

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運維護 及運輸研究技術研析 期末總報告

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、張皓評

計 畫 編 號：NSC11301010L

報 告 日 期：中華民國 113 年 12 月 10 日

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運維護 及運輸研究技術研析

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：洪振育、張皓評

研究期程：中華民國 113 年 01 月至 113 年 12 月

研究經費：新臺幣 247 萬 2990 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 113 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）

目 錄

一、	摘要.....	1
二、	計畫目標.....	4
三、	重要成果.....	5
四、	展望.....	6
五、	附件.....	1
子計畫 1 「用過核子燃料池維護經驗與再取出單元管制技術精進研析」		
期末報告 1		
子計畫 2 「用過核子燃料運輸管制技術與運輸計畫案例研析」期末報告1		

計畫名稱：113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運維護及運輸研

究技術研析

一、摘要

隨著台灣核電廠逐步進入除役階段，用過核子燃料的貯存與運輸工作成為關鍵議題。台電公司目前採取「近程廠內水池貯存、中程廠內乾式貯存、長程推動最終處置」的管理策略，並規劃於核電廠內興建乾式貯存設施，以便將核反應器及用過核子燃料池內的燃料移出至乾式貯存設施，為後續的除役與拆廠作業鋪路。同時，待集中式暫時貯存設施或最終處置設施建設完成後，再執行廠外運輸作業。

在廠內乾式貯存階段，為確保用過核子燃料中長期的安全性，核安會要求相關設施需配備再取出單元，以應對系統事故並作為備援設備。基於國際經驗，核能電廠在營運結束後，乾式貯存設施的建造可能與除役工作重疊，因此維持燃料池的正常運作和安全性至關重要。本計畫透過蒐集國際電廠在安全貯存階段的資料，分析相關法規，提出如水位與溫度監測系統的設計準則與檢查目標，確保燃料池在極端情況下的可靠性，同時整理國際案例中的維護與監測重點，提供我國監管單位參考，提升審查能力及管制技術。

此外，用過核子燃料的運輸是接續乾式貯存與最終處置的重要環節。

用過核子燃料因具高放射性，運輸過程可能經過民眾居住區域，對安全管制提出了嚴峻挑戰。為此，計畫針對運輸計畫的規劃、安全審查及相關管制技術進行研析，並從國際運輸案例中汲取經驗，提出符合台灣情境的建議。特別是，在運輸計畫中需考量多方協作，包括政府機構、承運人、技術研發單位等，確保運輸過程安全無虞。

綜上所述，考慮核一廠與核二廠同屬沸水式反應器，管制過程中有諸多類似事項，將主要以核一廠資料作為研析重點，而核三廠一號機仍屬除役的先期階段，本計畫也將研析其相關資料，並聚焦於兩廠的用過核子燃料池運行與監管需求進行概述外，亦聚焦於乾式貯存及運輸階段的安全保障，並提出提升審查與管制法規的相關精進建議。

As Tai-power nuclear power plants gradually enter the decommissioning phase, the storage and transportation of spent nuclear fuel have become key issues. Tai-Power Company currently adopts a management strategy of "short-term on-site pool storage, medium-term on-site dry storage, and long-term final disposal." The company has planned to build dry storage facilities within the nuclear power plants to transfer the spent fuel from reactors and spent fuel pools to indoor dry storage, paving the way for subsequent decommissioning and dismantling work. Once centralized interim storage facilities or final disposal facilities are constructed, off-site transportation will be carried out.

During the on-site dry storage phase, in order to ensure the medium- and long-term safety of the spent nuclear fuel, the Nuclear Safety Commission requires that relevant facilities be equipped with retrieval units to respond to

DSS accidents and serve as backup equipment. Based on international experience, the construction of dry storage facilities may overlap with decommissioning activities after a nuclear power plant shutdown. Therefore, maintaining the normal operation and safety of the spent fuel pools is crucial. This project aims to collect data from international plants that are in the safe storage stage, and propose design criteria and inspection targets for systems such as water level and temperature monitoring. This ensures reliability under extreme conditions, secures the safe operation of fuel pools, and effectively controls radiation risks. Furthermore, the maintenance and monitoring focus identified from international cases will be summarized to provide reference for domestic regulatory authorities, thereby enhancing review capabilities.

Additionally, the transportation of spent nuclear fuel is a critical step linking dry storage and final disposal. Due to the high radioactivity of spent nuclear fuel, the transportation process may pass through populated areas, posing significant challenges for safety control. Therefore, the project conducts an analysis of the planning of transportation schemes, safety review, and related regulatory technologies, and draws lessons from international transportation cases to make recommendations applicable to Taiwan's context. In particular, the transportation plan needs to consider the collaboration of multiple parties, including government agencies, carriers, and technology development units, to ensure the safety of the entire transportation process.

In summary, since ChinSan and Kuosheng Plants are both boiling water reactors with similar regulatory processes, this study will primarily focus on data from ChinSan. It will also analyze early decommissioning data from Unit 1 of Maanshan Plant, by review spent fuel pool operations and regulatory

requirements for these plants, address safety of spent fuel pools during dry storage and transportation, and provide recommendations for improving review and regulatory practices.

二、 計畫目標

台電核一、核二與核三等電廠相繼進入除役階段，各電廠用過核燃料目前存放於用過燃料池，未來待乾式貯存設施完成後，將進行吊裝、運輸與貯存，逐步移至集中式中期貯存設施或最終處置地點。運輸方面，用過核燃料將從廠內貯存設施運輸至集中式中期貯存設施或最終處置地點，運輸作業包括燃料吊卸、密封鋼筒裝填、置入防護護箱及運輸至乾式貯存場地，並依據相關安全審查和管制技術確保安全。此策略參考美國經驗，包括美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)的運輸規劃及美國能源部(Department of Energy ,DOE)的技術研究。本提案目標包括：

再取出單元管制研析：台電可能暫以燃料池作為再取出平台，依據國際經驗與台電現行規範進行研析，掌握再取出單元維護與管制重點，確保除役作業的安全性與可行性。

運輸安全管制研析：蒐集美國用過核燃料運輸安全管制技術，結合美國電廠運輸概念計畫進行案例研析，研擬適當評估項目與建議，作為未來管制單位審查運輸計畫的參考。

三、 重要成果

(一)113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運維護及運輸研究技術研析

1. 國際間貯存設施再取出系統研析

本計畫對國際間的用過燃料池與相關設施營運重點進行深入研析，提升用過核子燃料在乾式貯存後再取出過程中，再取出池維護與安全性監測案例。

2. 相關審查要項之精進建議

根據計劃研析結果，本計畫提出多項針對審查要項的改進建議，其中加入了部分國際營運經驗與相關標準，以提升用過燃料貯存與在取出過程中的安全性，並確保各項作業符合國際標準與老化管理要求。

(二)用過核子燃料運輸管制技術與運輸計畫案例研析

1. 運輸管制技術的精進

針對目前國內對用過核子燃料運輸的需求，本計畫研析國際運輸案例並提出適用於台灣的運輸管制技術建議，包含運輸計劃的前期準備工作以及跨部門協調的具體措施。

2. 安全審查技術的系統化

本計畫提出了多項安全審查技術的改良建議，系統化地建立未

來用過核燃料運輸活動所需的審查標準，提升監管機構在核燃料運輸活動中的安全審查能力。

3. 案例研析與精進建議

根據美國、法國、日本等地的運輸計畫案例，本計畫對各個國家的運輸技術及安全管制措施進行研析，並提出了針對台灣情境的具體改進建議，目標是完善我國的用過核燃料運輸安全管控。

四、 展望

未來，本研究將持續針對用過核子燃料的再取出與運輸技術持續進行追蹤，對於相關法規及安全審查機制進行更新。提升國內核燃料運輸的安全標準。同時隨著相關貯存工作的推進，對國內目前使用的護箱檢查與相關老化評估工作進行協助。此外，針對運輸過程中的風險控制，在研析國際間的用過核子燃料運輸經驗後，發現對於運輸路徑的評估，各國已開發專用工具，如美國 DOE 和日本的海上運輸系統，而我國目前無專屬運輸路徑評估工具，未來期望能儘早協助開展相關本土評估工具，並依據可能之使用路徑進行影響評估。

五、 附件

子計畫 1 「用過核子燃料池維護經驗與再取出單元管制技術精進研析」

期末報告

子計畫 2 「用過核子燃料運輸管制技術與運輸計畫案例研析」期末報告

核能安全委員會

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運

維護及運輸研究技術研析

子項計畫一：用過核子燃料池維護經驗與再取出單元管制技術精進研析

期末報告

計畫編號：NSC11301010L

計畫主持人：李昭仁

研究人員：洪振育

受委託機關：工業技術研究院

中華民國一百一十三年十一月

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運 維護及運輸研究技術研析

子項計畫一：用過核子燃料池維護經驗與再取 出單元管制技術精進研析

受委託單位：工業技術研究院

計畫主持人：李昭仁

子項計畫一主持人：洪振育

研究期程：中華民國 113 年 3 月至 113 年 12 月

研究經費：新臺幣 247 萬 2990 元

核能安全委員會

中華民國一百一十三年十一月

(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

由於我國除役工作的展開與準備即將面對用過核子燃料貯存工作，目前我國台電公司對於用過核子燃料的管理策略係採取「近程廠內水池貯存、中程廠內乾式貯存、長程推動最終處置」，隨著國內核電廠因營運年限到期逐步邁入除役階段，台電公司已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，以利將核反應器及用過核子燃料池內之用過核子燃料移出至乾式貯存設施，接續執行除役拆廠作業。

移出之用過核子燃料，將貯存於廠內乾式貯存設施，俟中期暫時貯存設施或最終處置場興建完成後，方執行廠外運輸等相關作業進行處置。於用過核子燃料在電廠內乾式貯存階段，而為了確保用過核子燃料中長期貯存的安全，核安會要求台電公司需於用過核子燃料池完全除役前，必須確保相關再取出單元的可用性，做為系統意外事故下的備援設備。依據國際的運轉經驗，在核能電廠結束營運後，乾式貯存系統可能會發生建造時間過長與除役時間重疊之情況，因此為確保用過核子燃料可安全貯存，需要維持並確保用過核子燃料池的正常運作與安全性。

本年計畫中，將藉由針對國際間電廠目前處於安全貯存狀態定義下的電廠進行資料蒐集，並研析其相關法規，藉由了解其法規，推定美國對於用過核燃料池的水位與溫度監測系統應包含的設計準則與檢查目標，可確保系統在極端情況下的可靠性，保障核燃料池的安全運行並有效控制輻射風險。而本計畫也找出幾個目前仍使用用過核子燃料池進行暫時貯存的案例，或已經完成過此過渡期的電廠營運資料，藉由蒐集研析這些資料，提供國際間核能電廠在安全貯存的過程中，對於用過核子燃料池的維護與營運工作，針對人力與監測重點等工作進行整理，並提供給我國管制單位進行參考，以完善未來監管單位審查用過核子燃料之暫存過程時，所需具備之審查能力與管制技術。

本計畫亦針對核一廠與核三廠在除役階段的用過核子燃料池運行與監管需求進行概述。兩廠在過渡階段皆強調冷卻系統的可靠性及水位管理的重要性，並依據國際法規

進行水質與腐蝕監控，以確保燃料貯存的長期安全性。而核二廠形式上與核一廠類似，因此採用的管理手段皆相同。綜上述內容研析過後，並於今年提出我國乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點之精進建議。

關鍵詞：再取出性、中期貯存、再取出池。

Abstract

Due to Taipower prepares to decommission and manage spent nuclear fuel storage, Taiwan Power Company (TPC) has adopted a strategy for managing spent nuclear fuel that includes "short-term on-site pool storage, mid-term on-site by dry storage, and long-term final disposal." As domestic nuclear power plants reach the end of their operational lifespans and progress into decommissioning, TPC has planned to construct an in-door dry storage facilities for spent nuclear fuel within the nuclear plant premises. This will allow the removal of spent nuclear fuel from reactors and spent fuel pools into dry storage facilities, facilitating subsequent decommissioning and dismantling operations.

The transferred spent nuclear fuel will be stored in on-site dry storage facilities (DSF). Once mid-term interim storage or final disposal facilities are completed, off-site transportation and disposal operations will be initiated. To ensure the safety of medium- to long-term storage of spent nuclear fuel during the dry storage phase within the plant, the Nuclear Safety Commission requires TPC to ensure the availability of relevant retrieval units before the complete decommissioning of the spent fuel pools. These units will serve as backup equipment in case of unexpected system incidents. Based on international operational experience, there may be instances where the construction timeline of dry storage systems overlaps with decommissioning schedules after a nuclear power plant ceases operation. Therefore, to ensure the safe storage of spent nuclear fuel, it is essential to maintain and ensure the normal operation and safety of spent fuel pools.

This project involves collecting data from international nuclear plants currently defined under safe storage status and analyzing relevant regulations. Through studying these regulations, we aim to outline the design criteria and inspection objectives for spent fuel pool water level and temperature monitoring systems as defined by U.S. standards. This will ensure the system's

reliability under extreme conditions, safeguarding the safe operation of the spent fuel pool and effectively controlling radiation risks. This project has also identified several cases of plants that continue to use spent fuel pools for interim storage or have completed the transition phase. By gathering and analyzing these cases, we will provide insights on the maintenance and operation of spent fuel pools during safe storage at international nuclear power plants, focusing on staffing and monitoring priorities. This information will be offered to our regulatory authorities to enhance the review capabilities and regulatory techniques required for supervising the temporary storage process of spent nuclear fuel.

Additionally, this project provides an overview of the operational and regulatory needs for the spent fuel pools at Chinsan and Mannsan Nuclear Power Plants during the decommissioning phase. Both plants emphasize the importance of cooling system reliability and water level management during the transition period, and conduct water quality and corrosion monitoring in accordance with international regulations to ensure long-term fuel storage safety. And Kuosheng Nuclear Power Plant is similar in design to Chinsan Plant as boiling water reactors.; therefore, the same management approaches are applied. Based on these analyses of the above content, this project proposes refined recommendations for the safety review criteria of retrieval systems within our dry storage facilities.

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

目 錄

摘 要	i
Abstract	iii
目 錄	v
圖 目 錄	vii
表 目 錄	viii
1.0 前言	1
1.1 研究背景與目的	2
1.2 計畫目標與執行項目	3
2.0 國際間相關用過核子燃料池營運資料蒐集	5
2.1 用過核子燃料池相關法規文獻收集	5
2.1.1 美國針對用過核子燃料池監測與衰變熱移除的相關法規研析	8
(1). 水位監控的必要性	8
(2). 池水位監控系統設計要點	9
(3). 對用過核子燃料池運行建議	11
2.1.2 NEI 16-03 用過核子燃料池監測	12
(1). 中子吸收材料監測計畫	13
(2). 水質化學監測	14
2.1.3 用過燃料池監測與維護管理法規小結	15
2.2 美國 Maine Yankee(MY)電廠	16
2.3 美國 Vermont Yankee (VY)電廠	19
2.3.1 燃料池水位監測 Fuel Storage Pool Water Level	20
2.3.2 用過核子燃料貯存與吊掛人員	21
2.4 美國 Kewaunee 核電廠(KPS)	22
2.4.1 用過核子燃料池水位監測	23
2.4.2 用過核子燃料池濃度監測	24
2.5 瑞士 Mühleberg 核電廠(KKM)	25

2.5.1 監測計畫	27
2.6 美國 Millstone 一號機.....	28
2.7 日本敦賀核電廠 1 號機.....	30
2.8 其他國際運轉相關電廠.....	34
2.9.1 韓國 Kori.....	35
2.9.2 德國- Grohnde 核電廠.....	36
2.9.3 美國- Oyster Creek 核電廠	38
3.0 我國用過核子燃料之用過核子燃料池營運維護工作與法規研析	39
3.1 我國核一廠對於用過核子燃料池相關營運維護經驗研析	39
3.1.1 因應監測法規定應修改與用過核子燃料池設計	40
3.1.2 用過核子燃料池維護保養與人員調整編制研析	42
3.2 我國核三廠對於用過核子燃料池相關營運維護經驗研析	44
3.2.1 用過核子燃料池島區冷卻補水運轉規劃	45
3.2.2 用過核子燃料池島區其他相關重要設施運轉規劃	48
3.2.3 用過核子燃料池水質監控程序與相關參數監控	48
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.....	52
4.1 結論.....	52
4.2 我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議.....	54
5.0 參考資料.....	57
附件一、美國除役現狀與縮寫對照表	60
附件二：乾式貯存設施之再取出系統安全審查要點	64

圖 目 錄

圖 1、EA-12-051 要求之水位設計標是	10
圖 2、MY SFPI 之配置圖	18
圖 3、KPS 電廠對於不同階段的燃料定義	24
圖 4、Arbek 用過核子燃料池自主冷卻系統[18]	28
圖 5、敦賀電廠一號機拆除作業規劃	31
圖 6、敦賀一號機用過核子燃料池監測位置圖示	32
圖 7、敦賀一號機用過核子燃料池溫度監測	32
圖 8、敦賀一號機依據實驗結果之 TS 變更	33
圖 9、敦賀一號機 TS 變更	34
圖 10、KEPCO 提出的燃料池冷卻系統	36
圖 11、用過核子燃料池冷卻系統流程示意圖	41
圖 12、核一廠用過核子燃料池的相關 SR 要求頻率	44
圖 13、核三廠規劃之用過核子燃料池島區冷卻迴路	46

表 目 錄

表 1、國際間除役中或即將除役電廠之用過核子燃料池管制與營運規劃	6
表 2、新增系統與過往系統安全分析與防震要求	42
表 3、核一廠持照最低人數與要求	43
表 4、核一廠冷凝水貯存槽水池維護工作檢測表	43
表 5、核一廠用過核子燃料池水池維護工作檢測表	44
表 6、核三廠用過核子燃料池取樣分析頻率與規範	49
表 7、Trojan 除役中的用過核子燃料池水化學要求	50
表 8、我國再取出單元之安全管制技術審查要項修改項目表	55

1.0 前言

台電針對用過核燃料的管理策略，在參酌國際經驗後，逐步建立「短期內採廠內水池貯存、中期實施乾式貯存，並於長期推動最終處置」的分階段處理架構。依據台電除役時程規劃，目前各電廠所產生的用過核燃料仍存放於燃料池內，待室內乾式貯存設施建置完工後，才會依次進行燃料吊裝、運輸與貯存等作業。具體操作包括將燃料從燃料池內裝填至密封鋼筒，置入傳送護箱後經廠內傳輸至乾式貯存場地，最終在集中式中期貯存設施或長期處置場建成後，再透過廠外運輸至指定存放地進行長期安置或最終處理。

在除役階段，用過核燃料需移至燃料池進行安全儲存依據核能安全委員會要求，台電公司於核電廠除役燃料池拆除前，應建置再取出設施，以作為用過核子燃料乾式貯存設施之意外事故備援設施。國際間對於用過核子燃料再取出的作法，可以分為乾式再取出(熱室)及濕式再取出(燃料池)，台電公司於核電廠除役計畫中，已規劃將興建室內乾式貯存設施並涵蓋濕式再取出單元，為了將來室內乾式貯存設施建造執照安全審查作業需求，有必要提早進行國際間相關燃料池建置及運轉維護之資訊研析，以作為管制機關參考。

台電可能在除役期間暫以用過核燃料池作為再取出系統，並以電廠除役前期暫存設施作為再取出的操作平台，此作法已為國際間常見的暫存模式。在此情境下，台電或可根據 NUREG-1700 標準提出除役計畫，並依情境選擇「立即拆除 (DECON)」或「安全貯存 (SAFSTOR)」策略，甚至組合使用，對設施部分進行拆除與去污，另部分如用過核燃料則留置於 SAFSTOR 設施中，以待後續處理。此類策略多基於放射性衰變程度與成本效益考量。

本計畫參考美國 Maine Yankee 等電廠除役經驗及其除役停機安全分析報告 (Defueling Monitored Storage Safety Analysis Report, DSAR)，以期在本國電廠除役時，於燃料池具暫存與再取出功能的情境下，提供適用的安全分析及操作程序，作為臨時

過渡方案。鑑於我國對用過核燃料貯存方法仍具多元選擇性，保留燃料池亦應作為選項之一。因此，本計畫將蒐集並分析國際間用過核燃料池於除役後仍作為暫存設施之運營經驗，並藉由對運轉中電廠與除役電廠的安全標準與規範進行比較分析，以提供我國管制機關參考。本報告並於第三章將聚焦核一、核三廠除役階段的燃料池維護及監管需求，由於我國核二廠與核一廠皆為沸水式電廠，在相關的管制措施與採取作法皆有相當雷同，因此不另外贅述，藉由解析核一與核三兩座電廠依據經驗和法規制定的冷卻系統、水位管理及水化學監控，研析如何確保燃料池的長期安全運行。本年度規劃以國際經驗與法規為依據，結合台電現行用過核燃料池的運營規範進行研析，以掌握再取出單元之維護與管制重點，確保未來核電廠除役作業的安全性與可行性。

1.1 研究背景與目的

用過核子燃料於傳送到乾式貯存設施之前，將會貯放於用過核子燃料池中，由於目前國內各廠乾式貯設施仍處於規劃或是尚未取得運轉執照的階段，可預期用過核子燃料將會長時間貯放於用過核子燃料池中，直到乾式貯設施取得運轉執照後傳送至指定設施中貯存；在此期間，確保用過核子燃料池的正常運作與安全性為本案之主要目標。於本項計畫中，將會藉由蒐集國際運轉經驗與法規，並釐清運轉中電廠與除役停機電廠之用過核子燃料池所採用的安全標準與操作規範不同處，並提交相關作法給管制機關參考。

在國外電廠進行除役過程時，常採用廠內用過核子燃料池，作為臨時的濕式貯存系統或再取出的相關暫存設施。這方面的相關文獻，如 NUREG-CR-6451^[4]報告，特別強調了使用用過核子燃料池作為臨時存放系統時需要注意的事項。此外美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)於 2016 年發表了針對核電廠在除役階段操作的相關資料，提供了電廠在這一階段所需的人員調整和相關人力資格的具體要求。

考慮到我國電廠未來針對用過核子燃料的貯存工作將會使用密封鋼筒來做為密

封的手段，在意外事故下可能面臨用過核子燃料的破損而需要重新裝罐，因此相對應的用過核子燃料再取出設備與設施就是需要具備的能力。而再取出設備與設施在國外目前仍以用過核子燃料池或另外有其他集中貯存設施。我國在這方面短期仍以核電廠用過核子燃料池為主，若未來要興建用過核子燃料再取出池，也必須確保這些設備與設施的維護營運等工作都符合規範，這些規範應會與已經停機除役中用過核子燃料池的規範類似，因此本計畫將會考慮這些規範做法來提出相關審查要點供管制單位參考。

本研究工作中已經蒐集了如三哩島二號機的 DSAR 資料。根據其內部規範，參照 10 CFR 50 中的法規修改，在燃料退出後，有可能對操作人員的資格進行調整。同時逐項比對 10 CFR 50 法規，以重新訂定運轉程序的規範。這些資料為電廠在進行這一階段作業時，保持用過核子燃料池所需的基本能力提供重點參考。並於其他的國際經驗中之相關資料也找尋了如瑞士於 2015 年對其 Mühleberg 電廠提出的用過核子燃料池支援系統(Autarke und redundante Brennelementbeckenkühlung ,Arbek)；也蒐集到日本敦賀核電廠的安全貯存工作的變更計畫等資料，這些資料與為維護經驗確保了相關系統的正常運作和安全性，這直接影響到核能電廠內部的作業，也關係到核子燃料的存放和處理。透過蒐集這類國際經驗和法規研析工作，可以有助於提升我國再取出系統或用過核子燃料池運轉中的安全規範。另外，由於此類管制技術研析對於室內乾貯的設施運轉至關重要。可以有效地確保再取出系統的正常運作，確保用過核子燃料能夠被安全地處理和移出。提高整體再取出系統的安全性，同時提供了營運參考和技術支援。

1.2 計畫目標與執行項目

本項工作面向為除役期間用過核子燃料池的運營維護經驗研析，這些資料確保了用過核子燃料池作為再取出系統的正常運作和安全性。這些營運資料也直接關係到核能電廠內部的操作與用過核子燃料的存放和處理。通過收集國際經驗和法規研析工作，可以

有助於提升我國再取出系統或用過核子燃料池運轉中的安全規範。另外，此類管制技術研析對於室內乾貯設施之運轉至關重要，可以有效地確保再取出系統具備相關備援手段，確保用過核子燃料能夠被安全地處理和移出，提高整體再取出系統的安全性。針對除役中的電廠若採用 SAFSTOR 作法，將用過核子燃料貯存於用過核子燃料池的話，廠內所需要施行的相關人員變更與安全分析條件的變化資料進行蒐集，並與我國除役電廠進行比對後，可以提出我國於審查再取出系統的相關精進建議。

本年度工作包含用過核子燃料乾式貯存設施再取出單元特性資訊與法規管制技術研析。本年度完成之工作項目：

1-1 國際間相關用過核子燃料池營運資料蒐集

針對國際間對用過核子燃料池於除役後仍然作為用過核子燃料暫存營運所評估的工作進行資料蒐集，並研析其相關內容，做為我國管制單位參考的依據。

1-2 我國用過核子燃料之用過核子燃料池營運維護工作研析

研析我國核能電廠營運時與除役後用過核子燃料池維護所需要執行的工作項進行研析，並且比對國際間電廠的相關做法。

1-3 研析國際用過核子燃料池運營維護經驗與提出我國再取出單元管制技術之審查要項精進建議

經由前兩項之管制技術內容，應可以提出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 國際間相關用過核子燃料池營運資料蒐集

核電廠在永久停機後，開始實際除役相關工作之前，需要進行各種準備工作或相關活動。這一期間稱為過渡期。在過渡期內，相關工作可能受到法規規定，通常基於實際需要，甚至可能包含多種選擇性方案。無論是哪種情況，這些過渡活動的規劃及所需的法規文件提交，最好在目標的最終停機之前完成。各國對於過渡期必須執行的工作要求相對一致，因此本計畫的目標是蒐集這些資料，並篩選出對用過核子燃料池運轉有關的部分進行研析。

2.1 用過核子燃料池相關法規文獻收集

美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)於 2016 有發布一項針對除役中電廠所維持設施運轉之相關導則(EPRI 3002007551)^[5]。內部具有多個電廠的除役提交工作與內容，各核電廠都有各自的除役管理計畫執行相關工作。本計畫依據其表格進行修改，重新觀察當前幾個核電廠除役狀態，並對已修改或重新選擇的部分進行註釋並存於附表中。而本研究主要針對文件中數個選擇安全貯存方法的電廠進行分析並於後續小節進行說明，在研析過程中發現各廠在除役規劃上具有靈活性，只要能確保用過核子燃料的安全，營運單位會選擇對其最有利的方式。

根據目前蒐集到的國際資料，主要囊括了美國、瑞士和日本等國在核電廠除役階段執行的 SAFSTOR 相關工作。SAFSTOR 主要執行的目標通常是延遲拆廠並確保這段時間用過核子燃料安全貯存的作法。而目前蒐集到的電廠包含各國間多個電廠在其除役規劃、正在除役或是已經除役完成的電廠，本分項工作將探討國際間多個核電廠在處理用過核子燃料池(Spent Fuel Pool, SFP)方面的經驗和操作方法。透過蒐集和分析這些資料，希望能為我國的用過核子燃料池管理與審查等工作提供參考資料與建議。本研究也先將本分項關注的幾個主要國家和核電廠的案例概要與其營運資源分配進行表列，如表 1 所示。

表 1、國際間除役中或即將除役電廠之用過核子燃料池管制與營運規劃

電廠	運轉狀態	監測範圍	燃料池營運	人力資源
美國 Maine Yankee	已除役	冷卻水的溫度、水位與硼濃度。 冷卻系統的壓力、溫度、輻射條件與補水能力。	額外設置 SFPI 區域進行隔絕	維持認證燃料處理員培訓和再培訓計畫與相關人員數量編制
美國 Vermont Yankee	除役中	冷卻水的溫度、水位高度	以現有設備搭配外部電源作為冷卻	維持認證燃料處理員培訓和再培訓計畫與相關人員數量編制
美國 Keaunee	除役中	硼濃度、水位高度(七天一次)	冷卻不須保持可用性。	維持認證燃料處理員培訓和再培訓計畫與相關人員數量編制
美國 Millstone	除役中	水位高度(七天一次)	由於另外兩部機組運轉中，因此僅拆除不必要設備。	維持認證燃料處理員培訓和再培訓計畫與相關人員數量編制
瑞士 Mühleberg	除役中	水位與水溫監測等並無公開資訊，每季進行輻射檢測工作	以類似 SFPI 構想設計 Arbek 架構來進行冷卻	並無相關公開資訊
日本 敦賀核電廠	除役中	冷卻水水位監測	移除冷卻系統僅保留補水系統	並無相關公開資訊
韓國 Kori	除役規劃	依據運轉中程序執行。	電廠營運中。	電廠營運中。無相關資訊。
德國 Grohnde	除役中	直至清空燃料前維持電廠運轉要求	直至清空燃料前維持電廠運轉要求	直至清空燃料前維持電廠運轉要求。無相關公開資訊
美國 Oyster Creek	除役中	冷卻水的溫度、水位高度	以現有設備搭配外部電源作為冷卻	維持認證燃料處理員培訓和再培訓計畫與相關人員數量編制

而美國一般電廠在評估相關除役工作時，將參考於 NUREG-0586^[6] 中的評估辦法，先前文獻中也提到，美國管制單位有三種除役方法，各廠家依據環境影響評估選項，也提供了在除役過程的早期階段常常會進行的商業作法，可以區分為以下幾種：

- A. DECON：對含有放射性的設備、結構和設施及場地的部分會在運營停止後立即除污至允許的輻射水平。
- B. SAFSTOR：在電廠停機並移除爐心燃料後，設施會被置於安全、穩定的狀態並保持在此 SAFSTOR 狀態。在貯存期結束時，設施將被除污和拆除至允許終止許可證的水平。而在 SAFSTOR 期間，設施保持完整或部分拆除，但用過核子燃料會被從反應器爐心容器中移出，放射性液體會從系統和組件中排出並處理。在 SAFSTOR 期間，由於放射性持續的衰變，從而減少在除污和拆除過程中需要處理的放射性物質數量。
- C. ENTOMB：對具有放射性的結構、系統和組件 (Structure, System and Component, SSCs) 包封在一種具有長期結構穩定性的物質中，如混凝土。此包封結構會得到適當維護，並進行持續監測，直到放射性衰變至允許的水平。

以上評估長期貯存用過核子燃料的貯存選擇，通常區分為用過核子燃料池島 (Spent Fuel Pool Island, SFPI) 或乾式貯存系統 (Dry Cask Storage, DCS) 之兩大作法。燃料轉移至能源部的預期完成年份將會是業者決策的關鍵因素，因為濕式貯存的資本支出通常低於乾式貯存，但年度運營和維護成本較高。

本章旨在提出各國在維持用過核子燃料池方面的國際經驗與資料，並針對美國針對用過燃料池的相關法規進行研析蒐集；藉由說明各核電廠如何維持用過核子燃料池的運作，並蒐集各廠在運轉變更、人力變更與行政管制變更等方面的資料。將研析此類變更過程中需要注意的關鍵事項與基本原則，並將這些原則與我國電廠運轉變更的過程進行對照，從而內化為未來審查此類用過核子燃料池再取出系統時需要注意的重點審查事項。因此，將論述包括美國在內的多個國家的做法及其對應的考量內容。

2.1.1 美國針對用過核子燃料池監測與衰變熱移除的相關法規研析

由於聯辦法規 10CFR 50 已經規定多項設計法規與相關要求，本節將不會另外贅述 10 CFR 50 的相關法規與內容，僅針對因應福島事故所提出的相關改善辦法，即 NRC EA-12-051 的合規指導，其旨在為核能發電廠的用過核子燃料池，必須要提供可靠的水位監測儀表，特別是針對超越設計基準事故。在 2011 年福島第一核電站事故後，NRC 決定美國核電廠需加強用過核子燃料池水位的監控。因為在福島事件中，用過核子燃料池水位不明確，導致資源分配錯誤並造成應對延遲。基於此，NRC 頒布了 EA-12-051 命令[29]，要求所有核電廠安裝可靠的水位監控儀表，提供三個關鍵水位狀態的即時數據，這些數據也做為用過核子燃料池的監測與營運重要參數：(1)、支持正常冷卻系統運行的水位。(2)、提供對人員有效輻射屏蔽的水位。(3)、燃料保持覆蓋且必須開始補水行動的水位。上述的三個水位代表設計上必須要提供的驗證相關參數。

而依據 EA-12-051 的內容，NRC 提出營運單位必須對用過核子燃料池水位監控的必要性、監控系統設計要點、運行建議都有提出相對應的建議與做法，本小節將會依據這幾個主要目標進行簡要的說明。

(1). 水位監控的必要性

2011 年福島核災暴露出核電廠用過核子燃料池在緊急狀況下的脆弱性，尤其是在失去冷卻和水位監控系統功能的情況下，用過核子燃料池可能面臨乾涸和燃料暴露的危險，從而引發嚴重的輻射洩漏事件。福島事故後 NRC 發佈了 EA-12-051 命令，強化用過核子燃料池水位監控系統，保證即便在最極端的設計基準事故及超越基準事故條件下，池的水位能夠被可靠監控。主要目標要能夠滿足設計能力要求：

- A. 設計基準外事故的應對能力：用過核子燃料池需要具備面對地震、海嘯、飛來物撞擊等極端情況的抵禦能力。
- B. 電力和通信系統的穩定性：監控系統需要具備在長期斷電或失去外部通信的情

況下仍能正常運作。

- C. 極端環境條件：在高輻射、高溫、潮濕、甚至池水沸騰的環境中，設備的耐用性和精確度是監控系統可靠性的核心。

(2). 池水位監控系統設計要點

水位監控系統應具備以下主要設計要素：

A. 多重冗餘設計

為了避免單一故障影響，EA-12-051 要求池水位監控系統需至少安裝兩個獨立的監控設備。這些設備可以是固定式或可移動式，並且應具備以下功能：

- (a). 獨立電源：每個監控通道應有獨立的電力供應，並且能夠使用外部電源(如便攜式發電機或電池)進行操作。
- (b). 抗震能力：所有監控設備必須經過抗震和抗飛來物衝擊的測試，以保證在設計基準事故發生後仍能運行。
- (c). 多點顯示：水位監控顯示應設置在控制室內，或其他可輕易進入的區域，以便操作人員即時獲取資訊，並對水位變化進行反應。

B. 關鍵水位監控

根據 EA-12-051 發布規定，用過核子燃料池的水位監控需能夠提供以下三個關鍵水位資訊：

- (a). L1：足夠支持燃料池冷卻系統正常運行的水位。
- (b). L2：足夠提供操作人員輻射屏蔽水位，以便在燃料池上方執行必要的維護操作。
- (c). L3：燃料保持覆蓋的最低水位，在此水位以下，需立即開始補水行動，避免用過核子燃料暴露。整體構想如圖 1 所示。

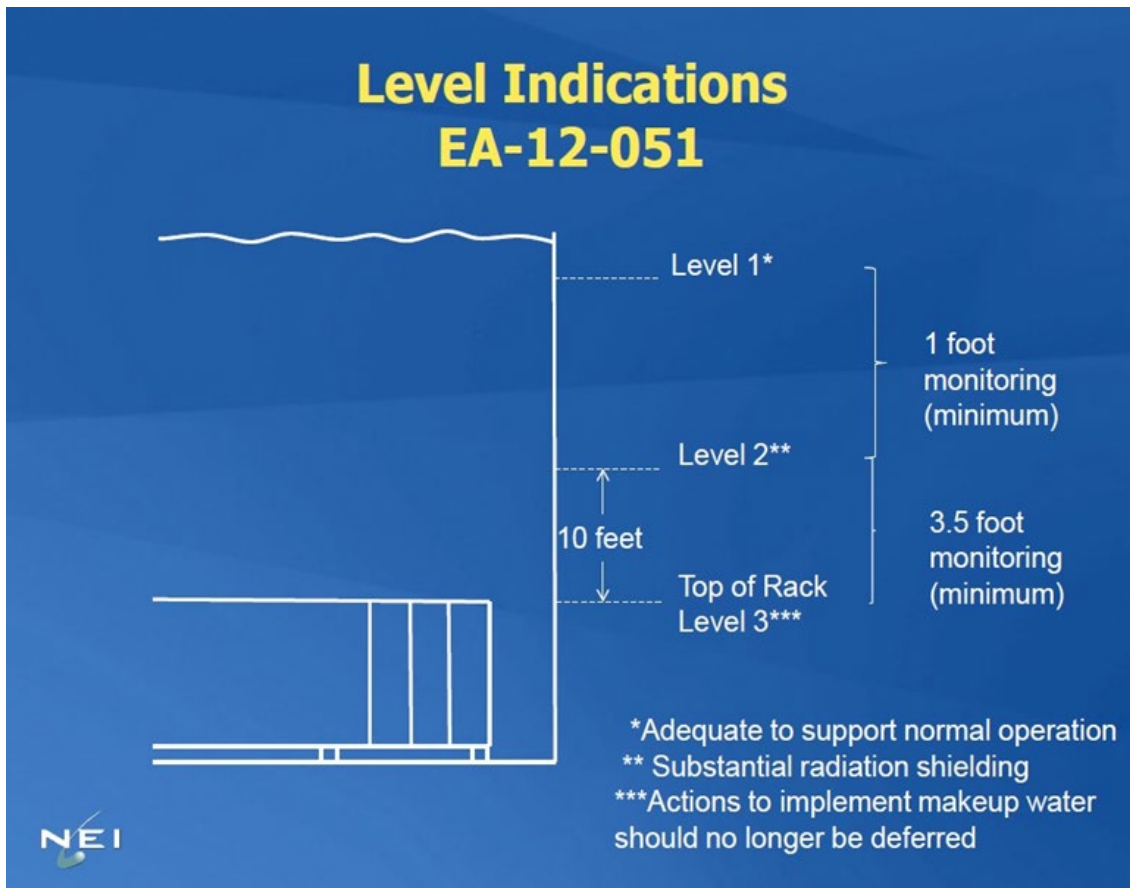


圖 1、EA-12-051 要求之水位設計標示

C. 儀表準確性與可操作性，必須要滿足：

- (a). 準確性要求：監控系統必須能夠即時且精確地監測水位變化，尤其是在事故期間，即便儀表斷電或切換電源，也需要保證監測數據的準確性。
- (b). 便於操作與維護：系統應設計為便於日常測試和校準，並且在事故發生後應能快速重置或維修，減少因設備故障帶來的風險。

D. 持續監控與測試

用過核子燃料池水位監控系統需要定期進行測試與校準，確保在各種運行模式下，儀表能夠維持準確性。建議每個監控需具備持續或隨選顯示功能，並且可供操作人員在控制室或替代控制面板上查看。此外每個通道應能夠進行常規的維護與測試，並可在檢修時，對監控系統進行全面測試。

(3). 對用過核子燃料池運行建議

針對用過核子燃料池的運行和維護，建議系統必須於提升穩定性和可靠性，確保供電電源穩定性，用過核子燃料池水位監控系統必須具備獨立且持久的電力來源。每個電力通道應有備用電源，且在斷電後能夠快速切換至緊急電源系統。如發電機和電池需保持充足的電量，以應對長時間的電力中斷，其中充足電量主要需要能夠在至少 72 小時內提供穩定的電力供應，這是依據美國核能協進會(Nuclear Energy Institute, NEI)發布之 NEI 12-06 中針對"FLEX"策略的指導意見，應對設計基準事故之外的事件。此外，若供電中斷時間超過 72 小時，必須能夠使用備用電源，例如可攜式發電機或者更換的電池，來繼續保持設備的運作，直到可以獲得外部資源為止。

建立定期測試與維護作法，在上述的法規中建議用過核子燃料池水位監控系統應每年定期進行測試與校準，並且在每次大修期間，對所有監控設備進行全面的功能測試。這些測試應包括抗震測試、精度測試以及各類應變操作的演練，以確保系統在緊急情況下能夠可靠運作。

強化人員培訓，操作人員應定期接受培訓，熟悉水位監控系統的各個操作步驟，並在事故發生時能夠迅速判斷水位狀況，進行補水或其他應變處理。培訓計畫應包括系統的正常操作、維護測試以及在事故發生後的應變操作程序。

持續合乎最新規範與相關技術升級，用過核子燃料池水位監控系統設計需始終符合最新的 NRC 規範與技術標準，應持續對現有設備進行升級，尤其是針對新型感測技術和抗震技術的應用，確保系統能夠持續應對各種事故挑戰。並建立多面向的應變方案，在用過核子燃料池水位開始下降到警戒水位時，立即啟動補水應變方案。由於需預先準備好多套的補水方案，包括使用外部水源或相關的可拆卸泵，確保即便在長時間的電力中斷或設備損壞情況下，也能夠迅速進行用過核子燃料池的補水操作。

由於用過核子燃料池主要貯存用過核子燃料，與燃料的安全具有關鍵因素，特別是在事故後可能需要對乾式貯存筒進行再取出的情境下，確保用過核子燃料池的水位與水溫等重要參數穩定至關重要。根據 EA-12-051 內提供了針對用過核子燃料池水位監控系

統設計、測試、操作和維護的具體指導。這些規範可提升核電廠在極端事故中的應對能力，通過冗餘的監控系統、獨立的電力供應、精確的水位監測和強化的操作培訓，確保燃料池內的用過核子燃料始終保持安全狀態。

而隨著用過核子燃料池的運轉年限將近與未來可能的持續貯存，燃料池中的中子吸收材料將面臨老化的風險，這些材料需要經過長期的有效監測和管理，才能確保其持續發揮預期的臨界控制功能。NRC 也針對相關核設施的延長運行，制定了針對中子吸收材料的老化管理指南，並在報告中提出了具體的要求。這促使行業需要一個標準化的、可接受的監測指南。

上述小節這些做法與規範也可以考慮為我國未來使用用過核子燃料池作為再取出手段時的幾項重點參考要點，透過持續的定期的維護測試以及完善的應變預案，能夠有效應對事故中的用過核子燃料貯存風險，保障用過核子燃料的貯存安全及周邊環境的輻射防護。

2.1.2 NEI 16-03 用過核子燃料池監測

而為了應對核電廠用過核子燃料池中的中子吸收材料的老化和劣化相關風險，確保這些材料在延長運行期內能夠繼續提供關鍵的臨界安全功能。NEI 2023 年代表其成員向 NRC 提交 NEI 16-03^[7]建議方法文件，內容包括電力研究所 EPRI 技術報告中的全行業老化學習管理計畫（Industrywide Learning Aging Management Program, i-LAMP）^[8]與用過核子燃料池中子吸收材料全球監測計畫，此計畫主要作為替代的燃料池老化監測方法，目的是透過共享數據來確保老化趨勢的早期判別，並及時進行控制與減輕劣化影響。i-LAMP 包括對 SFP 水化學及中子吸收材料的分析，並針對那些沒有樣本監測計畫的燃料池，提供代理樣本測量數據。加入的國家有包含台灣、南韓等。在過去四十多年中，使用過的中子吸收材料種類繁多，包括 BORAL®、Boraflex、Carborundum 等，不同材料的老化表現各異。因此，電廠需要根據不同材料的特性和使用歷史，確定合適的監測方法和頻率。NRC 要求定期展示安裝的中子吸收材料的有效性，通過對樣品或現場進行監

測。這些監測結果將根據具體材料的操作經驗來確定頻率。

中子吸收材料(Neutron-Absorber Materials, NAM)用於用過核子燃料池格架中，作為保持臨界安全的主要材料，其使用設計之不同也可以同時增加用過核子燃料之貯存空間與效率。相關的貯存與核能產業依靠 SFP 中，使用不同數量的 NAM 來作為電廠不斷延長運轉時限所面臨的貯存效率提升要求。隨著電廠壽命的增加，需要維護或建立相關的 NAM 監測計畫，來作為 SFP 中老化管理計畫的一部分。而 EPRI 於 2022 年提出了 i-LAMP 的構想。提議最初從 BORAL 開始該計畫，BORAL 是美國和其他幾個國家/地區使用最廣泛的材料。並於這個計畫中慢慢推廣至其他金屬 NAM 來執行。

此份文獻主要包含中子吸收材料監測計畫、監測方法、水質化學監測與其 NAM 老化樣態的歸納整合，本小節將會就部分法規之計畫內容與監測方式進行研析。

(1). 中子吸收材料監測計畫

中子吸收材料監測計畫是燃料池中重要的安全管理措施，確保中子吸收材料 NAM 在其使用壽命內能夠繼續有效發揮控制反應臨界性的功能。主要包含

- A. 驗證中子吸收材料的有效性：確保這些材料能夠持續執行控制臨界的功能與
- B. 防止用過核子燃料池中發生臨界事故：藉由檢測材料的老化和定期檢測，降低中子吸收材料會因腐蝕或其他老化樣態而失效的可能性。

監測方法依據不同的情況選擇不同的監測方法，包含：

- (a). 樣品測試計畫：燃料池中放置與燃料格架中中子吸收材料相同的樣品，並在特定時間點取出這些樣品進行測試。
- (b). 現場測量計畫：燃料池中實際安裝的中子吸收材料進行現場測量，以確認其是否仍保持有效。此方法尤其適用於沒有樣品測試計畫或樣品數量不足的情況。
- (c). i-LAMP：針對沒有樣品監測計畫的燃料池，i-LAMP 是一個基於行業共享的監測計畫，允許使用類似條件下其他廠的類似燃料池的數據來進行監控。

不論是樣品測試、現場測量還是 i-LAMP 計畫，監測結果將會有無變化、如預期變

化與未如預期變化三種，主要僅有在發生未預期變化的情況下，需要進行進一步的臨界性分析或採取補救措施。

(2). 水質化學監測

燃料池中，水質化學監測是確保 NAM 長期有效的重要組成部分。水質中的化學物質和環境條件對於材料的腐蝕和老化有著直接的影響。因此維持適當的水質化學環境對於減少材料劣化、延長其使用壽命至關重要。控制腐蝕並減少對中子吸收材料的損害，燃料池中的水質化學需保持在特定範圍內。依據本計畫之監測的主要參數包括：

- A. 氯化物 (Chloride, Cl)
- B. 氟化物 (Fluoride, F)
- C. 硫酸鹽 (Sulfate, SO₄)
- D. pH 值
- E. 導電率 (Conductivity)

對於壓水式反應器，還需要額外監測：

- F. 硼濃度 (Boron, B)
- G. 鈉濃度 (Sodium, Na)

EPRI 的水化學指南對水中某些化學物質的濃度設置了上限，以減少腐蝕風險：氯化物、氟化物、硫酸鹽：這三種化學物質被認為是腐蝕的加速劑，因此其濃度應保持在 150 ppb 以下，以減少腐蝕風險。由這些內容可以了解，由於用過核子燃料池中，中子吸收材料的老化樣態多種多樣，涉及腐蝕、輻射損傷、吸水性、機械性應力等多種因素。為了確保用過核子燃料池的安全運行，需要針對這些老化樣態進行持續監測，並根據實際情況採取適當的預防措施(如更換材料或調整運行條件)。有效的監控和管理可以延長中子吸收材料的使用壽命，並確保用過核子燃料貯存或暫存在設施中的安全性。

2.1.3 用過燃料池監測與維護管理法規小結

用過核燃料池的安全運營涉及到多重監管和技術要求，以確保在正常運行及事故狀況下皆能保障燃料池的穩定性和輻射屏蔽效能。用過核燃料池的設計已具備基礎規範根據美國聯想法規 10 CFR 50，此法規同時涵蓋結構設計以及可在事故下正常運作的可靠性。然而在 2011 年福島核事故暴露出核燃料池監控能力的不足後，NRC 發佈了 EA-12-051 命令，進一步要求各核電廠強化用過核燃料池水位的監測能力，並且特別針對設計基準以外的事故提出了更高的安全要求。

依據 EA-12-051 的規範，用過核燃料池的水位監控系統應具備冗餘設計，以減少單一故障的風險，並提供即時的水位資訊來支持冷卻運行、輻射屏蔽和緊急補水決策。此監控系統必須能在極端環境下穩定運行，具備耐震性，並能夠在斷電或通訊中斷情況下維持運作。具體而言，EA-12-051 規範了三個關鍵水位指標：(1) 支持冷卻系統正常運行的水位、(2) 提供有效輻射屏蔽的水位，保護在燃料池上方進行維護工作的操作人員、(3) 燃料保持覆蓋並避免曝露的最低水位。這些指標不僅作為日常運營中的重要參考參數，亦為緊急情況下的應變行動提供了準則。

為了確保水位監控系統的準確性和穩定性，EA-12-051 要求系統具備多重顯示及獨立電源設計，且所有關鍵數據須能在控制室內即時呈現。監控系統需定期進行測試和校準，以保證各項數據的準確性，並於事故狀況下能迅速切換至備用電源。這樣的設計理念不僅強調硬體的穩定性，同時也要求操作人員具備專業技能，通過強化培訓計畫以提高他們在緊急情況下的快速應變能力。

此外，隨著用過核燃料池的運行年限延長，NAM 的老化問題成為行業關注的焦點。NAM 在燃料池中負責吸收中子、維持反應爐臨界安全，具體材料包括 BORAL®、Boraflex 和 Carborundum 等。由於這些材料在長期運行中會受到腐蝕、輻射損傷和機械應力的影響，NRC 與 NEI 提出了 NEI 16-03 建議方法文件，以加強 NAM 的監控管理。該方法包括如 EPRI 的 i-LAMP 老化學習管理計畫，針對不同類型的吸收材料進行監測，並設置水質化學控制參數，確保燃料池水中的腐蝕加速劑(如氯化物、氟化物和硫酸鹽)濃度控

制在 150 ppb 以下，以減少材料的劣化風險。

在技術監控方面，NEI 16-03 提出了採用樣品測試、現場測量以及行業共享的 i-LAMP 監控方法，以適應不同材料和應用環境。無論採用何種方法，監控計畫都強調了持續性和精確性，確保 NAM 的有效性，以防止燃料池中發生臨界事故。隨著設備運行壽命的延長，行業需定期評估材料狀態並即時更新，以滿足最新的技術標準和監管要求。

綜上所述，福島事故以後針對用過核燃料池的安全管理已進一步深化，NRC 的 EA-12-051 命令及 NEI 的建議提供了一套完備的監測和維護標準。針對未來可能的應用情境，通過持續的水位監控、冗餘電力供應、定期測試及嚴格的操作培訓，有效應對極端情況下的風險，並延長設備運行壽命。用過核燃料池的監測與老化管理方法為我國核能監管單位也可提供重要的參考依據，確保用過核燃料的安全貯存與防護。

2.2 美國 Maine Yankee(MY)電廠

Maine Yankee 核電廠的建設許可證於 1968 年 10 月 21 日獲准。營運許可證於 1972 年 9 月 15 日核發，允許功率運行達到額定熱功率的 75%。該電廠於 1972 年 12 月 28 日開始商業運營，屬於三迴路的 CE(Combustion Engineering)壓水式反應器(Pressurized Water Reactor, PWR)。

在 1990 年代中期，Maine Yankee 核電廠面臨各種運營和監管上的挑戰。1995 年，該電廠因修復蒸汽產生器管道而關閉了幾乎整整一年。於 1996 年 12 月 6 日，因燃料棒的運行問題等原因，電廠被永久關閉。營運單位於 1997 年向 NRC 提交了停機後除役活動報告(Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, PSDAR)，計畫在 7 年內(2004 年)完成除役工作，最終於 2005 年 10 月完成除役。

而在 MY 廠的評估結果顯示，如果美國能源部在 2019 年之前未能完全清除用過核子燃料，則更傾向於採用乾式貯存。而根據 MY 廠自身考慮的整體項目時間表，使用濕式貯存將使除役不可能在目標的七年內完成。因此，MY 廠決定採用 DECON 的做法作為電廠的方針。然而，由於停機較為倉促，因此將面臨用過核子燃料在用過核子燃料池

中貯存且同時進行電廠除役的一小段時間。這需要建立相關的 SFPI 來進行冷卻和貯存工作。

所謂“暗黑階段”(Cold and Dark(Cool and Dim))是指將核電廠中所有不再需要進行除役的系統徹底停電、減壓和排空，並將核電廠對外電力斷電，改用臨時電源。這兩個術語在文獻中通常可以互換使用。真正的暗黑階段通常指完全停電的核電廠。然而，在過去 20 年美國大部分核電廠除役過程中，由於無法完全停電所有核電廠系統(通常涉及建築內部的冷凝，導致工作環境不安全)，大多數核電廠並沒有達到真正的暗黑階段。

相對應地，大多數電廠建立的通常是“暗黑階段”條件或“有限暗黑階段”條件，以在有限度的情況下減少所需的外部電源或採用臨時電源。MY 廠在過渡時期主要通過將用過核子燃料廠房改建為 SFPI 來達成上述的暗黑階段，並成立小組來確定安全相關 SSCs 的安全分級重組。設立了較為小型的新控制室作為過渡期的系統，該控制室僅包括少量的運轉系統以監測(1)除役期間的警報和(2)所有火災探測與相關管制控制工作。

為了方便除役作業，在用過核子燃料仍在燃料廠內時，將用過核子燃料池改建升級為 SFPI。確保 SFPI 具備自給自足的冷卻和清理系統，以及獨立的監控、控制和電力系統。MY 廠的 SFPI 包括兩個獨立的水池冷卻迴路，並由風扇冷卻。同時安裝了監測水池溫度、水位高度和水中硼濃度的儀器。在過渡期間，只要用過核子燃料池中仍然存有用過核子燃料，相關的安全重點就是放在控制與隔離工作。為此，必須確保 SFPI 與電廠的所有部分完全隔離，並使用獨立的冷卻、配電、控制室、HVAC、輻射監控與安全邊界等系統，以保障安全^[9]。而 MY 廠兩套獨立水池冷卻系統，其中一套採用空氣冷卻。系統中的最低管線連接至水池中燃料頂部上方，以避免虹吸現象導致用過核子燃料暴露的問題。備用電源將由專用柴油發電機提供，空氣冷卻器則安裝在用過核子燃料池建築之外，其最大冷卻效率可以以每小時 1.08 華氏度的速度進行冷卻。清潔系統設計考慮了單一的過濾泵，池水過濾器配置 0.2 微米的預濾器和 6 微米的後濾器以進行過濾。整體配置如同圖 2 所示。這些措施確保了在過渡期間用過核子燃料池的安全和冷卻，並使得電廠除役工作能夠順利進行。

而在使用 SFPI 進行用過核子燃料的貯存過程時間中，TS 中監測要求也轉為：

- 冷卻水的溫度、水位與硼濃度，
- 冷卻系統的壓力、溫度、輻射條件與補水能力，
- 燃料廠房的輻射監測、通風、Sump 池監測與防火。

其中 Sump 之監測，主要由於 MY 廠主要面臨現場居民的要求，要對反應器下方可能受污染的地下水進了解監測，而 MY 廠所提出的做法就是對 Sump 進行相關監測與輻射檢測調查。過程中也會監測相關資料，因此在監測項目內才會包含這一項內容。

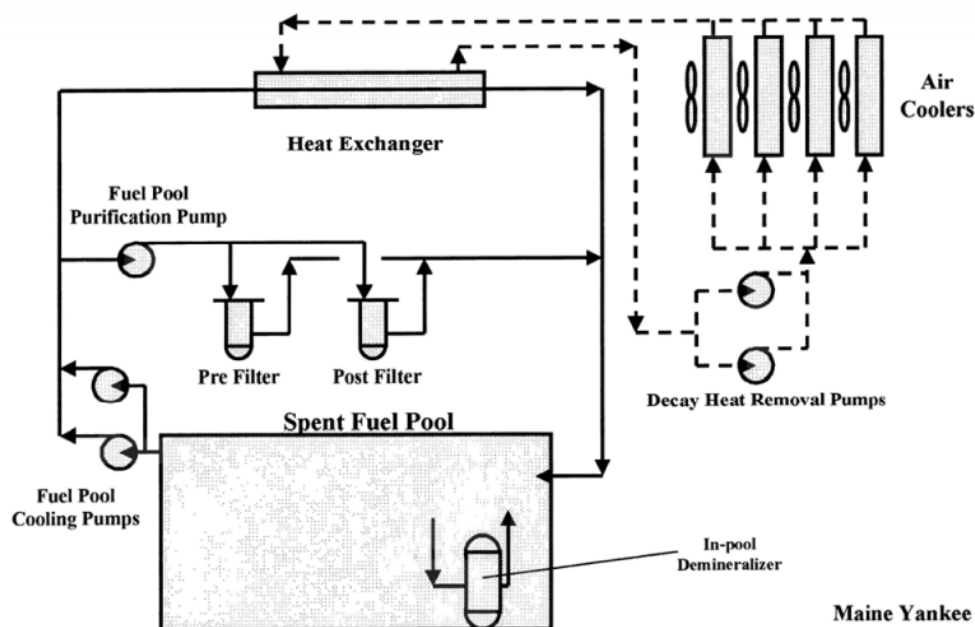


圖 2、MY SFPI 之配置圖

MY 廠持續運行 SFPI，直至所有燃料都轉移至獨立用過核子燃料貯存設施 (Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)。在此過程中，電廠不斷與公眾溝通並改善相關設施。在其事後報告^[9]中指出，濕式貯存的花費低於乾式貯存，主要因為設備建置成本較低，但需要較高的運營和維護成本。根據此案例，由於判斷美國能源部 (Department of Energy ,DOE)無法在 2019 年接手用過核子燃料，因此儘早採用乾式貯存是減緩支出的最佳方法。

而依據上述內容，若用過核子燃料池作為長期用過核子燃料貯存的基準，其運營費用對於營運單位考量較高。因此若我國採用用過核子燃料池作為長期再取出系統，且燃

料池中沒有相應的用過核子燃料，可以考量營運維護的人力資格放寬，從而避免在無用過核子燃料下維護用過核子燃料池，產生的人力資源浪費。

2.3 美國 Vermont Yankee (VY) 電廠

Vermont Yankee 核電廠位於美國佛蒙特州 Vernon，由 Entergy Nuclear Operations, Inc.(ENO)運營。該電廠是一座 BWR-4 沸水式反應器，使用 Mark I 圍阻體結構。VY 電廠於 1972 年開始運營，設計壽命為 40 年，並於 2014 年 12 月 31 日正式停運，進入除役階段。Entergy 計畫在 2020 年之前將所有用過核子燃料轉移至乾式貯存設施，並將該廠設施申請為 SAFSTOR 狀態，直至準備好完全除役該設施。2017 年 2 月 9 日，Entergy 將 VY 電廠許可證從 Entergy 轉讓給 NorthStar。根據時程表，VY 廠的除役工作預計於 2030 年完成，用過核子燃料將貯存在現場的獨立用過核子燃料貯存設施 ISFSI 中，直到轉移給 DOE。於 2022 年 10 月，所有用過核子燃料已完全從燃料池中移出，並於 2023 年 2 月正式進入 DECON 的除役階段。

而在此類 SAFSTOR 過程中，NRC 於 2015 年 2 月 17 日發出的通知(ML14091A291)提出了三點主要訴求：

- (1). 擬議的修訂是否涉及先前評估的事故的可能性或後果的顯著增加？
- (2). 擬議的修訂是否與先前評估的任何事故產生新的或不同類型的事故的可能性？
- (3). 擬議修訂是否涉及安全裕度的大幅降低？

此類訴求代表了管制單位對於 SAFSTOR 的主要目標，而 VY 廠針對以上三個問題的回覆中，說明由於電廠爐心中不再存放用過核子燃料，且所有燃料均在電廠運行條件下進行監控，也不會有其他額外的相關操作，因此事故機率等均不會有變化。NRC 根據此次審查，認定滿足了 10 CFR 50.92(c)的危害考慮標準，因此 NRC 工作人員認定此修改請求不涉及重大危害考慮。

根據 VY 廠提出的相關說明文件^[10]及其更新的最終安全分析報告(Updated Final Safety Analysis Report, UFSAR)第 14 節的描述，提出運行期間適用的設計基礎事故和暫

態假設事故。一旦反應器處於永久不填充燃料狀態，用過核子燃料池及其相關冷卻系統將僅用於用過核子燃料的貯存。在這種情況下，所有相關事故的範圍將比運營中的電廠小得多。一旦 VY 廠在反應器容器中放置或保留燃料的授權失效後，先前在 UFSAR 中假設的大多數事故場景將不再可能發生，並將根據 10 CFR 50.59 的規定從 UFSAR 中刪除。這將涉及大量相關技術規範(Technical Specifications, TS)和檢查需求(Surveillance Requirements, SRs)的變更，並對應相關的運轉限制條件(Limiting Conditions for Operation, LCOs)等執行工作。本計畫將考量這些變動的依據及相關內容，藉此了解 SAFSTOR 電廠維持用過核子燃料池過程中需要執行的幾項檢查或相關措施，並確定針對用過核子燃料的監測行為應包含哪些工作。

上述的 TS 和 SR 變動資料，可在 VY 廠於 2014 年提交給 NRC 的相關管制變更文件^[12]中找到。在這些變更資料中，主要針對大量營運部分進行刪除，並將該廠址的運轉變更目標轉向用過核子燃料的貯存工作。根據過往的電廠停機經驗，在反應器停機 13 天後^[13]，許多相關的隔離系統已經不再需要維持運轉。此外，VY 廠根據 10 CFR 50 的許可，在移除相關燃料後即開始執行相關輔助設施的停用。由於仍需提供正常的電力來維持貯存在 SFP 中的用過核子燃料所需的冷卻設備，並作為縱深防禦的一部分，技術手冊(Technical Requirements Manual, TRM)保留了對廠外傳輸電網和現場交流配電子系統(非 1E 類)之間的單一功能電路的要求，以滿足 10 CFR 50.59 的要求。

雖然不需要緊急應變電源來確保 SFP 的冷卻功能，但將保留備用交流電源以進行縱深防禦。由於需要電力來供應冷卻貯存在 SFP 中的用過核子燃料所需的設備，TRM 中增加了對異地交流電源的功能要求，這項更新包括新增一台柴油發電機和一台不間斷電源供應裝置，用以支持關鍵的安全系統。此外還增加了 TRM 要求以監控電池室通風的相關數據。這些措施確保了 VY 核電廠在停機和除役過程中的安全性和運行效率。

2.3.1 燃料池水位監測 Fuel Storage Pool Water Level

而在 VY 廠本身對 TS 文件的更動中，將整個電廠的營運目標修改為用過核子燃料

的貯存，以反映出電廠不再可能對反應爐進行重新裝填。為了保留對用過核子燃料進行安全貯存的主要目標，保留了 SFP 的水位、溫度和相關貯存技術規範。

SFP 冷卻和補水相關的設備以及支援設備(例如電力系統)，在這階段也不需持續可用，因為在冷卻能力和補水能力喪失的情況下，VY 廠預計將有足夠的時間進行維修、建立補水的替代來源，或建立冷卻能力的替代來源。針對液體廢棄物儲槽的監控，確保儲槽中所含放射性物質的數量需有效控制，並確保在儲槽內容物無法控制產生洩漏時，產生的濃度將低於 10 CFR 20 的環境規範要求。整體廠址描述方面，由於 TS 變更後，VY 廠仍屬於受管制區域，保存了用過核子燃料的系統描述等工作內容。這些變更確保了電廠在轉向用過核子燃料貯存的過程中，能夠滿足安全和環保的要求。

在 VY TS 的 3/4.12.C 項為水位監測要求，最低水位為 10.97 公尺(36 英尺)，這個水位是因為它是一個可以方便監測的相關數值，此數值遠高於確保足夠冷卻的水位。此處在 SR 的相關說明中，也保留相關允許延遲時間或頻率的要求，例如監測的頻率延長 25% 不會顯著降低按照其指定頻率進行監測所帶來的可靠性。LCO 並在 SR 要求中對水溫進行每日監測，並於水溫若高於 65.5°C (150°F)下進行冷卻工作。水位檢點也是要求每日執行並且記錄。

2.3.2 用過核子燃料貯存與吊掛人員

用過核子燃料的貯存池中，應該符合反應度評估中中子增殖因數小於等於 0.95 的要求。任何用過核子燃料的移動都必須以書面程序進行，確保不會有燃料元件橫越燃料貯存組件的上方。技術規範(TS)中還規定貯存容量的上限不可變動。

上述內容是與用過核子燃料池直接相關的規範。另外，主要的廠址運營技術規範包括以下兩個方面：

- (1). 安全和輻射監測：持續進行安全保障和輻射監測，包括環境監測計畫，以確保操作安全和環境保護。
- (2). 人員資格：所有涉及燃料處理的操作必須由認證燃料處理員(Certified Fuel Handlers,

CFH)監督，並且所有操作人員的資格必須符合或超過 ANSI/ANS 3.1-1978 的要求。

還需維持一個經核准的認證燃料處理員培訓和再培訓計畫。每個值班班次必須至少

包括一名經理和一名非認證操作員，非認證操作員職位可以由認證燃料處理員填補。

當燃料貯存於燃料池中時，至少應有一名合格的操作員(非認證操作員或認證燃料處理員)在控制室內值班。

綜上所述，可以了解 VY 廠在除役過程中如何修改技術規範以達到監測要求。由於該電廠經歷了 SAFSTOR 與 DECON 階段，整體的監測要求與電廠運營時期並沒有太大不同，主要變更在於人力的調配。當電廠進入除役階段，燃料冷卻並且熱負荷降低，用過核子燃料的貯存不再需要特定的持照操作員。因此，在進入除役並將燃料移入用過核子燃料池後，可以依循技術規範的修改內容進行成本控管。其他相關的水溫與水位監測要求則與電廠運轉期間一致。

2.4 美國 Kewaunee 核電廠(KPS)

Kewaunee 核電廠位於美國威斯康辛州 Kewaunee 郡。這座核電廠於 1974 年開始運營，屬於 PWR 反應器，裝置容量約為 556MW。由於經濟原因，Kewaunee 核電廠於 2013 年 5 月 7 日永久關閉。關閉後 Kewaunee 核電廠進入了 SAFSTOR 除役階段，並於 2017 年 6 月完成了用過核子燃料從用過核子燃料池到乾式暫時貯存場的轉移。

近期，Kewaunee 核電廠提出將許可證轉移給 EnergySolutions 的申請，NRC 對許可證轉讓申請的評估預計將於 2022 年初完成。如果許可證轉讓獲得 NRC 的批准，主要的除役和拆除活動計畫於 2069 年開始，並計劃於 2073 年完成除役。

KPS 廠於 2013 年提出的除役計畫^[14]中描述了使用 SAFSTOR 方法進行除役。為確保除役過程中的安全性，計畫中包含了相關技術規範的變更，並提供了詳細的監測和資金管理計畫。由於 KPS 廠已永久停止運營，不會再產生額外的分裂產物，較高劑量的輻射也將逐漸衰變。自反應器爐心停機以來，用過核子燃料棒的衰變將會使燃料處理事故的後果降至遠低於先前水平。

2.4.1 用過核子燃料池水位監測

與用過核子燃料池相關的參數(如水位)條件，作為 TS 變更中整體評估的標準。TS 將修改並保留燃料池水位、燃料池硼濃度和燃料池貯存的相關 LCO，以保留對用過核子燃料安全貯存的當前要求。而燃料池冷卻、補水相關設備與相關支援設備(例如電力系統)無需持續可用，因為在冷卻和補水時，將有足夠的時間進行維修、建立補水的備用來源或建立冷卻的備用來源。

而 Kewaunee 核電廠的用過核子燃料池由三個獨立的池組成，包括一個大型的南池、一個較小的北池和一個被指定為中央通道池的第三個池，這些池以及一個燃料轉移通道彼此相連，以便於用過核子燃料的移動。北池和南池的原始用過核子燃料格架已被高密度用過核子燃料架所取代，這樣可以允許在池中存放更多的用過核子燃料束。中央通道池中的用過核子燃料被限制只能貯存在 1984 年燃料換料期間或之前從反應器卸出的燃料束。北池和南池共擁有 990 個貯存位置，通道池則擁有 215 個貯存位置，針對不同燃耗的用過核子燃料有不同的貯存策略。1984 年重新裝料期間或之前卸除的用過核子燃料組件，以及 1984 年重新裝料期間之後卸下的用過核子燃料組件，其燃耗和初始鈾濃縮濃度有定義其“不可接受範圍”如圖 3 所示。不同燃耗的用過核子燃料有特定的存放區域。

操作過程必須由 CFH 進行，並且在過程中維持 NRC 批准的培訓和再培訓計畫，以確保燃料處理人員的資格和技能達到規定標準。KPS 廠在永久移除燃料的狀態下，唯一允許的操作是為了延長過渡期而執行的相關操作，其相關操作影響應不會超出其現有的意外事故分析範圍。

運轉過程中每年還是需要提交輻射影響評估報告，包括環境中指定位置的所有輻射環境樣本和測量結果，並在《年度輻射環境運行報告》中詳細列出。

針對 KPS 廠的技術規範變更，主要集中在用過核子燃料的貯存方面。KPS 廠用過核子燃料池(北池、南池和通道池)中的最低水位要求是在假定燃料處理過程中發生事故的情況下，仍能避免輻射對人員造成劑量影響。指定的水位即使在格架裝滿至最大容量

時，也能提供屏蔽作用，並將一般區域的輻射劑量降至最低。在移動用過核子燃料時，水也提供了屏蔽作用。因此，相關的運轉限制條件規定燃料貯存池水位需要保持在距離存放在貯存格架中的燃料束頂部以上 7.01 公尺(23 英尺)的高度。如果用過核子燃料池水位低於所需水位，應立即暫停在池中移動用過核子燃料束並移至安全位置，這並不限制將燃料束移至安全位置的移動。

監測要求確認在發生燃料事件時是否有足夠的用過核子燃料池水位。必須定期檢查池中的水位，KPS 廠認為每 7 天檢查一次是合適的，考量其營運經驗，池中的水量通常是穩定且可接受的。

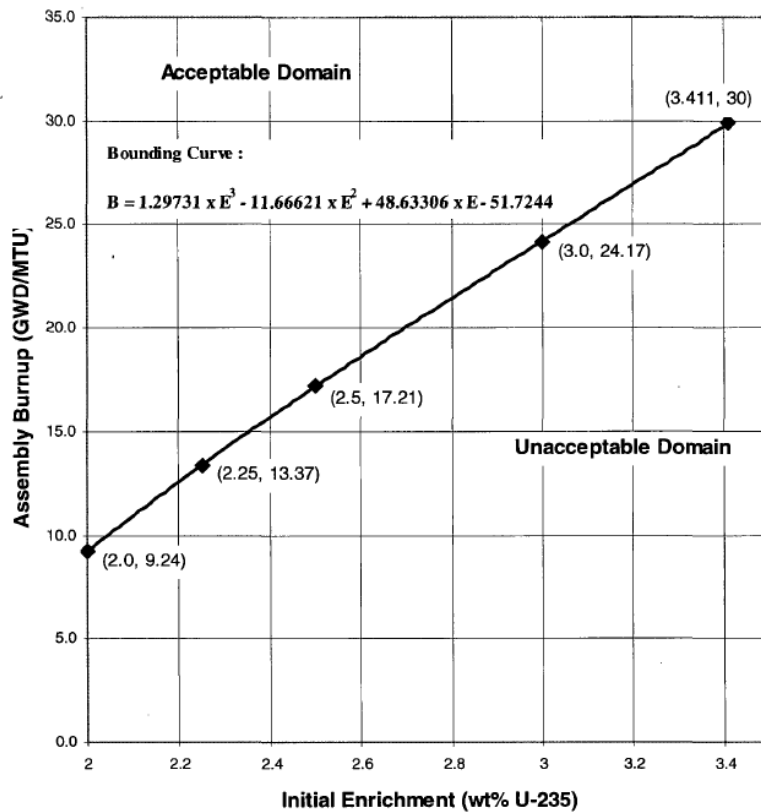


圖 3、KPS 電廠對於不同階段的燃料定義

2.4.2 用過核子燃料池濃度監測

燃料池中的水通常含有可溶性硼，這在實際運行條件下給予了很大的次臨界裕度，NRC 指南規定必須在無可溶性硼的情況下評估極限反應度 k_{eff} 為 0.95，因此燃料貯存池的設計標準必須基於使用無硼水，而 KPS 電廠藉由 ANSI N-16.1-1975 中討論的雙重緊

急原則和 1978 年 4 月 NRC 信函允許在異常或事故情況下可以用可溶性硼作為裕度。例如，最嚴重的事故情景是將新燃料束放入錯誤的位置。這可能會增加北池和南池的反應性。為了減輕這種可能的與臨界性相關的事故，實際上將會有硼被溶解在池水中。因此 KPS 廠的 SR 就需要對硼濃度進行監測，用過核子燃料池中的池水硼濃度需要滿足 SR 所要求的最低限度，由於池水中預期應該不會有短時間的變動，7 天被視為是一個合適的間隔。

在本計畫工作中對 Kewaunee 核電廠(KPS)的分析中發現，該電廠在營運 SAFSTOR 階段的時間比其他電廠要長，雖然在後期開始了 DECON，但整體燃料池的營運時間與內容有所不同。因此查閱了其除役估算報告(Document No. 82A9684^[15])，其中對於 KPS 處於 SAFSTOR 階段的花費(如果有燃料的情況下)，每年的支出約為 450 萬美元。如果燃料退出後，營運成本估算每年約為 325 萬美元(參見文件表 6-1)。這份文件說明了若用過核子燃料池維持營運估算，若考量燃料存在用過核子燃料池，其成本約為每年需要一百萬美元不等的價錢。截至目前，雖然 KPS 已經轉讓給 EnergySolutions，但其整體營運仍無需立刻拆除，這可能得益於完整的除役規劃工作。

綜上文件中發現，監測頻率可以根據電廠的特性進行調整。具體到技術規範，並沒有硬性要求每日檢查水溫，而是針對硼濃度進行了要求，這表明監測和維護過程可以適度變化，而無需如 MY 等電廠每日要求。

2.5 瑞士 Mühleberg 核電廠(KKM)

Mühleberg 於 1972 年開始商業運營，於 2019 年停止運轉，是一座淨發電功率為 373 MW 的 BWR4 沸水式反應器。KKM 廠目前正處於除役的第一階段尾聲，並持續到最後一個用過核子燃料從燃料池中被移除。截至 2022 年底，Mühleberg 的貯存池中仍有 215 個燃料元件和 108 個控制棒。在 2023 的年度報告中，開展了四次燃料運輸活動。總共約有 203 個燃料元件被運送到 Zwiilag——一座位於 Würenlingen 的中央臨時貯存設施，進行相關的轉存作業並對破損的燃料進行包封，並最終使用乾式貯存進行臨時貯存。以

下將會依據 KKM 廠於 2017 年提交給瑞士核能安全監察局(Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, ENSI)的文獻^[16]與後期的年度報告中進行統整說明。

於 2019 年 12 月 20 日，KKM 廠的運營活動正式終止。在 2020 年，所有燃料元件從爐心轉移到用過核子燃料池，並實施一連串安全技術操作措施，包括對電廠的改造，以確保用過核子燃料池的冷卻能力，並保有一定的安全裕度。2020 年 9 月 15 日，瑞士聯邦環境、交通、能源與通訊部(Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation, UVEK)發佈除役命令，取代了運營許可證。隨後，核電廠進入完整的第一個除役作業階段。截至 2022 年底，大約一半的燃料元件已被從用過核子燃料池中移除。第一階段將持續到所有燃料元件被移除為止。

ENSI 的監督工作繼續著重於確保所有安全目標的達成，以保障核能安全。在貯存與等待運輸的過渡期中，KKM 廠將設置一組獨立於電廠的冷卻與補水裝置。此類作法不會修改內部的防護措施與監測作法，只會將原本監測的六個輻射點位和進排氣系統的監測部分轉移至控制室進行監控。進排氣等相關輔助設備仍使用廠內的相關系統。

於 2015 技術報告研討會 Kontec 2015^[17]中，BKW 提出將會設計並建立一個自主冷卻並具有裕度的用過核子燃料池冷卻系統 (Autarke und redundante Brennelementbeckenkühlung, Arbek)，這樣的系統被認為可以達成用過核子燃料的冷卻要求，建置這樣的系統可以將原先的安全系統視作不需要達成其早期設計目標，就可以在早期階段對於相關管系與設備進行拆除。而考量這樣的設計需要維持的能力就需要以下原先的五項功能：

- (1). Arbek-Z：燃料池和反應器之間通道中的阻隔系統，作為第二道屏障，保護燃料池中的冷卻水不致散失
- (2). Arbek-S：安全系統，可確保除役期間設計基準事故的控制
- (3). Arbek-B：簡化的運轉燃料池冷卻系統
- (4). Arbek-N：對應緊急事件的措施或設備，可以限制超出設計基礎的事故的後果
- (5). Arbek-R：以防止除役活動中造成的不利影響

為了冷卻和清潔燃料元件槽中的水，KKM 廠擁有兩個帶有過濾器的循環系統，其

中使用離子交換樹脂去除不需要的溶解物質。為了對其中一個泵進行維修，2020 年 11 月 10 日暫停了一個循環系統的運行，並關閉相應的過濾器。在停用期間，對過濾器容器進行了反沖洗，以去除使用過的離子交換樹脂。11 月 11 日，維修完成後，過濾器未重新裝填新的離子交換樹脂，並保持關閉狀態。在這段時間內設施已經停止運行超過十個月，且燃料元件槽的熱功率相應減少，因此發現只需一個循環系統就足以進行燃料池的冷卻。

Arbek 的設備調整在 2020 報告年度內完成，投入運行順利如圖 4 所示。Arbek 將確保用過核子燃料冷卻直到所有用過核子燃料都被運走。在 Arbek 所需要的調整工作中，還對用過核子燃料池結構與反應器之間的分隔牆進行了地震加強的工作。Arbek-S 通過 2016 年安裝的懸掛式冷卻器將熱量排出到燃料廠房的冷卻循環中。其使用懸掛式冷卻器進行冷卻與 Gösgen 核電廠採用的原理相同，但不同之處在於 KKM 廠是透過使用泵來進行循環，而不是採用自然循環進行。Arbek-S 具有備用電源和抗震結構。此外還可以進行用過核子燃料池的緊急供水，以維持池內水位，以防止在故障情況下通過蒸發排出熱量。

2.5.1 監測計畫

監測工作中，由於本計畫蒐集資料的過程是透過 ENSI 的公眾系統進行，因此僅蒐集到 ENSI 對於 KKM 廠每季度對廢水樣品和氣溶膠進行環境測量。這些測量與 KKM 廠報告的分析結果相符。根據實際排放的放射性物質，ENSI 計算了周邊居民的年劑量，潛在年劑量約為 0.002 mSv，明顯低於根據其輻防法規 ENSI-G15 每年 0.3 mSv 的劑量限值。每季度對設置在發電廠廠址圍欄上的熱發光劑量計(Thermoluminescent dosimeter, TLD)進行蒐集與環境評估，顯示最高值為每週 0.011 mSv。ENSI 每季度對發電廠廠址圍欄進行控制測量。測量結果顯示偶爾發生的暫時性輻射劑量增加，這是由於除役工作引起的。但均未超過其標準要求。

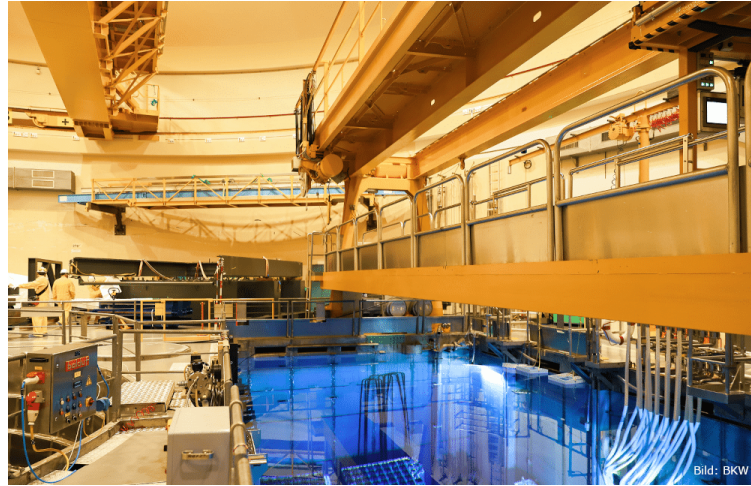


圖 4、Arbek 用過核子燃料池自主冷卻系統[18]

依據瑞士的監管單位審查 KKM 廠的資料中可以發現，由於瑞士本身的用過核子燃料後續都會送往集中貯存場 Zwiilag，因此雖然使用 SFPI 這個構想，卻不是針對用在延長除役年限或相關的減少成本上，主要是為了避免除役過程中的管線或相關冷卻設備影響到用過核子燃料的貯存工作，而本廠的 SR 等相關運轉資料變更等數據並沒有公開，但有提到這些設備在使用上的保守要求如(1)結構加強，針對了用過核子燃料池的牆面進行了地震的補強工作、(2)確保冷卻能力的留存，藉由保留內部電力與緊急電源。確保當外部發生故障仍可以由兩組 600kW 的柴油電力系統協助緊急發電、(3)建立相當的冷卻裕度，在熱交換器有一組不可用的情況下仍可達到冷卻要求。以上這些做法都說明了 KKM 對於用過核子燃料的安全貯存的保守要求，並且配合每季度管制單位要求的周邊環境檢點，達到整體對於安全貯存的要求。

2.6 美國 Millstone 一號機

Millstone 1 號機是一座輸出 660MW 的沸水式反應器，具有 Mark I 圍阻體設計。目前的計畫是將其保持在 SAFSTOR 狀態直到 2048 年。業主於 1999 年 6 月 14 日提交了所需的 PSDAR，並選擇了結合 DECON 和 SAFSTOR 的方法。Millstone 於 2001 年 3 月 31 日從 Northeast Utilities 轉移至 Dominion Nuclear Connecticut。

Millstone 1 號機內與安全相關的 SSCs 以及與安全重要的 SSCs 僅與 SFPI 相關，

Millstone 1 號機的用過核子燃料貯存在 SFP 中。除了支持電廠設施的必要系統外，其餘設備已經斷電、停用，並在原位置或從機組中移除，不再用於發電。無法最終與反應器爐心一起除役的組件已經被移除，並安裝了輻射屏蔽以限制工人的輻射劑量。

而經過對用過核子燃料貯存選項的正式評估後，許可持有人於 2007 年得出結論，將 Millstone 1 號機的燃料保持在用過核子燃料池中的 SAFSTOR 狀態，直到 2048 年，而不是將用過核子燃料移至 ISFSI。

由於該電廠的二號機和三號機仍在持續運轉，預計將運行至 2035 年。因此，在此期間，一號機將把用過核子燃料貯存在用過核子燃料池中作為過渡。Millstone 1 號機目前仍處於 SAFSTOR 狀態。根據其於 2000 年提交給 NRC 的 TS 變更申請文件，提到其監測要求的變更是基於過往的頻率和 BWROG 會議中提出的參考標準。因此，本研究將對這些內容進行說明，其他的行政管理措施與一般除役中的電廠或上述的美國電廠類似，此節不再贅述。

在 TS 變更資料中，將每日水位檢查頻率從每 24 小時更改為每 7 天一次。這個變更依據 1999 年 10 月 12 日 BWROG 提交的 BWROG-99075 號文件^[21]中針對除役的 BWR 電廠所提出的監測頻率標準。BWROG 提交給 NRC 的標準 TS 草案中特別強調了用過核子燃料池水位的重要性，確保在燃料處理事故中的放射性外釋能夠得到有效控制。要求用過核子燃料貯存池的水位應保持在超過已使用燃料組件頂部 7 公尺(23 英尺)以上，並每 7 天檢查一次燃料池水位。如果水位不符合要求，必須立即停止燃料組件的移動，以防止潛在事故的發生。

Millstone 核電廠採用了上述文獻並對系統進行了分析計算，以確定失去衰變熱移除能力的影響。計算顯示，在失去熱移除能力和燃料池出現沸騰條件之間有超過 10 天的時間。在這個分析中，評估了從池中蒸發的最大速率，並確定為每分鐘不到 3.8 加侖。因此，判定每 7 天的檢查頻率是合適的，確保在對用過核子燃料的安全產生任何影響之前，水位下降可以輕易被發現並立刻進行修正。

本研究通過分析此文件，確認在 SAFSTOR 運轉過程中，監測與檢測頻率可以根據現場運轉情況進行調整。只要提出對應的熱移除能力和補水反應時間天數，檢測頻率是

可以適度變化和調整的。此文件可作為我國未來在審閱這些再取出設備時的重要參考資料。

2.7 日本敦賀核電廠 1 號機

敦賀電廠是於 1970 年開始商轉的日本第一座輕水式反應器，使用 GE 設計的沸水式反應器，由於一號機與二號機採用的系統不同(一號機使用 BWR、二號機使用 PWR)，因此本處所找到的資料目前適用於一號機的運轉資料。一號機於 2015 年結束營運，並於 2017 年開始執行相關除役措施，按照規劃也是採用 DECON 的做法，於前九年對電廠周邊設施進行拆除並放置，並於 9-18 年進行主結構的拆解等工作，工作範圍如圖 5 所示，也規劃在早期就將相關的用過核子燃料從燃料池中取出並進行除役，於 2020 年檢點時，燃料池內還有 314 束用過核子燃料，依據日本目前的政策，這些用過核子燃料將全數運送至再處理設施，並移交給再處理業者執行後續工作。

而截至 2023 年，整體目前仍只拆除相關氣渦輪機等系統^[22]，用過核子燃料仍存放於燃料池中，於 2020 年 12 月，敦賀電廠提交了用過核子燃料池衰變熱移除能力設施的變更需求說明^[23]，本文件說明了監測時監測位置點與監測頻率，監測的位置如同圖 6，文件並提交了 2019 年 3 月至 2019 年 09 月的水溫監測資料，依據其測量數據顯示，藉由存放時間歷經整個運轉周期當年度最高溫，測量得到最高水溫約 47°C 後，溫度逐漸緩步下降如同圖 7 所示，其溫度在達到 47°C 後緩步下降，整體過程中並沒有啟動相對應的冷卻系統，經過此運轉經驗後，敦賀一號機決定將不考慮用過核子燃料池相關的冷卻系統，因為這個運轉周期的溫度最高點也不會超過日本原子爐安保規定上限的 65°C，代表敦賀一號機所存放的用過核子燃料已經可以藉由自然對流移熱，因此在對應的 TS 變更上便不再加入冷卻系統的監測工作，如同圖 8 所示。這個階段中，將維持管理的冷卻系統移除，於此次實驗中，了解每周用過核子燃料池水量的蒸發速度，並且評估 1 周蒸發量約佔用過核子燃料池的水量 1.7%，對於用過核子燃料池維持其屏蔽相關功能上仍具有很大的裕度。因此針對廠用海水等冷卻相關系統將不再必要。也藉由廠內蓄電池等

系統來減少電源供給的需求。而 TS 變更申請將會刪除水溫 65°C 以下要求，每日僅檢點水位工作，檢點說明如圖 9 所示。

依據日本運轉的營運經驗，可發現對於用過核子燃料池的維護工作仍應專注於水位的維持要求，而依據敦賀的經驗，由於其電廠二號機仍維持運轉工作，人力資源在調度上能較為充裕，因此仍維持以每日頻率來執行檢點工作，在檢點項目上刪除水溫的監控要求；因此依據運轉經驗與實際的實驗比對，可以用來修改其相關監測項目表列。由此經驗考量我國再取出系統應只作為短期的轉存工作，若能證明當下再取出用過核子燃料之衰變熱不會造成相關的冷卻水溫度過高或有其佐證相關數據，應可以依據此類經驗來管制相關的需要監測的項目與使用的設備即可。

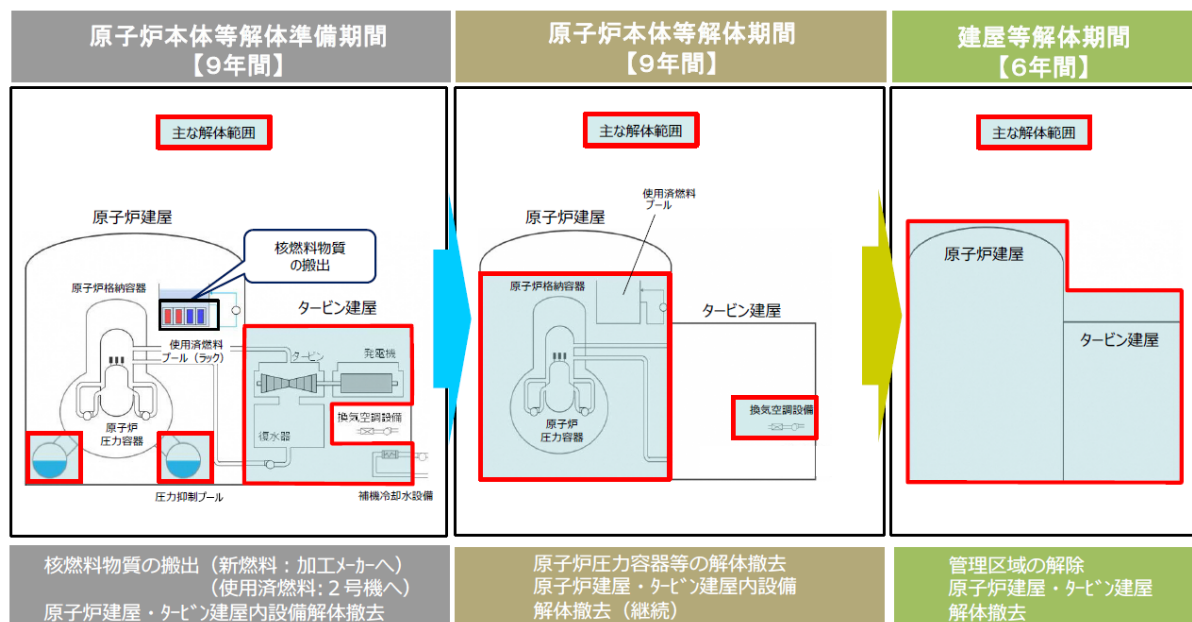


圖 5、敦賀電廠一號機拆除作業規劃

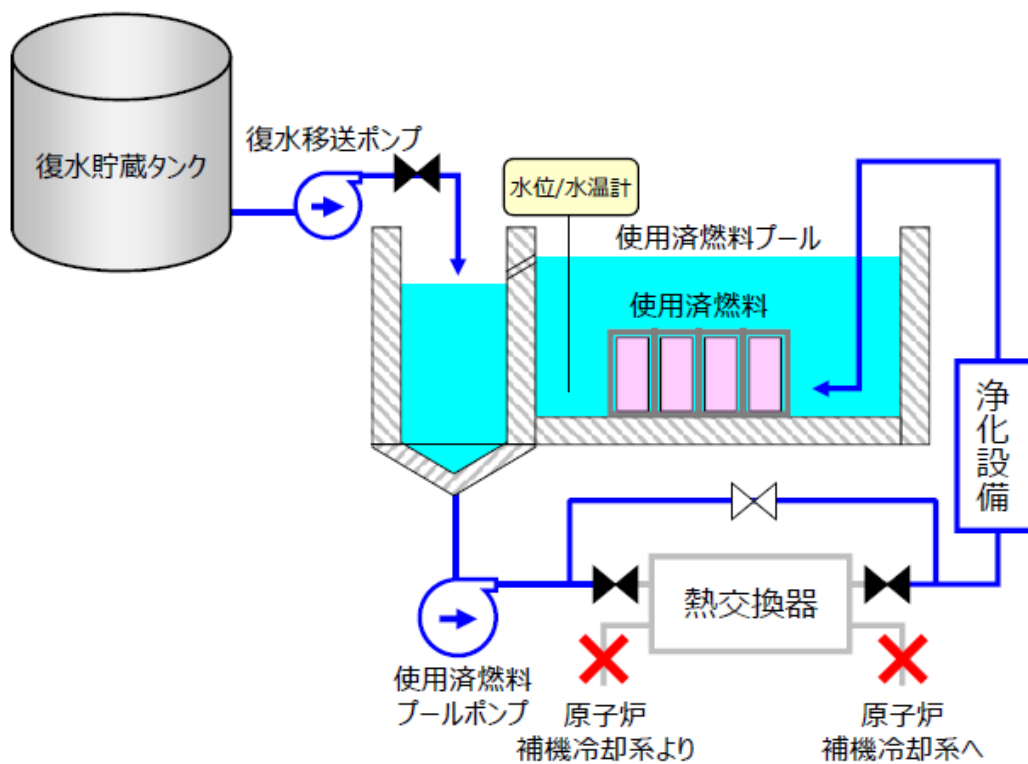


図 6、敦賀一號機用過核子燃料池監測位置圖示

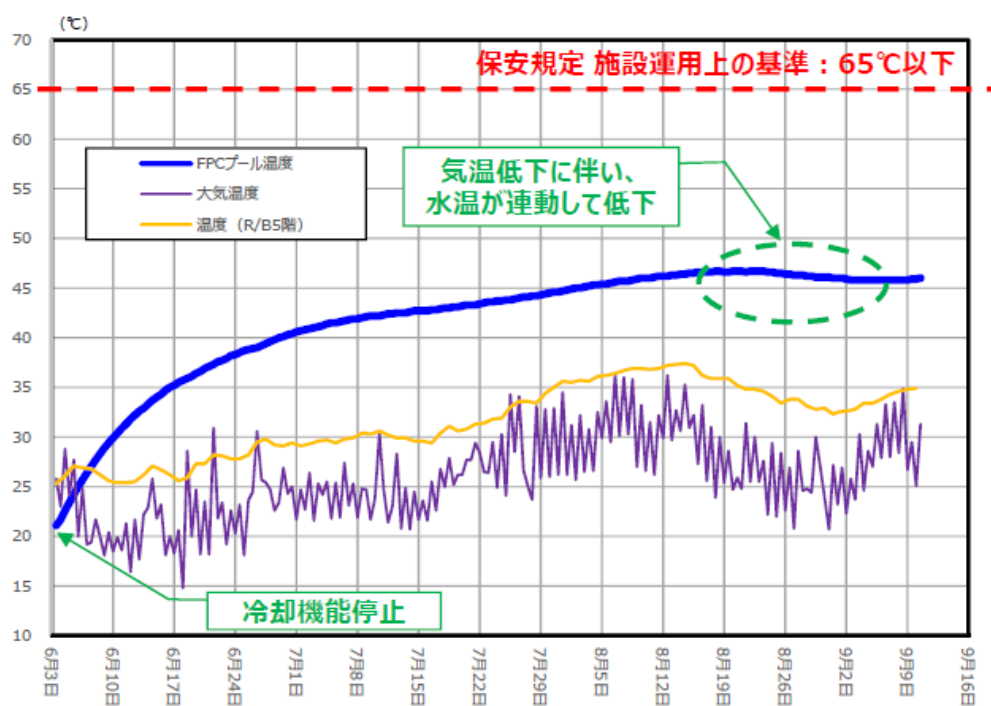


図 7、敦賀一號機用過核子燃料池溫度監測

變更前	變更後
五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 2.5 保安に関すること 燃料体の炉心への再装荷を不可とする措置を含め、保安のために必要な事項は、保安規定に定める。また、燃料体の保管については「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。なお、新燃料及び使用済燃料が原子炉施設から搬出されるまでの期間は、燃料取扱、臨界防止、放射線遮蔽、水位の監視、使用済燃料プール水補給及び<u>冷却・浄化</u>並びに燃料落下防止機能を維持管理する。	五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 2.5 保安に関すること 燃料体の炉心への再装荷を不可とする措置を含め、保安のために必要な事項は、保安規定に定める。また、燃料体の保管については「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。なお、新燃料及び使用済燃料が原子炉施設から搬出されるまでの期間は、燃料取扱、臨界防止、放射線遮蔽、水位の監視、使用済燃料プール水補給及び<u>浄化</u>並びに燃料落下防止機能を維持管理する。

項目	變更前	變更後
保安相關內容	包含禁止燃料體重新裝填至反應爐心的措施，保安所需的相關規範由保安規定確定。此外，燃料體的保管按照「第六章 核燃料物質的管理及移交」進行規範。 同時，在新燃料及用過燃料從原子爐設施搬出之前，需維持燃料處理、臨界防止、輻射屏蔽、水位監測、用過燃料池水補充與冷卻・淨化功能及燃料掉落防止功能。	包含禁止燃料體重新裝填至反應爐心的措施，保安所需的相關規範由保安規定確定。此外，燃料體的保管按照「第六章 核燃料物質的管理及移交」進行規範。 同時，在新燃料及用過燃料從原子爐設施搬出之前，需維持燃料處理、臨界防止、輻射屏蔽、水位監測、用過燃料池水補充與淨化功能及燃料掉落防止功能（不再包含冷卻功能）。

圖 8、敦賀一號機依據實驗結果之 TS 變更

＜保安規定第52条（使用済燃料貯蔵池の水位及び水温）＞

変更前	変更案										
（使用済燃料貯蔵池の水位及び水温） 第52条 使用済燃料貯蔵池に使用済燃料が貯蔵されている期間において、使用済燃料貯蔵池の水位及び水温は、表52-1で定める事項を施設運用上の基準とする。 2. 使用済燃料貯蔵池の水位及び水温が第1項で定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長（1号炉担当）は、使用済燃料貯蔵池の水位がオーバーフロー水位付近にあること及び使用済燃料貯蔵池の水温が65℃以下であることを毎日1回確認する。 3. 当直長（1号炉担当）は、使用済燃料貯蔵池の水位又は水温が第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合※¹、表52-2の措置を講じるとともに、作業担当マネージャーによる照射された燃料に係る作業※²を中止する必要がある場合は、作業担当マネージャーに通知する。通知を受けた作業担当マネージャーは、表52-2の措置を講じる。 表52-1 <table border="1"> <tr> <th>項 目</th><th>施設運用上の基準</th></tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵池の水位</td><td>オーバーフロー水位付近にあること※³</td></tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵池の水温</td><td>65℃以下</td></tr> </table>	項 目	施設運用上の基準	使用済燃料貯蔵池の水位	オーバーフロー水位付近にあること※ ³	使用済燃料貯蔵池の水温	65℃以下	（使用済燃料貯蔵池の水位） 第52条 使用済燃料貯蔵池に使用済燃料が貯蔵されている期間において、使用済燃料貯蔵池の水位は、表52-1で定める事項を施設運用上の基準とする。 2. 使用済燃料貯蔵池の水位が第1項で定める施設運用上の基準を満足していることを確認するため、次号を実施する。 (1) 当直長（1号炉担当）は、使用済燃料貯蔵池の水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日1回確認する。 3. 当直長（1号炉担当）は、使用済燃料貯蔵池の水位が第1項で定める施設運用上の基準を満足していないと判断した場合※¹、表52-2の措置を講じるとともに、作業担当マネージャーによる照射された燃料に係る作業※²を中止する必要がある場合は、作業担当マネージャーに通知する。通知を受けた作業担当マネージャーは、表52-2の措置を講じる。 表52-1 <table border="1"> <tr> <th>項 目</th><th>施設運用上の基準</th></tr> <tr> <td>使用済燃料貯蔵池の水位</td><td>オーバーフロー水位付近にあること</td></tr> </table>	項 目	施設運用上の基準	使用済燃料貯蔵池の水位	オーバーフロー水位付近にあること
項 目	施設運用上の基準										
使用済燃料貯蔵池の水位	オーバーフロー水位付近にあること※ ³										
使用済燃料貯蔵池の水温	65℃以下										
項 目	施設運用上の基準										
使用済燃料貯蔵池の水位	オーバーフロー水位付近にあること										

項目	変更前	変更後
用過燃料池の水位及水温	水位及水温必須満足施設運営標準；毎日至少検査一次水位和水温狀況，確保達標。	移除水温的設施運營標準，僅保留對水位的標準要求；每日檢查水位以確保其保持在溢流水位附近。
運營標準	若水位或水温未滿足標準，則需立即通知相關管理者，並採取應變措施以恢復至標準範圍內。	若水位未滿足標準，則需立即通知相關管理者，同時停止可能影響的相關操作，並確保緊急注水手段已就緒。
維護管理重點	包括對用過燃料池的水位、水温、放射線屏蔽及燃料操作安全性的多方位管理。	專注於水位監測及放射線屏蔽，減少對冷卻功能的要求，並保留對燃料安全操作的必要管理。

圖 9、敦賀一號機 TS 變更

2.8 其他國際運轉相關電廠

本計畫在資料搜尋的過程中，主要目標是針對可能將用過核子燃料池作為再取出系統的相關電廠。因此，找尋了具有公開技術規範與監測頻率變更的電廠或案例。在蒐集

過程中，發現其他電廠因應其政府的要求而採取了不同的做法或內容。由於這些資料主要不會詳細說明運轉細節，主要提供了安全貯存的方針或國家政策的實施做法，這些做法在研析過程中也可以作為借鑒，幫助了解更多不同的管制規則。

因此，本小節將主要說明部分國際間電廠的資料，並針對各國家的運轉內容與燃料池的相關應用進行統整和說明。

2.9.1 韓國 Kori

Kori-1 於 2017 年 6 月永久停運，目前處於冷卻用過核子燃料的過渡階段，並且考慮到 Kori-2 的運營期限和韓國政府的核能政策，Kori-1 的除役計畫需要與 Kori-2 的除役計畫相協調^[24]，因此 Kori 電廠目前的用過核子燃料都將繼續在燃料池中冷卻，最終準備轉移到乾式貯存設施，而 Kori 3 號和 4 號機組的運作許可證將於 2024 年和 2025 年到期。如果決定除役，就必須從用過核子燃料貯存池移出所有的用過核子燃料，然而目前韓國仍沒有適合的貯存設施可以進行貯存^[25]，因此為了度過相對應的可能過渡時期，韓國的電力公司(Korea Electric Power Corporation, KEPCO)提出了一構想，由於機組的運營許可將於 2025 年到期，需要為用過核子燃料的安全管理制定臨時貯存方案。該研究提出了一個獨立運行的臨時冷卻系統，預計其安裝成本為每單元 951 萬美元，比乾式貯存之作法便宜。而設計的冷卻方式主要比較了海水冷卻、空氣冷卻與模組化冷卻系統為主，主要冷卻採用二次熱交換的方法，並且作兩個迴路來避免失效，並設置相對應的柴油發電機，冷卻方法在評估後，認為空氣冷卻的間接熱交換系統相比海水冷卻系統，改造所需的管道較少，減少了安裝成本和二次廢棄物的產生，並且可以確保燃料池的溫度維持在安全範圍內(低於 48.8°C)。整體規劃如同圖 10 所示，可以看出規劃重點仍然放在與電廠本身現有設備如冷卻水槽等上，由於韓國 Kori 也是屬於韓國第一座除役規劃的電廠，且此電廠本身有四部機組都是在接近的時間進行相關除役工作，此套系統目標應該是作為這幾部機組未來在過渡期中使用。本計畫在研析韓國相關資料中了解，Kori-1 機的除役相關審查作業仍在執行，因此整體電廠目前處於過渡期，因此其使用的一些

燃料池維護程序應該尚未變動，此處也不再持續深入研析。

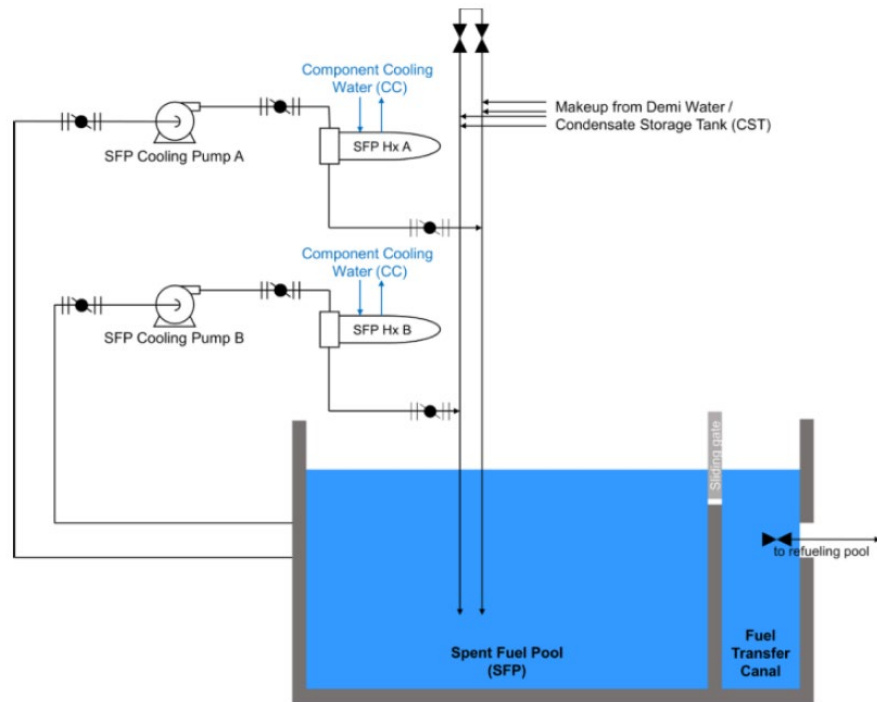


圖 10、KEPCO 提出的燃料池冷卻系統

2.9.2 德國- Grohnde 核電廠

Grohnde 核電廠是一座壓水式反應器，於 1985 年投入商業運行，並計畫於 2021 年 12 月 31 日停止運行並開始除役和拆除^[26]，於 2023 年 12 月獲准開始執行除役作業。德國在核電廠永久關閉後，運營許可證將持續有效直到除役許可證獲得批准。因此，任何系統的修改、安裝、移除或運行都必須符合正常運行階段適用的監管框架^[27]，不同於美國，美國商業核電廠在永久關閉後，只需提交 DSAR 和 PSDAR 即可開始除役工作。因此，在除役階段進行系統修改、安裝、移除或運行只需進行系統功能審查，無需遵守運營許可證的規定。

除役過程分為兩個主要階段，每個階段需要分別申請核能監管單位的許可，其中第一期包括對設備和建築物的拆除及放射性物質的管理，並確保拆除不影響仍在貯存池中的燃料棒。第二期開始於用過核子燃料棒和特殊燃料棒全部移除之後拆除全部的相關設備。其中第一階段還可以區分為 1A、1B 與 1C，由於此電廠本身有特殊的用過核子燃料 (Sonderbrennstäbe) 與一般的用過核子燃料 (Brennelemente)，所謂特殊的用過核子燃料，

主要泛指提及重新裝填的部分，泛指破損需要另外處理的燃料棒或元件等。1A 與 1B 階段開始時，燃料貯存池內仍存有這兩種用過核子燃料，在這個階段，所有用過核子燃料棒逐步從貯存池中移出，並運送到現有的暫時貯存設施，燃料貯存池的冷卻系統在這一階段需要保持運行，以確保燃料棒的衰變熱被有效帶走。期間的監測包括：

(1). 輻射和活性監測：在拆除和處理過程中，輻射和活性的監測設施將持續運行。

這些設施包括固定的輻射和活性監測站以及移動劑量計，涵蓋了空間、個人和環境監測，以及系統和活性排放監測。

(2). 人員監測：輻射防護部門負責監測進入控制區域的人員，確保人員不會受到過量的輻射暴露。

(3). 冷卻系統：在燃料元件移除之前，燃料貯存池內的冷卻系統需要保持運行。

(4). 通風系統：在拆除和處理放射性物質過程中，通風系統的正常運行是必須的。

任何通風系統的故障都會導致工作停止，並採取臨時措施如移動通風裝置，以確保不會有放射性物質洩漏到工作區域外。

上述這些內容皆與一般美國或國際間工作相同或類似，主要的差別在德國，冷卻系統同樣應由兩個與安全相關的級別冷卻迴路組成。而在美國，可以接受如果冷卻系統可以僅由一個非安全相關的迴路就能夠達到燃料池冷卻，也可以適用一組即可。而補水系統的需求，在運營許可證要求下，應為燃料池提供耐震一級的補水要求，以應付燃料池冷卻系統功能喪失時的水蒸發量。在德國即使用過核子燃料的熱負荷較少或低，仍需提供特定的耐震一級補水源。在美國如果冷卻需求可以滿足，耐震一級的補水源也可不要求。而緊急發電系統，在德國，需由兩個在 DBA 下也能保持功能的安全相關 1E 等級緊急柴油發電機組成。在美國如果用過核子燃料池的冷卻要求能在失去電源的情況下得到滿足，則不需要具有滿足 DBA 要求的緊急柴油發電機。對比德國與美國體制的不同，可以理解美國對於監管要求比較符合營運單位的成本需求，並在一定程度上保持了相當的彈性，而德國並沒有如美國設置類似 SAFSTOR 的做法，因此在監管要求上就較為嚴謹。

2.9.3 美國- Oyster Creek 核電廠

此電廠為額定容量為 620 MW 的 BWR-2 核電廠，圍阻體為 BWR 通用的 MARK I 型。該電廠於 1969 年 12 月開始商業運作，最初的許可證有效期為 40 年，但在 2009 年 4 月，美國核能管制委員會將其許可證延長了 20 年。該電廠是美國早期設置的核電廠之一，於 2018 年 9 月停止運轉，並於同年 9 月 25 日將所有用過核子燃料吊出爐心。

此電廠原先採用延後除役的 SAFSTOR 方法。2018 年 8 月 31 日，Exelon 和 Holtec 提交了許可轉讓申請，將 Oyster Creek 的運營許可證轉讓給 Holtec 進行除役相關工作，預計將花費 8 至 9 年完成除役工作。根據提交給監管機關的相關文件 ML16138A129^[28]，可以了解 Oyster Creek 核電廠的技術規範修訂提案主要針對內部人員進行調動，確保人員資格。經過分析發現，這與前述幾個美國案例相同，因此不再重述。然而，該文件中提到電廠使用的不斷電系統的檢查工作，並在電壓低於一定值時進行更換。此外，文件中主要提供了周邊環境監測工作的資訊，但並未包含用過核子燃料池的監測要求。若參考電廠自身原先的運營文件，應與 BWR 系統的 VY 電廠相同，每日進行檢點工作。

3.0. 我國用過核子燃料之用過核子燃料池營運維護工作與法規研析

由於參考過往國際運轉經驗，對於用過核子燃料池的規範與安全考量，多個議題都可以參考美國聯邦法規 10CFR50 附錄 A 之一般設計準則(General Design Criteria, GDC)的相關設計準則資訊規範，而此規範主要也是現行核電廠中的用過核子燃料池規範，而我國核一廠與核二廠相繼進入除役階段，而在除役的過程中將會同時重疊用過核子燃料貯存與相關拆除等工作。而考慮到乾式貯存之裝載工作中，仍需要確保用過核子燃料池的正常運作，確保裝載過程中異常事件的運行；而 EPRI 於 2007 年的除役經驗分享工作中有提及，在核能電廠結束營運後，用過核子燃料將長時間的放置於用過核子燃料池中直到所有的用過核子燃料都貯存，這樣的資料與運轉經驗也已經於第二章的內容進行說明。用過核子燃料池在這些相關電廠經驗，都做為短暫貯存用過核子燃料的設施，而我國若需要使用用過核子燃料池作為用過核子燃料的再取出設施，就必須要確保在額外的長時間營運下，確保用過核子燃料池的正常運作與安全性，才可以確保用過核子燃料的安全貯存。

由第二章的內容可以發現，大多數電廠使用原先的用過核子燃料池本身可以減少額外所需的設施跟監測人力等要求，這些過程中也會視情況來增設相關的冷卻設施，而這些設施的設計與使用都有其相關法規依據，本章節將會說明這些法規與辦法，並且結合我國電廠目前的營運經驗，藉由比對多個不同案例與做法，提供國內管制機關未來在審議此類多種再取出的可行性評估上有所依據。

3.1 我國核一廠對於用過核子燃料池相關營運維護經驗研析

108 年 7 月 16 日，核一廠二部機進入除役，我國核一廠目前已經進入除役的階段，由於乾式貯存相關設施的延宕，目前仍有用過核子燃料存在於爐心中，因此仍屬於除役階段中的過渡期。由於核一廠本身用過核子燃料池已經處於滿載的狀態，爐心的用過核

子燃料只能先暫存爐心中，也使得多個安全注水系統必須要維持可以運作，以避免意外事件導致用過核子燃料的安全性受到挑戰。

3.1.1 因應監測法規定應修改與用過核子燃料池設計

在核一廠的早期運轉階段，用過核子燃料的貯存就已經面臨衰變熱移除的挑戰。當燃料池貯存容量擴充至 3083 束燃料後，經初步評估，現有系統的熱移除能力未能達到管制機關所要求的標準。因此，增設了兩組獨立的最終熱沉燃料池冷卻系統，以增強整體的餘熱移除能力。

在此過程中，依據核安會提出的「核能電廠用過核子燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」第三章熱流分析要求進行設計，確保燃料池冷卻系統滿足設計準則及安全標準。在正常運轉情況下，規範要求僅允許單一燃料池冷卻系統進行餘熱移除，並限制池水溫度不得超過 60°C(140°F)，且不允許 RHR 系統介入燃料池的熱量移除。若在非正常情況下未使用 RHR 進行熱移除時，池水溫度需低於飽和溫度 100°C；若使用 RHR 系統，則池水溫度須控制在 66°C (150°F)以下。此規範亦要求冷卻系統具備多重裕度，以確保在任何情況下都能從用過核子燃料池移除衰變熱並維持適當水位，並定期測試與檢測系統功能。

基於上述規範，在核一廠仍處於發電運轉時期，便針對用過核子燃料池設計了額外的冷卻系統。此系統的設計採用一次側與二次側的熱交換方式，一次側設備位於聯合結構間四樓東南側，包含用過核子燃料池冷卻循環泵及熱交換器；二次側則設置於 HVAC 室的屋頂，包含冷卻水塔、過濾系統與冷卻塔循環泵等設備。整體冷卻系統流程為閉路循環，從溢流緩衝槽(Skimmer Tank)開始，經由循環水泵、熱交換器（以 CSCW 水冷卻進行熱交換）、過濾式除礦器，最終流回用過核子燃料池。此設計不僅獨立於外部系統，還確保二次側壓力高於一次側，避免冷卻池水因熱交換器洩漏而流失。

系統的運行流程中，池水會沿著可調溢流口(Adjustable Weir 或 Skimmer)溢流至溢流緩衝槽，循環泵自溢流緩衝槽吸水後，將水泵送至熱交換器及過濾式除礦器，再經由

擴散管返回燃料池底部，完成循環。在此設計架構下，冷卻系統能確保燃料池衰變熱的有效移除及系統穩定性，整個冷卻系統的配置如圖 11 所示。

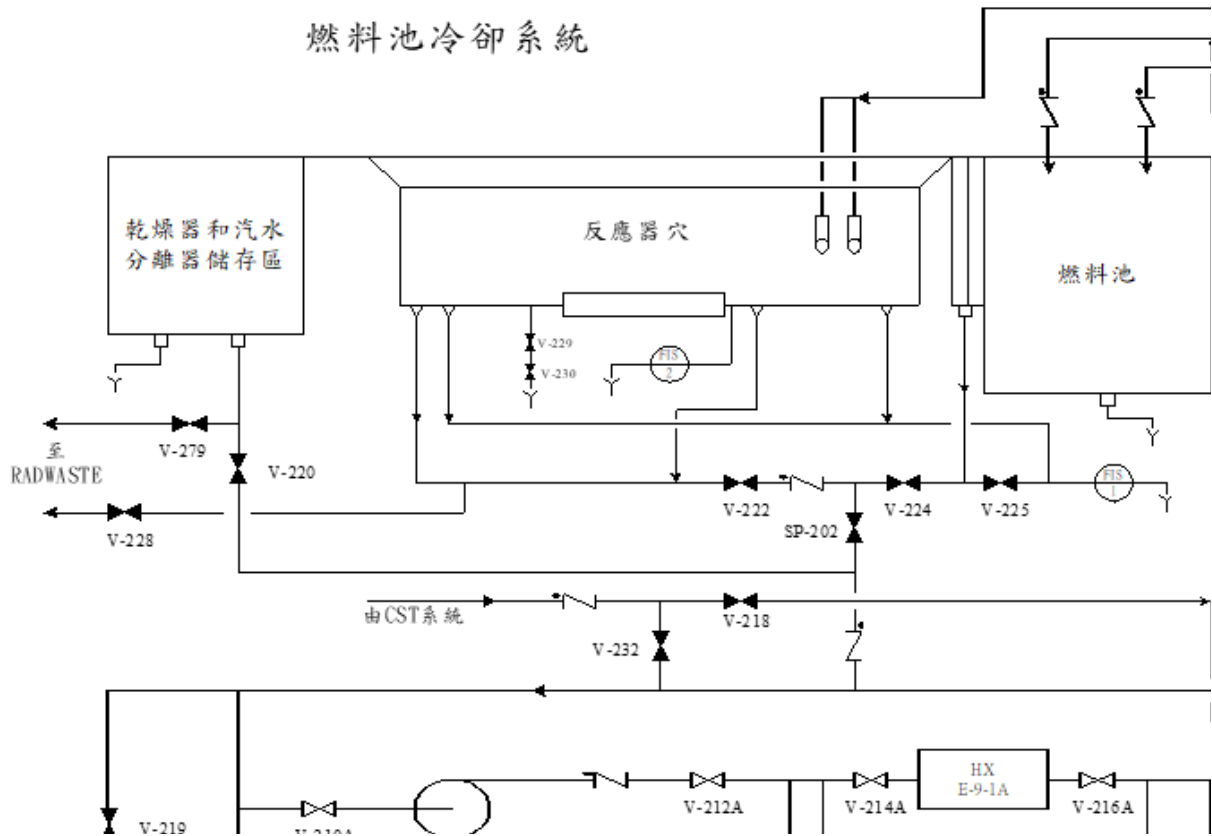


圖 11、用過核子燃料池冷卻系統流程示意圖

而燃料池本身的監測工作，與 3.1 節中所說明的監測工作息息相關，由於需要滿足水位定義要求，因此依據 NEI-池水高度標記，核一廠也訂定了相關的高度位置細節：

- (1). Level 1：可以適當地支持正常燃料池冷卻系統運轉的水位。(EL.136.125')
- (2). Level 2：可以適當地提供站在用過核子燃料池操作台上人員實質輻射屏蔽的水位。(EL.129.125')
- (3). Level 3：可以讓燃料保持被水覆蓋並且執行補水的動作不能再被延後的水位。(EL.113.792')

在核一廠的保健物理工作中，經由對一號機與二號機用過核子燃料池 L2 水位區域進行實際量測，顯示各方位吊掛物的輻射劑量範圍為 0.05 至 5mSv/h。基於最大值 5mSv/h，並考量事故狀況下人員可接受劑量上限為 100mSv，該設計允許操作人員在 SFP 鄰近區

域完成必要操作。以此劑量為基準，保守估計每位操作人員可在此環境持續工作 12 小時 ($5\text{mSv/h} \times 12\text{h} = 60\text{mSv} < 100\text{mSv}$)，且水位設計考量提供足夠的輻射屏蔽，保護站於用過核燃料池操作台上的人員。

目前，核一廠為水位計配置了後備電源，該電池可持續供電約 300 小時，進一步加強監測系統的可靠性，並防止類似福島事件的重演。所有水位和水溫數據皆集中監控室進行實時監管，以確保滿足監測檢測的穩定性需求。以上設備均符合相應的安全等級要求，具備符合 NEI 規範的冗餘設置，確保熱沉的穩定性及供電設備的備援性能。相關設備安全等級設置要求詳見表 2，這些設置要求滿足 NEI 的規範要求，確保熱沉的可靠性，並且確保供電的設備能互有備援，確保用過核子燃料的安全貯存。

表 2、新增系統與過往系統安全分析與防震要求

	SFPACS(新增熱交換器系統)	SFPACS(原本冷卻系統)
取水口位置	燃料池上層	F/P SURGE TK
熱交換器	板式熱交換器	U-Tube 熱交換器
熱沉	RAW WATER	CSCW
電源	BUS #3/#4 (DIV 1/2)正常電源 (互為備援)/ODG 做為後備。	BUS #3 (DIV 1)和 BUS #4 (DIV 2)
防震等級	冷卻塔地震二改一級。	安全有關，地震一級。
洩漏偵測	獨立 PRM 。	CSCW PRM 。

3.1.2 用過核子燃料池維護保養與人員調整編制研析

針對前章節所述國外電廠在用過核子燃料池運營上的人員調整經驗，核一廠亦依據國內除役階段的需求進行了相應的編制修改。由於核一廠運轉執照已到期並正式進入除役程序，操作人員的職責範圍和權限依管制機關對除役機組設備操作及監控的規定進行了調整，以確保反應爐和用過核燃料池內燃料的安全性為優先。

整體調整後的人力如下表 3，除值班經理外，對於未預期之缺席，若能立刻採取

行動尋人替補，則每一班輪值人員允許在兩小時內較本表所規定之最低要求少一員。

但不允許在交班時，由於接班人員遲到或缺席造成任一值班位置無人之狀況。

表 3、核一廠持照最低人數與要求

核一廠目前情況				
執照種類	高級反應器運轉員 SRO(值班經理)	高級運轉員 SRO	運轉員 RO	無執照
所有機組停機	1	0	2 ^a	3

a：每一機組至少一名 RO

而目前主要以高級運轉員作為值班經理的運轉要求執行，且由於目前核一廠仍然屬於爐心仍有用過核子燃料的停機過渡階段(現在仍是)，因此仍有需要維持的安全系統如緊急柴油發電機、聯合結構廠房冷卻水系統、緊要海水系統、新增用過核子燃料池冷卻系統等與用過核子燃料冷卻相關的所有系統。這個過程中必須確保相關的用水水質與相關水化學程序文件，監測頻率為每周到每月不等，整體規範內容如同表 4 與表 5 所示。此份內容也同運轉程序書的編號 818 內容說明訂定其水質規範。且在核一廠目前給予的相關技術 SR 3.7 7.1 中也說明了，在爐心仍然存在用過核子燃料的現況下，維持用過核子燃料池的水位檢測為每周一次，如圖 12 所示，可發現並無相關的水溫檢測需求。此些要求與國際上已經完全移除燃料的幾座電廠相同。未來若我國採用用過核子燃料池作為再取出設施，過程中也應以確保水位監控應該為主要目標。

表 4、核一廠冷凝水貯存槽水池維護工作檢測表

參數	測量頻率	標準值
導電率($\mu\text{S}/\text{cm}$)	每週	≤ 1.0
氯離子(ppb)	每週	≤ 10
硫酸根(ppb)	每週	≤ 10
磷酸根(ppb)	每週	≤ 10
硝酸根(ppb)	每週	$\leq 60(30)$
矽土(ppb)	每週	≤ 100
總有機碳(ppb)	每週	$\leq 400(200)$
濁度(NTU)	每週	≤ 1.0
pH	每週	6~8(冷凝水貯存槽未要求)

紫外線照射分解後（Post UV）之陰離子：		
氯離子(ppb)	每週	≤ 10
硫酸根(ppb)	每週	$\leq 30(10)$
磷酸根(ppb)	每週	≤ 10
硝酸根(ppb)	每週	$\leq 60(30)$

表 5、核一廠用過核子燃料池水池維護工作檢測表

參 數	測量頻率	標準值
導電率($\mu\text{S}/\text{cm}$)	每週	≤ 1.3
氯離子(ppb)	每週	≤ 100
硫酸根(ppb)	每週	≤ 100
pH	每週	5.6~8.6
總有機碳(ppb)	每週	≤ 400
總金屬(ppb)	每月	≤ 100

SURVEILLANCE REQUIREMENTS

SURVEILLANCE	FREQUENCY
SR 3.7.7.1 Verify the spent fuel storage pool water level is ≥ 11.6 m (38 ft. 1 in) above the spent fuel pool bottom liner.	7 days

監測要求	監測項目	頻率
SR 3.7.7.1	驗證用過燃料池的水位是否 ≥ 11.6 公尺（38 英尺 1 英吋），相對於燃料池底的高度。	每 7 天一次

圖 12、核一廠用過核子燃料池的相關 SR 要求頻率

3.2 我國核三廠對於用過核子燃料池相關營運維護經驗研析

而本計畫也考量核三廠代表我國僅有的壓水式反應器電廠，對於用過核子燃料貯存池的使用方針應會與沸水式電廠有所不同，因此本節也將會就核三廠目前採用的做法與計畫進行說明。且核三廠目前仍然進行商業運轉，本計畫將會使用電廠規劃的除役計畫書做為資料來源進行研析。

在其運轉規劃中就有推定未來用過核子燃料池的相關議題，在除役過渡與除役拆廠階段，爐心之用過核子燃料將貯存於用過核子燃料池島區中，待用過核子燃料冷卻至符合用過核子燃料室內乾式貯存設施之設計基準，以及設施建置完成後，即可將所有用過核子燃料移至室內乾式貯存設施貯放。此燃料暫存之時程包括爐心仍有燃料期間的過渡期、用過核子燃料池島區整備期間、用過核子燃料池島區運轉期間。在上述的運轉期間，用過核子燃料池將會關注部分議題包括重物墜落撞擊用過核子燃料池事件、臨界、用過核子燃料池喪失冷卻能力事件、用過核子燃料池冷卻水流失事件與其他與用過核子燃料溼式貯存相關之自然災害評估，這些評估工作都關注於用過核子燃料池的水化學性質與水位需求，因此整體內容與國際間內容都大致相同，皆於後續小節各別提出說明。

3.2.1 用過核子燃料池島區冷卻補水運轉規劃

由於核三廠目前用過核子燃料池島的相關冷卻系統仍為除役時使用考量，因此目前是以運轉規劃撰寫於相關文件內，核三廠規劃重新配置用過核子燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統，設計考量上，將盡量減少除役期間運作時廠房內除污作業與系統拆除的干擾，考量放射性廢液處理亦為除役期間必須持續運轉較長時間的系統功能，因此在設計用過核子燃料池島區時，亦將放射性廢液處理相關系統運作納入考量，以期廠房的除污作業與系統拆除有更大作業彈性。用過核子燃料池島區主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房，目的在於提供核子燃料退出用過核子燃料池前之用過核子燃料冷卻功能與用過核子燃料完整性監控功能，設計時亦考量支援放射性廢液處理相關系統運作。

依據核三廠用過核子燃料池的設計準則，此系統設計之主要目標包含(1)、用過核子燃料冷卻系統之設計能承受安全停機地震時仍能正常運轉。(2)、用過核子燃料池冷卻系統在正當運轉時能移除熱負載，保持池水溫度在最大熱負載情況下低於 66 °C (150°F)。(3)、用過核子燃料池冷卻系統的設計，能使該系統承受任何組件單獨失靈，在失去外來電力的情況下，能不損害冷卻的能力。(4)、任單一元件失能將不會造成池水水位低於用過核子燃料元件頂端之上 2.74 公尺 (9 呎)的位置。(5)、兩個耐震一級的補充水來

源補水至用過核子燃料池。

因此若考慮到除役相關期程，用過核子燃料的貯存就必須要能在廠內獨立滿足冷卻與補水要求，而設置未來的用過核子燃料池島區設計規範就要滿足島區冷卻與補水功能，這些功能可以分為池水冷卻與過濾、正常補水與緊急補水等三大功能。用過核子燃料池島區冷卻功能，大致沿用持照運轉期間既有用過核子燃料池冷卻及淨化系統，主要設備可參考包含兩台燃料池冷卻水泵、兩組熱交換器、管路、閥門與相關之儀器及控制設備，一串燃料池冷卻水系統包含一台燃料池冷卻水泵及一組熱交換器及相關閥門，如圖 13 所示，依核三廠 FSAR 表 9.1-1 之設計參數，每一串用過核子燃料池冷卻及淨化系統之設計熱移除能力為 48.3×10^6 Btu/h (14.15 MW)。在運轉期間，用過核子燃料池冷卻及淨化系統以核機冷卻水(Component Cooling Water, CCW)系統做為該系統之熱沉，CCW 再以廠用海水系統(Nuclear Service Cooling Water System, NSCW)冷卻，NSCW 為用過核子燃料池冷卻的最終熱沉。在用過核子燃料池島區開始運轉後，將透過設計變更，並新增室外氣冷式水塔取代核機冷卻水系統作為用過核子燃料池島區之最終熱沉，此做法與核一廠類似。

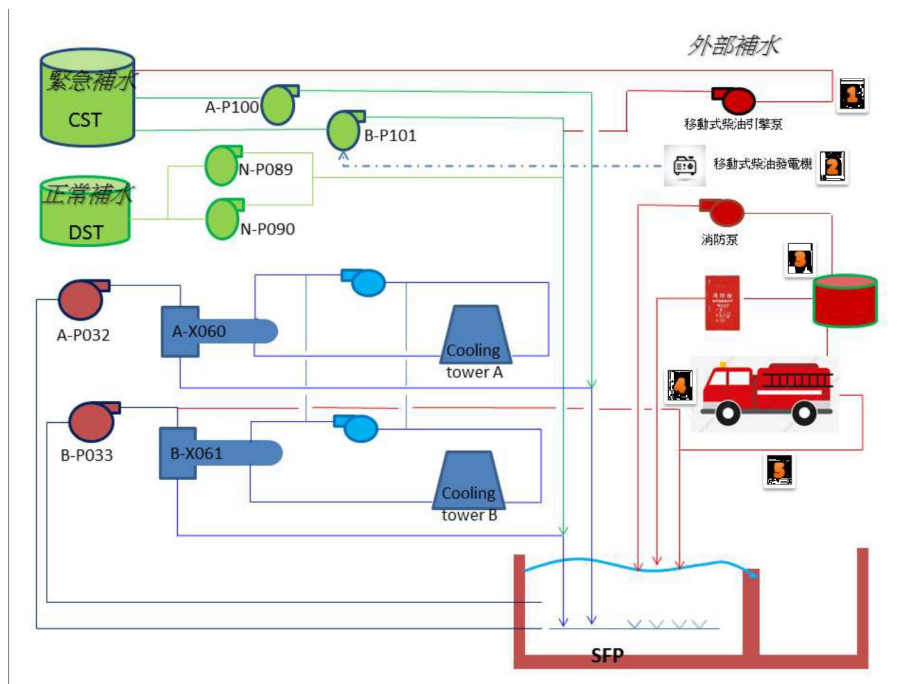


圖 13、核三廠規劃之用過核子燃料池島區冷卻迴路

在核三廠目前運轉期間，用過核子燃料池淨化系統由二台離心泵、過濾器、除礦器

和 Y 型濾網所組成；此系統設計流量為 18.9 l/sec(300 gpm)。淨化系統連接於冷卻系統熱交換器下游，除礦器用以移除離子化不純物和分裂產物。過濾器用以移除微粒，濾網用以移除樹脂微粒。在用過核子燃料池島區開始運轉後，將透過設計變更，於燃料廠房內新增用過核子燃料池淨化系統以淨化用過核子燃料池池水。

在發生完全喪失用過核子燃料池冷卻事件下，目前可透過除礦水儲存槽傳送泵或冷凝水槽傳送泵，由貯存槽取水，將冷卻水注入用過核子燃料池。或經由外部進行補水，外部緊急補水可區分為以下 5 個途徑：

- (1). 途徑 1：由冷凝水貯存槽 取水，經移動式柴油引擎泵補水至用過核子燃料池。流量約 150 gpm；
- (2). 途徑 2：移動式柴油發電機供電冷凝水貯存槽傳送泵，由冷凝水貯存槽 取水進行補水。流量約 150 gpm；
- (3). 途徑 3：
 - A. 拉設燃料廠房 148 呎室內消防水站(或輔助廠房 148 呎室內消防水站)以消防瞄子固定支架補水用過核子燃料池。
 - B. 由室外消防栓以消防車泵浦接至上游快速接頭，並補水至用過核子燃料池。
- (4). 途徑 4：使用消防車補水，利用外部接頭進行補水，流量約 400 gpm。
- (5). 途徑 5：使用消防車，經用過核子燃料池硬式消防補水管路補水。流量約為 500 gpm。

在用過核子燃料池島區啟用前，核三廠規劃新建置一套用過核子燃料池島區冷卻水系統提供用過核子燃料池島區內相關的冷卻水與冷卻需求。除役期間用過核子燃料池島區將以新建之氣冷式水塔取代海水為最終熱沉，主要分為兩部分，第一部分為用過核子燃料池冷卻及淨化系統外其他系統之熱沉需求，例如用過核子燃料池島區寒水系統、壓縮空氣系統等，此部分的熱沉將以新建之氣冷式水塔、循環水泵與相關管閥，以滿足用過核子燃料池島區冷卻系統熱沉需求。第二部分為用過核子燃料池冷卻及淨化系統熱交換器二次側之熱沉需求，此部分之冷卻水系統仍是以新建之氣冷式水塔為最終之熱移除。

3.2.2 用過核子燃料池島區其他相關重要設施運轉規劃

在用過核子燃料池區域正常運轉時，電力由 161 kV 的廠外電源系統供應。如發生完全喪失廠外電的情況，4.16 kV 緊急電力則由柴油發電機提供，其額定出力為 7159 kW。若柴油發電機無法供應用過核燃料池區域所需電力，廠內亦備有兩台 480 V 的備用柴油發電機，以提供燃料池冷卻、移熱或補水所需的 480 V 電力，確保系統在突發狀況下的穩定運行。

在除役規劃中，核一廠特別考量廠用儀表氣體與廠用空氣系統，並支援用過核燃料池區域的壓縮空氣供應。未來的用過核燃料池區域將設置獨立的壓縮空氣系統，取代持照運轉期間使用的壓縮空氣系統，以提供連續可靠、經過濾乾燥、無油質的空氣，作為儀用操作及氣動控制所需的儀用空氣（Instrument Air）和支持系統運行所需的廠用空氣（Service Air），確保安全穩定的操作環境。

此外，控制中心設計強化監控系統，確保在除役期間發生冷卻喪失或輻射異常等事故時，操作人員能即時掌握狀況並作出妥善應對。監控項目包括：(1)用過核燃料池池水溫度、(2)低水位警報，以及(3)燃料池區域的輻射異常警報。運行期間，用過核燃料池區域將配置符合核三廠耐震一級設計的固定式冷卻水管路系統及補水泵，以應對地震可能造成的冷卻系統損壞，持續提供冷卻水，確保燃料池的安全。

在用過核燃料池區域整備期間，上述設備包括冷卻、淨化系統以及與衰變熱移除、放射性廢棄物處理、貯存相關的支援系統（如水、電、空調等），將持續運行。由於燃料池冷卻及淨化系統屬於安全相關系統，所需的柴油發電機系統亦納入維持運轉範疇。電廠針對未來過渡期間所需的重要設備進行規劃，確保在整備期間滿足所有安全設施的需求，並包含如廠用海水系統、緊要寒水系統、控制廠房通風系統、4.16 kV 系統、緊急柴油發電機、輻射偵測系統（包含區域及進排氣部分）、以及安全相關的 125 VDC 系統等。

3.2.3 用過核子燃料池水質監控程序與相關參數監控

依據目前核三廠做為用過核子燃料貯存的用過核子燃料池規範，設計上主要遵循

EPRI PWR Primary Water Chemistry Guideline(2014 Rev.7)的相關指引進行，確保硼濃度與內部的水化學對用過核子燃料符合其設計目標，而依據其程序文件編號 806-一次側取樣與測試程序書，在核三廠用過核子燃料貯存上，對於水池中的硼濃度具有濃度要求，並且取樣頻率為每週一次，整體規劃內容與美國 KPS 電廠相符合，其中並包含多個重金屬檢測要求。其他相對應的水溫與水位監控，訊號都拉至控制室進行監控。而在未來進入除役後，用過核子燃料池島區控制站將沿用既有位於廢料廠房的控制室，除了針對廢液系統所建置的控制盤面維持運轉外，在用過核子燃料池島區運轉期間，新增包括用過核子燃料冷卻、區域及流程輻射監控、正常及緊急通風及消防所需的設備操作、運轉參數(用過核子燃料池水位、溫度、寒水機/冷卻水塔運轉狀況)監控及警報相關盤面。

表 6、核三廠用過核子燃料池取樣分析頻率與規範

分析項目	最低取樣頻率	規範
硼	一次/星期	$\geq 2,000\text{ppm}$
pH 在 25°C	一次/星期	NA
氯離子	一次/星期	$< 0.15\text{ppm}$
氟離子	一次/星期	$< 0.15\text{ppm}$
鋁	一次/星期	$\leq 0.50\text{ppm}$
鈣+鎂	一次/星期	$\leq 0.50\text{ppm}$ (總量)
鎂	一次/星期	$\leq 0.25\text{ppm}$
濁度 (NTU)	一次/星期	NA
鈉	一次/星期	$\leq 0.50\text{ppm}$
硫酸根	一次/星期	$< 0.15\text{ppm}$
導電度	一次/星期	NA
總活度	一次/星期	NA
氚	一次/星期	NA
矽土	一次/星期	$< 5\text{ppm}$
加馬核種分析	一次/星期	NA
TOC	一次/星期	NA

上述表格有一個明顯與核一廠 BWR 不同的數值就是 pH 酸鹼值，參考美國根據 Trojan 壓水式電廠的經驗^[30]。低 pH 值已知會加快碳鋼的腐蝕速率，依據 Trojan 經

驗，PWR 用過核子燃料池水的 pH 值通常處於酸性，大約為 4.3；BWR 反應器通常使用純水化學，其技術規範範圍為 pH 5.6 至 8.6(控制重點是導電率 $<1\ \mu\text{S}/\text{cm}$)，以減少材料的腐蝕。實際上，由於空氣中的二氧化碳被水吸收，BWR 燃料池中的 pH 值往往會趨近於 5.8，pH 值超過 7.0 的情況很少見。此外，碳鋼部件通常不會用於或存放於 BWR 的燃料池中。

壓水式反應器的燃料池不是以純水為基礎，而是含有硼酸，以維持約 2000 ppm 的硼濃度。提高 pH 值的一個選項是從池水中移除硼酸。一個有效但昂貴的方法是使用 RO 逆滲透。為了這個方法可行，pH 值必須在處理過程中暫時提升非常多的數值(大約為 $\text{pH} \geq 10$)。在考慮通過反滲透去除硼酸之前，必須顯然地評估這種高度鹼性條件對池中材料的短期影響。僅僅移除硼可能不足以使腐蝕速率減少至可以接受的狀態，可能仍然需要加入鹼化劑。另一個問題是根據電廠技術規範的要求。在 Trojan，這些規範要求池水中至少保持 2000 ppm 的硼濃度。因此，從池水中移除硼酸在技術上或管理上都不可行。而且若用過核子燃料仍在池中時，移除硼酸將需要進行額外事故分析和許可證的修改，因為這些都會影響相關的安全分析變更，因此儘管酸性環境會加速碳鋼的腐蝕，Trojan 也選擇不立即提升 pH 值，這是因為提升 pH 值也可能會影響現有相關中子吸收材料的性能。Trojan 的技術規範也要求保持硼酸濃度，以維持燃料池的中子控制能力。因此，管理人員選擇在燃料移出用過核子燃料池並轉換至護箱中的過程，也仍維持這一酸性範圍，而非進行大幅度的 pH 調整。其監測的內容如同表 7 所示。

表 7、Trojan 除役中的用過核子燃料池水化學要求

參數	值
硼 Boron (Tech Spec)	$> 2,000\ \text{ppm}$
pH	4.0 to 4.7
導電率 Conductivity	1 to $40\ \mu\text{S}/\text{cm}$
氟化物 Fluoride	$<150\ \text{ppb}$
氯化物 Chloride	$<150\ \text{ppb}$
懸浮固體 Suspended Solids	$<1,000\ \text{ppb}$

矽 Silica	<21 ppm
鈉 Sodium	<1,000 ppb
溫度 Temperature	70 – 120°F

綜觀核三與 Trojan 的相關經驗，用過核子燃料池的相關維護與老化特點在於維持燃料池水化學條件以減少用過核子燃料池中碳鋼部件的腐蝕，特別是在將燃料轉移至乾貯存容器的過程中。藉由(1)控制 pH 值、(2)減少中子吸收材料劣化與管理、(3)過濾系統的維持與(4)持續監測池水的成分及腐蝕率。保持冷卻水的清晰，並確保用過核子燃料轉移過程中的安全性。

4.0 結論與我國再取出單元之安全管理技術審查要項及精進建議

我國用過核子燃料池的營運維護與法規可參考美國聯邦法規 10 CFR 50 附錄 A 的一般設計準則(GDC)。我國核一與核二廠於除役階段中，因乾式貯存設施進度延宕，仍需依賴用過核子燃料池作為過渡設施以確保燃料貯存安全，並須符合安全運行的法規要求。而綜合 EPRI 於 2007 年除役經驗的資料顯示，用過核子燃料池通常會作為短期內安全貯存燃料的設施，並隨後過渡至乾式貯存模式。我國若將用過核子燃料池視為暫時貯存或再取出設施，必須確保其長時間運行的穩定性，以防範在未來的操作中因腐蝕或冷卻系統故障引發安全風險。

4.1 結論

本年度希望藉由蒐集國際間持續運營的用過燃料池維護經驗，結合相關法規並與我國電廠經驗，提供我國再取出單元的審查要項精進建議，藉由提出用過核子燃料池的維護與監測程序等資料，增加我國未來選用再取出系統的多元可行性，並可同時確保用過核子燃料的貯存與再取出等程序設備等都符合國際經驗。

而依據國際間電廠除役過渡期的營運與監管經驗，各國在電廠除役階段面臨不同挑戰。這些電廠除役過渡期的長短視其乾貯或外運用過核燃料的準備進度而定，因此過渡期需設置替代冷卻系統以降低既有系統的冷卻及補水成本，並作為獨立用過燃料島區營運。若過渡期較短，通常顯示電廠已具備成熟的乾貯技術或方案，並盡快進行用過核燃料貯存作業，惟縮減運營成本仍是各營運單位的首要目標。例如，各電廠通常針對操作員資格進行調整，僅維持燃料處理操作員(CFH)資格即可，從而達到成本效益。根據估算，用過核燃料池每年維持費用可達數百萬美元；但與建立乾貯系統相比，在短期內維持用過核燃料池具有相對成本優勢，故此亦成為電廠決策的考量重點。

針對用過核燃料池運轉的監管規範，各國要求有所差異。例如，德國 Grohnde 電廠對用過核燃料池運轉系統的要求較為嚴謹，所有規範都要求以電廠營運的規範進行要求；

而在瑞士 Mühleberg 電廠與韓國 Kori 電廠均設有獨立的緊急發電系統，以確保在緊急情況下相關設備的運行能力並切分出獨立用過燃料池島區。而美國的規定相對靈活，若能在無緊急發電系統的情況下確保用過核燃料池安全運轉，則無需另行設置相關的緊急發電系統。儘管各國要求不同，均藉由期運轉經驗與規範來滿足用過核燃料池運轉需求。

在用過核燃料池水位及溫度監測頻率上，各國經驗顯示應依燃料燃耗及殘餘的衰變熱進行調整相關。如 Kewaunee 電廠每七天進行一次檢查；Millstone 一號機則依 BWROG 標準訂定同樣頻率；MY 及 VY 電廠則採每日檢查。日本敦賀電廠亦藉一項多月未冷卻水位實驗，驗證運行經驗對於頻率設定的參考價值，並因此取消溫度監測頻率及相關設施維護。考量我國未來再取出設施僅作為暫時貯存方式，非大規模濕式貯存，監管原則應聚焦於少量密封鋼筒產生缺陷而必須要進行再取出之過程。且乾貯系統進入貯存後將有充裕時間進行冷卻與衰變，其需要在取出時，其衰變熱評估之假設及再取出池之規模與能力將為審查重點，且人員要求亦可參酌美國經驗予以適度放寬。

由我國核一廠的運行經驗觀察，在用過核子燃料池冷卻系統設計上，已新增兩組獨立冷卻系統以提高熱沉容量，並遵循「核能電廠用過核子燃料池貯存格架改裝安全分析報告」的規範設計。在此設計中，強調冷卻系統的多重裕度以防範單點故障及意外水位降低。同時，核一廠依 NEI 標準設定了燃料池水位基準，並在水位監測系統上安裝後備電源，確保系統持續穩定運作。而核二廠亦有規劃獨立用過核子燃料池島區，其區域主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房，主要也提供用過核子燃料退出與貯存，確保系統保有完整性監控功能，此設施設計如同核一廠，在移除衰變熱的運轉規劃中，用過核子燃料池島區必須要持續運轉直到所有核子燃料移出用過核子燃料池，直到用過核子燃料池島區可停止運轉，並進行後續的除污與拆除作業。核三廠基於 PWR 反應器的獨特需求，針對用過核子燃料池的冷卻與淨化設施進行重新規劃，未來將以氣冷式水塔取代現有海水冷卻系統作為最終熱沉，確保在除役過程中的冷卻可靠性。此外，為滿足耐震設計要求，核三廠的冷卻及補水系統已經過改造，以便在地震或其他極端情況下保障系統功能的完整性。對於核三廠的水質監控及池水冷卻策略，已參照 EPRI 相關冷卻水指引，以保持硼酸濃度並確保水化學平衡，進而減少池內碳鋼構件的腐蝕，確保安全運行。核一、核

三廠均透過實際運行經驗驗證了監測頻率與水質標準的適用性，並進行持續檢測以減少腐蝕風險，進而提升燃料池的安全性。上述的做法都顯示我國目前三座電廠在運行上都與國際標準接軌，若作為再取出系統上應具有可行性。

綜觀我國核電廠的運行需求，未來再取出系統若延續現行安全標準，涵蓋冷卻、輻射監控與人員操作規範，應足以達成妥善的核燃料管理目標。在法規適用上，應比對各項監管條件及國際經驗適度調整，從而優化我國核電廠的用過核子燃料池運行管理與審查準則。且國際間再取出系統審查強調在合理條件下，將會適切調整之運轉監測頻率與程序，本計畫將依據國際運轉資料，結合我國核一、核三廠參考資料，提出我國再取出系統之審查要項之相關精進建議。部分建議將會考量若採用現行的用過核子燃料池作為再取出系統時，所需要特定滿足的相關內容。

4.2 我國再取出單元之安全管制技術審查要項及精進建議

本計畫中針對國際電廠處於安全貯存狀態下的用過核子燃料池設施進行資料蒐集與法規研析，並以此推定美國法規對用過核子燃料池水位與溫度監測系統的設計準則與檢查重點。針對安全審查要點主要由 111 年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提出，最先由過燃料池之法規審查指引與安全管制要項進行研析並訂出，由於必須考量國外經驗，因此於 112 年參考國際間的濕式貯存系統經驗進行修訂，而本年度之相關用過燃料池研析面向為當其作為再取出系統時，審查單位的相關參考與管制依據之來源，此舉可確保系統在極端情況下的可靠性，保障使用用過燃料池之安全運行及輻射風險控制。本計畫亦蒐集了多項現行用過核子燃料池暫時貯存或已完成過渡期的電廠案例，透過資料分析，整理了安全貯存過程中維護與營運的關鍵，包括人力配置與監測重點，並提供給我國管制單位作為未來審查依據，以提升用過核燃料池的相關監管能力與技術。此外，針對核一廠與核三廠在除役階段的運行需求進行分析，兩廠皆強調冷卻系統可靠性及水位管理的重要性，並遵循國際法規進行水質與腐蝕監控，以確保長期貯存的安全性。基於上述分析，本計畫將提出精進我國乾式貯存設施再取出

系統安全審查要點之建議。並整理如下表 8，並提出審查要項於附件二。整體規劃內容依據台電在核一與核三場的運轉經驗，這些經驗來自美國相關管制法規與一些國際運轉經驗。並且依據國外經驗，考慮我國再取出作業應屬暫時貯存作業，維護與營運上應主要考量事故後能夠滿足水位與輻射為主要目標，因此針對部分維護作業要求進行修改。希望這些精進建議能夠同時滿足國內的執行可行性，也可以滿足我國用過核子燃料的貯存安全。

表 8、我國再取出單元之安全管理技術審查要項修改項目表

項目	審查要點	依據
新增 三.(1).6	6. 針對用過核子燃料池的監測維護工作，必須包含水位高度、溫度與水化學。包含具體檢測作法與頻率。	依據 EA-12-051 要求，用過燃料池必須確保包含水位的資料監測。
新增 三.(2).4	4. 若使現有的用過燃料池做為再取出系統，應提供中子吸收材料的老化管理計畫。	依據 NEI 16-03 建議方法，提出中子吸收材料的監控計畫與辦法
修改 三.(3).3	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。 並說明如何確保包含設施喪失外電後的相關電源供應手段與持續時間。	依據國際電廠經驗(如德國-Grohnde、韓國 Kori 等)
新增 四.(1).6	6.針對用過燃料池監測設備，應該注意針對以下內容進行審查： 甲、多重冗餘設計：確保系統具備至少兩套獨立的水位和溫度監測設備，以避免單點故障造成監測失效。檢查設備是否具備獨立電力供應，並能在失去外部電源的情況下運行。 乙、確認抗震及耐環境能力：檢查設備是否經過抗震測試和耐環境性測試，確保其在高溫、高輻射、潮濕及震動等極端環境下依然準確運作。 丙、檢查安裝位置：監控設備的安裝位置應靠近用過燃料池，並確保在操作人員可及範圍內。此	依據 EA-12-051 要求，用過燃料池必須確保包含水位的資料監測，所使用的設備與感測器必須滿足相對應的規範與要求。

項目	審查要點	依據
	外，顯示裝置應設置在控制室或可快速進入的區域，便於即時監測數據。 丁、確認顯示數據完整性：檢查控制室內的水位及溫度顯示是否能清楚區分各個關鍵水位（L1、L2、L3）及重要溫度區間，確保操作人員可以即時判讀數據並做出應對。 戊、準確性檢查：進行水位和溫度的基準測試，以確認監測系統能準確反映當前燃料池的水位和溫度變化。測試中需模擬不同事故情境，檢驗設備的即時反應能力。 己、例行測試：定期進行水位及溫度監控系統的運行測試，檢查每一監控通道的運作狀況及數據顯示的準確性。對於具備高輻射、高溫等風險的系統，增加測試頻率。	
修改 四.(3).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。	依據日本、美國電廠等國際運轉經驗，應該滿足事件下補水能力即可，72 小時循環主要是運行中的燃料池要求。
修改 四.(7).2. 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。 藉由總佈局圖系統中觀察，非屬耐震一級的相關組件必須確保在失效的狀態下也不影響系統的正常運作	修正字面問題，由於主要是非耐震一級的組件失效不要影響整體功能。
新增 五.(2).4	若使現有的用過燃料池做為再取出系統，應針對使用的中子吸收材料，必須提出老化管理方案與程序，並確保在運轉周期中不會產生劣化導致 K_{eff} 超過限值。	依據 NEI 16-03 建議方法，提出中子吸收材料的監控計畫與辦法

5.0 參考資料

- [1] U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, “Dry Transfer System : Topical Safety Analysis Report,” Volumes 1 and 2, Rev. 0 (1996).
- [2] Sven Bader ,Orano, “Updating the Dry Transfer System”, WM2018 Conference, March 18 – 22, 2018, Phoenix, Arizona, USA
- [3] S. Giebel, B. Watson, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans” Office of Nuclear Material Safety and Safeguards U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555-0001, April 2018. (NUREG-1700, Revision 2)
- [4] R. J. Travis, R E. Davis, E J Grove, M A. Azarm, “A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants.”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, August 1997.(NUREG/CR-6451)
- [5] “Guidance for Transitioning from Operation to Decommissioning for Nuclear Power Plants. ” 2016 TECHNICAL REPORT, EPRI 3002007551.
- [6] NUREG-0586, “Final Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities: Supplement 1, Regarding the Decommissioning of Nuclear Power Reactors”, Final Report. Electric Power Research Institute ,November 2002.
- [7] Acceptance Review for Nuclear Energy Institute Document NEI 16-03, Revision 1 “Guidance for Monitoring of Fixed Neutron Absorbers in Spent Fuel Pools,” (EPID L-2022 NTR-0002), December 2, 2022, ADAMS Accession No. ML22301A179.
- [8] “Industrywide Learning Aging Management Program (i-LAMP): Global Neutron Absorber Material Monitoring Program for Spent Fuel Pools,” 3002018497, Electric Power Research Institute (2022).
- [9] EPRI Project Manager C. Wood, “Maine Yankee Decommissioning - Experience Report.” Electric Power Research Institute, ERPI-TR1011734, Final Report, May 2005.
- [10] Christopher J. Wamser, “Technical Specifications Proposed Change No. 309, Defueled Technical Specifications and Revised License Conditions for Permanently Defueled Condition - Supplement 5 (TAC No. MF3714) Vermont Yankee Nuclear Power Station. ” Entergy Nuclear Operations, Inc., May 4, 2015. (ML15127A171)

- [11] “Post Shutdown Decommissioning Activities Report” Vermont Yankee Nuclear Power Station, Rev. 0 December 2, 2014.
- [12] “Technical Specifications Proposed Change No. 309 Defueled Technical Specifications and Revised License Conditions for Permanently Defueled Condition.” Vermont Yankee Nuclear Power Station, Docket No. 50-271, March 28, 2014
- [13] Letter, Entergy Nuclear Operations, Inc. to USNRC, “Technical Specifications Proposed Change No. 306, Eliminate Certain ESF Requirements during Movement of Irradiated Fuel,” BVEY 13-097, dated November 14, 2013 (ADAMS Accession No. ML13323A518)
- [14] “Dominion energy kewaunee, inc. kewaunee power station license amendment request 256, permanently defueled license and technical specifications.” kewaunee power station dominion energy kewaunee, inc. May 29, 2013.
- [15] “Dominion Energy Kewaunee, Inc. Kewaunee Power Station Post-Shutdown Decommissioning Activities Report.” Dominion Energy Kewaunee, Inc. February 26, 2013.
- [16] “Gutachten zum Stilllegungsprojekt des Kernkraftwerks Mühleberg.” ENSI-Gutachten zum Stilllegungsprojekt KKM, ENSI 71/39, August 2017.
- [17] Dr Anton von Gunten. “First Decommissioning of a commercially operated nuclear power plant in Switzerland.” BWK energie AG, Mühleberg Nuclear Power plant. Kontec 2015, 12th International Symposium, Dresden, 25-27 March 2015.
- [18] <https://www.ensi.ch/de/2020/09/16/in-muehleberg-beginnt-die-erste-stilllegungsphase/>
- [19] “Entreposage du combustible nucléaire usé : concepts et enjeux de sûreté.” Rapport IRSN n°2018-00003
- [20] “Millstone Nuclear Power Station Unit No. 1, Docket No. 50-245 Revision to Technical Specifications to Adopt the Proposed Improved Standard Technical Specifications for Permanently Shutdown and Defueled Facilities.” Millstone Nuclear Power Station, DEC -5/2000
- [21] W. Glenn Warren, “Standard Technical Specifications For Permanently Defueled BWR Plants.” BWROG-99075 Project 691, October 12, 1999.
- [22] [日本原子能敦賀発電所 1 号機組 | 福井県主頁 \(fukui.lg.jp\)](http://www.fukui.lg.jp/)
- [23] “敦賀発電所 1 号炉使用済燃料の崩壊熱減少に伴う性能維持施設の変更について

て＜補足説明資料＞”，日本原子力発電株式会社, 2020 年 12 月 23 日。

- [24] Andrew Newman “Managing the Back-end of the Nuclear Fuel Cycle: Lessons for New and Emerging Nuclear Power Users From the United States, South Korea and Taiwan” Managing the Back-end of the Nuclear Fuel Cycle: Lessons for New and Emerging Nuclear Power Users From the United States, South Korea and Taiwan. October 19, 2021
- [25] Wonjune Mah “Application of an Independent Temporary Spent Fuel Storage Pool Cooling System for Decommissioning of Pressurized Water Reactor Kori Units 3 and 4.” KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91 Haemaji-ro, Seosaeng-myeon, Ulju-gun, Ulsan 45014, Republic of Korea. Energies, 16 January 2023
- [26] Sicherheitsbericht “Kernkraftwerk Grohnde Stilllegung und Abbau.” Sicherheitsbericht – Stilllegung und Abbau des KWG, März 2021.
- [27] Kwangsoon Choi, Dongjin Lee, and Jaihoon Jung. “Spent Fuel Pool Island System Configuration Concept Comparison of German and the US Regulatory Standards. ” KEPCO E&C, 269 Hyeoksin-ro, Gimcheon-si, Gyeongsangbuk-do, Republic of Korea.
- [28] “License Amendment Request- Proposed Changes to Technical Specifications Section 6.0 Administrative Controls for Permanently Defueled Condition.” Exelon Generation Company, LLC(ML16138A129).
- [29] “Industry Guidance for Compliance with NRC Order EA-12-051, “To Modify Licenses with Regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation.” NEI 12-02, Nuclear Energy Institute, 1776 I Street N. W., Suite 400, Washington D.C. August 2012.
- [30] Trojan Spent Fuel Pool Chemistry Control During Fuel Transfer to Storage Cask, EPRI, Palo Alto, CA: 2001. 1001321. Final Report, March 2001.

附件一、美國除役現狀與縮寫對照表

附表 A、美國電廠除役選擇與現狀簡表

電廠名稱	型式	MWt	開始日	停止日	目前狀態
Big Rock Point	BWR	67	12/8/1962	8/29/1997	ISFSI Only
Crystal River 3	PWR	860	3/13/1977	2/20/2013	Transitioning to SAFSTOR
CVTR	PTHW	17	12/18/1963	1/10/1967	DECON
Dresden 1	BWR	197	4/15/1960	10/31/1978	SAFSTOR
Elk River	BWR	22	7/1/1964	2/1/1968	DECON
Fermi 1	FBR	65	8/5/1966	11/29/1972	DECON
Fort Calhoun	PWR	484	8/9/1973	10/24/2016	SAFSTOR
Fort St. Vrain	HTGR	330	12/11/1976	8/29/1989	ISFSI Only
GE Bonus	BWR	17	9/1/1965	6/1/1968	ENTOMB
GE Valecitos	BWR	N/a	8/31/1957	12/9/1963	SAFSTOR(2023/05/09 DECON)
Haddam Neck	PWR	560	8/7/1967	12/4/1996	ISFSI Only
Hallam	Sodium Graphite	75	1/2/1962	9/1/1964	ENTOMB
Humboldt Bay 3	BWR	63	4/18/1963	7/2/1976	DECON
Indian Point-1	PWR	257	9/16/1962	10/31/1974	SAFSTOR
Kewaunee	PWR	566	12/1/1973	5/7/2013	SAFSTOR(Kewaunee Solutions 計劃在 2031 年完成除役)
La Crosse	BWR	48	4/26/1968	4/30/1987	DECON
Maine Yankee	PWR	860	11/8/1972	8/1/1997	ISFSI Only
Millstone 1	BWR	641	11/29/1970	7/1/1998	SAFSTOR
N.S. Savannah	PWR	74	7/21/1959	1/10/1972	SAFSTOR
Oyster Creek	BWR	636	7/2/1991	9/17/2018	SAFSTOR 2019 年 7 月，Oyster Creek 被 Holtec

					International 收購並開始提早除役。
Pathfinder	Superheat BWR	190	7/25/1966	10/1/1967	License Terminated
Peach Bottom 1	HTGR	40	1/27/1967	11/1/1974	SAFSTOR 高溫氣冷堆，用過核子燃料池排空放置中，等2、3 號機一同除役
Piqua	OCM	12	6/30/1963	12/31/1965	ENTOMB
Rancho Seco 1	PWR	873	10/13/1974	6/7/1989	DECON
San Onofre 1	PWR	436	7/16/1967	11/30/1992	ISFSI Only
San Onofre 2	PWR	1070	8/8/1983	6/7/2013	DECON
San Onofre 3	PWR	1080	4/1/1984	6/7/2013	DECON
Saxton	PWR	28	1/3/1967	1/5/1972	License Terminated
Shippingport	PWR	60	12/18/1957	10/1/1982	DECON
Shoreham	BWR	820	1/8/1986	1/5/1989	License Terminated
Three Mile Island 2	PWR	880	4/21/1978	3/28/1979	SAFSTOR [1]
Trojan	PWR	1,095	12/23/1975	11/9/1992	ISFSI Only
Vermont Yankee	BWR	620	11/30/1972	12/29/2014	SAFSTOR 2022/10 退出燃料 DECON(2023/02/15)
Yankee-Rowe	PWR	167	12/24/1963	10/1/1991	ISFSI Only
Zion 1	PWR	1,040	4/28/1973	1/1/1998	DECON
Zion 2	PWR	1,040	12/26/1973	1/1/1998	DECON

附表 B、中英文參照表

縮寫	英文	中文
IAEA	International Atomic Energy Agency	國際原子能總署
DOE	Department of Energy	能源部
DTS	Dry Transfer System	乾式傳送系統
DSAR	Defueling Monitored Storage Safety Analysis Report	除役停機安全分析報告
NRC	Nuclear Regulatory Commission	美國核能管制委員會
EPRI	Electric Power Research Institute	美國電力研究所
PWR	pressurized water reactor	壓水式反應器
PSDAR	Post-shutdown decommissioning activities report	停機後除役活動報告
SFPI	Spent Fuel Pool Island	用過核子燃料池島
SSCs	structure, system and component	結構、系統和組件
DCS	Dry Cask Storage	乾式貯存系統
ISFSI	independent spent fuel storage installation	獨立用過核燃料乾式貯存設施
TS	Technical Specifications	技術規範
SRs	Surveillance Requirements	檢查需求
LCOs	Limiting Conditions for Operation	運轉限制條件
TRM	Technical Requirements Manual	技術手冊
CFH	Certified Fuel Handlers	認證燃料處理員
ENSI	Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate	瑞士核能安全監察局
UVEK	Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation	瑞士聯邦環境、交通、能源 與通訊部

Arbek	Autarke und redundante Brennelementbeckenkühlung	具有裕度的用過核子燃料池 冷卻系統
TLD	thermoluminescent dosimeter	熱發光劑量計
KEPCO	Korea Electric Power Corporation	韓國電力公司
i-LAMP	Industrywide Learning Aging Management Program	全行業老化學習管理計畫
NAMs	Neutron-absorber materials	中子吸收材料

附件二：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，送至運輸護箱（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輸護箱的安全方法。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. 美國核能管制委員會“Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems and Facilities”, NUREG-2215, NRC, 2020.
2. 美國核能管制委員會“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. 美國核能管制委員會 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. 美國核能管制委員會 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. 美國核能管制委員會, 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核子燃料池、燃料格架、用過核子燃料池補水系統、天車(燃料天車與重件天車)、排氣系統(控制室與用過核子燃料池)作為主要的審查項目。

(1) 用過核子燃料池

1. 確保用過核子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。)
3. 用過核子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。
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。
6. 針對用過核子燃料池的監測維護工作，必須包含水位高度、溫度與水化學。包含具體檢測作法與頻率。

(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、用過核子燃料正確定位、
 - 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。
 4. 若使現有的用過燃料池做為再取出系統，應提供中子吸收材料的老化管理計畫。

(3) 用過核子燃料池補水系統

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（應變）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，並確認各迴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、用過核子燃料池的設計，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，以確保用過核子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。並說明如何確保包含設施喪失外電後的相關電源供應手段與持續時間。
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. 用過核子燃料元件都應該要能夠清楚辨識，並可以在裝載卸載時都可以識別。
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) 用過核子燃料池通風系統

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) 用過核子燃料池

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。

6. 針對用過燃料池監測設備，應該注意針對以下內容進行審查：

甲、多重冗餘設計：確保系統具備至少兩套獨立的水位和溫度監測設備，以避免單點故障造成監測失效。檢查設備是否具備獨立電力供應，並能在失去外部電源的情況下運行。

乙、確認抗震及耐環境能力：檢查設備是否經過抗震測試和耐環境性測試，確保其在高溫、高輻射、潮濕及震動等極端環境下依然準確運作。

丙、檢查安裝位置：監控設備的安裝位置應靠近用過燃料池，並確保在操作人員可及範圍內。此外，顯示裝置應設置在控制室或可快速進入的區域，便於即時監測數據。

丁、確認顯示數據完整性：檢查控制室內的水位及溫度顯示是否能清楚區分各個關鍵水位（L1、L2、L3）及重要溫度區間，確保操作人員可以即時判讀數據並做出應對。

戊、準確性檢查：進行水位和溫度的基準測試，以確認監測系統能準確反映當前燃料池的水位和溫度變化。測試中需模擬不同事故情境，檢驗設備的即時反應能力。

己、例行測試：定期進行水位及溫度監控系統的運行測試，檢查每一監控通道的運作狀況及數據顯示的準確性。對於具備高輻射、高溫等風險的系統，增加測試頻率。

(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) 用過核子燃料池補水系統

1. 設計應確認要求在事件下，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核子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)對用過核子燃料的充分冷卻、(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) 用過核子燃料池通風系統

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、藉由總佈局圖系統中觀察，非屬耐震一級的相關組件必須確保在失效的狀態下也不影響系統的正常運作
 - 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) 用過核子燃料池

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。
4. 若使現有的用過燃料池做為再取出系統，應針對使用的中子吸收材料，必須提出老化管理方案與程序，並確保在運轉周期中不會產生劣化導致 K_{eff} 超過限值。

(3) 用過核子燃料池補水系統

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. 用過核子燃料池的設計，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，確保以確保用過核子燃料池溫在 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. 確保事件下用過核子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) 用過核子燃料池通風系統

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。

行政院核能安全委員會

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運
維護及運輸研究技術研析

子項計畫二：用過核子燃料運輸管制技術與運
輸計畫案例研析

期末報告

計畫編號：NSC11301010L

計畫主持人：李昭仁

研究人員：張皓評

受委託機關：工業技術研究院

中華民國一百一十三年十一月

113 年用過核子燃料貯存設施再取出單元營運 維護及運輸研究技術研析

子項計畫二：用過核子燃料運輸管制技術與運 輸計畫案例研析

受委託單位：工業技術研究院

計畫主持人：李昭仁

子項計畫二主持人：張皓評

研究期程：中華民國 113 年 3 月至 113 年 12 月

研究經費：新臺幣 247 萬 2990 元

行政院核能安全委員會

中華民國一百一十三年十一月

(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

目前台灣核電廠已有兩座停止運轉，剩餘一座電廠預計於 2025 年停機，於停機後的除役工作方面，需要為用過核子燃料的貯存及運輸工作進行準備，目前台電公司對於用過核子燃料的管理策略係採取「近程廠內水池貯存、中程廠內乾式貯存、長程推動最終處置」，隨著國內核電廠因營運年限到期逐步邁入除役階段，台電公司已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，以利將核反應器及用過燃料池內之用過核子燃料移出至乾式貯存設施，接續執行除役拆廠作業；待集中式暫時貯存設施或是最終處置設施興建完成後，再將用過核子燃料經由廠外運輸的方式，運輸至指定地點。

於用過核子燃料運輸階段，儘管預期運輸任務於廠內乾貯階段完成之後執行，然而，因用過核子燃料具有高放射性，且運輸過程中可能行經一般民眾居住/活動區域，面對可能多批次的運輸活動及可能的影響範圍，需要事前根據自身需求進行運輸前準備工作、運輸計畫規劃及完善安全管制技術；此外，運輸任務是銜接廠內乾式貯存與集中式暫時貯存設施或最終處置設施的關鍵步驟之一，並且可能涉及多個政府機構、發貨人、承運人，以及技術研發單位等，有必要針對現階段用過核子燃料運輸相關研發議題、安全管制技術研究計畫、高放廢棄物管理計畫、電廠就運輸計畫提出之概念規劃進行資料蒐集與研析工作，以期對運輸安全審查及所需具備之安全管制技術有全面的了解，並提出適用於台灣情境之建議項目。

因此，本項子計畫(用過核子燃料運輸管制技術與運輸計畫案例研析)主要重點為就用過核子燃料運輸計畫規劃、安全審查、安全管制技術等，所需之準備工作進行資料蒐集與研析，並就成果研提運輸安全審查精進建議，以完善未來監管單位審查用過核子燃料運輸活動時，所需具備之審查能力與管制技術。

關鍵詞：用過核子燃料運輸、國際運輸用過核子燃料運輸經驗、用過核子燃料運輸安全管制技術。

Abstract

Currently, two nuclear power plants in Taiwan have ceased operations, and the remaining plant is expected to shut down in 2025. For the decommissioning work after the shutdown, preparations need to be made for the storage and transportation of spent nuclear fuel. At present, Taiwan Power Company (Taipower) adopts a management strategy for spent nuclear fuel that involves "short-term on-site pool storage, mid-term on-site dry storage, and long-term promotion of final disposal." As domestic nuclear power plants gradually enter the decommissioning stage due to the expiration of their operating licenses, Taipower has planned to construct on-site dry storage facilities for spent nuclear fuel at the nuclear power plants. This will facilitate the transfer of spent nuclear fuel from the reactors and spent fuel pools to the dry storage facilities, allowing the decommissioning and dismantling work to proceed. Once centralized interim storage facilities or final disposal facilities are constructed, the spent nuclear fuel will be transported off-site to the designated locations.

In the phase of transporting spent nuclear fuel, although the transportation tasks are expected to be carried out after the on-site dry storage phase is completed, due to the high radioactivity of the spent nuclear fuel and the possibility that the transportation routes may pass through areas where the general public resides or operates, it is necessary to conduct pre-transport preparation work, plan the transportation strategy, and implement comprehensive safety control techniques based on specific needs. Additionally, the transportation task is a crucial step linking the on-site dry storage with centralized interim storage facilities or final disposal facilities and may involve multiple government agencies, shippers, carriers, and technical development units. Therefore, it is essential to collect and analyze data on current spent nuclear fuel transportation-related research topics, safety control technology research projects, high-level waste management plans, and conceptual planning proposed by power plants for transportation plans. This aims to fully understand the safety review of transportation and the necessary safety control technologies, and to provide recommendations applicable to the Taiwanese context.

Therefore, this sub-project (Research and Analysis of Spent Nuclear Fuel Transportation Control Technology and Transportation Plan Cases) focuses on collecting and analyzing data on the preparation work required for planning transportation plans, safety reviews, and safety control technologies for spent nuclear fuel transportation. Based on the findings, it will propose recommendations to enhance the safety review of transportation, aiming to improve the review capabilities and

control techniques required by regulatory agencies for future spent nuclear fuel transportation activities.

Keywords: Transportation of Spent Nuclear Fuel, Experience in International Transporting Spent Nuclear Fuel, Safety Control Techniques for Spent Nuclear Fuel Transportation

目 錄

摘 要	1
Abstract	2
目 錄	4
表 目 錄	6
圖 目 錄	7
1. 前言	9
1.1. 背景	9
1.2. 計畫目標與執行項目	10
2. 國際運輸高放射性物質經驗	12
2.1. 背景	12
2.2. 國際間運輸用過核子燃料經驗	13
2.2.1. 危險物質運輸	13
2.2.2. 國際間運輸用過核子燃料經驗	15
2.2.3. 美國運輸用過核子燃料經驗	16
2.2.4. 英國運輸用過核子燃料經驗	17
2.2.5. 法國運輸用過核子燃料經驗	18
2.2.6. 德國運輸用過核子燃料經驗	19
2.2.7. 日本運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物經驗	20
2.2.8. 瑞典運輸用過核子燃料經驗	21
2.2.9. 加拿大運輸用過核子燃料經驗	24
2.2.10. 各國海運運輸用過核子燃料經驗	25
2.2.11. 國際間運輸用過核子燃料數量統計	26
2.3. 用過核子燃料運輸事件與意外事故	30
3. 美國用過核子燃料運輸技術發展	34
3.1. 前言	34
3.2. 核廢棄物技術審查委員會(NWTRB)調查報告	35

3.2.1. 概述	35
3.2.2. NWTRB 調查報告背景	36
3.2.3. 用過核子燃料運輸相關調查活動	38
4. 美國用過核子燃料運輸概念計畫案例	48
4.1. 前言	48
4.2. SONGS 電廠除役現況	48
4.3. SONGS 用過核子燃料運輸規劃	49
4.4. SONGS 用過核子燃料概念運輸計畫	51
4.4.1. 用過核子燃料運輸系統的要素	51
4.4.2. 用過核子燃料運輸關鍵議題	57
4.4.3. 運輸前需注意及準備事項	64
4.4.4. 運輸前準備階段	77
5. 日本近期用過核子燃料運輸案例	84
5.1. 中期貯存設施概要	86
5.1.1. 設施地理位置及背景資料	86
5.1.2. 近期活動	88
5.1.3. 日本電廠內貯存用過核子燃料概況	91
5.2. 用過核子燃料運輸活動	92
5.2.1. 運輸安全法規	92
5.2.2. 用過核子燃料搬移計畫	93
5.2.3. 傳送及運輸作業	93
5.2.4. 專用運輸船	95
6. 用過核子燃料運輸安全審查及管制技術建議	97
6.1. 本土運輸用過核子燃料規劃	97
6.2. 運輸安全審查及管制技術建議	98
7. 結論	102
8. 參考資料	106
9. 附錄 A: 中英對照表	108

表 目 錄

表 1 統計 1964 至 2010 年，美國核電廠及研究用反應器用過核子燃料的運輸量	27
表 2 統計至 2001 年，全球範圍內(扣除美國)用過核子燃料運輸量.....	28
表 3 全球範圍內研究用反應器用過核子燃料返還數量(美國除外).....	29
表 4 美國運輸事件/事故彙整	31
表 5 歐洲運輸事件/事故彙整	33
表 6 NWTRB 確認於美國境內運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物需面臨之技術議題	40
表 7 SONGS 電廠除役里程碑	48
表 8 NRC 許可證持有人以及 DOE 根據 NWPA 規範，運輸用過核子燃料的監管單位和法規要求	58
表 9 SONGS 電廠採用密封鋼筒及運輸護箱的型號及 COC	66
表 10 設備品質保證或認證標準之摘要	73
表 11 彙整各階段 SONGS 擁有者、托運人以及需要共同承擔的責任	78
表 12 日本原燃公司(六所村)接收高放射性廢棄物數量統計[15]	85
表 13 RFS 中期貯存設施里程碑	86
表 14 日本與運輸安全有關的政府機構的監管系統	92
表 15 用過核子燃料運輸至中期貯存設施之年度規劃	93

圖 目 錄

圖 1 危險品安全標誌	15
圖 2 全球用過核子燃料運輸量估算(單位: 批次)	16
圖 3 裝有 RH 72B 運輸護箱及緩衝器的曳引車	17
圖 4 裝有 TN-REG 運輸護箱及緩衝器的列車, 執行 DOE 擁有商用用過核子燃料運輸 任務, 由西谷示範計畫區(WEST VALLEY DEMONSTRATION PROJECT, WVDP)至 愛達荷工程與環境實驗室 (IDAHO NATIONAL ENGINEERING AND ENVIRONMENTAL LABORATORY, INEEL)	17
圖 5 裝有運輸護箱正開往英國 SELLAFIELD 再處理設施的列車	18
圖 6 裝有運輸護箱的列車	19
圖 7 裝載 CASTOR 運輸護箱, 往返於德國及法國之間的列車	20
圖 8 PNTL 運輸船隊中的兩艘運輸船, PACIFIC EGRET(左)以及 PACIFIC HERON(右)	21
圖 9 瑞典運輸船 M/S SIGYN(2013 年退役)及裝卸運輸護箱之載具	22
圖 10 現役瑞典運輸船 M/S SIGRID	23
圖 11 波羅的海冬季結冰情況	23
圖 12 加拿大用過核子燃料運輸護箱(左)裝載後重量約 35 公噸, 以及完成裝載於曳引 車上之狀態(右)	25
圖 13 NRC 已核發許可證之用過核子燃料中期貯存設施	39
圖 14 準備進行鐵路運輸的 MP197HB 運輸護箱	56
圖 15 IF-300 用過核子燃料運輸護箱	65
圖 16 TN 水平貯存系統(NUHOMS)安裝施工圖	67
圖 17 HOLTEC 垂直貯存系統(HI-STORM UMAX)安裝施工圖	67
圖 18 情境一(延伸鐵路支線): 回收現有鐵軌並將其延伸至廠內乾式貯存設施	68
圖 19 情境二(鋪設道路): 延伸現有鋼筋混凝土鋪裝路面至廠內乾式貯存設施	69
圖 20 SONGS 電廠內的鐵路支線及附近的主要鐵路	75
圖 21 SONGS 電廠內乾貯設施旁的鐵路支線(圖 20 藍紫色線)	75
圖 22 SONGS 電廠內除役鐵路支線(圖 20 淺綠色線)	76
圖 23 SONGS 電廠內鐵路支線於主要鐵路交會處(圖 20 粉紅及紅色線交會處)	76
圖 24 日本原燃公司(六所村)歷年接收用過核子燃料數量彙整	85
圖 25 日本中期貯存設施地理位置	87
圖 26 中期貯存設施[16]	87
圖 27 貯存設施內部樣貌, 下方淺藍色圓柱體為訓練用護箱, 上方有一 160 噸天車[17]	88
圖 28 (左)訓練用的護箱以螺栓固定在地板上, (右)貯存及運輸兩用金屬護箱的結構圖 [17]	88

圖 29 日本用過核子燃料運輸流程及運輸階段檢查示意圖	89
圖 30 裝有用過核子燃料的運輸護箱，於 2024.09.26 抵達接收港口[19].....	90
圖 31 陸運車輛沿專用道路，從港口運輸用過核子燃料至貯存設施內[19].....	90
圖 32 (A)專門用於傳送用過核子燃料的多軸運輸車輛；(B)多軸運輸車輛於貯存庫檢查 區內進行吊裝作業；(C)使用起重設備將護箱吊至垂直支架上；(D)垂直支架安裝 作業[21].....	91
圖 33 日本核電廠廠內用過核子燃料貯存量[20].....	92
圖 34 用過核子燃料廠外運輸流程	94
圖 35 日本用過核子燃料運輸船	96
圖 36 日本用過核子燃料運輸船剖面圖	96

1. 前言

1.1. 背景

目前台灣對於用過核子燃料的管理及營運策略，經參考國際案例後，係採取「近程採用廠內水池貯存、中程採用廠內乾式貯存、長程推動最終處置」的方式；根據台電公司的除役時程規劃，目前各電廠產生之用過核子燃料，均貯放於燃料池內，後續待廠內乾式貯存興建完成後，通過燃料吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業程序，將用過核子燃料從燃料池內，裝填至密封鋼筒中，再將密封鋼筒置入護箱內，混凝土/傳送護箱經由廠內傳送的方式，將用過核子燃料傳送至乾式貯存場進行貯存；待集中式中期貯存設施或最終處置設施興建完成後，用過核子燃料將透過廠外運輸的方式，運輸到指定地點進行貯存或處置。

在用過核子燃料運輸方面，由於目前採用廠內貯存後，再運輸至中期貯存設施或是最終處置設施的策略，可預期未來需要將用過核子燃料由各廠貯存設施運輸至指定地點(此方式與美國現階段採用之策略類似)；因此，關於與運輸相關之安全審查、安全管制技術及安全評估等工作，有必要持續針對相關議題進行蒐集、分析與研究，於展開運輸活動前，有系統地建立所需之審查能力及管制技術。

以美國為例，美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)針對用過核子燃料運輸前、運輸過程及運輸後等議題已進行詳細的規劃；用過核子燃料的運輸工作由各電廠或其委託之承運人負責，負責運輸前準備、運輸任務執行及目的地交接工作，NRC 負責審查運輸計畫、核發運輸許可執照、運輸前後檢查等監管工作，與廠外運輸相關道路/鐵路法規之監管工作，則由美國運輸部(Department of Transportation, DOT)負責，而其中所需要的運輸包裝、運輸工具、路線評估工具、護箱追蹤與控制系統以及綜合廢棄物管理系統等，則由美國能源部(Department of Energy, DOE)負責開發與研究，其技術研究的成果與合法性，由美國核廢棄物技術審查委員會定期審查，以獨立專家的角度持續評估並提供專業意見。

除了可藉由美國核廢棄物技術審查委員會審查內容，了解美國能源部對於運

輸安全管制技術的研發成果、發展進程、研究方向以及專家意見外，亦可從電廠制定的運輸計畫中，了解業者對於執行運輸任務規劃的具體步驟、策略考量、對法規、技術和後勤的要求等。

於本項子計畫中，將就美國用過核子燃料相關運輸安全管制技術進行資料蒐集，並結合美國電廠提出之用過核子燃料運輸概念計畫進行案例研析，針對用過核子燃料運輸安全審查以及相關管制技術，研擬適當的評估項目與建議事項，作為未來管制單位審查運輸計畫與相關活動之參考依據。

於本報告中，內容涵蓋彙整國際間運輸高放射性廢棄物的經驗、美國運輸用過核子燃料技術發展現況、美國 SONGS(San Onofre Nuclear Generating Station)電廠規劃之概念運輸計畫、日本近期用過核子燃料運輸案例，以及就調查與研析成果研擬的用過核子燃料運輸安全審查及管制技術建議。於第二章中，蒐集國際間運輸高放射性廢棄物的經驗與資訊，雖然運輸商業用過核子燃料的案例不多，但對於高放射性廢棄物，國際上已有多年的運輸經驗與成功案例；於第三章中，概述美國運輸用過核子燃料的發展現況，並彙整美國核廢棄物技術審查委員會與用過核子燃料運輸相關的調查結果，以及 DOE 就運輸商用用過核子燃料所開展之研究項目；於第四章中，概述美國 SONGS 電廠的除役現況，以及摘要該電廠發布之用過核子燃料廠外運輸規劃系列的報告，並研析該系列報告中的概念運輸計畫，以實施單位的角度剖析用過核子燃料的運輸計畫；於第五章中，調查日本近期執行的用過核子燃料廠外運輸活動，該項運輸任務是從電廠將用過核子燃料運輸至廠外的集中式暫時貯存設施內，藉由彙整相關資訊作為後續參考依據；於第六章中，根據蒐集、調查及研析的成果，依照台灣用過核子燃料運輸可能面臨的情境，提出用過核子燃料運輸安全審查及安全管制技術的建議事項。

1.2. 計畫目標與執行項目

本項子計畫中，將蒐集用過核子燃料運輸安全管技術研發活動，並研析美國電廠提出之運輸概念計畫，通過彙整研發單位於執行機構之規劃，研提用過核子燃料安全審查及管制技術之建議，作為未來運輸安全評估與審查之參考依據。

綜上所述，本年度計畫之工作內容要點將包含(1)美國運輸用過核子燃料安全管理技術資料蒐集、(2)美國用過核子燃料運輸概念計畫案例研析，以及(3)用過核子燃料運輸安全審查與管制技術之精進建議。本年度預定完成之工作項目包含：

(1) 美國運輸用過核子燃料安全管理技術資料蒐集

彙整美國能源部針對運輸用過核子燃料所開展的研究與開發活動，包含運輸包裝、運輸工具、路線評估工具及綜合廢棄物管理系統等，以支持大規模的運輸計畫。

(2) 美國用過核子燃料運輸概念計畫案例研析

藉由已規劃的運輸概念計畫及相關評估，研析案例中具體步驟、策略考量、對法規、技術和後勤的要求等，可做為完善管制框架之參考依據。

(3) 用過核子燃料運輸安全審查與管制技術之精進建議

根據調查及研析成果，對於用過核子燃料運輸安全審查所需之準備工作以及管制技術，提出精進建議項目，以完善未來運輸活動所需具備之安全審查技術。

2. 國際運輸高放射性物質經驗

2.1. 背景

目前，全球約有 30 個國家使用核能來發電，核能電廠運轉過程中使用的核子燃料稱為用過核子燃料，各國對於核能產業的規劃及管理策略不盡相同，有的視用過核子燃料為可再利用之資源，有的則視其為廢棄物，與之對應的是不同的處置策略與規劃；截至目前為止，所有的用過核子燃料皆貯存於電廠內或是其他貯存設施內，尚未有國家完成用過核子燃料最終處置設施的興建工作，僅有少數國家(如瑞典、芬蘭、法國)已選定場址，其中芬蘭的處置設施已於 2024 年 8 月開始試運轉，其餘仍處於場址調查階段。因此，目前國際上尚未有大規模運輸商用用過核子燃料的案例，僅有部分因燃料再處理需求，而開展的小規模商用用過核子燃料運輸活動，其他高放射性物質運輸經驗多為研究用反應器用過核子燃料、研究設施產生之廢棄物以及軍事用途等。

根據已公開的資訊，自 1970 年代以來，全球至少進行約 20,000 批用過核子燃料運輸活動，總運輸重量超過 80,000 公噸，所有的運輸任務皆安全進行，並無涉及放射性物質洩漏及對關鍵群體造成傷害，主要執行運輸活動的國家包含美國、加拿大、英國、法國、瑞典及日本。

在美國，根據 NRC 發布之資料，近 35 年來，美國已完成約 1,300 次用過核子燃料的運輸任務，大部分採用公路及鐵路進行運輸，在搭配合格之運輸容器及安全措施下，所有運輸工作皆安全完成，並無對環境及關鍵群體造成危害，然而，大部分的用過核子燃料仍貯存於電廠及貯存設施內，待處置策略及處置設施興建完畢後，美國政府將需面臨大規模運輸用過核子燃料的議題；除了商業用途外，在研究用途方面，亦有少量用過的燃料束或單一燃料棒，被運送到研究實驗室進行輻照後檢查；在軍事用途方面，美國國防部也從美國海軍和研究用反應器中，運輸了大量用過核子燃料，美國海軍已完成約 850 趟運輸海軍軍用反應器用過核子燃料的任務，運輸總距離達 160 萬英里(256 萬公里)；在美國境外輸入方面，1990 年至 2012 年間，有超過 250 個來自美國境外研究用反應器的用過核子燃料，經由海運運輸至美國境內。

在加拿大，自 1970 年代以來，每年固定從核電廠運輸約 5 批用過核子燃料，經由公路運輸至加拿大喬克河核子實驗室(Chalk River Laboratories)。於英國及法國，每年通過鐵路，約運輸 550 批次高放射性廢棄物，其中大部分與核燃料再處理活動有關。在瑞典，由於採用濕式集中貯存的管理策略，每年約有 40 批次的用過核子燃料，經由海運從各電廠運抵貯存設施的碼頭。在日本，因高放射性廢棄物管理策略中包含燃料再處理的方式，多年來進行約 200 批次海運運輸，從各電廠運輸用過核子燃料至燃料再處理中心之貯存設施內，早期為東海再處理中心，現由六所村再處理中心取代，此外，日本亦有與法國及英國簽訂再處理合約，其中涵蓋由日本運輸用過核子燃料至英國及法國，完成核燃料再處理後，將高放廢棄物及 MOX 燃料經由海運運輸回日本的活動。

本案目的之一為彙整用過核子燃料運輸技術發展以及安全管制技術，並提出相關精進建議，作為未來管制單位之參考依據；有鑑於國際上已執行數十年與高放射性物質的運輸活動，數萬噸用過核子燃料已經由數萬次運輸任務中安全運輸，藉由彙整(1)DOE 發布之用過核子燃料安全運輸回顧報告[1]、(2)各國用過核子燃料運輸之公開資訊以及(3)放射性物質包件與運送研討會(Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM)之資料，可對過往的高放射性物質運輸經驗有通盤的了解，並有助於後續安全管制技術研析及運輸計畫案例分析的工作。為應因本土發展需求，資料蒐集方向將著重於(1)國際間過往運輸用過核子燃料之經驗、(2)陸運卡車運輸經驗、(3)海運船舶運輸經驗，以及(4)運輸期間發生之事件進行彙整。

2.2. 國際間運輸用過核子燃料經驗

2.2.1. 危險物質運輸

聯合國經濟與社會理事會(UN Economic and Social Council)下設的危險貨物運輸專家委員會於 1956 年首次發布了危險貨物運輸建議書(Recommendations on the Transport of Dangerous Goods)，因採用橘色封面，故又稱聯合國運輸橘皮書；該建議書根據技術發展狀況、新化學物品上市以及運輸系統的需求，特別考慮到了民眾和環境安全的需求而編寫，並向各國政府和相關國際組織提出運輸安全的

建議。危險貨物運輸的建議書包括「規章範本(Model Regulations)」和「試驗和標準手冊(Manual of Tests and Criteria)」等兩部分；「規章範本」的目的是提出一套基本規定，使得有關各種運輸方式的國家和國際規章能夠統一發展；規章內容包括：分類原則和定義、主要危險貨物列表、包裝要求、託運方式、運輸作業、運輸單據等，並附有物質/物品和聯合國危險貨物分類編號對照索引。危險貨物運輸專家委員會於 2022 年 12 月 9 日舉行第 11 屆會議，通過一系列對於危險貨物運輸規章範本的修正案，並於 2023 年 10 月 08 日發布更新版本(第 23 版)，修正內容與鋰電池、化學物質運輸、電動車運輸規定、電池模組運輸規範以及醫療檢測設備相關。

危險貨物運輸規章範本將擬訂的運輸貨物及物質，依照其危險性或是最主要的危險性劃分為九類，如圖 1 所示，包含(1)爆炸物、(2)氣體、(3)易燃液體、(4)易燃固體、(5)氧化性物質和有機過氧化物、(6)毒性物質和感染性物質、(7)放射性物質、(8)腐蝕性物質、(9)雜項危險物質和物品，包括危害環境物質。運輸用過核子燃料及高放廢棄物係屬於第 7 類，由於放射性物質廣泛用於醫學、農業、研究、製造、無損檢測和礦產勘探，據統計與核能發電相關的運輸活動，約占放射性物質運輸的 5%；以美國為例，根據美國環境保護局(EPA)的推算，每年約有 300 萬個含有放射性物質的貨物，於美國境內進行運輸，其中約有 25 萬個含有來自美國核能電廠的放射性廢棄物，其中只有約 25 至 100 個含有用過核子燃料，DOT 推估，每次放射性物質運輸的平均距離為 55 公里，而危險物質運輸的平均距離為 185 公里；以加拿大為例，根據加拿大政府於 2000 年發布之公告，每年約運輸 800 至 100 萬個含有放射性物質的貨物，加拿大運輸部門於 2004 年發布報告中指出，推估每年約有 3000 萬件危險貨物，運輸總重量約為 2 億公噸；由此顯示，核電廠產生之放射性廢棄物，占危險物質運輸數量的一小部分，在數量上，降低了與燃料運輸的風險及環境影響，然而，由於其放射性及熱量，需要使用專用容器並從多層面確安全及保安功能，以安全完成運輸任務。

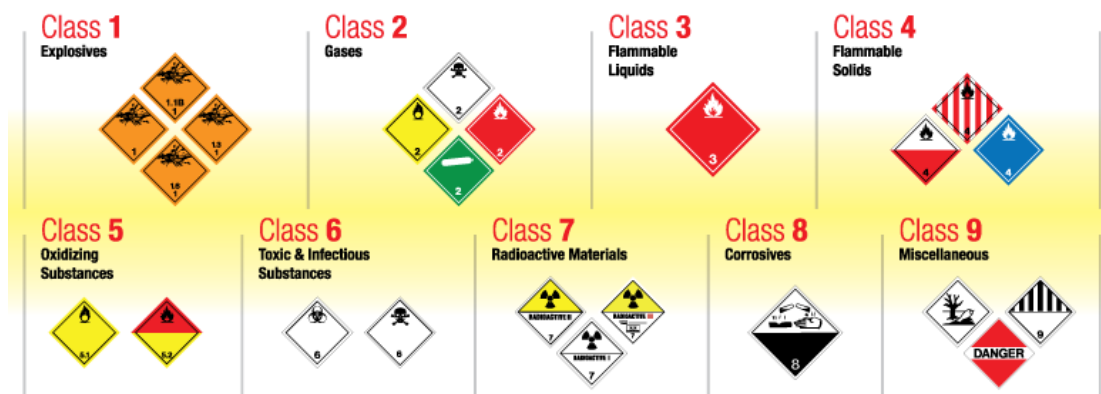


圖 1 危險品安全標誌

2.2.2. 國際間運輸用過核子燃料經驗

自 1970 年代以來，國際上並未於運輸用過核子燃料或高放廢棄物時發生嚴重的傷害，進而造成環境影響、危害關鍵群體健康等後果；各國政府、監管機構、運輸商業組織及利益相關團體，在放射性物質的安全運輸方面，已累積多年的經驗，國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)、各國政府機構(如美國、英國、法國及日本)以及獨立專家，對放射性物質運輸活動實施定期檢查，並持續投入有關運輸安全議題的研究；加拿大核廢棄物管理組織(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)於 2015 年發布的報告[8]中，整理各國運輸用過核子燃料運輸批次量及運輸方式(如圖 2 所示)，相關資訊整理如下：

- (1) 美國：自 1970 年代以來，已進行約 3000 批次商用用過燃料運輸活動，累積運輸距離超過 250 萬公里，其中大部分採用公路運輸，少部分使用鐵路運輸；根據美國 NRC 於 2013 年發布的文件指出，這些貨物大部分是在同一電力公司/集團所擁有的核能電廠之間，進行用過核子燃料運輸，以共享用過核子燃料貯存空間。
- (2) 加拿大：每年約運輸約 100 萬個放射性廢棄物包件；自 1970 年代以來，每年約運輸 5 批用過核子燃料，經由公路運輸，從各電廠至加拿大喬克河核子實驗室，進行研究及輻照後檢查，以支持研究及核反應器品質控制計畫。
- (3) 法國：每年約進行 250 批次運輸，主要通過鐵路運輸。
- (4) 英國：每年約進行 300 批次運輸，主要通過鐵路運輸。

- (5) 德國: 至 2005 年為止, 每年約進行 40 批次運輸, 主要通過鐵路運輸。
- (6) 日本: 至 2013 年為止, 約進行 200 批次運輸, 主要通過海運運輸, 其中約 160 批次是發生於 1969 至 1990 年代, 經由海運由日本電廠運輸用過核子燃料至法國及英國進行再處理。
- (7) 瑞典: 由於瑞典採用集中式濕式貯存策略, 每年平均約有 40 批次(80 多個運輸護箱), 通過海運的方式, 由電廠運輸至瑞典用過核子燃料中期貯存設施 CLAB(Centralt mellanlager för använt kärnbränsle)進行貯存。

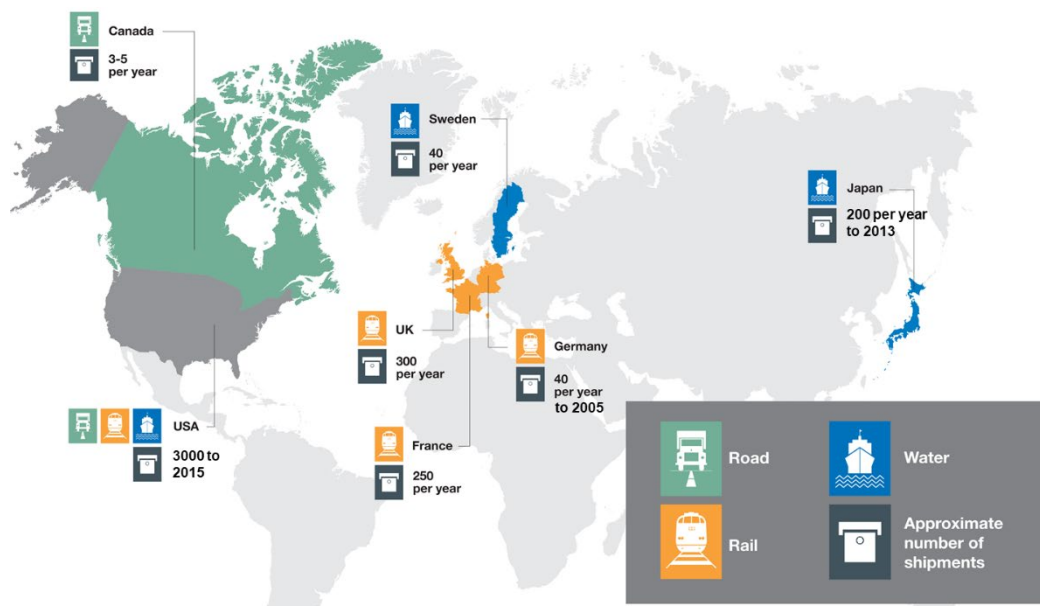


圖 2 全球用過核子燃料運輸量估算(單位: 批次)

2.2.3. 美國運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出, 截至 2022 年, 美國一共有 92 座運轉中的核反應器, 提供約 94,718 MWe 的電力, 佔全球核能發電量約 24%, 約佔該國 2022 年度電力供應的 18.2%, 累積運轉經驗約為 4,825 年。

如 2.2.2 節所述, 美國自 1970 年代開始, 已進行了超過 3,000 次用過核子燃料的運輸, 累積總距離超過 250 萬公里, 其中包含核能發電廠之間進行的用過核子燃料轉移, 以及美國海軍定期運輸海軍用過核子燃料, 主要的運輸方式為鐵路及公路運輸, 如圖 3 及圖 4 所示; 然而, 美國 DOE 一項關於海外研究用反應

器，返還美國原產鈾基燃料的計畫中，部分研究用反應器產生之用過核子燃料，透過海運的方式運抵美國，這些研究用反應器燃料主要由高度濃縮鈾燃料組成，並被運輸到美國 DOE 位於喬治亞州(Georgia state)的薩凡納河基地(Savannah River Site)，於運輸的過程中，DOE 實施 24 小時的追蹤以及護送任務。



圖 3 裝有 RH 72B 運輸護箱及緩衝器的曳引車



圖 4 裝有 TN-REG 運輸護箱及緩衝器的列車，執行 DOE 擁有商用用過核子燃料運輸任務，由西谷示範計畫區(West Valley Demonstration Project, WVDP)至愛達荷工程與環境實驗室(Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INEEL)

2.2.4. 英國運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，英國一共有 9 座運轉中的核反應器，提供約 5,883 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 14.2%，累積運轉經驗約為 1,658 年。

從 1960 年代中期起，英國便定期運輸用過核子燃料，每年約 50 萬批次的放射性物料的運輸活動中，約有 7,000 批次與核能發電有關，其中約 300 批次為用過核子燃料，每年運輸用過核子燃料的距離約為 50 萬公里。

在英國，大多數的用過核子燃料運輸，係通過鐵路進行，如圖 5 所示，運輸列車來往於各核電廠(歐洲及日本)到位於英格蘭西北部塞拉菲爾德(Sellafield)再處理設施之間，根據 2001 年發表的文獻[6]指出，於文獻發表前 30 至 35 年期間內，大約有 13,820 桶裝有用過核子燃料的運輸護箱，由英國、歐洲及日本核電廠運輸至該再處理設施內。鐵路運輸方面，其服務由英國 Direct Rail Services 提供，該公司於 1995 年由英國核能除役委員會(Nuclear Decommissioning Authority)成立，為核能工業提供鐵路運輸服務。由於運輸的路線上，有數條穿過倫敦附近人口稠密的城市地區，對此，倫敦消防隊的特別單位以及其他緊急應變成員，皆已接受培訓，以因應可能發生的列車事故。



圖 5 裝有運輸護箱正開往英國 Sellafield 再處理設施的列車

2.2.5. 法國運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，法國一共有 56 座運轉中的核反應器，提供約 61,370 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 62.6%，累積運轉經驗約為 2,449 年。

在法國，每年約生產 1,200 噸用過核子燃料，其中 850 噸運至位於法國西

北邊的 La Hague 再處理設施，主要通過鐵路進行運輸。每年約運輸 30 萬件放射性物質，其中只有一小部分貨物涉及與燃料循環材料(鈾、燃料束等)以及來自研究中心、再處理廠和核電廠廢棄物相關的運輸，其中包含每年運送約 300 批次新燃料、250 批次用過核子燃料、30 批次 MOX 燃料和 60 批次氧化鈾粉末。



圖 6 裝有運輸護箱的列車

2.2.6. 德國運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，德國一共有 3 座運轉中的核反應器，提供約 4,055 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 5.8%，累積運轉經驗約為 834 年。

在德國，用過核子燃料運輸主要與燃料再處理有關，並且通過鐵路的方式進行運輸；於 2001 年，開始恢復向法國及英國再處理設施運輸用過核子燃料，並返還再處理產生之玻璃固化體，於 2001 至 2005 年間，一共運輸 267 箱用過核子燃料至再處理設施，經過再處理後運回 72 箱玻璃固化體，此後，德國便不再採用再處理的高放射性廢棄物管理策略，境內之運輸活動隨之大幅度下降。



圖 7 裝載 CASTOR 運輸護箱，往返於德國及法國之間的列車

2.2.7. 日本運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，日本一共有 10 座運轉中的核反應器，提供約 9,486 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 6.1%，累積運轉經驗約為 2,020 年。

在日本，大多數的核能電廠興建於海邊，擁有專用碼頭，但沒有鐵路經過，因此，日本電廠採用海運的方式，將用過核子燃料運輸至位於東海及六所村的再處理設施，於設施內進行貯存，自 1978 年以來，已運輸約 200 批次的用過核子燃料。日本用過核子燃料再處理歷程可追溯至 1977 年，當年由日本原子能研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)運營的東海再處理設施，開始運營並進行商用用過核子燃料再處理，於此同時，日本亦與法國及英國的再處理設施合作，將日本用過核子燃料運抵該國之再處理設施；東海再處理設施運營至 2006 年因合約到期停止運轉，並於 2014 年宣布永久關閉，後續工作由位於六所村的再處理設施接替，但該設施於 2006 年開始試運轉後，迄今仍然未正式運營，目前六所村除了接收來自各電廠的用過核子燃料外，亦貯存由法國及英國運回的高放射性玻璃固化體；根據日本原燃公司(Japan Nuclear Fuel Limited, JNFL)公告的年度運輸計畫[5]，於 2017 年起暫緩接收日本電廠用過核子燃料，累積至 2016 年為止，一共貯存 13,771 束燃料約 3,393 公噸，其中沸水式燃料束占 9,829 束約

1,703 公噸，壓水式燃料占 3,942 束約 1,690 公噸。

跨國的海上運輸任務由太平洋核運輸有限公司(Pacific Nuclear Transport Limited, PNTL)執行，該公司目前擁有 3 艘運輸高放射性物質的專用船舶，包含 Pacific Egret、Pacific Heron 以及 Pacific Grebe(詳見圖 8)；於 1975 至 2015 年，40 年期間內，PNTL 總計安全地完成 180 批次的運輸任務，其中包含 2000 多個運輸護箱，累積里程超過 800 萬公里，從未發生任何事故，運輸內容物包含用過核子燃料、高放射性玻璃固化體以及 MOX 燃料束。日本境內的海上運輸任務則由日本核燃料運輸公司(Nuclear Fuel Transport Co., Ltd. NFT)執行，業務內容包含運輸用過核子燃料、運輸低放射性廢棄物、接收自法國及英國返還的高放射性玻璃固化體、天然六氟化鈾及其他放射性物質，該公司成立於 1970 年，於 1978 年開始將用過核子燃料運輸到 JAEA 位於東海的再處理設施，其後，當六所村核燃料相關設施開始運營後，於 1992 年開始運輸低放射性廢棄物至六所村低放處置設施，於 2007 年開始運輸用過核子燃料至六所村再處理設施內進行貯存，運輸高峰於 2007 及 2008 年並持續至 2016 年，於 2017 年起暫緩運輸活動。

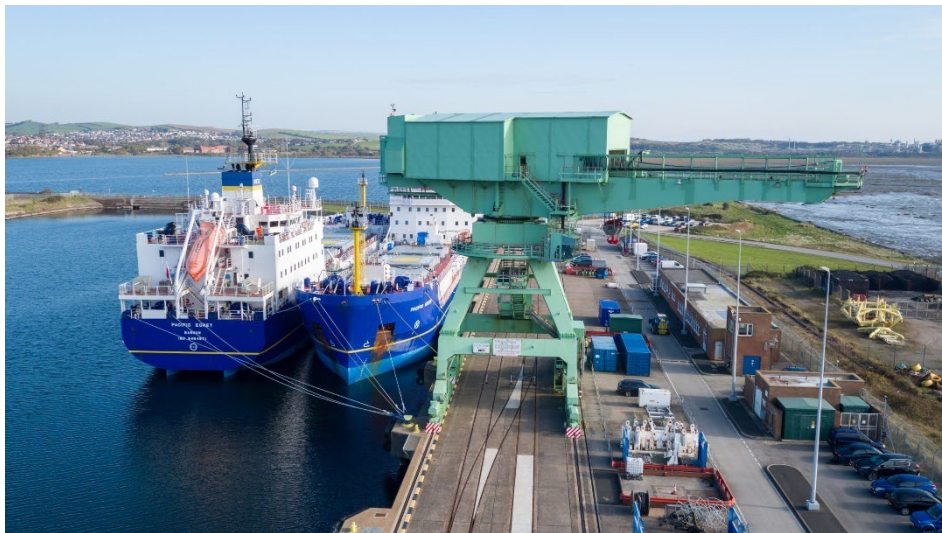


圖 8 PNTL 運輸船隊中的兩艘運輸船，Pacific Egret(左)以及 Pacific Heron(右)

2.2.8. 瑞典運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，瑞典一共有 6 座

運轉中的核反應器，提供約 6,937 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 29.5%，累積運轉經驗約為 486 年。

因瑞典的用過核子燃料管理策略為集中式濕式貯存，電廠內產生之用過核子燃料，經過數年貯存後，便會運輸至用過核子燃料中期貯存設施 Clab 進行貯存；自 1982 年以來，瑞典採用海運執行運輸任務，運輸船 M/S Sigyn(如圖 9)每年在各核電廠與 Clab 之間，執行約 30 至 40 次運輸活動，該型運輸船載重量為 1,400 公噸，一次最多可運載 10 個裝有用過核子燃料的運輸護箱；瑞典為運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物，開發了一套海運運輸系統，該系統包含(1)一艘專用運輸船、(2)10 個可裝載用過核子燃料的運輸護箱(TN17/2 運輸護箱，每個護箱重約 60 公噸)、(3)2 個可裝載用過核心部件的運輸護箱，以及(4)5 輛於碼頭負責裝卸的專用的機具。

截至 2003 年，該運輸船已運輸超過 1,250 個運輸護箱。於 2013 年後，新建之運輸船 M/S Sigrid(詳見圖 10)接替 M/S Sigyn 的運輸工作，該型船隻最多可裝載 12 個運輸護箱，載重量為 1,600 公噸。

由於瑞典地處北歐，運輸航線位於波羅的海(Baltic Sea)，如圖 11 所示，於冬季時，位於北面的波斯尼亞海灣(Bothnian Bay)海面會結冰，然而位於南面的運輸路徑鮮少受到影響，除了 2011 年海面冰封的情況，一路延伸至波羅的海南端；在運輸時程安排上，雖然公開資料較少，但 SKB 並未特別提及會在冬季暫停運輸活動，於運量規劃上亦是採用整年度來進行規劃。



圖 9 瑞典運輸船 M/S Sigyn(2013 年退役)及裝卸運輸護箱之載具



圖 10 現役瑞典運輸船 M/S Sigrid

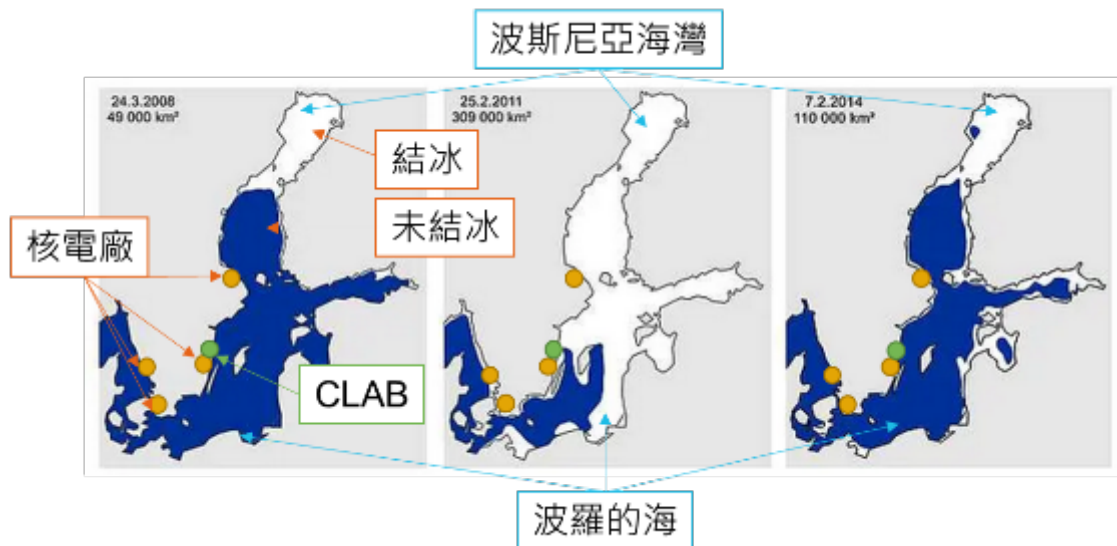


圖 11 波羅的海冬季結冰情況

在用過核子燃料運輸船隻的冰級(ice class)方面，早期的運輸船 M/S Sigyn 符合 Finnish-Swedish ICE Class 1A(ICE 1AFS)的標準，接替 M/S Sigyn 工作的 M/S Sigrid 運輸船亦符合 ICE 1AFS 的標準。Finnish-Swedish ICE Class 一共分為六個等級，由高而低依序為 1A Super、1A、1B、1C、2 及 3，該分類為波羅的海及北歐海域航行的船隻，提供冬季航行下的分類系統，其中冰級要求僅針對 1A Super、1A、1B 及 1C，其中包含船體結構強度、船體形狀、引擎馬力等；等級 1A Super 可於結冰(固化冰)海面(厚度<0.1 公尺)航行，不須倚賴破冰船的協助，而等級 1A 以降固化海面需要依賴破冰船的協助，等級 2 可能具有冰強化船體，可於輕微結冰、碎冰的海面航行，或是依靠破冰船的協助，等級 3 則為剩餘類別，該類型不

適合冬季節冰海面航行，也無法獲得破冰船的協助。

符合 1A super 認證的船隻設計為可於航道中段碎冰厚度為 1 公尺，以及固化冰層為 0.1 公尺的通道，以至少 5 節速度航行；1A、1B、1C 認證隻船隻，並不適用於通過固化冰層，僅設計通過非固化冰通道，通過航道中段碎冰厚度分別設計為 1.0、0.8 及 0.6 公尺，並以至少 5 節速度航行；因此，瑞典用於運輸用過核子燃料的運輸船，並不具備有破冰能力，僅有通過碎冰的能力，若遇上海面結冰(固化)，仍需倚賴破冰船開通航道。

2.2.9. 加拿大運輸用過核子燃料經驗

根據 IAEA 於 2023 年發布的報告[3]中指出，截至 2022 年，加拿大一共有 19 座運轉中的核反應器，提供超過 13,6242 MWe 的電力，約佔該國 2022 年度電力供應的 12.9%，累積運轉經驗為 903 年。

加拿大境內運輸用過核子燃料的活動，可以追溯到 20 世紀 70 年代，僅運輸少量的用過核子燃料，主要目的為反應器研究和品質控制等計畫；例如 1976 年進行了三批用過核子燃料的運輸活動，將用過的 CANDU 燃料從安大略省 Port Elgin 附近的 Douglas Point 電廠，運輸到加拿大原子能有限公司位於馬尼托巴省 Pinawa 的 Whiteshell 實驗室，該次運輸任務總共有 360 個燃料束，被運送到 Whiteshell 實驗室。

截至目前，加拿大已進行了超過 500 批次的用過核子燃料運輸任務。每年大約進行 5 批次的用過核子燃料運輸任務，大部分運輸是在運轉中的電廠與喬克河核子實驗室之間進行，由於運輸批次數量較小，以及運輸用過核子燃料數量有限，因此經過評估後，公路運輸是首要選擇，其他方式如鐵道運輸，受到基礎設施的限制不易執行，而水運的方式，由於需要在五大湖區中進行，該部分受到法規的限制不能實現。圖 12 為加拿大新開發之用過核子燃料運輸護箱，以及完成曳引車裝載後的狀態，由於目前用過核子燃料多貯存於電廠內，尚未投入實際使用。



圖 12 加拿大用過核子燃料運輸護箱(左)裝載後重量約 35 公噸，以及完成裝載於曳引車上之狀態(右)

2.2.10. 各國海運運輸用過核子燃料經驗

在國際案例中，各國家根據國情、運輸環境、任務需求等，皆有對應的運輸方式，下列分別描述各國海運規劃：

(1) 法國及英國

因為法國及英國有再處理本土、歐洲及國際用過核子燃料的需求，再處理廠都建置於海岸邊，對內運輸用過核子燃料採用鐵路或是海運模式，對外採用海運模式。

(2) 日本

日本因各電廠建置於海邊，並擁有對外運輸港口，在選用運輸模式方面採用海運模式，不論是運輸用過核子燃料至法國再處理設施、日本東海再處理設施，以及位於陸奧的集中式貯存設施，皆採用短程港口運輸、長程海運、接收端短程陸運運輸的方式進行。於 2024 年 9 月，日本方面進行一趟用過核子燃料廠外運輸熱測試項目，詳細內容如第 5 章所述，該項熱測試包含所有廠外運輸所需之流程，預計 2025 年開始執行運輸用過核子燃料至集中式貯存設施的任務。

(3) 瑞典

瑞典因該國航運業較公路及鐵道運輸發達，並且已有長期執行運輸放射性廢棄物的海運經驗，且核電廠以及濕式集中式貯存設施皆位於海邊，並設有專

用碼頭，因此，在運輸模式選擇上是以海運為主，與英國、法國及日本不同的是，瑞典的專用運輸船是採用滾裝的型式，雖然該型(M/S Sigrid)運輸船隻具備有吊裝的能力(運輸貨艙上蓋可開啟)，但通常仍以滾裝的型式進行，此種方式於裝卸期間，不需要將護箱吊起，僅需由液壓搬運車輛抬高後(離地高度與尾斜跳板相關)，便可由專用運輸車輛進行滾裝作業，可大幅度降低可能於操作時產生的風險，但主要的缺點為專用運輸車輛及專用運輸船之尾斜跳板，無法承受較大的重量，以瑞典運輸採用的 Hi-STAR 80 運輸護箱為例[4]，該型護箱可裝載 12 個 PWR 或是 32 個 BWR 用過核子燃料，最大運輸總重為 100.6475 公噸，包含衝擊緩衝器、32 束燃料束、提籃、墊片等，相較於其他護箱類型，由於裝載燃料束數量較多，護箱體積較大，加上衝擊緩衝器後的總重至少為 118 公噸。

2.2.11. 國際間運輸用過核子燃料數量統計

DOE 於 2016 年發布的報告中[1]彙整運輸相關文獻，以及 PATRAM 會議中公開的資料，根據已公開的訊息，整理出全球關於用過核子燃料及高放射性廢棄物的運輸情況，儘管現有之數據分散各處來源不一，並且由電廠出發的運輸規劃、數量及資訊不易蒐集，並未有一資料來源提供全球由電廠發貨的數據，但該報告中仍舊依照(1)資料提供之時間跨度、(2)裝運起點及目的地，以及(3)裝運批次量或是重量，對所蒐集之資訊進行比對及整理；經過統計整理後，運輸用過核子燃料的數量被分為三大類，包含(1)用過核子燃料於美國境內運輸資料、(2)用過核子燃料於世界各地(美國除外)的運輸資料，以及(3)運輸研究用反應器用過核子燃料的運輸資料，下列將分別詳述各類統計之數據。

(1) 美國境內用過核子燃料運輸數據

此部分主要參考 NRC、IAEA 及各電廠發布的文件，其中提到 NRC 於 2010 年發布的 NUREG-0725 Rev 15 中，已統計 1979 至 2007 年間經由公路及鐵路運輸之用過核子燃料，因 NRC 僅負責監管學術、工業及發電事業所使用之用過核子燃料運輸，DOE 的運輸活動並不納入 NUREG-0725 中；DOE 的運輸活動主要包含(1)國外研究用反應器用過核子燃料計畫(Foreign Research

Reactor Spent Nuclear Fuel Program, FRR SNF)，以及(2)DOE 以及美國海軍產生之用過核子燃料，由於後者不屬於公開資訊，因此，關於 DOE 的運輸資訊，僅整理與 FRR SNF 計畫相關之數據。

表 1 中總結美國境內運輸用過核子燃料的數據，其中包含(1)從核能電廠運出的用過核子燃料、(2)NRC 擁有監管權的研究用反應器運輸的用過核子燃料，以及(3)從美國境外運回的研究用反應器用過核子燃料，運輸護箱數量超過 4,300 個、燃料束數量超過 4,800 束、運輸重量累積超過 5,900 公噸，由於缺少 FRR SNF 計畫完整運輸數據，以及詳細燃料束數量，表列之數據為低估值；於美國境內用過核子燃料，大部分採用公路及鐵路運輸的方式完成。

表 1 統計 1964 至 2010 年，美國核電廠及研究用反應器用過核子燃料的運輸量

用過核子燃料來源	時間區間	發貨地	目的地	運輸護箱數量(桶)	燃料束數量	運輸重量(MTHM)
商用核能電廠	1964-1978	美國核能電廠	多個目的地	1,691	(無資料)	821
研究用反應器(NRC 監管)	1979-2007	美國研究用反應器	多個目的地	2,470	(無資料)	2,093
研究用反應器(FRR SNF 計畫)	1977-2007	美國境外	Savannah River Site 和 Idaho 實驗室	>175	>4,800	>3,000
總計				>4,300	>4,800	>5,900

(2) 全球用過核子燃料運輸數據(美國除外)

表 2 中統計截至 2001 年為止，全球範圍內(排除美國)用過核子燃料的運輸數量，已運輸的運輸護箱數量為 21,000 至 40,000 桶，運輸重量約為 80,000 至 103,000 公噸；運輸方式包含公路、鐵路及海運運輸。

表 2 統計至 2001 年，全球範圍內(扣除美國)用過核子燃料運輸量

時間區間	發貨地	目的地	運輸護箱 數量(桶)	燃料束 數量	運輸重量 (MTHM)
1962-2000	各電廠 ^a	Sellafield 及 La Hague 再處理設施	18,500-37,100	(無資料)	50,000-75,000
	法國快滋生反應器	法國境內	125		11
	法國非輕水式反應器	法國境內	(無資料)		10,570
	加拿大	加拿大境內	187		100
	捷克	斯洛維尼亞	65		242
	芬蘭	蘇聯/俄羅斯	65		233
	德國	德國境內	66		>25
	匈牙利	(無資料)	72		258
	義大利	義大利境內	52		81
	日本	日本境內	50		161
	俄羅斯	俄羅斯境內	500		3,500
	斯洛伐克	(無資料)	700		380
	瑞典	瑞典境內	1,100		3,300
	烏克蘭	(無資料)	300		1,300
	La Hauge	(無資料)	8		520
2003-2004	中國	中國	5	130	(無資料)
2003-2004	南韓	南韓	78	312	(無資料)
To 2010	日本各電廠	東海及六所村再處理設施	~150	~4,000	740-1,800
2009-2010	義大利 Caorso 電廠	La Hague 再處理設施	(無資料)	61	190
1999-2000	瑞士 Leibstadt 電廠	瑞士集中式中期貯存設施(Zwilag)	(無資料)	97	(無資料)
1985-1989	烏克蘭及蘇聯電廠	USSR 再處理設施	(無資料)	(無資料)	>117
1973-2000	歐洲及日本	La Hague 再處理設施	(無資料)	(無資料)	>8,900
總計			~21,000-40,000	>4,500	~80,000-103,000
備註:					
^a 「各電廠」包含英國、日本、法國、德國、義大利、比利時等地區輕水式核電廠運營產生之用過核子燃料。					

(3) 全球範圍研究用反應器用過核子燃料運輸數據(美國除外)

關於研究用反應器用過核子燃料的返還計畫，除了美國 DOE 外，各國如比利時及俄羅斯也有相似的計畫，數量較多的為俄羅斯研究用反應器燃料返還計畫(Russian Research Reactor Fuel Return Program, RRRFR)，表 3 中總結全球範圍內，非美國研究用反應器產生之用過核子燃料運輸數據，其涵蓋 1971 至 2015 年之資料。

表 3 全球範圍內研究用反應器用過核子燃料返還數量(美國除外)

時間區間	發貨地	目的地	運輸護箱數量(桶)	燃料束數量	運輸重量(MTHM)
1971-1972	加拿大	比利時	(無資料)	~1,000	(無資料)
2009	羅馬尼亞	俄羅斯	18	70	0.027
2007-2013	捷克	俄羅斯	(無資料)	688	0.76
2008-2013	多個國家	俄羅斯	85	2,744	>204
2015	烏茲別克	俄羅斯	(無資料)	(無資料)	0.005
總計			>103	>4,500	>205

總結上述全球範圍內，關於用過核子燃料運輸的統計數據後，可得出以下結論：

- (1) 全球範圍內，累計運輸用過核子燃料的運輸護箱超過 25,400~44,400 桶，其中涵蓋(1)美國境內及運往美國的運輸用過核子燃料至少 4300 桶、(2)世界各地(美國除外)運輸約 21,000 至 40,000 桶、(3)運輸研究用反應器用過核子燃料(美國除外)至少約 100 桶；其中美國境內和運往美國的運輸護箱數量占 10~17%，運往英國 Sellafield 及法國 La Hague 再處理設施的運輸護箱數量合計占 73~83%，其餘運輸護箱數量則小於 10%。
- (2) 已運輸之燃料束數量約為 14,000 束，該數字是被低估的數據，因為資料來源常常缺少運輸的燃料束數量。
- (3) 用過核子燃料運輸的重量為 87,000~109,000 公噸，該數據同樣因為缺乏詳細資料被認為是低估值，美國的運輸量約占 5~7%，此時期多採用小規模公路以及鐵路運輸，而運往英國 Sellafield 及法國 La Hague 再處理設施的數量則占大部分，運輸模式多採用鐵路或是鐵路搭配海運的方式進行。

2.3. 用過核子燃料運輸事件與意外事故

在過往 50 多年運輸高放射性物質及用過核子燃料的歷史中，累積有數萬批次貨運被運輸，其中運輸重量達數萬公噸，大部分的運輸任務已安全完成，僅有少數運輸事件發生，以及 1 起於 1971 年於美國發生公路運輸意外事故。美國 EPA 對於運輸危險物質事件及事故的定義如下：

- (1) 事件(Incident): 運輸過程中危險物質溢出或洩漏，但未發生碰撞；
- (2) 事故(Accident): 運輸危險物質的車輛發生碰撞。

根據統計，從未有過裝有放射性物質的 Type B 運輸護箱，在運輸過程中發生破裂或洩漏的事故，於 1971 年發生的重大事故證明 Type B 運輸護箱的完整性，藉由對運輸護箱的安全性要求以及監管措施，目前尚未發生因運輸事故而導致放射性洩漏，危害到關鍵群體及環境的事件/事故。下列將根據已公開之資訊，分別描述各國家/區域自 1970 年代起，執行運輸用過核子燃料任務時發生的事件及事故。

(1) 美國

在美國，關於放射性物質的運輸事件或事故資料，由 DOT 及 NRC 負責蒐集，美國桑迪亞國家實驗室(Sandia National Laboratories, SNL)從 1981 年開始維護放射性物料事件報告(Radioactive Materials Incident Report, RMIR)資料庫，該資料庫資訊來源包含 DOT 報告、NRC 報告、州輻射控制辦公室、DOE 報告以及媒體的報導，SNL 對於 RMIR 資料庫的維護持續到 2004 年；DOT 繼續維護著有關危險物質運輸事故的資料庫，該資料庫中羅列的內容包含(1)涉及到導致人員住院或死亡的傷害、(2)造成 50,000 美元或更多財產損失的火災、洩漏或疑似污染，以及(3)運輸業者認為應向 DOT 報告的其他情況；而 NRC 則維護著涉及放射性物質的事故資料庫，該資料庫不僅限於運輸活動，其中羅列的內容涵蓋任何放射性物質的盜竊、丟失或釋放以及輻射暴露的情況。

根據已公開的資訊，於表 4 中彙整自 1970 年代起，於美國發生的運輸事件

及事故，一共發生 5 起涉及裝有用過核子燃料的事件/事故，7 起涉及運輸護箱空桶的事件/事故。大多數記錄之交通事件/事故並未造成人員傷亡，最為嚴重的事故紀錄是發生於 1971 年 12 月 08 日，一輛運載 25 公噸用過核子燃料的卡車，於公路進行運輸活動時，為了避免與對向來車發生碰撞，進行閃避的過程中發生翻覆，拖架及曳引車分離並陷入路旁壕溝中，駕駛因此事故身亡，運輸護箱的兩個螺栓、表面漆及隔熱材料受到損壞，但沒有放射性物質因此而洩漏，對環境、工作人員及公眾造成危害，該運輸護箱經過修復後，於 1972 年投入使用。

表 4 美國運輸事件/事故彙整

日期	運輸方式	裝載物	描述
1971/12/08	公路	用過核子燃料	此為交通事故，造成駕駛身亡，但沒有放射性物質洩漏。
1974/10/25	鐵路	空運輸護箱	一輛脫軌的罐車撞上一輛載有空運輸護箱的列車，運輸護箱並未受損，也沒有放射性物質洩漏。
1978/02/09	公路	用過 MOX 燃料	運輸拖架因運輸護箱重量而發生彎曲，護箱沒有受損，沒有放射性物質洩漏。
1978/08/13	公路	空運輸護箱	運輸過程中，運輸護箱破壞了拖車平台，運輸護箱包件及底板受損，然而報告中未提及是否造成污染。
1983/12/09	公路	用過核子燃料	卡車發生意外事故，拖架因此受損，運輸護箱仍保持完整。
1987/03/24	鐵路	三哩島反應器爐心碎片	運輸列車於平交道口與汽車發生碰撞，汽車及列車頭受損，運輸護箱仍保持完整，沒有放射性物質洩漏。
1988/01/09	鐵路	空運輸護箱	鐵路列車進行調撥時，操作失誤導致一組車輪脫軌，運輸護箱並未受到影響。
1995/12/14	鐵路	空運輸護箱	一列裝載有兩個運輸箱空桶的列車發生出軌，運輸護箱並未受到影響。
2005/09/22	鐵路	空運輸護箱	一輛載有運輸護箱的列車，於調車場與一列低速貨車相撞後脫軌，運輸護箱並未受到損傷。
2007/10/25	鐵路	用過核子燃料	運輸列車於 5~8 公里/小時速度行駛時，最後一節車廂及緩衝車發生脫軌。
2008/08/29	公路	空運輸護箱	一輛裝載未用過的運輸護箱空桶，於運輸過程中，停泊於道路上等待救援，沒有人員及設備受到損害。

2014/05/06	鐵路	空運輸護箱	裝有運輸護箱空桶的列車，於平交道與一輛裝有貨物的卡車相撞，並無人員受損，但卡車因碰撞卡在鐵軌上受到損壞。
------------	----	-------	--

(2) 英國

在英國，英格蘭公共衛生輻射、化學品和環境危害中心(Public Health England's Centre for Radiation, Chemicals and Environmental Hazards)負責維護放射性物質運輸事件資料庫 (Radioactive Material Transport Event Database, RAMTED)，其中包含自 1958 年以來涉及放射性物料的運輸事故和事件的資訊。當事故涉及以下情況時，RAMTED 將其納入紀錄：(1)公路運輸方面，嚴重的道路事故，其導致火災、車輛側翻或包件損壞、(2)鐵路方面，鐵軌軸或制動器過熱冒煙，導致列車停止的情況，以及(3)當發生單一運輸護箱其表面污染超過法規限制的情況。

根據 2005 年至 2012 年間的事件報告，其發生原因包含(1)運輸設備機械故障、(2)執程序序和合規性問題、(3)維護和檢查不充分、(4)運輸過程中遭遇其他交通事故，多數事件是由於使用不合規的零件、使用過時的設計規範、維護檢查程序不充分導致螺栓緊固力不足、零件缺失等原因，這些可能導致運輸過程中運輸護箱密封性降低，進而使護箱表面或是上蓋的污染值超出標準；儘管如此，綜觀報告中的事件，大多數是人為失誤造成的，意即執行準備運輸護箱的工作人員，沒有遵循規定的操作程序，而實際運輸事件很少，也沒有導致運輸護箱損壞或放射性物質洩漏。

(3) 歐洲

在歐洲大陸上，主要的運輸活動包含(1)由各電廠運往法國 La Hague 再處理設施，以及(2)由再處理設施運往各國貯存設施，法國輻射防護與核安研究所 (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, IRSN) 於 2010 年發布報告，其中羅列三起與用過核子燃料相關的運輸事件/事故，如表 5 所示。

表 5 歐洲運輸事件/事故彙整

日期	運輸方式	裝載物	描述
1987/06	公路	用過核子燃料	裝載用過核子燃料的拖架，因失控受困於道路上，運輸護箱表面受損，並無放射性物質發生洩漏。
1991/11	運輸船	用過核子燃料	一個運輸護箱於裝卸時掉落於船上，起重設備及運輸護箱表面受損，並無放射性物質發生洩漏。
1997/02	鐵路	用過核子燃料	一列裝有用過核子燃料預計開往德國火車，在調車場發生脫軌，一輛列車和軌道受損，但運輸護箱並未受到影響。
2013/07/12	鐵路	(不明)	一列裝有運輸護箱的火車，因軌道問題發生脫軌。
2013/12/23	鐵路	用過核子燃料	一輛裝有用過核子燃料的列車於軌道上低速通過，運輸護箱符合劑量率及污染限值規定，但在列車上發現放射性污染點，隨後對車輛進行除污，並更換列車完成運輸任務，事故分析中並未發現列車存在設計、製造或維護上的缺陷，具體原因目前尚不明確，雖然沒有造成重大影響(列車無翻覆、運輸護箱未受損)，但仍引起公眾關注。

3. 美國用過核子燃料運輸技術發展

3.1. 前言

NRC 已對用過核子燃料的運輸進行了全面的規劃，涵蓋了運輸前、運輸過程及運輸後的各個階段[2]。各核電廠或其委託的承運人負責具體的運輸工作，包括運輸前的準備、運輸任務的執行以及在目的地的交接。NRC 負責審查運輸計畫、核發運輸許可證，並進行運輸前後的檢查等監管工作。與廠外運輸相關的道路和鐵路法規監管由 DOT 負責。而運輸所需的包裝、運輸工具、路線評估工具、包件追蹤與控制系統以及綜合廢棄物管理系統等的開發和研究則由美國 DOE 承擔。美國核廢棄物技術審查委員會(Nuclear Waste Technical Review Board, NWTRB)定期審查這些技術研究成果及其合法性，從獨立專家的角度提供持續評估和專業意見。

美國 NWTRB 根據核廢棄物政策法案修正案(Nuclear Waste Policy Amendments Act, NWPA)，定期審視美國 DOE 高放廢棄物管理核處置相關活動的技術及科學有效性，目前最新的審查評估報告發布於 2022 年[9]，其中涵蓋 2019 年至 2021 年美國 DOE 與用過核子燃料及高放廢棄物相關之研發活動，美國 NWTRB 曾經獨立審查後，於報告中總結評估結果、調查結果、結論及建議；關於用過核子燃料運輸部分，評估四項關鍵技術領域活動，包含：

- (1) 美國 DOE 用過核子燃料的管理、
- (2) 用過核子燃料與高放射性廢棄物的包裝與運輸、
- (3) 進階型核子燃料(包括事故燃料)的影響、
- (4) 高燃耗商用用過核子燃料的長期乾貯與運輸；

通過評估報告可知悉美國 DOE 現階段，對於用過核子燃料運輸安全管制技術的研發成果、發展進程以及研究方向。

3.2. 核廢棄物技術審查委員會(NWTRB)調查報告

3.2.1. 概述

美國 NWTRB 是美國的一個獨立聯邦機構，該委員會根據 1987 年發布的 NWPA 授權成立，NWTRB 的主要職責是對美國 DOE 與管理和處置用過核子燃料和高放射性廢棄物相關的活動，進行獨立的技術和科學評估。

NWTRB 委員為 4 年一個任期，是由美國總統任命並經參議院確認的 11 名成員組成，任期為四年，目前共有 9 名成員(2 個席位從缺)；候選人名單由美國國家科學院提供，被提名人皆為核廢棄物管理相關科學、工程 and 技術領域的專家，在科學或是工程領域具有傑出的貢獻與成就，基於獨立審查的任務性質，委員會獨立於美國 DOE 及其他聯邦機構的運作，以確保評估的客觀性與中立性。

NWTRB 的責任包括：

- (1) 審查美國 DOE 與用過核子燃料和高放射性廢棄物處置相關的活動、計畫和規劃。
- (2) 評估美國 DOE 關於核廢棄物管理的方法、分析和結論的技術有效性和充分性。
- (3) 向美國 DOE、國會和總統提供關於核廢棄物管理議題的建議。
- (4) 根據需要進行研究和調查，以完成評估任務。

NWTRB 在確保美國核廢棄物的管理和處置安全、有效且符合科學原則方面發揮著至關重要的作用。於 2011 年以前，因 NWPA 將內華達州的尤卡山(Yucca Mountain)指定為深層地質處置設施的場址，用於處置用過核子燃料與高放射性廢棄物，美國 DOE 持續對該項目展開研究與調查工作，於此期間，NWTRB 負責對 DOE 的活動持續進行同儕審查，並通過報告、聽證會和公文等方式，將委員會的發現和建議傳達給國會和 DOE 部長；其後，由於美國國會通過終止聯邦資助 Yucca Mountain 的計畫，美國政府及 DOE 需要尋找其他貯存及處置高放射性廢棄物的策略，儘管如此，DOE 根據核廢棄物政策法案(Nuclear Waste Policy

Act, NWPA)，仍有管理和處置用過核子燃料及高放射性廢棄物的責任，NWTRB 持續依法對 DOE 執行這些活動進行審查。通過對 DOE 核廢棄物管理活動，進行獨立且持續的技術和科學同儕審查，向決策者、利益相關團體和公眾，提供有關核廢棄物管理技術方面的資訊，有助於增強科學過程的信心，並促進放射性廢棄物管理策略與政策的正向發展。

3.2.2. NWTRB 調查報告背景

NWTRB 根據 NWPA 法案的授權，對 DOE 與放射性廢棄物處置相關活動進行審查，近期提交給美國國會及能源部部長的報告中，包含美國 DOE 於 2019 年至 2021 年的工作內容，其中審查範圍分為三個部分，分別為(1)地質處置、(2)包裝、貯存和運輸用過核子燃料與高放射性廢棄物，以及(3)用過核子燃料與高放射性廢棄物管理和處置系統，最後記錄委員會與美國國會的互動，以及與國際上其他放射性廢棄物管理計畫組織的互動情形。

於 Yucca Mountain 計畫暫停後，為因應情勢發展，NWTRB 委員會開始審視與商用用過核子燃料延長貯存和貯存後運輸相關的科學與技術資訊，自 2010 年以來，NWTRB 委員會對 DOE 與(1)商用用過核子燃料、(2)DOE 擁有之用過核子燃料和(3)高放射性廢棄物，相關的包裝、貯存和運輸研發工作，於 2010 年、2016 年及 2021 年進行審查活動，於 2022 年發布的報告中，NWTRB 委員會持續對漢福德基地(Hanford site)、薩凡納河基地(Savannah River Site)，以及愛達荷實驗室(Idaho National Laboratory)等 DOE 下轄單位進行審查。

隨著電廠技術進步與運營方式的改變，於 2019 年至 2021 年間，越來越多的電廠產生的用過核子燃料為較高的燃耗值，根據 NRC 的定義，核子燃料的燃耗值若超過 45 GWd/MTU，即被視為高燃耗燃料，與低燃耗的用過核子燃料相比，缺乏乾式貯存以及運輸過程中，高燃耗核子燃料性能之相關數據；因此，委員會成員於 2010 年及 2016 年的審查報告中，提及開展高燃耗燃料貯存及運輸相關研究活動的重要性，美國 DOE 於 2012 年開展與高燃耗相關的研究活動，並資助美國電力研究院(Electric Power Research Institute, EPRI)，開展高燃耗乾式貯存護箱的研究項目。

關於 DOE 與用過核子燃料運輸相關活動，NWTRB 就關鍵技術領域進行調查與評估，其中內容概述如下，後續章節將針對與運輸相關的部分進行彙整。

(1) 美國 DOE 用過核子燃料的管理

主要針對 DOE 所管理的用過核子燃料，特別是指研究用產生的鋁基用過核子燃料(Aluminum-clad SNF)，於 2017 年時，委員建議 DOE 需對乾燥程序進行改進，在將其放置於多用途的密封鋼筒內，此外，委員亦建議 DOE 應測量和監測乾貯期間用過核子燃料的狀況；據此，DOE 開展一系列與鋁基護套相關的研究，包含鋁基護套腐蝕、輻射分解、氣體產生速率及從護套腐蝕層去除結合水的乾燥過程等，透過實驗加深對於鋁基護套腐蝕及氣體產生的理解，有助於後續探討輻射分解過程中產生氧氣的機制與相關基礎研究。

(2) 用過核子燃料與高放射性廢棄物的包裝與運輸

目前 DOE 接收用過核子燃料分為兩種情境，一是僅接收用過核子燃料本體，二是可接收含有用過核子燃料的密封鋼筒或是燃料護箱，雖然目前尚未有確切的定論，委員會發現 DOE 仍舊持續針對運輸系統、運輸規劃工具、運輸評估工具、運輸列車等進行開發活動，評估工作中亦包含各類情境下，使用卡車、船舶及鐵路等方式，運輸用過核子燃料的分析及規劃研究。面對大規模的運輸活動，委員建議 DOE 應重點評估從除役電廠中，運輸用過核子燃料到指定地點的狀況，因各電廠的情況不盡相同，儘早進行評估並吸取經驗教訓，對於後續的運輸活動有所助益。此外，委員亦建議 DOE 應儘早開發用於 DOE 的密封鋼筒、貯存護箱及運輸護箱，並至少預留出 10 年以上的研發時間，以保證有足夠時間進行設計、取得許可、製造及測試等工作。

(3) 進階型核子燃料(包括事故燃料)的影響

DOE 以針對進階型核子燃料(包含耐事故燃料)，評估對於現有用過核子燃料管理和處置的影響，用以確定技術的差距和相關數據的需求，由於現階段仍處於早期研究階段，對此 DOE 進行差距分析、國際合作、規劃實驗和建立模擬模型等工作，以便更深入了解若部屬進階型反應器，其產生的用過核子

燃料的相關性能，包含臨界、熱傳、輻射等；委員調查後發現，DOE 現階段僅將差距分析用於貯存和運輸的情境上，至於處置階段仍尚未展開。

(4) 高燃耗商用用過核子燃料的長期乾貯與運輸

就高燃耗用過核子燃料的議題，DOE 已開展長期貯存及後續運輸期間燃料性能的研究，委員同意 DOE 確立的技術資訊需求及開發任務優先順序，並建議應整合熱力、機械和材料的模擬模型，用於燃料性能的評估工作中，此項任務建議納入 DOE 的優先研究項目之一。委員會調查後建議，關於用過核子燃料乾燥過程中的殘留水量，DOE 應進行進一步的評估，並需要改進驗證和氣體採樣的方法，特別是水蒸氣的採樣和測量；對於護套中的氫析出物之重排，應從檢查氫化物的方向出發，對各類測試及收集方法訂定標準化程序，以便後續取得並比較相關數據；對於測試用燃料棒試驗，DOE 應將特定測試與相對應的技術資訊需求建立連結，用以解釋如何從測試用燃料棒的數據和分析結果，來解決相關技術議題與需求。

3.2.3. 用過核子燃料運輸相關調查活動

3.2.3.1. 核廢棄物運輸的準備工作

DOE 持續進行與用過核子燃料及高放射性廢棄物運輸相關的研究活動，是 NWTRB 工作人員於 2019 至 2021 年間，持續調查與評估的主題之一，不論高放射性廢棄物是直接運輸至處置設施，亦或是運輸至集中式貯存設施內，皆需要從目前貯存的地點出發並運輸至指定的地點；截至 2019 年，用過核子燃料及高放射性廢棄物貯存於美國 35 個州的 80 個地點內，商用用過核子燃料貯存於 33 個州 75 個運營或除役的電廠中，如 2.2.3 節所述，目前用過核子燃料運輸活動多以小規模的方式進行，例如美國海軍定期運輸海軍用過核子燃料、核電廠之間進行少量用過核子燃料調度，以及美國 DOE 於設施之間運輸少量高放射性廢棄物。

依照 NWPA 的責任劃分，DOE 需要負責運輸用過核子燃料至處置設施，然而現今兩座已取得 NRC 核發許可的集中式中期貯存設施(Consolidated Interim

Storage Facility, CISF)皆屬私人所有，由私人核電廠運輸用過核子燃料至私人貯存設施，是否由 DOE 負責仍未釐清；儘管如此，未來運輸大量的用過核子燃料與高放射性廢棄物，需要美國 DOT、NRC、DOE 等聯邦機構進行規劃與協調。

在未開展運輸工作之前，核廢棄物管理計畫需要考慮周詳，循序解決大規模運輸所需面臨挑戰，包含(1)各類廢棄物規格、(2)各類貯存護箱、(3)貯存條件、(4)貯存地點、(5)各類型運輸護箱、(6)運輸前、中、後之監管需求和許可；按照規劃用過核子燃料的運輸將會以鐵路為主，公路及船舶運輸為輔，目前兩座已取得 NRC 核發許可證的用過核子燃料中期貯存設施(詳見圖 13)，於廠址內規劃鐵道運輸接收區，於其他用過核子燃料貯存設施中，對於大型公路運輸車輛或是軌道列車，則提供不同程度的可及性，由於並非所有的乾貯設施中都有規劃鐵路軌道接收區，因此仍需要通過公路或是公路搭配水路接駁的方式，銜接至軌道列車上，再以鐵路運輸至指定地點；圖 13 中顯示的貯存設施為私人擁有，是為接收商用用過核子燃料而設計。



圖 13 NRC 已核發許可證之用過核子燃料中期貯存設施

除此之外，由於 DOE 負責商用用過核子燃料的最終處置任務，其接收用過核子燃料的型態，將會直接影響美國境內運輸活動所需解決的技術問題，目前已知兩種可能接收的情境包含：

- (1) 只接收來自電廠的商用用過核子燃料束(不含包件)、
- (2) 接收預先裝載於運輸護箱或密封鋼筒的用過核子燃料；

這兩種接收模式的差異，將會衍生出不同的運輸前準備、運輸中檢查、運輸後卸

載等工作項目及技術問題，這些都需要在開始大規模運輸前，研擬解決方案及策略。

NWTRB 於 2019 年的報告中[10]，已確認了關於運輸準備工作的 30 項技術議題，表 6 羅列出在準備美國境內運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物時，作業期間需要解決問題，其中包含商用用過核子燃料、美國國家實驗室產生之高放射性廢棄物，以及 DOE 管理之用過核子燃料。

表 6 NWTRB 確認於美國境內運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物需面臨之技術議題

適用範圍及情境	描述
議題：影響高放射性廢棄物運輸的技術問題 對象：所有高放射性廢棄物 情境：所有情境	識別並減緩運輸用過核子燃料以及高放射性廢棄物、運輸護箱、密封鋼筒的潛在物理影響，以確保其滿足運輸和後續可能的貯存需求。
	確定運輸時廢棄物形式、狀態的要求，視需要制定並實施必要的檢查程序和設備，並改正已發現的缺陷。
	確定並實施所有廢棄物貯存設施的處理及裝載需求，如設施中的輔助設備、程序、人員訓練、應變計畫等，視需要進行必要的精進措施。
	確認所有廢棄物貯存設施的交通基礎設施，就廠外運輸可能的運輸模式(公路、鐵路、水路、多聯式)，進行必要的評估及升級活動。
	確保緊急應變計畫、相關準備工作及人員編制，在技術方面做好準備。
	對於尚未獲得許可證的廢棄物形式及包裝，進行識別、開發和驗證計算模型、計算程式等工作，用以評估其結構、熱傳、密封性、屏蔽等關鍵議題；在支持其取得運輸許可方面，需確保計算模型、計算程式和輸入參數符合 NRC 的品質保證及品質控制的要求，並完成所有必要的評估工作。
議題：影響商用用過核子燃料的技術議題 對象：商用用過核子燃料 情境 1: 若 DOE 接收未包裝(無密	完成綜合廢棄物管理系統分析和路徑評估工具的設計、開發及實施工作。
	於運輸作業規劃期間，完成對新用過核子燃料包裝和運輸設備的設計、許可證、製造和測試工作。
	必要時，確認並實施與重新包裝相關活動所需的設備及規劃，包含對地點的設計、設備採購、安裝、操作規劃等。
	識別並視需要減緩重新包裝操作，對用過核子燃料組件的潛在不利影響及因素，以確保其符合運輸要求。

封鋼筒/護箱)的用過核子燃料	
議題: 影響商用用過核子燃料的技術議題	識別並視需要改正或減緩, 導致乾式貯存期間護箱或密封鋼筒損壞的劣化機制, 因為這些損傷將會影響護箱或密封鋼筒滿足運輸要求的能力。
對象: 商用用過核子燃料	識別並視需要改正未經核可, 用於運輸的用過核子燃料護箱及密封鋼筒類型, 其中包含:
情境 2: 若 DOE 接收已包裝於密封鋼筒或是護箱內的用過核子燃料	(1) 護箱或是密封鋼筒的結構設計, 或是中子吸收結構設計不符合運輸要求。 (2) 護箱或是密封鋼筒尚未獲得 NRC 運輸許可核可。
	識別並視需要改正個別乾貯護箱內的廢棄物, 或是物理條件不符合 NRC 運輸規範要求的情形。
	確認運輸前驗證護箱及密封鋼筒狀態所需的檢查要求、程序及設備, 並實施檢查, 過程中視需要修正已發現的問題。
	完成護箱及密封鋼筒運輸所需的相關組件設計、許可證、製造和測試。
議題: 商用用過核子燃料的技術議題	確定並視需要減緩商用用過核子燃料, 於長期貯存期間可能發生的劣化機制, 這些劣化因素可能會影響用過核子燃料滿足運輸要求的能力。
對象: 商用用過核子燃料	確定除壓水式用過核子燃料以外, 所有用過核子燃料的燃耗效益(burn-up credit), 燃耗效益是一種安全分析方法, 可以解釋由於燃料束輻照後, 其成分變化而導致用過核子燃料反應性降低的原因, NRC 已於臨時工作人員指引 8 第 3 修訂版中, 列出壓水式用過核子燃料允許的燃耗效益。
備註: (與用過核子燃料包裝無關)	完成商用用過核子燃料鐵道運輸載具(例如 DOE Atlas 軌道車)的設計、許可、製造和測試。
議題: 影響 DOE 管理用過核子燃料的技術議題	識別並視需要改正或減緩, 導致 DOE 管理的用過核子燃料護箱及密封鋼筒的劣化機制, 因為這些損傷將會影響護箱或密封鋼筒滿足運輸要求的能力。
對象: DOE 管理之用過核子燃料(排除美國海軍)	完成多用途用過核子燃料密封鋼筒現有的設計或是開發新的設計, 並完成許可、製造和測試等工作, 用以裝載所有 DOE 管理的用過核子燃料, 但不包含美國海軍軍用用過核子燃料。
	針對 Hanford 多用途護箱進行新的分析, 用以驗證其設計結構的完整性, 以支持該型護箱取得 NRC 運輸許可。
	定義用於 DOE 管理用過核子燃料的運輸護箱。
	若後續不規劃使用現有的運輸護箱, 則應為 DOE 管理用過核子燃料開發新的運輸護箱, 並完成相關的設計、許可、製造和測試等工作。

議題: 影響 DOE 管理用過核子燃料的技術議題 對象: 所有 DOE 管理之用過核子燃料	識別並視需要改正或減緩乾式貯存容器的劣化機制，以確保 DOE 管理的高放射性廢物乾式貯存容器能夠符合運輸要求。
	確認貯存於愛達荷國家實驗室(Idaho National Laboratory)的含鈉廢棄物是超鈾廢棄物，亦或是分類為高放射性廢棄物。
	完成愛達荷國家實驗室煅燒(calcined)高放射性廢棄物所需處理流程的開發與相關部署，主要處理 1952 年到 1991 年 DOE 實驗室產生之液態高放射性廢棄物。
	完成 Hanford 銻銲膠囊的設計、許可、製造和包裝測試。
	完成愛達荷州燃料調理設施的陶瓷和金屬高放射性廢棄物包裝的設計、許可、製造和測試。
	定義將用於能源部管理的高放射性廢棄物的運輸容器。
	如果不使用現有的運輸容器，則設計、許可、製造並測試一種新的運輸容器，用於能源部管理的高放射性廢棄物。

於 2022 年發布的審查報告中，NWTRB 委員會審查的範圍以及考量要素包含：

- (1) 評估美國 DOE 對於商用用過核子燃料的管理策略；
- (2) 評估美國 DOE 進行用過核子燃料與高放射性廢棄物(DOE 管理)裝填作業，以及準備運輸密封鋼筒時所面臨之相關問題；對於運輸商用用過核子燃料及
- (3) 高放射性廢棄物而言，所需面臨之技術問題與運輸非商用及 DOE 管理之用過核子燃料及高放射性廢棄物相似，評估 DOE 對其管理之廢棄物，於運輸時所面臨之問題，可間接解決商用用過核子燃料運輸之挑戰；
- (4) 考慮美國 DOE 對技術開發的優先次序；
- (5) 考量其他與商用用過核子燃料貯存(延長)及運輸相關利益團體的意見；
- (6) 考量美國 DOE 解決個別技術議題所需的時間跨度。

NWTRB 委員評估運輸準備工作後，將其發現與建議分為三大類，包含(1)綜合解決技術問題、(2)DOE 應持續對除役電廠中用過核子燃料貯存設施進行評估，以及(3)需要事先規劃用過核子燃料及高放射性廢棄物使用之密封鋼筒及護箱的開發活動。總結委員調查結果和建議事項如下：

(1) 綜合技術問題

A. 調查發現

在美國境內範圍內進行用過核子燃料運輸至最終目的地前，需要解決相互關聯性的技術及整合議題，各類技術議題需要有優先排序，並提出適當的排程與規劃，以確保整體規劃於操作階段可順利執行。

B. 建議事項

隨著 DOE 持續對境內高放射性廢棄物管理和運輸系統進行分析與研究，委員會建議 DOE 持續解決相關議題，並對已確定及後續可能新增的議題進行優先排序，用以支持運輸交通計畫的一致性。

(2) 貯存設施評估

A. 調查發現

DOE 已對除役電廠中用過核子燃料貯存設施進行調查，並且蒐集相關重要資訊，為後續的運輸做準備，然而，委員會發現並非所有的除役設施皆經過充分的評估，並且對於由 DOE 管理設施中的用過核子燃料及高放射性廢棄物，並未進行類似的評估。

B. 建議事項

委員會建議優先從已停止運轉、進入除役階段的電廠開始調查，評估電廠中用過核子燃料的貯存規劃，並對 DOE 管理設施中的用過核子燃料及高放射性廢棄物，進行類似的場址評估；DOE 應於評估後與設施業者分享結果，此舉將有利於利益相關團體學習經驗與教訓，保留關鍵的場地與運輸設備，為未來的廠外運輸做好準備。

備註：美國 DOE 於 2024 年 02 月發布用過核子燃料移出之核電廠基礎設施評估報告[12]，該份報告為 2021 年版本的更新版，增加內容包含(1)將運轉中的電廠場址納入評估中、(2)更新既有電廠場址數據、(3)增加用過核子燃料束數量和重量數據，該份報告中提供對電廠場址基礎設施和附近交通基礎設施的評估，總共評估了 19 個核電廠(Maine Yankee, Yankee Rowe, Connecticut Yankee, Humboldt Bay, Big Rock Point, Rancho

Seco, Trojan, La Crosse, Zion, Crystal River, Kewaunee, San Onofre, Vermont Yankee, Fort Calhoun, Oyster Creek, Pilgrim, Dresden, Indian Point, and Palisades), 以及 1 個獨立貯存設施(Morris Independent Spent Fuel Storage Installation)。

(3) 密封鋼筒及護箱開發

A. 調查發現

委員會認為，美國 DOE 必須完成現有的密封鋼筒設計，或是開發新的護箱和密封鋼筒設計，用於貯存和運輸用過核子燃料和高放射性廢棄物；此外，委員會認為，開發護箱或密封鋼筒可能需要超過 10 年的時間，因此，在開發與設計期間，DOE 需要為運輸做提前規劃，並與 NRC 進行前期協調工作。

B. 建議事項

委員會建議 DOE 應至少規劃 10 年的時間，用於開發與設計新的密封鋼筒和護箱，並對完成設計、許可、製造、測試等工作項目進行詳細規劃。

3.2.3.2. 高燃耗商用用過核子燃料的長期乾貯與運輸

於 1980 年代左右開始，當時核電廠需要將用過核子燃料移出燃料池，用以騰出空間來維持電廠的運轉，因此將早期貯存於水池中的用過核子燃料裝載至密封鋼筒，以乾式貯存的型式貯存用過核子燃料，根據研究表明，低燃耗用過核子燃料的性能，在 20 年的乾燥貯存期間和後續的運輸過程中，預計不會發生變化；相對於目前的狀況有兩點值得注意，包含(1)於長期貯存期間，需要注意用過核子燃料的狀態，以及貯存系統本身的狀態、(2)隨著運營策略改變、反應器燃料技術進步、燃料束設計改善，使燃料可以實現更高的燃耗，自 1990 年代開始，進行乾式貯存的高燃耗用過核子燃料數量逐漸增加。

對此，DOE 持續進行關於高燃耗商用用過核子燃料的研究，其中包含長期貯

存及運輸等議題，主要目的是為了獲取數據，以增強對高燃耗燃料於長期貯存、運輸、以及處置設施內操作條件下，燃料特性及性能的了解，由於用過核子燃料的種類繁多，且需要承受一系列運轉、貯存等操作條件，為此 DOE 開發相關燃料性能模型來預測各類貯存和運輸條件下，用過核子燃料的特性以及性能；在 DOE 開展的高燃耗乾式貯存護箱研發計畫(High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project, HDRP)和熱力模型中，解決了(1)用過核子燃料乾燥、(2)高燃耗燃料護套中的氫效應、(3)正常乾式貯存條件下的高燃耗燃料性能、(4)正常運輸條件下高燃耗燃料的性能，以及(5)燃料性能模型建立；自 2016 年以來，DOE 已完成多項差距分析和優先排序，以確定需要哪些技術資訊來提高用過核子燃料(包含高燃耗燃料)，於長期貯存和運輸期間，對於燃料特性和性能的理解。

關於高燃耗用過核子燃料的性能評估，NWTRB 委員會於 2021 年發布的報告中[13]，詳細記錄委員的審查工作及結論，報告中委員肯定 DOE 於此主題上取得的進展與成果，並同意 DOE 所確定的技術資訊需求以及優先事項，同時提出應將燃料性能模型納入優先研究工作中，該模型為 DOE 所資助開發，其中整合數學、機械和材料的議題，能利用電廠運轉參數對用過核子燃料的性能進行預測與評估。下列總結委員對於運輸相關的調查結果與建議事項。

(1) 一般建議

A. 調查發現

- a. 目前 DOE 資助的研究成果由多個組織，以各種形式/格式呈現，但缺少一個統整綱要或是報告，彙整 DOE 所有與高燃耗燃料相關的貯存與運輸研究活動。
- b. DOE 就此議題以與外單位展開合作，並共同開展研究計畫。
- c. 已完成小範圍的測試與模型搭建，包含燃料的護套類型、燃耗程度、溫度、貯存和運輸系統設計等。

B. 建議事項

- a. DOE 完成正在進行的研究活動後，應準備一份報告，彙整過往與高燃耗燃料相關的研究成果，其中包含長期貯存和運輸相關等議題，為高燃耗燃料後續面臨的長期貯存及運輸活動，提供基礎技術支持。
- b. 美國 DOE 應繼續審查 EPRI 以及和其他國家的研究結果，以確定正在進行的高燃耗燃料研究成果，是否會對 DOE 規劃的研究項目優先順序產生影響，或是是否需要增加新的研究項目，以符合基礎技術的要求。
- c. DOE 應說明其測試和模型的適用之情境，以及在不適用的情境下尚缺乏哪些資訊，並採取必要措施，以滿足貯存及運輸系統設計所需技術與資訊要求。

(2) 正常貯存條件下高燃耗燃料性能

A. 高燃耗乾式貯存護箱研發計畫

a. 調查發現

DOE 於已開展的實驗計畫中，尚未明確說明如何從高燃耗乾式貯存護箱研發計畫和相關熱室試驗中所獲得的數據，來滿足所需建立的技術與燃料性能模型，其目的應為支持高燃耗燃料於貯存及運輸過程中的性能評估。

b. 建議事項

DOE 對於每一項實驗計畫或測試，應與最新技術資訊需求報告中確定的一項或多項技術資訊需求，建立相對應的聯繫，並且解釋測試結果是否滿足貯存期間高燃耗燃料性能模型建立的需求。

B. 熱力模型

a. 調查發現

在熱力模型中，使用真實數據的情況下發現，DOE 資助開發的熱力模型所預測的結果可靠，數據之不確定性可被量化，此類模型可為用

過核子燃料於貯存及運輸期間，評估燃料護套的實際溫度，作為重要參考數據。

b. 建議事項

DOE 應持續進行相關研究活動，確保其熱力模型經過嚴格驗證，其中可能包含用於貯存及運輸系統的不確定性量化分析。

(3) 正常運輸條件下高燃耗燃料性能

A. 調查發現

DOE 結構模型的開發和驗證工作可用於預測(1)用過核子燃料、(2)運輸護箱、(3)密封鋼筒、(4)運輸載具，於正常運輸條件下的結構響應，包含一系列不確定性，目前這些不確定性的數據來源為替代組件或未經輻射照射之燃料材料。

B. 建議事項

DOE 對結構模型進行基準測試實驗，用以量化使用替代組件(例如使用混凝土模擬用過核子燃料組件)或未經輻射照射之燃料材料所帶來的不確定性，並且 DOE 需應用其結構模型來評估於不同形式的護箱、密封鋼筒、燃料型態情境下，高燃耗燃料護套的應變程度。

4. 美國用過核子燃料運輸概念計畫案例

4.1. 前言

關於美國用過核子燃料運輸的規劃，大致上可以分為兩面向，包含(1)從聯邦政府/機構及(2)除役實施業者。從聯邦政府的角度而言，如 3.1 節所述，NRC、DOE、DOT 及 NWTRB 皆有不同的職責，涵蓋規劃、實施、監管、技術開發、安全、保安等層面；從除役實施業者的角度而言，目前已公開的資訊有美國 SONGS 電廠發布的用過核子燃料運輸計畫，從該計畫中可了解業者對於執行運輸任務規劃的具體步驟、策略考量、對法規、技術和後勤的要求等。

於本章節中，將概述 SONGS 電廠之除役現況，並就其發布之報告進行初步的分析與整理。

4.2. SONGS 電廠除役現況

SONGS 電廠位於加州聖克萊門特(San Clemente)，地理位置介於洛杉磯與聖地牙哥之間，土地所有權為美國海軍擁有，電廠中一共有三部機組，1 號機組運轉時間為 1968 至 1992 年(25 年)，2 號機組運轉時間為 1983 至 2013 年(31 年)，3 號機組運轉時間為 1984 至 2013 年(30 年)；於 2010 及 2011 年為 2 號及 3 號機組進行 20 年升級的過程中，發現蒸汽產生器中約有 3000 多根管道已過早磨損，因此兩部機組均於 2012 年關閉，於 2013 年，運營業者-南加州愛迪生公司(Southern California Edison, SCE)宣佈兩部機組將永久除役，並進行後續除役工作；從 2013 年至今，除役相關工作之重要里程碑彙整於表 7。

表 7 SONGS 電廠除役里程碑

年份	日期	里程碑
2013	6 月 7 日	SCE 宣布永久除役 2 號及 3 號機組(1 號機已於 1992 年除役)
	6 月 12 日	SCE 向 NRC 提出除役通知
	7 月	SCE 將用過核子燃料從爐心移至用過燃料池內暫存
	9 月	NRC 舉行除役公聽會
2014	10 月	NRC 就 SCE 於 9 月提交的停機後除役活動報告(Post-

		Shutdown Decommissioning Activities Report (PSDAR))舉行公聽會。
2016	12 月	除役總承包工程由 SONGS Decommissioning Solutions 取得，該承包商由 AECOM 和 Energy Solutions 合資成立。
2017	11 月	SCE 完成乾貯設施的擴建
2018	1 月	SCE 開始將用過核子燃料傳送至乾貯設施內貯存
2020	1 月	SCE 向周圍居民發出電廠拆除通知
2020	7 月	1 號機組的壓力容器，經道路運輸抵達位於猶他州(Utah)的處置設施。
2020	8 月	所有用過核子燃料均傳送至乾貯設施內，後續將對電廠內部進行拆除作業。
2020	12 月	拆除 3 號機的發電機轉子，運輸至密西根州費米 2 號電廠(同型號)再利用。
2021	3 月	SCE 發布三冊計畫，用以支持用過核子燃料後續的運輸計畫，包含行動計畫、策略計畫及概念運輸計畫。
2021	3 月	SCE 開始拆除電廠相關建築物，如倉庫、柴油發電機組建築。
2022	2 月	SCE 開始拆除渦輪機組建築，如高壓渦輪機及低壓渦輪機組建築。
2022	3 月	鐵路基礎設施擴建工作即將完成，用以因應後續可能採用鐵路運輸用過核子燃料的規劃，以及用於運輸電廠拆除工程產生之材料。

4.3. SONGS 用過核子燃料運輸規劃

如表 7 中所示，2021 年 3 月 SCE 發布三冊關於用過核子燃料的規劃報告，該份報告是 SCE 於 2019 年 6 月時，聘請北風公司(North Wind, Inc.)制定的一套計畫，其目的為評估 SONGS 用過核子燃料運輸的商業合理性，以及運輸配套設施可行性；商用用過核子燃料運輸前，除了確保安全外，尚需要詳細考量利益相關團體及公眾等的意見與利益，為此北風公司整合政策和法律分析、監管策略和合規性、利益相關者參與、燃料處理和運輸物流以及商業和財務分析等方面的專家團隊，制定 SONGS 用過核子燃料於乾貯後的策略規劃。

北風公司發布的三冊策略規劃報告包含(1)行動計畫、(2)策略規劃、(3)概念運輸計畫；於行動計畫中確定了所有共同參與者與利益相關團體，並承諾未來預計採取的步驟，推行用過核子燃料運輸計畫，並於適當時機經由廠外運輸的方式，將用過核子燃料運輸至指定地點，但由於用過核子燃料的管理及處置策略涉及國家/聯邦的規劃，計畫中呼籲聯邦應重建高放射性廢棄物管理計畫，並於法規層

面推進用過核子燃料的貯存或處置解決方案。

於策略規劃中，確定並分析一系列用過核子燃料清除的替代方案，同時描述為實現這些替代方案所需面臨的挑戰和必要之行動，通過分析替代方案的優劣、成本、挑戰、時程安排，可幫助 SCE、利益相關團體及周圍居民掌握各類情境。

於概念運輸規劃中，其描述將用過核子燃料運輸至廠外指定地點的規劃和執行方案，最終目的為完全清除放射性廢棄物，以利 SONGS 廠址復原並交還給美國海軍，規劃中包含運輸載具、具體步驟和策略考量等，透過詳細介紹用過核子燃料於運輸階段各層面面臨的議題，以及分析可能的運輸路線/目的地，用以確定廠外運輸活動中所需要的準備工作、產生的成本及責任歸屬，如鐵路運輸所需要準備之載具、空間規劃、配套硬體設施、安全管制規劃等。為了協助 SONGS 利益相關團體規劃用過核子燃料的運輸排程，概念運輸規劃中將運輸前準備工作分為三個階段，包含：

(1) 階段一：

此階段所需進行的活動並無明確時間表，在確定運輸目的地之前都可以執行；此階段主要的目的是了解未來運輸的監管和社會政治背景，並確定 SONGS 利益相關團體可以採取的近期行動，以便在目的地站點可用時做好運輸準備。

(2) 階段二：

此階段約於運輸前 5~10 年進行，此時已確定運輸目的地，涉及對象包含 SONGS 利益相關團體、承運人、接收設施所有者、接收設施運營業者等；此階段主要的重點是分析特定的運輸需求，包括潛在路線、點到點運輸模式的確認、專業設備需求、與潛在路線沿線的州和部落的早期協調以及公眾宣傳。

(3) 階段三：

此階段約於運輸前 3~5 年進行，此時已確定運輸開始日期，並在第一批貨物完成出貨後結束，此階段中包含已知期限的行動項目，如人員訓練、運輸沿

線緊急救援人員訓練、保安規劃、設備接收及驗收、公眾溝通等，並在必要的設備和準備活動上進行投資。

關於 SONGS 概念運輸規劃的詳細內容，將詳述於 4.4 節中。

4.4. SONGS 用過核子燃料概念運輸計畫

關於用過核子燃料的概念運輸計畫，SONGS 電廠委託北風公司(North Wind, Inc.)聘請專業團隊，就現有的資訊及訊息，規劃一條或多條商業上合理的解決方案，用以安全清除 SONGS 場址內，所有用過核子燃料和超 C 類(GTCC) 放射性廢棄物，預計完成場址除役作業後，將其歸還給美國海軍。整體而言，實現用過核子燃料廠外運輸目標的條件包含

- (1) 存在能夠接收用過核子燃料，以及 GTCC 放射性廢棄物的貯存或是處置設施；
- (2) 以安全、有保障、商業上可行、公眾可接收的方式運輸用過核子燃料，以及 GTCC 放射性廢棄物。

在概念運輸計畫中，將以解決第二項議題為目的，開展後續相關的分析與評估。

4.4.1. 用過核子燃料運輸系統的要素

4.4.1.1. 監管單位及法規框架

關於用過核子燃料運輸的聯邦機構，包含美國 NRC、DOT 及 DOE，NRC 與 DOT 於 1979 年時簽署合作備忘錄，其中描述於用過核子燃料運輸階段，各自需要負責的範圍及職責，DOE 宣稱根據原子能法案(Atomic Energy Act, AEA)授予的權利，可獨立於 NRC 及 DOT 運輸用過核子燃料，然而向 NWPA 主持運營的設施運輸放射性廢棄物時，仍需符合相關規範，但若用於研究與開發的用過核子燃料，則不受到 NWPA 的限制。

(1) 美國 NRC

根據 10 CFR 71，對於 NRC 授權接收、擁有、使用或轉讓許可證的放射性材

料包裝和運輸，NRC 擁有監管權限，如果許可證持有人將運輸物件交付給承運人進行運輸、將放射性材料運輸至 NRC 許可證指定地點之外、或是在公共道路上運輸放射性材料，這些亦適用於上述規定；另外，根據 10 CFR 73，NRC 對核發許可的放射性材料擁有保安的監管權，用以防止可能的竊盜或是破壞事件發生。

NRC 法規適用於用過核子燃料運輸的具體領域包含：

- A. 制定 B 型(Type B)包裝設計的監管要求，包括可分裂材料的包裝；
- B. 認證 B 型包裝的製造、使用及維護；
- C. 在運輸前檢查運輸包裝的準備情況，以及確保運輸過程中符合 NRC 的規範；
- D. 審查包裝設計、製造和使用的品質保證計畫；
- E. 制定運輸過程中用過核子燃料的保安要求；
- F. 審查用過核子燃料公路卡車運輸的路線及安全停車標準；
- G. 審查鐵路和公路路線的保安計畫；
- H. 制定提前通知受用過核子燃料運輸影響的州和部落代表及指定人員的要求；
- I. 根據 NRC 的要求進行檢查；
- J. 根據跨聯邦機構的協議，為 DOT 提供技術支持。

(2) 美國 DOT

美國聯邦法規 49 CFR 中包含所有與運輸相關的規範，其中 49 CFR 子章節 C 涉及危險物質運輸，其中涵蓋放射性物質；DOT 內與運輸相關的部門包含管道和危險材料安全管理局(Pipeline and Hazardous Materials Safety Administration, PHMSA)、聯邦鐵路管理局(Federal Railroad Administration, FRA)、聯邦航空管理局(Federal Aviation Administration, FAA)和聯邦汽車運輸安全管理局(Federal Motor Carrier Safety Administration, FMCSA)，確保危險物質在商業運輸模式中的安全及保安。

DOT 對於危險物質運輸的監管任務包含：

- A. 適用於危險材料的運輸文件、包裝標記、標籤及運輸車輛的標識要求；
- B. 為空運、公路、鐵路或水路運輸或多聯式運輸危險材料的要求，以及用於運輸危險材料容器的檢查和測試要求；截至目前為止，DOT 的規定中沒有針對用過核子燃料制定空運的規範，且 NRC 並未認證任何空運用過核子燃料的包裝；
- C. 參與危險材料運輸的工作人員培訓要求；
- D. 與鐵路、公路運輸、航空或船舶運輸相關的額外要求；
- E. 承運人運輸前及運輸過程中關於安全檢查的要求；
- F. 鐵路承運人必須評估運輸沿線上的安全及保安，用以選擇運輸用過核子燃料和高放射性廢棄物的路線；根據法規要求，於選擇鐵路運輸路線時，必須使用特定的安全和保安標準，一共 27 項；
- G. 聯邦鐵路管理局(FRA)已針對高放射性廢棄物和用過核子燃料制定鐵路運輸安全合規監督計畫(Safety Compliance Oversight Plan, SCOP)，該計畫於 1998 年首次納入政策中，現正進行修訂；
- H. 聯邦汽車運輸安全管理局(FMCSA)對「公路路徑控制數量」材料的卡車運輸要求進行商用車輛安全聯盟(Commercial Vehicle Safety Alliance, CVSA) VI 級(Level IV)檢查。

(3) 美國 DOE

根據原子能法案(AEA)的修訂版本，DOE 有權監管所有涉及放射性材料的活動，其中包含運輸放射性材料，DOE 內部通過 DOE 命令(order) 460.1C 包裝和運輸安全(Packaging and Transportation Safety)，以及 460.2B 各部門之物質運輸與包裝管理(Departmental Materials Transportation and Packaging Management)來管理放射性物質的運輸活動，根據這些命令規範，DOE 承諾滿足或超過 DOT 及 NRC 對於放射性材料運輸方面的要求。若 DOE 根據 NWPA 進行的運輸，則需要符合第 137、180 及 181 節的要求(法案中要求 DOE 將所有用過核子燃料及高放射性廢棄物，由各場址運輸至最終處置設施)；在這三個章節中，對於用過核子燃料以及高放射性廢棄物運輸的要求包含：

- A. DOE 運輸用過核子燃料時，應盡可能充分利用私人企業；

- B. DOE 運輸用過核子燃料及高放射性廢棄物的包裝，必須取得 NRC 的認證；
- C. DOE 必須遵守 NRC 有關運輸前，提前通知州和當地政府的規定；
- D. DOE 必須向州和部落提供技術和資金支持，用以培訓運輸沿線上適當的安全人員，訓練內容可能包含運輸安全規範和緊急應變處理程序。

NWPA 第 180 條中，要求 DOE 需要對運輸沿線上的州及部落，提供技術與資金支持，用來培訓運輸路線上的公共安全人員，該條款的要求對於運輸路線上的區域非常重要，直接提供了技術及經濟援助，DOE 為此制定一系列評估公式，按照運輸里程數及其他因素估算補助金額，然而若是由私人運輸公司進行承運，目前並無明確規定私人公司需要提供如 DOE 一樣的資助項目。

於用過核子燃料所有權方面，NWPA 第 136 條指出，DOE 部長可與商業用過核子燃料業者簽訂合約，在所有者的場址內取得用過核子燃料的所有權，之後再將其運輸到聯邦設施中，進行後續的處理、貯存或是處置活動，此外，第 136 條中授權 DOE 部長設立用過核子燃料管理費用，並納入聯邦核廢棄物基金；為達成此條要求，DOE 制定一標準合約(Standard Contract)，建立 DOE 與用過核子燃料所有者之間的聯繫，合約中載明，DOE 在起始點(各核設施現場)取得用過核子燃料的所有權，並負責後續的運輸工作。

4.4.1.2. 執行運輸任務的主要單位

放射性物質運輸過程中會牽涉到多個實體及單位，在大多數情況下，運輸用過核子燃料的主要單位包含(1)DOE、(2)持有 NRC 核發用過核子燃料持有許可的持證人、(3)私人物流公司、(4)運輸包裝所有人、(5)運輸承運人、(6)接收設施(若運輸至私人集中式中期貯存設施，如 ISPCISF)、(7)NRC、(8)聯邦、州、地方政府及部落，於運輸前，多方單位需要進行協調，以便順利完成實際的運輸任務，其中工作項目至少包含：

- (1) 運輸模式；
- (2) 運輸路線；

- (3) 保安和緊急應變計畫；
- (4) 人員訓練；
- (5) 與當地政府和利益相關團體溝通；
- (6) 確認在出發地及目的地具備必要的裝卸設備和能力。

4.4.1.3. 前期規劃及利益相關團體參與

美國國家科學院(National Academies of Science, NAS)於 2006 年發表關於核廢棄物運輸的報告[14]，該報告中發現用過核子燃料運輸的安全方面，並無存在根本性的技術障礙，然而在實施大規模運輸計畫方面，存在一些社會層面的挑戰；由於運輸用過核子燃料容易引起公眾的高度關注，因此即使在安全紀錄良好且監管環境嚴格的情境下，執行大規模的運輸活動時，在公眾接受度方面仍會面臨挑戰，尤其是運輸沿線上的社區，這類型的關注包含來自公眾、核能工業、當地政府、民意代表和監管機構等，因此在運輸前期，需要對此議題進行縝密的規劃及考量。

DOE 為因應高放射性廢棄物的運輸需求，已建立一套合作模式，並用於 WIPP(Waste Isolation Pilot Plant)的運輸計畫及研究用反應器返還的運輸計畫中，反應器返還的計畫包含跨州的長距離運輸，因此 DOE 比其他承運單位擁有更豐富的溝通經驗，例如與州政府、部落及洲際區域組織合作經驗，共同制定監管政策和程序，解決監管未涵蓋的問題(如 WIPP 司機的資格)，並與運輸路線沿線的公眾和緊急應變人員進行溝通。在私人運輸公司方面，Orano TN 於 2020 年，以用過核子燃料運輸護箱(NUHOMS MP197HB)，裝載低放射性廢棄物，由位於佛蒙特州的 Vermont Yankee 電廠，經由鐵路運輸(詳見圖 14)，將其運輸至位於德州的 WCS 低放射性廢棄物處置場，雖然是運輸低放射性廢棄物，但早在首次運輸任務開始前約 1.5 年，該公司便與利益相關團體進行接觸。



圖 14 準備進行鐵路運輸的 MP197HB 運輸護箱

無論是私人運輸公司還是聯邦政府都發現，如果公眾知道其所在州、部落和地方地的公共安全人員，都已經為這些運輸做好準備，並了解為確保運輸安全、可靠、無事故所採取的預防措施，對運輸的信任度會大大提高；部分州也表示，他們希望與任何運輸承運人合作，包含 DOE 或是私人運輸公司，共同制定用過核子燃料運輸相關的政策和協議，這種合作對成功的運輸規劃至關重要。整體而言，在運輸規劃過程中，提前主動與利益相關者接觸，將有助於提前識別可能的挑戰或議題，並分享準確和及時的訊息，準確的訊息對於建立和維持公眾的接受度至關重要，並且需要聽取和解決公眾以及利益相關團體關心之議題。

4.4.1.4. 用過核子燃料運輸包裝

用過核子燃料需以 B 型包裝進行運輸，該型包裝確保用過核子燃料於運輸過程中能維持散熱、輻射屏蔽、保護內容物的結構完整性；在美國，由 NRC 負責審查運輸包裝設計，確保其符合相關的安全標準和測試條件，這些護箱被設計成可重複多次使用，雖然 DOE 於執行研究用反應器用過核子燃料返還運輸計畫時，部分採用符合 DOE 自身要求的運輸包裝，但執行用過核子燃料運輸至 NWPA 授權和建造的設施時(如最終處置設施)，需要使用 NRC 認證的包裝。

4.4.2. 用過核子燃料運輸關鍵議題

本章節中雖然是假設情境為 SONGS 電廠，運輸用過核子燃料以及 GTCC 放射性廢棄物所面臨的議題，但相似的問題可能會在其他電廠，執行用過核子燃料運輸任務時遇到，相關關鍵議題詳述如下。

4.4.2.1. 運輸貨物責任

在 SONGS 電廠的情境中，將用過核子燃料運輸至廠外的途徑，經過分析後可分為兩類，包含：

- (1) 由聯邦政府接收用過核子燃料，並將其運往廠外聯邦貯存、非聯邦貯存或是聯邦處置設施；
- (2) 由非聯邦機構將用過核子燃料運出廠外，可能是 SONGS 電廠的共同擁有者或是第三方，目的地包含私人貯存設施(例如 ISP CISF 或是 Hi-Store CISF)、僅供加州用過核子燃料使用的 CISF、多家電廠共同使用位於核電廠廠址的 CISF，或是其他獨立用過核子燃料貯存設施(ISFSI)。

A 方案與 B 方案主要的區別在於聯邦政府的角色上，根據目前放射性廢棄物處置的規範，聯邦政府有義務使用核能後端基金，將商用用過核子燃料從電廠中移出，因此在聯邦政府履行義務的情況下(A 方案)，各電廠需要將準備好的用過核子燃料，於電廠內轉移用過核子燃料所有權至聯邦政府，並將其傳送至電廠大門前或是運輸工具上，後續則由聯邦政府負責運輸，並負擔運輸費用以及相關責任；即便如此，聯邦政府可能拖延履行義務的時程，因此有可能需要將用過核子燃料運輸至非聯邦機構(B 方案)，此種情境下 SONGS 電廠需要負擔額外的運輸成本、風險及責任，對於除役電廠所有者而言，將會是一項艱鉅的挑戰。

在運輸成本及責任方面，執行運輸的機構為 DOE 或是非聯邦機構將會有大的區別，表 8 中比較了 DOE 作為運輸方所需遵守的規定，以及 NRC 許可持有者進行運輸時所需遵守的規定。因為 DOE 擁有法定權限來持有和運輸用過核子燃料，DOE 無需 NRC 許可證即可將 SONGS 用過核子燃料運送到新地點，

但非聯邦的機構，在取得 NRC 許可後，雖然也可執行運輸任務，但仍需滿足 NRC、DOT 的要求，在風險和責任上也充滿不確定性，SONGS 電廠跟利益相關團體達成的協議中載明，關於運輸用過核子燃料的策略，必須將用過核子燃料的所有權及責任轉移給第三方，或是在合約中載明保證和保險條款，提供商業上的保護，避免因 SONGS 電廠保有用過核子燃料的所有權，而產生可能的運輸責任及風險；所以，對於業者而言，由聯邦政府履行其法定和合同義務，是最簡單且最具成本效益的途徑。

表 8 NRC 許可證持有人以及 DOE 根據 NWPA 規範，運輸用過核子燃料的監管單位和法規要求

監管項目	由私人實體/公司承運	由 DOE 根據 NWPA 法源要求承運	運輸法規要求
標準合約	N/A	DOE	10 CFR 961
運輸包裝要求	NRC	NRC	10 CFR 71
危險物質法規	DOT-PHMSA	DOT-PHMSA	49 CFR Parts 100-185
運輸沿線上公共安全人員培訓	N/A	NWPA	NWPA 第 180(c)條
安全合規監督計畫(SCOP)	DOT-FRA 或是州計畫	DOT-FRA 或是州計畫	由 FRA 或是 FRA 認證之州檢查員執行
路線核可	NRC	DOE/DOT/鐵路部門	10 CFR 73.37(b)(1)(vi)
與各州前期計畫和協調工作	NRC	DOE	10 CFR 73.37(b)(1)(iv),(v)、DOE 460.2B
需迴避之重要日期	承運人、州及部落	DOE、州及部落	NUREG-0561 Rev2，DOE 已有與地方合作經驗
武裝安全護送	NRC	DOE	10 CFR 73.37(b)(1)(v)、DOE 460.2B
其他護送要求	州	州	沿線上的州
提前通知	NRC	NRC	10 CFR 73.37(b)(2)、DOE 460.2B
各州費用	州	州	
州區域組織協調	N/A	DOE	
連續、實時的安全監控系統	NRC, AAR S-2043	DOE, AAR S-2043	10 CFR 73.37(c)6/DOE 460.2B
經驗回饋	N/A	DOE	
鐵路運輸			
路線識別(鐵)	DOT-	DOT-PHMSA	49 CFR Part 172.820(c)，

路)	PHMSA		其中要求鐵路運輸公司每年在各州的意見下，審視危險物質的運輸路線
運輸過程中鐵路檢查要求	FRA 以及加入州參與計畫(State Participation Program, SPP)的州		依各州要求
公路運輸			
公路運輸超重許可	州	州	依各州要求
安全停車	NRC	DOE	DOE 460.2B
CVSA VI 級檢查	DOT-FMCSA	DOT-FMCSA	49 CFR 385.415(b)(1)

(1) 情境一：聯邦政府運輸 SONGS 用過核子燃料

如果美國 DOE 於 SONGS 電廠內接收用過核子燃料的擁有權及所有權，從監管層面而言，運輸相對簡單，因為 DOE 具有自我監管權限以及內部規範(DOE order 460.2B)，並承諾遵守 NRC 和 DOT 的規定。目前，聯邦政府負責將商業用過核燃料運至最終處置設施，出發地點的許可證持有者負責準備現場基礎設施升級、準備運輸包裝、將運輸包裝吊裝至運輸載具(軌道列車)上；如果要將用過核子燃料運輸至其他設施(非聯邦設施)，則需要新的立法授權。

DOE 的運輸計畫可能會受到全國優先順序的影響，並可優先處理已除役的核電廠，以縮短用過核子燃料外運時間；在全國層級的 DOE 資助的運輸活動背景下，需要額外考慮提前規劃時間，以協調多個場址和運輸路線。此外，若聯邦政府與私人貯存設施合作，也需要新的立法授權來確定運輸角色和責任。

(2) 情境二：私人實體運輸用過核子燃料至非聯邦 CISF

如果美國 DOE 不負責運輸用過核子燃料，則必須由擁有用過核子燃料的 NRC 許可證持有者，根據相關 10 CFR 71.17 進行運輸，並且這樣的運輸將遵循與 DOE 不同的規範(如表 8 所示)。SONGS 電廠需要在考慮與非聯邦實體簽訂廠外貯存服務合約時，評估運輸相關的成本、角色、責任、風險和債務分配等因素。

在私人 CISF 方面，ISP CISF 以及 Hi-Store CISF 草擬許可文件中，要求客戶保留用過核子燃料的所有權，並自負運輸責任，這意味著 SONGS 電廠需要負責用過核子燃料運輸的安全及保障，一旦用過核子燃料被 CISF 接收後，用過核子燃料的擁有權(possession)將轉移給 CISF 業者，由 CISF 業者負責管理，SONGS 電廠保留用過核子燃料所有權(title)，在私人 CISF 貯存期間，CISF 業者與 SONGS 共同分擔責任。此種方案的運輸成本可能超過 1 億美元，並由 SONGS 電廠承擔，雖然後續 SONGS 電廠可向聯邦政府追索這些支出，但需事先取得聯邦政府的協議和加州公共事業委員會的批准。

在執行運輸任務方面，SONGS 電廠可委託第三方承運人進行運輸，以商業合理的條件，提供運輸安全保護及分擔運輸風險，但此情境下，SONGS 電廠因擁有過核子燃料的所有權，仍與用過核子燃料的運輸責任緊密相關。

除了運輸到私人 CISF 外，替代方案包含運輸到僅供加州用過核子燃料使用的 CISF、多家電廠共同使用位於核電廠廠址的 CISF，或是其他獨立用過核子燃料貯存設施(ISFSI)，雖然可為運輸設備和服務的採購創造規模經濟的機會，但成本仍然可能在數千萬到數億美元之間，且不太可能符合 SONGS 電廠跟利益相關團體達成協議中，所定義的商業合理性標準。

(3) 情境三：私人 CISF 運輸 SONGS 用過核子燃料

此情境為運輸用過核子燃料至非聯邦設施的一種替代方案，與情境二不同的地方在於，該情境假設由 CISF 業者提供運輸及貯存的服務，而情境二是由 SONGS 電廠負責運輸任務，CISF 僅提供貯存服務。

此情境中假設，CISF 業者在 SONGS 電廠內以包裝形式接管用過核子燃料的擁有權，並將其運輸至貯存設施，但 SONGS 電廠仍保留所有權。CISF 業者需要獲得 NRC 額外的審批，才能在 CISF 場址外擁有用過核子燃料，若成功克服擁有權和責任的障礙，CISF 業者可擁有用過核子燃料並負責規劃和執行運輸任務。對於監管單位而言，與情境二的區別在於，將額外賦予 CISF 業者 10 CFR 71 的許可，用以執行運輸活動。

於實際操作環節中，CISF 業者可能會將運輸工作委託給專業運輸公司，並負責運輸的安全和保安工作，SONGS 在運輸過程中仍保留所有權，若發生意外事故或是其他事件，SONGS 電廠需要負擔聲譽受影響的風險。在成本方面，總成本可能高達數億美元，該方案是否有利，將取決於 CISF 業者是否與其他電廠達成類似的協議，如果客戶數量過少，預期的經濟規模及成本預估將不適用，如果 SONGS 電廠是唯一的客戶，保留運輸責任可能更有利於 SONGS 電廠。

(4) 情境四: SONGS 的資產出售給新的所有者

在這個情境中，若有私人實體購買 SONGS 電廠，並獲得 NRC 核可轉讓相關許可證與除役信託基金，買方將接管用過核燃料的所有權以及除役的責任，實際案例包含 Vermont Yankee、Pilgrim、Oyster Creek 以及 Crystal River 電廠，買方取得除役信託基金，並完成場址除役的責任和義務，是交易的重要部分之一。然而，由於 SONGS 的除役工作已在進行中，將其資產出售給外部實體的可能性被認為較低。

4.4.2.2. 與目的地設施的協調工作

在規劃的最初階段，協調工作包含：

- (1) 發貨方與目的地設施的所有者或運營業者，需要確保用於裝卸用過核子燃料密封鋼筒的技術或設備與運輸護箱相兼容，以便在設備製造前有足夠時間協調設計參數；
- (2) 必須遵守核物料管理與保防系統(Nuclear Materials Management and Safeguards System, NMMSS)的資訊安全要求。

NMMSS 的功能包含：

- (1) 監控管制：由美國政府和國際原子能總署用來監控特種核物料(special nuclear material, SNM)的庫存，防止核物料擴散並確保 SNM 在監管控制下；
- (2) 保防：核實目的地接收的 SNM 數量，與出發地發出的 SNM 數量完全一致，

確保運輸過程中，用過核子燃料發生竊盜或是非核可轉移的情況。

4.4.2.3. 運輸模式及路徑選擇

在選擇將 SONGS 用過核子燃料運輸至廠外設施的運輸方式時，安全和保安是首要考量。運輸模式和路線的選擇密切相關，並影響運輸決策，總運輸量是決定運輸模式的主要因素，減少運輸次數可以降低事故、基礎設施影響及其他風險。如果聯邦政府負責運輸，相關計畫與協調將由聯邦政府負責，SONGS 電廠將無法直接參與決策。

現階段假設 SONGS 的用過核子燃料以鐵路模式進行運輸，因經過專家團隊評估後，認為該方案為最實際和安全的選擇。其他運輸方式如公路或駁船雖可行，但不如鐵路合適，因為 SONGS 電廠內已有現成的鐵路連接，且水路和公路運輸在安全及後勤上面臨更多挑戰。

鐵路與公路運輸不同，因為在美國鐵路是由私人公司擁有並受其條件約束，運輸路線方面由鐵路公司決定，且受到 NRC 和 DOT 的高度監管，並每年進行全面的安全和保安路線分析，以確定並選擇總體上安全風險和保安風險最小的路線和備用路線；此外，運輸計畫必須與州、部落及地方官員協調，考慮路線的安全與高風險目標，因此 NRC 建議，於首次計畫運輸前至少提前六個月，提交擬議路線供 NRC 審查。

SONGS 的唯一鐵路進出點由聖地牙哥北方鐵路公司和 BNSF 鐵路共同擁有，在用過核子燃料鐵路運輸中，這兩家公司之一或兩者都將被指定為起始鐵路，並在 NRC 批准下決定運輸路線

鐵路運輸列車將包含動力車頭、運輸護箱列車、緩衝列車及保防人員列車，速度限制為 50 英里/小時，而一般運輸貨物列車時速限制為 80 英里，運輸用過核子燃料的列車，將會減緩其他貨物的通行；若使用專用列車組能夠加速出發地到目的地的時間，因為專用列車不需要在貨運轉換站進行貨物調度，可節省大量物流調度時間；此外，服務於 SONGS 站點的鐵路路線也被通勤列車高度使用，需要考慮用過核子燃料在該路線上運輸的最佳時機。

4.4.2.4. 完成運輸任務時程安排

由於 SONGS 電廠完成除役需要將貯存在廠內的放射性廢棄物移出，方能進行場地復原的工作，因此關於放射性廢棄物移出的時程安排是一項重要的議題，其中最關鍵的是接收設施的可用性，例如聯邦 CISF、非聯邦 CISF 或是最終處置設施，一旦接收設施可用且運輸基礎設施建設完成，則移出放射性廢棄物的時程安排，將取決於下列因素：

- (1) 每趟運輸的列車數量及護箱數量的維護需求；
- (2) 列車數量及鐵路車輛的維護需求；
- (3) 鐵路運作的效率和速度，包括裝載和卸載的工作；
- (4) 接收設施的接收和卸載速率；
- (5) 與其他客戶競爭貯存或是處置服務的情況；
- (6) 聯邦政府安排的接收順序和時程規劃。

若運輸任務由私人運輸公司承攬，其可控制 A 及 B 兩個要素，其他因素則需等下列條件明朗後才能評估具體運輸速度，其中包含：

- (1) 一個或多個設施開始運營，並且確定聯邦政府的參與程度；
- (2) 確定接收設施的客戶群；
- (3) 鐵路系統能夠按接收速率運輸桶，同時與正常貨運競爭。

評估團隊成員認為，如果有商業上合理的私營設施選項，理論上可在接收設施運營後十年內完成 SONGS 廠址的清理工作，然而，該預估時間取決於使用私營設施的其他客戶數量；如果用過核子燃料送往聯邦設施，清理時間可能會更長，因為用過核子燃料的接收效率，取決於聯邦機構對各電廠所分配的時程表而定；如果 DOE 優先處理除役電廠的用過核子燃料的話，將可縮短清理時間，但隨著更多核電廠除役，這一項優勢可能會減弱，SONGS 電廠的清理速度將取決於是否能排在靠前的接收順位。

4.4.2.5. 提前執行運輸任務的可能性

SONGS 電廠 2 號機及 3 號機的拆除工作，預計將產生 12 個裝有 GTCC 的密封鋼筒，加上來自 1 號機的 1 個密封鋼筒，一共有 13 個裝有 GTCC 的護箱需要運輸，這些護箱使用裝載用過核子燃料的護箱相同，並貯存於同一區域；鑒於 GTCC 放射性廢棄物的放射性較用過核子燃料低，這些密封鋼筒可能比貯存用過核子燃料的密封鋼筒更早運出廠外，可能的目的地除了 CISF 外，可能包含 WCS 低放射性廢棄物處置設施(WCS LLRW)，然而這需要 NRC 及德州政府修改法規，接受於 LLRW 設施內處置 GTCC 放射性廢棄物。

4.4.3. 運輸前需注意及準備事項

於運輸用過核子燃料前，需要面臨將商用用過核子燃料，從貯存設施內移出並開始運輸，這與先前於美國境內運輸用過核子燃料的情境不同，主要的差異在於規劃運輸和與運輸方(可能是聯邦機構或是私人公司)的協調活動都需要考慮在內，評估團隊成員認為 SONGS 電廠運輸用過核子燃料的情境與過往運輸的經驗，主要有三點不同，其分別詳述如下。

(1) 運輸包裝的體積及重量

最近於美國境內的運輸護箱為 GE IF-300 的設計，該型護箱主要用於鐵路運輸，也可以使用卡車進行短途運輸，IF-300 外觀如圖 15 所示，Progress Energy 和 Duke Energy 曾使用 IF-300 裝載用過核子燃料(7 束 PWR 燃料束)，總重量約為 70 公噸；而 SONGS 擬定運輸的有裝載 24 束 PWR 燃料的 TN 密封鋼筒，以及裝載 37 束 PWR 燃料的 Holtec 密封鋼筒，除了體積更大之外，總重量將會超過 100 公噸。

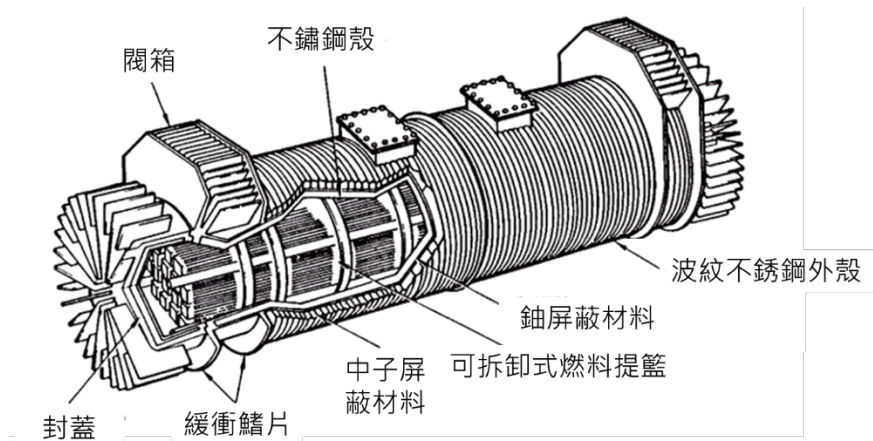


圖 15 IF-300 用過核子燃料運輸護箱

(2) 貯存後運輸的情境

SONGS 密封鋼筒將會於電廠中貯存十到數十年，目前業界尚無運輸經過長期貯存的大容量用過核子燃料密封鋼筒的經驗，SONGS 電廠正在實施 Holtec 密封鋼筒的檢查和維護計畫，將來會根據 NRC 的要求，對 TN 和 Holtec 密封鋼筒實施老化管理計畫，這可確保所有密封鋼筒符合貯存後運輸的要求。

(3) 大規模運輸的需求

SONGS 電廠擬定運輸的密封鋼筒數量為 136 件，其中包含用過核子燃料及可能的 GTCC 放射性廢棄物，而美國已有多年未曾進行如此大規模的運輸活動。

4.4.3.1. 密封鋼筒準備及文件要求

在執行運輸任務前，每個密封鋼筒需要符合 10 CFR 71 合格證書(Certificate of Compliance, CoC)的要求，另外，運輸包裝及衝擊緩衝器也需要有相對應的合規證書，其中載明可運輸何種密封鋼筒；目前，SONGS 電廠貯存密封鋼筒根據不同廠家有相對應的運輸護箱，其合規證書彙整於表 9:

表 9 SONGS 電廠採用密封鋼筒及運輸護箱的型號及 CoC

SONGS 機組/廢棄物類型	密封鋼筒型號	運輸護箱型號	備註
1 號機/用過核子燃料	TN 24PT1 (CoC 1029)	TN MP187 (CoC 9255)	皆為 Orano TN 公司產品
1 號機/GTCC 放射性廢棄物	TN 24PT1 (CoC 1029)	目前尚無運輸 CoC	可能可使用 TN MP197HB (CoC 9302)進行運輸
2 及 3 號機/用過核子燃料(水平)	TN 24PT4 (CoC 1029)	TN MP197/MP197HB (CoC 9302)	MP197HB(high burnup)可用於運輸所有 Orano TN 所設計的密封鋼筒，包含用過核子燃料及 GTCC 放射性廢棄物
2 及 3 號機/用過核子燃料(垂直)	MPC-37 (CoC 1040)	HI-STAR 190 (CoC 9373)	皆為 Holtec 公司產品
2 及 3 號機 / GTCC 放射性廢棄物	尚未決定		尚未開始拆除，未決定使用何種容器

在執行運輸任務前，電廠業者需要檢查每個裝有用過核子燃料及 GTCC 放射性廢棄物的密封鋼筒，確認是否具備有效的運輸 CoC 證書。

4.4.3.2. 鐵路基礎設施

SONGS 電廠內有一條鐵路支線，為了支援 2 號及 3 號機的拆除工作，於廠內設置數條新的鐵路側線；後續執行運輸任務前，應進行詳細技術評估，確保因除役而增設的鐵路支線是否需要保留或是進行調整，這將有助於場地基礎設施需求的成本估算。

4.4.3.3. 密封鋼筒傳送任務

由於 SONGS 採用兩種用過核子燃料貯存型式，包含 TN 的水平貯存(詳見圖 16)以及 Holtec 的垂直貯存型式(詳見圖 17)，因此 SONGS 業者需要為這兩種傳送型式，建立不同的後勤安排，包括確定和獲取每種型式所需的特定吊掛、搬運和輔助設備。



圖 16 TN 水平貯存系統(NUHOMS)安裝施工圖

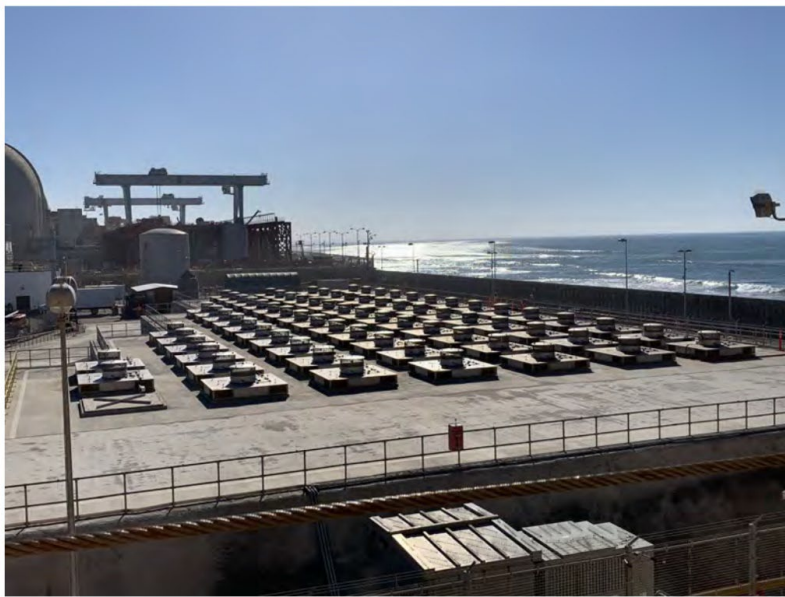


圖 17 Holtec 垂直貯存系統(HI-STORM UMAX)安裝施工圖

4.4.3.4. 運輸護箱裝載任務

針對 SONGS 電廠傳送密封鋼筒至運輸護箱的活動，評估團隊成員考慮兩種方式來傳送裝有用過核子燃料的密封鋼筒、清空運輸護箱、以及現場組裝運輸護箱所需的設備，並建議了必要設施的可能位置，兩種方式包含：

- (1) 修復並延長現有瀝青鋪裝的鐵路側軌，以便將運輸列車直接放置在獨立用過核子燃料貯存設施(ISFSI)旁進行裝載作業，規劃示意圖如圖 18 所示；
- (2) 拆除位於 ISFSI 北側的鐵路支線，延伸現有鋼筋混凝土鋪裝路面至廠內乾式貯存設施旁進行裝載作業，規劃示意圖如圖 19 所示。

不過於實施運輸前，仍需要進一步的技術評估，用以確定哪種方法是更好的選擇，其中需要考慮路面坡度、起重機的作業範圍要求、可能裝載的最佳位置、將直立護箱轉為水平方向的作業區域、起重機基座、貯存區與鐵路支線的距離以及適合自走式模組運輸車(Self-Propelled Modular Transporte, SPMT)的相對距離等因素。



圖 18 情境一(延伸鐵路支線): 回收現有鐵軌並將其延伸至廠內乾式貯存設施



圖 19 情境二(鋪設道路): 延伸現有鋼筋混凝土鋪裝路面至廠內乾式貯存設施

4.4.3.5. 其他設備及資源要求

(1) 運輸護箱及衝擊緩衝器

如 4.4.3.1 節中描述，目前貯存於 SONGS ISFSI 的密封鋼筒有三種，包含 24PT1(Orano TN)、24PT4(Orano TN)，以及 MPC-37(Holtec)，負責運輸的承運人需與 SONGS 電廠合作，制定移出的計畫，以確定最佳運輸速率，並決定所需的運輸護箱數量和類型，每組運輸護箱除護箱本體外，還包含運輸拖架及一對衝擊緩衝器；整體的運輸時程規劃，將取決於接收設施的接收能力，以及 SONGS 電廠單趟準備的運輸護箱數量與裝運速度。一旦確認運輸目的地及模式後，便可完成整個運輸任務所需的運輸護箱數量，其中 TN 系列的密封鋼筒，有可能採用同一種運輸護箱進行運輸，例如 NUHOMS MP 197HB 運輸護箱，該運輸包裝允許運輸貯存有高燃耗燃料組件的密封鋼筒，並且可用於運輸還有以下物件的密封鋼筒，包含(1)GTCC 放射性廢棄物、(2)完整或是受損的 BWR 燃料，最多裝載 69 束完整的燃料束、(3)完整或是受損的 PWR 燃料，最多裝載 37 束完整的燃料束，其中可裝載之 BWR 燃料束類型涵蓋 7x7、8x8、9x9 及 10x10，PWR 燃料束類型涵蓋 14x14、15x15、16x16、17x17。

裝載運輸護箱現場除了吊裝設備外，根據 CoC 及安全分析報告對於運輸前準

備的要求，需要進行乾燥運輸護箱內殼與容器之間的環隙、使用氬氣回填環隙，並對蓋子的密封圈進行洩漏測試等作業程序，除了現場需要預留放置空間和電力供應系統外，現場工作人員需要接受運輸包裝特定的培訓，以支持運輸運箱的裝載作業。

(2) 鐵路列車

無論是聯邦機構還是私人公司作為承運方，都需要使用能承載運輸包裝支架的特殊鐵路列車，並確保這些列車能在規劃的時間內配合用過核子燃料運輸的需求。美國 DOE 與三家鐵路公司及美國鐵路協會(AAR)達成協議，承諾 DOE 開發的 Atlas 運輸列車將會遵守 AAR S-2043 標準，該標準是為用過核子燃料運輸車輛制定的最嚴格要求，包含即時故障監控系統。

雖然 DOE 使用 AAR S-2043 標準的列車運輸用過核子燃料，但私人公司尚未作出類似承諾，由於此標準在用過核子燃料運輸過程中的重要性，這可能影響私人公司與鐵路公司之間的協議、未來運輸成本和時間；目前，該型列車已完成測試，SONGS 評估團隊預估，這類運輸資產的交付時間，可能需要 2~3 年，因此需要提前進行適當的時程規劃。

在保防方面，由於聯邦法規要求保防人員必須能夠保持對列車每節車廂的目視接觸，且美國聯邦鐵路局(FRA)的規定對於乘客與貨物的相對位置有特殊限制，為此美國 DOE 在設計 Atlas 時，提供獨立的護送車廂，使保防人員能夠陪同貨物的運輸，並同時滿足美國 NRC 及 FRA 的要求。

(3) 傳送設備

在傳送設備方面，TN 密封鋼筒(水平貯存設施)需要的設備包含：

- A. 一個傳送拖車或自走式模組運輸車(SPMT)
- B. 液壓推桿系統

操作上需要將運輸護箱定位於 NUHOMS 模塊外，使用液壓系統將 TN 密封鋼筒抽出，傳送至運輸護箱內。

Holtec 密封鋼筒(垂直貯存設施)需要的設備包含:

- A. 由貯存設施傳送密封鋼筒至傳送護箱的組件及屏蔽設施
- B. 傳送護箱
- C. 傳送密封鋼筒至運輸護箱的組件及屏蔽設施

操作上需要將貯存護箱內的密封鋼筒，傳送至傳送護箱內，傳送至運輸列車吊裝作業場地後，再將密封鋼筒由傳送護箱，傳送至運輸護箱內。

(4) 吊索與支撐架

起重設備需要使用連接設備，將吊鉤與擬定吊掛的重型設備連結，每個吊索/吊帶和支撐架必須經由製造商認證以及實施定期檢查，並根據擬定吊裝的設備，以及現場安全程序規定的安全餘裕進行適當評級。

(5) 洩漏測試設備

運輸護箱於運輸前需要由認證的專業人員，根據 ANSI N14.5 標準進行認證，用於測試洩漏的設備非常專業且靈敏，這些設備包含真空泵、漏洩測試單元、校準的漏洩源、閥門和配件。

(6) 緊急復原及應變設備

根據 SONGS 電廠的緊急程序和應變計畫，工作項目內容包含備用的吊裝和起重設備、額外的輻射檢測器，如鉛毯和鉛磚等屏蔽裝置；至於現場的工作人員，則需要個人輻射檢測設備以及便攜式輻射檢測器，以支持對輻射事故的響應。

(7) 保安

目前 SOGNS 電廠內的用過核子燃料已傳送至乾式貯存設施內，根據 NRC 10 CFR 73.55 規範，需要進行保安活動，現場的保安區域已縮限制乾貯設施場址，但為了準備運輸活動，可能需要臨時的安全屏障來構建裝載區域；此外，運輸公司以及調度中心還需升級通訊系統，用以符合 NRC 的通訊要求，這些安全需求需要納入後續詳細的技術評估中。

(8) 遙測追蹤

10 CFR 73.37(c)(6)中規範關於遙測追蹤的要求，任何可以提供接近實時位置更新的系統都可滿足此項要求，在美國最可靠的技術為 GPS 或是衛星追蹤；一般來說，發貨人需要購買車載單元和監控設備，而 DOE 使用 TRANSCOM 系統，該套系統允許運輸沿線上的州和部落訪問該系統，然而對於私人運輸公司而言，承運人通常不希望分享車隊管理系統的訊息。

由於 10 CFR 73.37(b)(1)(C)要求許可持有者在有需求時分享位置訊息，因此私人發貨人必須與承運人協調，向沿線上的州和部落提供位置信息。因此，發貨人可能會選擇與 DOE 協調使用 TRANSCOM 系統方便後續使用，因為州和許多部落已經具備訪問、培訓和使用該系統的能力。

(9) 運輸控制中心

運輸控制中心(Movement Control Center, MCC)作為安全通信樞紐，根據規定其需要負責運輸過程中，所有與運輸及護送相關的通信工作，與運輸安全功能所需無關的通訊例外；根據 NRC 及 DOE 的安全規範，MCC 需要提供工作站及多種通信方式，並由經過安全許可的工作人員，執行日常任務、監控運輸活動、於發生意外事件時啟動或協調緊急應變程序。

4.4.3.6. 設備維護

為了執行用過核子燃料和 GTCC 放射性廢棄物的運輸活動，所有安全相關的重要設備，必須符合包裝使用者的品質保證(QA)計畫及 NRC 的標準，關於設備資產的使用、檢查、校準、維護、文件和紀錄保存的具體要求，可在適用的包裝 SAR、行業標準或監管要求，表 10 中提供了關於設備品質保證或認證標準之摘要。

執行設備維護和撰寫必要文檔及紀錄的責任，通常由設備所有者承擔，若設備由其他實體貯存或操作，則需有監督系統以確保維護要求得以滿足，例如，運輸包裝若由 SONGS 電廠或其承包商使用，則需由運輸包裝所有者審查 SONGS

電廠除役品質保證計畫(decommissioning quality assurance program, DQAP)以及其執行程序，以確保符合運輸包裝自身已取得 NRC 批准之品質保證計畫(quality assurance program, QAP)的相關要求。

表 10 設備品質保證或認證標準之摘要

資產	品質保證或認證標準
運輸包裝	10 CFR 71 子項目 H
氬氣和洩漏測試設備	ANSI N 14.5
傳送設備	包裝 CoC、SAR、SONGS 現場要求
S-2043 鐵路及緩衝列車	AAR S-2043
現場護箱吊運設備	NUREG-0612、ASME B30.5、包裝 CoC、SAR、SONGS 現場要求
輻射防護儀器	NRC: 10 CFR 20.1501、DOE: 10 CFR 835.401
起重設備、吊索和索具工具	ANSI N14.6、ASME B30.9、ASME B30.26

4.4.3.7. 貯存管理

作為 NRC 核可的品質保證計畫的一部分，必須建立一個庫存系統來管理高品質零件(quality parts)，該管理系統必須通過專用的識別編號，來標示每個受品質保證計畫管理的備用零件，並限制系統中可對這些零件訪問的權限，通常是僅限於 SONGS 品保經理指定的人。

此外，對於非高品質零件和資產，需要追蹤其定期維護和檢查計畫；對於 SONGS 現場運營至關重要的零件，應考慮是否採購兩套，以確保單個零件損壞或是發生故障時的品質，不至於導致整個系統停止運行。

4.4.3.8. 現場訓練計畫

運輸包裝所有者保證計畫(QAP)和 SONGS 電廠的除役品質保證計畫(DQAP)皆有要求，執行與運輸相關的重要安全活動的工作人員，必須接受適當的培訓和資格認證；操作人員的培訓需系統化，分析每個職位的培訓需求，並在職務描述中列出相關要求；而雇主必須保留培訓紀錄，並由整體項目管理組織進行核實，以確保合規。

除了現場操作人員外，當承運人使用私人安全護送人員時，也需要專門的培

訓，在實務上，建議尋求已在沿途州獲得執照的分包商來提供這些服務，並要求分包商提供人員培訓的書面認證；雖然，現役的執法人員不在此受限內，但由於運輸貨物會跨越多州的交界，若依賴當地州或地方執法機構，可能需要於州交界處更換安全護送人員；因此，在運作上使用私人公司的服務，較可以滿足安全護送的需求。如果運輸任務由 DOE 執行，則安全工作可由 DOE 安全運輸辦公室的聯邦特工提供，作為聯邦人員，他們可在任何州工作，並受過放射性運輸護送的專業訓練。

4.4.3.9. 現場準備需求及考量要素

關於現場於運輸前需要準備的事項及關鍵要素，總結如下：

- (1) 需要制定運輸前檢查和接收設施檢查的協議，以確保密封鋼筒能夠被接收並在必要時返回 SONGS 電廠貯存設施。
- (2) 必須詳細評估運輸合格證書(CoC)的修訂範圍，包括：
 - A. 運輸新製造和較舊的密封鋼筒；
 - B. 運輸已裝載用過核子燃料密封鋼筒；
 - C. 運輸裝載 GTCC 放射性廢棄物的密封鋼筒。
- (3) 在 SONGS，Beach Club Road 以北通往主要鐵路的鐵路支線(詳見 圖 20 粉紅色線)，可能可承受裝載有運輸護箱的列車。
- (4) Beach Club Road 以南進入電廠內的場鐵路支線(詳見 圖 20 深藍色線)，將在 SONGS 電廠 2 號機和 3 號機除役過程中升級和擴建，該段鐵路在未來是否用於用過核子燃料運輸活動，目前尚不明確，因為該區域的最終除役設計尚未完成。

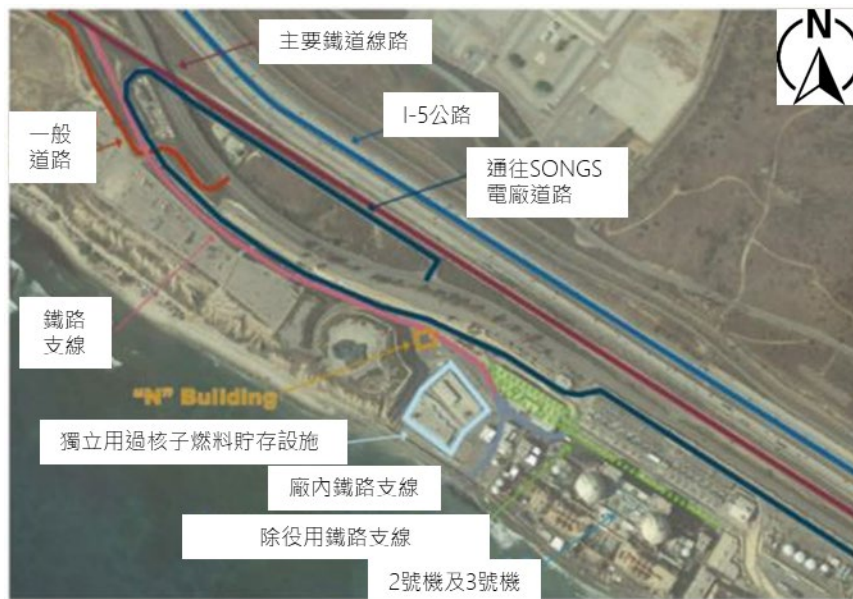


圖 20 SONGS 電廠內的鐵路支線及附近的主要鐵路

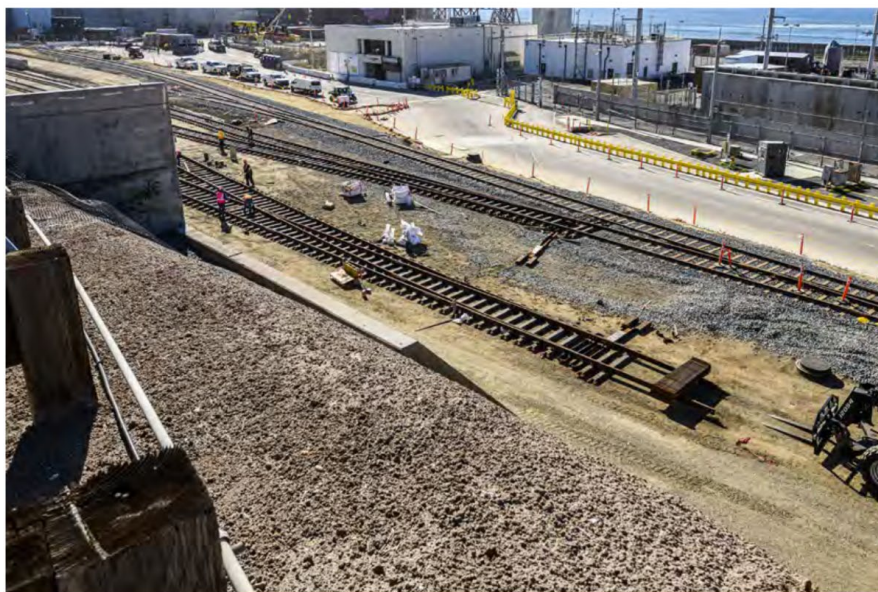


圖 21 SONGS 電廠內乾貯設施旁的鐵路支線(圖 20 藍紫色線)



圖 22 SONGS 電廠內除役鐵路支線(圖 20 淺綠色線)



圖 23 SONGS 電廠內鐵路支線於主要鐵路交會處(圖 20 粉紅及紅色線交會處)

- (5) ISFSI 以南額外的區域，將用於安置傳送用過核子燃料至鐵路列車上，所需的設施及設備。
- (6) 需要評估在密封鋼筒由貯存設施傳送至鐵路列車上期間，臨時安全保護區的選項。
- (7) SONGS 電廠所有者需要在多種方案中，決定一種方法並確定相關基礎設施需求，以便在現場將密封鋼筒由貯存設施傳送至鐵路列車上。根據更詳細技術

評估的結果，SONGS 電廠所有者可能希望修改其除役基礎設施設計的工作範圍，並在近期除役活動完成後，對現有狀態的條件進行調整。

- (8) SONGS 電廠所有者需要確定是否需要新的或修訂的海岸開發許可，用於更新 SONGS 基礎設施，以支持未來的運輸活動。
- (9) 可能可使用單一 TN 運輸護箱來運輸所有 SONGS 貯存的 TN 密封鋼筒，但需要更新其運輸合格證書(CoC)，以符合 NRC 的要求。
- (10) 將 Holtec 密封鋼筒傳送到運輸護箱時，將需要一個現場護箱轉換設施(cask transfer facility, CTF)或類似設施。
- (11) 需要及早做出與場地基礎設施的決策，因為這將影響後續的運輸/除役策略規劃戰略和其他長期計畫。

4.4.4. 運輸前準備階段

於策略規劃階段，將運輸前準備期程分為三個階段，涵蓋 SCE 執行的活動，並與運輸方的行動相關，但階段順序可能會有所重疊，如表 11 所彙整的工作項目，有些項目可能橫跨兩個或是三個階段。這些階段的持續時間取決於運輸工作是由聯邦政府或是由私人公司承攬，每階段的活動和成本由北風公司提供專業估算。在成本估算中，區分了 SONGS 共同所有者和運輸方的成本，依據不同運輸模式，SONGS 所分擔的比例可能不同，若 DOE 作為運輸承運方，用過核子燃料的運輸將由核廢料基金支持，無需由 SONGS 共同所有者承擔成本。由於與成本相關之分析過程與結果，與本計畫較無關聯性，下列章節將針對各階段概述與交通運輸準備關鍵項目，進行整理與研析。

表 11 彙整各階段 SONGS 擁有者、托運人以及需要共同承擔的責任

階段一	階段二	階段三
時間表未知	約啟動運輸任務前5~10年	約啟動運輸任務前5年
SONGS擁有者責任: - 與管制單位溝通協調 - 與地方政府及部落溝通 - 設計管理 - 硬體設施及物流分析	SONGS擁有者責任: - 與管制單位溝通協調 - 與地方政府及部落溝通 - 設立管理組織或是交通運輸規劃與管理組織 - 現場設施及人員準備工作 - 與接收單位協調	SONGS擁有者責任: - 與管制單位溝通協調 - 與地方政府及部落溝通 - 現場操作流程及裝載計畫
托運人責任: NA	托運人責任: - 運輸模式及運輸路徑分析 - 承運方選擇 - 軌道車輛採購	托運人責任: - 沿線緊急救援人員訓練 - 與承運商進行後勤協調 - 路線核准 - 安保計畫
SONGS擁有者及承運人之共同責任: NA	SONGS擁有者及承運人之共同責任: - 系統分析、物流及時程規劃 - 與運輸路徑上之地方政府及部落溝通	SONGS擁有者及承運人之共同責任: - 系統分析、運輸路徑及規劃 - 場內及場外訓練計畫 - 與運輸路徑上之地方政府及部落溝通 - 盤點設備和護箱數量 - 準備狀態審查 - 公眾溝通與對外溝通 - 完整試運行 - 準備運輸包件、裝載和發貨

4.4.4.1. 各階段概述

(1) 階段一

運輸計畫的第一階段，重點在於為未來的用過核子燃料運輸做好準備，此階段工作可以在任何時候進行，並且將持續到運輸目的地設施確定，並完成簽訂合約達成協議為止。此階段的主要目標包含：

- A. 檢視眾多的基礎設施和物流需求，以便實施運輸計畫；
- B. 規劃在 SONGS 維持最有利的條件，促進未來運輸的執行

由於任何與除役相關的現場基礎設施變更，都可能影響未來的用過核子燃料運輸工作，因此 SONGS 共同所有者有必要確保，除役活動是以最佳化基礎設施的方式進行，為最終的用過核子燃料運輸提供支持。此外，該階段還強調，需要保留和轉移現有的場地知識等訊息，給未來的工作團隊，以支持將來的運輸工作，並建立場地運輸資料庫來集中所有相關文件和參考資料。

(2) 階段二

第二階段將在確定目的地設施及運輸協議後展開，若由聯邦政府負責運輸則不需此協議。SONGS 共同所有者需根據協商決定開始此階段的時間，並且依據是否為聯邦或私人運輸模式，進行不同的準備工作。私人運輸方需評估運輸設備的成本和時間，並與沿線相關州和部落建立聯繫，而聯邦運輸方則可能需優先移除，已停機進入除役階段電廠的用過核子燃料。

(3) 階段三

第三階段是 SONGS 共同所有者和托運人，在運輸開始前的五年內進行的活動，並在首批運輸任務開始後結束，雖然後續仍有需要工作項目要執行，然而那些將會是運營的一部分，不再視為規劃階段。第三階段包括(1)需要較短準備時間、(2)需要更詳細準備的活動，其中包括實施第二階段所制定的計畫，如取得設備、承包運輸服務、制定現場作業程序和提供安全保障的計畫。

4.4.4.2. 運輸準備關鍵項目

為了確保運輸用過核子燃料及 GTCC 放射性廢棄物能得以順利實施，此運輸概念計畫中，以商業上合理的廠外處置途徑，以及可行的運輸方案，提出運輸計畫的關鍵步驟，這些步驟中，有些與確定具體的接收設施無關，並且有些需要在短時間內執行，特別是那些與除役計畫相關的步驟；至於其他步驟則需要 SONGS 的共同擁有者和最終負責運輸的實體合作來完成。這些行動包括進行現場的運輸系統分析、廠外操作和接收設施需求的分析，以及與州監管機構和公眾的溝通等，關於不同階段的活動及各自負責的實體，根據概念性時間表分類彙整於表 11 中。下列將分階段描述關鍵步驟。

(1) 總體優先事項

- A. 在地方、州和國家層面尋求合作，並組建利益相關聯盟，對國會和政府施加壓力，促使重啟全國性的處置計畫，涵蓋臨時貯存和最終處置設施。
- B. 支持通過立法，允許聯邦政府與私人營運之貯存設施，簽訂合約或進行其他形式的合作協議，以便接管使用過核子燃料的所有權，並履行其在標準合同下的義務。儘管如此，聯邦政府履行其長期以來對核廢料管理

和處置的責任，將是解決 SONGS 以及全國多個其他核電廠，貯存於廠內之用過核子燃料最可靠的方式，其或許是唯一的商業上合理的途徑。

- C. 考慮促進聯邦政府支持各州、部落和地方實體，於在涉及私人公司承接運輸用過核子燃料工作時，所需具備的能力，如運輸相關軟硬體支持準備和緊急應變訓練等。

(2) 階段一優先事項

A. SONGS 擁有者：

- a. 制定現場管理組織計畫，確保擁有執行第一階段和第二階段準備工作所需的知識和能力的人員，並管理規範合規，直到確定 SONGS 用過核子燃料的處置方案。
- b. 制定一個綜合的能力/設備需求分析，預設在當前除役工作完成後，現場工作能力完全喪失的情境，並針對未來的運輸計畫做準備。
- c. 進行詳細的技術評估，確保(1)將裝有用過核子燃料的密封鋼筒傳送到運輸護箱、(2)將運輸包裝傳送到現場鐵路軌道車輛，最佳方法和相關基礎設施需求。這項評估應盡快進行，以便為 SONGS 擁有者，修改除役基礎設施設計的工作範圍留出時間，並在當前除役工作完成後，對現場的“除役後”條件進行必要的更改。
- d. 對 SONGS 採用的 Holtec 密封鋼筒及運輸護箱，進行詳細的技術評估，為護箱轉換設施或類似設施選擇適當的配置。此評估應考慮相關的工程和建設成本，以及是否需要新的或修改的沿海開發許可證。此外，由於 HI-STAR 190 運輸包裝也是採用水平運輸，需要研究在運輸護箱驗收和運輸包裝準備過程中，護箱翻轉及復位的操作流程。
- e. 在 SONGS 內部實施持續的「知識保留」計畫，並建立一個數據庫，以幫助相關資訊與紀錄轉移到交通運輸規劃與管理組織 (Transportation planning and management organization, TPMO)。
- f. 加強與 SONGS 鐵路運輸路線沿線社區和部落的關係。這些社區可能知道用過核子燃料運輸路線會穿越其居住的區域，並可能對未來的運輸活動有疑慮或擔憂。加強這些關係，將是交換信息和建立積極工作

關係的有價值的途徑，這些關係可以在第二階段和第三階段中發揮作用。

(3) 階段二優先事項

A. SONGS 擁有者:

- a. 執行第一階段技術評估中的現場基礎設施建議。
- b. 確定適當的檢查和驗收標準，以驗證老化密封鋼筒(1)是否符合 10 CFR 71 CoC 和圖紙要求，並且(2)是否可於集中式貯存設施中，持續發揮密封的功能。
- c. 確認已擁有必要認證的個人或分包商，來擔任起重機操作員或氦氣洩漏測試員，而不是培訓 SCE 員工執行這些任務。這些職位需要專業技能和大量培訓，因此通常聘用具備所需專業技能的人會比內部培養更具成本效益和時間效益。

B. 托運方:

- a. 雇用物流管理承包商，提供系統工程需求建議，協調 SONGS 與目的地之間的運輸物流，與鐵路承運人談判，並就監管合規性進行管理。
- b. 儘早並經常與路線上的州和部落進行互動。這些互動的目標是建立積極的合作關係，並確保(1)在運輸前提前解決問題，(2)在運輸前解決操作介面問題，以及(3)與當地管轄區、選舉官員和公眾的溝通工作能夠得到良好協調。在這些活動中，可能需要與 SONGS 共同擁有者協調，特別是關於公眾接觸與溝通的部分。

C. SONGS 擁有者及托運方:

- a. 於確定處置方案的前提下，澄清運輸系統各單位的責任劃分。若 DOE 或其他聯邦機構是運送方，則 SONGS 共同擁有者需要確保運輸包裝準備、附加責任，和相關要求之間的責任劃分。如果聯邦政府不是運送方，SONGS 共同擁有者則需要探索可能的選項，並確定是否能與

私營運輸方，就運輸成本和責任方面，達成商業上合理的協議。

- b. 進行系統分析，並開展相關的物流和規劃活動，以確保出發地和目的地之間的整合。
- c. 協調運輸方與 SONGS 共同擁有者之間的互動活動，確保與州、部落、地方政府和公眾的溝通一致並保持最新。

(4) 階段三優先事項

A. SONGS 擁有者:

- a. 重新審查 SONGS 的品質保證計畫，以確定並解決隨著對運輸相關現場活動了解的增多，而需要進行的任何變更。
- b. 制定詳細的品質保證、檢查、維修和操作程序，涉及將密封鋼筒從廠內貯存設施傳送到運輸護箱，以及將運輸包裝傳送到鐵路軌道車的過程，並考慮對這些操作進行冷測試(dry run)。
- c. 確保現場人員的培訓課程，係由擁有相關資格的專業人士執行，確保學員能夠安全且有效地執行其職責。

B. 托運方(若由私人公司/單位承攬):

- a. 雇用物流管理承包商，協調 SONGS 與目的地之間的運輸物流，與鐵路承運人談判，並管理運輸計畫的合規性。
- b. 完全實施在第一或第二階段制定的溝通計畫。與沿途州和部落官員的協調將提高工作效率。
- c. 與計畫路線上的公眾信息聯絡官協調，確保這些工作人員能夠及時向媒體、選舉官員和公眾，分享有關用過核子燃料運輸的準確訊息，無論是在常規運輸操作中，還是在發生事故的情況下。
- d. 擴展並加強與負責運輸相關活動的州和部落人員的協調。這些互動的目標是確保所有未解決的問題已經處理，並且必要的操作介面已經確定。

C. SONGS 擁有者及托運方:

- a. 根據需要，在出發地和目的地準備所需之接收設備。
- b. 根據需要，開始對參與用過核子燃料裝卸的現場人員進行培訓。
- c. 進行準備工作檢查，包括考慮進行冷測試。
- d. 繼續協調溝通以及確保利益相關者的持續參與。
- e. 接收並檢查所有運輸護箱和鐵路硬體設備。

5. 日本近期用過核子燃料運輸案例

日本首座商業核反應器「東海 1 號」(Tokai-1)為英國進口的 Magnox 反應爐，於 1966 年 7 月開始運作，發電容量為 166 MWe；隨後，日本電力公司轉向與美國供應商合作，通過美國 General Electric(GE)和 Westinghouse 獲得電廠建造及設計技術，並由日本方面負責建造；到 1970 年，首批三座輕水反應器正式投入商業運行，經過美國的授權和許可後，至 1970 年代末，包括日立(Hitachi)、東芝(Toshiba)和三菱重工(Mitsubishi Heavy Industries)等公司，已具備相當的核電技術和工程建設能力；由於早期核反應爐的定期維修需要較長的停機時間，導致平均裝置容量偏低，自 1975 年起，展開「輕水反應爐改進暨標準化計畫」(LWR Improvement and Standardization Program)，以及「進步型沸水式反應爐」(ABWR)的設計，並於 1996 年，日本在柏崎刈羽(Kashiwazaki-Kariwa)建造完成首批 ABWR 電廠建造。到 2010 年，日本的核電規模達到巔峰，共有 54 座核反應爐，總發電量為 48,847 MWe，占全國電力供應的 25%。

由於日本缺乏鈾礦，為了減少對進口鈾的依賴，並最大限度地利用鈾燃料，減少高放射性廢棄物的產生，日本於 1970 年代，便決定發展封閉式核燃料循環系統，這一系統包括對使用過核子燃料進行再處理、混合氧化物燃料(MOX)的生產，以及「快滋生反應器」(Fast breeder reactor ,FBR)的研發等措施。

如 2.2.7 節中所敘述，日本由於境內用過核子燃料再處理能力有限，大部分的用過核子燃料，經由海運運輸至法國及英國進行再處理作業；按照規劃，位於東海的再處理設施關閉後，境內的再處理設施任務由位於六所的再處理設施接替，然而自 2006 年開始試運轉以來，迄今(2024)仍未開始運營，根據日本原燃公司公告的資訊，該設施原先預定於 2024 年 9 月開始運轉，但又再次展延(第 27 次)，將完工日期延至 2026 年；此外，由於再處理設施施工的延宕，接收用過核子燃料的工作因而受到影響，如表 12 及圖 24 中呈現資料所示，近幾年並無接收用過核子燃料的紀錄，目前用過核子燃料大部分仍貯存於各電廠內，因此，為了配合再處理與電廠持續運營的需求，自 2005 年開始規劃中期貯存設施，於 2010 年開始施工，並於 2013 年完工，後續期間因福島事件及相關強化措施等工作，於

2020 年日本核能管制單位(Nuclear Regulation Authority, NRA)核發執照變更許可證,於 2024 年開始接收第一批用過核子燃料;該設施主要的里程碑彙整於表 13。

表 12 日本原燃公司(六所村)接收高放射性廢棄物數量統計[15]

年度	接受用過核子燃料				接收玻璃固化體	
	燃料束數量(束)		U 重量(公噸)		固化體數量	運輸容器數量 (TN28VT)
	BWR	PWR	BWR	PWR		
2007	8376	2526	1453	1082	0	
2008	9300	3074	1612	1314	0	
2009	9300	3634	1612	1553	28	1
2010	9512	3760	1648	1610	0	
2011	9714	3872	1683	1661	76	3
2012	9752	3900	1689	1673	28	1
2013	44	14	8	6	0	
2014	11	14	2	6	132	5
2015	0	14	0	5	124	5
2016	22	0	4	0	0	
2017	0				0	
2018	0				0	
2019	0				0	
2020	0				0	
2021	0				0	
2022	0				0	
2023	0				0	
2024	0				0	



圖 24 日本原燃公司(六所村)歷年接收用過核子燃料數量彙整

表 13 RFS 中期貯存設施里程碑

年/月	描述
2000 年 11 月	由陸奧市向東京電力公司，提出對廠址技術調查的請求
2001 年 01 月	東京電力公司展開選址可行性研究
2005 年 10 月	簽署有關用過過燃料中期貯存設施的協定，包含青森縣政府、陸奧市政府、東京電力公司、日本原子力發電公司。
2005 年 11 月	成立回收燃料貯存股份有限公司(RFS)
2010 年 05 月	取得許可執照。
2010 年 08 月	開始興建第一期貯存建築
2013 年 08 月	完成第一期貯存建築
2014 年 01 月	根據新標準的事業變更許可事項，提出申請並進行合適性審查。
2018-2023 年	提交業務變更許可申請並修改
2023 年	獲得部分貯存業務變更許可(法規、設計、施工圖等)
2024 年 02 月	獲得金屬護箱貯存業務變更許可
2024 年 09 月	接收第一桶運輸護箱
2024 年 11 月	日本 NRA 核發使用前確認證書，RFS 開始運營。

5.1. 中期貯存設施概要

5.1.1. 設施地理位置及背景資料

日本建立之用過燃料中期貯存設施位於青森縣陸奧市，與六所村相距約 50 公里，地理位置圖詳如圖 25，該設施由回收燃料貯存股份有限公司(Recycle Fuel Storage Co., Ltd, RFS)負責經營，RFS 由東京電力公司(持股 80%)與日本原子力發電公司(持股 20%)共同出資成立；日本原子力發電公司(Japan Atomic Power Company, JAPC)是由日本 9 大電力公司與電源開發(Electric Power Development, 又稱 J-POWER)共同出資成立，其中 9 大電力公司包含東京電力、關西電力、中部電力、北陸電力、東北電力、九州電力、中國電力、北海道電力、四國電力。

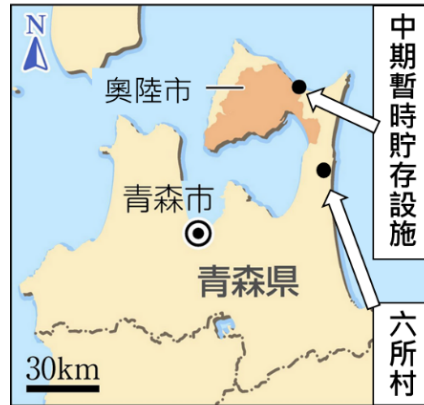


圖 25 日本中期貯存設施地理位置

位於奧陸市的中期貯存設施示意圖及建築物外觀詳如圖 26，其建造目的是為了接受全日本核電廠產生的用過核子燃料並進行中期貯存，在貯存期間，不會對用過核子燃料進行再取出或是任何方式的處理活動，僅對用其進行貯存及管理工作，設施內貯存的護箱會放置於專用支撐架上，用以固定於地面上(詳如圖 28 所示)；建築寬 62 公尺、深 131 公尺、高 28 公尺，採用自然對流的方式進行空氣冷卻，預計最長貯存年限為 50 年，於設施內擬定貯存金屬護箱，該類型金屬護箱為貯存及運輸兩用護箱，加裝衝擊緩衝器即可進行運輸，不需要更換護箱；設施總設計容量可容納 5000 公噸用過核子燃料(金屬護箱數量約為 400 個)，其中東京電力公司及日本原子力發電公司，預計貯存量分別約為 4000 及 1000 公噸；設施的建造共分兩階段實施，目前已完成第一期的建築物，可貯存 3000 公噸用過核子燃料(金屬護箱數量約為 288 個)；雖然該中期貯存設施可用於接收全日本核電廠產生的用過核子燃料，但僅是資格上符合，具體是否能將用過核子燃料運輸至該設施進行貯存，尚需經過 RFS 的核可。



圖 26 中期貯存設施[16]



圖 27 貯存設施內部樣貌，下方淺藍色圓柱體為訓練用護箱，上方有一 160 噸天車[17]



圖 28 (左)訓練用的護箱以螺栓固定在地板上，(右)貯存及運輸兩用金屬護箱的結構圖[17]

5.1.2. 近期活動

該設施於 2024 年 11 月 6 日正式營運，於 2024 年 9 月 24 日，一艘裝載有 1 個金屬護箱的專用運輸船，從柏崎刈羽核電廠(位於新潟縣)內的港口出發，該護箱內裝有 69 束用過核子燃料(約 12 公噸)，經過 2 日海上運輸，於 26 日抵達 RFS

外的關根濱港(関根浜港)，再經由傳送車輛沿設施專用道路(約 1.5 km)，將運輸護箱傳送至貯存設施內，由 RFS 進行運輸後及貯存前檢查以確認安全，此項工作已於 10 月中旬完成；於 2024 年 11 月 6 日，NRA 發布聲明表示，NRA 已進行了使用前事業者檢查的執行情況等相關確認，經過一系列的檢查結果，已證實 RFS 檢查適當地完成，並且該設施也符合標準，因此核發使用前確認證書，同日，RFS 宣布根據 NRA 核發的使用前確認證書，正式開始運營。圖 29 顯示用過核子燃料從核能電廠至中期貯存設施的運輸流程，以及運輸階段的檢查流程，圖 30 展示裝有用過核子燃料的運輸護箱由運輸船運抵港口，並由港口的起重設備吊起的畫面，圖 31 為裝載有運輸護箱的運輸車輛以及護送車輛，經由專用道路，從接收港口運輸至中期貯存設施，圖 32 為專門用於傳送用過核子燃料的多軸運輸車輛，以及傳送進貯存設施進行檢查作業情形。

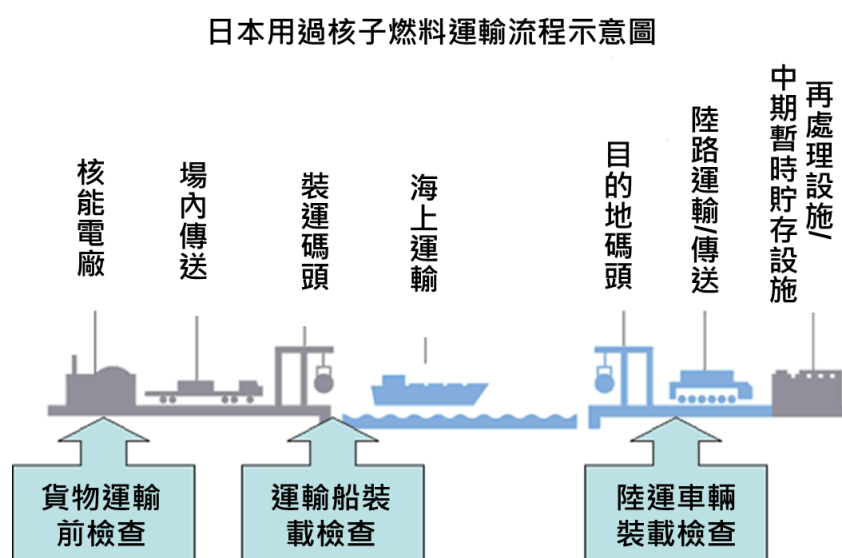


圖 29 日本用過核子燃料運輸流程及運輸階段檢查示意圖

這運輸任務是日本首次於核電廠設施外，貯存用過核子燃料；若此次進展順利，東京電力預計於 2025 年從柏崎刈羽核電廠移出 138 束用過核子燃料(約 24 公噸)，並於 2026 年移出 345 束用過核子燃料(約 60 公噸)，分別以 2 個及 5 個運輸護箱裝載，運量一共為 8 桶運輸護箱，總計運輸 550 束用過核子燃料(約 96 公噸)至 RFS 貯存設施內，用以減少柏崎刈羽核電廠內的貯存量，為電廠重啟做好準備。如上所述，RFS 貯存設施預計每年分四個季度，分批運輸 200~300 公噸，待六所村再處理設施開始運營後，這些用過核子燃料將會經由海運運抵六所村。



圖 30 裝有用過核子燃料的運輸護箱，於 2024.09.26 抵達接收港口[19]



圖 31 陸運車輛沿專用道路，從港口運輸用過核子燃料至貯存設施內[19]

(a)



(b)



(c)



(d)



圖 32 (a)專門用於傳送用過核子燃料的多軸運輸車輛；(b)多軸運輸車輛於貯存庫檢查區內進行吊裝作業；(c)使用起重設備將護箱吊至垂直支架上；(d)垂直支架安裝作業[21]

5.1.3. 日本電廠內貯存用過核子燃料概況

柏崎刈羽核電廠內的用過核子燃料貯存量已經接近極限，目前總貯存量已達到 80%(詳見圖 33)，而計劃重新啟動的 6 號和 7 號機的貯存量則超過 90%；新潟縣柏崎市市長桜井雅浩表示，對 6 號和 7 號機的用過核子燃料貯存量之議題，同意重新啟動的條件是將貯存率「大致保持在 80%以下」，因此，柏崎刈羽核電廠有較迫切的需求，需要將用過核子燃料從電廠內移出，於 2024 年 09 月的運輸活動(1 桶運輸護箱)來看，將 4 號機的貯存率從 68%降至 65%，後續的運輸活動將可為重啟創造有利條件。

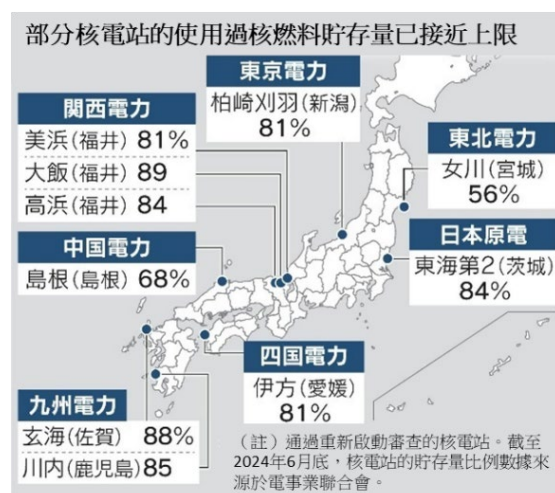


圖 33 日本核電廠廠內用過核子燃料貯存量[20]

5.2. 用過核子燃料運輸活動

5.2.1. 運輸安全法規

由於運輸用過核子燃料，其活動地點可能涉及境內及境外，日本將 IAEA SSR-6 納入國內的法規中，其中運輸模式包含陸運、海運、空運等方式，監管項目則涵蓋運輸種類、運輸方式、路線、日期及時間等，表 14 中彙整與運輸安全相關的行政機關及監管系統。

表 14 日本與運輸安全有關的政府機構的監管系統

運輸模式	執行項目	執行機構	法規依據
陸路運輸	確認運輸貨物符合技術標準	核能管制委員會	核反應器等管理法
	確認運輸方式符合技術標準	國土交通省	
	有關運輸路線、日期和時間等的通知以及指示	地方公共安全委員會	
海上運輸	確認運輸貨物符合技術標準	國土交通省	船舶安全法
	確認運輸方式符合技術標準	國土交通省	
	有關運輸路線、日期和時間等的通知以及指示	日本海上安保廳	
航空運輸	確認運輸貨物符合技術標準	國土交通省	航空法
	確認運輸方式符合技術標準		
	有關運輸路線、日期和時間等的通知以及指示		

共同	責任轉移安排的確認	核能管制委員會	核反應器等管理法
----	-----------	---------	----------

5.2.2. 用過核子燃料搬移計畫

目前，RFS 已針對用過核子燃料的接收任務，制定為期三年的貯存計畫，年度計畫彙整於如表 15，分為東京電力及日本原子力發電公司，其中東京電力考慮到金屬護箱移除、運輸護箱操作及廠外運輸作業規畫等因素，計劃在 2024 年度至 2026 年度，從柏崎刈羽核電廠移出共 8 個裝有用過核子燃料的金屬護箱；至於日本原子力發電公司，由於目前正在準備與運輸護箱相關的變更申請作業，預計於獲得施工認可後重新制定運輸計畫。

表 15 用過核子燃料運輸至中期貯存設施之年度規劃

	2024		2025		2026	
	Q1&Q2	Q3&Q4	Q1&Q2	Q3&Q4	Q1&Q2	Q3&Q4
RFS 接收計畫	1 箱 (12 公噸)	0	0	2 箱 (24 公噸)	3 箱 (36 公噸)	2 箱 (24 公噸)
東京電力運出計畫	1 箱 (12 公噸)	0	0	2 箱 (24 公噸)	3 箱 (36 公噸)	2 箱 (24 公噸)
日本原子力發電運出計畫	尚未有規劃，需確認運輸護箱的建造計畫後決定。					

5.2.3. 傳送及運輸作業

由核電廠運輸用過核子燃料至中期貯存設施的流程，彙整於圖 34；使用之護箱詳見圖 32，該容器兼具運輸和貯存的功能，設計上滿足四項基本安全功能，包含(1)熱移除功能、(2)屏蔽功能、(3)密封功能、(4)防止臨界功能，並包含必要的結構強度，以確保發生意外事故時，基本功能可得以維持；廠內傳送及廠外運輸的流程摘要如下：

- (1) 於核能電廠內，將護箱吊至運輸架上；
- (2) 加裝衝擊緩衝器於護箱前後；
- (3) 吊運運輸架至陸運傳送車輛上，並傳送至廠內碼頭；
- (4) 於碼頭吊裝運輸架至運輸船上；

- (5) 由專用海運運輸船執行海上運輸任務；
- (6) 至接收碼頭後，重覆步驟 C，經由專用道路運輸至貯存設施內；
- (7) 於貯存設施內卸下衝擊緩衝器，並進行後續接收前檢查。

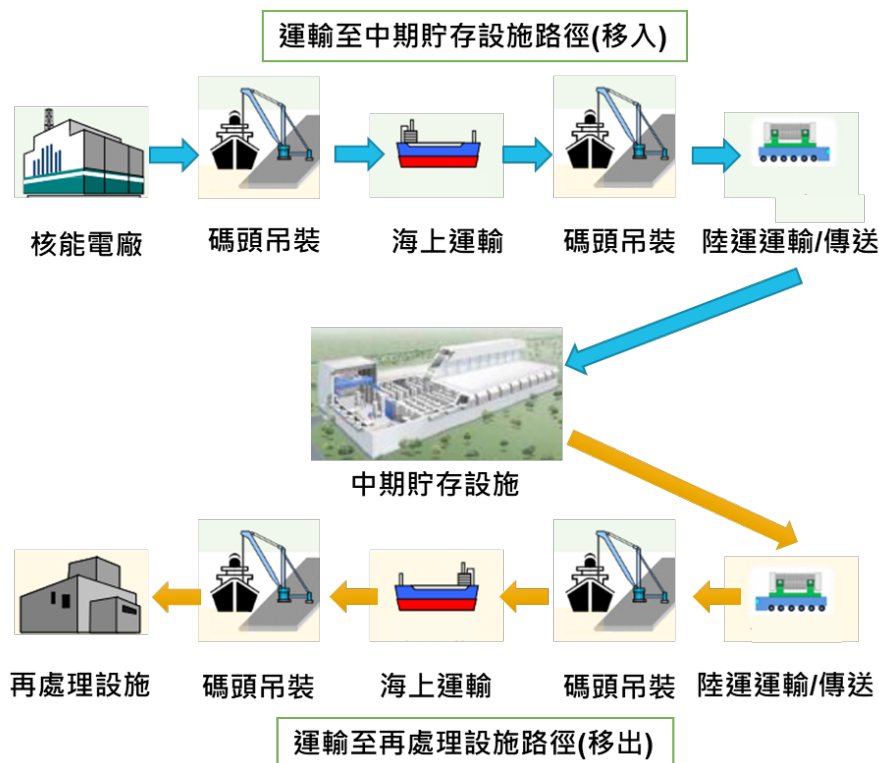


圖 34 用過核子燃料廠外運輸流程

在裝卸作業安全管理方面，需要注意：

- (1) 為了防止裝卸過程中的事故，事前需確認於碼頭實施的裝卸計畫、裝卸過程中的注意事項和緊急應變計畫等；
- (2) 裝卸作業區域內禁止非相關人士進入；
- (3) 在作業過程中，隨時確認氣象和海象訊息。

在陸運運輸過程安全管理方面，相關規劃包含：

- (1) 在港口卸貨後，專用車輛前後會安排隨車護衛車(採用隊列運輸模式)；
- (2) 在輸送過程中，與各車輛及運輸指揮部保持聯絡，以確保安全；
- (3) 若發生車輛火災等事故，運輸車隊工作人員將進行初期滅火和輻射測量等緊急應變處置。

5.2.4. 專用運輸船

日本運輸用過核子燃料、玻璃固化體及低放射性廢棄物的工作，是由原燃運輸公司負責(Nuclear Fuel Transportation, NFT)，運輸用過核子燃料的運輸船結構及剖面圖如圖 35 以及圖 36 所示，全長約 100m、寬度約 16.5m，載貨重量約 3000 公噸，總噸數約為 4500 公噸，設計規範符合國際海事組織(International Maritime Organization, IMO) INF 3(INF code)的標準；船體考慮到可能的碰撞等情況，於船體底部及側面採用雙層結構，並設有防止碰撞的系統等安全措施。

運輸船的安全設計，符合日本交通部所訂定的「照射過核燃料等運輸船的結構及設備等特別標準」(「照射済核燃料等運搬船の構造及び設備等に関する特別基準」)，其中包含：

- (1) 配備安全航行設備(包括多個航海用雷達和自動碰撞預防輔助裝置等)；
- (2) 增強對座礁和碰撞的抵抗力(如船底及船側的雙層船殼結構)；
- (3) 配備放射線測量裝置以監測運輸物品；
- (4) 安裝在緊急情況下可啟動的多重輸送物冷卻裝置及非常電源；
- (5) 配備消防設備，如火災探測裝置、手動火災警報裝置、滅火裝置、緊急注水裝置等。

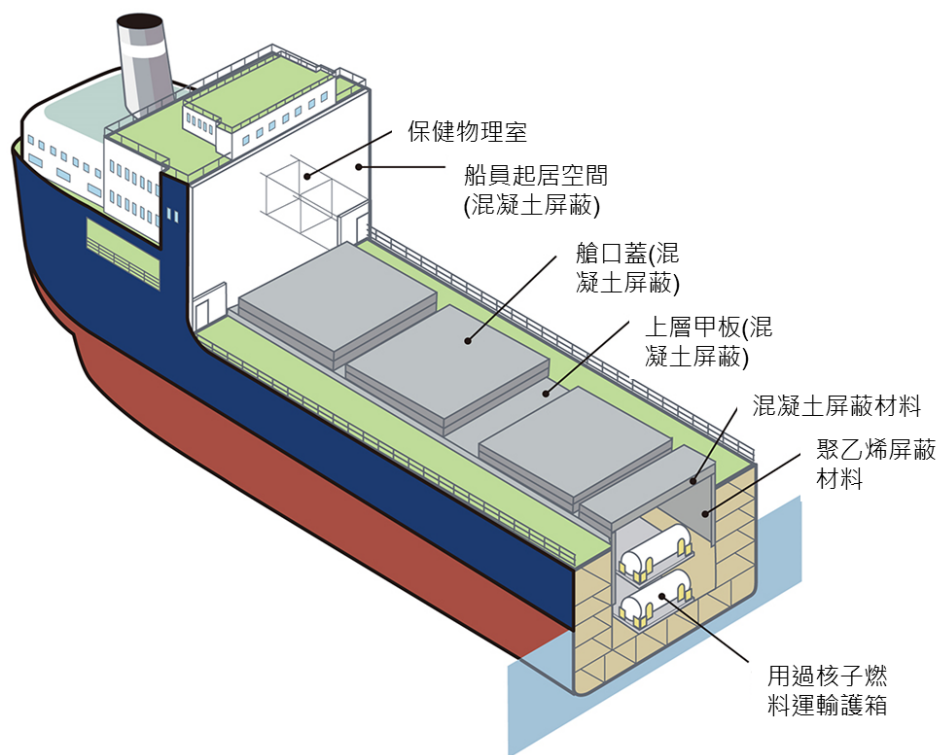


圖 35 日本用過核子燃料運輸船

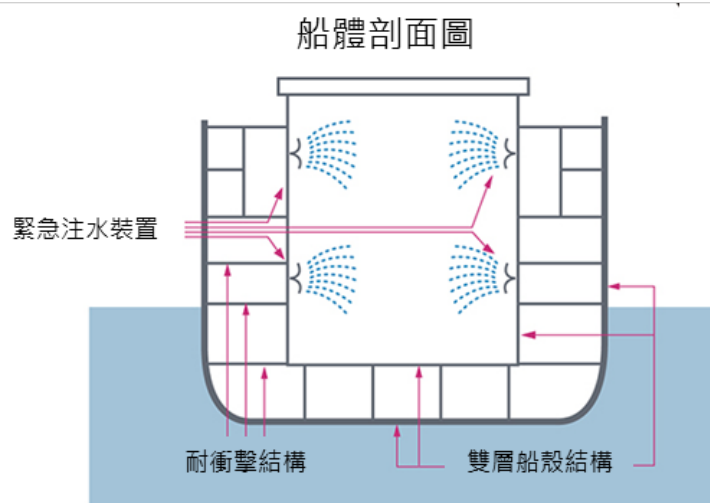


圖 36 日本用過核子燃料運輸船剖面圖

6. 用過核子燃料運輸安全審查及管制技術建議

本計畫已蒐集及彙整與用過核子燃料運輸相關之資料，並從不同面向研析用過核子燃料運輸計畫規劃、安全審查、安全管制技術等項目，所需具備之材料以及其中之關鍵要素。在國際案例方面，已彙整各國及國際間自 1970 年代起，運輸商用、研究用及軍事用之用過核子燃料經驗，運輸模式依照各國情境及考量因素，包含陸運、海運以及多聯式等方式；在技術發展方面，根據美國 NWTRB 發佈之調查報告，得知美國 DOE 目前關於用過核子燃料運輸準備工作，所取得的成果與後續發展概況，其中涵蓋技術與法規層面；在運輸概念計畫案例方面，於 SONGS 電廠發佈關於用過核子燃料的規劃報告之中，包含用過核子燃料廠外運輸的概念計畫，由此可得知從業者或是執行單位的角度，進行用過核子燃料運輸活動前，所需的準備工作、軟硬體設備規劃、運輸路徑規劃、人員訓練、策略考量等。

6.1. 本土運輸用過核子燃料規劃

依照台電公司於 2013 年發佈的「核二廠乾貯護箱系統廠外運送作業專案評估報告」[23]及 2014 年發佈的「核一廠乾貯護箱系統廠外運送作業專案評估報告」[24]，目前規劃以短程陸運銜接海運的方式運輸用過核子燃料護箱，並有數種海運方案，包括(1)從碼頭以近岸運輸船接駁運輸護箱，運輸至主要港口後吊裝至專用運輸船上、(2)從碼頭直接吊裝至專用運輸船上。

第一種方式因為在主要港口裝卸，碼頭水深較深，可容納排水量較大的專用運輸船，如日本採用之專用運輸船，滿載排水量(總噸位)可達 5000 公噸，瑞典採用的專用運輸船(M/S Sigrid)，滿載排水量(總噸位)可達 1600 公噸；而第二種方式，專用船隻的最大載重則受限於規劃使用碼頭之水深，可能因此限制單趟的可運輸之護箱數量；至於核三由於廠內已有重件碼頭，因此規劃上較為靈活。據此，搭配目前台電公司對於用過核子燃料的管理方針，以及放射性廢棄物處置規劃，台灣用過核子燃料運輸實際情形與假設情境分別敘述如下：

(1) 實際情形：

- A. 用過核子燃料於廠內乾式貯存設施進行貯存；
- B. 目前已規劃用過核子燃料廠內乾式貯存的場地；
- C. 集中式貯存設施及最終處置設施場址尚未選定；
- D. 核一廠有對外聯絡道路，無專用碼頭、核二、三廠有對外聯絡道路、專用碼頭，核一、二、三廠皆無鐵道通過，廠外運輸的選擇包含(1)陸運、(2)陸運-海運-陸運搭配的形式進行；
- E. 目前，台灣尚未成立如法國 ANDRA、日本 NUMO 等專責機構。

(2) 假設情境:

- A. 目前用過核子燃料係採用裝填入密封鋼筒的方式進行密封，外層搭配混凝土護箱，後續可能採用可運輸密封鋼筒的運輸護箱，執行運輸任務，加上衝擊緩衝器後，運輸包件總重量可能超過 118 公噸；
- B. 於貯存及處置階段，皆由台電公司負責規劃與建設，於運輸階段，可能由台電公司發包委託專業運輸公司執行。

6.2. 運輸安全審查及管制技術建議

本節內容將假設本土用過核子燃料需要進行廠外運輸之情境，根據第 3 章和第 4 章之研析內容，假想後續監管單位審查用過核子燃料運輸活動時，就運輸安全及安全管理技術方面，提出相關注意之事項與精進建議。

(1) 用過核子燃料運輸包裝

- A. 確認於運輸期間，運輸包裝和運輸設備完成所需之設計、製造和測試工作，並取得許可證。
- B. 由於運輸包裝於整體運輸環節中，需要經歷多次重新包裝的工作，需檢視相關活動所需之設備及規劃，包含對地點的設計、設備採購、安裝、操作規劃等，以及其他潛在不利影響因素。

(2) 運輸路徑風險評估工具

- A. 本土尚未有運輸路徑評估工具，過往是根據特定運輸路線進行非放射性及放射性影響評估，各國對此項目皆有開發各自適用之評估工具，如美國 DOE 針對境內運輸開發相對應的系統，日本就海上運輸開發合適之評估系統。

- B. 建議就(1)公路運輸、(2)海上運輸、(3)碼頭銜接等方面，建立路徑及風險評估技術，由於此類系統具有地域性，並較依賴當地數據及資訊，搭建本土數據模型、取得本土關鍵參數，以及建置風險評估技術，將有助於完善運輸安全審查所需具備之能力與技術。

(3) 長期貯存後運輸

- A. 於運輸前驗證護箱及密封鋼筒狀態所需的檢查要求、程序及設備。
- B. 識別導致乾式貯存期間護箱或密封鋼筒損壞的劣化機制，並審視是否會影響護箱或密封鋼筒的運輸安全功能。

(4) 高燃耗用過核子燃料貯存後運輸

- A. 核一、二及三廠皆有高燃耗用過核子燃料(燃耗值大於 45 GWd/MTU)，選用之密封鋼筒以及運輸護箱，皆要求有可裝填高燃耗燃料束的合格證書(CoC)。
- B. DOE 仍持續針對高燃耗用過核子燃料，於長期貯存後執行運輸活動期間，燃料物理及化學性能進行研究，未來將整合熱力、機械和材料的模擬模型，用於燃料性能的評估工作；由於台灣亦有高燃耗用過核子燃料運輸的需求，建議持續追蹤此研究項目的發展，以建立相關安全審查技術。

(5) 運輸護箱廠內傳送路徑

- A. 不論採用全程陸運或是與海運搭配的模式，由廠內貯存設施至目的地或是轉運站的路線上，可能是以自走式模組運輸車、多軸油壓板車或是重型拖車頭搭配重型拖板車等載具進行運輸，由於運輸包件的總重量可能超過 118 公噸，對於廠內傳送路徑，需要進行荷重等安全項目的評估，並將傳送路徑下方的管線，以及可能對其造成的影響納入考量範圍內。
- B. 建議裝載運輸護箱之載具，其輪胎軸重須符合 AASHTO HS20 的標準，方得以行駛於符合「公路橋梁設計規範」中 HS20-44(AASHTO)設計標準之道路，包含廠內及廠外道路；若超過設計標準，須提出可行之道路和橋梁補強及改善方案。
- C. 檢視貯存設施的交通基礎設施，對可能的運輸模式進行必要的評估及升級活動。

(6) 陸運運輸載具

- A. 核一廠：核一廠無專用碼頭也無鐵路通過，若採用銜接海運的運輸方式，

運輸至外運碼頭可使用自走式模組運輸車或是多軸油壓板車進行運輸，但由於現今市面上此種運輸載具行駛速度有限，滿載情況下時速約 5~10 公里，若在各特殊情況下，時速可能會低於 5 公里，因此此類運輸機具較適合於電廠內或是專用運輸道路上；於一般道路上，可採用重型拖車頭搭配重型拖板車可組合進行，惟需注意其輪胎軸重須符合 AASHTO HS20 的規範，此類方式可大幅度縮短運輸時間，進而降低放射性影響及可能產生的風險。若採用全陸運的模式，建議採用重型拖車頭搭配重型拖板車可組合進行。

- B. 核二廠：核二廠有專用碼頭，但該碼頭並非位於廠內，需要跨越一般道路方能抵達，若採用銜接海運的運輸方式，可使用自走式模組運輸車或是多軸油壓板車進行運輸，運輸規劃可參考 2007 及 2011 年核二廠運輸 160 噸的汽機轉子的案例。若採用全陸運的模式，建議採用重型拖車頭搭配重型拖板車可組合進行。
- C. 核三廠：核三廠有專用運輸碼頭，若採用海運的運輸方式，可使用自走式模組運輸車或是多軸油壓板車傳送運輸護箱至碼頭。若採用全陸運的模式，建議採用重型拖車頭搭配重型拖板車可組合進行。

(7) 海運運輸載具

- A. 若採用海運運輸模式，關於專用運輸船的設計，建議將外運碼頭之參數納入考量，並參酌日本及英國的專用運輸船設計案例，據此規劃合適於本土的運輸船隻。
- B. 審查專用運輸船時，除須符合本國法令外，亦須審視其是否符合相關國際法，包含「國際生命安全公約」、「國際防止船舶污染公約」、「國際海上危險貨物規則」和「船舶上運載包裝受輻射核燃料、鈾和高放射性廢物的安全規範」等規範的要求。

(8) 除役電廠內之硬體設施

- A. 電廠進入除役階段後，開始依照除役計畫拆除電廠內的設施，由於運輸活動可能會於貯存階段完成後實施，需要依照運輸時程的規劃，適當修訂並滾動式調整除役計畫時程安排，以滿足後續執行運輸活動時所需之設備。
- B. 檢視運輸規劃時，須同時考量是否受到除役工作的影響，並儘可能保留

所需之關鍵場地與運輸輔助設備，為未來的廠外運輸做好準備。

- C. 審視業者為運輸前準備進行的技術評估，確保密封鋼筒的傳送作業可順利進行，並考量除役工作對所需要之基礎與輔助設施之影響。

(9) 檢查

- A. 用過核子燃料的運輸任務檢查活動，涉及貯存設施之檢查程序、包裝維護計畫檢查程序、運輸前檢查程序、運輸活動檢查程序、多聯式運輸(轉換運輸工具)檢查程序、接收端檢查程序等，建議建立一檢查程序框架，將各個檢查程序納入其中管理，以對用過核子燃料運輸安全實施高效率且一致的檢查流程。
- B. 根據目前的規劃，貯存設施(出發地)及接收設施(目的地)皆由台電公司負責，運輸階段可能委託專業運輸公司執行，為提高運輸及安全管制的效率，有必要將運輸前、中、後的檢驗流程納入同一套體系中，其中包含各項文件、品質保證、人員訓練、資格認證等工作項目。

(10) 保安和緊急應變計畫

- A. 根據採用的運輸載具、運輸模式、運輸計畫，確保相關緊急應變計畫、運輸前準備工作及人員編制，在技術方面做好準備。

(11) 人員培訓及知識管理系統

- A. 由於運輸工作的前期準備工作時間跨度大，建議建立知識管理系統，用以管理與運輸相關之資訊，以及電廠與運輸工作相關之除役項目進展等資料。

(12) 公眾宣傳及溝通

- A. 根據 DOE、美國國家科學院、美國電廠業者反饋之訊息，雖然運輸工作可能於十或數十年後才進行，但越早與運輸路線沿線社區和部落進行公眾溝通，建立良好關係與信任度，對後續開展運輸相關工作幫助越大。
- B. 目前，雖然台灣尚無運輸規劃，但建議待時機成熟時，儘早敦促相關單位，進行公眾宣傳及交流工作，掌握公眾關注議題與訴求。

7. 結論

本計畫報告中，於第 2 章彙整國際運輸高放射性物質經驗，於第 3 章整理並分析美國用過核子燃料運輸技術發展，於第 4 章研析美國用過核子燃料運輸概念計畫案例，於第 5 章蒐集並研讀日本近期用過核子燃料運輸案例，根據研析之內容對應至台灣本土用過核子燃料管理、處置規劃及可能之運輸途徑，於第 6 章提出與運輸安全審查及管制技術相關之注意與建議事項。

藉由分析(1)國際運輸經驗、(2)用過核子燃料技術發展近況、(3)SONGS 電廠規劃之用過核子燃料概念運輸案例、(4)日本運輸用過核子燃料案例，考量台灣本土未來面臨用過核子燃料之情境、可能的運輸模式、執行機構等，本子計畫預想後續監管單位審查用過核子燃料運輸活動時，就運輸安全及安全管制技術方面，提出運輸安全審查注意事項，以及建立安全管制技術之精進建議，用以厚實管制單位對於運輸安全管制的審查專業技能，並完善所需具備的安全審查技術，相關的彙整資料與研究分析成果，也可作為未來放射性物質安全運輸審查工作的參考依據。

本計畫各工作項目結論歸納如下：

(1) 國際運輸高放射性物質經驗

- A. 各國對於如何管理核電廠發電產生之用過核子燃料，有著不同的規劃及策略，與各國的高放射性廢棄物處置策略息息相關，由於僅有少數國家已選定最終處置場址並制定相對應的處置策略，大部分的國家仍尚未決定用過核子燃料之處理或處置方式，因此尚未有大規模運輸核子燃料的情形發生。
- B. 雖然尚未有大規模商用用過核子燃料運輸的案例，國際上已有豐富運輸高放射性廢棄物的經驗與實際案例；美國境內的運輸案例多為運輸研究用及軍用用過核子燃料，大部分採用公路及鐵路運輸，部分海外研究用高放射性廢棄物採用海運運輸至美國；加拿大運輸案例多為研究用途，採用公路運輸；瑞典因採用集中式濕式貯存的管理策略，定期從各電廠通過海運運輸用過核子燃料至貯存設施；英國及法國因採用再處理策略，

有較豐富的運輸經驗，包含公路、鐵路及海運；日本因採取封閉核燃料循環，除了運輸用過核子燃料至法國及英國外，也有運輸至本土再處理設施的案例。

- C. 根據公開資料統計，過往 50 多年運輸高放射性廢棄物的案例中，大部分運輸任務安全完成，僅有少數運輸事件發生如列車脫軌、列車故障、運輸途中遭遇交通事故等，以及 1 起意外事故(此為交通意外事故)，但均未發生運輸護箱破裂或是洩漏的情形。

(2) 美國用過核子燃料運輸技術發展

- A. 美國聯邦政府機構對於運輸用過核子燃料工作的分工為，NRC 負責運輸前後的規劃、核發許可及監管等工作，DOT 負責運輸過程中的評估、規劃及監管工作，DOE 負責研究與開發所需之技術，並負責處置用過核子燃料，而美國 NWTRB 負責審視及評估 DOE 的發展方向。
- B. 目前關於 DOE 開展用過核子燃料的技術領域包含(1)用過核子燃料的管理、(2)用過核子燃料與高放射性廢棄物的包裝與運輸、(3)進階型核子燃料(包括事故燃料)的影響、(4)高燃耗商用用過核子燃料的長期乾貯與運輸；NWTRB 針對 DOE 已開展的技術研究活總結調查發現，以及建議事項。
- C. DOE 接收用過核子燃料的型態，目前尚未有定論，其中可分為(1)僅接收用過核子燃料(不包含包件、密封鋼筒等)、(2)接受裝有用過核子燃料的運輸護箱或密封鋼筒，由於擬定接收的型態將會影響用過核子燃料的運輸活動，NWTRB 根據適用範圍及情境，確認了 30 項與運輸相關之技術議題，作為後續準備工作的參考依據。

(3) 美國用過核子燃料運輸概念計畫案例

- A. SONGS 電廠於 2013 年進入除役階段，目前用過核子燃料皆已傳送至位於廠內乾式貯存設施內，並開始進行電廠相關建築物的拆除工作，如倉庫、柴油機組、渦輪機組等。
- B. 於 2021 年發布關於將用過核子燃料運輸至廠外設施的行動計畫，一共三冊，包含行動計畫、策略計畫及概念運輸計畫；後續將針對概念運輸計畫執行進一步的分析與研究，掌握用過核子燃料運輸相關規劃等細節與關鍵要素。

- C. SONGS 團隊根據發貨方、運輸方、接收方的角色，預想四種不同的用過核子燃料廠外運輸情境，包含(1)聯邦政府運輸 SONGS 用過核子燃料、(2)私人實體運輸用過核子燃料至非聯邦 CISF、(3)私人 CISF 運輸 SONGS 用過核子燃料，以及(4) SONGS 的資產出售給新的所有者，其中牽涉到用過核子燃料擁有權(possession)及所有權(title)，除了第一種 DOE 於電廠內接收所有權外，其餘情境中 SONGS 電廠仍擁有燃料的所有權，意即在運輸過程中仍需依照合約負擔部分責任；評估團隊認為，第一種情境是較為理想，但決定權在聯邦政府的態度，後續可能採用第二或三種方式，第四種則較不可能發生。
- D. 不論是由聯邦機構或是私人運輸公司執行運輸任務，與過往美國境內運輸經驗不同之處在於(1)運輸包裝的體積及重量(運輸包件總重量將會超過 100 公噸)、(2)貯存後運輸的情境(貯存十到數十年後運輸)、(3)大規模運輸的需求(待運輸密封鋼筒數量為 136 件)。
- E. SONGS 電廠內貯存有 TN 水平貯存和 Holtec 垂直貯存兩種型式，業者需要為這兩種傳送型式，建立不同的後勤安排，包括確定和獲取每種型式所需的特定吊掛、搬運和輔助設備；廠內傳送路徑假設有兩種情境，分別為(1)延伸鐵路支線，以回收現有鐵軌並將其延伸至廠內乾式貯存設施的方式進行，以及(2)鋪設新路面，以延伸現有鋼筋混凝土鋪裝路面至廠內乾式貯存設施的方式進行。
- F. 目前僅有部分密封鋼筒有對應之運輸護箱及運輸合格證書，SONGS 業者需要在運輸前確認，每個裝有用過核子燃料及 GTCC 放射性廢棄物的密封鋼筒，皆有相對應可運輸的護箱，以及運輸合格證書。
- G. 在策略規劃階段，評估團隊將運輸前準備期程分為三個階段，並概述各階段中，SONGS 擁有者、托運人以及需要共同承擔的責任；此外，評估團隊以商業上合理的廠外處置途徑，以及可行運輸方案的角度，提出運輸前準備的關鍵項目，包含總體優先事項、階段一、二及三優先事項，為整體運輸活動提出概念性規劃，並制定計畫藍圖。
- (4) 日本近期用過核子燃料運輸案例
- A. 位於奧陸市的中期貯存設施，於 2024 年 9 月接收一組來自柏崎刈羽核電廠的金屬護箱，此次運輸任務為測試性質，因此僅運輸一組裝有用過核

子燃料的護箱，測試核電廠港口裝載、海上運輸、接收港口卸載、陸運運輸、設施接收等環節。

- B. 經過日本 NRA 確認運輸流程合格後，該設施才能正式開始運營，預計 2024 年 11 月下旬完成，並預計分別於 2025、2026 年接收 138、345 束，來自柏崎刈羽核電廠的用過核子燃料。
- C. 日本已將 IAEA SSR-6 納入與運輸安全有關的法規中，執行機構包含核能管制委員會、國土交通省、日本海上安保廳、地方公共安全委員會。
- D. 日本運輸放射性廢棄物由日本原燃運輸公司負責，負責運輸用過核子燃料、低放射性廢棄物、玻璃固化體及六氟化鈾，專用運輸船符合 INF 3 標準，於船體底部及側面採用雙層結構，並設有防止碰撞的系統等安全措施。

(5) 用過核子燃料運輸安全審查及管制技術建議

- A. 本報告中根據蒐集國際運輸高放射性物質經驗、美國用過核子燃料運輸技術發展現況、SONGS 電廠概念運輸計畫案例分析、本子項目研析成果，提出用過核子燃料運輸安全審查及管制技術建議。
- B. 已分別就用過核子燃料運輸包裝、運輸路徑風險評估工具、長期貯存後運輸、高燃耗用過核子燃料貯存後運輸、運輸護箱廠內傳送路徑、陸運運輸載具、海運運輸載具、除役電廠內之硬體設施、檢查、保安和緊急應變計畫、人員培訓及知識管理系統、公眾宣傳及溝通等項目，提出建議事項。
- C. 本土運輸安全管制技術方面，建議可針對公路、海上運輸及碼頭銜接的運輸情境，建立運輸路徑及風險評估技術，藉由搭建本土數據模型，獲取關鍵參數，提升運輸安全審查能力；此外，各電廠皆有高燃耗燃料，DOE 針對高燃耗燃料在長期貯存後的運輸性能正進行相關研究，建議持續追蹤此項目之研究進展，並根據台灣情況建立相關安全審查技術。
- D. 在公眾溝通方面，根據 DOE、美國國家科學院、美國電廠業者反饋之訊息，越早與沿線社區和部落交流，建立信任，對未來運輸工作越有幫助，建議待時機成熟時，儘早敦促相關單位，實施公眾宣傳及交流工作。

8. 參考資料

- [1] Connolly, Kevin J., and Pope, Ronald. 2016. "A Historical Review of the Safe Transport of Spent Nuclear Fuel, Rev. 1." United States
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2021. "NRC's Regulatory Readiness for Oversight of Large-Scale Commercial Transportation of Spent Nuclear Fuel." October 22.
- [3] IAEA, 2023, "Nuclear Technology Review 2023", GC(67)/INF/4.
- [4] Holtec International, 2016, "SAFETY ANALYSIS REPORT on THE HI-STAR 80 PACKAGE (Revision 2.A)", October 20.
- [5] <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/cycle/transport/2023.html>
- [6] Pope, R., X. Bernard-Bruls, and M. T. M. Brittinger, 2001, "A World-wide Assessment of the Transport of Irradiated Nuclear Fuel and High Level Waste," Proceedings of the International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Chicago, IL, USA.
- [7] <https://www.westernsafetysign.com/collections/tdg-placards-view-all-1/filter-by-class-class-9-danger>
- [8] NWMO, 2015, "Safe and Secure Transportation of Canada's Used Nuclear Fuel." May
- [9] U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, 2022, "A Report to The U.S. Congress and The Secretary of Energy." November
- [10] U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, 2019, "Preparing for the Nuclear Waste Transportation." September
- [11] North Wind, 2021, "Conceptual Transportation Plan for the Relocation of SONGS Spent Nuclear Fuel to an Offsite Storage Facility or Repository." March 15.
- [12] U.S. Department of Energy, 2024. "Nuclear Power Plant Infrastructure Evaluations for Removal of Spent Nuclear Fuel." February.

- [13] U.S. Nuclear Waste Technical Review Board, 2021,” Evaluation of the Department of Energy’s Research Program to Examine the Performance of Commercial High Burnup Spent Nuclear Fuel During Extended Storage and Transportation.”, July
- [14] National Academy of Sciences. Going the Distance? The Safe Transport of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste in the United States. 2006. P.2 Available at: <https://www.nap.edu/catalog/11538/going-the-distance-the-safe-transport-of-spent-nuclear-fuelP.2>.
- [15] <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/cycle/transport/2007.html>
- [16] <https://www.city.mutsu.lg.jp/work/sangyou/chuukantyoizou/chuukannchozousisetutoha.html>
- [17] <https://www.asahi.com/articles/ASS8J0VCGS8JPITB00TM.html>
- [18] <https://www.denkishimbun.com/archives/375658>
- [19] https://www.youtube.com/watch?embeds_referring_euri=https%3A%2F%2Fwww.toonippo.co.jp%2F&source_ve_path=MTM5MTE3LDI4NjY0LDE2NDUwMw&v=SvGiRVF2Li4&feature=youtu.be
- [20] <https://www.nikkei.com/article/DGXZQOCC230OX0T20C24A9000000/>
- [21] <https://www.rfsc.co.jp/ssl/disclosure/koukaisiryoku/press.html>
- [22] TEPCO, 2024, “リサイクル燃料備蓄センターへの使用済燃料の搬入・搬出について.”, July 6.
- [23] 台灣電力公司, “核二廠乾貯護箱系統廠外運送作業專案評估報告”, 中華民國 102 年 01 月。
- [24] 台灣電力公司 “核一廠乾貯護箱系統廠外運送作業專案評估報告”, 中華民國 103 年 04 月。

9. 附錄 A: 中英對照表

英文	中文
Atomic Energy Act	原子能法案
Burn-up credit	燃耗效益
Consolidated Interim Storage Facility (CISF)	集中式中期貯存設施
Commercial Vehicle Safety Alliance (CVSA)	商用車輛安全聯盟
Electric Power Research Institute (EPRI)	美國電力研究院
Environmental Protection Agency (EPA)	環境保護局
Fast breeder reactor (FBR)	快滋生反應器
Japan Atomic Energy Agency (JAEA)	日本原子能研究開發機構
Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL)	日本原燃公司
Japan Atomic Power Company (JAPC)	日本原子力發電公司
High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project (HDRP)	高燃耗乾式貯存護箱研發計畫
Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN)	法國輻射防護與核安研究所
International Atomic Energy Agency (IAEA)	國際原子能總署
International Maritime Organization (IMO)	國際海事組織
National Academies of Science (NAS)	美國國家科學院
Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)	美國核能管制委員會
Nuclear Decommissioning Authority (UK NDA)	英國核能除役委員會
Nuclear Materials Management and Safeguards System (NMMSS)	核物料管理與保安系統
Nuclear Waste Management Organization (NWMO)	加拿大核廢棄物管理組織
Nuclear Waste Policy Act (NWPA)	核廢棄物政策法案

Nuclear Waste Policy Amendments Act (NWPAA)	核廢棄物政策法案修正案
Radioactive Materials Incident Report (RMIR)	放射性物料事件報告
Recycle Fuel Storage Co., Ltd (RFS)	回收燃料貯存股份有限公司
Safety Compliance Oversight Plan, (SCOP)	安全合規監督計畫
Sandia National Laboratories (SNL)	美國桑迪亞國家實驗室
Self-Propelled Modular Transporter (SPMT)	自走式模組運輸車
Transportation planning and management organization (TPMO)	交通運輸規劃與管理組織
U.S. Nuclear Waste Technical Review Board (NWTRB)	美國核廢棄物技術審查委員會
U.S. Department of Energy (DOE)	美國能源部
U.S. Department of Transportation (DOT)	美國交通部
United Nations Economic and Social Council (ECOSOC)	聯合國經濟與社會理事會