

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研
析與設施興建檢查技術支援
期末總報告

委託單位：核能安全委員會
執行單位：財團法人工業技術研究院
計畫主持人：洪振育
子項主持人：徐貴炎、張皓評
計畫編號：NSC11312096L
報告日期：中華民國一百一十四年十二月十二日

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研 析與設施興建檢查技術支援

受委託單位：工業技術研究院

研究主持人：洪振育

協同主持人：徐貴炎、張皓評

研究期程：中華民國 114 年 03 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 304 萬 1300 元

核能安全委員會 委託研究

中華民國 一百一十四年十二月

(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	3
三、重要成果	5
四、未來展望	8
五、附件	9
子計畫 1 「用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研析」期末報告	9
子計畫 2 「核二廠室外乾式貯存設施興建檢查技術支援」期末報告	9

一、摘要

本年度計畫「用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研析與設施興建檢查技術支援」旨在因應台灣即將面臨的核能電廠除役與用過核子燃料逐步轉入乾式貯存之需求，強化主管機關在耐震安全審查與施工品質管制上的技術能量。本計畫分為兩子項目，子項一為彙整國際與美國核能主管機關對乾式貯存設施之耐震安全要求，包含 IAEA 與美國 NRC 之規範，並分析多座美國核電廠乾貯案例之設計、場址條件與審查經驗，進而提出適用於台灣的耐震安全管制建議；子項二為支持核能安全主管機關對核二廠室外乾式貯存設施施工階段之檢查作業，依據安全分析報告、審查意見、程序書與施工圖面制訂檢查計畫，並於 2025 年完成 25 次現場巡查，檢視基樁、鋼筋、混凝土、道路載重及工地安全等項目之符合性，確保施工品質與安全要求均達規範標準。

綜整兩項成果，本計畫已協助主管機關建構更完整的乾貯設施耐震審查基礎，並有效提升核二廠施工品質驗證之透明度與一致性，對後續台灣乾式貯存設施興建檢查、工程管理與長期安全維運均具重要貢獻。

Abstract

The project was carried out in response to Taiwan's transition toward decommissioning nuclear power plants and expanding reliance on dry storage systems. The project consists of two major components.

The first focuses on compiling and analyzing seismic regulatory requirements applicable to dry storage facilities, including international standards from the IAEA (such as SSGs) and U.S. NRC regulations and guidance. Case studies from multiple U.S. nuclear power plant ISFSIs were examined to compare site conditions, materials, seismic assumptions, and licensing experiences, leading to recommendations for establishing seismic review criteria suitable for Taiwan's regulatory framework.

The second component provides technical support to the regulatory authority during the construction of the Kuosheng Nuclear Power Plant outdoor dry storage facility. Based on the Safety Analysis Report (SAR), Safety Evaluation Report (SER), procedures, and design drawings, an inspection plan was established. From April to November 2025, 25 on-site inspections were conducted, covering pile foundations, rebar fabrication, concrete placement, load testing of heavy-haul roads, pad construction, and site safety. Inspection findings were documented, and corrective actions were verified to ensure compliance with regulations, design requirements, and quality assurance standards.

Together, the project enhances the regulatory basis for dry storage seismic safety assessment and strengthens the oversight of construction quality, contributing significantly to Taiwan's long-term management framework for spent nuclear fuel.

二、計畫目標

本年度「用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研析與設施興建檢查技術支援」計畫，係因應我國核能電廠除役進程及用過核子燃料逐步轉入乾式貯存之需求，協助主管機關強化乾式貯存設施之安全審查能量與施工品質監督能力。隨著各電廠貯存設施的規劃與建置，相關耐震安全規範、工程施作品質及長期管理要求的重要性日增，本計畫即為建立我國在此領域之技術基礎與審查一致性。

本計畫分為兩大方向推動，其一為系統性彙整國際(IAEA)與美國(NRC)乾式貯存之耐震相關法規指引，分析多國實際案例之設計原則、場址條件與審查模式，並提出可供我國採用的耐震安全管制建議，作為日後建置、審查及換照之技術依據；其二為針對核二廠室外乾式貯存設施施工階段，依據安全分析報告、設計圖說與程序書執行現地檢查，掌握基樁、鋼筋、混凝土與道路載重等工項之品質與合規性。透過上述雙軸推動，本計畫強化主管機關在乾式貯存設施耐震審查與施工監督之完整能力，為未來全國乾貯設施之規劃、審查與長期安全管理奠定關鍵基礎。

整體目標如下：

(一) 強化乾式貯存設施耐震安全審查能量

- 系統性彙整國際(IAEA)與美國(NRC)之耐震管制要求。

- 研析乾貯設施於不同地質、場址條件下的設計原則與風險評估方法
(如 PSHA、GMRS、SSE、SMA)。

- 建立美國核電廠乾貯案例比較矩陣，作為台灣耐震審查的參考基準。
- 完成適用於台灣的乾式貯存設施耐震安全管制建議。

(二) 協助主管機關掌握核二廠興建品質與合規性

- 依據核二廠乾貯設施安全分析報告、審查意見及程序書，滾動式調整檢查計畫。
- 執行施工階段之現地檢查工作，涵蓋基樁、鋼筋、混凝土、道路載重測試、Pad 區施作等項目。
- 針對每次檢查，完成文件審查、現場查證與檢查報告彙整。
- 確認施工缺失與改善情形，確保施工品質符合法規、安全與設計要求。

(三) 建立台灣未來乾貯審查與檢查制度之基礎

- 提出乾貯設施耐震設計及審查指引草案。
- 累積相關檢查經驗，作為後續檢查各電廠乾貯設施興建之參考依據。

三、重要成果

子項計畫一：乾式貯存設施耐震安全管制資訊研析

一、彙整並比較國際與美國耐震安全規範

本年度完成國際原能機構（IAEA）及美國核管會（NRC）針對乾式貯存設施之耐震安全要求分析，包含 IAEA SSG-67、SSG-9、SSG-89、TECDOC 系列，以及美國 10 CFR 72、Regulatory Guide 3.73、Standard Review Plan（NUREG 系列）等。透過表格式整理與差異分析，釐清場址地震危害分析（PSHA）、設施設計基準地震（SSE）、地震超載事件（BDBE）等項目之國際一致性與差異性。（*圖 1：國際規範比較表）

二、建立美國乾式貯存案例資料庫與比較架構

蒐集美國多座核電廠 ISFSI（獨立式用過燃料貯存設施）耐震資料，包括 GMRS 與 SSE 比較、場址地質條件、結構型式（混凝土護箱、金屬筒、地下式/地面式）、分析方法與審查重點，形成案例比較矩陣。此成果提供台灣乾貯審查的重要參考基線。

三、提出適用於我國之乾貯耐震審查建議

整合國際規範與美國實務經驗，提出我國乾式貯存設施未來審查宜採之技術方向，包括：

- 維持 SSE 為乾貯設施耐震設計基準，並以 GMRS 作為輔助比對基線。
- 當 $GMRS > SSE$ 時，不調整 SSE，而採用補充分析（如穩定性評估、SMA）驗證設施安全裕度。
- 審查重點應涵蓋滑動、翻覆、SSI 互制效應、高頻地震反應等議題。

子項計畫二：核二廠室外乾式貯存設施興建檢查技術支援

一、建立施工階段檢查作業程序

依據核二廠乾貯設施安全分析報告 (SAR)、審查意見 (SER)、公共工程委員會施工綱要規範、現場程序書、施工圖說等文件，建立乾貯設施興建階段檢查計畫表單，並於檢查後根據檢查發現撰寫檢查報告，內容包含檢查依據、查證工程項目、檢查發現、檢查結論。

二、2025 年度完成 25 次現地檢查作業

全年共完成 25 次現場檢查工作，檢查項目涵蓋基樁鋼筋籠施作、測量放樣及基樁定位、基樁施工、基樁完整性試驗、基樁載重試驗、運輸道路平板載重試驗、運輸道路重車載重行駛測試、Pad 區混凝土澆置前施工、Pad 區混凝土澆置與養護、工地安全檢查等內容。

三、追蹤檢查發現之缺失與改善措施

檢查過程中數項發現缺失項目並列為追蹤事項，如鋼筋預留長度不足、混凝土澆置時間超時、基樁載重試驗程序差異、Pad 區混凝土表面瑕疵、護箱與基樁中心偏差等，經提出檢查發現後，台電公司完成程序書修訂、品質文件補正與現場改善等措施，相關說明與改善成果經核安會審查同意結案。

四、強化主管機關對施工品質之掌握能力

透過定期現場巡查與文件查核，除了督促施工單維持安全檢查機制並改善現場缺失外，主管機關透過檢查報告得以掌握：

- 施工是否依程序書執行、材料是否具備證明文件；
- 關鍵項目（基樁、混凝土、道路載重）符合安全分析假設；
- 工地安全與品質管制是否落實。

四、未來展望

展望未來，隨著我國核能電廠除役進程推動，以及乾式貯存設施規劃、建置與運轉，相關的耐震審查與施工查核將成為長期性且持續深化的重要工作。本計畫成果已奠定主管機關在耐震規範研析、國際比較與現地施工查核等面向之基礎，後續可進一步發展正式之「乾式貯存設施耐震審查指引」，建立審查程序、判斷準則及技術一致性，以利新建設施審查與既有設施換照作業之推動。

在乾貯設施興建檢查方面，建議逐步擴大現地查核之作業範疇，使其由施工階段延伸至試運轉與正式運轉階段，形成完整且連貫的品質與安全監督機制和框架，以確保工程品質、系統安全性及法規合規性。同時，亦可將本計畫之檢查模式推廣至其他電廠乾貯設施之興建與後續運作，確保各設施均符合施工品質要求，並具備安全啟用與長期穩定運轉的能力。

同時，國際乾式貯存發展已朝向高耐震設計、模組化系統、多層防護、材料老化管理與長期監測等方向演進，我國未來可持續與國際機構與技術供應商合作，引入最新評估工具與最佳實務，並推動震動試驗、SMA、監測科技等技術驗證。透過上述策略，我國得以逐步建立具前瞻性、技術自主性與國際接軌的乾式貯存安全管制體系。

五、附件

子計畫 1 「用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研析」期末報告

子計畫 2 「核二廠室外乾式貯存設施興建檢查技術支援」期末報告

核能安全委員會

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資
訊研析與設施興建檢查技術支援

期末報告

計畫編號：NSC11312096L

計畫主持人：洪振育

研究人員：徐貴炎、張皓評

受委託機關：財團法人工業技術研究院

中華民國一百一十四年十二月

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資
訊研析與設施興建檢查技術支援

子項計畫一：用過核子燃料乾貯設施耐震安全
管制資訊研析

受委託單位：工業技術研究院

計畫主持人：洪振育

子項計畫一主持人：徐貴炎

研究期程：中華民國 114 年 3 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 304 萬 1300 元

行政院核能安全委員會

中華民國一百一十四年十二月

(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

台灣對用過核子燃料的處置策略採取分階段的方式，台電現行的管理策略為「近程以廠內水池式貯存，中程採廠內乾式貯存，長程推動最終處置」，並遵循國際標準與國內法規進行管理。在短中期內，用過核子燃料會先在核電廠內的燃料池中暫時貯存，以水作為冷卻和屏蔽輻射的介質，為有效進行後續電廠除役作業，台電公司借鑒核能先進國家的經驗，計劃在核電廠內設置用過核子燃料乾式貯存設施，用於貯存從核反應器燃料池中取出的用過核子燃料，作為最終處置前的中繼貯存方案。

乾式貯存是目前國際間廣泛採用的用過核子燃料貯存方式，具有高安全性和維護簡便的優點。台灣位於環太平洋地震帶，地質活動頻繁且地震風險高，這些地理條件對核能設施的耐震要求提出了嚴峻挑戰。台灣的三座核電廠分別鄰近不同的活斷層，各設施均面臨地震威脅。2011 年日本 311 地震引發福島核災，超出設計標準的地震和海嘯最終導致重大事故，促使全球重新審視核電廠安全。隨著我國用過核子燃料室內乾式貯存設施的設計與建造已進入規劃階段，未來管制單位在辦理乾式貯存設施申照安全審查時，耐震安全評估將是關鍵議題。

本項子計畫(用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資訊研析)主要重點為：彙整美國在乾式貯存設施的耐震管制要求；蒐集核電廠乾式貯設施案例，比較其不同的地理環境、材料選擇、設置方式及申請執照經驗；協助管制機關制定更完善的耐震安全審查標準。研析成果顯示我國審查導則要求核電廠廠址內乾式貯存設施的耐震設計須參照核電廠 SSE，並於 GMRS 高於 SSE 時，不調整 SSE，以必要的附加分析確保安全，此模式符合 NRC RG 3.73 與國際標準程序，能兼顧安全與監管一致性。

關鍵詞：用過核子燃料乾貯設施、除役、安全停機地震。

Abstract

Taiwan adopts a phased strategy for the management of spent nuclear fuel. The current strategy employed by Taiwan Power Company (Taipower) involves "short-term wet storage in on-site pools, medium-term dry storage in in-door facilities, and long-term geological disposal." This approach adheres to international standards and complies with domestic regulations.

In the short and medium term, spent nuclear fuel is temporarily stored in spent fuel pools within nuclear power plants, using water as a medium for cooling and radiation shielding. To effectively facilitate subsequent decommissioning operations, Taipower plans to establish dry storage facilities within nuclear power plants.

Dry storage is a method of storing spent nuclear fuel that is currently widely used internationally and has the advantages of high safety and easy maintenance. Taiwan is located in the Pacific Rim seismic belt, where geological activities are frequent and earthquake risks are high. These geographical conditions pose severe challenges to the seismic resistance requirements of nuclear energy facilities. Taiwan's three nuclear power plants are located near different active faults, and each facility faces earthquake threats. The 2011 311 earthquake in Japan triggered the Fukushima nuclear disaster. The earthquake and tsunami that exceeded the design standards eventually led to a major accident, prompting the world to re-examine the safety of nuclear power plants. As the design and construction of our country's indoor dry storage facilities for spent nuclear fuel has entered the planning stage, seismic safety assessment will be a key issue when regulatory authorities conduct safety reviews for indoor dry storage facilities in the future.

The main focus of this sub-project (Analysis of Seismic Safety Regulatory Information for Dry Storage Facilities of Spent Nuclear Fuel) includes consolidating U.S. seismic regulatory requirements for dry storage facilities, collecting case studies of dry storage facilities at nuclear power plants, and comparing their geographical environments, material choices, installation methods, and licensing experiences. These efforts aim to assist regulatory agencies in developing more comprehensive seismic safety review standards. The analysis indicates that Taiwan's review guidelines require dry storage facilities located within nuclear power plant sites to base their seismic design on the plant's SSE, and when the GMRS exceeds the SSE, to maintain the SSE while performing supplemental seismic margin evaluations. This approach is fully consistent with NRC RG 3.73 and international standards, ensuring both safety and regulatory coherence.

Keywords: Independent Spent Fuel Storage Facilities (ISFSIs), Decommissioning, Safe Shutdown Earthquake(SSE)

目 錄

1. 前言	1
1.1. 背景	1
1.2. 計畫目標與執行項目	2
2. 用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析	4
2.1. 背景	4
2.2. IAEA 用過核子燃料乾式貯存設施耐震設計資訊研析	6
2.2.1. IAEA SSG-67 適用於 ISFSI 耐震設計研析	8
2.2.1.1. 背景與目的	8
2.2.1.2. 各章節適用性說明	9
2.2.1.3. ISFSI 設施設計實務	18
2.3. 美國用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析	24
2.3.1. NRC SECY-15-0081 文件研析	24
2.3.2. 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選	28
2.3.3. 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例彙整	32
2.3.4. 美國用過核燃料乾式貯存設施之法規與耐震要求	49
2.4. 結果與討論	58
3. 乾貯設施耐震管制建議	60
4. 參考資料	61
附錄 A: 中英對照表	64
附錄 B: 耐震設計相關名詞定義 (DBE/SSE/OBE/MCE/BDBE)	66

表 目 錄

表 1 美國 ISFSI 許可申請：法規來源、內容及差異比較	5
表 2 美國 ISFSI 之設計地震地表運動(DESIGN EARTHQUAKE GROUND MOTION)要求(2003 年 10 月 16 日以後).....	5
表 3 IAEA 適用於 ISFSI 地震設計的文件列表	7
表 4 依核能設施地震失效後果劃分的耐震設計類別	11
表 5 耐震設計類別、地震危險等級與達成性能目標的設計規範之間的關係	14
表 6 NTF 建議事項對 ISFSI 適用性分析.....	28
表 7 美國核電廠 SPID 篩選結果 - 優先組別 1 電廠列表	31
表 8 美國中東部(CEUS)核電廠場址分類	32
表 9 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例	32
表 10 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例資訊摘要	41
表 11 DIABLO CANYON ISFSI 耐震設計依據說明.....	43
表 12 福島事故後美國核電廠 ISFSI 地震設計基準變化與後續評估摘要	45
表 13 核電廠與 ISFSI 的安全目標差異.....	51
表 14 國際核能組織對 ISFSI 設計地震的立場.....	51
表 15 美國用過核燃料乾式貯存設施不同執照類型之相關法規摘要	52
表 16 美國用過核燃料乾式貯存設施設計、建造與運轉階段之耐震相關審查要點與注意事項	53

圖 目 錄

圖 1 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選流程	29
圖 2 美國 CEUS 各核電廠場址的分類結果與 SPID 報告定義的 PGA 值.....	32

1. 前言

1.1. 背景

目前台灣對於用過核子燃料的管理與營運策略，借鑒國際案例並採用分階段推進的方式，涵蓋近程的廠內水池濕式貯存、中程以廠內乾式貯存，以及長程的深層地質最終處置。整體管理過程遵循國際標準並符合國內法規要求。在短期內，用過核子燃料會暫存於核電廠內的用過燃料池中，利用水作為冷卻介質與輻射屏蔽，確保安全。隨著室內乾式貯存設施的逐步建置完成，用過核子燃料將移至乾式貯存場進行中程貯存，作為最終深層地質處置前的重要中繼措施。這一安排不僅為台灣用過核子燃料的最終處置計畫提供了必要的緩衝時間，也提供了一種高安全性、低維護成本的長期貯存解決方案。此系統能有效減輕燃料池的負擔，同時降低潛在的輻射風險，進一步強化用過核子燃料管理的穩定性與安全性。

美國核管會(US NRC)於 2003 年 9 月 16 日發布新的命令(Approval Number 3150-AG93)修改其對用過核子燃料乾式貯存設施(Independent Spent Fuel Storage Installations, ISFSI)的核照要求，將地質、地震及地震工程納入考量，以更新場址地震選擇及設計準則。ISFSI 申請者在命令生效日起，其場址位於美國西區及美國中、東區(Central and Eastern United States, CEUS)的已知地震活動帶且與核能電廠相同場址時，其設計地震的決定，可經由適當的分析-如機率式地震危害分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)或適當的敏感度分析或其他選擇-使用現行核能電廠的設計準則，來說明其地震危害分析的不確定性。2010 年 NRC 發布 Information Notice (IN) 2010-018，要求核電廠持照者調查最新的地震相關數據和模型的安全性和風險影響，結果顯示有些位於 CEUS 核電廠發生超過耐震設計基準的地震地面震動(earthquake ground shaking)的機率高於先前的估計；NRC 核子物料安全與保安辦公室 (NMSS) 同步進行了初步篩選審查，對現有位於 CEUS ISFSI 護箱設計所使用的設計地震(Design Earthquakes, DE) 和安全停機地震(SSE)進行比較，DE 與 SSE 的比值介於 1.20~3.90，顯示具有足夠安全餘裕，這些 ISFSI 可以繼續安全運轉。NRC 希望此 IN 的適用對象能夠審視潛在

增加的耐震需求，並酌情考慮採取行動。本子項工作研析比較美國核能設施耐震法規隨時間的演進，與不同條件的核電廠乾貯設施設置方式、申照經驗與管制單位議題回復，可提供美國的核電廠設施管理經驗，為制定符合國情的乾貯設施耐震安全設計建議，協助管制機關制定更完善的審查標準。

因此，此計畫之子項目一將彙整美國在乾式貯存設施的耐震管制要求；蒐集核電廠乾式貯設施案例，比較其不同的地理環境、材料選擇、設置方式及申請執照經驗；協助管制機關制定更完善的耐震安全審查標準。

1.2. 計畫目標與執行項目

本項子計畫中，將彙整美國在乾式貯存設施的耐震管制要求；蒐集核電廠乾式貯設施案例，比較其不同的地理環境、材料選擇、設置方式及申請執照經驗；協助管制機關制定更完善的耐震安全審查標準。

綜上所述，本年度計畫之工作內容要點將包含(1)用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析、(2)美國核電廠乾貯設施耐震評估案例研析，以及(3)我國乾貯設施耐震安全管制建議。本年度預定完成之工作項目包含：

(1) 用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析

研析 IAEA 相關規範及美國核能乾式貯存設施的法規，包括研究美國聯邦法規、NRC 的 NUREG 及 Regulatory Guide 中的相關指引，並分析針對不同乾貯設施類型（如混凝土、金屬材質、室內及室外設施）的耐震設計與評估要求。

(2) 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例研析

選擇 4 個以上美國核電廠乾貯設施案例，針對其耐震設計的材料、設置方式、地理位置和應對措施等，彙整並分析案例中的設計數據、耐震標準及實施方

法，探討各案例的異同之處，以利台灣相關設施參考。

(3) 我國乾貯設施耐震安全管制建議

根據台灣的地震風險特性，結合美國案例分析結果，提出的乾貯設施的耐震管制建議，以完善我國的核能設施耐震安全。

2. 用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析

2.1. 背景

根據美國《原子能法》(Atomic Energy Act of 1954, AEA)與能源重組法》(Energy Reorganization Act of 1974)，NRC 制定 10 CFR Part 72 法規，專門規範「獨立用過燃料貯存設施和可監測回收貯存設施 (MRS) 的許可要求」，為 ISFSI 的選址、設計、建造、運營、安全、品質保證和除役設定了詳細、強制性的安全標準。10 CFR Part 72 提供了兩種不同的許可途徑，以滿足不同的商業需求和場址條件。依據美國現行法規，ISFSI 通用執照(Geneal License)或特定執照(Site-specific License) 申請許可的法規來源、內容及差異比較請參閱表 1 美國 ISFSI 許可申請：法規來源、內容及差異比較。通用執照是為了效率與標準化而設計的，允許核電廠快速在廠區內建設乾式貯存設施，前提是使用 NRC 已經審查過的標準化護箱；特定執照則提供了彈性與客製化的選擇，適用於需要獨特工程設計或獨立場址的設施，但需要更嚴謹、耗時的審查過程。

2003 年 10 月 16 日新條例生效後[1]，特定執照 ISFSI 興建將依地理位置不同，納入地質、地震及地震工程考量，更新場址地震選擇及設計準則(請參考表 2)。2011 年 3 月 11 日福島事故後，美國核電廠依據 NRC 近期專案小組(NTTF)建議事項，進行地震危害再評估，用以檢視核電廠耐震能力，並強化地震防禦深度。美國 NRC 於 2015 年 6 月 9 日發布《SECY-15-0081》[2]，此文件系統性地檢視福島核災後 NTTF 小組的建議措施是否適用於其他核設施(包含 ISFSI)，這類設施的抵禦天然災害設計與操作條件有別於核能電廠；美國能源部(DOE)用過核子燃料處置 (Spent Fuel Waste Disposition, SFWD)計畫，於 2020 年起始全尺寸乾貯系統的地震震動台(Seismic Shake Table)測試計畫[1][4][5][6]，2021 年主要研究重點是開發美國中、東部(CEUS)和美國西部(WUS)地區硬岩(hard rock)、土壤(soil)和軟岩(soft rock)場址的自由場地面運動(free-field ground motions)，由於 ISFSIs 數量眾多，且地震構造條件和場地條件各異，這項任務極具挑戰性。

本報告 2.2 節將彙整適用於 ISFSI 耐震設計的 IAEA 相關安全標準、導則、

技術報告等文件，以及重點摘錄 SSG-67 Seismic Design for Nuclear Installations 的分析方法與結論。2.3 節將呈現篩選美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選結果與地震設計資訊摘要。

表 1 美國 ISFSI 許可申請：法規來源、內容及差異比較

特性	通用執照 (General License)	特定執照 (Site-specific License)
法規依據	10 CFR Part 72, Subpart K (§ 72.210 - § 72.218)	10 CFR Part 72, Subpart B (§ 72.11 - § 72.46)
申請流程	簡化、自動核發。不需要正式向 NRC 提交申請案卷並等待批准，只要符合條件即可持有。	完整許可程序。申請人（例如公用事業公司）需主動向 NRC 提交詳細申請案，經歷漫長的審查與公眾參與程序。
許可對象	廠內 ISFSI (On-site ISFSI)，通常位於現有核電廠廠區內。	獨立場址的 ISFSI，或需客製化設計的廠內設施。
設計彈性	無彈性。只能使用 NRC 事先批准（認證）的標準化貯存護箱設計。	高彈性。允許針對特定場址條件進行客製化的設施設計和工程解決方案。
審查重點	符合性評估。營運商需自行證明其場址條件（地震、洪水等）落在已批准護箱設計的包絡線內。	場址特定性審查。NRC 會逐案審查申請人提交的詳細《安全分析報告》(SAR)，評估該設計在特定場址的安全性。
公眾參與	較少，公眾主要在護箱「設計認證」階段參與。	較多，設有公眾聽證會，公眾有機會對場址選址和設計提出異議。
主要文件	營運商需自行製作 § 72.212 評估報告，證明符合 CoC 條件。	申請人需提交經 NRC 批准的《安全分析報告》(SAR) 和《環境影響報告書》(EIS)。

表 2 美國 ISFSI 之設計地震地表運動(Design Earthquake Ground Motion)要求
(2003 年 10 月 16 日以後)

場址條件	特定執照申請者
與核能電廠不同場址，且位於美國西區及美國東區的已知地震活躍區域。	必須使用機率式地震危害分析或適當的敏感度分析評估地震危害的不準度。
與核能電廠相同場址，且位於美國西區及美國東區的已知地震活躍區域。	使用機率式地震危害分析或適當的敏感度分析評估地震危害的不準度； 或 現行核能電廠設計準則(多機組場址使用最近核能電廠的設計準則)。
美國東區的非已知地震活躍區域。	使用地震危害分析或適當的敏感度分析以計算地震危害評估的不準度 或 現行核能電廠設計準則(多機組場址使用最近核能電廠的設計準則) 或 合適的反應譜(response spectrum)錨定在 0.25g

2.2. IAEA 用過核子燃料乾式貯存設施耐震設計資訊研析

IAEA 安全標準系列文件中，適用於用過核子燃料乾貯設施地震設計相關資訊彙整如表 3，這些報告就核設施的設計如何應對地震影響提供了具體建議。SSG-67 和 NS-G-1.6 提供適用於 ISFSI 的耐震設計原則、耐震分析、耐震驗證(qualification)，以及強化地震監測與地震後行動建議；SSG-9、TECDOC-1796 和 TECDOC-2067 於整體場址評估方法有更詳細的說明；TECDOC-1333 於耐震驗證方面有更多的內容；SRS-66 更詳盡的規劃地震後之設施檢查與應變流程；SSG-89 適用於 ISFSI 之定期安全評估與升級依據；TECDOC-1990 詳述土壤結構互制分析流程與建模參數有用於耐震設計和分析；TECDOC-2043 提供設施抗外部危害(external hazard)的設計評估方法，適用於 ISFSI 的超過設計基準事件響應與斷崖效應(cliff edge)評估。

本節依據 IAEA 《Safety Standards Series No. SSG-67：Seismic Design for Nuclear Installations》安全指引內容，與獨立用過燃料貯存設施（ISFSI）相關之耐震設計適用性進行分析與彙整。

表 3 IAEA 適用於 ISFSI 地震設計的文件列表

文件編號	標題	簡述
TECDOC-1333 (2003)[9]	Earthquake experience and seismic qualification by indirect methods in nuclear installations	探討非試驗方式的設備耐震比對驗證流程，間接方法可用於 ISFSI 既有設備之耐震確認。
NS-G-1.6 (2003)[10]	Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants	雖已被 SSG-67 所取代，但此文件仍對 ISFSI 適用，提供以 SL-1 與 SL-2 為基準的地震設計方法、SSC 分級原則、負載組合規範、結構韌性、耐震資格認證程序（分析、試驗、經驗、間接法），以及強化地震監測與地震後行動建議。
SRS-66 (2011)[11]	Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants	規劃地震後之設施檢查與應變流程，提供 ISFSI 地震後初判與後續檢查流程參考。
TECDOC-1796 (2016)[12]	Seismic Hazard Assessment in Site Evaluation for Nuclear Installations - Ground Motion Prediction Equations and Site Response	解析 GMPE(Ground Motion Prediction Equations)模型與場址反應之連結，支援 ISFSI 地震輸入地動評估。
SSG-67 (2021)[13]	Seismic Design for Nuclear Installations	分類設施安全等級（SDC 1~4），提供耐震設計原則，包括結構、設備與系統的耐震設計需求，適用於 ISFSI。
SSG-9 Rev.1 (2022)[14]	Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations	定義地震調查與評估步驟（活動斷層、地震史、GMPEs、場址反應等），ISFSI 適用於整體場址評估方法。

文件編號	標題	簡述
TECDOC-1990 (2022)[15]	Methodologies for Seismic Soil–Structure Interaction Analysis in the Design and Assessment of Nuclear Installations	詳述 SSI 建模、波長不一致性、地震輸入等，涵蓋 ISFSI 地震響應模擬所需分析流程與建模參數。
SSG-89 (2024)[16]	Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations	針對新建與既有設施提供 SMA (Seismic Margin Assessment) 與 SPSA (Seismic Probabilistic Safety Assessment) 方法，適用於 ISFSI 之定期安全評估與升級依據。
TECDOC-2043 (2024)[17]	Evaluation of Design Robustness of Nuclear Installations Against External Hazards	提供設施抗外部危害的設計評估方法，適用於 ISFSI 的超設計事件響應與 cliff edge 評估。
TECDOC-2067 (2024)[18]	Evaluation of Probabilistic Seismic Hazard Analysis (PSHA) for Nuclear Installations Based on Observational Data	依據觀測資料進行 PSHA 建模、輸入與不確定性探討，輔助 ISFSI 場址風險評估。

2.2.1. IAEA SSG-67 適用於 ISFSI 耐震設計研析

2.2.1.1. 背景與目的

由於 SSG-67 為目前 IAEA 核能設施耐震設計之主導性文件，對於規劃與審查 ISFSI 等乾式貯存設施之耐震設計極具參考價值。核能設施的耐震設計和耐震安全評估有顯著的差異。結構、系統與組件 (structure、system and component, SSC) 的耐震設計和驗證通常在設計階段 (施工之前) 進行。耐震安全評估可以在設計階段 (使用與詳細設計相對應的資料) 以及設施建成後 (使用完工和操作條件) 進行。(註：SSG-67, 1.5) (ISFSI, NPP 適用)

SSG-67 取代了 IAEA 安全標準系列第 NS-G-1.6 號《核電廠耐震設計與驗證》。SSG-67 適用於從事核能設施耐震設計、分析、驗證和審查以及提供技術支

援的組織以及監管機構使用。(註：SSG-67, 1.7 & 1.9) (ISFSI, NPP 適用)

2.2.1.2.各章節適用性說明

第 1 章：緒論

本章明確指出本文件適用於所有核能設施，包括 ISFSI。第 1.9 條說明：貯存設施（例如乾式貯存）須具備適當的耐震設計，以維持燃料完整性與放射性屏蔽。

SSG-67 的內容包含各國在核能設施設計及相關研究方面的進展，並借鏡近期影響核能設施的強震經驗教訓，且用基於風險和績效的方法來評估核能設施安全和監管方面的最新進展。SSG-67 的內容也納入新建核能設施耐震設計的經驗與成果，以因應地震引起的地質和岩土災害及其伴隨事件。(註：SSG-67, 1.2) (ISFSI, NPP 適用)

新核能設施的設計採取通用方式開發策略，以包絡廣大地理區域內眾多場址條件。其目的是使每種通用設計都採用能夠涵蓋所有候選場址潛在地震危害的設計基準。如果某個場址指定通用設計時，需要評估場址特定的地震危害，並將其與通用地震危害設計基準進行比較，以確保它們之間存在可接受的包容餘裕。(註：SSG-67, 1.6) (ISFSI, NPP 適用)

第 2 章：設計方針

概述耐震設計須符合目標性能要求（Seismic Design Levels, SDL），並提出結構容許非線性行為與安全冗餘的原則。特別適用於混凝土貯存模組、基座與金屬桶架構設計。建議設施應具備耐震韌性與失效控制能力。

耐震設計過程應考慮以下步驟，並專注於設計過程中涉及的主要任務：

- (1) 定義設計基準地震。
- (2) 建立耐震類別。

- (3) 選擇適用的設計標準。
- (4) 根據核子設施的佈局和功能要求，提供耐震結構系統。
- (5) 評估耐震需求。
- (6) 根據規範和標準確定結構構件的初步設計，並提供適當的強化細節。
- (7) 驗證耐震需求不超過初步設計中定義的耐震能力，並在必要時調整設計。
- (8) 耐震餘裕評估應採用切合實際的最佳估計方法，並應採用與設計目的不同的程序。

對於典型的核能設施設計，上述每個步驟都包含許多單獨的子任務。(註：SSG-67, 3.5) (ISFSI, NPP 適用)

IAEA 安全標準系列要求，必須對核能設施場址相關的地震危害進行評估，以作為核能設施耐震設計的輸入。所有這些安全要求都強調了採用分級方法的重要性。

所有可預見的內部危害和外部危害應予以識別，並評估其影響。設計核能設施安全重要設備的假定起始事件和產生的負載時，均應考慮這些危害。核能設施耐震設計應考量下列項目：

- (1) 在發生地震影響多機組場址的所有機組時，防止 SSC 因共同原因發生故障（地震事件可能透過共同原因故障對多層縱深防禦造成嚴重挑戰）；
- (2) 最大限度地減少地震交互作用的影響；
- (3) 提供足夠的耐震裕度並避免懸崖邊緣效應；
- (4) 符合相關國家和國際規範和標準中規定的成熟的工程設計規則註：(SSG-67, 2.12) (ISFSI, NPP 適用)

第 3 章：設施分類與 SSCs 歸類

依核能設施地震失效後果劃分的耐震設計類別定義如表 4，設施分為 SDC-1 至 SDC-4 等級，ISFSI 多屬於 SDC-2 中危險核能設施 或 SDC-3 低危險核能設施。其中 SDC-2 設施設計需求為若破壞不導致輻射釋放，僅須現場應變；

SDC-3 為輻射後果受控於設施區域內 (~30-100 m)。另將 SSCs 細分為 Seismic Category 1~3，針對 ISFSI 貯存筒、混凝土結構、轉運裝置皆需評估。

IAEA 建議採取分級方法確保耐震設計標準與地震危害的程度相稱，包括相關的放射性危害、非放射性危害和其他相關因素。根據核能設施的預期設計目的（即性能目標）以及安全重要 SSC 故障帶來的風險進行分類。這些耐震設計類別與核能設施地震失效後果之間的關係可參考表 4 所示。(註：SSG-67, 9.1 & 9.4) (ISFSI 適用)

表 4 依核能設施地震失效後果劃分的耐震設計類別

耐震設計類別 (SDC)	現場後果	場外後果	工程與安全分析	典型實例
SDC1：高危險核能設施	可能導致設施內工人死亡的放射性或其他暴露。	可能造成重大場外放射性和(或)非放射性後果。	適用與核電廠類似的規則。需要進行工程和安全分析來確定預防和緩解措施並確定是否滿足安全目標。	核電廠
SDC2：中危險核能設施	可能對現場造成重大後果。若無緩釋釋放，則需要現場疏散。	發生場外放射性或非放射性後果的可能性較小。	需要進行工程和安全分析來確定是否滿足安全目標。	ISFSI、SFP、SNF interim storage
SDC3：低危險核能設施	可能僅造成局部後果（洩漏點 30 至 100 公尺範圍內）。	不會產生場外放射性或非放射性後果。	需要進行有限的工程安全分析來確定是否滿足安全目標。	LLW/ILW、sealed sources、小型 hot cell
SDC4：傳統的設施	雖然沒有放射性或化學物質的釋放，但結構、系統或組	不會產生場外放射性或非放射性後果。	傳統的設計規範。	一般建物、無輻射設施

耐震設計類別 (SDC)	現場後果	場外後果	工程與安全 分析	典型實例
	件的故障可能會使工人面臨身體受傷的風險。			

第 4 章：設計原則與載重組合

詳列設計基準地震 (DBE) 條件下，結構與設備所承受之負載組合方式：

- 各類操作條件載重 (L1-L3) 與地震載重 (SL-1, SL-2) 如何組合
- 建議 ISFSI 結構應考慮剪力、翻轉、滑動與斷裂模式

所有耐震設計程序都應基於對過去破壞性地震後果的充分理解，並且應採納和切實應用這些知識。本節的建議源自於過去的經驗以及對類似項目（主要是在傳統工業設施中）在受到地震影響時的表現的觀察。這些建議應該在初步設計階段予以考慮。(註：SSG-67, 4.1) (ISFSI, NPP 適用)

設計操作條件負載應分組如下：

- (1) L1: 正常運轉時的負載
- (2) L2: 預期運轉期間的額外負載
- (3) L3: 事故條件下的附加負載。(註：SSG-67, 5.32) (ISFSI, NPP 適用)

應考慮核能設施所有可能的操作狀態下的耐震負載。對於耐震設計，耐震負載應與併發負載組合如下：

- (1) 對於 Seismic Category 1 的項目：
 - A. L1 負載應與設計基準地震的需求結合。
 - B. 如果 L2 或 L3 負載是由地震引起的，且與地震負載同時發生的機率很高（例如，對於獨立於地震而頻繁發生的 L2 負載），則應將 L1 和 L2 或 L3 負載與設計基準地震的需求相結合。

- (2) 對於已確定與 Seismic Category 1 中的物品發生交互作用的 Seismic Category 2 中的物品，應採用與 Seismic Category 1 相同的組合，並可能採用不同的驗收標準。
- (3) 對於 Seismic Category 3 的項目，應將符合國家慣例的組合應用於相關的設計基準負載。
- (4) 對於設計雪負載相關的場地，也應考慮雪量（例如大於 1.5 kN/m²）。（註：SSG-67, 5.33) (ISFSI, NPP 適用)

一般而言，應將兩個等級的地震振動地動危害（SL-1 和 SL-2）定義為每個核設施的設計基準地震。這是為了確保核設施在罕見地震（即 SL-2）發生時的安全，並確保在發生強度較小但發生機率較高的地震（即 SL-1）時能夠繼續運作。在某些情況下，根據場地條件（例如地震活動較少的地區）和國家法規，可以為設計目的定義一個等級的地震振動地動危害。SL-2 級定義為振動地動，核設施的某些 SSC 應設計為在這種強度的地震事件發生期間和之後執行其安全功能。SL-1 級地震比 SL-2 級地震嚴重程度較低，但發生機率較大。可以合理預期會發生 SL-1 級地震，並且會在核設施運作壽命期間對其產生影響。因此，持續運作所需的 SSC 應設計為在 SL-1 地震時仍能正常運作。SL-2 等級是根據地震危害評估的結果和參數定義的，SL-2 級應以設計師定義的控制點處的水平垂直振動地動反應譜為特徵。（註：SSG-67, 3.18 ~ 3.21) (ISFSI, NPP 適用)

SSC 耐震設計應考慮以下因素：

- (1) 核設施的 SDC 以及在發生 SL-2 級危害時的運作需求。
- (2) 發生 SL-2 級危害時的適當極限狀態（具體說明分析方法、設計程序和驗收標準）。
- (3) 地震失效與安全功能執行無任何相互影響的 SSC；此類 SSC 應符合 Seismic Category 3。適用傳統設施耐震設計的國家規範與標準（見表 9）。（註：SSG-67, 9.5) (ISFSI 適用)

SSC 應依照表 5 所示的耐震設計類別和目標耐震性能目標進行耐震設計和鑑定。

表 5 耐震設計類別、地震危險等級與達成性能目標的設計規範之間的關係

耐震設計類別 (SDC)	設計規範和標準	地震危害等級	耐震性能目標
SDC1：高危險核設施	核子	SL-2 / 1.0E-4	<1.0E-5
SDC2：中危險核設施	核子	SL-2 / 1.0E-3	<1.0E-4
SDC3：低危險核設施	傳統的	1.5 × 國家耐震規範	<5.0E-4
SDC4：傳統的設施	傳統的	國家耐震規範	<1.0E-3

表 5 耐震設計類別、地震危險等級與達成性能目標的設計規範之間的關係的設計規範和標準，有關「核子」、「傳統的」，以及地震危害等級欄位「1.5 × 國家耐震規範」分別說明如下：

(1) Nuclear (核子) 規範與標準

指專門適用於核設施的抗震要求，典型規範如 ASME BPVC III (Nuclear Components)、IEEE Nuclear Safety I&C standards、RCC-G、RCC-M、KTA 2201、US NRC RG 1.208、10 CFR 72 / RG 3.73。

(2) Conventional (傳統的) 規範與標準

指一般土木工程或工業建築的耐震標準，典型規範如國家建築法規 (台灣 CNS、IBC、Eurocode 8、JRA、日本建築基準法)、ACI、AISC 等結構規範、ASCE 7 (一般建築抗震)。

(3) 1.5 × 國家耐震規範

表示採用國家建築地震規範的 1.5 倍設計水平，以提高低危險核設施的抗震餘裕。

第 5 章：耐震分析方法

允許使用多種耐震分析方法，依設施複雜度選擇：

- 等效靜力分析（適用單一貯存筒）
- 反應譜法與時間歷程分析（適用多模組群、SSI 土壤互制分析）
- 對於設於土壤上之模組，建議使用 SSI 模擬進行地震放大因子評估

一旦確定了建築物和土木結構的佈局並確定了結構構件的比例，就應該對這些結構進行耐震分析。耐震分析的目的有兩個。首先，它提供了驗證耐震設計能力或評估超出設計基準地震對應的耐震裕度（例如應力、內力和力矩以及位移）所需的結構反應參數。其次，建築物和土木結構的耐震分析為這些建築物和土木結構所容納的 SSC 的耐震驗證提供了有關耐震需求的資訊（例如結構內反應譜、結構內加速度或位移時間歷程）。（註：SSG-67, 5.1) (ISFSI, NPP 適用)

對於土壤和軟岩場地，應進行地面反應分析，以獲得用於地震土壤-結構互制分析的應變兼容土壤剖面圖，並確定與此類分析相關的不確定性。對於硬岩場地，可以假設計算基準地震引起的應變很小，以至於地柱中的剛度和材料阻尼值與現場調查活動提供的低應變值沒有差異。（註：SSG-67, 5.2 ~ 5.3) (ISFSI, NPP 適用)

結構反應應該根據適用的指南、規範和標準，採用線性等效靜力分析、線性動力分析、非線性靜力分析或非線性動力分析來計算。無論選擇哪一種方法，均應遵循以下建議：

- (1) 地震輸入應透過設計反應譜或與反應譜相容的加速度時間歷程來定義。
- (2) 分析模型應充分反映結構在地震作用下的行為，並考慮結構質量、剛度和阻尼特性的實際分佈。
- (3) 對於所有未由岩石或類岩石土壤地基支撐的安全相關核能結構，應考慮土壤結構互制，並考慮地面屬性的不確定性。

- (4) 應獲得地震運動三個正交分量(一個垂直分量和兩個水平分量)的結構反應。
- (5) 所有垂直載重路徑單元 (P-Delta 效應) 應考慮潛在的二階效應。特別是，所有垂直荷載路徑單元的設計都應能承受地震載重所造成的橫向位移。
- (6) 對於含有大量水的 SSC，例如燃料池和服務池，應考慮流體動力學效應。(註：SSG-67, 5.4) (ISFSI, NPP 適用)

第 6 章：設備耐震驗證

耐震驗證是透過試驗、分析或其他方法驗證 SSC 在指定地震期間和之後執行其預期功能的能力的程序。耐震等級為 1 類和 2 類的構件應進行耐震驗證，允許採用 TECDOC-1333 所述經驗法於既有 ISFSI 模組或貯筒評估。

四類耐震驗證方法：

- 分析法 (對於大型貯存結構)
- 試驗法 (對模組構件與新設計)
- 地震經驗法 (對已有同型設計)
- 間接比對法 (對等設施之參照比對)

對於被動元件以及尺寸或規模不適合透過試驗進行驗證的物品，應考慮透過分析進行驗證。結構、貯槽、分配系統和大型設備通常採用分析方法來鑑定。(註：SSG-67, 6.6) (ISFSI, NPP 適用)

主動組件的耐震驗證應包括結構完整性認證和功能性認證。耐震驗證應 (1) 直接在實際或原型組件上進行；(2) 間接地在縮小比例模型、縮小比例原型或簡化組件上進行；或 (3) 透過相似性來確定候選組件與參考組件之間的相似性，並且已經對後者進行了直接認證。無論選擇那種方法，它都應準確地表示組件在受到規定影響時的實際性能。試驗可能受到試驗台或其他測試條件的能力限制，無法正確重現組件承受的實際使用條件。當使用試驗結果來認證組件時，應明確試驗過程的適用範圍。(註：SSG-67, 6.7) (ISFSI, NPP 適用)

只有在可以識別並根據應力、變形 (包括間隙) 或負載描述主動組件的潛在

故障模式時，透過分析對主動組件進行認證才是合適的。否則，應使用試驗或間接方法對主動組件進行認證。(註：SSG-67, 6.8) (ISFSI, NPP 適用)

如果使用數值模型來模擬地震期間主動組件的行為，則應透過獨立分析或試驗對此類模型進行適當的認證，並對相關軟體進行認證。(註：SSG-67, 6.9) (ISFSI, NPP 適用)

第 7 章：檢查、維護與震後行動

本章提供震後檢查與再啟動程序：

- 依照設施 SDC 分類進行分級檢查
- 建議進行視覺檢查、功能測試與基礎沉陷量測
- 確保貯存模組無滑移、損壞或暴露用過核子燃料(Spent Nuclear Fuel, SNF)

適用於 ISFSI 設計地震發生後之應變策略建立。

建議安裝的地震儀器的最低數量如下：

- (1) 所有核設施：安裝一台三軸強震記錄儀，用於記錄自由場振動地動。
- (2) 除核電廠外的核設施：在放射性物質含量最多的建築物或構築物的基盤上安裝兩台三軸強震記錄器。

除上述最低地震儀器數量外，對於 SL-2 自由場加速度等於或大於 0.2g 的場址，還應考慮安裝額外的儀器。(註：SSG-67, 8.6) (ISFSI 適用)

地震儀器應能基於加速度記錄積分（例如累積絕對速度）提供損傷參數，作為評估地震時設施反應的重要工具。此類損傷指標應與自由場設計基準地震所得的相同量值以及地震經驗資料進行比較。此類比較可為震後巡查提供支持，從而為重啟運作的決策提供支持。地震儀器應能方便地將實際地震事件的反應譜與設計基準反應譜進行比較。(註：SSG-67, 8.7 ~ 8.9) (ISFSI, NPP 適用)

重大地震的定義也取決於核能設施的場址和耐震設計基準，因為該定義可能決定核能設施營運單位和監管機構應採取的行動。重大地震的定義由持照者負責，

並在相關情況下需經監管機構同意或批准。(註：SSG-67, 8.15) (ISFSI, NPP 適用)

震後行動計畫的目標是為營運組織提供指導以及具體詳細的程序，涵蓋地震振動地動的全部範圍，從低於 SL-1 等級的值到高於 SL-2 等級的值。(註：SSG-67, 8.16) (ISFSI, NPP 適用)

震後行動計畫分為兩個基本階段：

- (1) 規劃：在地震發生前採取措施，制定適當的震後行動計畫。其中許多活動將在設計階段進行。
- (2) 反應：根據現場記錄的震感或地面振動以及觀察到的對核能設施的影響，實施震後行動計畫，作為運轉反應的一部分。

此類計畫的基本原則應如下：

- (1) 震後行動將有助於及時就核能設施的當前或未來狀態做出決策，例如是否需要關閉、繼續運作或重新啟動。
- (2) 應及時透明地向所有利害關係人通報核電廠的狀況、已採取的行動和將要採取的行動。
- (3) 將採用分層方法，首先進行整體評估，僅在情況需要時進行非常詳細的評估。
(註：SSG-67, 8.17) (ISFSI, NPP 適用)

2.2.1.3. ISFSI 設施設計實務

依據 SSG-67 的原則，ISFSI 在耐震設計上須考量以下實務要點：

- (1) 地震力輸入：

應依 SSG-9 Rev.1 結合場址 PSHA 或 DSHA 結果，建立 SL-2 設計地震輸入參數。地震譜應涵蓋足夠頻寬，並考慮地震波傳播效應。

當需要證明核能設施抵禦地震力的安全性，並明確考慮相關地震危害發生的可能性時，應使用機率方法。機率方法考慮所有震級介於最小震級和估計潛

在最大震級之間的震源的地震事件復發率。在這種情況下，應估算不同等級相關危害參數的年超標頻率，以確定適當的設計基準和進行地震機率安全評估。(註：SSG-9, 6.8) (ISFSI, NPP 適用)

確定性方法可作為機率方法的替代方案。應根據國家實務，謹慎選擇相關地震危害的保守情境(例如，對振動性地動危害選擇一個保守等級)。在這種情況下，應估算關鍵危害參數的保守值，以確定核能設施的適當設計基準，該基準應與根據縱深防禦概念應用而確定的安全裕度相對應。確定性方法假設關鍵參數具有單一的獨立值(即發生的機率為1)，從而導致結果只有一個值。(註：SSG-9, 6.15) (ISFSI, NPP 適用)

確定性地震危害分析適用於有足夠、適當的關鍵參數資料來辨識情境地震的地區。如果情況並非如此，每個參數隱含的統計不確定性水準可能會導致使用過於保守的邊界值，這反過來又可能導致對地震危害的預測過高。確定性分析與機率分析的主要區別在於，前者不採用定量統計方法來明確模擬參數的不確定性；這在低地震活動性地區的地震危害評估中是一個尤為重要且有時占主導地位的考慮因素。(註：SSG-9, 6.16) (ISFSI, NPP 適用)

如果同時進行機率性和確定性評估，則應將兩者的結果進行比較。這樣可以將確定性結果(包括設計基準地動)與機率性結果進行校準，從而獲得一些風險和性能方面的見解。應根據分析結果進行進一步的校準，以確定場地設計基準地動的特性。(註：SSG-9, 6.18) (ISFSI, NPP 適用)

(2) 結構設計原則：

模組化混凝土貯存筒或乾式桶槽須具有足夠之滑動、傾覆與翻轉抵抗能力。建議施作鋼性 restrainer 或配置混凝土槽座。

地上立式桶槽在地震中容易受到破壞，尤其是在未錨定或僅輕微錨定的情況下。此類桶槽的設計應考慮以下幾點：

- A. 耐震需求計算應考慮桶槽外殼的撓性及其對桶槽固有頻率的影響。

- B. 應設置保守的乾舷，以避免槽頂因液體晃動而受損。
- C. 未錨定的桶槽可能會發生較大的隆起和失穩故障，這可能導致連接管線斷裂並導致桶槽內容物損失。因此，未錨定的桶槽通常不屬於耐震一級項目。
- D. 應適當驗證桶槽基礎的耐震能力，尤其是環形基礎。評估應與桶槽外殼和錨定裝置的耐震能力評估一致。
- E. 應評估桶槽在傾覆和滑動可能性方面的整體穩定性。
- F. 錨索的設計應允許桶槽與第一支撐之間的差異位移，並與錨定設計保持一致（即應避免將支撐放置在離貯槽太近的地方）。（註：SSG-67, 4.28）
(ISFSI, NPP 適用)

(3) 土壤結構互制 (SSI)：

位於非岩盤場址者，須考慮 SSI 分析，包括基礎埋置深度、場址反應放大、土壤非線性等，建議使用 TECDOC-1990 指引建模分析。

當需要考慮土壤結構互制效應時，應先評估以下方面，確定可接受的模型和分析程序：

- A. 土壤結構互制分析的目的及其結果的預期用途（例如，作為確定 SSC 地震反應的輸入）；
- B. 需要模擬的相關現象（例如，地震波場；線性、等效線性和非線性土壤特性；土壤-地基接觸的線性和非線性模擬；波的非相干性）；
- C. 根據 A 和 B，擬採用的方法和軟體。

對於包含足夠大到影響土壤結構互制效應的積水的結構，模型應考慮流體結構互制效應。（註：SSG-67, 5.17）(ISFSI, NPP 適用)

在土壤結構互制分析中，應考慮土壤的非線性構成特性。這種非線性特性可以透過等效線性土壤特性來引入。（註：SSG-67, 5.18）(ISFSI, NPP 適用)

除土壤結構可能引起明顯傾斜波或表面波的特定場地外，垂直傳播地震波的

簡化假設應被認為是土壤結構互制分析中可以接受的。(註：SSG-67, 5.19)
(ISFSI, NPP 適用)

分析土壤結構互制主要有兩種方法：直接法和子結構法。直接法只需一步即可分析土壤結構系統。直接法適用於（等效）線性理想化情況，通常用於土壤結構系統非線性互制的情況。子結構法將土壤結構互制問題分解為一系列更簡單的問題，分別求解每個問題，然後疊加結果。子結構法通常用於線性土壤結構互制分析。(註：SSG-67, 5.20) (ISFSI, NPP 適用)

(4) 元件分類與耐震要求：

貯存模組、搬運設備、通風結構應分類為 Seismic Category 1 或 2。須對應至 SDC-2/3 之 SDL-B/C，確認在 SL-2 地震下仍能維持封存與屏蔽功能。

耐震分類是指根據核設施中某一設備（即 SSC）在地震期間和地震發生後的預期性能，將其劃分為某一耐震類別的過程，此外，還需進行其他分類，例如與安全、品質和保養相關的分類。與該設備相關的驗收標準也是分類的一部分。(註：SSG-67, 3.31) (ISFSI, NPP 適用)

核設施各項目應分為以下三個耐震類別：

- A. Seismic Category 1；
- B. Seismic Category 2；
- C. Seismic Category 3。(註：SSG-67, 3.32) (ISFSI, NPP 適用)

Seismic Category 1 包括需要在 SL-2 設計基準地震發生期間和之後保持功能的設備。Seismic Category 1 的設備應在 SL-2 設計基準地震發生期間和之後保持其功能性和結構完整性（取決於功能要求），並應提供足夠的耐震裕度以避免懸崖邊緣效應。Seismic Category 1 應包括下列設備：

- A. 故障可能直接或間接導致事故狀況的設備；
- B. 為關閉反應器和維持反應器安全停機狀態所必需的設備，包括移除衰變

熱；

- C. 為防止或減輕意外放射性釋放所必需的設備，包括用過燃料貯存池結構和燃料架中的 SSC；
- D. 為減輕設計擴展狀況後果所必需的設備，其故障將導致高嚴重程度後果；
- E. 為履行上述 (B)-(D) 項所示功能所需的支援、監測和執行系統的一部分的設備(註：SSG-67, 3.33) (ISFSI, NPP 適用)

(5) 耐震驗證：

可採耐震模擬（反應譜或時間歷程分析）、振動台試驗、過往地震經驗（如 MACSTOR 設計）或間接相似性比對等。

對實際設備或原型進行試驗是對設備進行直接耐震鑑定的一種方法。如果無法透過分析以合理的信任度證明設備的完整性或功能性，則應進行試驗以證明其能力，或直接或間接地協助設備鑑定。(註：NS-G-1.6, 6.1) (NPP 適用)

利用強震動地震事件的經驗對設備進行直接耐震鑑定，其應用雖然有限，但正在不斷增長。直到近年來，強震動地震資料才得以普遍收集，其品質和細節才足以提供直接應用於單一設備所需的資訊。(註：NS-G-1.6, 6.29) (NPP 適用)

間接鑑定方法依賴於建立候選設備與先前透過分析、測試或地震經驗鑑定的參考設備的相似性。在一定程度上，大量地震經驗數據，尤其是適用於配電系統耐震鑑定的數據，已被用於證明簡化此類系統的分析評估和耐震鑑定是合理的。電纜橋架的耐震鑑定就是一個基於地震經驗資料進行簡化分析評估的例子。(註：NS-G-1.6, 6.32) (NPP 適用)

(6) 震後檢查與重啟：

依 SSG-67 第 7 章與 SRS-66，制定震後視覺巡檢、變形測量、功能測試等流程，確保無明顯損壞後方可重啟運作。

核設施在設計階段就應規劃震後行動，並將其作為回應外部事件專門業務方案的一部分。震後行動計畫應包括震前計畫以及地震後短期和長期行動。在核設施的耐震設計階段，應根據設施設計和運作的特點，制定和編制該計畫的原則和通用規範。(註：SSG-67, 8.10) (ISFSI, NPP 適用)

震後行動計畫應基於以下幾點：

- A. 基於經驗的方法，用於確定有感地震和顯著地震的實際破壞潛力；
- B. 基於實體檢查和測試的系統方法，用於評估設施關閉的必要性和重啟準備（如果設施已經關閉）；
- C. 確保設施長期完整性的標準。(註：SSG-67, 8.11) (ISFSI, NPP 適用)

震後行動計畫應足夠全面，以最大程度地降低地震振動地動導致設施長時間停機的可能性，前提是該地動不會損壞安全重要的 SSC。對於低於設計基準等級（SL-1 和/或 SL-2）的地震，主要重點是設施的物理和功能狀況，而不是分析評估。在某些情況下，可以在設施重新啟動後仍在運作的情況下進行驗證性分析評估。(註：SSG-67, 8.12) (ISFSI, NPP 適用)

建議採用以下方法進行停機後檢查與測試：

- A. 停機後審查。
- B. 停機後 SSC 安全評估（檢查、分析和測試）：
 - I. 決定採取的策略；
 - II. 比較分析；
 - III. 停機後檢查和測試：
 - 組成檢查組並報告檢查計畫和程序（各組定期開會，以確保評估的一致性（檢查開始時可能每天開會，之後減少開會頻率）），
 - 初步重點檢查與測試，
 - 擴大檢查和測試；

- IV. 決定損壞程度；
 - V. 驗收標準。
- C. 決定是否重新啟動或保持安全停機。
- D. 重啟行動計畫：
- I. 確定重啟行動等級；
 - II. 處理損壞問題；
 - III. 監視（或檢查）測試；
 - IV. 啟動測試；
 - V. 文件記錄；
- E. 維持安全停機的行動計劃(註：SRS-66, 2.2.3.2) (NPP 適用)

2.3. 美國用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊研析

2.3.1. NRC SECY-15-0081 文件研析

2011年3月11日日本福島第一核電廠因地震與海嘯發生事故後，美國NRC即指示其工作人員採取近期與長期行動評估此事故，並鑑定對核能設施的經驗回饋（參見2011年3月23日發佈之「任務備忘錄—COMGBJ-11-0002—福島事件後之NRC行動」）。NRC成立「近期任務小組（Near-Term Task Force，NTTF）」，檢視此次事故及其對美國核電廠安全的潛在影響。該小組於2011年7月12日發布報告，標題為《福島事件後NRC應採取行動的近期報告與建議》，內容包含12項建議。

NRC工作人員對NTTF建議進行了優先排序，並透過命令、資訊要求、法規制定及其他監管措施積極推動這些建議的施行。作為較長期的行動之一，COMGBJ-11-0002亦指示工作人員評估福島事故所汲取教訓對於非運轉中反應器與非反應器設施之適用性。

本節依據文件的附件1(Applicability of Fukushima Lessons Learned to Facilities

Other Than Operating Power Reactors), 摘錄 NRC 的詳細評估內容, 探討 ISFSI 耐震設計是否需因應 NTTF 建議採取額外的安全強化措施。

NRC 人員評估 ISFSI 貯存設計, 以判斷自然現象危害 (Natural Phenomena Hazards, NPHs) 的影響及近期任務小組 (NTTF) 建議的適用性。由於通用執照與特定執照所使用之貯存系統的主要設計特徵均相同, 因此 NRC 未執行各特定場址設計評估。

定性評估是以單一密封鋼筒為基礎, 並假設所有用過核子燃料用過核子燃料的系統與作業均符合《10 CFR Part 72》法規的要求。池中裝填作業依據持照人所遵循的《10 CFR Part 50 (或《10 CFR Part 52》) 安全計畫執行。最終密封作業與場內傳送則依據技術規範與場址程序進行。對於使用焊接式密封鋼筒系統者, 傳送護箱在場內移轉期間可對貯存容器提供額外保護; 而對於直接裝載型系統, 貯存護箱在場內移轉前即已完成貯存準備工作, 評估區分為以下四個階段:

- (1) 第一階段: 判定 NTTF 建議對用過燃料貯存與運輸之證書持有人及/或持照人之初步適用性。

NTTF 報告《提升 21 世紀反應器安全之建議》共提出 12 項建議[7]。NRC 人員評估了這些建議是否適用於 ISFSI 以及用過核子燃料的運輸, 並進一步判定是否有必要採取後續行動。表 6 NTTF 建議事項對 ISFSI 適用性分析為評估結果摘要, 建議事項多數為無需採取行動, 即 NRC 認為無需進一步研究或採取監管行動; 其餘為不適用, 亦即 NTTF 的建議係針對商用核電廠, 並不適用於此類核設施。

- (2) 第二階段: 確定各貯存系統設計特性之共通性

根據現行核發執照的法規架構, ISFSI 執照分為兩大類: 通用執照與特定執照。NRC 人員進一步依據不同的設計特性對貯存系統進行分類, 以簡化定性評估。這些設計特性包括:

- 在 ISFSI 基座(pad)上的擺放方式 (例如: 垂直、水平或地下)

- 密封形式（例如：螺栓鎖固式或焊接式）
- 護箱是否有通風孔（即：有通風孔或無通風孔）

完成這些分類後，NRC 人員對若干自然現象與外部事件的影響進行了定性評估。

(3) 第三階段：判斷自然現象災害與外部事件的定性影響程度。

NRC 人員對自然現象災害與外部事件可能導致的放射性後果進行了定性評估。後果的影響程度分為以下幾級：

- 低 (Low)：預期不會有任何與輻射有關的死亡或傷害，亦無場外污染。
- 中 (Medium)：可能有少數與輻射相關的死亡或傷害，場外污染極少或沒有。
- 高 (High)：可能造成大量與輻射有關的死亡或傷害，並伴隨重大場外污染或財產損失。

NRC 的初步篩選結果顯示，自然現象如閃電、雪與冰負載、外部火災、極端氣溫與乾旱等，被判定為不適用或造成的後果等級為低或無顯著影響。乾式貯存桶系統屬於被動式設計，可應對用過核子燃料所產生的熱負載。對於極冷或極熱的環境溫度，並不會對儲存系統的安全性能造成影響，不會導致系統密封功能失效。同樣地，閃電與火災也不會負面影響儲存系統的安全表現。該系統使用的材料為混凝土與鋼材，均不具可燃性。即使系統周圍有限度地存在如柴油等可燃物，其數量亦受到技術規範管控，且即使發生高溫火災，也不會影響貯存系統的密封功能。至於乾旱，由於乾式貯存系統不依賴水源運作，因此此項自然現象被認定為不適用 (not applicable)。

然而，針對以下五類自然現象與外部事件，NRC 人員進行了更深入的評估，因其可能對乾式貯存系統造成較大挑戰：

- 地震 (seismic)
- 水患 (flooding)
- 強風 (如颶風)

- 龍捲風與拋射物 (tornado winds and tornado missiles)
- 場外電力喪失 (loss of off-site power)

根據《10 CFR Part 72》之規定，申請人必須將自然現象事件納入貯存設施或容器設計的安全分析基礎中。此次評估中，NRC 人員亦考量了超出設計基準情境的自然現象可能影響。經過定性評估後，NRC 人員判定這些事件同樣會導致低等級的放射性後果。以下為 NRC 人員針對地震定性評估的摘要。

根據《10 CFR Part 72.102》與《Part 72.103》的規定，乾式貯存系統的設計基準地震 (design-basis earthquake, DBE) 會依據使用者所處地點而有所不同。然而，對於貯存系統而言，其地震後果評估會以一個假設性事件作為上限，稱為「非機構性傾倒 (non-mechanistic tip-over)」。乾式貯存系統必須設計成在此假設情境下能夠證明其結構足夠強固。該事件本身並不依賴任何特定自然災害條件，而是作為最保守的結構評估方法之一。評估內容包括密封鋼筒本體與用過燃料的結構完整性是否足以承受貯存護箱傾倒並撞擊混凝土基座的衝擊。

- (4) 第四階段：記錄評估結果、確定後續行動方向，並制定後續作業所需之輸入資料。

NRC 人員認為，現行法規的監管架構已充分確保放射性物質貯存與運輸設計的安全性與保安性。根據定性評估結果，NRC 未發現與用過燃料貯存及運輸系統設計有關的安全疑慮。《10 CFR Part 72》法規中已內嵌多重防禦 (defense-in-depth) 理念。NRC 確認申請人、持照人及認證證書持有人所提出的設計皆考慮產業標準，並納入多重防護措施，以維持輻射劑量在法規限制範圍內。這些系統皆依據 NRC 核准的品質保證計畫建造與操作。在監管方面，NRC 人員已有明確指導方針與檢查排程，用以確保貯存設施、貯存系統與運輸系統均依照 NRC 所核准的設計建造並運行。因此，NRC 結論認為不需進一步的監管行動或研究。

表 6 NTF 建議事項對 ISFSI 適用性分析

NTTF 建議事項		NRC 評估結論	
1	建立一個邏輯、有系統且一致的法規架構，以適當平衡深度防禦與風險考量	無需採取行動	初步審查未發現法規缺口，後續評估亦確認此結論
2	要求持照者重新評估並必要時升級對地震與洪水的設計基準防護能力	無需採取行動	初步與包絡(bounding)分析未顯示需進一步評估
3	評估提高對地震引發火災與洪水之防止與緩解能力	無需採取行動	ISFSI 為非可燃設計，且洪水風險已充分納入考量
4	加強電廠全黑事件 (Station Blackout, SBO) 之因應能力	無需採取行動	ISFSI 採自然對流冷卻設計，停電不影響安全功能
5	為 Mark I/II BWR 反應爐要求加裝可靠強化排氣系統	不適用	ISFSI 無氫氣積聚情境
6	評估氫氣控制與抑制設計相關經驗與資訊	不適用	ISFSI 無氫氣相關事故來源
7	增強用過燃料池(Spent Fuel Pool, SFP) 補水與水位監測能力	不適用	ISFSI 無濕式貯存池
8	整合與加強現場應變程序 ((緊急運轉程序書(Emergency Operating Procedures, EOP)、嚴重事故管理指引(Severe Accident Management Guidelines, SAMG)、大範圍廠區受損救援指引(Extensive Damage Mitigation Guidances, EDMG))	無需採取行動	ISFSI 為低風險設施，現有應變要求已足夠
9	要求緊急計畫 (Emergency Plan, EP) 規劃涵蓋長時間斷電與多機組事件	無需採取行動	同建議 8 說明
10	進一步檢討多機組與長時間 SBO 之 EP 規劃議題	無需採取行動	同建議 8 說明
11	就決策程序、輻射監測與公眾教育方面進行應變改善	無需採取行動	同建議 8 說明
12	加強監督與重視深度防禦的落實	無需採取行動	審查未發現法規缺口

2.3.2. 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選

圖 1 為美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選流程，初步篩選方法與結果說明如下。



圖 1 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例篩選流程

2003 年美國聯邦法規《10 CFR Part 72》新條例生效後，特定執照 ISFSI 場址如與核能電廠相同，且位於美國西區及美國東區的已知地震活躍區域，可採用現行核能電廠地震設計準則。因此首先檢視核電廠地震設計現況。

(1) 美國 SPID 報告 Priority Group 1 電廠列表

2011 年 3 月 11 日福島事故後，美國核電廠依據 NRC 近期專案小組建議事項「NTTF 2.1: Seismic」，進行地震危害再評估，用以檢視其耐震能力；第一階段任務為建立廠址的地震危害度曲線以及地震動反應譜，並產出「地震危害與篩選(SPID)報告」。NRC 審閱報告將需要進一步執行地震事故風險分析的電廠，按照優先順序分組，因地震風險分析屬於高度專業領域，能執行該工作的專家人數有限。優先組別 1 (Priority Group 1) 的電廠同時具備兩項特徵：地震危害水準相對明顯的提升，且地震地動預估值亦有顯著增高。

表 7 美國核電廠 SPID 篩選結果 - 優先組別 1 電廠列表為優先組別 1 的電廠列表，涵蓋 NRC 各管制分區共 12 座電廠，其中 H.B. Robinson、North

Anna 與 Oconee 電廠具備 ISFSI 通用執照與特定執照，優先組別 1 的電廠使用之貯存護箱系統涵蓋直立式螺栓密封護箱、直立式焊接密封護箱、水平式焊接密封護箱與地下直立式焊接密封護箱。

(2) NRC SECY-15-0081 乾貯護箱系統分類

參考 2.2.1 節 NTTF 建議事項對 ISFSI 適用性分析，乾貯護箱系統區分為四類：直立式螺栓密封護箱、直立式焊接密封護箱、水平式焊接密封護箱與地下直立式焊接密封護箱。

(3) 電廠場址地質條件

美國 DOE SFWD 計畫於 2020 年開始規劃全尺寸乾貯系統的地震震動台測試計畫，2021 年研究重點是開發美國 CEUS 和 WUS 地區硬岩、土壤和軟岩場址的自由場地面運動。地震地表運動是振動台測試中最關鍵的輸入參數。然而，開發這些輸入的過程極具挑戰性，因為它們必須能代表美國 WUS 與 CEUS 各場址所可能面臨的地震構造與場址條件。為此，SC Solutions(由 Dr. Norm Abrahamson 領導)與其顧問團隊，聯同桑地亞國家實驗室 (SNL) 與太平洋西北國家實驗室 (PNNL) 共同開發了一套新的方法學，用以建立具有代表性的自由場地震輸入資料。

針對 CEUS 地區之硬岩、軟岩與土壤場址，以及 WUS 地區之軟岩與土壤場址，依據不同震源情境 (地震規模與震央距離組合)，建立了自由場水平方向譜型 (free-field horizontal spectral shapes)。同時將場址地表下 30 公尺範圍內的平均剪力波速度 (Average Shear-Wave Velocity in the upper 30 meters, V_{s30}) 對美國 CEUS 核電廠場址的分類，結果摘要如表 8 美國中東部(CEUS)核電廠場址分類，此分類方式有助於後續建立各類地質條件下的地震輸入譜與進行土壤-結構互制 (soil-structure interaction, SSI) 分析，並據此決定對應場址類型之振動台測試輸入參數。圖 2 顯示美國 CEUS 各核電廠場址的分類結果，同時標示各場址根據最新地震危害篩選報告(SPID)所定義的地震動反應譜(Ground Motion Response

Spectrum, GMRS)中之尖峰地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)數值。核電廠場址依據 EPRI 報告所提供的技術指引以及更新後的地震衰減模型，重新計算其 GMRS。新的 GMRS 相較於原始電廠申照設計許可的資料，採用了更現代的方法與模型，因此能更準確地描述各場址的新地震危害強度，接著再與各場址之前定義的安全停機地震 (Safe Shutdown Earthquake, SSE) 反應譜比較，若新 GMRS 超過 SSE，則該核電廠場址必須依據加速地震評估程序 (Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP) 進一步的詳細評估，圖 2 中新的 GMRS 超過 SSE 的 PGA 值以紫色字體顯示，共有 36 個場址，佔總數約 64%。

綜合上述考量因素，初步篩選的美國核電廠乾式貯存設施包括 H.B. Robinson、North Anna、Oconee 與 Diablo Canyon (請參考表 9 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例)，皆為特定場址執照，使用之護箱型式與場址條件依序為水平模組式焊接密封護箱(土壤)、直立式螺栓密封護箱(硬岩)、水平模組式焊接密封護箱(硬岩)、直立式焊接密封護箱(軟岩)。

表 7 美國核電廠 SPID 篩選結果 - 優先組別 1 電廠列表

Seismic Hazard Reevaluation Screening and Prioritization					
Results	Reactor (Note: NRC-abbrev)	License Type	Vendor	Storage Model	Docket Number
R1P1	Indian Point	GL	Holtec International	HI-STORM 100	07200051
R1P1	Peach Bottom	GL	TN Americas LLC	TN-68	07200029
R1P1	Pilgrim	GL	Holtec International	HI-STORM 100	07201044
R2P1	H.B. Robinson	GL	TN Americas LLC	NUHOMS-24P	07200060
R2P1	H.B. Robinson 2	SL	TN Americas LLC	NUHOMS-24P/24PTH	07200003
R2P1	North Anna	GL	TN Americas LLC	NUHOMS-HD32PTH	07200056
R2P1	North Anna	SL	TN Americas LLC	TN-32, TN-32B HBU	07200016
R2P1	Oconee	GL	TN Americas LLC	NUHOMS-24P	07200040
R2P1	Oconee 1, 2, 3	SL	TN Americas LLC	NUHOMS-24P	07200004
R2P1	Vogtle	GL	Holtec International	HI-STORM 100S	07201039
R2P1	Watts Bar	GL	Holtec International	HI-STORM FW	07201048
R3P1	DC Cook	GL	Holtec International	HI-STORM 100	07200072
R4P1	Callaway	GL	Holtec International	HI-STORM UMAX	07201045
R4P1	Columbia Generating Station	GL	Holtec International	HI-STORM 100S	07200035
R4P1	Diablo Canyon 1, 2	SL	Holtec International	HI-STORM 100	07200026

表 8 美國中東部(CEUS)核電廠場址分類

場址分類	平均 V_{S30} (m/sec)	場址數量
土壤 (Soil)	320.7	16
軟岩 (Soft Rock)	698.7	11
硬岩 (Hard Rock)	1868.3	24

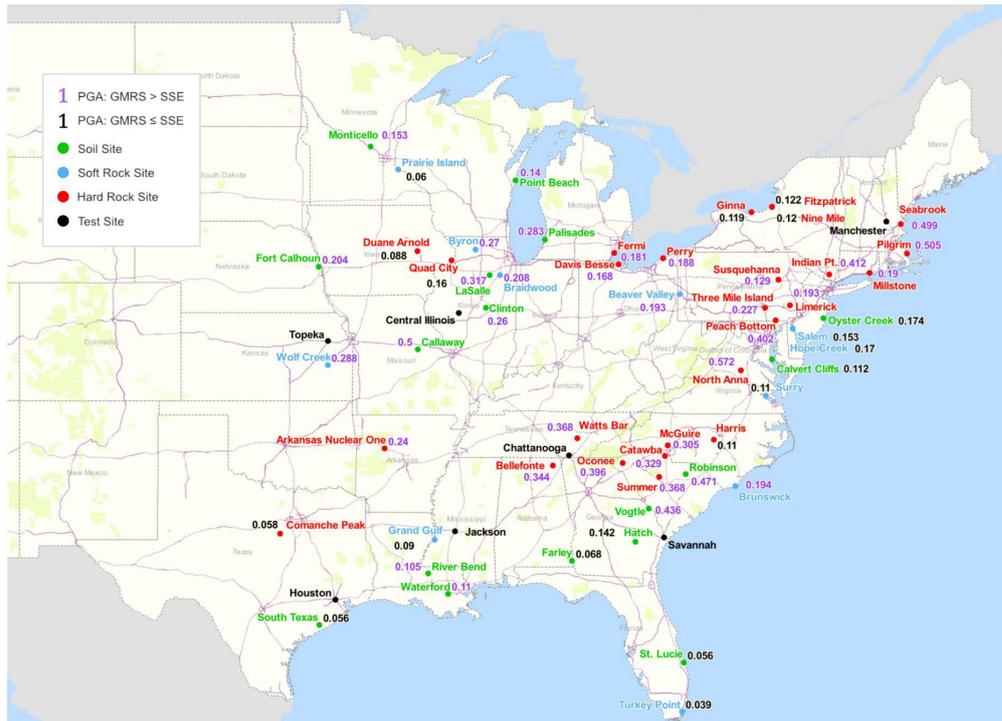


圖 2 美國 CEUS 各核電廠場址的分類結果與 SPID 報告定義的 PGA 值

表 9 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例

Seismic Hazard Reevaluation Screening and Prioritization Results	Reactor (Note: NRC-abbreviated unit names)	License Type	Site Condition	Storage Model	Docket Number
R2P1	H.B. Robinson 2	SL	soil	NUHOMS-24P/24PTH	07200003
R2P1	North Anna	SL	hard rock	TN-32, TN-32B HBU	07200016
R2P1	Oconee 1, 2, 3	SL	hard rock	NUHOMS-24P	07200004
R4P1	Diablo Canyon 1, 2	SL	soft rock	HI-STORM 100	07200026

2.3.3. 美國核電廠乾貯設施耐震評估案例彙整

本節首先蒐集美國 H.B. Robinson、North Anna、Oconee 與 Diablo Canyon 核

電廠 ISFSI 更新版安全分析報告，摘要整理耐震設計相關資訊包括位置與場址條件（斷層／土壤）、貯存系統（護箱型式）、設計依據／規範版本、耐震參數（PGA / SSE / DBE）、實際設計方式（SSI／確定論）、錨固元件（錨栓／剪力鍵／摩擦）；其次彙整美國核電廠 ISFSI 在 2011 年福島事故後的地震設計基準（DBE）變化與後續評估情況；最後遵循 RG 3.73 ISFSI 地震設計的指導文件，建立簡化版工作流程，將核電廠依 10 CFR 50.54（福島後）完成的地震危害/再評估（PSHA/GMRS/SSE）應用到新建 ISFSI，同時滿足 10 CFR 72 的邏輯與風險分級。

2.3.3.1 ISFSI 篩選案例資訊摘要

美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例摘要說明如表 10 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例資訊摘要所示，基本上各 ISFSI 於更新版 FSAR 納入 RG 3.73 之 UHS(uniform hazard spectrum) (5×10^{-4} / yr) 包絡與 SSI 建模原則，符合 10 CFR 72.102 與 72.103 規範。地震 PGA 範圍介於 0.05 ~ 0.83 g，垂直為水平 2/3；其中 Diablo Canyon 最高、Oconee 最低。North Anna 與 Diablo Canyon 採完整 3D SSI 模型；H.B. Robinson 與 Oconee 採簡化 SSI 或 等效靜力法。錨固設計由摩擦型（North Anna）到剪力鍵型(Shear key)（H.B. Robinson、Oconee）再至 預拉錨栓型(Dowel)（Diablo Canyon），顯示根據震度區域差異採取分層安全策略。

整體結果說明，美國與核電廠同址之 ISFSI 地震設計經歷 Post-Fukushima 後已全面對應 RG 3.73 與 NUREG-2213 的保守要求，確保在 DBE 條件下結構、屏蔽與散熱功能均維持安全。篩選案例耐震設計資訊說明如下：

1. H.B. Robinson ISFSI (FSAR Rev. 22 (2023)) [20] [21]

(1) ISFSI 型式與供應商

- 乾貯系統：NUHOMS 32P / HSM-H 水平模組系統（鋼製 DSC + 鋼筋混凝土 HSM-H 模組）。
- 設計與供應商：Framatome 設計並取得 NRC 認可。
- 場址條件：Piedmont 地質省，基盤片麻岩與花崗岩，上覆薄層殘積土，場址無活動斷層。

(2) 初始地震設計基準（建造時）

- 設計依據：10 CFR 72.102、ASCE 4-98、ACI 349-01、ANSI/ANS 57.9。
- 電廠 SSE：0.20 g 水平，垂直約 0.13 g (2/3H)。
- ISFSI 設計地震輸入直接採用 SSE = 0.20 g 做為 DBE，初期未要求 PSHA/UHS。

(3) 建造與許可大事紀

- 1990 年代：H.B. Robinson ISFSI 依傳統確定論 SSE 0.20 g 完成設計與建造。
- 2000 年代：NUHOMS 系統逐步裝載，按原 FSAR 運轉。
- 2023 年：FSAR Rev.22 出版，正式引入 RG 3.73 架構及 UHS 包絡分析。

(4) FSAR 更新與福島後措施

- FSAR Rev.22 加入：
 - UHS ($5 \times 10^{-4}/\text{yr}$, 50th) 與 SSE 譜逐頻比對，確認 SSE 包絡 UHS。
 - 說明採「簡化 SSI」，以彈簧模擬地基，符合 ASCE 4 §3.5 豁免條件。
 - 對滑移、傾覆進行確定論檢核，抗滑 SF > 1.5、抗傾覆 SF > 2.0。
- 強化內容：老化管理（AMP）、監測與操作程序，但未變更 DBE。

(5) DBE、加速度屬性、土層效應

- DBE 調整
否。仍採用早期核電廠 SSE = 0.20 g (H) 作為 ISFSI 設計地震輸入。
- 加速度屬性
岩盤（rock control point）值。
FSAR Rev.22 未建立獨立 site response，亦未提供 pad-level PGA。
因此 ISFSI 所用 0.20 g 可視為岩盤輸入直接套用於 pad-level。
- 土層效應
場址上覆薄層殘積土（2–5 m），影響很小。
FSAR 採「簡化 SSI」（soil springs）處理地基，未執行 1D site response。土層效應不顯著；DBE ≈ 岩盤等效值。

小結：

對早期 ISFSI（無 UHS 要求）而言，0.20 g 足以包絡 SPID/PSHA 的 UHS($5 \times 10^{-4}/\text{yr}$)。福島後之更新僅加強解析與 AMP，但未要求提升 DBE。

2. North Anna ISFSI(FSAR Rev. 10 (2018) [22]

(1) ISFSI 型式與供應商

- 乾貯系統：TN-32 / TN-32B 垂直金屬護箱系統 (Transnuclear 設計)。
- 場址條件：Central Virginia Seismic Zone (CVSZ)，基盤花崗片麻岩，上覆 >15 ft saprolite 風化層，無活動斷層通過。

(2) 初始地震設計基準 (建造時)

- 設計依據：10 CFR 72.102、ASCE 4-98、ACI 349-01、ANSI/ANS 57.9。
- 電廠 SSE / DBE：
 - 基岩：0.12 g (H) / 0.08 g (V)。
 - 考量 saprolite 放大後 pad 層 PGA \approx 0.18 g (H) / 0.12 g (V)。
- 初始 ISFSI DBE 直接引用電廠 SSE (未有 formal UHS 要求)。

(3) 建造與許可大事紀

- 1990 年代：North Anna ISFSI 依 SSE 0.12/0.18 g 設計建造，採重力-摩擦型錨固。
- 2000 年代：TN-32 系統裝載與例行運轉。
- 2011 年：Virginia M5.8 地震，震央距場址約 15 km，實測 PGA \approx 0.26 g (NS)，超過原 DBE 水平。
- 地震後檢查：護箱有可量測位移，但無傾覆或結構破壞，屏蔽與密封維持 (這點你特別提醒)。
- 2018 年：FSAR Rev.10 出版，將 PSHA / UHS 與 SSE 包絡納入正式設計依據。

(4) FSAR 更新與福島後措施

- FSAR Rev.10：
 - 引用 RG 3.73，明列 UHS ($5 \times 10^{-4}/\text{yr}$) 與 SSE 逐頻包絡。
 - 使用 三維動態 SSI 模型，包括 saprolite 動態性質及 pad-cask 互制。
 - 將 CVSZ 主控震源 (Mmax 6.2, R = 25 km) 納入確定論包絡。
- 2011 年實震後經驗被納入 FSAR，作為 超越設計基準地震(Beyond Design Basis Earthquake, BDBE) 韌性實例。

(5) DBE、加速度屬性、土層效應

- DBE 調整
 - 否。核電廠 SSE (0.12 g 岩盤) 仍為 ISFSI 基礎，而 ISFSI 實際分析則使用 pad-level \approx 0.18 g。
- 加速度屬性
 - 同時存在岩盤與地表兩種 PGA
 - 岩盤 SSE = 0.12 g (H) / 0.08 g (V)

地表 (saprolite 放大) pad-level = 0.18 g (H) / 0.12 g (V)

ISFSI 實際設計使用 地表放大後的 pad-level PGA。

- 土層效應
需考慮。場址上覆厚 saprolite (>15 ft)，其 Vs 低於基岩，導致 SSE 應用於 DBE 存在 Amplification。FSAR Rev.10 已執行完整的 site response (rock → saprolite → pad)。

小結：

North Anna 是四案中最典型的「地盤效應顯著 pad-level DBE > rock SSE」

案例。福島後未調整 DBE，但 UHS(5×10^{-4} /yr) 與 SSE 包絡已於 Rev.10 明確列入。

3. Oconee ISFSI(FSAR Rev. 27 (2018)) [23]

(1) ISFSI 型式與供應商

- 乾貯系統：NUHOMS-32PTH1 水平模組系統。
- 設計／供應商：AREVA 設計 (NUHOMS 系列另一型式)。
- 場址條件：Lake Keowee 湖畔，基盤為堅硬結晶岩 (gneiss)，薄層殘積土，液化潛勢可忽略，無活動斷層通過。

(2) 初始地震設計基準 (建造時)

- 設計依據：10 CFR 72.102、ASCE 4-98、ACI 349-01、RG 3.73 前身指引。
- 基岩 DBE：0.05 g (H)，垂直僅略低於 0.05 g，屬全美最低震度 ISFSI 之一。
- 分析方法：以等效靜力法 + 地基彈簧模擬 SSI (「簡化 SSI」)，未建立完整動態 SSI 模型，依 ASCE 4 §3.5 屬 SSI 豁免條件。

(3) 建造與許可大事紀

- 1990 年代初期：依 SSE/DBE = 0.05 g 設計建造 NUHOMS-32P 系統。
- 2000 年代：ISFSI 正常運轉，未有地震事件考驗。
- 2018 年：FSAR Rev.27 更新，正式引入 RG 3.73 用語與 UHS 概念。

(4) FSAR 更新與福島後措施

- UFSAR Rev.27 記載：
 - 雖 DBE 僅 0.05 g，仍執行 2000 年回歸期 UHS 驗證，確認 SSE/DBE 包絡 UHS。
 - 保持等效靜力法與簡化 SSI，理由為場址屬硬岩且震度極低 (符合豁免條件)。

- 強化內容：
 - AMP (混凝土、鋼材老化監測)
 - 操作程序與巡檢頻率更新
- (5) DBE、加速度屬性、土層效應
 - DBE 調整
 - 否。維持原始 0.05 g (H)。
 - 加速度屬性
 - 岩盤值 = pad-level 值 (兩者等同)。Oconee 位於結晶岩 (gneiss) 硬岩，地表即基盤暴露或覆土極薄。因此 岩盤 PGA = 地表 PGA = 0.05 g。
 - 土層效應
 - 不需考慮。FSAR 說明場址符合 ASCE 4 §3.5 「硬岩 SSI 豁免」。
 - 無明顯覆土不會有 site amplification。設計採用等效靜力加上簡化 SSI。

小結：

0.05 g 極低，但反映其真正場址 hazard。福島後未要求 SPRA 或 DBE 升級。

4. Diablo Canyon ISFSI(FSAR Rev. 10 (2023)) [24]

(1) ISFSI 型式與供應商

- 乾貯系統：Holtec HI-STORM 100SA 垂直型系統。
- 設計／供應商：Holtec International 系統，經 NRC CoC 認可。
- 場址條件：California 高震區，基盤為 Franciscan Complex 硬岩，距 Hosgri 斷層約 3 km。

(2) 初始地震設計基準 (建造時)

- 設計依據：10 CFR 72.103、ASCE 4-98、ACI 349-97、RG 3.73、並引用 RG 1.142、RG 1.199 用於混凝土與錨栓設計。
- 地震輸入：
 - DE 0.20 g
 - DDE 0.4 g
 - SSE (Hosgri Earthquake) 0.75 g
 - 垂直 ≈ 0.50 g (2/3H)
 - 長期地震計畫 (LTSP) 額外考慮至 0.83 g。
- UHS ($5 \times 10^{-4}/\text{yr}$) 低於 SSE，符合 10 CFR 72.103 與 RG 3.73。

(3) 建造與許可大事紀

- 2000 年代初期：依 Hosgri SSE 與 LTSP 要求完成 ISFSI 設計與建造。
- 2000 年代中期：HI-STORM 100SA 陸續裝載，建立場址專屬 SSI 模型與地震輸入。
- 2023 年：UFSAR Rev.10 發行，整合 LTSP 更新與 BDBE (0.83 g) 分析結果。

(4) FSAR 更新與福島後措施

- UFSAR Rev.9–10：
 - 明確納入 BDBE ~0.83 g 的滑移、傾覆與錨栓韌性分析。
 - 使用 SASSI 三向動態時程分析，考慮近場 directivity 與 fling effect。
 - 錨固：底部 16 支 SA-193-B7 預拉錨栓 + 鋼製嵌入板，依 ACI 349 附錄 B 及 RG 1.199 設計；極限狀態下 uplift < 1/8 inch。
- 福島後強化重點：以 BDBE 韌性說明「即使超出 SSE 仍不喪失功能」，而非上調 DBE。

(5) DBE、加速度屬性、土層效應

- DBE 調整
 - 否。設計 DBE/SSE 保持：
 - DE = 0.40 g
 - SSE = 0.75 g
 - BDBE (韌性檢核) \approx 0.83 g(更詳盡的 Diablo Canyon ISFSI 耐震設計依據請參考表 11 Diablo Canyon ISFSI 耐震設計依據說明)
- 加速度屬性
 - Diablo Canyon 的輸入來自核電廠 SSE / LTSP：
 - 控制點地震輸入 (free-field) 為 rock-based spectrum
 - 最終 ISFSI 分析使用 pad-level (SSI 模型輸出) PGA，因此不使用 Vs30 site class，但也不是純粹岩盤值，是 SSI 後的 pad-level。
- 土層效應
 - 無需傳統 site response，但需 SSI。場址位於 Franciscan Complex (非典型硬岩、破碎混成岩)：
 - 無厚土層不需 1D site response
 - 靠近 Hosgri 斷層需考慮近場效應 (directivity, fling) 加上動態 SSI (SASSI)，重點在 SSI，不在地盤放大 (site amplification)。

小結：

Diablo Canyon 的 DBE/SSE 維持不變，但 FSAR Rev.9-10 透過 BDBE (0.83 g) 滑移/傾覆與錨栓韌性分析加強「超越設計地震」的韌性示範。

台灣三座核能電廠均位於高地震活動區，與美東 Oconee 或 Robinson 類型完全不同，較接近 Diablo Canyon。核三廠（恆春）近海域與陸上斷層，隱沒帶 (subduction) 與板塊內 (crustal) 地震雙重來源。核一廠與核二廠（北海岸）鄰近海溝、近岸斷層，屬丘陵地形，常有風化岩與回填層。三處場址地質條件不屬硬岩類，較像 North Anna（C 類有風化層）與 Diablo Canyon（高 hazard、需 SSI）的混合。

2.3.3.2 福島事故後美國核電廠 ISFSI 地震設計基準變化與後續評估

本節依據 NRC 視查報告 (Inspection Report) 及電廠修訂文件，彙整福島事故後美國核電廠 ISFSI 的地震設計基準 (DBE) 變化與後續評估情況，各場址之 NRC ADAMS 公開文件連結與摘要說明 (資料截至 2025 年 10 月) 如表 12 福島事故後美國核電廠 ISFSI 地震設計基準變化與後續評估摘要所示。基本上，各 ISFSI 並未因福島後電廠地震再評估結果調整其 DBE，重點歸納如下：

- NRC 要求之「福島後地震再評估」主要鎖定核電廠包括 GMRS/SSE 的再檢視與 focused evaluation。ISFSI 在公開文件中多見的是持續監督 (oversight) 與老化管理 (aging management)、強化運轉操作程序，而非重新定義 ISFSI 的 DBE。
- NRC 與國家實驗室多份研究也把焦點放在乾式貯存系統的老化與韌性 (如 NUREG-2214 相關研究)，而不是調高 DBE；等同以補充分析與管理程序確保功能，而非上修設計基準。
- 與本報告 2.3.1 節 NRC 文件 SECY-15-0081 的結論一致，即不需要修改 10 CFR Part 72，也不需啟動新規範；維持現有規範即可達到「風險一

致、功能維持」的安全目標。

表 10 美國核電廠乾貯設施耐震評估篩選案例資訊摘要

場址	位置與場址條件 (斷層/土壤)	貯存系統(護 箱型式)	設計依據/規範版 本	耐震參數 (PGA/ SSE/ DBE)	實際設計方 式(S SI/確 定論)	錨固元件 (錨栓/ 剪力鍵/ 摩擦)	SAR 版次/年 份(ADAMS)	備註(設計 特色)
H.B. Robinson ISFSI	South Carolina Piedmont 地區， 花崗岩基盤，覆 殘積土層，無活 動斷層。	NUHOMS 32P /HSM-H 水 平模組	10 CFR 72.102 ; ASCE 4-98 ; ACI 349-01 ; RG 3.73 §3.3、§5 ; NUHOMS Topical Report ANP- 10293P	SSE=0.20 g (H) ; V≈0.13 g ; UHS(5E-4/yr) 已被包絡。	等效靜力 + 局部動力分 析；簡化 SSI (ASCE 4 §3.5 豁免)	鋼筋 dowel + keyway 剪 力鍵；界 面摩擦 0.7；無錨 栓	FSAR Rev.22 (2023) ML23145A164	低震度場 址；以 SSE 直接 作為 DBE，滿足 RG 3.73 要 求。
North Anna ISFSI	Virginia Louisa County, Central Virginia Seismic Zone；基岩花崗 片麻岩，覆 15 ft 風化層 saprolite。	Transnuclear TN-32/TN- 32B 垂直金屬 護箱	10 CFR 72.102 ; ASCE 4-98 ; ACI 349-01 ; ANSI/ANS 57.9 ; RG 3.73§3-§5 ; Dominion PSHA(2013)	基岩 DBE 0.12/0.08 g；風化層 0.18/0.12 g；UHS 包 絡 SSE。	3D 動態 SSI 模型； saprolite 互 制；確定論 包絡 (Mmax 6.2, R=25 km)	摩擦型抗 滑；無錨 栓； μ=0.7-0.8	FSAR Rev.10 (2018) ML18131A220	含完整 3D SSI 模型； 經歷 2011 M5.8 實震 驗證穩定 性。

場址	位置與場址條件 (斷層/土壤)	貯存系統(護 箱型式)	設計依據/規範版 本	耐震參數 (PGA/ SSE/ DBE)	實際設計方 式(SSI/確 定論)	錨固元件 (錨栓/ 剪力鍵/ 摩擦)	SAR 版次/年 份(ADAMS)	備註(設計 特色)
Oconee ISFSI	South Carolina Lake Keowee 湖 畔，硬岩基盤覆 薄層風化土，液 化潛勢低。	NUHOMS- 32PTH1 水平 模組	10 CFR 72.102 ; ASCE 4-98 ; ACI 349-01 ; RG 3.73 ; NUREG-2213	DBE=0.05 g (H) ; V 略低於 0.05 g ; UHS 包 絡 SSE。	等效靜力 法 ; SSI 豁 免 (ASCE 4 §3.5)	Dowel 錨 接 ; 摩擦 抗滑 ; 無 預拉錨栓	UFSAR Rev.27 (2018) ML18192A838	全美最低震 度 ; 採簡化 SSI 與確定 論檢核。
Diablo Canyon ISFSI	California San Luis Obispo 海 岸，Franciscan Complex 硬岩， 鄰 Hosgri Fault (3 km)。	Holtec HI- STORM 100SA 垂直護 箱	10 CFR 72.103 ; ASCE 4-98 ; ACI 349-97 ; RG 3.73 ; RG 1.142/1.199 ; NUREG-2213	DE=0.20 g ; DDE= 0.4 g ; SSE= 0.75 g ; LTSP=0.83 g ; V≈0.50 g	動靜結合： 等效靜力 + 三向動態時 程 ; 3D SSI 模型 ; 確定 論包絡	16 支 SA193-B7 錨栓 + 嵌 入鋼板 ; uplift < 1/8 in	UFSAR Rev.10 (2023) ML23348A382	全美震度最 高 ISFSI ; LTSP 包絡 所有設計地 震。

表 11 Diablo Canyon ISFSI 耐震設計依據說明

項目	數值與描述	說明 (依 Diablo Canyon ISFSI FSAR Rev.10 修正)
Design Earthquake (DE)	0.20 g (水平); 為 DCPD 原始設計地震之一, 對應 FSAR Update 所定義之 DE 譜。	FSAR 明列 DCPD 有三個設計基準地震: DE、DDE 與 Hosgri Earthquake (HE), 共同構成電廠之 seismic licensing basis。ISFSI 依 10 CFR 72.102(f) 以 DCPD ground motions 作為設計基準, DE 譜及其 time history 被用作 ISFSI 動態分析 (含 cask anchorage) 之一組輸入, 但並非單獨作為 ISFSI pad 「唯一」主要設計地震。
Double Design Earthquake (DDE)	0.40 g (水平); 為 DCPD 定義的「Double Design Earthquake」, PGA 為 DE 兩倍。	DDE = 2 × DE, 與 DE、HE 一起被列為 DCPD 的設計地震之一, 屬電廠既有 licensing basis。FSAR 說明 ISFSI 的地震時程分析 (特別是儲存護箱錨定分析) 同時使用 DE、DDE、HE 與 LTSP time histories 進行檢核; DDE 在 ISFSI 中屬設計基準的一部分。
Hosgri Earthquake (HE)	約 0.75 g (水平); 為 Hosgri 斷層控制地震的設計譜。	DCPD FSAR Update 將 HE 納入電廠 seismic design basis, 形成「DE+DDE+HE 評估」之組合; ISFSI FSAR 明載: DCPD ground motions (包含 HE) 被視為 ISFSI 設計地震基準, ISFSI 的各項地震分析 (含坡穩、pad 滑動、錨栓設計等) 使用至少達到或包絡 DCPD ground motions 的輸入。HE 因代表 Hosgri 控制地震, 是 ISFSI 重要的設計檢核層級之一, 但 FSAR 並未單獨宣告「HE = 唯一 SSE」, 而是與 DE、DDE 一起構成 licensing basis。
Long-Term Seismic Program (LTSP)	約 0.83 g (水平); 為 DCPD LTSP 之 84 百分位長週期譜, 用於檢核地震裕度。	LTSP 譜是 DCPD 為驗證結構、系統及元件之 seismic margin (HCLPF) 所建立, 不是原始設計 SSE, 而是用來檢查裕度的附加地震層級。ISFSI FSAR 說明: DE、DDE、HE、LTSP time histories 均用於儲存桶錨定之動力分析; 對於 pad 滑動、坡穩與運輸車穩定性, 則另行發展 ISFSI Long Period (ILP) 譜來包

項目	數值與描述	說明 (依 Diablo Canyon ISFSI FSAR Rev.10 修正)
		<p>絡 DDE、HE、LTSP 等，以評估長週期效應。因此，LTSP 為裕度／超越設計基準檢核 (BDBE 類) 用途，而非「取代原 BDBE」或「最終控制 DBE」。</p>
<p>垂直分量 (V)</p>	<p>FSAR 採用與 DCPD FSAR 一致之三分量 time histories (兩水平+一垂直)，垂直分量由 DCPD 自由場反應譜與實際地震紀錄頻譜相容建立。</p>	<p>ISFSI FSAR 說明，DE、DDE、HE、LTSP 皆重新產生為兩水平+一垂直之自由場加速度時程，符合 NUREG-0800 3.7.1 與 ASCE 4-86 對頻譜相容與統計獨立性的要求；垂直分量並非單純以固定比例 (例如 2/3) 假設，而是依 DCPD 反應譜與 Landers/Chi-Chi 等地震紀錄回推之頻譜相容時程。</p>
<p>設計基準地震 (DBE) 與 ISFSI 設計輸入</p>	<p>ISFSI DBE 依 10 CFR 72.102(f) 規定，對已依 10 CFR 100 附錄 A 評估之場址，其 DE 必須等同於核電廠 SSE；DCPD ground motions (DE、DDE、HE) 即為 ISFSI 設計 licensing basis，ISFSI 分析所用地震輸入須「滿足或包絡」該等地震動，並視需求加入 LTSP/ILP 作裕度與長週期效應檢核。</p>	<p>FSAR 明確指出：① DCPD ground motions 依 72.102(f) 被視為 ISFSI 的 seismic licensing basis；② ISFSI 之設計與分析使用「meet or exceed the DCPD ground motions」之輸入；③ DCPD licensing-basis ground motions 包含 DE、DDE、HE，LTSP 則用於驗證 seismic margin；④ 為處理長週期與近斷層效應 (pad 滑動、坡穩、運輸車)，另行建立 ILP 譜，其包絡 DDE、HE、LTSP。整體而言，ISFSI 並非只採單一 PGA 作 DBE，而是以 DCPD licensing-basis 譜為基礎，再加上 LTSP/ILP 等作補充裕度分析。</p>

表 12 福島事故後美國核電廠 ISFSI 地震設計基準變化與後續評估摘要

場址名稱	初始耐震設計基準 (建造時)	Post-Fukushima DBE 調整	主要評估/修訂內容	ADAMS 文件參考
H. B. Robinson ISFSI	SSE 0.20 g ; 早期設計無 UHS (未採 PSHA)	無 僅強化分析與管理內容。	2023 年 FSAR Rev.22 更新未提升 DBE ; 報告更新內容著重於監測與操作程序。 FSAR Rev.22 (2023) 確認 SSE 0.20 g 維持不變, 但文件首次納入 RG 3.73 UHS 驗證章節; 雖未上調 DBE, 但納入 RG 3.73 後之 UHS 包絡驗證。	- ML23145A164 (2023 FSAR Rev.22) - ML16018A011 (2014 NRC Inspection Report No. 72-3/2014-201)
North Anna ISFSI	SSE : 岩盤 0.12 g / 風化層 0.18 g ; ISFSI 初始 DBE = SSE。	無 震後有移位但未喪失功能; NRC 不要求提升 DBE。	2011 年 Virginia 地震後進行地震影響評估與安全確認, NRC 審查結果維持原設計基準; 無正式 DBE 上調。 維持 DBE 0.12 g (岩盤) / 0.18 g (風化層); 2011 M5.8 地震後 NRC 報告 (ML12025A100) 確認 ISFSI 無損傷, 經實震驗證設計裕度充分。	- ML13037A549 (2013) (2012 NRC North Anna Seismic Event Assessment) - ML18131A220 (2018 ISFSI FSAR Rev.10)
Oconee ISFSI	DBE 0.05 g (1970-80s 早期設	無	Oconee ISFSI 維持早期設計地震輸入 (DBE=0.05g), 未見 DBE 上調;	- ML15224A803 (2015 FSAR Rev.3)

場址名稱	初始耐震設計基準 (建造時)	Post-Fukushima DBE 調整	主要評估/修訂內容	ADAMS 文件參考
	計); 無 UHS 要求。	屬低 DBE 舊案, 採管理補強。	Fukushima 後以現地檢查與老化管理為主。 場址低震度 (0.05 g), NRC 未要求 SPRA; 確實無上調, 但 FSAR Rev.27 (2018) 明載 採用 UHS (5E-4/yr) 驗證。以 UHS 補強說明共址一致性。	- ML20056A234 (2020 NRC Inspection Summary)
Diablo Canyon ISFSI	SSE = 0.75 g; ISFSI DBE = SSE	無 BDBE 為韌性檢核, 非 DBE。	2021 年 FSAR Rev.9 更新確認原有高地震輸入 (SSE=0.75g) 仍為設計基準; 無上調, 但增加 BDBE (0.83g) 韌性說明。FSAR Rev.10 (2023) 雖維持 SSE 0.75 g, 但增列 LTSP 0.83 g 為 BDBE 檢核譜。 DBE 未上調, 但 BDBE 分析強化至 0.83 g (包絡 SSE)。	- ML20274A001 (2021 FSAR Rev.9) - ML21264A018 (2021 NRC Seismic Review Memo)
Palisades ISFSI	SSE 約 0.23–0.28 g; ISFSI DBE = SSE	無 未見 DBE 變動。已納入 aging	福島後未見正式 DBE 上調。主要活動為更新 UFSAR/DSAR, 持續運作及退役轉換程序。ISFSI 安全分析維持原設計基準。	- ML24210A123 (2024 Palisades DSAR Update) - ML23041A022 (2023 NRC Inspection Summary)

場址名稱	初始耐震設計基準 (建造時)	Post-Fukushima DBE 調整	主要評估/修訂內容	ADAMS 文件參考
		management 與地震監測。	更新 FSAR 或 Inspection 摘要，未見 DBE 變動。已納入 aging management 與地震監測，但不影響 DBE。	
Surry ISFSI	SSE 約 0.20 g ; ISFSI DBE = SSE	無 未見 DBE 變動。已納入 aging management 與地震監測	2025 年 NRC 對 Surry ISFSI 進行例行檢查與資料請求；聚焦於模組監測與 QA，無 DBE 修改。 更新 FSAR 或 Inspection 摘要，未見 DBE 變動。已納入 aging management 與地震監測，但不影響 DBE。	- (2025 NRC Inspection Request (anticipated)) - ML20285A020 (2020 FSAR Update)
Zion ISFSI	SSE 約 0.17-0.20 g ; ISFSI DBE = SSE	無 未見 DBE 變動。已納入 aging management 與地震監測	Zion 除役後持續運作 ISFSI，NAC 技術審查與 SER 文件均未顯示 DBE 上調，維持原 Rev.3 設計。 更新 FSAR 或 Inspection 摘要，未見 DBE 變動。已納入 aging management 與地震監測，但不影響 DBE。	- ML14210A259 (2014 NRC SER for Zion ISFSI) - ML18195A210 (2018 ISFSI Operation Report)
Palo Verde ISFSI	SSE 約 0.30-0.35	無	福島後多次 NRC 現地檢查與稽核，未見 DBE 上調；重點在操作程序與安全監督。	- ML21045A505 (2021 NRC ISFSI Inspection Report)

場址名稱	初始耐震設計基準 (建造時)	Post-Fukushima DBE 調整	主要評估/修訂內容	ADAMS 文件參考
	g ; ISFSI DBE = SSE	未見 DBE 變動。已納入 aging management 與 地震監測	更新 FSAR 或 Inspection 摘要，未見 DBE 變動。已納入 aging management 與 地震監測，但不影響 DBE。	- ML17258A220 (2017 FSAR Update)
San Onofre ISFSI (SONGS)	SSE 0.66 g ; ISFSI DBE = SSE	無 未見 DBE 變動。已納入 aging management 與 地震監測	2020–2024 年多份檢查報告聚焦於裝載與作業程序修正；未見 DBE 上調或地震輸入重新定義。 更新 FSAR 或 Inspection 摘要，未見 DBE 變動。已納入 aging management 與 地震監測，但不影響 DBE。	- ML24125A320 (2024 NRC ISFSI Inspection Summary) - ML20345A110 (2020 NRC Inspection Report)

2.3.4. 美國用過核燃料乾式貯存設施之法規與耐震要求

由於核電廠與 ISFSI 的安全目標不同(請參考表 13)，國際核能組織如 IAEA、WENRA、OECD/NEA 對 ISFSI 的設計地震基準與 NRC 立場不盡相同(請參考表 14)。

本節整理美國聯邦法規 10 CFR、美國核管會 (NRC) 之 NUREG 報告與 Regulatory Guide (RG) 中有關耐震之規範與指引，與彙整乾貯設施設計、建造與運轉階段的耐震審查要點與注意事項，摘要如下述(請參考表 15 與表 16)：

1. 美國用過核燃料乾式貯存設施之相關法規摘要說明

美國用過核燃料乾式貯存設施的主要法規框架由美國核子管理委員會 (NRC) 負責制定與監督，核心法規為《美國聯邦法規》10 CFR Part 72。

主要法規要求摘要如下：

- 核心法規依據：乾式貯存設施（包括核電廠內設施和獨立用過燃料貯存設施 (ISFSI)）的選址、建造、執照申請、營運、安全和除役均受 10 CFR Part 72 的嚴格規範。
- 執照制度：NRC 首次核發的執照年限通常為 20 年，可延長 40 年。護箱設計也需獲得 NRC 的獨立認證。
- 安全要求：強調多重屏障設計（混凝土結構與密封不銹鋼筒），需提交詳盡的《安全分析報告》(SAR)，涵蓋熱傳、結構、屏蔽、臨界安全、密封、意外事件、消防及品質保證等多個面向。
- 品質保證：遵循嚴格的核能級質量管理體系（如 ASME NQA-1 相關標準）。
- 非最終處置：乾式貯存屬於中期貯存方式，最終處置需深層地質處置，受 10 CFR Part 63 規範。

2. 地震設計相關要求

美國用過核燃料乾式貯存設施的地震設計要求，主要依據 10 CFR Part 72，並輔以 NRC 指導文件和業界標準。

- 設計基準地震 (DBE)：2003 年後允許使用風險知情(Risk Informed)方法。對於 ISFSI，通常要求設計能承受年超越機率為 $5.0 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 的地震事件（即 2000 年回歸期地震）。廠內設施則通常比照核電廠的安全停機地震 (SSE)。
- 安全相關 SSCs：對安全重要的結構物、系統和組件 (SSCs) 必須進行分類，並設計成在地震事件中仍能維持其安全功能。
- 設計與分析方法：考慮動態載荷，對於未錨錠設計，需證明地震發生時護箱仍能維持密封完整性。安全分析報告 (SAR) 需涵蓋地震事故條件下的包容性證明。

3. NRC 規範與指引

核心法規、NUREG 報告與 Regulatory Guide (RG) 中有關耐震之規範與指引：

- 10 CFR 72.103 地質與地震特性：要求場址調查，確定設計基準地震動 (DE)，允許使用機率式地震危害度分析 (PSHA)。
- NUREG-2215 (標準審查計畫)：為 NRC 審查人員提供了詳細的指南，用於評估執照申請人提交的 SAR。
- Regulatory Guide 3.73：提供了確定場址評價和設計地震地面運動的指導意見。

表 13 核電廠與 ISFSI 的安全目標差異

考量因素	核電廠 (10 CFR 50 / 52)	ISFSI (10 CFR 72)	來源依據
核能風險來源	核反應功率、壓力邊界破損、爐心損傷	用過燃料殘餘熱低、被動冷卻	核電廠：10 CFR 50 App. A, NUREG-0800；ISFSI：72.122/72.236, NUREG-2214
主要設計目的	防止爐心損傷 (Core Damage) 與重大放射性釋放 (Large Release)	維持封閉、遮蔽、臨界控制、散熱	GDC 10, 34 - 36, 28, 17 (防止爐心損傷)；GDC 50, 41 - 44, 52 (防止重大放射性釋放)
設計基準年率	$10^{-4}/\text{yr}$ (GMRS/SSE)	$5 \times 10^{-4}/\text{yr}$	核電廠：RG1.208；ISFSI：RG3.73
許可風險水準	高後果核設施	低後果核設施	核電廠：NUREG-1860；ISFSI：IAEA SSG-15

表 14 國際核能組織對 ISFSI 設計地震的立場

組織	對應文件	核心立場
IAEA SSG-9 (2018 rev.)	要求「graded approach」；設計地震應與風險等級一致。	支持 $5E-4/\text{yr}$ 層級，允許低於 SSE。
WENRA RHWG (2020)	對乾貯設施提出“risk-informed design”。	建議以機率基礎決定 DE，避免無必要的 SSE 包絡。
OECD/NEA CSNI (2019 研討會)	乾貯設施地震設計過於保守，應建立共識標準。	主張明確劃分「核反應設施」與「後端設施」的設計層級。

表 15 美國用過核燃料乾式貯存設施不同執照類型之相關法規摘要

特性	廠內乾式貯存設施 (On-site ISFSI) (與核電廠共用廠區)	獨立用過燃料貯存設施 (ISFSI) (獨立場址)
執照類型	通常為特定執照 (Specific License) 或通用執照 (General License)	特定執照 (Specific License)
核心法規依據	10 CFR Part 72；並參考 10 CFR Part 100 的標準。	10 CFR Part 72 (特別是 § 72.103)。
設計基準 地震 (DE) 標 準	通常要求設施能承受現有核電廠的安全停機地震 (SSE)。	風險知情基準。通常要求能夠承受年超越機率約為 $5 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 的地震事件 (約 2000 年回歸期)。
評估方法 與指引	傾向使用確定性方法，比照核電廠標準。參考 NUREG-0800, RG 1.60 的標準化地震反應譜。	傾向使用機率式地震危害度分析 (PSHA) 來確定場址特定 DE。遵循 RG 3.73 和 NUREG-2215 的指引。
護箱設計 與認證	使用的護箱設計需獲得 NRC 的合格證書 (CoC)，通常已在 NUREG-1536 指引下通過標準化地震譜認證。	申請人需證明其場址特定的 DE 在 CoC 認證的護箱設計範圍內，或進行額外分析證明其適用性。
場址特定 要求	需證明場址條件 (如土壤液化、地表破裂) 符合要求，並與核電廠標準一致。	強制性。10 CFR 72.103 要求進行詳細的地質與地震調查，以確定場址特定的設計參數。
評估報告 依據	安全分析報告 (SAR) 需證明設施耐震能力符合現有廠房標準，並符合 NUREG-0800 的相關標準。	安全分析報告 (SAR) 需證明符合 10 CFR 72.103 的要求，並使用 NUREG-2215 的審查標準通過 NRC 審查。

表 16 美國用過核燃料乾式貯存設施設計、建造與運轉階段之耐震相關審查要點與注意事項

I. 設計階段 (Design Phase)				
審查要點	查驗重點	法源依據	標準與指引	注意事項
場址 PSHA / DSHA 危害分析	是否完成 PSHA (含 hazard curves、Mmax、deaggregation)、清楚區分 epistemic/aleatory 不確定度；共址時是否與核電廠採用同一套 hazard model	10 CFR 72.103(f)； (共址時可引用 10 CFR 50.54(f) 之 PSHA 結果)	RG 3.73 (ISFSI site evaluation & seismic)； NUREG/CR-6728；NUREG-2117	ISFSI DBE 對應年超越機率為 $5 \times 10^{-4}/\text{yr}$ ；共址時應確認使用之 PSHA 與 NPP 一致 (避免雙軌 hazard)。
設計地震 DE / DBE)	是否以 PSHA 建立 UHS，並明確標示為 50th percentile；是否逐頻比較 UHS 與 NPP SSE 之譜形，而非只比較 PGA	10 CFR 72.102, 72.103	RG 3.73 §3.3.2 (DE = $5 \times 10^{-4}/\text{yr}$, 50th UHS)； SECY-15-0081 (不要求一律提高 DBE)	條文用語為 Design Earthquake (DE)，工程上常稱 DBE；共址時如 SSE 較高頻帶較大，DBE 應採 UHS 與 SSE 之包絡譜。
地盤反應分析 (Site Response Analysis)	岩盤至 ISFSI pad 的土層剖面、Vs、阻尼與非線性模型；是否有 H/V 譜與 pad-level input 譜；垂直分量與 V/H 假設是否合理	10 CFR 72.103(f)(1)	ASCE 4；RG 3.73 附錄 (site response 方法)	應避免僅用單一放大係數替代完整 site response；若存在軟弱層 (如 saprolite)，需評估其非線性放大與剪切應變。
SSI/滑移/傾覆分析	結構模型是否包含土壤-基礎-cask 互制 (SSI)、sliding、uplift / rocking、列間碰撞、非線性接	10 CFR 72.122(b), 72.236(f)	ASCE 4；EPRI 相關 ISFSI 抗震方法報告	BDBE 分析宜採「功能維持」(不傾覆、不喪失密封與散熱)作為判定，而非僅比對材料應力

	觸元素設定			是否超限。
錨固與剪力鍵設計	錨栓材質與強度、預拉力、埋入深度、與 pad 邊緣距離；剪力鍵形狀、尺寸與配置是否能提供足夠抗滑能力	10 CFR 72.122(a)(b), 72.236(l)	ACI 349 (安全相關混凝土結構); ACI 355 (錨栓試驗與設計); 各 cask 系統 FSAR	需核對設計計算書與施工圖說一致; 對 uplift 允許位移、錨栓降伏準則與剪力鍵容許變形應於 FSAR 明列。
耐震接受標準 (Acceptance Criteria)	是否明訂滑移量、傾斜角、內部應力與裂縫寬度等限值; 並確認 DBE / BDBE 下仍維持封閉、遮蔽與散熱功能	10 CFR 72.122, 72.236	RG 3.73; NUREG-2215 (審查準則)	建議將 no-overturning、allowable sliding、no-loss-of-cooling 等條件具體量化, 避免僅以「應力小於允許值」作為唯一標準。
II. 建造階段 (Construction Phase)				
審查要點	查驗重點	法源依據	標準與指引	注意事項
設計控制 (Design Control)	FSAR 與施工圖說/規範是否一致; 設計文件是否受適當 QA 控制; 設計變更是否完整記錄	10 CFR 72.146	IMC 2690 (ISFSI Inspection Program); IP 60851 (Design Control of ISFSI Components)	任何設計變更 (含錨栓型式、剪力鍵配置、pad 厚度調整) 均需進行 72.48 screening, 避免「現場口頭更改」未納入安全分析。
外部製造元件 QA (Fabrication by Outside Vendors)	在廠外製造之 overpack、DSC、蓋板等組件之材料證書、焊接程序、檢驗與紀錄是否符合 FSAR / 購料規範	10 CFR 72.150, 72.234	ASME / AWS 焊接與檢驗標準; IMC 2690; IP 60852 (Component Fabrication by Outside Fabricators)	需具備可追溯的 Material Test Report (MTR); 材料替代需有設計單位評估並符合 72.48 要求。
現場施工 QA	貯存墊 pad 混凝土品質 (強	10 CFR 72.122(b),	ACI 349、ACI 318; IMC	常見缺失包括: pad 表面裂縫未

(Pad 與 Anchoring 施工)	度、裂縫、蜂窩)、錨栓邊距與錨固深度、剪力鍵施工、界面處理與整體幾何精度	72.128	2690 ; IP 60853 (Onsite Fabrication of Components and Construction of ISFSI)	分類、錨栓植筋深度不足、剪力鍵尺寸與圖說不符；需建立完整施工與檢驗紀錄。
試運轉測試 (Pre-operational Testing)	pad 平整度與坡度、載重測試／試放置、cask 操作程序演練 (含吊運、就位)、儀控與監測設備功能確認	10 CFR 72.44(b), 72.122(i)	RG 3.73 ; IP 60854 (Preoperational Testing of an ISFSI)	所有預運轉測試應於首次裝載用過燃料前完成並記錄；若測試結果顯示 pad 變形或錨栓鬆動，應啟動 72.48 評估。
共址場址評估 72.212(b) (建造／運轉共用)	申請人依 72.212(b) 確認場址地震條件 (包含 NPP SSE、PSHA 結果) 已被 DBE (UHS50) 包絡；文件與 FSAR 一致	10 CFR 72.212(b), 72.103	RG 3.73 ; IMC 2690 ; IP 60856 (Review of 10 CFR 72.212(b) Evaluations)	應明確區分 GMRS 與 SSE ; ISFSI DBE 以 UHS50/5E-4 為主，再與 SSE 逐頻包絡，不能用「GMRS 不可小於 SSE」這類錯誤敘述。
變更控制 72.48 (建造／運轉共用)	對設計、施工方法、材料替代或結構修補是否進行 72.48 screening／evaluation，以確認未影響先前安全分析結論	10 CFR 72.48	NUREG-2215 (72.48 審查) ; IMC 2690 ; IP 60857 / 60857A (Review of 10 CFR 72.48 Evaluations)	任何與 pad、錨栓、剪力鍵、cask 支承條件相關的變更，均與耐震能力直接相關，理應納入 72.48 而非僅視為「施工細節」。
III. 運轉階段 (Operations Phase)				
審查要點	查驗重點	法源依據	標準與指引	注意事項
例行操作與監測	裝卸／移運程序是否符合 FSAR 與 CoC；監測記錄 (溫度、輻	10 CFR 72.44	FSAR、CoC 操作條件；IMC 2690；IP 60855	常見缺失包括操作程序未更新至最新 CoC 版次、巡檢紀錄不完

	射、外觀巡檢) 是否完整；異常狀況通報與更正流程		(Operation of an ISFSI)	整或未反映已知缺陷狀態。
共址地震評估 72.212(b) (運轉中確認)	在核電廠地震危害重新評估後 (PSHA 更新), 是否重新確認 DBE (UHS50/5E-4) 對 SSE 之包絡仍成立	10 CFR 72.212(b), 72.103	RG 3.73; IMC 2690; IP 60856 (Review of 10 CFR 72.212(b) Evaluations)	若新 PSHA 顯示 hazard 提高, 需評估現有 DBE 是否仍足夠, 而非自動提升 DBE; SECY-15-0081 強調以風險與韌性說明為主。
變更控制 72.48 (運轉期間)	維修、配置變更、程序修訂、材料替換等是否依 72.48 評估其對安全分析之影響, 特別是對抗震與熱散逸之影響	10 CFR 72.48	NUREG-2215; IMC 2690; IP 60857 / 60857A	例如 pad 補修、錨栓更換、新增或移除構造物 (如防護牆), 均可能改變 SSI 或滑移/傾覆條件, 應謹慎執行 72.48。
地震後檢查 (Post-Event / Post-Earthquake Checks)	依 FSAR 程序檢查 cask 是否偏移/傾斜、pad 是否產生新裂縫或明顯變形、錨栓與剪力鍵是否受損、通風孔是否阻塞、DSC 溫度是否異常	10 CFR 72.122(l), 72.24(k)	各場址 FSAR/應變程序; NUREG-2214 (MAPS, 對韌性與老化的影響討論)	ISFSI 沒有專屬「地震後 IP」, 相關檢查依 FSAR 及 72.122(l) 進行; 若後續需補修或修改, 則再由 72.48 管理變更。不得引用核電廠專用的 IP 71003 作為 ISFSI 程序依據。
老化管理 (AMP, 含抗震 功能)	對混凝土 pad、鋼材、錨栓、焊道等老化機制 (ASR、SCC、腐蝕等) 是否有系統性的檢查與評估; 老化對滑移、傾覆與 SSI	10 CFR 72.42, 72.122(h)	NUREG-2214 (MAPS); NUREG-1927 Rev.1 (License Renewal); IMC 2690; IP 60859 (ISFSI	需確認老化不會導致 DBE/DBBE 之安全裕度明顯降低; 若 PSHA/DBE 更新與結構老化同時存在, 應註明其疊加

	剛度之影響是否納入 TLAA		License Renewal Inspection)	影響。
執照更新 (License Renewal)	AMP 效能、TLAA、結構與錨固狀況、混凝土劣化、鋼件腐蝕等是否足以支持延長的運轉期間	10 CFR 72.42	NUREG-1927 Rev.1；IMC 2690；IP 60859	執照更新審查並非重新設計，但必須證明在延長期間內，抗震與熱散逸功能仍依原 DBE / BDBE 要求保持可接受。

2.4. 結果與討論

本章節彙整 IAEA 與美國用過核子燃料乾式貯存設施耐震管制資訊與篩選案例研析，取得下列結果：

1. 雖然 SSG-67 核設施的耐震設計以電廠主要對象，但其所提出的耐震設計分類、性能目標、動態分析方法與耐震認證原則均適用於 ISFSI 類設施，特別在貯存設計、地震荷載組合與震後檢查程序方面。建議在設計新設或評估既有 ISFSI 時，應以 SSG-67 為核心依據，並輔以 SSG-9（地震場址評估）、TECDOC-1990（土壤－結構互制分析）、TECDOC-1333（間接驗證法）與 NS-G-1.6（設備耐震認證）進行綜合應用。
2. 美國 NRC 評估福島事故後 NTTF 12 項建議對 ISFSI 之適用性，由於乾式貯存系統具備被動冷卻、高安全餘裕設計與低輻射風險特性，與地震相關的評估結果(建議事項 2 與 3)為不適用或無需進一步行動，依據現行管制法規即可確保 ISFSI 各階段營運的安全。
3. 依據福島事故後美國電廠地震危害提升之篩選結果，初步選擇四座代表性案例（H.B. Robinson, North Anna, Oconee, Diablo Canyon）涵蓋不同乾式貯存護箱型式與地質條件。
4. 案例場址更新版 SAR 納入 RG 3.73 之 UHS(uniform hazard spectrum) (5×10^{-4} / yr) 包絡與 SSI 建模原則，符合 10 CFR 72.102 與 72.103 規範。地震 PGA 範圍介於 0.05~0.83 g，垂直為水平 2/3；其中 Diablo Canyon 最高、Oconee 最低。North Anna 與 Diablo Canyon 採完整 3D SSI 模型；H.B. Robinson 與 Oconee 採簡化 SSI 或 等效靜力法。錨固設計由摩擦型（North Anna）到剪力鍵型(Shear key)（H.B. Robinson、Oconee）再至 預拉錨栓型(Dowel)（Diablo Canyon），顯示根據震度區域差異採取分層安全策略。
5. NRC 在福島事件後對 ISFSIs 的視察報告，多為持續監督(oversight)與老化管理(aging management)與強化運轉操作程序，而非重新定義 ISFSI 的 DBE，此與 SECY-15-0081 的結論一致，即不需要修改 10

CFR Part 72，也不需啟動新規範，維持現有規範即可達到設定的安全目標。

6. ISFSI 與核電廠與的安全目標不同，國際核能組織如 IAEA、WENRA、OECD/NEA 對 ISFSI 的設計基準地震與 NRC 立場不盡相同，NRC 現行依據 RG 3.73 的分析程序決定 ISFSI 設施的設計基準地震，實務上不追求一律提高 DBE，而以「危害一致與功能保持」為核心。

3. 乾貯設施耐震管制建議

本報告整理摘要 IAEA 與美國聯邦法規 10 CFR、美國核管會 (NRC) 之 NUREG 報告與 Regulatory Guide (RG) 中有關耐震之規範與指引；與美國乾貯設施案例之耐震設計差異；彙整乾貯設施設計、建造與運轉階段的耐震審查要點與注意事項，提供下列台灣用過核子燃料乾式貯存設施的耐震管制比較與建議。

1. 台灣要求核電廠廠址內乾式貯存設施的耐震設計須參照核電廠 SSE，與美國 RG 3.73 「ISFSI ground motion 不得低於 NPP SSE/GMRS」之要求一致。
2. 如果電廠新地震危害（例如 GMRS/SSE）高於原始設計基準的情況下，美國並不提高 SSE，而是要求執行地震餘裕評估 seismic margin evaluation；台灣導則亦未要求變更 SSE，但要求經營者應進行超越設計基準事故分析，兩者皆維持設計基準固定與補充韌性檢核的相同監管模式。
3. 台灣審查導則允許核電廠廠址內 ISFSI 使用既有場址設計基準，符合 IAEA 安全標準與美國 10 CFR 72.103 與 RG 3.73 的精神，得沿用電廠既有耐震基準，並以必要的附加分析確保安全。

4. 參考資料

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), “SECY-03-0118 - Final Rule Geological and Seismological Characteristics for the Siting and Design of Dry Cask ISFSI”, 2003.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), “SECY-15-0081 - Staff Evaluation of Applicability of Lessons Learned from the Fukushima Dai-ichi Accident to Facilities Other Than Operating Power Reactors”, 2015.
- [3] Kalinina, Elena Arkadievna, and Ammerman, Douglas J., "Shaker Table Test Plan," (2020), <https://doi.org/10.2172/1668933>.
- [4] Kalinina, Elena, Lujan, Lucas, Gregor, Nicholas, et al., "Ground Motion Inputs for the Seismic Shake Table Test," (2021), <https://doi.org/10.2172/1807174>
- [5] Kalinina, Elena, Ammerman, Douglas, Lujan, Lucas, et al., "Updated Seismic Shake Table Test Plan," (2022), <https://doi.org/10.2172/1879615>.
- [6] Kalinina, Elena Arkadievna, Ammerman, Douglas J., Stovall, Kevin Michael, et al., "Final Seismic Shake Table Test Plan," (2023), <https://doi.org/10.2172/2430329>.
- [7] NRC Report, Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century [The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident], dated July 12, 2011
- [8] NRC Communication Plan for Seismic Hazard Re-Evaluation Submittals in Response to NTTF Recommendation 2.1, Seismic 03/04/2015
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Earthquake Experience and Seismic Qualification by Indirect Methods in Nuclear Installations, IAEA-TECDOC-1333, IAEA, Vienna (2003)

- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.6, IAEA, Vienna (2003)
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Earthquake Preparedness and Response for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 66, IAEA, Vienna (2011)
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Hazard Assessment in Site Evaluation for Nuclear Installations: Ground Motion Prediction Equations and Site Response, IAEA-TECDOC-1796, IAEA, Vienna (2016)
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-67, IAEA, Vienna (2021)
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-9 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2022)
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodologies for Seismic Soil–Structure Interaction Analysis in the Design and Assessment of Nuclear Installations, IAEA-TECDOC-1990, IAEA, Vienna (2022)
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Evaluation of Seismic Safety for Nuclear Installations, IAEA Safety Standards Series No. SSG-89, IAEA, Vienna (2024)
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Evaluation of Design Robustness of Nuclear Installations Against External Hazards, IAEA-TECDOC-2043, IAEA, Vienna (2024)

- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Evaluation of Probabilistic Seismic Hazard Analysis (PSHA) for Nuclear Installations Based on Observational Data, IAEA-TECDOC-2067, IAEA, Vienna (2024)
- [19] NUREG KM-0017, Seismic Hazard Evaluations for U.S. Nuclear Power Plants Near-Term Task Force Recommendation 2.1 Results ML21344A126
- [20] H. B. Robinson Steam Electric Plant Unit 2, Revision 22 to Independent Spent Fuel Storage Installation Safety Analysis Report ML23145A164
- [21] TOPICAL REPORT FOR THE NUTECH HORIZONTAL MODULAR STORAGE SYSTEM FOR IRRADIATED NUCLEAR FUEL NUHOMS®-24P ML110730769
- [22] North Anna Independent Spent Fuel Storage Installation - Revision 10 to the Safety Analysis Report (redacted) ML18131A220
- [23] Oconee Nuclear Site - Independent Spent Fuel Storage Facility Updated Final Safety Analysis Report, Rev. 27 ML18192A838
- [24] Diablo Canyon Independent Spent Fuel Installation License Application, [9-11], Attachment I Safety Analysis Report ML020180247
- [25] Diablo Canyon Independent Spent Fuel Storage Installation Biennial Submittal of Updated Final Safety Analysis Report(Rev.10) ML23348A382

附錄 A: 中英對照表

英文	中文
Central and Eastern United States (CEUS)	美國中部與東部地區
Ground Motion Response Spectrum (GMRS)	地震動反應譜
Greater-Than-Class-C Waste (GTCC)	超 C 類廢棄物
Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI)	獨立用過燃料貯存設施
Loss-of-Coolant Accident (LOCA)	冷卻劑喪失事故
Nuclear Regulatory Commission (NRC)	美國核能管制委員會
Natural Phenomena Hazards (NPH)	天然災害
Near-Term Task Force (NTTF)	近期任務小組
Probabilistic Risk Assessment (PRA)	機率式風險評估
Spent Fuel Waste Disposition (SFWD)	用過核子燃料處置
Safe Shutdown Earthquake (SSE)	安全停機地震
Western United States (WUS)	美國西部地區
International Atomic Energy Agency (IAEA)	國際原子能總署
Design-Based Earthquake (DBE)	設計基準地震
U.S. Department of Energy (DOE)	美國能源部
Pacific Northwest National Laboratory (PNNL)	太平洋西北國家實驗室
Seismic Source Characterization (SSC)	地震源特性描述
Ground Motion Prediction Equation (GMPE)	地震動預測方程式
Operating Basis Earthquake (OBE)	運轉基準地震
Seismic Level 2 (SL-2)	地震等級 2
Seismic Design Category (SDC)	耐震設計分類

英文	中文
Seismic Design Level (SDL)	耐震設計等級
Structures, Systems and Components (SSC)	結構、系統與組件
Defence in Depth (DiD)	深度防禦
Probabilistic Seismic Hazard Analysis (PSHA)	機率式地震危害分析
Seismic Margin Assessment (SMA)	耐震餘裕評估
High Confidence of Low Probability of Failure (HCLPF)	高信心度且低失效機率
In-Structure Response Spectra (ISRS)	結構內反應譜
Floor Response Spectra (FRS)	樓層反應譜
Uniform Hazard Response Spectrum(UHRS)	均佈危害度反應譜
Probabilistic Safety Assessment (PSA)	機率式安全評估
Core Damage Frequency (CDF)	爐心損壞頻率
Beyond Design-Based Earthquake (BDBE)	超越設計基準地震

附錄 B：耐震設計相關名詞定義 (DBE/SSE/OBE/MCE/BDBE)

1. DBE (Design Basis Earthquake)

設計基準地震

(1) 核電廠 (10 CFR 50) 定義

DBE 不是法規用語，但在早期核電設計中 DBE 常作為“SSE 之上限地震情境”。在現行美國核電設計中，SSE (Safe Shutdown Earthquake) 等於核電廠之設計基準地震。

(2) ISFSI (10 CFR 72) 定義

在乾式貯存設施中：

DBE = 依 RG 3.73 指定之 UHS(50th percentile, $5 \times 10^{-4}/\text{yr}$)

或直接採核電廠 SSE 作為 ISFSI DBE (若 SSE 包絡 UHS)。

(3) DBE 的目的

- 作為結構、容器、支承系統的「法定最低」耐震設計輸入。
- 滑移/傾覆/錨栓等須在 DBE 下保持「不失效、不洩漏、不喪失輻射屏蔽」。

2. SSE (Safe Shutdown Earthquake)

核電廠安全停機地震

核電廠之主要設計地震 (法規地震)。

(1) NRC 定義 (10 CFR 50 Appendix S)：

SSE 是能使核電廠安全停機且不造成輻射釋放的不利地震動輸入。

結構、系統與元件 (SSC) 必須在 SSE 下保持安全功能。

特性：

- 美國核電廠 SSE 為「確定論」產物 (早期) 或「GMRS 包絡後之 updated SSE」(post-Fukushima)。
- SSE 可能為岩盤控制點地震或已包含 site response 的地表地震 (視電廠設計年代)。

(2) 與 ISFSI 的關係：

- ISFSI 可引用 SSE 作為 DBE (若 $SSE \geq UHS50(5E-4)$)。
- 若 $SSE < UHS$ 部分頻帶，須透過分析補強 (但少發生)。

3. OBE (Operating Basis Earthquake)

運轉基準地震

核電早期用語 (現已不強制規定)。

(1) 定義：

OBE 是小於 SSE 的地震，電廠在 OBE 下可持續運轉（不需停機）。

典型強度：SSE 的 $1/3 \sim 2/3$ 。

自 1990 年後（ASCE 4、10 CFR 50 修訂），核電設計已不再要求 OBE，僅保留 SSE。

（2）與 ISFSI 的關係：

- OBE 不適用於 10 CFR 72。
- ISFSI 無分「運轉地震 vs 停機地震」概念。

4. MCE (Maximum Credible Earthquake)

最大可信地震（確定論）

（1）定義：

MCE 是對特定斷層或來源所能產生最大震度（最大可預期破壞）的確定論地震。由地質、地震構造與斷層長度決定，例如：

- Hosgri Fault $M=7.2$ （Diablo Canyon 早期 SSE 來源）
- North Anna 的 CVSZ $M_{max}=6.2$ （確定論來源）

（2）核電界應用：

- MCE 常為 SSE 的主要來源（但 SPID 後不直接用此名詞）。
- $MCE \neq DBE \neq SSE$ ，但常作為 SSE 的確定論上限模型。

5. BDBE (Beyond Design Basis Earthquake)

超越設計基準地震（美國乾貯常用）

（1）定義：

BDBE 是強度大於 DBE 的地震，用於評估設施韌性、滑移、傾覆、錨栓極限、放射性屏蔽保持能力。

（2）BDBE 常用輸入：

- UHS(84th percentile, $5E-4/yr$)
- 或 UHS(50th percentile, $1E-4/yr$)
- 不是「設計地震」，而是韌性分析用。
不能要求設施以 BDBE 作為 DBE。

行政院核能安全委員會

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資
訊研析與設施興建檢查技術支援

子項計畫二：核二廠室外乾式貯存設施興建檢
查技術支援

期末報告

計畫編號：NSC11312096L

計畫主持人：洪振育

研究人員：張皓評

受委託機關：工業技術研究院

中華民國一百一十四年十二月

114 年用過核子燃料乾貯設施耐震安全管制資
訊研析與設施興建檢查技術支援

子項計畫二：核二廠室外乾式貯存設施興建檢
查技術支援

受委託單位：工業技術研究院

計畫主持人：洪振育

子項計畫二主持人：張皓評

研究期程：中華民國 114 年 3 月至 114 年 12 月

研究經費：新臺幣 304 萬 1300 元

行政院核能安全委員會

中華民國一百一十四年十二月

(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

依照現階段台電公司對於用過核子燃料的規劃藍圖，各廠除役中之所有用過核子燃料將會採用乾式貯存系統之暫存方案，並貯存於廠內建置之乾式貯存設施，乾貯設施具備高安全性、低維護需求、環境適應性強、運行靈活性高、減少輻射風險等特性，並可作為中繼貯存解決方案，為最終處置提供必要的時間和緩衝，便於未來深層地質處置等長期管理措施的推進。

核二廠的室外乾式貯存設施已於 2025 年初動工興建，本子項計畫配合管制單位對設施興建作業之監管需求，提供施工階段之現地檢查技術支援工作，以確保設施建造品質符合安全分析報告、法規標準及品質保證計畫之規定，進而保障乾式貯存系統之整體安全性與穩定性。

據此，本計畫主要根據過往乾貯設施檢查報告、乾貯設施安全分析報告、安全審查報告、審查意見、基座設施施工計畫程序書、設計圖面等，制定乾貯設施檢查計畫，並陪同管制單位進行現場檢查，並彙整檢查紀錄、現場巡查發現、建議事項等，以確保施工安全與品質並為後續改進提供重要參考依據。

於計畫執行期間，本團隊依據核二廠安全分析報告、審查意見及相關施工技术文件，制訂分階段檢查計畫與表單，並於 2025 年 4 月至 11 月間完成 25 次現地檢查作業。檢查範圍涵蓋基樁施工、鋼筋籠製作、基樁載重試驗、基樁混凝土澆置與試驗、運輸道路載重測試、Pad 區施作、Pad 區混凝土澆置與養護及工地安全等項目。各次檢查均依核准之程序書及設計圖面規範執行，並依計畫步驟完成檢查前文件審閱、現場查核與檢查後報告彙整。整體檢查結果顯示，多數施工項目均符合設計與程序書規定，僅少數涉及文件格式、材料文件補充及測試程序細節等需進一步說明之事項，經施工單位修正並經管制單位確認後均已結案。

關鍵詞：核二廠乾式貯存設施、乾貯設施興建檢查、用過核子燃料貯存。

Abstract

According to Tai-power's current roadmap for the management of spent nuclear fuel, all spent fuel from decommissioned plants will be placed in temporary dry storage systems located within each plant site. The dry storage facilities feature high safety performance, low maintenance requirements, strong environmental adaptability, operational flexibility, and reduced radiological risk. They serve as an interim storage solution that provides the necessary time and buffer for the implementation of final disposal strategies, such as future deep geological repositories and other long-term management measures.

Construction of the Kuosheng Nuclear Power Plant outdoor dry storage facility began in early 2025. In alignment with the regulatory authority's oversight requirements for the facility's construction phase, this subproject provides technical support for on-site inspections to ensure that construction quality complies with the Safety Analysis Report (SAR), relevant regulatory standards, and the Quality Assurance Program (QAP). Through these efforts, the overall safety and stability of the dry storage system can be effectively safeguarded.

Accordingly, this project was carried out based on previous inspection reports of dry storage facilities, the facility's Safety Analysis Report, safety review reports, regulatory review comments, base structure construction procedures, and design drawings. An inspection plan for the dry storage facility was developed, and the team accompanied the regulatory authority during on-site inspections. The inspection records, field observations, and recommendations were compiled to ensure construction safety and quality, and to provide important references for subsequent improvements.

During the implementation period, the team formulated staged inspection plans and checklists based on the Kuosheng Nuclear Power Plant Safety Analysis Report, review comments, and related construction technical documents. From April to November 2025, a total of 25 on-site inspections were completed. The inspection scope covered pile foundation construction, rebar cage fabrication, pile load testing, pile concrete placement and testing, heavy-haul road load testing, pad area construction, pad concrete placement and curing, and site safety management. Each inspection was conducted in accordance with the approved procedures and design drawings, following the planned steps of pre-inspection document review, on-site verification, and post-inspection report compilation. The overall inspection results indicated that most construction activities complied with design and procedural requirements. Only a few items related to document formatting, supplementary material documentation, or testing procedure

details required further clarification; all of these were corrected by the contractor and subsequently reviewed and approved by the regulatory authority before being closed.

Keywords: Kuosheng Dry Storage Facility, Dry Storage Construction Inspection, Spent Nuclear Fuel Storage.

目 錄

1. 前言	1
1.1. 背景概述	1
1.2. 計畫目標與執行項目	2
2. 核二廠乾式貯存安全分析報告及審查意見	4
2.1. 背景概述	4
2.2. 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	5
2.2.1. 安全分析報告第三章與設施興建相關內容	5
2.2.2. 安全分析報告第五章與設施興建相關內容	8
2.2.3. 安全分析報告第六章與設施興建相關內容	10
2.3. 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查意見	14
2.3.1. 安全審查報告第三章與設施興建相關內容	14
2.3.2. 安全審查報告第五章與設施興建相關內容	15
2.3.3. 安全審查報告第六章與設施興建相關內容	16
3. 檢查計畫	17
3.1. 檢查時程規劃	17
3.2. 檢查要項	18
3.3. 檢查發現綜整	20
3.3.1. 基樁鋼筋籠施作	20
3.3.2. 基樁鋼筋材料查驗	22
3.3.3. 基準控制點測量、放樣及基樁定位	23
3.3.4. 基樁施工	23
3.3.5. 基樁樁底灌漿	25
3.3.6. 基樁混凝土材料查驗	25
3.3.7. 基樁完整性試驗	26
3.3.8. 基樁載重試驗	27
3.3.9. 運輸道路平板載重試驗	29
3.3.10. 運輸道路重車載重行駛測試	29
3.3.11. Pad 區混凝土澆置前施工	30
3.3.12. Pad 區混凝土澆置與養護	31
3.3.13. 工地安全	32
4. 結論	33

5. 參考資料..... 35

表 目 錄

表 1 混凝土護箱設計參數 (擷取安全分析報告[2]第三章, 表 3.1.1-6).....	6
表 2 貯存場混凝土基座設計參數(擷取安全分析報告[2]第三章, 表 3.1.2-1).....	7
表 3 混凝土、基座、基樁設計參數(擷取安全分析報告[2]第六章第二節附錄 A, 表 6.2.A.5-1).....	11
表 4 混凝土護箱的製作材料.....	12
表 5 核二廠乾貯興建檢查時程安排.....	17
表 6 乾貯設施施工及檢查項目對應安全分析(SAR)與審查報告(SER)分類表.....	20
表 7 基樁鋼筋及混凝土設計及施工規格差異.....	22

圖 目 錄

圖 1 貯存場混凝土基座全區剖立面圖(擷取安全分析報告[2]第三章，圖 3.2.1-2).....	6
圖 2 混凝土基座設計示意圖	12
圖 3 輻射劑量測量位置示意圖[4]	16

1. 前言

1.1. 背景概述

目前，台灣對於用過核燃料的管理與營運策略，借鑒國際案例並採用分階段推進的方式，涵蓋近程的廠內水池濕式貯存、中程的廠內乾式貯存，以及長程的深層地質最終處置。整體管理過程遵循國際標準並符合國內法規要求。在短期內用過核燃料會暫存於核電廠內的用過燃料池中，利用水作為冷卻介質與輻射屏蔽確保安全。隨著室外乾式貯存設施的逐步建置完成，用過核燃料將移至乾式貯存場進行中程貯存，作為最終深層地質處置前的重要中繼措施。這一安排不僅為台灣用過核燃料的最終處置計畫提供了必要的緩衝時間，也提供了一種高安全性、低維護成本的長期貯存解決方案。此系統能有效減輕燃料池的負擔，同時降低潛在的輻射風險，進一步強化用過核子燃料管理的穩定性與安全性。

在乾貯設施興建方面，核二廠室外乾式乾貯設施始於 2012 年，規劃裝填 2349 束完整用過核子燃料，同年 2 月 14 日由台電公司向核安會提交興建申請，經核安會審查確認符合放射性物料管理法第 17 條之核照要件後，於 2015 年 8 月 7 日核發建造執照；經歷數年申請流程，於 2024 年 8 月 14 日取得地方政府核備。台電公司於同年 9 月依據環境影響評估法辦理施工前說明會，於同年 11 月核備開工申報，於同年 12 月 31 日舉行開工動土典禮，並於 2025 年 1 月 2 日開始動工興建，預計 2026 年完成土建工程。關於其他乾貯系統以及組件，截至 2024 年底為止，已完成 27 組密封鋼筒及混凝土護箱鋼構組件、1 組傳送護箱，以及 1 組門型吊車的製造工作，並分批運送至核二廠重件倉庫貯放。

為監督核二廠室外乾貯設施興建品質，並確保該設施符合核能安全與環境保護要求，爰於工程施工期間定期實施檢查作業。此舉除可驗證施工品質是否符合相關安全標準及確認台電公司自主品質管理與品質保證機制之執行成效外，亦能及早發現並矯正缺失，確保設施安全無虞。

因此，本項子計畫中將根據核二廠乾貯設施安全分析報告、核二廠乾貯設施

安全審查報告、核二廠乾貯設施基座程序書、核二廠乾貯設施基座設計圖面、工程會施工規範、CNS 國家標準、ASTM 標準等文件，制定檢查計畫及表單，藉由查驗現場施工進度、記錄文件、工程執行情形、工地安全、品質查核紀錄等方式，將檢查發現事項記錄於日誌中，作為管制單位判斷及參考依據。於本報告中，內容涵蓋(1)核二廠安全分析報告以及安全審查報告與設施興建相關之內容，以及(2)各次檢查實施期程、發現事項、追蹤事項與改善情形。

1.2. 計畫目標與執行項目

依照現階段台電公司對於用過核子燃料的規劃藍圖，電廠除役中之所有用過核子燃料將會採用乾式貯存系統之暫存方案，並貯存於廠內建置之乾式貯存設施，乾貯設施具備高安全性、低維護需求、環境適應性強、運行靈活性高、減少輻射風險等特性，並可作為中繼貯存解決方案，為最終處置提供必要的時間和緩衝，便於未來深層地質處置等長期管理措施的推進。

乾貯設施作為用過核子燃料中程規劃的解決方案，係目前國際上主流方式之一，依照核能先進國家的經驗，乾貯設施預計使用數十年，以美國為例，已有數座乾貯設施經美國核管會(NRC)核定換照申請，一共可使用 60 年，意即以乾貯設施作為電廠除役與最終處置設施興建之中繼設施的做法，係目前國際間主流的方式之一；乾貯設施肩負暫時貯存用過核子燃料數十年的任務，在設施興建過程中，需要實施定期檢查，以確保設施在設計、施工和運營過程中的安全性與品質，符合相關法規、標準和技術要求，為用過核子燃料提供長期安全保障，具體檢查目的包含(1)確保施工品質、(2)滿足安全標準、(3)確認遵循法規、核定之安全分析報告內容、相關程序書、(4)提升工程管理效能、(5)提供改進依據、(6)降低輻射風險、(7)為設施驗收與運營準備。

於本項子計畫中，將根據核一廠室外乾貯設施興建檢查經驗、核二廠乾貯設施安全分析報告、乾貯設施興建專案品質保證計畫、相關程序書、現場施工規範以及建造計畫等文件，提供檢查計畫及文件之精進建議；藉由現場巡查與文件紀錄查核，陪同管制單位對核二廠乾貯設施進行例行檢查工作，並就混凝土材質檢測、混凝土澆置及養護作業、鋼筋材料檢測、鋼筋品質查核、貯存設施環境輻射、

溫度監測設備/系統查驗、品質文件審核、工程品質監造、現場巡查發現事項等，彙整於檢查記錄以及檢查報告內，以確保乾貯設施興建施工安全與品質，並為後續改進提供依據。

綜上所述，本子計畫將針對核二廠室外乾式貯存設施興建安提供檢查技術支援，工作內容包含(1)制訂檢查計畫、(2)實施檢查計畫，以及(3)提出核二廠乾式貯存設施興建檢查報告。本年度預定完成之工作項目包含：

(1)制訂檢查計畫

參考核一廠乾貯設施檢查報告及其他相關文獻，並研讀核二廠用過核燃料乾貯設施的安全分析報告、乾貯設施安全審查報告、檢查導則、品質保證計畫及相關施工規範。根據這些參考文件，制定核二廠乾貯設施建造的檢查表單，確保每次檢查符合規範要求。

(2)實施檢查計畫

在興建期間，陪同管制單位進行現場檢查，根據事先擬定的檢查依據文件和檢查表單進行現場檢查作業。每次檢查後根據當日檢查項目填報檢查發現，確保檢查內容符合管制要求。

(3)提出核二廠乾式貯存設施興建檢查報告

整理每次現場檢查記錄並彙整檢查報告，提供兩次的期中及期末檢查報告，各項檢查報告將包含檢查目的、依據文件、檢查結果及改善建議。內容涵蓋混凝土及鋼筋材料檢測、施工品質監管、監測設備檢查成效及現場巡查發現事項等，以確保施工安全與品質並為後續改進提供依據。

2. 核二廠乾式貯存安全分析報告及審查意見

2.1. 背景概述

回顧核二廠乾式貯存設施的緣由，可回推至 2012 年，當時為因應核二廠用過燃料池即將貯滿，台電公司規劃於廠區內設置乾式貯存設施，以移置並貯放 2349 束用過核子燃料，台電公司於 2012 年 2 月 14 日依據放射性物料管理法規定，向行政院原子能委員會（現為核安會，以下統一稱為核安會）提出「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案」，並提交申請書、安全分析報告及財務保證說明等三項文件。核安會於 2012 年 3 月 15 日完成申請文件完整性審查後，正式受理本申請案，並依「放射性物料管理法」及「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」之規定，自 2012 年 3 月 30 日至 5 月 28 日辦理公告展示作業，公開申請書、安全分析報告及財務保證資料，以廣泛徵詢社會各界意見。

核安會於 2015 年 4 月發布審查結論總說明，並於同年 8 月 7 日核發放射性廢棄物貯存設施建造執照；審查結論總說明中提及根據「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」進行整體審查後，確認「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請案」符合法定條件，其中包含(1)在符合國際公約規範方面，設施設計與安全分析經比對「用過核子燃料與放射性廢棄物管理安全聯合公約」各項條款，均屬合規；(2)在設備與設施足以保障公眾安全方面，審查單位組成 30 人專家審查團隊，歷經 6 次審查，確認設施符合國內法規與安全要求，足以確保公眾與設施本身安全；(3)在對環境生態影響符合法規方面，相關環境影響說明文件與差異分析報告，均已獲環保署審查通過，開發內容與安全分析報告一致；(4)在申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任其設施之經營方面，台電公司具 30 年以上核能電廠營運與用過燃料管理經驗，財務說明亦具明確資金來源與保證機制。後續取得地方政府核備後，台電公司於 2024 年 11 月核備開工申報，於 2025 年 1 月 2 日開始動工興建，預計 2026 年完成乾貯設施土建工程。

2.2. 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告

核二廠安全分析報告係依據放射性物料管理法及用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，針對用過核子燃料乾式貯存設施之設計、建造、運轉與安全評估所撰編的技術文件。報告中與乾貯設施興建相關的內容，主要集中於第 3、5、6 章節中，下列將分章節擷取相關內容進行整理。

2.2.1. 安全分析報告第三章與設施興建相關內容

第三章(設施之設計基準)包含兩個小節，分別為(1)設施之設計以及(2)設施之建造，下列概整理關於混凝土護箱、混凝土基座、門型天車之設計與設施建造相關之設計內容、規範與要求。

(1) 混凝土護箱

- A. 混凝土護箱本體主要由鋼筋混凝土(第二型波特蘭水泥)及碳鋼內襯所組成，混凝土護箱本體混凝土密度平均為 2.32 g/cm^3 ，局部混凝土密度須至少為 2.27 g/cm^3 ；頂蓋之混凝土密度須至少為 2.24 g/cm^3 。
- B. 混凝土護箱除鋼筋之外，所有碳鋼組件之完成品外表均應施以適當塗裝以防止腐蝕，設計壽命為 50 年。
- C. 混凝土護箱空氣出口處裝設溫度感應器(熱電偶)，以監測空氣出口之溫度。
- D. 混凝土護箱(包括鋼筋)之設計主要依據 ACI-349 第 4 章之規定，混凝土配比設計準則需符合 CNS 12891 規定，預拌混凝土需符合 CNS 3090 規定，鋼筋需符合 CNS560 規定，鋼製內襯之銲接依 AWS D1.1 規定。
- E. 混凝土護箱設計參數如表 1 所示。
- F. 混凝土護箱、混凝土基座與基樁全區剖立面圖如圖 1 所示，混凝土護箱與基樁採用同心配置，一組護箱搭配一支基樁。

表 1 混凝土護箱設計參數 (擷取安全分析報告[2]第三章, 表 3.1.1-6)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm/in)	重量 (MT/lb)	材料	依據法規
混凝土護箱	一般性	空重		183/404000		設計建造採 ACI-349/349R ACI-318/318R, 材料 可採 CNS 國家標準
		總重(含 TSC 燃料)		237/521500		
		總高度(含 頂蓋)	5990.0/235.8			
		外徑 內徑(導引 柵內側間)	4250.0/167.3 1866.9/73.5			
	混凝土壁	厚度	1015.0/40.0		Reinforced Concrete Type II Portland Cement 抗壓強度 4000 psi、最大骨材 $\frac{1}{2}$ in、平均密度 145 lb/ft ³ 、局部密度 ≥ 142 lb/ft ³ 。 Rebar ASTM A615, GR60, 或 CNS 560 SD420(高拉力鋼筋 19 $\frac{1}{8}$ 吋以上) ASTM A615, GR60, 或 CNS 560 SD280(普通拉力鋼筋 16 $\frac{1}{8}$ 吋以下)	
	內殼	內徑 厚度	2020.0/79.5 100/3.9		ASTM A36 碳鋼	
	底座零件	外徑 總高度	4250.0/167.3 336/13.2		ASTM A36 碳鋼	
	頂部凸緣	直徑 厚度	2500.0/98.4 25.0/1.0		ASTM A36 碳鋼	
導引柵 件	S-BEAM 高度	76 $\frac{3}{8}$ x 190/7.5 3000.0/118.1		ASTM A36 碳鋼		
基板 (pedestal plate)	直徑	1830.0/72.0		ASTM A36 碳鋼		
系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm/in)	重量 (MT/lb)	材料	依據法規
	頂蓋	厚度	50.0/2.0			
		混凝土直 徑 總高度	2000.0/78.7 720.0/28.3	6.8/15000	ASTM A36 碳鋼、混凝土	

註 1: 尺寸取自本系統設計圖上標示之基準尺寸(四捨五入取小數點後一位)
 註 2: 重量為基準尺寸之最大計算值(四捨五入取小數點後一位, 100 MT 以上取整數)。

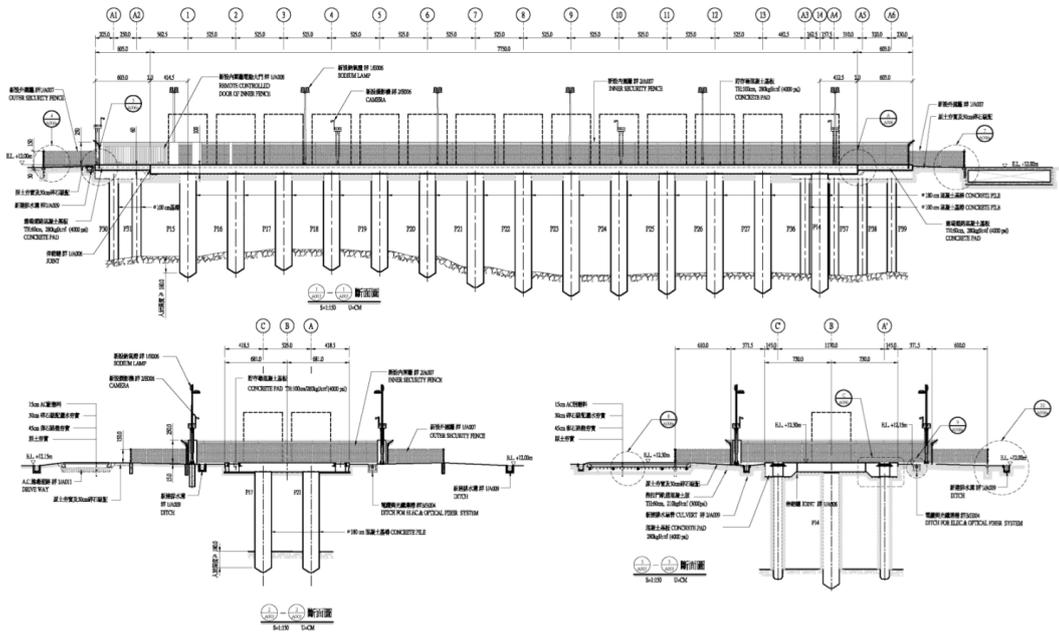


圖 1 貯存場混凝土基座全區剖立面圖(擷取安全分析報告[2]第三章, 圖 3.2.1-2)

(2) 混凝土基座

A. 混凝土基座為 27 組混凝土護箱提供可靠的安置平台, 支撐整體乾式貯

存系統重量，並確保在正常、異常與意外事故（如地震、風災、傾倒等）下之穩定性與完整性，設計壽命為 50 年。

- B. 混凝土基座由 $\phi 180$ cm 混凝土樁，搭配 100 cm 厚之混凝土基座構成，基座總壓密沉陷上限為 5 cm，完成面高程為 12.3 m。
- C. 貯存設施之周圍道路設計需符合 AASHTO HS-20 標準。
- D. 基座與基樁之設計需符合(1)ACI-349、ACI-349R(2006 年版)、(2) ACI-318、ACI-318R (2008 年版)、(3)中華民國建築法規、(4)中華民國建築技術規則以及(5)建築物基礎構造設計規範。
- E. 混凝土基座設計參數與幾何配置詳見表 2。

表 2 貯存場混凝土基座設計參數(擷取安全分析報告[2]第三章，表 3.1.2-1)

系統主要組件	項目	細項	數量 單位	材料	依據法規
貯存場基座	貯存量	護箱數	27 組	RC	—
	尺寸	長	77.5 m	—	—
		寬	約 13.5 m	—	—
	型式	混凝土樁 + 混凝土基座	樁徑 1.8 m 板厚 1.0 m	RC	ACI-318 及我國建技規則
	沉陷	總壓密沉陷	上限 5 cm	—	—
	結構混凝土	水泥型號	—	Type II	ACI-318 、
		抗壓強度	280 kg/cm ²	—	ACI-349 、
		摻料	—	添加抗裂纖維及卜作嵐材料 (Pozzolanic Admixture)	ASTM、CNS 及我國建技規則
	打底混凝土	水泥型號	—	Type I	我國建技規則
		抗壓強度	140 kg/cm ²	—	—
	鋼筋	抗拉強度	2,800 kg/cm ²	ASTM A615, GR60,或 CNS 560 SD280(普通拉力鋼筋 16 ϕ 含以下)	ACI-349 及我國建技規則
		抗拉強度	4,200 kg/cm ²	ASTM A615, GR60,或 CNS 560 SD420(高拉力鋼筋 19 ϕ 含以上)	
	承載力 註 1	護箱總重	約 6399 MT	—	—
		操作車輛及設備重	約 234 MT	—	—
	完成面 高程		12.3 m	—	核二廠水保計畫書
地震力	自由地表水平加速度	0.4g (DBE)	—	核二廠地震反應譜	
	筏基表面水平加速度	0.88g	—	—	
	筏基表面垂直加速度	0.78 g	—	—	

註：1. 護箱總重=27×237 MT

2. 貯存場基座最大載重=操作車輛及設備重+VCC+TFR+TSC(含燃料)+impact limiter 等估算重量。

(3) 門型吊車

- A. 門型吊車系統包含一組門型吊車、其下方懸吊之鍊條捲揚機與銜接器，用於傳送密封鋼筒進出混凝土護箱。
- B. 門型吊車主要由油壓裝置、伸縮柱、桁架及吊掛用台車樑所組成，包含 4 組油壓裝置升降的伸縮柱，每組油壓裝置由 2 支油壓缸所組成。
- C. 門型吊車之設計應符合 ASME B30.1、SAE J1078、NUREG-0554、NUREG-0612 及 ASME NOG-1 之可適用部分。
- D. 鍊條捲揚機之設計應符合 ASME NUM-1、Type 1B 與 ASME B30.16 的要求。
- E. 每組油壓缸具備凸輪自動閉鎖系統，當油壓失效時防止吊物墜落，符合 NUREG-0554 中 4.9 小節的要求。
- F. 氣動鍊條捲揚機需符合 ASME B30.16 與 ASME NUM-1、Type 1B 之要求。
- G. 軌道上需有煞車系統可在地震時鎖定輪組，以及配備地震限制器。

2.2.2. 安全分析報告第五章與設施興建相關內容

於安全分析報告第五章描述了設施在建造完成後的運轉操作和維護管理，與設施興建相關的部分主要包含混凝土護箱、混凝土基座以及門型吊車的驗收測試計畫，其中主要組件之驗收標準與測試計畫呈現於附錄 5.A，下列整理該附錄中與安全重要相關的結構、系統與組件，以及適用於混凝土護箱，在興建過程中之相關事項。

(1) 與安全重要相關的結構、系統與組件

- A. 材料驗收標準
 - 所用的材料若依循 ASME Section II 相關規定，則須提供相關認證與文件資料，並另需滿足 ASME Section III NB、NF 與 NG 的相關要求。
 - 所有材料、組件須執行目視及尺寸檢查，並確認該材料之可追溯性與性

質符合相關規範要求。

- 所有組件應依據核可的程序書檢查其清潔性，須無油漬、污垢、溶劑、金屬碎屑或其他污染物質之殘留；並於裝運前，依據核可的程序書做適當的包裝。

B. 尺寸與組裝

- 尺寸檢查與組裝測試需依據核可的程序書執行，以確保製造完成之組件尺寸或配合性與設計圖之要求一致。所有的尺寸檢查與組裝測試須有書面紀錄。

C. 檢查人員資格

- 所有檢查與非破壞性檢測人員須依 SNT-TC-1A 的要求進行檢定。

(2) 適用於混凝土護箱

A. 材料驗收標準

- 混凝土護箱用之鋼材需符合 ASTM 的規範，製造以及銲接組件的檢查需符合 ASME Section VIII, Part UW 或 ANSI/AWS D1.1 的要求，混凝土建造與檢查需依循 ACI-318 的規範。

B. 銲接程序

- 護箱鋼構件適用於 ASME 規範的銲接程序，其程序與銲工須根據 ASME Section IX 與 ASME Section III 相關章節的規定進行檢定；適用於 ANSI/AWS 規範銲接程序與銲工須依據 AWS 或 ASME Section IX 相關規定進行檢定。

C. 銲接檢查

- 混凝土護箱鋼材銲接件目視檢查，需依照 ASME Section V Articles 1 and 9 進行，並依照 ASME Section VIII Articles UW-35 與 UW-36 判

斷是否合格，或是依照 ANSI/AWS D1.1 Section 6.9 進行，並依照 ANSI/AWS D1.1 Table 6.1 判斷是否合格。

D. 銲接修復

- 混凝土護箱鋼材銲接修理符合 ANSI/AWS D1.1 之要求進行，修理完成後，該銲道需再檢測，其合格標準與原標準同。

E. 混凝土

- 護箱混凝土之建造與檢查需依循 ACI-318 的相關規範要求。

F. 屏蔽測試

- 混凝土護箱及傳送護箱屏蔽製造完成後，各護箱表面會畫格線(50x50 cm)，並使用適當強度之測試用射源置入護箱，逐格檢驗護箱表面劑量率，經評估護箱表面 1 m^2 平均密實度完全符合屏蔽密度設計之要求後才驗收。

G. 護箱標示

- 每一混凝土護箱需依照設計圖，於外部標示型號、辨識號碼、空重，以及裝載日期。

2.2.3. 安全分析報告第六章與設施興建相關內容

於安全分析報告第六章第二節結構評估中，描述關於貯存系統(包含混凝土護箱、密封鋼筒、傳送護箱)及混凝土基座之結構評估，與設施興建相關的內容主要包含混凝土護箱澆置以及混凝土基座施作，混凝土、混凝土基座以及基樁設計參數羅列於表 3，下列彙整與興建過程中相關之事項。

表 3 混凝土、基座、基樁設計參數(擷取安全分析報告[2]第六章第二節附錄 A，表 6.2.A.5-1)

組件	參數	數值	備註
混凝土護箱(27 個護箱)	外徑	425 cm	
	高度	595 cm	
	重量(裝填燃料)	25,000 kg	涵蓋計算值 236,500 kg
	重心位置	300 cm	保守涵蓋計算值 297 cm
	混凝土密度	2,320 kg/m ³	145 pcf
	抗壓強度	280 kg/cm ²	4,000 psi
混凝土基座	尺寸(長 x 寬)	76.5 x 13.5 (m)	
	厚度	100 cm	
	混凝土密度	2,320 kg/m ³	145 pcf
	抗壓強度	280 kg/cm ²	4,000 psi
	基座表面高程	12.3 m	
基樁(27 支基樁；每一護箱底下各安裝一支基樁)	外徑	180 cm	
	長度	10.5 至 13.5 m	
	密度	2,320 kg/m ³	145 pcf
	抗壓強度	280 kg/cm ²	4,000 psi

(1) 混凝土護箱

A. 設計概要

- 混凝土護箱用於貯存裝有用過核子燃料的密封鋼筒，其採用中空圓柱結構，外直徑 4,250 mm，高度為 5,950 mm，內部有一厚度為 100 mm、內直徑為 2,020 mm 的碳鋼內襯。混凝土護箱側邊厚度為 1,015 mm，採用第二型波特蘭水泥，室溫下的平均密度為 2,323 kg/m³，抗壓強度為 27.58 MPa。

B. 法規依據

混凝土護箱系統於正常運轉、異常運轉以及意外事故下的組合負載評估，需符合 NUREG-1536 以及 ACI-349 的要求。

C. 材料性質

於附錄六.二.B 中提及，關於混凝土護箱基板與頂板製作材料為 ASTM A537, Class 2, 碳鋼，但於第 3 章設計基準中並未提及該項材料，比較表格詳見表 4。

表 4 混凝土護箱的製作材料

混凝土護箱材料	安全分析報告第三章	安全分析報告附錄六. 二. B
殼(Shell)	ASTM A36 碳鋼	ASTM A36 碳鋼
底座(Pedestal Plate)	ASTM A36 碳鋼	ASTM A36 碳鋼
基板與頂板(Base and Top Plates)	NA	ASTM A537, Class 2, 碳鋼
鋼筋(Reinforcing Bar)	ASTM A615, GR60, 或 CNS 560 SD420	ASTM A615/A615M 碳鋼
混凝土(Concrete)	Type II 波特蘭水泥	ASTM C150 Type II 波特蘭水泥

(2) 混凝土基座

A. 設計概要

混凝土基座為乾式貯存場的核心結構之一，主要用於承載用過核子燃料乾式貯存設施，其設計參數如表 2 所示，長寬高(厚度)分別為長 7,750 cm、1,350 cm、100 cm。每一個混凝土護箱位置的基座底下，皆有一支直徑 180 cm、長 1,050~1,350 cm 的混凝土樁連結岩盤與基座，共 27 支，以增進基座的穩定性；設計示意圖如圖 2 所示，基座完成後表面高程為 12.3 m。

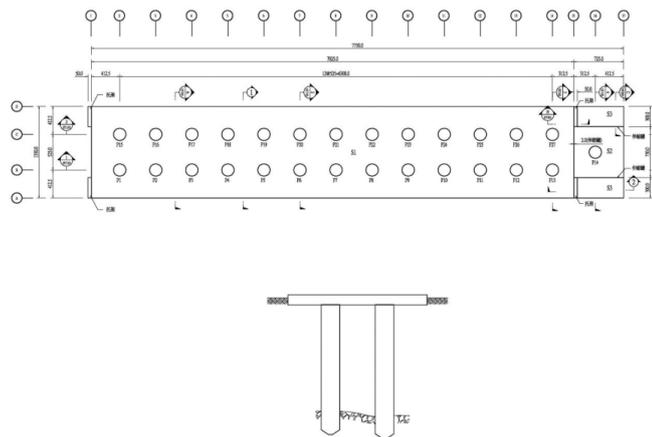


圖 2 混凝土基座設計示意圖

B. 法規依據

混凝土基座主要依據 ACI-349 與中華民國建築技術規則等相關法規進行設計，並符合 10 CFR 72 之要求。

C. 穩定性

當混凝土護箱在基座上完成混凝土澆置，並完成密封鋼筒裝填程序後，周圍以深入混凝土基座的 4 支直徑 15.24 cm、高度 30 cm 鋼質固定樁，將混凝土護箱限制在基座上的特定位置。

D. 材料規格

混凝土：

- 強度為 $f_c' = 280 \text{ kgf/cm}^2$ (4,000 psi)
- 粗細骨材、水、摻料與配比等條件，需符合 ACI、ASTM 或 CNS 等規定。

鋼筋：

- 6 號鋼筋以上，強度為 $f_y = 4,200 \text{ kgf/cm}^2$
- 5 號鋼筋以下，強度為 $f_y = 2,800 \text{ kgf/cm}^2$

E. 載重組合

呆載重：

- 混凝土基座重：240,700 kgf (2,407 公噸)
- 貯存護箱負載 (混凝土護箱+密封鋼筒+提籃+燃料):
 $237,000 \times 27 = 6,399,000 \text{ kgf}$ (6,399 公噸)
- 天車(Gantry)自重：234,000 kgf (234 公噸)
- 總呆載重合計約 9,040 公噸

活載重：

- 密封鋼筒(含燃料): 46,760 kgf (46.76 公噸)
- 傳送護箱: 49,030 kgf (49.03 公噸)
- 天車吊載重量: 95,790 kgf (95.79 公噸)

F. 結構分析結果

分析結果顯示，在承載設計載重情境下，基樁最大水平位移量為 1.65 cm。各種載重條件下，基座最大受力配筋為#9@9.0 cm，基樁最大受力配筋 84-#9，hoop 2-#5 @8 cm；雖安全分析報告中並未顯示基樁配筋圖，但由此分析結果可得知，此計算模型之基座主筋採用 9 號鋼筋，箍筋採用 5 號鋼筋。

2.3. 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查

意見

台電公司提出的核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告後，核安會籌組專家審查團隊進行審查，經過多次意見回覆及修訂報告內容後，於 2015 年 4 月發布安全審查報告以及各章節之審查意見；下列彙整安全審查報告、審查意見，以及審查意見答覆中與乾貯設施興建相關的內容。

2.3.1. 安全審查報告第三章與設施興建相關內容

(1) 混凝土護箱

- A. 混凝土護箱本體與頂蓋的密度驗收標準不同，混凝土護箱本體混凝土密度平均為 2.32 g/cm^3 ，局部混凝土密度須至少為 2.27 g/cm^3 ；頂蓋之混凝土密度須至少為 2.24 g/cm^3 。
- B. 實際所採用的混凝土配比，將依照混凝土護箱施工規範或施工圖中說明為主。
- C. 混凝土配比設計準則應符合 CNS 12891 標準，預拌混凝土應符合 CNS 3090 標準，鋼筋應符合 CNS 560 標準。

- D. 每座混凝土護箱由對應之基樁承載，混凝土護箱與對應之基樁採用同心配置。

(2) 混凝土基座

- A. 基座內均配置鋼筋(底、頂層)，基樁之樁頭處理鋼筋埋置於基座內。混凝土護箱僅置於基座上(同心配置)，結構上未與基座有鋼筋連接。
- B. 混凝土基座之樁體，嵌入岩盤深度至少 180 cm (1 倍樁徑)。
- C. 混凝土配比設計準則應符合 CNS 12891 標準，預拌混凝土應符合 CNS 3090 標準，鋼筋應符合 CNS 560 標準。

(3) 門型吊車

- A. 門型吊車通過結構與機制之餘裕(redundant)設計，具備防止單一失靈功能；吊舉設備將依據 NUREG-0612, section 5.1.6 (1)的說明，須有高於 2 倍的設計安全因子。
- B. 門型吊車的氣動鍊條捲揚機以及所有的吊具，皆須有 2 倍以上的設計負載強度，其中氣動鍊條捲揚機將吊掛滿載用過核子燃料的密封鋼筒吊放置混凝土護箱中，滿載的密封鋼筒重量約為 47 公噸，因此設計負載強度需至少為 94 公噸；密封鋼筒與傳送護箱總重約為 100 公噸，門型吊車油壓裝置抬升能力為 230 公噸，設計負載強度符合要求。

2.3.2. 安全審查報告第五章與設施興建相關內容

(1) 混凝土護箱

- A. 混凝土護箱以及傳送護箱的屏蔽測試，將依照 2.2.2(1)F 小節內容執行，詳細驗收程序將明訂於施工規範中。
- B. 輻射劑量測量位置示意圖如圖 3 所示，出氣口 4 處(每 90 度 1 處)及側面中央高度 4 處(每 90 度 1 處)。

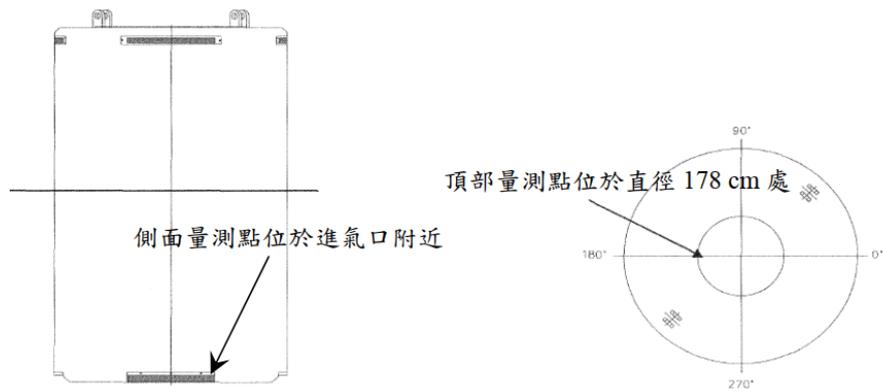


圖 3 輻射劑量測量位置示意圖[4]

(2) 門型吊車

- A. 門型吊車操作人員需受過 3 公噸以上固定式起重機操作訓練合格，且具備政府核發之操作人員執照，方能操作門型吊車。

2.3.3. 安全審查報告第六章與設施興建相關內容

(1) 混凝土護箱與基座

- A. 審查意見中多數提問和答覆，與傳送護箱、混凝土基座、混凝土護箱設計及分析有關，與興建階段相關之內容已羅列於 2.2.3 小節中。

3. 檢查計畫

3.1. 檢查時程規劃

本子計畫於 2025 年 3 月起，開始制定核二廠乾貯設施建造的檢查表單初稿，並於後續檢查實施階段，依照現場工程進度、現場施工程序書、設計圖面，以及相關施工規範，動態調整檢查表單內容。於 4 月起開始執行檢查計畫，並於每次實施檢查後撰寫檢查日誌，內容包含(1)檢查依據/程序書/參考文件、(2)查證工程項目、(3)檢查發現以及(4)結論；截至本報告撰寫日期為止，共實施 25 次檢查，實際檢查日期以及後續預定檢查日期羅列於表 5。

表 5 核二廠乾貯興建檢查時程安排

核二廠乾貯興建檢查時程安排					
次數	預定檢查日期	實際檢查日期	次數	預定檢查日期	實際檢查日期
1	2025.04.11	2025.04.11	14	2025.07.30	2025.07.17
2	2025.04.18	2025.04.18	15	2025.08.22	2025.07.23
3	2025.04.22	2025.04.22	16	2025.08.29	2025.07.30
4	2025.05.09	2025.05.09	17	2025.09.05	2025.08.18
5	2025.05.16	2025.05.16	18	2025.09.11	2025.08.27
6	2025.05.22	2025.05.22	19	2025.09.19	2025.09.04
7	2025.06.02	2025.06.02	20	2025.10.29	2025.09.10
8	2025.06.13	2025.06.13	21	2025.10.06	2025.09.18
9	2025.06.20	2025.06.21	22	2025.10.13	2025.09.26
10	2025.06.26	2025.06.27	23	2025.10.21	2025.10.09
11	2025.07.07	2025.07.08	24	2025.10.28	2025.10.15
12	2025.07.14	2025.07.10	25	2025.11.04	2025.10.31
13	2025.07.22	2025.07.16			

備註：實際檢查日期將依工程進度調整

3.2. 檢查要項

於實施檢查前，依照現場施工進度、過往檢查發現、現場使用之程序書、標準、施工規範、公共工程委員會施工綱要規範等，滾動式調整檢查要項，主要檢查要項摘要如下：

- (1) 基樁鋼筋籠施作
 - A. 鋼筋籠加工及吊放、鋼筋尺寸、間距、續接器檢驗紀錄
 - B. 鋼筋籠箍筋號數、間距、搭接長度檢查
 - C. 鋼筋籠主筋號數、數量及長度
 - D. $\phi 100$ cm/ $\phi 180$ cm 鋼筋籠檢查(尺寸、鋼筋彎鉤、鋼筋號數、鋼筋數量、焊接點、搭接長度、PVC 管、U 型灌漿管)
 - E. 擴頭竹節鋼筋續接器性能、尺寸查驗、鎖固扭力值試驗
- (2) 基樁鋼筋材料查驗
 - A. 鐸條材料查驗
 - B. 鋼筋進廠紀錄、來源證明、機械性質試驗、化學成分分析試驗查驗
- (3) 基準控制點測量、放樣及基樁定位
 - A. 鑽機定位前的放樣與測量檢查
 - B. 鑽機設置與套管定位檢查
 - C. 查驗控制點定期量測進度
- (4) 基樁施工
 - A. 基樁鋼套管檢查
 - B. 測量放樣與套管定位
 - C. 鋼筋籠吊放前/吊放後基樁檢查
 - D. 混凝土澆置前/澆置過程/澆置程序檢查
 - E. 查驗全套管樁位放樣、鑽掘、澆置施工作業紀錄表
 - F. 查驗全套管基樁施工計畫程序書相關內容
 - G. 基樁澆置時間檢查
- (5) 基樁樁底灌漿
 - A. 基樁灌漿進度查驗
 - B. 樁底灌漿記錄檢查
 - C. 樁底灌漿試體檢查
 - D. 全套管基樁(樁底灌漿)工程自主檢查表查驗
- (6) 基樁混凝土材料查驗
 - A. 查驗基樁混凝土試驗報告
 - B. 查驗混凝土試體抗壓強度
 - C. 查驗混凝土配比設計

- D. 細骨材篩分析試驗
- E. 粗骨材級配篩分析試驗
- (7) 基樁完整性試驗
 - A. 查驗完整性檢驗計畫進度
 - B. 檢測管尺寸、數量、試驗前準備工作檢查
 - C. 完整性試驗施作程序檢查
 - D. 查驗完整性試驗報告、檢驗方法與測試結果
- (8) 基樁載重試驗
 - A. 基樁試驗準備工作
 - B. 混凝土試體數量、抗壓強度試驗結果查驗
 - C. 儀器校正紀錄查驗
 - D. 設備設置與儀器安裝檢查
 - E. 載重試驗配重、試驗樁、參考樑配置檢查
 - F. 載重試驗程序步驟檢查
 - G. 載重試驗結果查驗
- (9) 運輸道路平板載重試驗
 - A. 運輸道路平板載重試驗進度查驗
 - B. 確認試驗點位位置
 - C. 試驗設備、裝置、程序查驗
- (10) 運輸道路重車載重行駛測試
 - A. 測試前準備
 - B. 載重測試執行過程檢視
 - C. 地表沉陷監測
- (11) Pad 區混凝土澆置前施工
 - A. Pad 區基板鋼筋綁紮作業巡查
 - B. 吊車軌道安裝與鋼筋綁紮作業巡查
 - C. Pad 區基板導線管施作巡查
 - D. 護箱固定樁尺寸、間距、固定方式查驗
 - E. 混凝土澆置前準備工作、鋼筋保護層厚度檢查
- (12) Pad 區混凝土澆置與養護
 - A. 混凝土澆置過程中澆置程序查驗
 - B. 混凝土品質現場檢驗
 - C. 混凝土澆置時間管理
 - D. 混凝土澆置文件品質紀錄查驗
 - E. 混凝土養護紀錄查驗
 - F. 目視檢查 Pad 區混凝土表面
 - G. 混凝土護箱放樣結果查驗
- (13) 工地安全

- A. 查驗工具箱會議紀錄表
- B. 依施工進度抽查作業安全檢查表
- C. 現場工地巡視

3.3. 檢查發現綜整

本章節將依據各次檢查項目、文件與報告查驗結果，以及現場巡視發現，分別於各施工項目小節中彙整檢查內容摘要、待改進事項及後續處理情形；同時，亦對照核二廠用過核子燃料乾式貯存設施之安全分析報告、安全審查報告及相關審查意見中的對應內容，以評估檢查工作的成效；最後，綜合各項發現與研析成果，提出後續改進及建議事項，相關內容摘要詳見。

表 6 乾貯設施施工及檢查項目對應安全分析(SAR)與審查報告(SER)分類表

施工項目	對應安全分析(SAR)與審查報告(SER)內容
基樁施工（含鋼筋籠製作、混凝土澆置與試驗）	(1) SAR 第三章圖 3.2.1-2 說明全區剖立面圖，展示基樁與基座相對位置。 (2) SAR 第六章第二節說明基樁數量、鋼筋籠主筋與箍筋號數、鋼筋材料規格。
基樁載重試驗	無
運輸道路平板載重試驗	無
運輸道路重車載重行駛測試	無
Pad 區鋼筋施工與模板配置	(1) SAR 第六章第二節說明混凝土強度、粗細骨材、水、摻料與配比等規範要求，以及澆置完成高程。 (2) SAR 第六章第二節說明鋼筋強度要求。
Pad 區混凝土澆置與養護	(1) SAR 第三章圖 3.2.1-2 說明全區剖立面圖，展示基樁與混凝土護箱相對位置。 (2) SER 第三章審查意見回覆(編號 03-16-057)，說明每座混凝土護箱與對應之承載基樁，採用同心配置。

3.3.1. 基樁鋼筋籠施作

本案基樁鋼筋籠施工包含 $\phi 100$ cm 及 $\phi 180$ cm 兩種規格， $\phi 100$ cm 鋼筋

籠共施作 12 支， $\phi 180$ cm 鋼筋籠共施作 27 支，經各次檢查主鋼筋及繫筋規格、鋼筋籠綁紮品質、鐸條材料、保護層厚度等，發現整體施作大致依設計圖面與程序書規範辦理。

關於 $\phi 100$ cm 基樁鋼筋籠，依照設計圖面鋼筋籠由 20-2#10 主筋及 2-#5@10 cm 箍筋組成；主筋採用完整長度#10 鋼筋配置，無搭接或續接器，箍筋間距、搭接長度及焊點數量與長度均在規範範圍內，鋼筋保護層固定器厚度及尺寸亦符合要求；於基樁鋼筋籠頂部安裝之擴頭竹節鋼筋，經拉伸與滑動試驗，其滑動量與抗拉強度均符合規範值，滿足 ASTM A970 HA 級規範與設計要求，續接器尺寸/幾何形狀，以及鎖固扭力設定值亦符合規範要求；鋼筋籠保護層固定器之厚度、長度及分段均符合設計圖面要求。

有關 $\phi 180$ cm 基樁鋼筋籠，依照設計圖面鋼筋籠由 34-2#10 主筋及 2-#5@10 cm 箍筋組成；經查驗鋼筋籠長度、主筋配置數量、箍筋之間距/搭接長度/鐸點數量/鐸點長度、擴頭鋼筋安裝位置/尺寸/鎖固扭力設定值、基樁頂部鋼筋彎鉤方向、彎曲半徑與末端預留長度，皆符合設計圖面要求；於第 5 次檢查中發現， $\phi 180$ cm 鋼筋籠頂部預留鋼筋長度不足 80 cm 略低於設計要求，對此台電後端處回覆，基樁頂部鋼筋預留部分將與基板鋼筋結合，發現預留長度相較 80 cm 略少 2 cm 情形，符合施工規範允差要求，且經評估底層鋼筋距箍筋及樁頂仍有餘裕，將不影響後續興建品質及施工性。

根據核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告第六章第二節 (P6.2.6-115)，以及核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告-安全審查報告(P60)，並對比施工設計圖面，整理 $\phi 180$ cm 基樁採用之主筋、箍筋及混凝土差異於表 7，安全分析報告中僅對 $\phi 180$ cm 基樁採用之主筋、箍筋及混凝土進行混凝土基座結構評估。在現場程序書圖面參數異動方面，主筋、箍筋以及混凝土規格皆有不同，主要改動包含：

- A. 主筋：由#9 鋼筋改為#10 鋼筋
- B. 箍筋：規格不變，間距由 8 cm 增加至 10 cm
- C. 混凝土強度：由 280 kgf/cm^2 提升至 315 kgf/cm^2

D. 鋼筋機械性質：所有鋼筋抗拉強度均提升為 4200 kgf/cm²

本節所述基座及基樁結構配筋之修正事項，台電公司已將相關資料送交核安會，並經核安會同意備查。

表 7 基樁鋼筋及混凝土設計及施工規格差異

	φ 180 cm 基樁設計 ^a	φ 180 cm 基樁現場施工圖面 ^b
主筋規格	#9	34-2#10
箍筋規格	2-#5@8 cm	2-#5@10 cm
混凝土規格	280 kgf/cm ²	315 kgf/cm ²
鋼筋機械性質	(1)#5 以下抗拉強度為 2,800 kgf/cm ² (2)#6 以上抗拉強度為 4200 kgf/cm ²	(1)抗拉強度均為 4200 kgf/cm ²
註： a. 參考核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告第六章第二節以及安全審查報告 b. 參考施工設計圖面		

3.3.2. 基樁鋼筋材料查驗

檢查團隊於多次現地查核中，針對進場鋼筋材料之來源、規格、機械性質及相關文件進行驗證。查驗範圍包含基樁鋼筋籠主筋、箍筋、續接器材料與銲接材料，並比對施工計畫書、設計圖面與 CNS 560:2018 等標準規範。

檢查#5、#6 以及#10 號鋼筋材料進場，檢附之出廠品質證明書、銷售證明、無輻射污染證明及 TAF 認證之試驗報告，發現鋼筋尺寸、抗拉強度、延伸率及化學成分均符合 CNS 560 之規範，其中#5 以下鋼筋抗拉強度約 2,800 kgf/cm²，#6 以上鋼筋則為 4,200 kgf/cm²，均符合設計要求，且經檢驗為非熱處理鋼筋，品質文件完整。

鋼筋籠銲接材料，應使用 E70XX 低氫系銲條，檢查後發現現場採用銲條為 AWS A5.1 E7024，器材檢查記錄目視檢查及應備文件審查結果合格，供貨廠商提交之材質證明顯示，銲條化學成份及機械性質符合規範要求。

3.3.3. 基準控制點測量、放樣及基樁定位

關於基樁施工前之放樣及定位，均依據測量工程施工計畫與設計圖面進行，檢查團隊多次於現地查驗過程中，逐項比對施工紀錄、測量數據與控制點記錄文件。

基準控制點測量方面，於前期檢查中，施工單位使用 GPS 靜態測量與導線法建立施工控制點，作為後續基樁定位之依據，並確認基準控制點之檢測資料完整，包括 TAF 校正報告、抽查紀錄與量測照片，結果均顯示測量精度符合規範要求。於後續復查中發現，已於規定時間內(3 個月)，完成控制點間之閉合導線檢核量測，複測及抽查結果皆標示合格，符合程序書時程要求。惟針對「閉合導線」檢測方法與容許誤差，原程序書未明確規範，需持續追蹤改善成果；經檢查意見反應後，台電公司於測量工程施工計畫中修正方法為「引測台電座標」，並明確規定容許誤差值為 5 mm，符合精度控制要求，該追蹤事項已完成改善。

放樣及基樁定位部分，則依照工程進度抽查數組 $\phi 100$ cm 及 $\phi 180$ cm 之測量數據，發現鑽機定位前放樣及樁位座標檢測，誤差控制於 ± 15 mm 以內，樁孔中心點與設計樁心偏移則未超過 ± 75 mm，符合程序書允許之可接受範圍。

3.3.4. 基樁施工

本案基樁施工採全套管工法，包含 $\phi 100$ cm 與 $\phi 180$ cm 兩種規格， $\phi 100$ cm 基樁一共 12 支， $\phi 180$ cm 基樁一共 27 支，檢查團隊針對鑽掘、取樣、套管安裝、澆置過程及施工紀錄文件進行多次現地查核。

在基樁鑽掘與取樣方面，抽查 $\phi 180$ cm 及 $\phi 100$ cm 基樁的岩心樣品，入岩深度分別達到 3.6 m 與 2.0 m，均符合全套管施工計畫要求（入岩深度至少為 1 倍樁徑），且試驗岩心取樣位置位於岩盤面以下 1~2 m，符合程序書要求。

在套管安裝、鋼筋籠吊放與混凝土澆置過程中，檢查確認鋼套管外徑與厚度均符合設計圖面，樁位放樣與定位誤差亦在規範範圍內（座標 ± 10 mm、中心點偏

移±75 mm)，高程控制誤差在±15 mm 以內。鋼筋籠吊放前檢查發現，樁孔垂直度偏差小於 1/200，樁底沉積淤量控制於 5 cm 以內，基樁深度亦符合設計圖面要求。鋼筋籠吊放後檢查發現，鋼筋籠吊放後基樁頂部高程偏差小於 5 cm，鋼筋保護層厚度大於 10 cm，符合程序書要求。混凝土澆置過程中，樁頂沉陷/上浮量、特密管深度以及混凝土澆置完成高程，均於程序書要求範圍內。

在施工作業紀錄表查驗方面，於入岩深度、基樁長度、套管高程、測量方式、樁頂上浮量、混凝土澆置深度關係圖、基樁深度單位表達形式等項目，存在數據前後不一致或監造單位與施工單位間量測基準不同情形，亦有圖面與表格資料對應失準情況，不易於驗證與追溯相關數據；經檢查意見反應後，台電公司對應該時期之程序書版本，以簽章修訂的方式完成修改工作。

抽驗部分基樁之混凝土澆置紀錄及時間，發現部分基樁有(1)混凝土預拌廠至工地運輸時間超過 40 分鐘、(2)混凝土預拌廠拌合完成到工地基樁澆置完成時間超過 90 分鐘、(3)澆置紀錄與出貨單車次不符等情形；關於運輸及澆置完成時間，台電公司後續提供補充說明因本案工程使用緩凝劑，雖有部分運輸及澆置完成時間超過時間限制，但每車澆置完成時間並未超過混凝土初凝時限，且基樁混凝土 28 天抗壓試驗報告顯示試體符合設計強度，基樁完整性檢驗結果顯示混凝土澆置品質良好，評估基樁功能正常無虞；在品質管理方面，後續執行混凝土澆置時，將派專人控管進廠車次及澆置時間，在程序書規範方面，將更新程序書並加入有關緩凝劑等相關規範，以利後續施工作業及完善品質程序；經管制單位確認該情形不影響結構安全，同意准予結案。另外，關於澆置紀錄與出貨單車次不符情形，台電公司澄清並說明混凝土出車車次、車號、澆置時間，並提出於後續澆置作業時，將留存實際車次照片、記錄車次、車號及時間，以維持品質文件追溯性；經管制單位確認改善情形後，同意准予結案。

查閱核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告以及安全審查報告，彙整與基樁施工相關的內容包含：

- A. 安全分析報告第三章提到，基樁直徑為 180 cm，數量為 27 支，一組混凝土護箱下方對應一組基樁。

- B. 安全分析報告第三章提到，基樁直徑 180 cm、長 1050~1350 cm 的混凝土樁連結岩盤與基座，共 27 支，
- C. 安全審查報告第三章提到，混凝土基座之樁體，嵌入岩盤深度至少 180 cm (1 倍樁徑)。

對比檢查內容以及現場巡視發現，基樁施工部分符合安全分析報告以及安全審查報告相關內容要求。

3.3.5. 基樁樁底灌漿

根據施工規劃於基樁完成混凝土澆置後，均需進行樁底灌漿作業，以提升基樁與岩盤的結合強度。檢查團隊針對施工程序、灌漿材料及試體抗壓強度進行多次現地查核與文件查驗工作。

灌漿作業依全套管基樁施工計畫及程序書執行，於澆置完成後進行樁底壓漿，並同步製作試體，送驗抗壓強度。以 P12 基樁為例，其於 2025 年 6 月 19 日完成樁底灌漿，檢視水灰比、樁底灌漿前準備、灌漿壓力、灌漿時間以及試體取樣記錄，皆符合程序書要求；於 7 月 17 日進行 28 天齡試體抗壓試驗，結果顯示 3 組試體強度均大於設計值 180 kgf/cm^2 ，符合程序書要求。

在材料文件查驗方面，灌漿方塊試體抗壓試驗報告均符合 CNS 1232 規範，材齡控制在程序規定之天數範圍內。惟發現樁底灌漿作業所使用之自主檢查表，與程序書附件不一致之情形提出修正要求，經檢查意見反應後，台電公司對應該時期之程序書版本，完成樁底灌漿工程自主檢查表修訂，使檢查表與現行程序書版本一致。

3.3.6. 基樁混凝土材料查驗

關於基樁混凝土材料之查驗，主要包含試體製作、材齡強度試驗、配比設計及骨材品質等面向，檢查團隊於多次現地巡查與文件查驗中，逐項比對程序書、設計圖面及 CNS/ASTM 規範。

在試體製作方面，施工單位依全套管基樁施工計畫，每樁均製作 6 組試體，分別進行 7 天與 28 天抗壓強度試驗。以 P4 基樁為例，7 天齡與 28 天齡試體數量皆符合規範，6 組 28 天齡期抗壓強度試驗結果均超過 315 kgf/cm^2 設計值，試驗方法依 CNS 1232:2002 執行，符合程序書與公共工程委員會施工綱要規範之要求

在混凝土配比與骨材檢測方面，原先程序書並未明確規範基樁使用混凝土之水膠比，經提出檢查意見後，台電公司於混凝土工程施工計畫程序書中，加入基樁使用混凝土之水膠比要求；後續查驗發現，經比對發現，施工單位設計基樁混凝土水膠比約 0.41，符合混凝土工程施工計畫要求；粗骨材最大粒徑小於 2.54 cm，粗骨材過篩率、重量損失百分比、磨損率符合規範要求，細骨材之細度模數介於 2.30~3.10，均符合相關施工規範。惟查驗過程中發現，粗骨材級配篩分析試驗報告中之表格數據與級配曲線不一致，經檢查意見反應後，台電公司已重新檢視試驗報告內容，並完成修訂使文件內容前後一致確保文件品質。

3.3.7. 基樁完整性試驗

本案之基樁完整性試驗係透過超音波檢測方式驗證基樁施工品質，評估混凝土澆置是否存在蜂窩、夾泥或斷樁等缺陷，完整性試驗將參考 ASTM D6760-16「超音波跨孔檢測法」進行，檢查團隊就檢測設備校正、檢測管配置、試驗程序及試驗結果進行查核。

在檢測設備部分，完整性檢測儀器均附有水中超音波波速試驗報告，波速實測值位於接收範圍內，且線性回歸良好 ($R^2 \geq 0.99$)，驗證結果合格，報告有效期限，涵蓋基樁完整性檢驗工作，符合程序書要求。

於檢測管配置方面，程序書規定每支基樁需預埋 4 支檢測管，包含 $\phi 100$ cm 以及 $\phi 180$ cm 基樁，然而，依 ASTM D6760-16 標準建議事項， $\phi 100$ cm 基樁宜配置 4 支檢測管， $\phi 180$ cm 基樁宜配置 6 支檢測管，程序書規定安裝檢測管數量與 ASTM D6760-16 標準不同，經檢查意見反應後，台電公司於後續回覆說明，表示已評估實際配置對檢測結果之影響，核安會亦同意結案。

關於試驗程序及結果，查驗基樁完整性試驗前準備工作、基樁檢測斷面數量、檢測斷面深度、檢測程序、檢測報告撰寫等，均符合 ASTM D6760-16 標準要求。抽驗基樁完整性試驗報告顯示，各檢測斷面深度均涵蓋基樁全長，檢測結果顯示音波穿透混凝土之時間及穿透能量無明顯變化，研判音波穿透混凝土之時間於各側向穩定接收，超音波訊號波速與能量分佈均在可接受範圍內，未發現明顯異常波形或中斷訊號，判定受檢基樁混凝土完整性良好，無重大缺陷。

3.3.8. 基樁載重試驗

本案基樁載重試驗包含 $\phi 100$ cm 以及 $\phi 180$ cm 基樁之側向載重試驗與壓力載重試驗，試驗順序為(1) $\phi 180$ cm 基樁側向載重試驗、(2) $\phi 180$ cm 基樁壓力載重試驗、(3) $\phi 100$ cm 基樁側向載重試驗，以及(4) $\phi 100$ cm 基樁壓力載重試驗，檢查團隊針對試驗程序、量測設備、佈置方式及紀錄完整性進行多次現地查核與文件審閱。

3.3.8.1. 基樁側向載重試驗

$\phi 180$ cm 基樁側向載重試驗中發現，基樁位置與圖面相符，樁頭處理、周圍區域開挖、試驗設備安裝、現場排水準備以及混凝土強度抗壓強度試驗結果等工作，均符合試驗計畫要求。現場使用之荷重計及位移計皆具備有效校正紀錄，安裝與操作符合相關標準與施工計畫書之技術規範，試驗過程中最大荷重 106.39 t，測得平均側向位移為 4.23 mm，低於控制基準 18 mm，試驗成果顯示基樁性能達標。

$\phi 180$ cm 基樁側向載重試驗過程中巡查發現(1)參考樑支撐僅平放地面上，未依施工計畫書與 ASTM D3966-07 標準埋設於地面下、(2)參考樑支撐架與試驗樁間距僅約 4~4.5 m，未達 ASTM D3966-07 規定之 9 m 間距要求、(3)試驗程序與 ASTM D3966-07 所列載重程序不同，與施工計畫書所引用之規範依據不相符。經檢查意見反應後，台電公司於後續回覆(1)參考樑固定部分，將於後續試驗中增設參考樑支撐結構之錨定裝置、(2)參考樑支撐結構與試驗樁間距部分，已依現場條件調整程序，改採用 CNS 12460 A3302 標準(>2.5 m)、(3)試驗程序以計

畫程序書為主，上述回覆經核安會審查後同意備查。

$\phi 100$ cm 基樁側向載重試驗中發現，混凝土抗壓強度試驗結果符合設計值，參考樑支撐系統獨立設置，並施以鋼筋錨定於地面下，位移計與試驗裝置配置大致符合法規及程序書，由於現地條件限制，參考樑支撐與試驗樁之間距，採用 CNS 12460 A3302 標準。於側向載重試驗期間，確認樁頂最大側向變位為 4.19 mm，低於控制基準 15 mm，試驗成果顯示基樁性能達標。

3.3.8.2. 基樁壓力載重試驗

$\phi 180$ cm 基樁壓力載重試驗中發現，現場基樁位置明確，已完成樁頭整平與混凝土抹面作業，周邊場地已開挖整備完畢，混凝土強度抗壓強度試驗報告顯示，試體強度皆超過設計值 315 kgf/cm^2 ，符合施工計畫規範。現場使用之位移計與樁頂荷重計具備 1 年內之有效校正紀錄，試驗最大載重 1098 t，位於設備額定負荷 80% 以內，施載與卸載程序依據 ASTM D1143-07 快速試驗法進行，符合試驗計畫書與 ASTM 標準要求。

$\phi 180$ cm 基樁壓力載重試驗過程中巡查發現(1)參考樑支撐結構僅平放地面，未埋設於地面下且無錨定措施、(2)參考樑與試驗樁間之淨距僅約 4.08 m，低於規範要求之試驗樁直徑 5 倍 (9 m) 間距。經檢查意見反應後，台電公司於後續回覆(1)參考樑固定部分，將於後續試驗中增設參考樑支撐結構之錨定裝置、(2)參考樑支撐結構與試驗樁間距部分，已依現場條件調整程序，改採用 CNS 12460 A3302 標準 (>2.5 m)，經核安會審查後同意備查。

$\phi 100$ cm 基樁壓力載重試驗中發現，混凝土抗壓強度試驗結果符合設計值，參考樑支撐系統獨立設置，並施以鋼筋錨定於地面下，位移計與試驗裝置配置大致符合法規及程序書，由於現地條件限制，參考樑支撐與試驗樁之間距，採用 CNS 12460 A3302 標準。於壓力載重試驗期間，觀測兩支參考樑高程於載重前、最大載重時與卸載後均無明顯變化，顯示反力系統於加載過程中穩定無沉陷。

於 $\phi 180$ cm 以及 $\phi 100$ cm 正式基樁載重試驗報告中顯示，基樁之壓力載重試驗紀錄完整，包含負載時間、載重、變位計讀值等資料，試驗步驟符合程序書

規範，分析結果顯示試驗樁符合設計需求。

3.3.9. 運輸道路平板載重試驗

依據「重車運送路徑檢測及評估報告」評估內容，為釐清運輸路徑鬆軟區對道路承載能力之影響，並確保後續實際運載之安全性，一共規劃 6 處試驗點進行平板載重試驗，以驗證道路基礎承載力是否符合設計與施工規範。檢查團隊針對試驗程序、點位選取、紀錄資料與結果比對進行查核。

現場裝置與試驗程序符合 ASTM D1196 標準，包括鋼板尺寸、反力裝置規格、量測試驗裝置距離、溫度條件、加載程序、加載階段設置、沉陷速率控制與卸載程序等，符合計畫書與標準規範；查驗#5 試驗點位執行載重試驗情況，發現實際試驗位置與計畫書標註點位略有出入，現場人員說明因原點位鄰近道路邊緣，難以架設設備，故配合現場路況調整平移至道路中線；於運輸道路平板載重試驗報告中，對於該情況以備註說明，因於道路邊緣架設#5 試驗點有困難，經現場技師同意，以道路中央位置進行試驗，該點仍具有酥鬆區評估之代表性。

3.3.10. 運輸道路重車載重行駛測試

依據「重車運送路徑檢測及評估報告」評估內容，為使重車控制者熟悉運行路線，以及瞭解運輸道路實際加載運行過程中是否出現承載不足狀況，規劃本測試以模擬實際傳送護箱及密封鋼筒時之載重情境，檢驗運輸道路之穩定性與承載性能。檢查團隊針對試驗車輛規格、載重配置、行駛紀錄及道路觀測情形進行查核。

載重行駛測試荷重包含 1 次空載(28.5 公噸)及 2 次全荷重(135.5 公噸)，過程使用多軸油壓板車搭配載重塊模擬載重，測試期間確認道路淨空、設置通訊系統並配有人員導引，測試路線中之排水溝與暗溝點已加設橫向鋼板覆蓋，測試過程中無異常，各項措施符合測試計畫書規範；現場觀察 2 次全荷重運行測試情況良好，皆順利通過預定路線，過程無發現異常聲音、結構損傷或遭遇障礙物；54 處沉陷觀測點初步監測結果顯示最大沉陷量為 8 mm，未超出計畫書規範之容許

值(20 mm)，符合設計要求。

3.3.11. Pad 區混凝土澆置前施工

Pad 區工程施工係作為混凝土基座與護箱安置平台的重要結構作業，檢查團隊多次針對鋼筋規格、底層/頂層鋼筋綁紮、軌道區域鋼筋綁紮，以及樁頭處鋼筋綁紮工程進度進行現地查驗。

鋼筋施作部分，主要包含底層鋼筋綁紮、樁頭補強筋配置、頂層鋼筋施作、吊車軌道區鋼筋綁紮及護箱固定樁套管銲接等作業。檢查發現底層鋼筋依設計圖面施作，並於每支樁頭四周配置 8 支#10 鋼筋，數量與規格符合設計要求；軌道區#6 鋼筋間距與數量以及搭接長度，均符合設計圖面要求；頂層鋼筋號數、數量、間距以及綁紮鐵絲號數，均符合設計圖面要求，整體鋼筋搭接原則採乙級搭接，局部錯位處採甲級搭接。綜合各次檢查結果顯示，Pad 區及軌道區鋼筋均依設計圖面及施工程序施作，鋼筋綁紮牢固、間距均勻，鋼筋材質與強度符合 CNS 560 規範。

主體區混凝土強度 280 kgf/cm^2 配比設計中，水膠比、粗骨材粒徑、氯離子含量、混凝土坍度、試體 28 天抗壓強度等皆符合施工規範與程序書要求。根據施工規劃，預計於 Pad 與裝卸區使用纖維混凝土，於配比設計抗壓及抗彎測試中，每 m^3 混凝土添加 2.4 kgf 化學纖維，其試拌成果顯示抗壓強度 ($>280 \text{ kgf/cm}^2$) 與抗彎強度 ($>10 \text{ kN}$) 皆符合程序書要求。

查閱核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告以及安全審查報告，整理與 Pad 基板鋼筋施工相關的內容包含：

- A. 安全分析報告第三章提到，Pad 區#5 鋼筋抗拉強度為 $2,800 \text{ kgf/cm}^2$ ，#6 鋼筋抗拉強度為 $4,200 \text{ kgf/cm}^2$ ；
- B. 安全分析報告第六章提到，Pad 區混凝土抗壓強度為 280 kgf/cm^2 ，粗細骨材、水、摻料與配比等條件，需符合 ACI、ASTM 或 CNS 等規定。
- C. 安全審查報告第三章提到，混凝土配比設計準則應符合 CNS 12891 標準，

預拌混凝土應符合 CNS 3090 標準，鋼筋應符合 CNS 560 標準。

對比檢查內容以及現場巡視發現，Pad 區鋼筋施作部分符合安全分析報告以及安全審查報告相關內容要求。

3.3.12. Pad 區混凝土澆置與養護

混凝土澆置屬貯存設施基座結構成形之關鍵工序，檢查團隊於 Pad 區混凝土澆置前、澆置中，以及澆置後進行數次檢查，查驗澆置前準備工作、混凝土澆置時程規劃，以及混凝土澆置後品質等項目。

於澆置前，現場依程序書及設計圖面完成模板潤濕、清除積水與雜物，鋼筋表面無浮鏽，並確認鋼筋保護層厚度符合要求；擬定澆置區域包含 Pad 主體與吊車軌道區，並採用波特蘭第二型水泥及 5 至 20 mm 粒徑之粗骨材，摻入 type-G 型緩凝劑與玻璃纖維進行澆置，因使用緩凝劑初凝時間延後約 1.9 小時。

澆置過程採雙泵車同時作業，配置五名搗實工與四支直徑 50 mm 之高頻振動棒，振動頻率達 12,000 rpm、每次振動時間約 10 秒，插點間距約 45 cm，施工過程連續且均勻；混凝土現場取樣測試坍度、溫度、氯離子含量，各項試驗值均符合施工計畫要求；關於混凝土澆置時間控制，各車次、車號、入廠、澆置與出廠時間皆有詳細記錄，抽驗數輛混凝土預拌車出廠時間與澆置時間間隔，均滿足程序書規範之時間要求；Pad 區澆置完成後即進行表面粉光與水濕治養護作業，於 Pad 區表面鋪設不織布覆蓋並持續灑水保濕，養護期間維持超過 7 天。

於養護階段拆模後，對 Pad 區進行目視檢查發現：

- A. Pad 表面略有凹凸不平，其每公尺漸變量仍在容許範圍之內；
- B. Pad 側面出現蜂窩狀混凝土以及細微裂縫等現象；
- C. 護箱放樣後之中心點與基樁中心點存在數公分差距。

查閱核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告以及安全審查報告，整理與 Pad 基板混凝土施工相關的內容包含：

- A. 安全分析報告第三章設計圖面中顯示，每一座混凝土護箱搭配一隻基樁。
- B. 安全審查意見中提到，每座混凝土護箱均由對應之基樁承載，混凝土護箱與對應之基樁採用同心配置。

對比檢查內容以及現場巡視發現，護箱與基樁中心點存在數公分差距，與安全審查意見中的回覆內容(同心配置)略有出入；針對此情形，台電公司提出說明並評估其仍可維持與原設計等同之功能，經核安會審查後同意結案。

3.3.13. 工地安全

檢查團隊於每次現地查核過程中，持續檢視工地安全管理執行情形，重點包括工具箱會議紀錄表、各項設施及設備之自主檢查紀錄表、機具使用安全宣導及檢查、用電安全、動火作業紀錄、吊掛作業安全、勞工防護告知與宣導等。

在施工安全文件方面，施工單位依規定建立安全衛生管理計畫，並編製檢查表、作業前會議紀錄及自主檢查紀錄。於檢查前期發現現場使用之自主檢查表與安全衛生計畫附件不一致，經檢查意見反應後，施工單位已依程序書最新版修訂並補正紀錄，經複查發現修訂後，現場使用檢查表與職業安全衛生管理計畫附件內容一致。

關於機具作業前檢查紀錄表，起重機作業前檢查紀錄曾一度未完整填報，另有工具箱會議紀錄未涵蓋吊掛作業，移動式起重機每日作業前檢查表未採用同一版本。台電公司已於後續修正紀錄表單格式，並補充相關檢查紀錄，完成缺失改善。

在現場作業安全部分，曾發現部分缺失項目，包含液壓油桶未放置於專用儲存區且上方有雜物堆置、工人安全帽帽扣未繫緊、滅火器缺少自主檢點表、發電機插頭連接處未設置漏電斷路器、220V 電源線浸泡於積水中、220V 插座缺乏防護、220V 標示不清、基樁頂部鋼筋外露、鋼筋籠內有人為廢棄物、使用研磨機未裝設防護罩、未配戴護目鏡等，上述缺失項目經提醒後均已完成改善。

4. 結論

本年度子計畫旨在配合管制單位之監管需求，針對台電公司於核二廠乾式貯存設施土建施工階段之各項工程作業，提供現地檢查技術支援與資料研析，以確保設施建造品質符合安全分析報告、法規標準及品質保證計畫之規定。經由本團隊系統性執行文件審查、現場查驗及追蹤確認等作業，可確認整體檢查計畫已順利達成預定目標，並有效強化核二廠乾式貯存設施興建階段之安全與品質保證機制。

自 2025 年 4 月至 11 月間，檢查團隊共完成 25 次現地檢查，涵蓋基樁施工、鋼筋籠製作、基樁載重測試、基樁混凝土澆置與試驗、運輸道路載重測試、Pad 區施作、Pad 區混凝土澆置與養護及工地安全等項目。各次檢查均依照規劃之步驟，於檢查前根據核准之程序書與設計圖面制訂檢查計畫，檢查中依照檢查計畫進行現場巡查，檢查後彙整檢查報告。整體施工過程多數項目均符合安全分析報告及施工規範要求，僅少數項目涉及文件格式、材料文件補充及測試程序細節需進一步說明，各追蹤事項經施工單位修正與管制單位核准後均已結案。

在巡視施工現場方面，基樁工程整體品質穩定，鋼筋材料、配筋規格及施工精度皆符合設計要求，惟檢查過程中發現鋼筋籠頂部預留鋼筋長度不足、程序書與設計圖面不一致、混凝土澆置高程差異等現象，經施工單位補充說明、修訂程序書與紀錄文件後均已結案。混凝土澆置、抗壓試驗與樁底灌漿紀錄大部分符合程序書要求，惟發現部分紀錄表之內容、格式或單位表達及自主檢查表需進一步修正者，亦已釐清修訂並結案。基樁混凝土澆置多數符合要求，惟發現澆置時間與紀錄文件未符合要求，經施工單位說明後，管制單位同意備查。基樁載重試驗結果顯示，樁體承载力、變形量及整體穩定性皆符合設計與安全分析評估值，惟部分測試步驟與裝置設置方式與程序書及標準不符，經施工單位調正設置與解釋說明後結案。Pad 區混凝土施作與養護均依照規範進行，惟發現於混凝土表面出現蜂窩及裂縫等現象，且護箱中心點與基樁中心點並非同心配置，兩者存在數公分差距；針對上述兩項發現，台電公司已完成混凝土表面孔洞與蜂窩的修補工作，另對護箱中心點偏差進行解釋，並評估其仍可維持與原設計等同之功能，相關說

明經核安會審查後同意結案。

在工地安全管理方面，經多次現地查驗後，施工單位已建立例行自主檢查機制，工地安全衛生計畫與檢查表格逐步統一。常見缺失如電纜防護不足、起重作業紀錄不全及消防設備檢點未即時更新等，均已於後續檢查中完成改善。惟在部分巡查中仍發現基樁頂部鋼筋外露、鋼筋籠內留有廢棄物、研磨機未裝設防護罩及人員未配戴護目鏡等缺失，經現場提醒後已立即改善。

綜上所述，本年度檢查技術支援計畫已達成預期目標，透過檢查前之文件準備、檢查中之現場巡查及檢查後之結果彙整與追蹤，建立了系統化之檢查作業程序。檢查內容涵蓋基樁與 Pad 區施工、相關試驗與檢測項目以及工地安全管理，所得成果與現場經驗，可作為管制單位掌握施工階段工程品質與合規性之重要依據，用以確保乾式貯存設施施工安全與品質，為後續設施之驗收與長期安全運行奠定穩固基礎。

5. 參考資料

- [1] Connolly, Kevin J., and Pope, Ronald. 2016. "A Historical Review of the Safe
- [2] 台灣電力公司，“核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告”，中華民國 104 年 08 月。
- [3] 核能安全委員會，“台灣電力公司核能二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告-安全審查報告”，中華民國 104 年 08 月。
- [4] 核能安全委員會，“台灣電力公司核能二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告-審查意見”。
- [5] ASTM D1143/D1143M-07(Standard Test Methods for Deep Foundations Under Static Axial Compressive Load)
- [6] ASTM D3966-07(Standard Test Methods for Deep Foundations Under Lateral Load)
- [7] ASTM D6760-16(Standard Test Method for Integrity Testing of Concrete Deep Foundations by Ultrasonic Crosshole Testing)
- [8] 公共工程施工品質管理作業要點，行政院公共工程委員會工程管字第 1120300119 號，112 年 5 月 11 日。
- [9] 行政院公共工程委員會施工綱要規範
- [10] ACI 318 結構混凝土規範要求
- [11] CNS 3090 預拌混凝土
- [12] CNS 12460 A3302 基樁軸向靜壓載重試驗法