入池內(a)使用保守具裕度之天車(天車、索具與吊鉤等)、(b)定期使用非破壞檢測系統檢測並具相關檢測程序、(c)天車操作人員具相關的訓練與(d)使用經過批准核可的操作程序。
4. 計算護箱掉落下可能產生的損壞，是否足以破壞結構完整性導致失水事件，或營運商提出完整的論述證明護箱不會脫鉤導致傾覆或掉落。
5. 水池之鋼構內襯若本身不作為耐震一級之要求，則必須提供內襯在 SSE 情況下所發生的損壞不會引起下列事故：
 - 甲、由於燃料的機械損壞而導致的大量放射性釋放。
 - 乙、水池中的大量水流失，這可能會暴露燃料並由於升溫而導致放射性物質的釋放。
 - 丙、由於內襯的整個部分或部分擠壓到燃料格架上造成流動阻塞而喪失冷卻燃料能力。
 - 丁、水池滲漏導致安全相關設備損壞。
 - 戊、大量或放射性液體不受控制地釋放到周圍環境。

(2) 燃料格架

1. 審查貯存格架的設施設計標準、安全評估、系統描述和佈局圖，確認貯存系統在滿載並充滿全密度無硼水時，對於所有異常情況， K_{eff} 不會超過 0.95。
2. 若燃料為 PWR 使用且具有可溶性硼則 K_{eff} 必須小於 1.0，但若此 PWR 燃料格架間以最大反應度且硼酸化至最低濃度的水作為冷卻時，須確保最大 K_{eff} 不會超過 0.95，在此情況下就須提出硼酸化的最低濃度數據 $C_{B, \text{min}}$ 與公差數據，確保計算有考量的相關的公差影響。
3. 若使用中子吸收材料，審查就必須評估中子吸收材料可能會老化並釋放中子毒物至水中之效應是否有影響。
4. 過程應注意：
 - 甲、貯存資料(鈾濃縮度等相關數據)正確、
 - 乙、包含計算程式等運算資料等都必須列出、
 - 丙、驗證並考慮正常、異常事件與不準度、
 - 丁、定義正常與異常事件，並都有使用相關正確參數(如材料的公差與不準度、會影響計算結果的程式數據、燃料在格架中的位置)。
5. 如果在事件狀態下沸騰產生，則應在設計中考慮沸騰產生的熱負荷。
6. 結構設計應限制變形量，以避免所有狀態下可能的臨界。

(3) 用過燃料池補水系統

1. 設計應確認池水循環 72 小時內循環一次。要求在事件下，於最小水位前補水並恢復水位的能力證明。
2. 系統冷卻的熱交換器與泵系統必須確保以耐震一級與 C 類品管要求；冷卻迴路本身可以非耐震一級，但是池水補水與通風過濾系統等必須滿足耐震一級、飛射物防護與避免單一失效的規定。(避免沸騰需要過濾通風排放等問題)。

3. 確認有提供單獨隔離或是控制洩漏之手段或方法。
4. 檢視非安全相關的系統之設計是否在故障時會影響安全能力，經由工程圖確保連動的情況。
5. 確定熱負荷的計算符合要求，有計算其相關熱負荷與移熱能力比對。
6. 設計上應具有裕度，確保至少有一組備援進行協助。

(4) 燃料天車

1. 水下抓勾、工具和設備的設計應盡量減少污染物可能積聚的縫隙。或部件應設計成可拆卸的，以便於除污。
2. 卸載的燃料裝卸設備應具有過載鎖定裝置，當超過不可接受的拉升力道時啟動，以防止進一步的吊掛。
3. 審查中確認是否已對貯存的用過燃料和處理區域的吊車路線與區域有完整描述。
4. 吊掛系統本身之特定組件的性能和設計須符合標準與可靠度要求，藉由儀器與物理限制方法(如連鎖動作)，確保單一事故下的意外不會導致放射性物質的外釋。
5. 確保以下提交之內容設計上具有裕度：(a)對用過燃料的充分冷卻、(b)對操作人員提供充足輻射屏蔽及(c)提供足夠間隙避免傳送吊掛過程中有機械損壞的可能。

(5) 重件天車(護箱天車)

1. 應提供方法對容器和輔助設備的外表面進行物理除污或化學除污。
2. 除污區應提供足夠的空間以便操作，可採用護箱上部的支撐架區域或高架平台。
3. 排水管道的設計應盡量減少積聚放射性廢棄物的流阻設計。
4. 審查過程應確認，護箱於運送至卸載區後，是否有對應方法於卸載過程中確認其用燃料完整性，通常可以透過氣體檢測方式來進行相關的論述。
5. 重件吊掛系統設計應確認機械性或電子的連鎖系統，確認重件吊掛時若負載超過時候能夠安全停止。

6. 預防單一失效的系統(single failure-proof)，必須滿足以下的相關兩元素：

甲、設計遵循 NUREG-0554 之要求。

乙、特殊吊具必須滿足 ANSIN14.6，吊掛設計必須具有雙重，獨立的吊掛路徑(load path)或單一吊掛方式具有兩倍以上的設計安全因子(twice the design safety factor)，”或(either)”吊索需要滿足 ASME B30.9 要求，提供 1. 吊索本身設計應具有裕度或相關的容許範圍，2.並選擇為兩倍以上的吊掛重量。

(6) 控制室通風系統

1. 審閱相關 P&ID 圖時，確保排氣系統有與其他系統隔離，由 P&ID 圖上應可看出並確認，也需確認隔離使用系統屬於耐震一級之規範。
2. 審查中有考慮所有可能失效，若非耐震一級的安全相關物件，在失效的時候不會引起其他安全相關系統的失效。
3. 設計上需要確認風扇位置等相關物理布局，確保飛射物等防護足夠。

(7) 用過燃料池通風系統

1. 系統應具監測通風系統排放，以檢測和防止過量的空氣中放射性物質的釋放。
2. 確認喪失外電等系統時，仍可以保持系統功能，確保失效不會影響作用，審查確保
甲、系統本身非必要部分或非耐震一級之部分，確保其失效不會影響其正常作用，可以藉由參考總體佈置圖確保耐震分類要求。
乙、系統可以免於相關災害之影響，由於其位置對於相關的防護都足夠，確保內部與外部的飛射物不會影響其安全能力。
丙、必須要具有防止輻射外釋之能力，確保 P&ID 中的隔離系統有確實的隔離 SFP/AVS 非必要區域的能力。

五、接受標準

(1) 用過燃料池

1. 確保有提供溫度、水位、輻射偵檢與相關警報儀器，並提供輻射監測系統之監測方法、位置與警報設定。
2. 確認失水事件不會影響至最低水位之設定，或進而導致相關的 K_{eff} 上升。
3. 確保有提供水位高度資料，並包含燃料本身之最高點與池水最低水位之設定，是否確保燃料能夠完整覆蓋及屏蔽。
4. 提出內容具有分析燃料護箱或燃料掉落等事故，確保不會造成 K_{eff} 上升。
5. 確認洩漏率評估或偵測辦法提出，並且說明事件下可能的洩漏率。

(2) 燃料格架

1. 格架及其相關支撐結構的設計應符合耐震一級要求，地震計算應基於廠址位置的地震響應曲線或保守的響應曲線。
2. 正常與異常事件下，臨界計算都須確保最大 K_{eff} 不會超過 0.95， K_{eff} 必須考慮所有相關的不確定性和公差。
3. 允許事件下部分的變形，但此變形量必須不影響最大 K_{eff} 超過 0.95。

(3) 用過燃料池補水系統

1. 結構審查中，若強制冷卻系統符合耐震一級，則備用系統可以不用是耐震一級要求，但水源應屬耐震一級要求；不然也可考慮備用系統永久安裝並獨立於主系統也屬耐震一級。
2. 用過燃料池的設計，必須確保管線發生故障時，池水不會排放使水位低於燃料頂部以上 3 公尺(10 英尺)，確保池水內管線有虹吸防止或止回閥等系統避免流失冷卻水。
3. 考慮池水的最小蒸發量，確保每個供水系統的最小補充量能力都大於此數值。
4. SAR 中應具有池水控制溫度設計，確保以確保用過燃料池溫在 60°C (140°F) 以下。

(4) 燃料天車

1. 適當使用正確的工程規範或製造協會標準，確保事件中系統穩定性，分析報告應提出燃料取出的做法流程與程序。
2. 確保事件下用過燃料不會損壞並且防止系統的臨界發生。

(5) 重件天車(護箱天車)

1. 考慮到可能的意外重件掉落事件中，考量基於 10 CFR 100 法規要求，需評估意外下之輻射劑量，全身劑量需低於 0.25 Sv(25 rem)。
2. 重件掉落(dropped heavy load)而引起的燃料格架與燃料之相關毀損都不應該使 k_{eff} 值超過 0.95。
3. 使用規定應力和安全係數進行設計，抵抗由以下任何負載組合的最大應力：
 - 甲、靜負載加起重負載加衝擊。
 - 乙、靜負載加上起重負載加上橫向或縱向推力。
 - 丙、與軌道擋塊碰撞(在空載或斷電的情況下全速行駛時，由於橋樑或小車撞擊其擋塊而產生的力)。
 - 丁、靜負載(dead load)加地震負載。

(6) 控制室通風系統

1. 放射性物質隨空浮進入進氣口，此過濾系統必須確保控制室本身的空氣品質，確保控制室中空氣之輻射劑量保持低點，不會導致人員無法操作。
2. P&ID 圖中必須要提供偵測空浮的相關位置點位，偵測進氣與提供偵測之項目警示給控制室內之人員。
3. 在偵測到煙霧等物件時要能夠及時關閉阻隔，建議採用相關的自動設備來隔離。
4. 驗證在停電事件期間能保持合適的環境，並且具相關的恢復能力。

(7) 用過燃料池通風系統

1. 審查注意當場外電源喪失時，避免放射性物質外釋之相關組件與功能必須要維持，假設系統本身若有輔助電源進行維持，確保其最低可用性。
2. 需要確保當場外電源喪失，流向不會改變(低輻射區往高輻射區，避免擴散等)。
3. 如果組件故障可能導致放射性釋放，導致全身或身體任何部位的等效劑量受到超過 5 mSv (0.5 rem)的廠外劑量，則應將其歸為耐震一級和安全相關。