



台灣電力公司

核一廠

用過核子燃料乾式貯存設施

運轉執照申請案

設施運轉技術規範

中華民國 114 年 4 月

目 錄

第一章 設施概況	1
1.1 依據	1
1.2 設施概述	1
1.3 貯存系統與設備機具	2
第二章 引用法規與相關技術規定	4
第三章 名詞定義	7
3.1 貯存護箱	7
3.2 運貯設備	7
3.3 設施安全監測設備	8
第四章 設計特性與安全限值	9
4.1 貯存護箱設計	9
4.2 構造安全設計	38
4.3 輔助系統及設備之設計	53
4.4 公用系統及設備之設計	57
4.5 輻射安全設計	62
4.6 作業安全設計	64
4.7 預防異常狀況或意外事故之設計	67
第五章 運轉限制條件	69
5.1 INER-HPS系統運轉限制條件(LCO)與檢查要求(SR)：特定狀態	70
5.2 INER-HPS系統輻射防護	78
第六章 設施安全監測要求	81
6.1 環境輻射	81
6.2 護箱溫度	86
6.3 邊坡安全	87
6.4 保安與保防監控	92
第七章 行政管制	100

7.1 人員編制	100
7.2 人員訓練計畫	104
7.3 品質保證	110
7.4 紀錄與品質文件	110
參考文獻	112
附件一 跨機組運送設備採購7kW功率下傳送護箱於真空與充氦階段之容許再作業 時間分析計算書	113
1. 前言	113
2. 分析結果概述(Synopsis of Results)	113
3. 目的(Purpose)	114
4. 分析方法(Method of Analysis)	114
附件二 較低熱功率狀況之密封鋼筒抽真空時間限制說明	115

圖 目 錄

圖 4- 1 INER-HPS 系統燃料佈置圖	20
圖 5- 1 混凝土護箱表面輻射吸收劑量率測量	80
圖 6- 1 核一廠廠區輻射監測站位置圖	81
圖 6- 2 核一廠廠區乾式貯存設施運轉期間輻射監測站位置圖	82
圖 6- 3 核一廠環境輻射偵測取樣地點(熱發光劑量計)	82
圖 6- 4 核一廠環境輻射偵測取樣地點(高壓離腔)	83
圖 6- 5 核一廠環境輻射偵測取樣地點(空浮微粒及落塵)	83
圖 6- 6 核一廠環境輻射偵測取樣地點(各類水樣)	84
圖 6- 7 核一廠環境輻射偵測取樣地點(各類生物樣)	84
圖 6- 8 核一廠環境輻射偵測取樣地點(土壤)	85
圖 6- 9 核一廠環境輻射偵測取樣地點(岸砂)	85
圖 6- 10 溫度監測設備系統架構圖	86
圖 6- 11 溫度監測軟體使操作作用介面	87
圖 6- 12 監測儀器平面配置示意圖	89
圖 6- 13 監測儀器平面配置示意圖(地錨荷重計)	89
圖 6- 14 乾貯場佈置圖	95
圖 6- 15 一號機(TWD-)、二號機(TWE-)、乾貯場(TWT-)位置圖	96

表 目 錄

表 1-1 核一廠乾貯系統、設備概述表	2
表 4-1 NAC-UMS 系統設計之可貯存 BWR 燃料束的燃料特性	21
表 4-2 設計基準燃料束規格	22
表 4-3 核一廠截至 87 年 4 月 30 日已退出之各類型燃料數	22
表 4-4 INER-HPS 系統主要設計基準及接受準則	23
表 4-5 INER-HPS 系統主要設計基準及接受準則 (續)	24
表 4-6 密封鋼筒及提籃設計參數	25
表 4-7 密封鋼筒及提籃設計參數(續)	26
表 4-8 混凝土護箱設計參數	27
表 4-9 混凝土護箱設計參數(續)	28
表 4-10 傳送護箱設計參數	29
表 4-11 傳送護箱設計參數(續)	30
表 4-12 密封鋼筒採用 ASME 替代方案一覽表	31
表 4-13 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統設計差異比較表	34
表 4-14 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統設計差異比較表(續)	35
表 4-15 INER-HPS 系統與 NAC-UMS 系統設計差異比較表(續)	36
表 4-16 NAC 公司 UMS 系統執照文件清單	37
表 4-17 貯存場混凝土基座設計參數	50
表 4-18 密封鋼筒各組件之結構設計分類及其應力接受準則	51
表 4-19 密封鋼筒之設計負載組合	52
表 4-20 混凝土護箱之設計載重	53
表 6-1 監測參考管理值	90
表 6-2 監測參考管理值	91
表 7-1 安裝/吊運階段人員編制及權責	101
表 7-2 貯存階段之作業人員編制及權責	103
表 7-3 本設施人員基本訓練課程及內容	106
表 7-4 本設施安裝/吊運階段人員專業訓練課程及內容	107
表 7-5 本設施貯存階段人員專業訓練課程及內容	109

第一章 設施概況

本技術規範為國原院高效能用過核子燃料乾式貯存系統(INER High Performance System，以下簡稱 INER-HPS 系統)於核一廠執行用過核子燃料乾式貯存作業時，安全運轉應遵守之依據。本規範係考量 INER-HPS 貯存系統各組件之最高容許溫度、用過核子燃料池水溫度、系統密封性以及輻射劑量限值等要求，定訂各項作業之容許操作溫度或時間，以及發生不符合情況時所應採行之措施，同時亦規範系統之密封標準及表面輻射劑量率限值。

1.1 依據

依 92 年 7 月實施之「放射性物料管理法施行細則」第二十六條之規定，放射性廢棄物處理、貯存設施於試運轉完成後，於申請運轉執照時應提送設施運轉技術規範供主管機關審查；惟本公司為符合核安會核物料管制組(由放射性物料管理局 112 年 9 月 27 日改制，以下簡稱物管組)於 97 年 1 月 17 日會物字第 0970001437 號函「安全分析報告審查總結會議決議之重要管制事項第 19 項、第 22 項及第 25 項」『設施運轉技術規範應於試運轉申請時審查』之要求，故提前於申請試運轉許可時，提出本公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施運轉技術規範(以下簡稱本運轉技術規範)。

本運轉技術規範業於 100 年 8 月 29 日獲核安會審查同意，並於 113 年 12 月 18 日完成二組護箱熱測試。另依據物管組於 113 年 9 月 24 日核電廠乾式貯存設施管制討論會之要求，修訂本運轉技術規範本報告之章節架構。

1.2 設施概述

核一廠用過核子燃料乾式貯存設施，於運貯階段需用之系統可概分為貯存系統、設備機具、設施安全監測設備等三類，相關系統、設備依類別分述如表 1-1。

表1- 1核一廠乾貯系統、設備概述表

貯存護箱	運貯設備		設施安全 監測設備
密封鋼筒	傳送護箱與吊具	多軸油壓板車	貯存場機電系統
混凝土護箱	自動鐸接機	氦氣測漏系統與氫 氣偵檢儀	
外加屏蔽	真空排水系統	懸浮氣墊與千斤頂 (含空壓機)	

1.3 貯存系統與設備機具

貯存系統之密封鋼筒外徑 1.7 公尺，全長 4.83 公尺，含提籃之重量約為 12 公噸(不含用過燃料、結構上蓋及屏蔽上蓋)，其屏蔽上蓋直徑 1.66 公尺，厚 18 公分，重約 3.2 公噸；結構上蓋直徑 1.65 公尺，厚 8 公分，重約 1.3 公噸。

貯存系統之混凝土護箱外徑 3.45 米，高 5.7 米，未裝載密封鋼筒時之重量約 112 公噸，裝載密封鋼筒及燃料時總重約 150 公噸。

貯存系統之外加屏蔽分別由屏蔽蓋(外徑 4.2 米，高 0.44 米)、屏蔽環(外徑 4.2 米，高 1.55 米，共三個)及屏蔽底座(4.5 米見方，高 1.06 米)所構成，其中屏蔽蓋較輕(約 10.6 公噸)，三個屏蔽環重量相同(約 15.6 公噸)，屏蔽底座最重，約 24.3 公噸。

傳送護箱為一具有屏蔽功能之重型吊掛設備，其主要功能為提供裝載燃料後之密封鋼筒從燃料池運送到混凝土護箱時之輻射防護。傳送護箱外徑 2.12 米，高 5.13 米，未裝載密封鋼筒時之重量為 46.18 公噸，全負載時最重之總重 88.91 公噸(含密封鋼筒本身自重、燃料、水及屏蔽上蓋)。

自動鐸接機包括自動鐸接主機、自動鐸機影像監視系統、自動鐸機鐸頭、軌道、電纜及管線整組件，用於鐸接結構上蓋、屏蔽上蓋與外殼。

真空排水系統及其組件(包含各型真空泵、冷凝器、真空壓力計、壓力計、自動排水器等)，於完成屏蔽上蓋鐸接及氣壓測漏後，以 VDS 系統先將密封鋼筒內之水份儘量排出，再利用真空泵以真空乾燥方式使筒內殘水蒸發後抽出以達到乾燥

目的，之後對筒內填充高純度氬氣，用過核燃料遂處於一乾燥且充滿惰性氣體之環境中。

多軸油壓板車設備組件包含 Power pack(動力源)、PST(驅動車軸板架)、Drop deck(載貨低板)、THP(轉向車軸板架)，用以載運混凝土護箱沿運送路徑到乾式貯存場，並將混凝土護箱移動到指定位置。

氬氣測漏系統與氬氣偵檢儀，氬氣測漏系統組件包含氬氣測漏儀、測漏用盖板、真空泵、管閥件、夾箱及 O-ring 等組件，用以檢測確認密封鋼筒之密封邊界完整，並應用非破壞檢測技術來確認相關操作程序之合適性；氬氣偵檢儀包含筆記型電腦、流量控制器、氬氣偵檢模組（型號：SH-1003GT。）、抽氣泵浦（型號：大泵浦 DAA-110-EX；小泵浦 DP-90V。）、冷卻器、顯示器及警報模組。銲接作業前需確認已啟動氬氣濃度監測儀，氬氣濃度須小於 2.4%才可進行銲接，並須全程連續監控氬氣濃度。

懸浮氣墊與千斤頂(含空壓機)分為懸浮氣墊組、供氣動力組及液壓千斤頂組，主要用以於乾貯場搬運混凝土護箱使用，液壓千斤頂及液壓油管分別安置於混凝土護箱的四個進氣口，並將其舉升，隨後將懸浮氣墊組分別置於混凝土護箱的四個角落，待供氣動力組提供壓縮空氣於懸浮氣墊後，便可移除液壓千斤頂，並使用堆高機搬運混凝土護箱。

貯存場機電系統主要分為保安監視系統(圍籬、CCTV 閉路電視系統、入侵警報監視系統)、溫度偵測系統(警報器、記錄器、儀器、電源盤，以及聯接到控制盤的信號接頭，置於監測中心；一套個人電腦系統)及環境輻射監測系統。

第二章 引用法規與相關技術規定

1. 「放射性物料管理法」，91 年 12 月 25 日發布
2. 「放射性物料管理法施行細則」，108 年 11 月 21 日修正發布
3. 「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，110 年 5 月 13 日修正發布
4. 「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」，109 年 8 月 7 日修正發布
5. 「游離輻射防護法」，91 年 1 月 30 日發布
6. 「游離輻射防護法施行細則」，97 年 2 月 22 日修正發布
7. 「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月 30 日修正發布
8. 「核子保防作業辦法」，108 年 07 月 25 日修正發布
9. 「職業安全衛生法」，108 年 5 月 15 日修正發布
10. 「職業安全衛生法施行細則」，109 年 2 月 27 日修正發布
11. 「職業安全衛生設施規則」，113 年 8 月 1 日修正發布
12. 「職業安全衛生管理辦法」，111 年 1 月 5 日修正發布
13. 「職業安全衛生教育訓練規則」，110 年 7 月 7 日修正發布
14. 10 CFR 20, "Standards for Protection Against Radiation.", 2025/1/29
15. 10 CFR 21, "Reporting of Defects and Noncompliance.", 2023/4/1
16. 10 CFR 50, "Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities.", 2025/1/29
17. 10 CFR 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste." , 2024/11/19
18. 10 CFR 73, "Physical Protection of Plants and Materials.", 2025/1/29
19. RG 1.38, "Quality Assurance Requirements for Packing, Shipping, Receiving, Storage and Handling of Items for Water Cooled Nuclear Power Plants.", 2010/9
20. RG 1.60, "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants.", 2014/07
21. RG 1.61, "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants." , 2023/12

22. RG 3.53, "Applicability of Existing Regulatory Guides to the Design and Operation of an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 2019/09
23. RG 7.11, "Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Maximum Wall Thickness of 4 inches (0.1m).", 1991/06
24. RG 7.12, " Fracture Toughness Criteria of Base Material for Ferritic Steel Shipping Cask Containment Vessels with a Wall Thickness Greater than 4 inches (0.1m) But Not Exceeding 12 inches (0.3m).", 1991/06
25. NUREG 0554, "Single Failure Proof Cranes for Nuclear Power Plants.", 1979/05
26. NUREG 0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.", 1984/07
27. NUREG/CR 6407, " Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety.” , 1996/02
28. NUREG/CR-6322, " Buckling Analysis of Spent Fuel Baskets.” , 1995/05
29. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section II, “ Material Specification.” , 2004
30. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, “Nuclear Power Plant Components.” , 2004
31. ASME Section V, "Nondestructive Examination.", 2004
32. ASME Section IX, "Welding and Brazing Qualifications.", 2004
33. ASME Code Case N595-4, " Requirements for Spent Fuel Storage Canisters, Section III, Division 1.", May 12, 2004
34. ASME Code Case N-284-1, " Metal Containment Shell Buckling Design Method, Class MC.", Section III, Division 1, 2001
35. ANSI B30.2, "Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Single or Multiple Girder, Top Running Trolley Hoist), including all Addenda.", 2001/09/19
36. ANSI B30.9, "Slings.", 2021
37. ANSI N14.5, "Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Materials.", 1997
38. ANSI N14.6, " American National Standard for Special Lifting Device for Shipping Containers Weighing 10,000 lbs or More for Nuclear Materials.", 1993

39. ANSI/ASME NQA-1, "Quality Assurance Program Requirements for Nuclear Facilities.", 1994
40. ASCE 7, " Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures.", 2002/11/01
41. AWS D1.1, "Structural Welding Code.", 2004/01/01
42. ISG-1, "Damaged Fuel.", 2002/10/25
43. ISG-2, "Fuel Retrievability.", 2002/10/25
44. ISG-3, "Post Accident Recovery and Compliance with 10 CFR 72.122(I).", 2002/10/25
45. ISG-4, "Cask Closure Weld Inspection.", 2002/10/25
46. ISG-11, "Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel.", 2003/11/17
47. ISG-12, "Buckling of Irradiated Fuel Under Drop Conditions.", 2002/10/25
48. ISG-15, "Material Evaluation.", 2002/10/25
49. ISG-16, "Emergency Planning.", 2002/10/25
50. American Society for Non-destructive Testing, SNT-TC-1A, " Recommended Practice for Nondestructive Testing Personnel Qualification and Certification." , 2001
51. USNRC Bulletin 96-04, " Chemical, Galvanic, or Other Reactions in Spent Fuel Storage and Transportation Casks." , 1996/07/05

第三章 名詞定義

3.1 貯存護箱

密封鋼筒(Transportable Storage Canister/ TSC)：由不銹鋼外殼、底板、屏蔽上蓋及結構上蓋所組成，並包含內部之燃料提籃及沖洩水、氣相關管件，提供乾式貯存系統最主要之密封功能。

混凝土護箱(Concrete Cask)：為一鋼筋混凝土圓柱體結構，用於貯存密封鋼筒，內襯及基座為結構鋼，並含屏蔽蓋板及屏蔽塞。

外加屏蔽(Add on Shield)：置於混凝土護箱外，材質為鋼筋混凝土，其主要功能為降低對環境之輻射強度。其側面厚度為 35 cm，成環狀，分為四層，最下層呈四方形。頂部另有外加屏蔽板，厚度為 30 cm。

3.2 運貯設備

多軸油壓板車：設備組件包含 Power pack(動力源)、PST(驅動車軸板架)、Drop deck(載貨底板)、THP(轉向車軸板架)，用以載運混凝土護箱沿運送路徑到乾式貯存場，並將混凝土護箱移動到指定位置。

傳送護箱：為一具有屏蔽功能之重型吊掛設備，用於提供裝填完成之密封鋼筒從燃料池運送至混凝土貯存護箱內之具有輻射屏蔽的傳送工具。其底部有一個可移動的屏蔽門，可將密封鋼筒由傳送護箱中降入/吊出混凝土護箱。此設備為提供裝載燃料後之密封鋼筒從燃料池運送到混凝土護箱時之輻射防護，不作為長期貯存用。

吊鉤：銜接廠房吊車吊鉤與傳送護箱吊耳軸的吊具。

傳送銜接器：為碳鋼材質，置於混凝土護箱上，作為傳送護箱之定位裝置。並可配合驅動系統開關傳送護箱屏蔽門。其開關驅動系統為輔助油壓系統，提供傳送護箱與混凝土貯存護箱之銜接與定位之用。

屏蔽門：架設在傳送銜接器(adapter)上傳送護箱底部屏蔽門之開關驅動系統，提供密封鋼筒由傳送護箱底部進入混凝土護箱內之控制孔道。

二樓防震架：傳送護箱安置於二樓時，在二樓則用四支樑(圍著傳送護箱腰部)撐住設備出入天井(hatch)的樑側(開口框內)，避免地震發生時傾倒。

J 型勾：與傳送護箱吊耳軸結合，用以銜接吊軌與傳送護箱，進行吊掛作業。

密封鋼筒可遙控脫鈎吊具：安裝可遙控脫鈎密封鋼筒吊具連接座於密封鋼筒上方，並使用控制器遙控 6 只吊勾與連接座結合，用以吊掛密封鋼筒進入傳送護箱、混凝土護箱內。

外加屏蔽十字型吊架：用於乾貯場吊掛外加屏蔽時使用。

3.3 設施安全監測設備

該部分主要為貯存場機電系統，主要有：

CCTV 閉路電視系統，此系統作業程序係在核一廠用過核子燃料乾式貯存設施營運時，用於執行乾式貯存設施之溫度監控系統的維護管理。

入侵警報監視系統，此系統作業程序係在核一廠用過核子燃料乾式貯存設施營運時，用於執行乾式貯存設施之溫度監控系統的維護管理。

溫度監控系統，此系統作業程序係在核一廠用過核子燃料乾式貯存設施營運時，用於執行乾式貯存設施之溫度監控系統的維護管理。

輻防偵測系統，此系統作業程序係在核一廠用過核子燃料乾式貯存設施營運時，用於執行乾式貯存設施之輻射監控系統維護管理。

傾度管，監測土層內或結構的變位量之儀器（本案為樁體內及土中傾度管）。

水位觀測井，監測地下水位隨深度的變化之儀器。

地錨荷重計，監測地錨內拉力變化之儀器。

沉陷計，監測地基或土層之垂直沉陷量變化之儀器。

伸縮計，監測土層內兩點之間的距離變化之儀器。

地震計，監測土層內地震波或地表振動的強度及頻率之儀器。

第四章 設計特性與安全限值

本設施係為了核一廠一、二號機用過核子燃料之室外乾式貯存而設計。本設施採用 INER-HPS 貯存系統，係源自美國 NAC 公司設計之 UMS[®]貯存系統，並考量核一廠特有之情況與限制，進行部份設計改善。主要的設計改善包括：(1)傳送護箱之減重，以符合現有廠房吊車之載重限制；(2)混凝土護箱外部另設置外加屏蔽，以符合核一廠內單一設施對廠界輻射劑量限值之要求；(3)改善輔助系統及傳送吊具，以符合核一廠特殊情況。本系統主要由密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱所構成，每個護箱可貯存 56 束 BWR 用過核子燃料。

4.1 貯存護箱設計

4.1.1 可貯存用過核子燃料特性

表 4-1 為 NAC UMS 系統密封鋼筒可貯存之 BWR 燃料相關參數，包括各式 7×7、8×8、9×9 之燃料束，最大初始平均濃縮度為 4.8 wt%，每燃料束最大平均燃耗為 45,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 5 年，每燃料束最大衰變熱為 0.4107 kW；每個密封鋼筒可以貯存 56 組燃料束，密封鋼筒容許最大設計熱負載為 23 kW。上述資訊除了做為 INER-HPS 系統設計時之參考外，同時做為核一廠用過核子燃料乾式貯存安全分析報告(以下簡稱安全分析報告)第六章安全評估之驗證基礎。

針對核一廠用過核子燃料乾式貯存設施(以下簡稱本計畫)本公司提出之待貯存核子燃料規格如表 4-2，表中各項燃料參數規格均可被表 4-1 所涵蓋。表 4-2 中燃料束最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年，上述條件據以做為 INER-HPS 系統之設計基準。核一廠目前所擁有的核子燃料計有 GE8×8-1、GE8×8-2、GE9B、GE12、SPC8×8 與 ATRIUMTM-10 共六種燃料型式，其中 GE8×8-1、GE8×8-2、GE12(只有 4 束)與 SPC8×8 已全數退出爐心，並存放於燃料池中；GE9B 截至 87 年 4 月 30 日，已退出 284 束至燃料池中。經盤查限期內已退出並分別貯存在一、二

號機燃料池的用過核子燃料，型式與數量如表 4-3，計有 3,508 束，均符合上述條件。設計基準燃料經保守估算，每根燃料束之衰變熱均在 0.25 kW 以內，以每組護箱裝載 56 束燃料，每組護箱熱負載在 14 kW 以內(射源項計算實際採用 13.19 kW，已足以涵蓋本計畫所有設計基準燃料)。此熱負載及對應之輻射源項即為 INER-HPS 系統之設計基準。

本計畫準備裝載 30 組護箱，總計 1,680 束燃料；經詳細檢視上述符合規格的 3,508 束燃料中，依先進先出及同一類型一併處理之原則，選擇 GE8×8-1, GE8×8-2，以及第八週期退出之部分 SPC8×8 三種燃料，為本計畫待貯存用過核子燃料，其相關參數亦可參考表 4-2。最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，最大燃耗度為 34,000 MWD/MTU，以及至少 21 年冷卻時間；根據調查符合上述條件者，扣除紀錄中 32 束破損燃料，核一廠一號機計有 923 束，二號機 937 束，共有 1,860 束。本案將由以上符合篩選條件的燃料中，挑選出運貯所需的 1,680 束。

以 GE8×8-1、GE8×8-2 及第八週期退出之部分 SPC8×8 燃料束之基本資料，以保守方法估算每根燃料束熱測試執行前之日期重新計算衰變熱，更新 A/B/C 類燃料數量。依據「核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告」，將各燃料束依衰變熱大小排序，並區分成 A、B、C 三大類如圖 4-1，每組護箱選取一定比例之類別並做適當佈局。實際運貯時將以完整裝載計畫(loading plan)及嚴格的行政管制，以確保每組裝載後之護箱熱負載低於 7 kW，以符合 ALARA 及操作安全的原則。

在設計貯存系統時均採保守假設，對於臨界、熱流和屏蔽評估，選用會讓反應度、衰變熱及射源強度最強的燃料束來進行分析；對於結構評估，則選用會讓整體重量最重和最長的燃料束來進行分析，關於各項評估所選用的燃料束參數，已在安全分析報告第六章各節分析項目內詳細說明。被選定做為設計基準燃料的燃料束，其主要特性參數，例如：燃料體積重量、初始濃縮度、冷卻時間和燃耗(burnup)等，這些參數的實際值未必作為各分析項目之輸入值，而是以各分析項目最保守的情況，來決定相關參數的極限值，換言之，即採用極限涵蓋分析方法(bounding analysis method)。

4.1.2 正常操作、異常狀況、意外事故及天然災害事件之設計基準

貯存系統之設計為保護密封鋼筒內之用過核子燃料，不論在正常、異常及意外狀況下均可避免放射性物質釋出，以符合相關法規規定。以下第(1)部份提供安全保護系統之設計準則，第(2)部份提供環境及天然災害事件之設計準則。

(1) 安全保護系統之設計基準

貯存系統之結構、熱移除能力、輻射屏蔽、臨界及密封功能，在正常、異常及意外事故下均符合相關法規，其主要設計基準及接受準則詳列於表 4-4。至於三個主要組件之設計參數分別如表 4-5~4-7。

(2) 天然災害之設計基準

本系統必須針對核一廠廠址天然災害設計基準情況下，確保可以維持：次臨界狀態、燃料護套及密封鋼筒之密封完整、燃料可再取出，以及合理之輻射屏蔽。天然災害之設計基準根據 10 CFR72 和 10 CFR50，應考慮之狀況包括颱風及由颱風引起之投射物、洪水、地震、閃電、溫度及日照與負載組合等。主要天然災害設計基準及接受準則亦請參表 4-4。

4.1.3 主要安全功能結構、系統與組件之設計

本設施主要結構物包括：(1)密封鋼筒(內含提籃)、(2)混凝土護箱及其外加屏蔽，以及(3)傳送護箱。以下就其安全功能之設計，分別說明之：

(1) 密封鋼筒(內含提籃)

A. 概述

密封鋼筒用於盛裝用過核子燃料，進行乾式貯存，其主要功能包括：

- 提供密閉包封，避免放射性物質外洩
- 提供盛裝燃料之結構支撐、餘熱移除及次臨界控制
- 提供充滿氬氣之環境，防止燃料護套劣化
- 提供頂部之輻射屏蔽

B. 密封鋼筒需求規劃

(A) 設計及運轉參數(Design and Operational Parameters)

密封鋼筒可容納 56 束鋯合金護套(Zircaloy clad)之 BWR 用過核子燃料束。用過核子燃料束之相關之燃料特性、類型、燃料束長度和寬度等，如 4.1.1 節所述。

- a. 提籃置於密封鋼筒內，主要功能為提供燃料束之結構支撐、熱移除，以及次臨界之控制。
- b. 密封鋼筒之設計係假設搬運時鋼筒內部具有緩和劑(水)，且不考慮燃耗之效應(burnup credit)，仍保證能維持在次臨界。
- c. 密封鋼筒上蓋有雙重銲接密封。屏蔽上蓋置於提籃上端，於裝滿燃料後與密封鋼筒外殼銲接，提供做為第一層密封邊界。結構上蓋位於屏蔽上蓋上方，於排水、抽真空、充填氦氣測漏等程序完成並將屏蔽上蓋之孔蓋封銲後，再與密封鋼筒銲接，提供作為第二層密封邊界。結構上蓋之吊環採兩組三爪之設計可支撐密封鋼筒及用過核子燃料的重量，並符合 ANSI N14.6 之要求，其每組主要承載吊運組件承受應力應低於其降伏強度(yield strength)之 1/3，且低於極限強度(ultimate strength)之 1/5；當無複置(redundant)吊運系統時，則需滿足 NUREG 0612 之要求，其承受應力應低於其降伏強度 1/6，且低於極限強度 1/10。結構上蓋及其與密封鋼筒銲接點之關鍵吊升負載(critical load lifting)，符合 ANSI N14.6 的要求。
- d. 升降安全保護系統(a hoist safety system)應與傳送護箱配合使用，以防止密封鋼筒於卸入混凝土護箱操作過程中，密封鋼筒不慎被從傳送護箱中拉出。傳送護箱若不慎在密封鋼筒操作時經由吊環螺栓(eyebolts)吊起，傳送護箱之保護環(retaining ring)和密封鋼筒之吊環螺栓應有足夠的強度，足以支撐滿載之傳送護箱外加 10 %動態負載因子的重量。
- e. 密封鋼筒裝填燃料後，屏蔽與結構上蓋應分別銲接(雙層銲接)。屏蔽上蓋封銲後，需先執行液滲檢測(PT)及壓力測試，再進行氦氣洩漏測試(helium leak test)。孔蓋銲接與結構上蓋銲接後，亦應執行液滲檢測。

f. 承載圓盤及導熱圓盤之材質分別為碳鋼及鋁合金，詳細資料請參考 4.1.2 節表 4-5。

g. 碳鋼材質之承載圓盤須鍍有不易起化學反應之膜(例如符合 ASTM 規範 B733-SC3 之無電鍍鎳)，以防止燃料池水與碳鋼直接接觸。

h. 燃料管之設計應具有中子吸收劑，其設計基準應能符合 10CFR72.124, 10CFR72.236(c)，以及 NUREG-1536 (Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems) 第 6 章和 NUREG-1567 (Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities) 第 8 章兩份標準審查計畫(SRP)之規範，即在所有正常、異常與事故情況下，有效中子增殖因子 (k_{eff}) 皆應小於 0.95。另使用之中子毒素濃度為 $0.011 \text{ g}^{10}\text{B}/\text{cm}^2$ 。美國核管會(NRC)於 2020 年 4 月發布 NUREG-2215(乾式貯存系統和設施標準審查計畫)，作為後續使用乾式貯存系統和設施的審查指引，該文件合併原有的 NUREG-1536 與 NUREG-1567 兩份文件。本案申照時引用當時最新版本的 NUREG-1536 與 NUREG-1567 提出 INER-HPS 申請，並已獲主管單位核能安全委員會(原原子能委員會)審核通過之外。美國核管會在發布 NUREG-2215 時，並未註銷 NUREG-1536 與 NUREG-1567，所以 NUREG-1536 與 NUREG-1567 仍屬有效的規範。

i. 密封鋼筒包括提籃結構之設計壽命為 50 年。

(B) 遵循之法規及標準(Code and Standard Compliance)

a. 密封鋼筒(不含提籃)之設計、製造係依據 ASME B&PV Code, Section III, Subsection NB 之規定。

b. 內部提籃元件之設計、製造係依據 ASME B & PV Code, Section III, Subsection NG 之規定。

- c. 上述規定不適用於本計畫之處，則採替代方案進行，詳如表 4-8。

C. 佈置

(A) 反應器廠房

密封鋼筒在傳送護箱內於裝載燃料束時，安置於核一廠燃料池中之裝載區內；排水、抽真空、灌氬氣及屏蔽與結構上蓋銲接作業時，則安置於反應器廠房五樓地板之護箱清洗區；密封鋼筒進入混凝土護箱作業時，傳送護箱安置於反應器廠房設備天井(equipment hatch)下方一樓地板之混凝土護箱上。

(B) 貯存場

密封鋼筒進入混凝土護箱內貯放於貯存場的佈置，詳見安全分析報告第一章圖 1.2-8 貯存場一般佈置圖。

(2) 混凝土護箱及其外加屏蔽

A. 概述

混凝土護箱用於裝載密封鋼筒進行乾式貯存，其主要功能包括：

- 提供裝載用過核子燃料密封鋼筒之結構保護
- 提供密封鋼筒之輻射屏蔽
- 提供密封鋼筒與外界環境之部分隔離
- 提供空氣流道使密封鋼筒得到必要之冷卻
- 外加屏蔽可提供額外屏蔽功能，以符合廠界劑量限值之規定

B. 混凝土護箱及其外加屏蔽需求規劃

(A) 設計及運轉參數

- a. 混凝土護箱以垂直站立的方式貯放密封鋼筒，於貯存期間，無論在正常、異常及意外事故時，皆能提供結構之支撐、熱移除及輻射屏蔽之功能。
- b. 混凝土護箱主要由鋼筋混凝土及碳鋼內襯所組成。混凝土密度至少為 2.24 g/cm^3 (140 lb/ft^3)。
- c. 混凝土護箱及其外加屏蔽除鋼筋之外，所有碳鋼組件外表均應施以適當塗裝以防止腐蝕。

- d. 密封鋼筒可藉由傳送護箱傳送進入混凝土護箱，或自混凝土護箱取出。
- e. 混凝土護箱及其外加屏蔽可提供足夠的冷卻空氣對流，以保持混凝土和燃料護套於貯存期間，其溫度皆符合限值之規定。
- f. 混凝土護箱及其外加屏蔽可提供足夠的屏蔽，以符合法規輻射劑量限值之規定。
- g. 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。
- h. 混凝土護箱及其外加屏蔽之設計壽命為 50 年。

(B) 依循之法規及標準

- a. 混凝土護箱及其外加屏蔽之設計依據 10 CFR72(3)之規定。
- b. 混凝土護箱及其外加屏蔽之意外事故分析主要依據 ANSI/ANS 57.9(4)之規定。
- c. 混凝土護箱內襯製造之銲接，主要依據 AWS D 1.1(5)規範之規定。
- d. 混凝土護箱(包括鋼筋)之設計主要依據 ACI-349(6)之規定，材料可採 CNS 國家標準。
- e. 混凝土外加屏蔽之製造主要依據 ACI-318(7)之規定，材料可採 CNS 國家標準。

C. 佈置

混凝土護箱於裝載密封鋼筒作業時，安置於反應器廠房內設備天井正下方之一樓地板上。混凝土護箱及其外加屏蔽在貯存場的佈置，請參見安全分析報告第一章圖 1.2-8 貯存場一般佈置圖。

(3) 傳送護箱

A. 概述

傳送護箱為一具有屏蔽之容器，用於盛裝密封鋼筒進行燃料裝載/卸載作業，其主要功能包括：

- 提供密封鋼筒操作過程中之輻射屏蔽
- 提供密封鋼筒與混凝土護箱之間的傳送功能

- 提供持續水流流經與密封鋼筒外壁間之間隙，以及避免密封鋼筒外壁在水池中受到污染

B. 傳送護箱需求規劃

(A) 設計和運轉參數

- 傳送護箱之主要構件包括內、外殼(inner, outer shells)、加馬鉛屏蔽、中子屏蔽、保護環、吊耳軸、頂板、底板、屏蔽門及門軌等，其材質包括低合金鋼(low alloy)、碳鋼及不銹鋼，詳如表 4-7。對其中低合金鋼或碳鋼須符合於最低工作溫度時，其夏比(Charpy)衝擊試驗之最低衝擊吸收能應大於 2.08 m-kJ (15 ft-lbs)的規定。
- 傳送護箱之內外表面應施以適當塗裝，以防止腐蝕並利於除污作業。
- 傳送護箱於製造或操作過程中所使用的潤滑劑，須與燃料池水相容。
- 傳送護箱之頂端有一組保護環，以防止密封鋼筒意外吊出傳送護箱。
- 傳送護箱有二只吊耳軸(trunnions)。吊耳軸於設計溫度下，其承受應力應低於其降伏強度之 1/6，且低於極限強度之 1/10。主要負載組件(包含護箱外殼、屏蔽門軌/板)承受應力亦應低於其降伏強度之 1/6，且低於極限強度之 1/10。
- 保護環及其螺栓之設計應符合 ASME Code, Section III, Level C 之情況。
- 傳送護箱至少應有 10 條相同大小並具標準接頭之穿過箱體的水管，其中至少有 2 條是在接近頂部位置穿出，8 條則經由底部穿出。密封鋼筒與傳送護箱之環狀間隙，增設水封環(O-ring)裝置，進水管提供至少 2~3 gpm 之除礦水進入密封鋼筒與傳送護箱間之環狀間隙。進水壓力保持比池水水壓高之壓力，此舉可使環狀間隙之水壓大於燃料池水壓，防止密封鋼筒外表面被池水污染。這些貫穿管的設計應儘可能減少輻射滲流(streaming)效應。

- h. 傳送護箱於吊耳軸周邊有兩個固定的不銹鋼磨損板(stainless steel scuff plates)，以防止傳送護箱表面塗裝受損。磨損板之設計以不易污染及容易除污為原則。

(B) 依循之法規及標準

傳送護箱為主要負載組件，其設計、分析及測試，應分別滿足 ANSI N 14.6(8)及 NUREG 0612(9) (吊耳軸部分)，以及 AWS D1.1(5) 及 ASME IX(10) (銲接部分)之規範要求。

C. 佈置

傳送護箱裝填充的密封鋼筒時，安置於反應器廠房設備天井正下方的一樓地板。從裝載燃料束至將裝滿燃料束的密封鋼筒傳送至混凝土護箱的作業時之佈置，請參見安全分析報告第一章圖 1.2-3。

4.1.4 本設施使用之參考設計

本設施採用 INER-HPS 貯存系統，其源自美國 NAC 公司 UMS 系統中用於 Class 5 BWR 核子燃料之設計，經由國原院(原核能研究所)依本公司核一廠特有需求，進行設計改善，發展出一套符合國內、外法規，安全可靠且達到國際標準的乾式貯存系統。INER-HPS 系統與 NAC UMS 系統設計差異比較，如表 4-9。

NAC 公司原經由 NRC 核准之原申請文件、證書、審查及核准文件之名稱及證號，列於表 4-10 中。

4.1.5 影響系統壽命的因素

密封鋼筒

A. 腐蝕

製造密封鋼筒的材質，是使用經過抗腐蝕(包括本身和因其它材料劣化而引起)程序處理過的 304 不銹鋼和鋁，在輻射環境下均為穩定。於密封前，會抽真空然後回填惰性氣體氬氣，以確保密封鋼筒內部不會有任何會造成氧化的液體或氣體。

B. 結構疲乏

在執行乾貯作業時，每個密封鋼筒只有在封鐸前會有短期的溫度梯度和壓力變化，一旦封鐸密封完成，即不再會週期性地重複經歷同樣的溫度和壓力變化；因此，正常的操作程序並不構成結構疲乏的原因。而異常或假想的事務情況並不是經常發生，同樣不具週期性，故亦不會造成密封鋼筒結構疲乏。

C. 維持氬氣壓力

會依照相關程序書的規範，執行封鐸作業和防漏檢驗，確保在整個設計壽命期間，密封鋼筒內的氬氣壓力維持不變，以維持密封鋼筒內部是不會造成材料氧化的環境。

D 燃料護套的允許溫度

在整個貯存期間，都要維持燃料護套的溫度低於允許溫度，以防止護套破損。在熱傳分析時，已相當保守地評估此允許溫度，而隨著貯存時間的增加，用過核子燃料的衰變熱會逐年遞減，密封鋼筒內部的氬氣，也有助於衰變熱的移除。

E. 中子吸收物 B-10 的衰減

由於所貯存用過核子燃料的中子通率相當低，在 50 年的設計壽命下，不會造成顯著的 B-10 衰減量。於臨界分析時，也依據法規要求保守地只取用 B-10 面密度的 75 % 來進行分析。因此，在整個貯存期間，TSC 內都有足夠的 B-10 來維持其臨界安全。

F. 化學、電化學等反應

密封鋼筒只有在封鐸前會與用過燃料池水、循環水和除污水有短時間的接觸，封鐸後則是長時間置於惰性氣體中，因此，不會造成特殊的影響。

G. 材料測試

依據 ASM (American Society for Metals, 美國金屬協會) 第 13 冊「腐蝕」報告「Corrosion of Stainless Steels」一節中(第 1352 頁)，對 304 不銹鋼材在沿海環境中腐蝕實驗之結果顯示，在海水環境 15 年下，其年平均腐蝕率小於 0.001 mils/y (約 0.025 $\mu\text{m}/\text{y}$)，故貯存 50 年應無平均腐蝕疑慮。而局部孔蝕累積深度為 1.1 mils (約 0.028 mm)，保守推估 50 年之局

部孔蝕累積深度為 $1.1 \times 50 / 15 = 3.7 \text{mils}$ (0.094 mm)。一般而言 304L 耐腐蝕能力較 304 為佳，本案密封鋼筒採 5/8 in (15.9 mm) 厚之 304L 不銹鋼材，上述保守估算之局部孔蝕累積深度不影響密封鋼筒結構完整性。

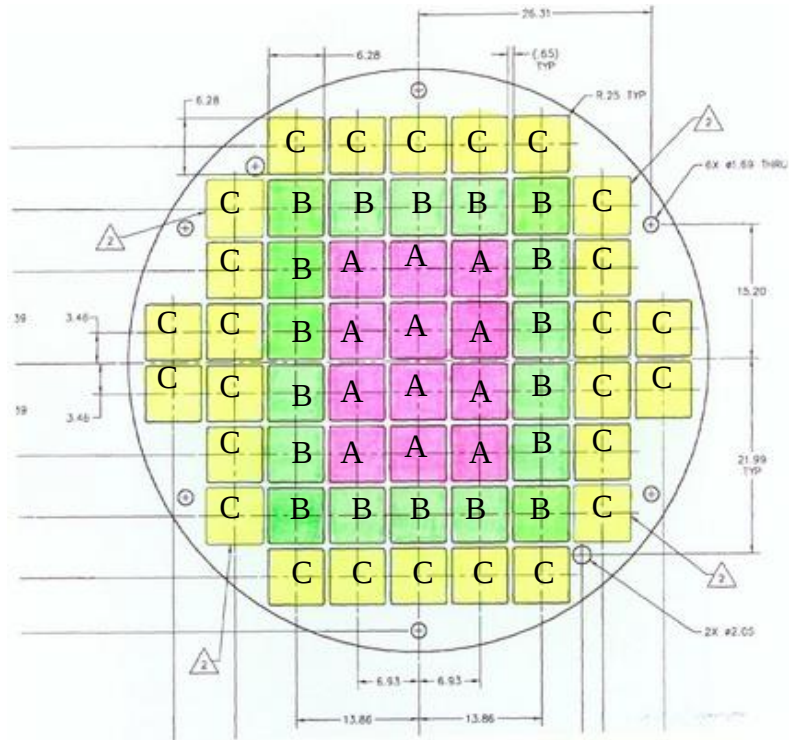
混凝土護箱

A. 材料特性

使用碳鋼和第三型波特蘭水泥等材料，這些材料都是在核能工業使用多年，能在比乾式貯存更為嚴苛的輻射環境下使用相當時間。

B. 維護計畫

在整個貯存期間，系統本身與安全相關的各項功能都不需要額外的設備做監控，僅須注意天氣變化可能造成的影響和定期巡視通風口是否通暢。



- A** 為 A 區。共裝載 12 組燃料束。 $(0.1390 \text{ kW} < \text{衰變熱} \leq 0.1644 \text{ kW})$
- B** 為 B 區。共裝載 18 組燃料束。 $(0.0980 \text{ kW} < \text{衰變熱} \leq 0.1390 \text{ kW})$
- C** 為 C 區。共裝載 26 組燃料束。 $(\text{衰變熱} \leq 0.0980 \text{ kW})$

圖 4- 1 INER-HPS 系統燃料佈置圖

表4- 1 NAC-UMS系統設計之可貯存BWR燃料束的燃料特性

燃料種類	7 × 7	7 × 7	8 × 8	8 × 8	8 × 8	9 × 9	9 × 9
燃料可裂蕊材	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
最高初始軸向面平均濃縮度 ¹ (wt% ²³⁵ U)	4.5	4.7	4.5	4.7	4.8	4.5	4.6
燃料棒數目	48	49	63/60	62	63	79/74	79
水棒數目	1	0	1/4	2	1	2/7	2
燃料束最大平均燃耗 (MWD/MTU)	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000	45,000
最少冷卻時間 (y)	5	5	5	5	5	5	5
最低初始軸向面平均濃縮度 ² (wt% ²³⁵ U)	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9	1.9
護套材質	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy	Zircaloy
燃料束外盒 (結構物)	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣	燃料匣
最大燃料匣厚度 (in)	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12
單個燃料束最大重量 ³ (kg)	318	318	318	318	318	318	318
單個燃料束最大衰變熱 (W)	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7	410.7
燃料完整性	完整	完整	完整	完整	完整	完整	完整

1. 用於臨界評估
2. 用於屏蔽分析，計算燃料中子射源
3. 包括燃料匣的重量

表4- 2設計基準燃料束規格

燃料棒	GE8×8*1	SPC8×8	GE9B8×8
外徑(cm)	1.25 (8×8-1) 1.23 (8×8-2)	1.23	1.23
護套內徑(cm)	1.08 (8×8-1) 1.06 (8×8-2)	1.05	1.06
護套材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
有效密度(g/cm ³)	10.32	10.26	10.45
燃料丸直徑(cm)	1.06 (8×8-1) 1.04 (8×8-2)	1.03	1.04
最大平均初始濃縮度(wt% ²³⁵ U)	3.25	3.25	3.25
燃料束			
燃料棒排列方式	8×8	8×8	8×8
燃料棒數目	63 or 62	62	60
有效燃料長度(cm)	370.8 (8×8-1) 381.0 (8×8-2)	381	381
燃料棒間距(cm)	1.626	1.628	1.626
水棒數目	1 or 2	2	1
水棒材質	Zr-2	Zr-2	Zr-2
外徑(cm)	1.25 (8×8-1) 1.50 (8×8-2)	1.229	3.404
內徑(cm)	1.08 (8×8-1) 1.35 (8×8-2)	1.052	3.200
燃料匣內距(cm)	13.41	13.41	13.41
燃料匣厚度(cm)	0.254	0.254	0.254
燃料匣材質	Zr-4	Zr-4	Zr-4

1. 有兩種燃料即 GE8×8-1 與 GE8×8-2

表4- 3核一廠截至87年4月30日已退出之各類型燃料數

統計至 87/4/30 退出總束數	GE8×8-1	GE8×8-2	SPC8×8	GE9B	合計
一號機	408	432	800	172	1,812
二號機	408	460	716	112	1,696
總計					3,508

表4- 4 INER-HPS系統主要設計基準及接受準則

項目	設計基準	接受準則
一般性		
設計壽命	50 年	
貯存容量	30 混凝土護箱	
燃料束數目	1,680 束	
核子燃料		
1.衰變熱	14 kW	
2.冷卻時間	10 年 min.	
3.燃料初始平均濃縮度	3.25 wt% ²³⁵ U max.	
4.燃料耗損	36,000 MWD/MTU max.	
結構設計		
最大重量(含載重)	傳送護箱：88.91 MT 混凝土護箱：147.2 MT 密封鋼筒：34.47 MT	
密封鋼筒最大可接受內壓	正常/異常：15 psig 意外：65 psig	
負載組合	參考 4.2 節	
熱傳設計		
燃料護套最高可接受溫度		正常及傳送：400 °C 異常及意外：570 °C
周圍溫度		正常：32 °C 異常：-40 °C，41.1 °C 意外：56.1 °C
混凝土最高可接受溫度		正常：65.5 °C (全體)； 93.3 °C (局部) 異常/意外： 176.7 °C (局部/表面)
回充氣體		氦(99.9 %)
輻防與屏蔽設計		
混凝土護箱側表面劑量率		<0.5 mSv/h (平均)
混凝土護箱頂蓋表面劑量率		<0.5 mSv/h (平均)
混凝土護箱空氣進出口表面劑量率		<1.0 mSv/h (平均)
廠界年劑量		<0.05 mSv

表4- 5 INER-HPS系統主要設計基準及接受準則 (續)

項目	設計基準	接受準則
臨界設計		
最大初始平均 ²³⁵ U濃縮度	≤4.5 wt%	
控制方法	中子毒物 B-10 ≥0.011 g/cm ²	
最高 k _{eff}		<0.95
密封設計		
最高洩漏率		2 × 10 ⁻⁷ cm ³ /s (He)
天然災害		
颱風	最大風速	129.7 m/s
	瞬間最大風速	161.0 m/s
	最大風速半徑	45.7 m
	風壓	0.21 kg/cm ²
	壓降	0.14 kg/cm ²
颱風投射物	汽車 1814.4 kg	56.4 m/s
	鋼體 127 kg	56.4 m/s
	鋼球 0.068 kg	56.4 m/s
洪水	15.24 m 水深 4.57 m/s 速度	
地震	0.3 g (水平)	
覆冰雪	NA	
爆炸	爆炸對密封鋼筒產生之最大壓力 22 psig	
火災	801.7 °C 持續 8 min (50 gal 汽油燃燒)	
意外溫度	56.1 °C	
日照	頂部：800 cal/cm ² (24 小時平均) 側邊：400 cal/cm ² (24 小時平均)	

1. 參考文獻為國原院文件(編號 ISFSI-01-DES-05002-01)。

表4-6 密封鋼筒及提籃設計參數

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
密封鋼筒	容量	56 束燃料束				ASME B&PV Code, Section III, NB
	外殼	空重(不含提籃及上蓋)		4.08	ASME SA-240, Type 304L 不銹鋼	
		總重(裝載後)註 ²		34.47		
		高度	4,835 ⁺⁰ _{-6.4}			
		直徑	1,703.3 ±3.0			
		厚度	15.9 ^{+1.8} _{-0.3}			
		底部厚度	44.5			
	結構上蓋	直徑	1,652 ±0.5	1.36	ASME SA-240/SA182, Type 304L 不銹鋼	
		厚度	76.2 ^{+1.0} _{-0.5}			
	屏蔽上蓋	直徑	1,664	3.18	ASME SA-240/SA182, Type 304 不銹鋼	
		厚度	1,77.8 ^{+1.0} _{-1.5}			

表4- 7密封鋼筒及提籃設計參數(續)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
提籃	一般性	高度 直徑(頂部鐸件)	4,519 1,664	7.98		ASME B&PV Code, Section III, NG and NUREG/CR-6322
	頂部鐸件	外徑	1,664 ⁺⁰ _{-0.5}		ASME SA-240, Type 304 不銹鋼	
		高度	300			
	底部鐸件	外徑	1,664 ⁺⁰ _{-0.5}		ASME SA-240, Type 304 不銹鋼	
		高度	127			
	承載圓盤	直徑 厚度	1,666 ⁺⁰ _{-0.5} 15.87		ASME SA-533, Type B Class 2 碳鋼	Section III, NG
	導熱圓盤	直徑 厚度	1,657 ⁺⁰ _{-0.5} 12.7		ASME SB209, Type 6061-T651 鋁合金	
	燃料管	內部尺寸	149.9 x 149.9		ASTM A240, Type 304 不銹鋼 Enclosing neutron absorber	
		內部尺寸(位於提籃 4 個對角 Over Size)	153.7 x 153.7		ASTM A240, Type 304 不銹鋼 Enclosing neutron absorber	
	間隔環	外徑	73		ASME SA312, Type 304 不銹鋼	Section III, NG
	繫桿	直徑	41		ASME SA479, Type 304 不銹鋼	Section III, NG

1. 若未註明公差者，元件尺寸小於 152 mm，公差為±0.5 mm；尺寸在 152-457 mm，公差為±0.8 mm；尺寸大於 457 mm 時，公差為±1.5 mm。
2. 裝載含提籃、燃料、屏蔽/結構上蓋，不含水。

表4- 8 混凝土護箱設計參數

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (cm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
混凝土護箱	一般性	空重		112.7		ANSI/ANS 57.9 設計採 ACI-349；製 造用 ACI-318；材 料可採 CNS 國 家標準
		高度	570.2			
	外徑	345.4				
		內徑	189.2 ±0.6			
	混凝土壁	厚度	71.9		Reinforced Concrete Type II Portland Cement 卜作嵐材料(Pozzolanic Admixture) Rebar ASTM A615, GR60,或 CNS 560 SD420(高拉力鋼筋 19 ‰ 含以上) ASTM A615, GR40,或 CNS 560 SD280(普通拉力鋼筋 16 ‰ 含以下)	
	內殼	外徑	201.9		ASTM A36 碳鋼	
	底座鐸件	厚度	6.4			
		外徑	345.4		ASTM A36 碳鋼	
	總高度	57.5				
頂部凸緣		直徑	257.6 ±0.8		ASTM A36 碳鋼	
厚度	5.1					
	支撐環	內徑	176.5		ASTM A36 碳鋼	
厚度	7.6					
	基板	直徑	171.5		ASTM A36 碳鋼	
厚度	5.1					
	屏蔽塞	直徑	188		ASTM A36 碳鋼及混凝土	
厚度		14.3				

表4-9 混凝土護箱設計參數(續)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (cm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
混凝土護箱	頂蓋	直徑 厚度	254 3.8		ASTM A36 Carbon Steel	
外加屏蔽	一般性	總重		82		設計採 ACI-349；製造採 ACI-318；材料可採 CNS 國家標準
	頂蓋	厚度	30		Reinforce Concrete Type II Portland Cement 卜作嵐材料(Pozzolanic Admixture)	
		外徑	420.5		Rebar ASTM A615, GR60, 或 CNS 560 SD420(高拉力鋼筋 19 φ 含以上)	
	屏蔽環	厚度	35		ASTM A615, GR40, 或 CNS 560 SD280(普通拉力鋼筋 16 φ 含以下)	
		外徑	420.5			
	方型底座	長度	450			
		寬度	450			
		高度	96.2			

1. 若未註明公差者，元件尺寸小於 152 mm，公差為±0.5 mm；尺寸在 152-457 mm，公差為±0.8 mm；尺寸大於 457 mm 時，公差為±1.5 mm。
2. 土木公差詳圖說。

表4- 10 傳送護箱設計參數

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
傳送護箱	一般性	全高	5,130			銲接：AWS D1.1 ASME SEC.IX
		空重		46.18		
		全負載及 YOKE 之總重		88.91		
	外殼板	直徑	2,121±6.4		ASTM A588 Low Alloy Steel	
		厚度	32 ^{+4.1} _{-0.3}			
	內殼板	內徑	1,721±4.8		ASTM A588 Low Alloy Steel	
		厚度	19			
保護環	直徑	1,913		ASTM A588 Low Alloy Steel		
	厚度	19				
底板	厚度	25 ^{+4.1} _{-0.3}		ASTM A588 Low Alloy Steel		
頂板	厚度	81		ASTM A588 Low Alloy Steel		

表4- 11傳送護箱設計參數(續)

系統主要組件	項目	細項	尺寸 (mm) 註 ¹	重量(MT)	材料	依據法規
傳送護箱	屏蔽門	厚度	198 ±0.8		A350 LF2 and A588 Low Alloy Steel and NS-4-FR	ANSI N14.6 NUREG-0612
	門軌				A350 LF2 Low Alloy Steel	
	加馬屏蔽	厚度	80		ASTM B29, Chemical Copper Grade Lead	
	中子屏蔽	厚度	>66		NS-4-FR, Solid borated polymer 規格如下： Nominal Volume:2,102,305.9 cm ³ Wet Density:1.620 g/cm ³ Dry Density:1.632 g/cm ³ Hydrogen Content:6 wt% B4C Content:0.61 wt% min	
	吊耳軸	直徑	254±0.8		ASTM A350 LF2 Low Alloy Steel	
銜接器	基板	厚度	51	3.2	ASTM A36 碳鋼	
	定位環				ASTM A36/A105 碳鋼	

1. 若未註明公差者，元件尺寸小於 152 mm，公差為±0.5 mm；尺寸在 152-457 mm，公差為±0.8 mm；尺寸大於 457 mm 時，公差為±1.5 mm。

表4- 12密封鋼筒採用ASME替代方案一覽表

組件	適用之 ASME 章節／條文	ASME 要求	不適用之說明及替代方案	註解
密封鋼筒	NB-1100	組件要求 ASME 法規核章 (Stamping)。	密封鋼筒之製造將儘可能按 NB 規定進行，但組件不需核章。故 ASME 設計規範、設計報告、過壓保護報告，亦不需要。	同 NAC 作法
密封鋼筒	NB-2500	壓力邊界若有瑕疵時，修復後應以 magnetic particle 或 dye penetrant 方式檢查；若修復深度大於 3/8 in(0.95 公分)或截面厚度的 1/10 時，則應以 radiography 檢查。	援引 ASME Code Case N-595-4 相關規範，密封鋼筒裝載燃料後，封銲銲道二側 1/2 in 範圍內材料之銲接修補作業，其非破壞檢驗方式可以選用漸進式 PT (Progressive Penetrant Testing)，執行方式為材料銲接修補後，每一銲層(weld layer)及其最後銲道表面都必須執行 PT 檢驗，且每一銲層填料深度必須小於等於 1/4 in ($\leq 1/4"$)。	同 NAC 作法
密封鋼筒之屏蔽上蓋與結構上蓋	NB-4243	Category C (NB-3352.3 之 flat head to main shell)接合應使用全滲透銲。	屏蔽上蓋，結構上蓋與鋼筒外殼之銲接並「非」全滲透銲，係在現場分別封銲，並以漸進式 PT、氣壓測漏、氬氣測漏等方法檢測，以達到雙重密封之效果。	同 NAC 作法
密封鋼筒之結構上蓋	NB-4421	需移除 backing ring。	結構上蓋與鋼筒外殼銲接後，backing ring 將不移除，此環有助於 groove 銲接之完整，其對密封鋼筒之設計功能無重大影響，分析時亦未考慮此。	同 NAC 作法
密封鋼筒之屏蔽上蓋及孔蓋銲接	NB-5230	應以放射性檢測(RT)或超音波檢測(UT)進行檢測。	依 ASME Code Section III, NB-5350 及 Section V, Article 6 之規定屏蔽上蓋銲道根部及最終表面；孔蓋單層銲接表面將使用液滲檢測。	同 NAC 作法

組件	適用之 ASME 章節／條文	ASME 要求	不適用之說明及替代方案	註解
密封鋼筒之結構上蓋銲接	NB-5230	應以 RT 或 UT 進行檢測。	結構上蓋與鋼筒外殼之密封銲接於裝載現場執行，並以漸進式 PT (progressive Penetrant Testing)檢查。將至少檢查 root、每 3/8 in(0.95 公分)銲層、最終銲層。未檢測到之最大缺陷尺寸(flaw size)都須證實比 ASME Code, Section XI 所定義之臨界缺陷尺寸(critical flaw size)來的小。	同 NAC 作法
密封鋼筒之殼體及屏蔽上蓋	NB-6111	所有完成密封之壓力邊界應進行壓力測試。	密封鋼筒於各階段封銲後將執行下列測試：(1)屏蔽上蓋銲接時，各銲接層進行 PT 檢測；(2)屏蔽上蓋銲接後，進行氣壓測漏；(3)孔蓋銲接時，各銲接層進行 PT 檢測；(4)孔蓋銲接後，進行氦氣測漏；(5)結構上蓋銲接時各銲接層進行 PT 檢測。	同 NAC 作法
密封鋼筒之殼體	NB-7000	殼體(Shell)應有過壓保護。	無過壓保護。按密封鋼筒之功能係將放射性物質於正常、異常，意外狀況下完整留存於其內，依設計準則，在所有燃料棒護套破損及最高的意外溫度下，密封鋼筒仍可承受其所產生之最高壓力。	同 NAC 作法
密封鋼筒之殼體	NB-8000	依 NCA-8000 而要求之標誌牌，Code Stamping 及相關報告。	本貯存系統依 10 CFR 72 要求標示，組件不需 stamp，ASME 相關報告亦無需要。	同 NAC 作法
密封鋼筒之提籃	NB-2000 NG-2000	材料由 ASME 核可廠家提供。	材料依 NB-2000 與 NG-2000 規定由合格廠家提供並附 CMTR 及 C of C。	同 NAC 作法

組件	適用之 ASME 章節／條文	ASME 要求	不適用之說明及替代方案	註解
密封鋼筒 之提籃	NG-8000	依 NCA-8000 而要求之標誌牌， Code Stamping 及相關報告。	此系統依 10 CFR 72 要求設計製造，組件不需 stamp，ASME 相關報告亦無需要。	同 NAC 作法

表4- 13 INER-HPS系統與NAC-UMS系統設計差異比較表

設計項目	INER-HPS	NAC-UMS
密封鋼筒(內含提籃)		
密封鋼筒容量	56 束燃料束	一致
熱負載/護箱	14 kW	23 kW
冷卻時間	最少 10 年.	最少 5 年
燃料初始平均濃縮度	3.25 wt% ²³⁵ U max.	4.8 wt% ²³⁵ U max
燃料燃耗	36,000 MWD/MTU max.	45,000 MWD/MTU max.
內部長	4,536 mm (178.6 in)	一致
內徑	1,671 mm (65.8 in)	一致
燃料間格開口	150 mm (5.9 in)方孔(標準型)	一致
	154 mm(6.05 in)方孔(較大型)	一致
總長	4,835 mm (190.35 in)	一致
外徑	1,703 mm (67.1 in)	一致
外殼厚度	16 mm (0.6 in)	一致
外殼材料	304L 不銹鋼	一致
中子吸收材料	BORAL(硼鋁合金板)	一致
結構上蓋厚度	76 mm (3 in), 304L 不銹鋼	一致
屏蔽上蓋厚度	178 mm (7 in), 304 不銹鋼	一致
承載圓盤厚度	16 mm (5/8 in), SA533 碳鋼	一致
導熱圓盤厚度	13 mm (1/2 in), 鋁合金 6061 T651	一致

表4- 14 INER-HPS系統與NAC-UMS系統設計差異比較表(續)

設計項目	INER-HPS	NAC-UMS
混凝土護箱及其外加屏蔽		
混凝土護箱總長(高度)	5,702 mm (224.5 in)	5,740 mm (226 in)
外徑	3,454 mm (136 in)	一致
內襯厚度	64 mm (2.5 in), A36 碳鋼	一致
混凝土厚度	719 mm (28.3 in)	一致
外加屏蔽厚度	350 mm (13.8 in)	無
傳送護箱		
重量(空重)	46,180 kg	54,749 kg
高度	5,128 mm (201.9 in)	5,159 mm (203.1 in)
外徑	2,121 mm (83.5 in)	2,167 mm (85.3 in)
內徑	1,721 mm (70.2 in)	一致
中子屏蔽厚度	70 mm (2.8 in), NS4FR	一致
加馬屏蔽厚度(鉛)	80 mm (3.1in), 鉛	102 mm (4 in), 鉛
外殼厚度	32 mm (1.3 in), ASTM 588 低合金鋼	一致
吊耳軸	2 個	4 個
貯存場混凝土基座		
筏型基座本體	需能承載30組混凝土護箱及其外加屏蔽和運送機具等重量(約7,950 MT)	未涵蓋
輻射劑量		
廠界年劑量	0.05 mSv	0.25 mSv
傳送護箱(密封鋼筒含屏蔽上蓋和結構上蓋)頂端表面平均劑量率	<3.0 mSv/h	<3.0 mSv/h
傳送護箱(密封鋼筒含屏蔽上蓋和結構上蓋)側壁表面平均劑量率	<4.0 mSv/h	<3.0 mSv/h

表4- 15 INER-HPS系統與NAC-UMS系統設計差異比較表(續)

設計項目	INER-HPS	NAC-UMS
自然環境		
周圍溫度	32 °C	24.4 °C
地震	0.3 g	0.26 g
其他		
廠房吊車	90 MT	99.8 MT

表4- 16 NAC公司UMS系統執照文件清單

項次	文件名稱	NRC 證書證號	修訂/版次 (Amendment/Revision)	日期	NAC 文件編碼	備註
1	Certificate of Compliance for Spent Fuel Storage Casks	1015	4	2005.10.11	72-1015	
2	Final Safety Analysis Report (FSAR)	1015	5	2005.10.11	72-1015	
3.	Safety Evaluation Report (SER)	1015		2004.3.22	72-1015	
4	Request for Additional Information (RAI)	1015		2005.5.5	72-1015	

4.2 構造安全設計

4.2.1 建築設計

本設施無任何建築物。

4.2.2 土木設計

本設施之土木部分應包括基座、周圍道路、橋樑、圍籬、雙重門等。混凝土基座與場址設施設計基準詳如下：

(1) 概述

貯存場混凝土基座為一筏式基座，用於放置裝載用過核子燃料之混凝土護箱進行乾式貯存，其主要功能包括：

- 提供混凝土護箱及外加屏蔽足夠之放置空間與承載能力
- 其上面提供乾式貯存必要之公用設施與門禁措施
- 其上面提供運貯作業所需之活動空間

(2) 貯存場混凝土基座與場址設施

其需求規劃如下：

A. 設計及運轉參數

相關設計參數請參考表 4-11，詳細說明如下：

(A) 貯存場面積至少可容納 30 個混凝土護箱及其外加屏蔽。

(B) 混凝土基座能承載上述全部混凝土護箱、外加屏蔽及運送機具之總重量。每個混凝土護箱不含外加屏蔽之設計重量約 150 MT；外加屏蔽重約 80 MT；每個護箱含外加屏蔽重合計約 230 MT。貯存場以 30 個護箱設計，總計 30 個混凝土護箱重約 6,900 MT，貯存場規劃總面積約為 2,876 m² (長 86 m × 寬 35 m)，其中南向 16 m 寬道路與貯存場筏式基座間設伸縮縫，結構不連續，故貯存場筏基以實際承載筏基面積約 2,200 m² (長 70 m × 寬 35 m)，厚 0.9 m，體積約 1,980 m³，重約 4,554 MT，操作車輛及設備約 70 MT，總計 11,524 MT，基座土壤平均載重約 5.24 MT/m²。

- (C) 貯存場周圍要有雙層的圍籬及必要的獨立門禁措施。
- (D) 貯存場長約 86 m，寬約 35 m。
- (E) 貯存場混凝土基座於貯存期間，無論在正常、異常及假想意外事故時，皆能提供承載如上(B)項之總重量的能力。
- (F) 貯存場區道路寬要有供混凝土護箱運送機具進出及迴轉之考量。
- (G) 混凝土護箱與貯存場周圍附近山坡擋土牆之距離至少 10 m 以上。
- (H) 貯存場區要有供混凝土護箱運送機具暫留及簡易維修區域之規劃。
- (I) 混凝土基座周圍要有排水(雨水)之考量。
- (J) 貯存場要有照明、監視預警及消防設備，環境輻射監測及安全警戒之設置，並應將各種信號連線至適當地點。
- (K) 混凝土基座之設計壽命為 50 年。
- (L) 貯存場區內，整地高程約 22.5 m，其上原則回填約 60 cm 厚之碎石級配及約 90 cm 厚之筏式基座，完成面高程約 24 m。
- (M) 預計土壤總壓密沉陷量(含即時沉陷及歷時壓密沉陷)，以不超過 5 cm 為原則進行基座設計。

B. 依循之法規與標準

- (A) 中華民國建築法規。
- (B) 中華民國建築技術規則(94 年版)。
- (C) ACI 318 "Building Code Requirements for Reinforced Concrete.", 2005。
- (D) ACI 349 and ACI 349R, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures." 2001.

(3) 佈置

貯存場混凝土基座之佈置位於核一廠西南方，乾華溪西側，其佈置參見安全分析報告第一章圖 1.2-8 之貯存場一般佈置圖。

4.2.3 結構設計

貯存設施結構在各種負載的不同組合與天然災害的情況下，均能滿足設計準則，詳細分析見安全分析報告第六章二及六節說明，以下簡述貯存設施的耐震設計、防洪設計、抗颱風設計、服役狀況分類、設計負載與負載組合。

(1) 耐震設計

用過核子燃料乾式貯存設施必須能承受設計壽限內之地震衝擊，核一廠地震設計基準的自由地表最大水平加速度為 0.3 g，符合 10 CFR72.103 中所述表面水平加速度至少為 0.25 g 之規定；垂直加速度依照 ASCE (American Society of Civil Engineers, 美國土木工程師協會) 4 之規定，為 2/3 倍之水平加速度。因為乾式貯存場為一獨立結構物，在考量土壤-結構互制作用後，應評估貯存護箱及外加屏蔽是否因地震造成滑動或傾倒。

地震對於貯存設施(滿載用過核子燃料的密封鋼筒與混凝土護箱及外加屏蔽)的影響，分為靜態與動態的分析。在靜態設計分析中，假設有一 0.5 g 水平加速度的地震力作用於貯存設施，在混凝土護箱金屬底座與混凝土基座間的摩擦係數為 0.4。

至於動態設計分析，則先進行土壤結構互制(SSI)效應評估，以獲取地震加速度時間歷程，以了解貯存場址之原地震加速度設計值(0.3 g)，是否會因為貯存場設施的設置，造成地震加速度的放大效應；同時也獲取地震加速度的時間歷程；然為保守評估起見，採用一保守之 0.5 g 地震加速度與 20 秒的時間歷程以進行評估，分析中亦保守考慮較低的摩擦係數 0.2，以增加貯存設施的可能滑動量，並且考慮靜/動摩擦係數具有相同數值。

傳送護箱在燃料池裝載區、五樓操作區及一樓操作區之防震評估與分析，後二者已於試運轉許可申請前提出。至於前者傳送護箱於燃料池裝載區之分析，已建立有限元件分析模式計算燃料裝載區之現有結構物因地震造成的影響。

A. 使用參數

貯存設施中密封鋼筒與混凝土護箱的設計與分析的使用參數，由核一廠廠址之設計基準地震(DBE)加速度決定。

B. 地震分析

地震對於貯存設施的分析描述於安全分析報告第六章、六、(三).8 節中。該節中評估混凝土護箱因地震滑動的假想事故。

(2) 防洪設計

依據核一廠建廠前之安全分析報告，由於乾華溪缺乏長期的雨量及流量紀錄，因此使用基隆、台北、淡水等測站 30 年的紀錄，計算出乾華溪 10,000 年重現週期之一小時最大可能降雨量 (PMP) 為 297 mm，並以此 PMP 推算其最大可能洪峰流量(PMF)為 $764.6 \text{ m}^3/\text{sec}$ ；並考量漲潮、海浪、海嘯等效應，進行可能造成本設施淹水情形之評估。結果顯示，由於本貯存場設計高程(+ 24 m)較一、二號機高出 5 m 以上，而原評估上述情況皆不致造成一、二號機組淹水，故合理研判本貯存設施不會有洪水發生。但基於設計保守度之考量，本設施仍沿用 NAC UMS 系統之假設，進行假想性洪水侵襲之安全評估，其內容詳如下述。

A. 洪水評估

於安全分析報告第六章六、(三).9 節中對於本設施遭受以 4.57 m/s (15 ft/s)的水流速度與 15.24 m (50 ft)深之洪水侵襲時的狀況，進行評估。結果顯示在此狀況下，本設施不會因洪水而漂浮，也不會被洪水沖倒或在混凝土基座上滑動。考量外加屏蔽之影響後，亦獲得相同的評估結果，整體貯存設施包含密封鋼筒、混凝土護箱與外加屏蔽，也不會因洪水而傾倒或滑動；15.24 m 深度之洪水水壓，也不會對密封鋼筒造成明顯的影響。

B. 設計負載的計算

貯存場址是否會發生洪水事件，取決於場址位置、周圍環境情況、自然或人為等因素。貯存場址中的洪水可能來源有：(1)異常大雨造成河水溢流；(2)地震造成輸水管破損或河流潰堤；(3)颱風造成海水倒灌；(4)地

震或火山爆發引起海嘯。對貯存場址而言，因場址事先已經過嚴謹的環境評估(請參考安全分析報告第二章三節水文)，就過去之環境調查資料，上述各因素造成洪水發生可能性是微乎其微的，而即使發生也不致造成嚴重影響。

對於本設施防洪的評估，其主要目的是決定本設施於假想的最大洪水水流量與最大的洪水深度時，不會滑動或傾倒，並且密封鋼筒的材料不會出現降伏現象。在上述 A 節洪水評估中，整體貯存設施包含密封鋼筒、混凝土護箱與外加屏蔽皆不會因洪水而傾倒或滑動，此評估詳述於安全分析報告第六章六、(三).9 節。

洪水作用於混凝土護箱的力量大小，是洪水速度與作用面積的函數。動態水壓力分析，是經由柏努力方程式(Bernoulli's equation)計算獲得。對於水流的最大作用力分析，則採用不可能造成混凝土護箱傾倒的最大作用力。

C. 洪水的防範

混凝土本身已有足夠的安全餘裕來防止混凝土護箱因假想洪水的衝擊而變形，所以對於混凝土護箱而言，沒有特定防洪措施的必要。

(3) 抗颱風設計

依據「環境差異分析報告」、「環境影響說明書」，以及中央氣象署近十年颱風期間基隆測站所測得之最大風速為 45.7 m/s、淡水測站所測得之最大風速為 37.9 m/s。上述值遠低於核一廠 FSAR 之設計要求值：最大風速 60 m/s。另 NAC UMS 系統所採用之設計值為最大風速 129.7 m/s。基於設計保守度之考量，本設施沿用 NAC UMS 系統之設計值，進行相關評估，故評估結果可保守涵蓋核一廠之設計要求與實際狀況。

A. 設計基準

有關颱風風力負載設計係參考 RG 1.76(11) , Region 1 與 NUREG-0800(12), Section 3.5.1.4 之定義, 沿用 NAC UMS 系統之設計基準, 詳如表 4-4。

B. 結構受力的決定

颱風對於混凝土護箱的作用力, 取決於風面壓力與混凝土護箱迎風面積的乘積。風力與颱風投射物對混凝土護箱所形成的負載分析, 詳載於安全分析報告第六章六、(三).11 節中, 該節中所考慮的颱風投射物撞擊之設計基準, 定義於 NUREG-0800, Section 3.5.1.4, Paragraph 4, Subsection III 中, 共有以下三項分析:

- 大質量: 1,816.0 kg, 56.4 m/s, 撞擊面積 1.86 m²。
- 直徑 8 in 剛性體: 126.8 kg, 56.4 m/s。
- 1 in 實心球: 0.068 kg, 56.4 m/s。

評估結果顯示, 以上各項颱風投射物所可能造成的最大傷害, 為使混凝土護箱表面有不同程度的損壞, 但不致危及內層混凝土甚或密封鋼筒, 詳細分析見安全分析報告第六章六、(四)節。按本分析尚未納入外加屏蔽之影響, 若納入評估預期將有更高安全餘裕。

(4) 服役狀況分類

以服役狀況(Service Levels)來分類, 依 ASME Code NCA-2142.4 之定義, 核能組件分為 A、B、C、D 四種等級設計, 服役狀況 A 對應於正常狀態, 服役狀況 B 及 C 對應於異常狀態, 服役狀況 D 對應於意外情況。應力密度(Stress intensities)係由壓力、溫度、機械負載組合而成, 並將其值與 ASME 規範之允許值作一比較。此法規允許值如表 4-12。又在密封鋼筒內外各組件, 因其負載及密封等條件之不同, 須適用不同之法規條件, 可參考 ASME Code Div. 1, Section III, Sub. NB、NG 等規範。

(5) 設計重量

各組件之設計重量如表 4-5~4-7 所示。

(6) 負載組合

A. 密封鋼筒及提籃之負載組合

密封鋼筒設計依據 ASME Code, Section III, Subsection NB, Class 1 Components。提籃設計依據 ASME Code, Section III, Subsection NG, Core Support Structures。提籃結構挫屈(buckling)計算依據 NUREG/CR-6322。對正常、異常及意外情況下之負載組合，如表 4-13 所示。服役狀況(service levels limits) A 對應於正常狀態，服役狀況 B 及 C 對應於異常狀態，服役狀況 D 對應於意外情況。

B. 混凝土護箱之載重組合

負載組合定義於 ANSI/ANS 57.9，各項組合如表 4-14 所示，鋼內襯作為模板及屏蔽使用。

C. 傳送護箱之設計強度

傳送護箱是一特殊的吊重設備，其吊耳軸(lifting trunnions)及支撐之設計與製造，必須符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612，且結構須符合 ANSI/ANS 57.9 之規定，此標準為：

傳送護箱之負載埋置組件使用鐵金屬(ferrous metal)時，須滿足 ANSI N14.6, 第 4.2.6 節中韌性(toughness)之需求。

負載組合為 $D+H$ ， D 為靜重， H 為操作負載(handling load)，假設 $H=0.10D$ ，故視靜重(apparent dead load) $D^*=1.1D$ 。

吊耳的分析，依據 NUREG-0612, RG 3.61 及 ASME Code，可分為三區討論：(a)吊耳軸，(b)吊耳軸與組件界面，視為 Region A，(c)其餘組件，視為 Region B。

4.2.4 防洪及排水之設計

(1) 現有河川集水區雨量評估

以下資料係取自「環境影響說明書」各章節及安全分析報告第二章。

A. 廠址附近河流

核一廠址附近之河流，請參考安全分析報告第二章三、(一)節之說明。而乾華溪流經核一廠廠界內，流域面積約 9.5 km^2 ，長約 8 km ，其上游為核一廠主要水源，核一廠生水池位於乾華溪山側之分水嶺上。本計畫場址即位於乾華溪之西側谷地，配置如安全分析報告第一章圖 1.2-8 所示。

B. 日常降雨量

核一廠區降雨量以 12 月至 4 月之東北季風雨，6 月之梅雨及 7、8 月之颱風為主，全年各月份平均降雨量以 10 月之 701.75 mm 為最多，以 7 月之 174.42 mm 最少。依據核一廠 2019 年至 2024 年來之統計資料，並比較環境差異分析內容對照表中淡水及基隆地區，近十年來單日最大降水量，單日最大降雨量為 2024 年 10 月 4 日之 613.5 mm 為最大。再者，2008~2024 年核一廠場址強降雨紀錄，最嚴重水災發生於 2017 年 6 月 2 日，時雨量每小時 90 mm ，24 小時累積雨量高達 635 mm ；此次六二水災造成乾華溪暴漲，惟本乾貯設施並未受溪水暴漲影響造成設施有淹水情形。

C. 河川流量

相關數據請參考安全分析報告第二章三、(一).2 節之內容，取其中年平均流量 $2.2 \text{ m}^3/\text{s}$ ，最大瞬時流量 $86 \text{ m}^3/\text{s}$ ，最大日流量 $25 \text{ m}^3/\text{s}$ ，為設計參考之依據。

D. 洪流量

相關數據請參考安全分析報告第二章三、(一).3 節之內容，當採用重現期距 100 年為標準時，其洪流量為 247.99 cms 、洪水深度為 3.87 m ，其對應之流速為 5.79 m/s ；且於凹岸地形處考慮超高問題，經計算後得超高為 1.24 m 。乾華溪本段洪水位最高之斷面，渠底高程為 16.49 m ，堤岸高程為 $\text{EL. } 24.00 \text{ m}$ ，發生 100 年洪水時，洪水位距堤頂仍有 2.40 m ，不會有溢堤發生；另乾華新橋於此斷面設置，其橋底高程為 $\text{EL. } 22.69 \text{ m}$ ，洪水位距離橋底有 1.09 m ，亦符合公路排水設計規範(2001)中，普通河川最

小梁底淨空為 1.00 m 之規定；而最大容許流速之限制，根據水土保持術規範第八十五條，混凝土或混凝土砌塊石之最大容許流速為 6.1 m/s，本段之設計流速在此一限制內，且現有護岸後方設置將護岸排樁，更可增加護岸穩定性。

(2) 地下水

A. 場址地層特性

本設施設計之基座面高程為+24 m，而場區現有地表高程約自 22 m 至 25 m 不等。故施工期間將進行部份開挖與回填夯實，而地下水位高程介於 18~22 m 之間，整地後之高程(約 22.5 m)較地下水位為高，上覆約 0.6 m 碎石級配，再設厚約 0.9 m 之筏基，筏基完成面高程約 24 m。施工期間地下水不會高於開挖面，且地質透水性高，故不會產生砂湧等情形，不影響工地施工。另本計畫不需抽取地下水，但於設計時將會考量地下水對承载力之影響。

土壤詳細性質，請參考安全分析報告第二章第二節。

B. 地層透水性

場址區內土層與岩層之透水性偏高，其透水係數分別為 1.06×10^{-3} 及 1.33×10^{-3} cm/s。

C. 地下水位

場址平地部份之地下水位高程介於 18~22 m，南邊近山側之地下水位較高，北邊近乾華溪側之水位較低；山地部份之地下水位高程介於 23~35 m，計畫場址範圍區內之水力坡降約 6 %~28.5 %。地下水流向係順著地形坡度自西向東流。

(3) 場址改建後防洪及排水設計

A. 排水設計

本設施貯存場長約 86 m，寬約 35 m，預估開挖影響高程約在 24 m 等高線，在挖填方互補後，地表高程預計將由最低處海拔 22 m 墊高至 24

m。因土壤具有高滲透性、低膠著力特性，預期需加強邊坡抗沖刷能力，故靠東側乾華溪一側興建排椿。又新設橋樑高程為 24 m，不會因洪水而淹沒橋面，且靠貯存場一側興建排椿，可保護護岸不被沖刷；靠北、西兩側，在山腰道路旁作微形椿，在山腳下場址旁，地下施打排椿，地上興建高約 3 m 之擋土牆，以避免土層滑動。並於擋土牆內外側設置排水溝，分別將山坡地之降雨逕流及場址內部之地表水排至乾華溪。擋土牆內混凝土筏基上及道路上之地表水逕流，將排放於四周新設置之明溝，由於場區內土層及岩層之透水性偏高，因此除局部需求外，不另設排水暗管排入乾華溪為原則進行設計。

B. 防洪設計

相關數據請參考安全分析報告第二章二、(三)節與第二章三、(一)節之內容，依據核一廠建廠時期資料所推算出最大可能洪流量(PMF)及最大可能海嘯(PMT)，均不可能危及電廠安全。而 PMF 及 PMT 的發生機率，根據 ANSI/ANS 2.12 所述，均為每年 10^{-5} ~ 10^{-4} 。乾華溪自流經核一廠起已整治為人工河道，其最大設計洪峰量可達 $764 \text{ m}^3/\text{s}$ ，暴潮時仍低於一、二號機 7.9~8.5 m，因此，乾華溪不會有洪汎之虞。而本場址設計高程為 +24 m，比核一廠一、二號機設計高程 19 m 還要高出 5 m 以上，亦不受乾華溪之影響，故可不必考慮洪水與海嘯侵襲。然而在本分析中，仍然考量貯存設施遭受以 4.57 m/s (15 ft/s) 的水流速度與 15.24 m (50 ft) 深之洪水侵襲時的狀況。此假設涵蓋核一廠可能之最大天然災害。

本計畫規劃將位於基地內現有山溝改道整修為坡面截水溝，並依地勢導入乾華溪排放，基地內之地表逕流則利用基地四周設置之重力排水溝收集後，與坡面截水溝匯流排放乾華溪。

4.2.5 消防設備設計

本貯存設施位於核一廠內西側緊鄰邊坡灌木林，周邊環境另有大型柴油貯槽（距乾式貯存設施約 40 m）；無論是灌木林或油槽，因受到核一廠嚴密之監控及

行政管理，故火災發生之可能性極低。貯存場設施為不可燃之混凝土護箱，設施內因無可燃物及易爆裂物之陳設，又本設施所採用材料，皆為不可燃材料。

貯存場將增設五只手提式滅火器。至於鄰近貯存場設施之可能引火源，例如灌木林或油槽等，則以核一廠目前之防火設計及消防設備來防範。另貯存場各設施於完成後將納入核一廠消防工作之系統操作規範中。（請參閱核一廠程序書 D100、D300、D500、D700 系列）。核一廠完成除役後，應依據相關法規建置本設施之消防設備。

4.2.6 設施結構物耐熱性、耐久性、抗腐蝕性及抗磨損性等之設計

(1) 密封鋼筒(內含提籃)

提籃主要材料為不銹鋼 304，導熱圓盤材料為鋁合金，在加工之後表面自然形成氧化鋁的保護膜，承載圓盤材料為低合金碳鋼，表面經無電鍍鎳處理，在氬氣環境中，其耐久性及抗腐蝕性均良好。

密封鋼筒外殼材料採用不銹鋼 304L。不銹鋼 304L 具有極佳的耐熱性、耐久性及抗腐蝕性，使用在核能組件非常普遍。在正常運轉條件下，密封鋼筒表面最高溫度約 86 °C(詳見安全分析報告第六章三節)，不銹鋼 304L 不致有耐熱問題。針對不銹鋼 304L 銲道熱影響區之耐久性與抗腐蝕性，在混凝土護箱進氣口設有密封鋼筒外殼材料的環境測試試片，可作長期之監測。密封鋼筒與提籃為靜態貯放的設施，沒有磨損之問題。有關材料耐腐蝕劣化監測請見參考文獻 1，環境測試試片目前規劃置於進氣口內，詳細規劃內容請參閱核一廠用過核子燃料乾式貯存設施維護與監測計畫。

(2) 混凝土護箱及其外加屏蔽

混凝土護箱及其外加屏蔽主要材料為鋼筋混凝土，少部分為金屬結構如碳鋼內襯與金屬鑲邊(角)；混凝土護箱最高溫度於正常狀態下小於 93 °C，於異常狀態下則小於 149 °C，均符合法規容許值。混凝土表面塗有防水塗料(sealant)，為溶劑型水泥漆(油性水泥漆)(符合 CNS 標準)，具極佳耐候性、防水及耐鹼性、高膜厚與極強的附著力，本身為高固成分能直接填補細微裂縫，

可避免氯離子及硫酸根離子進入腐蝕鋼筋。金屬防銹塗料：擬採用 PPG 97-695/97-697P (Green)、PPG UC59571 (Gray)，或同等級以上，油漆施工依照 SSPC 油漆施工程序。推估內襯鋼板於 50 年設計壽命期間曝露於較自然環境惡劣之含氯化鈉水氣環境中，其最大可能腐蝕深度約為原厚度之 1~2 %，最大孔蝕深度約為 4~5 % 左右。由上述保守推估可知，碳鋼材料於 50 年設計壽命期間應無腐蝕劣化而影響其完整性之問題。混凝土護箱及其外加屏蔽均為靜態貯放的設施，沒有磨損問題。

(3) 傳送護箱

傳送護箱為用過核子燃料裝載，以及密封鋼筒與混凝土護箱間之傳送作業用容器，不作為長期貯存用。其主要材料為碳鋼，表面有與燃料池水相容的塗裝；另其滑動屏蔽門有潤滑劑為不影響核燃料水池水質的潤滑油，擬採 NEVER SEEZ(Nuclear Grade) NG-165 為特殊純鎳製品。正常使用溫度不會高於密封鋼筒表面溫度(86 °C)，傳送護箱內有中子與加馬屏蔽，材料為非金屬與鉛，雖不耐高溫，但在 86 °C 以下不會有問題。而傳送護箱依使用維修保養計畫加以檢查、保養及測試，以維持其傳送作業之功能。

(4) 貯存場混凝土基座與場址設施

貯存場混凝土基座主要材料為鋼筋混凝土，座落其上除混凝土護箱外，尚有圍籬、照明燈具、門禁措施(電動門)等。這些設施大部分為金屬，於露天情況，具有良好耐熱性。另設施組件均可更換，將依使用維修計畫加以檢查、維修或更換。金屬表面有耐候型油漆，可抵抗腐蝕；另除了電動門轉動機件外，沒有磨損的問題。各附屬設備亦可視其狀況，適時進行維修。

表4- 17 貯存場混凝土基座設計參數

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	30 個	RC	—
	尺寸	長	70 m	—	—
		寬	35 m	—	—
	型式	筏基	厚 0.9 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 、 ACI-349 、 ASTM、CNS 及我國建技規則
		抗壓強度	280 kg/cm ²	—	
		摻料	—	添加抗裂纖維及卜作嵐材料 (Pozzolan Admixture)	
	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, GR40,或 CNS 560 SD280(普通拉力鋼筋 16 § 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 § 含以上)	
	承载力	護箱總重	6,900 MT	—	—
		操作車輛及設備重	70 MT	—	—
	完成面高程		EL. 24 m	—	核一廠水保計畫書
	地震力	自由地表水平加速度	0.3 g	—	核一廠地震反應譜
		筏基表面水平加速度	0.5 g	—	—

表4- 18 密封鋼筒各組件之結構設計分類及其應力接受準則

	組件	接受準則
1	正常狀態 服役狀況 A 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 提籃: ASME Section III, Subsection NG 吊舉設施: ANSI N14.6 及 NUREG 0612	$P_m \leq S_m$ $P_L + P_b \leq 1.5 S_m$ $P_L + P_b + Q \leq 3S_m$ 複置負載路徑:組合剪力成最大張應力 $\leq S_u/5$ and $S_y/3$
2	異常狀態 服役狀況 B 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB	$P_m < 1.1 S_m$ 及 $P_L + P_b < 1.65 S_m$
3	異常狀態 服役狀況 C 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 提籃: ASME Section III, Subsection NG 註: Subsection NB 容許服役狀況 C 保守應用於燃料提籃	Subsection NB 準則: $P_m < 1.2 S_m$ 或 S_y (取大值)及 $P_L + P_b < 1.8 S_m$ 或 $1.5 S_y$ (取小值)
4	意外事故 服役狀況 D 密封鋼筒: ASME Section III, Subsection NB 提籃: ASME Section III, Subsection NG	$P_m \leq 2.4 S_m$ 或 $0.7 S_u$ (取大值)及 $P_L + P_b \leq 3.6 S_m$ 或 $1.05 S_u$ (取小值)
5	燃料提籃挫曲	NUREG/CR-6322 [3]
符號: S_m = 材料容許應力強度 S_u = 材料極限強度 S_y = 材料降伏強度		P_L = 主要局部薄膜應力 P_m = 主要薄膜應力 P_b = 主要彎曲應力

表4- 19 密封鋼筒之設計負載組合

負載		正常			異常			意外							
ASME 服役狀況		A			B		C			D					
負載組合		1	2	3	1	2	3	4	5	1	2	3	4	5	6
自重	密封鋼筒含燃料	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X
溫差	在混凝土護箱 32 °C 環境	X		X				X		X	X	X	X	X	
	在傳送護箱 30 °C 環境		X		X		X								X
	在混凝土護箱 -40°C or 41.1°C 環境				X			X							
內壓	正常	X	X	X			X	X	X	X	X	X	X		
	異常				X	X									
	意外													X	X
操作負載	正常		X	X	X										
	異常						X	X	X						
墜落/撞擊	意外									X					
地震	意外										X				
水災	意外											X			
颱風	意外													X	

負載組合參考 NUREG-1536 與 NUREG-0800

表4- 20 混凝土護箱之設計載重

負載組合	狀況	靜負載	活負載	風	溫差	地震	颱風投射	墜落/撞擊	水災
1	正常	1.4D	1.7L						
2	正常	1.05D	1.275L		1.275T _o				
3	正常	1.05D	1.275L	1.275W	1.275T _o				
4	異常與意外	D	L		T _a				
5	意外	D	L		T _o	E _{ss}			
6	意外	D	L		T _o			A	
7	意外	D	L		T _o				F
8	意外	D	L		T _o		W _t		

負載組合參考 ANSI/ANS-57.9 及 ACI 349

D = Dead Load

L = Live Load

W = Wind W_t

T_o = Normal Temperature

F = Flood

T_a = Off- Normal/Accident Temperature

E_{ss} = Design Basis Earthquake

W_t = Typhoon/Typhoon Missile

A = Drop/Impact

4.3 輔助系統及設備之設計

本系統之輔助設備用於密封鋼筒之燃料裝載、密封，以及反應器廠房內外傳送作業；主要包括有傳送護箱吊軌、自動銲接機、現場銲接用臨時屏蔽板、密封鋼筒排水與吹卸系統、氫氣偵測系統、真空乾燥系統(vacuum drying system, VDS)、氫氣測漏系統(leakage test system ,LTS)、密封鋼筒翻轉架與吊索、密封鋼筒吊索與操作工具、壓力測試系統、輔助油壓系統、傳送護箱環狀間隙注水系統、混凝土護箱運送車、防震設備，以及雜項吊索與吊具附件等，以下將分別說明。

4.3.1 傳送護箱吊軌

傳送護箱吊軌為銜接起重機(90 MT 廠房吊車)吊鉤與傳送護箱吊耳軸的吊具，其設計應符合 ANSI N14.6 及 NUREG-0612 法規要求，屬於品質分級(安全等級)B 級。使用前，先經組件裝配、功能測試、檢查與 3 倍負載的安全測試，並須有維護保養、每年檢查和檢查計畫之要求。

4.3.2 遙控或自動鐸接機

用於執行密封鋼筒在裝載燃料完成後之屏蔽上蓋與結構上蓋之密封鐸接作業，本設備為商業產品。本設備屬於品質分級為 NQ 級，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.3 現場鐸接用屏蔽板

屏蔽板為上述自動鐸接機定位的基座並兼有輔助屏蔽功能，可減少密封鋼筒現場鐸接時的人員輻射劑量。其外徑小於密封鋼筒內徑，避開上蓋與密封鋼筒外殼鐸道與排水/通氣孔蓋。本設備屬於品質分級 NQ 級，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.4 密封鋼筒排水與吹洩系統

密封鋼筒排水與吹卸系統提供密封鋼筒在裝載燃料完成後，屏蔽上蓋鐸接前的排水功能，主要設備包括抽水泵、抽水管路與流量計及排水量筒等，本系統除了可以在屏蔽上蓋鐸接前將密封鋼筒內的水位排水至屏蔽上蓋之下緣(排水約 70 gal)，亦做為密封鋼筒真空乾燥前的全面排水作業。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.5 氫氣偵測系統

本系統是由電化學電池式氫氣偵測器與管件所構成。其功能為於密封鋼筒與屏蔽上蓋封鐸之根部鐸接作業時，即時偵測密封鋼筒內之氫氣濃度並以氫氣沖流方式降低氫氣濃度，以避免濃度過高而發生爆炸。

氫氣偵測系統用於偵測密封鋼筒在屏蔽上蓋鐸接前，筒內之組件或用過核子燃料在水中可能產生的氫氣，以避免產生氫爆而導致人員危險或設備損壞。鐸接作業需在氫氣濃度於 2.4 % 以下才能進行。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作用工業儀器，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.6 真空乾燥系統

本系統是由真空幫浦、管件、壓力計及閥所組成。其功能在於真空乾燥作業時排出密封鋼筒內的殘存水氣及鋼筒內之氣體。同時其亦可於真空乾燥作業完成後回填氬

氣，以使用過核子燃料處於一充滿氦氣之密閉環境中。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作管路，壓力不高，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.7 氦氣測漏系統

本系統是由質譜式氦氣測漏儀、分流閥、真空幫浦、閥、管件、真空計及屏蔽上蓋輔助系統所組成。其功能在於偵測封銲後密封鋼筒內回填之氦氣洩漏率，以真空包覆法來辨認密封鋼筒外殼與屏蔽上蓋間封銲之氣密性。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作管路，壓力不高，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.8 密封鋼筒自翻轉裝置

密封鋼筒自翻轉裝置與吊索(Slings)用來翻轉空的密封鋼筒，密封鋼筒自翻轉裝置為可將空的密封鋼筒由水平轉成垂直 (或垂直轉成水平)置放的座架，使用於暫貯區域於反應器廠房天井之間的移運操作。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作用工業標準吊具，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.9 密封鋼筒吊掛系統

密封鋼筒吊掛系統為裝滿燃料束的密封鋼筒進入混凝土護箱作業時與起重機吊鈎銜接的六爪吊具和白色起吊環，另一套兩組(每組各 3 條吊索)吊索組成的吊具則用於吊運結構上蓋。其設計符合 ANSI N14.6 法規要求，組裝完成(共 6 條吊索)須經 3 倍負載的安全測試，屬於品質分級(安全等級)B 級。操作工具則為銜接起重機吊鈎或執行密封鋼筒進入混凝土護箱作業的輔助工具，例如定位用推桿或拉繩等，屬於品質分級 NQ 級，為操作用工業標準吊具，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.10 氣壓測漏系統

壓力測試系統用於密封鋼筒屏蔽上蓋封銲之後(穿孔蓋封銲前)，銜接密封鋼筒排水口與排氣口，以執行氣壓測漏(測試標準為 35 psia，維持 10 分鐘壓力不降)，確認密封鋼筒屏蔽上蓋封銲之密封性。本系統由氣體管路、控制閥、氣壓源(高壓氣瓶或廠房高壓氣源)壓力錶及卸壓閥等組成。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作管路，壓力不高，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.11 輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門動力)

本系統為傳送護箱底部屏蔽門的開關驅動系統，系統設備組件架設在傳送銜接器(adapter)上，用以開關屏蔽門，提供密封鋼筒由傳送護箱底部進入混凝土護箱內的控制孔道。功能測試於組裝傳送護箱的軌道與定位裝置時實施。輔助油壓系統由油壓動力組、油壓缸、控制閥及油壓軟管等組成。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作工業標準動力單元，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.12 傳送護箱環狀間隙注水系統

本系統提供傳送護箱與密封鋼筒間環狀間隙所需之乾淨除礦水或經過濾的池水，以保護密封鋼筒外表面不受燃料池水污染。環狀間隙設有"O-環"水封，配合傳送護箱進出水池時以及燃料裝填期間持續提供足夠壓力的水，使環狀間隙始終保持正壓狀態，使污染的池水無法滲入間隙中。傳送護箱環狀間隙注水系統由水管(軟)、控制閥、流量計、壓力錶等組成。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為操作管路設施，壓力不高，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.13 混凝土護箱運送車

混凝土護箱運送車為從反應器廠房外將混凝土護箱(內含密封鋼筒)傳送到貯存場之機具。混凝土護箱運送採用多軸油壓板車為從反應器廠房內(天井下方)到貯存場之間的已裝載燃料的混凝土護箱的運送設備，也是混凝土護箱從暫貯區到反應器廠房內(天井下方)之運送設備。本系統之設備屬於品質分級 NQ 級，使用於反應器廠房外既有道路上，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.14 防震設備

防震設備分別位於反應器廠房一、二樓與五樓地板及燃料池裝載區，用於裝載作業時，萬一發生地震，可以防止豎立的混凝土護箱滑動與傳送護箱傾倒。

- (1) 防震設備在一樓地板必要時給予鉚定(拉住地板用)或撐住牆(柱)腳的 C 形箱子結構以固定混凝土護箱。
- (2) 在二樓則用四支樑(圍著傳送護箱腰部)撐住設備出入天井(hatch)的樑側(開口框內)。

(3) 在五樓護箱清洗區有一方形結構框住傳送護箱，方形結構再與地板拉環(五樓護箱清洗區已有的吊耳)相結合。本系統設備屬於品質分級 NQ 級，為靜態結構，重量不大，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

(4) 燃料束裝載區內利用既有框架(cask constraint)結構作防震。

4.3.15 雜項吊索與吊具附件

例如製造組合與搬運過程各主要之吊索、吊具及工作平台等。上述設備都屬於品質分級 NQ 級，為臨時操作用具，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.3.16 反應器廠房吊車

反應器廠房吊車為傳送護箱吊運的主要輔助設備之一，吊運作業包括傳送護箱於燃料池、護箱清洗區，以及反應器廠房一樓與五樓間之吊卸。

反應器廠房吊車符合 NUREG-0554 對具有防止單一失效功能之吊車的安全要求，包括橋型桁樑與吊運車的行走驅動及剎車系統在喪失電源的情況下，仍具有自動剎車及可人工移動的功能。而在最重要的捲揚系統部份，其安全裝置包括：(1) 双重捲揚驅動裝置；(2) 過速保護裝置；(3) 三重剎車裝置（喪失電源情況下，仍能懸吊荷重與放下荷重）；(4) 雙重荷重路徑（双重穿索系統及四條鋼索）；(5) 斷索偵測裝置與過負荷預防裝置；(6) 過捲預防裝置。過捲預防裝置包括齒輪式極限開關、重桿式極限開關、秤梢、壓力開關、上組塊極限開關及液壓緩衝器(吸收過捲能量)等層層措施，以避免發生上下組塊碰撞(two blocking)或荷重卡阻(load hangup)情況。

4.3.17 懸浮氣墊組

懸浮氣墊組包含懸浮氣墊塊、供氣動力組、油壓千斤頂及牽引機(或堆高機)，混凝土護箱以油壓千斤頂頂起後再懸浮塞入氣墊塊，用牽引機(或堆高車)拉/推動，從多軸油壓板車上移至貯存場基座的特定位置。本系統之設備屬於品質分級 NQ 級，本系統設備屬於品質分級 NQ 級，使用於反應器廠房外，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.4 公用系統及設備之設計

以下將針對運貯作業及貯存場例行運轉期間，各項公用系統或設備之初步規劃分項說明。

4.4.1 通訊

燃料裝載操作期間，反應器廠房內之通訊利用核一廠內既有通訊設施，並依照核一廠通訊作業規定使用。貯存場例行運轉期間，警衛人員於巡視時，以適當之通訊工具與保安監控中心值班人員聯繫。

4.4.2 電力

反應器廠房內於貯存燃料裝填及運送作業期間，電力係利用核一廠內既有電力供應設備，並依照核一廠廠內公用電力使用規定辦理。貯存場貯存例行運轉期間，利用核一廠現有電力系統，供應貯存場之照明、電動門、出氣口溫度偵測及環境監測系統、監視系統，以及各監控中心儀器與控制設施。電力利用核一廠內既有設施，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。其設計主要依據中華民國國家標準(CNS)、建築技術規則、台灣電力公司營業規則、美國國家電機法規(NEC)、美國電子電機工程師協會(IEEE)、國際電工委員會(IEC)、屋外供電線路裝置規則及屋內線路裝置規則。電力之使用分為以下兩種：其一般電力由核一廠壺貯庫引 3 Φ 3W 480V40AT，轉成 220V 系統供貯存場設備使用、容量 30KVA。保安監視電力由核一廠監控中心既設保安電源盤(既有 UPS 不斷電設備)，引 3 Φ 4W 110V/190V 20AT，提供保安監視電力、容量 1KVA。

4.4.3 供水

在貯存場進行混凝土基座建造，或於核一廠澆置場進行混凝土護箱及其外加屏蔽製造時，需要使用一般自來水，依核一廠使用規定辦理。而反應器廠房內於燃料束裝載作業期間，須連續供應除礦水以注入於密封鋼筒外壁與傳送護箱內壁之環狀間隙，增加循環水系統與水封環，供應量應在 15 L/min 以下，時間每次約 20 h。另於每筒次傳送護箱吊運進出水池面時，其表面以除礦水噴灑以降低表面污染，除礦水將由核一廠既有供應設施供應，並依核一廠規定辦理。貯存場貯存例行運轉期間，除了消防用水，無其他供水需求。供水利用核一廠內既有設施，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.4.4 供氣

反應器廠房內於貯存燃料裝填及運送作業期間，公用壓縮空氣係使用核一廠既有供氣設施，使用時將依核一廠規定辦理；若有超過廠內供氣且不符使用時，將另備壓縮空氣設備。貯存場於貯存例行運轉期間，則無供氣之需求。供氣利用核一廠內既有設施，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.4.5 照明

反應器廠房內及燃料池內已有照明設備，若有特殊需要，將另備燈具，燈具使用將依核一廠規定辦理。貯存場圍籬內設有照明設備，其設計主要依據包括 CNS、美國材料試驗協會（ASTM）、美國州公路及運輸協會（AASHTO）、建築技術規則建築設計施工編、經濟部(1986)「路燈設計規定」、交通部(1980)「交通工程手冊」第七章道路照明及內政部營建署(2002)「市區道路工程規劃及設計規範之研究」第十九章 市區道路照明設計。照明利用核一廠內既有設施，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。設計照度要求： $E=100\text{ lux}$ (依建築技術規則建築設計施工編 116-3 條規定) 照明路寬： $W=35$ 公尺、照明路長： $L=70$ 公尺，採半遮蔽型、高壓鈉氣燈、8 公尺高燈桿(含基座)。

4.4.6 一般廢棄物處理

反應器廠房內於貯存燃料裝填及運送作業期間，產生的一般廢棄物，依照核一廠一般廢棄物處理規定辦理。貯存場於例行運轉期間，並無一般廢棄物生成。

4.4.7 通風與排氣

反應器廠房內於貯存燃料裝填及運送作業期間，將使用核一廠反應器廠既有通風與排氣設施，遇有特殊廢氣須排除時，將另備排風設施與導管引至既有通風與排氣進口附近，由既有設施排至廠外。貯存場為露天貯存設施，燃料貯存用的密封鋼筒外表，採用自然空氣對流的冷卻方式，沒有強制式通風與排氣設備之需求。通風與排氣利用核一廠內既有設施，不會對反應器廠房既有設施之安全造成影響。

4.4.8 避雷及接地系統

反應器廠房內之貯存燃料裝填及運送作業用電器設備皆有接地裝置，並聯結至核一廠反應器廠房既有之接地線路，接地之執行將依照核一廠電器接地規定辦理。貯存場於營運期間，除了電器設備會有適當的接地設施外，在貯存場高處設有避雷裝置，避雷之接地設施已於混凝土基座施工時預埋接地線及預留導電接點。

本系統設計主要依據 NF C 17-102 法國電避雷針國家標準、建築技術規則建築設備編、中華民國國家標準(CNS)、美國國家電機法規(NEC)、美國電子電機工程師協會(IEEE)、國際電工委員會(IEC)、屋外供電線路裝置規則及屋內線路裝置規則。設計說明如下：

避雷系統設計，主要用放電式避雷針其保護半徑 $R \geq 110\text{m}$ 以上，架於燈桿上。

接地系統設計，為電力接地與避雷接地，依一般之設計，其值如下：

- 接地電阻值 $R < 10\Omega$ 。
- 每支接地棒間距 $> 2.5\text{m}$ 。
- 各個接地極間距 $> 5\text{m}$ 。
- 接地線採用 BCW(1"ψ)。
- 兩個接地端子箱(材質為不銹鋼，外箱厚度 2mm)。

4.4.9 保安監視系統

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

4.4.10 溫度偵測系統

溫度偵測系統之設備包括：警報器、記錄器、儀器、電源盤，以及聯接到控制盤的信號接頭，置於監測中心；一套個人電腦系統(包括必要軟體)，以便記錄溫度用。採用 3 線式 RTD 溫度感測器(0~200°C)，安裝於每個護箱出氣口(4 個)，另於貯存場之護箱中間及貯存場外，各安裝 1 個 RTD，以測量環境溫度，以作為比對。

4.4.11 環境輻射監測

環境輻射監控信號係透過核一廠廠區輻射監測系統傳輸，可於網頁上檢視。在工作場所不同階段如運轉、維護、除污、檢查、測試及貯存，提供乾式貯存設施所有必要的環境輻射監測系統。

本系統在貯存場周邊新增設之 9 個 TLD 測站(1F01~1F09)，與現有運送路徑儀沿途之 5 個 TLD 測站(本廠場區現有 106、107、108、109、115)，及因應環評委員建議增設之主警衛室、乾華隧道兩固定站(116、117)，另外在運送過程中再設置兩

處臨時 TLD 測站。其 TLD 的安裝、更換則由台電核一廠負責；計讀由台電放射試驗室負責。

另乾式貯存場附近新增環境輻射監測器兩站，又本公司在西南民宅附近亦設置現有環境輻射監測器一站，合計三站。

4.5 輻射安全設計

4.5.1 安全限值

本貯存場址位於核一廠內，系統與作業之設計主要以對廠界最近處西南民家所造成的個人年有效劑量低於 0.05 mSv 為設計準則。此外，若發生意外事件時，距離廠界最近處任一位置的民眾，其全身所接受的有效劑量不可超過 50 mSv。

依輻防法第十條第一項規定與輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則之要求，及輻射工作場所之設施、輻射作業特性及實際輻射曝露程度，將核一廠財產界線內視為輻射狀況需經常處於監督下之地區，劃歸為監測區，並採取必要之輻射監測。而監測區內之輻射工作場所為管制區，管制區內採取管制措施並再加以劃分，以規範輻射作業、管制人員和物品進出，及防止放射性污染擴散；各區域之輻射限值及地區管制劃分標準詳如安全分析報告第七章表 7.1-1。

4.5.2 輻射屏蔽設計

本系統屏蔽設計的目的，是使系統在容納符合熱負載限值的用過核子燃料束輻射源的情形下，其劑量率低於安全限值、符合廠界劑量，並合理抑低操作人員接受劑量。為達此目的，貯存系統輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等資料，詳如安全分析報告第六章四、(五)節。

4.5.3 職業曝露合理抑低

本節敘述貯存系統之裝載、傳送和貯存期間，為防護工作人員和民眾免受放射性污染和降低輻射曝露，所採用的設計和操作考量。

本系統作業地區之輻射防護規劃，係沿用核一廠既有已奉核安會核准之輻射防護計畫執行，故執行貯存作業時應只需進行有限的監測，便可減少職業曝露，且符合合理抑低考量。採行之設計或措施如下：

(1) 輻射管制區與監測區之劃分及輻射防護與監測設備之設置

A. 反應器廠房

執行燃料運貯作業時，將視需要將反應器廠房五樓臨時建立示警區域，人員進出需穿著防護衣物並執行污染管制，以隔離放射性污染，以利執行吊卸、裝填、除污、排水、乾燥、充灌氦氣、封銲、檢測、測漏等作業。

反應器廠房五樓已設有若干組固定式加馬輻射偵檢器，其具警報功能，並且在停電時由緊急電源供電。另外，依作業需求設置活動式輻射監測儀器及空浮監測儀，並具顯示功能。

B. 貯存場

貯存場位於核一廠廠區內，但遠離一般廠內工作人員，已規劃設置圍籬並執行進出管制及地區管制等措施，能有效防止工作人員誤入或非法的侵入。

密封鋼筒可提供長期之密封。而混凝土護箱運往貯存場之前，均先執行表面之擦拭檢測，證實無污染；故在長期貯存期間應無放射性物質外釋。因此，貯存場不需要設置通風排放系統。

至於輻射監測設備方面，貯存場周邊已增設 2 台高壓游離腔(HPIC)偵檢器，連續監測貯存設施對環境的輻射影響。在電力中斷時，將由緊急電源供電。所採用的儀器，皆能與核一廠現有之 Reuter-Stokes RSS-120/121 型高壓游離腔相容，以利輸出訊號並加以處理。此外，場址四周亦增設環境 TLD 佈點，以監測貯存場對環境劑量的影響。

(2) 吊卸、裝填、運搬、貯存等作業區職業曝露合理抑低之設計

A. 反應器廠房

(A) 地區管制

反應器廠房內之吊卸、傳送與封銲等作業，依現有輻防規定與措施實施輻射管制及合理抑低原則執行。

(B) 通風排放系統

反應器廠房五樓已設有通風排氣系統，送風口在廠房北側，抽風口在廠房南側，其設計能在正常運轉與燃料吊裝作業時維持工作區域低於推導空氣品質，以保護工作人員。

(C) 其他

燃料池四周已設有除污作業所需的氣源、水源及電源。至於人員與工具的除污可利用核一廠主管制站及其周邊現有的設備。此外，也可利用核能一廠現有的設備與規定，執行工作人員輻防與合理抑低訓練。

B. 貯存場

貯存場位於核一廠內，已採取圍籬等有效措施，能有效防止工作人員誤入或非法的侵入。此外，規劃貯存場之配置，各混凝土護箱之間保持適當的間隔與距離，使得工作人員執行例行偵測與維修保養時所接受的劑量在合理範圍內。

4.6 作業安全設計

以下將針對系統與作業安全設計提出一般設計準則，這些準則之驗證與實踐將反應於各項安全分析與系統設計章節中。

4.6.1 核臨界安全

(1) 功能要求

INER-HPS 系統的設計使燃料束在搬運、吊卸及貯存作業時，都能保持次臨界狀態。相關設計特性及分析驗證，請詳安全分析報告相關章節，諸如安全分析報告第六章一節。

(2) 設計要求

A. 傳送護箱與貯存設施之設計，在所有正常、異常與事故狀態下，有效中子增殖因子(k_{eff})都要小於 0.95。

B. 核臨界安全分析應包括以水當貯存燃料束緩和劑之情況。

(3) 規範及標準

貯存設施之核臨界安全應符合 10CFR72.124 及 72.236(C)(3)之規定。

4.6.2 作業之安全設計

以下將依作業特性，就燃料束之吊裝、傳送護箱之運送與處理、混凝土護箱之貯存、安全防護，以及輻射防護等階段工作，分別敘述各階段工作安全設計之要求與法規依據

(1) 燃料束之吊裝

A. 功能要求

應提供初步除污、密封、觀察、檢驗及編號等功能；對燃料束衰變熱量低於設計最高值進行確認；對燃料束燃耗高於設計最低值進行確認；提供必要的輻射防護；確保燃料束吊裝時不致受損。

B. 設計要求

(A) 燃料束的吊卸設備，應有下列安全設計原則：

- 燃料束之吊卸裝置應設計為可穩固銜接，並應具有防止脫離的功能。此外，應易於除污、檢驗、維護、裝卸及貯存。
- 燃料吊車應有限制開關與連鎖，並應有精確的定位功能。
- 應提供足夠照明，以利判定燃料束及護箱之編號。
- 所有與燃料束接觸的表面應避免有尖銳的觸角、斜面及銲接殘渣，以防止燃料受損。
- 燃料吊車之設計應能承受所有的設計負載，故障時應不致造成燃料束之墜落。

(B) 提籃之燃料束套管之設計應方便燃料束之插入或移出。

(C) 須有足夠之屏蔽以保護操作人員。

(D) 吊運時，對每一燃料束之編號應予以確認。

(E) 正常、異常及意外狀況下，均不致造成分裂產物外釋。

(F) 燃料束裝置位置應有足夠的內部空間，可使預定貯存的燃料在稍有扭曲狀態下仍可插入或移出。

(G) 相關設備應依工業標準及職業安全衛生法之規定設計，並依相關規定辦理測試、檢驗及維護。

(H) 依合理抑低原則，進行維護、更換或修理失效之吊卸設備。

C. 法規及標準

燃料束吊卸區設備及使用之物件，應依工業規範及標準設計。

(2) 傳送護箱之傳送與處理

A. 功能要求

提供傳送護箱傳送所需之設備；提供傳送護箱所有作業的觀察功能；提供工作架讓工作人員接近直立的傳送護箱頂端；提供處理上蓋、重工具、螺栓旋緊器之設備；提供取樣等作業空間。

B. 設計要求

- (A) 傳送護箱及其支持系統之設計，應能承受所有的設計負載。
- (B) 傳送護箱結構的設計，必須提供設備搬移、便於維護及除污的準備或安排。
- (C) 為使工作人員使用平台以到達傳送護箱之頂部，應有出入所需的足夠空間。
- (D) 為了安全運送傳送護箱，應執行對參數(如傳送護箱表面輻射及密封完整性)的檢驗與偵測。
- (E) 提供密封鋼筒內氣體取樣分析之能力。
- (F) 傳送護箱準備區須事先加以規劃。

C. 規範及標準

- (A) 傳送護箱傳送與處理之相關設備應依據商業規範及標準進行設計。
- (B) 傳送護箱吊卸區所採購使用之物料應符合工業標準。

(3) 混凝土護箱之貯存

A. 功能要求

對所有混凝土護箱提供定期檢查的功能及溫度監測功能；對移動作業提供輻射防護措施；提供輻射監測裝置；提供適當的貯存區基礎結構；提供足夠的排熱功能以限制燃料護套溫度。

B. 設計要求

- (A) 貯存系統之設計應能承受所有的設計負載。
- (B) 貯存區使用之材料應考慮輻射、熱劣化效應對使用壽命之影響。
- (C) 混凝土護箱之設計，應對預期的貯存環境及設計壽命提供適當的腐蝕餘裕。
- (D) 每一貯存位置應由特別的、永久的及可見的號碼辨識。
- (E) 可能污染的貯存系統表面的設計，應能防止污染物之累積。

(4) 安全防護

A. 功能要求

提供貯存設施內安全屏障、進出管制設施、闖入偵測設備、監控設備、以及安全照明；並提供對設施外之通訊設備。

B. 設計要求

- (A) 操作區與各監控中心間，應提供通訊系統。
- (B) 提供雙重及分向的對外通訊設施，並依緊急應變計畫與地方或地區的主管機關相連接。
- (C) 貯存設施之保安設計應與核一廠廠區現有保安系統配合。

(D) 應提供適當之照明設備，其亮度應符合 CNS 標準。

(5) 輻射防護

A. 功能要求

限制工作人員劑量至合理抑低的程序，並依設計基準限制對一般民眾所接受的年劑量。

B. 設計要求

(A) 運轉、維護與檢驗作業，應依照合理抑低的原則予以設計、製造、裝設、屏蔽。

(B) 設施的設計，應儘可能減少須在輻射區執行工作所需的時間。

(C) 設計屏蔽時，應避免引起局部高輻射區。

(D) 設施之設計應提供密封、通風系統。

4.7 預防異常狀況或意外事故之設計

本節說明設施依場址、結構體或作業特性所需加強預防異常狀況或意外事故之設計，考慮的項目包括有火災、爆炸、放射性氣體外釋、排水系統失效、入滲量異常增加或設施內積水等。以下分別說明之：

(1) 火災或爆炸

A. 混凝土護箱運送車油箱之油料量不得超過 50 gal。

B. 雙重圍籬防止外人進入貯存場破壞或引爆。

(2) 護箱材料老化監測與放射性氣體外釋

A. 貯存期間在外加屏蔽氣道內設置有密封鋼筒材料監測試片，可定期取出檢驗，以了解密封鋼筒外表材料有無劣化現象。該材料監測試片以每 5 組護箱為單位設置 1 組材料監測試片，每組試片各 4 片，分別設置在外加屏蔽的 4 個進氣孔不銹鋼網板的內側。

B. 貯存場四周增設兩部環境輻射監測器，並與核一廠原廠界輻射監測系統連線，以監視萬一之放射性氣體外釋。

(3) 排水系統失效、入滲量異常增加或設施內積水

貯存場混凝土基座四周排水溝之設計均依地勢佈置，並考量有一定之斜率，讓雨水沿排水系統匯集流入乾華溪。混凝土基座為一平滑地板，雨水將隨

其本身重力流入四周排水溝。混凝土護箱進氣口離地面有 33 cm，雨水不會淹入混凝土護箱內。

第五章 運轉限制條件

運轉限制條件(LCO)與檢查要求(SR)一般要求：

運轉限制條件(LCO)

LCO 3.0.1 各 LCO 所述之”總熱負載”，係指某一密封鋼筒裝載 56 束核一廠四種型式用過核子燃料之總衰變熱，包括 GE8×8-1, GE8×8-2, SPC8×8, GE9B。其他類型用過核子燃料不適用本運轉技術規範。

LCO 3.0.2 除 LCO 3.0.3 的情形外，在適用情況下，均應滿足所有運轉限制條件。

LCO 3.0.3 當違反 LCO 時，應執行其相關”採行措施”。

檢查規定(SR)

SR 3.0.1 當執行檢查要求時，若未能達到驗證標準，即視為違反 LCO。

SR 3.0.2 當發現檢查要求未於規定的頻率內被執行時，若於發現後 24 小時內，且不超過 1.25 倍規定頻率內執行，仍視為符合執行頻率。
但當有關檢查要求之頻率中有「一旦」等文字，則上述之頻率可延長為 1.25 倍的規定便不適用。

與本規定不一樣之頻率規定，於文中單獨敘明之。

SR 3.0.3 當 INER-HPS 系統違反某項 LCO 而進入其中之任一”採行措施”時，相關之檢查要求的規定頻率可暫停計算，直到系統違反該 LCO 的狀況解除。

5.1 INER-HPS 系統運轉限制條件(LCO)與檢查要求(SR)：特定狀態

密封鋼筒真空乾燥時間

LCO 3.1.1	密封鋼筒抽真空時間限制			
	1.自密封鋼筒吊出燃料池水面至開始執行密封鋼筒排水，時間不得超過下列限制：			
	總熱負載 (L)(kW)	時間限制 (小時)	採行 A.1 以及 A.2 措施後可再作業 時間限制(小時)	採行 A3 措施後 可再作業之時 間限制(小時)
	$L \leq 4$	90	89	34
	$4 < L \leq 4.5$	82	75	34
	$4.5 < L \leq 5$	70	62	34
	$5 < L \leq 5.5$	61	52	34
	$5.5 < L \leq 6$	54	47	34
	$6 < L \leq 6.5$	49	41	34
	$6.5 < L \leq 7$	45	39	34
	$7 < L \leq 14$	21	16.7	15
	2.自開始執行密封鋼筒排水至完成密封鋼筒抽真空乾燥測試及氦氣回填(完成 LCO3.1.3 所述之要求)，時間不得超過下列限制：			
	總熱負載 (L)(kW)	時間限制 (小時)	採行 B.1 措施後 可再作業時間	採行 B.2 措施後 可再作業時間 (小時)
	$L \leq 4$	600	NA	NA
	$4 < L \leq 7$	600	NA	NA
	$7 < L \leq 14$	31	26	3.6*
行動				
-----註-----				
*:詳附件一				

(下頁續)

運轉限制條件(LCO 3.1.1)(續)

狀態	採行措施	完成時間
A.不符合自密封鋼筒吊出燃料池水面至開始執行密封鋼筒排水之時間限制	A.1.1 在 TSC 上蓋接上內部冷卻(inter-cooling)系統管線與設備 <u>以及</u>	3 小時
	A1..2 以 30gpm 之速率，將池水注入 TSC 中，並將 TSC 中內部之水排回燃料池，持續 8 小時	11 小時
	或	
	A 2 於 8 小時內將護箱吊回池中，持續冷卻 24 小時	32 小時
B.不符合密封鋼筒排水至完成氬氣回填之時間限制	B.1.1 對密封鋼筒進行氬氣填充 <u>以及</u>	2 小時
	B.1.2 將傳送護箱連同已填充氬氣之密封鋼筒置入燃料池。 <u>以及</u>	2 小時
	B.1.3 將傳送護箱與密封鋼筒留置於燃料池中至少 24 小時。 或	28 小時
	B.2.1 對密封鋼筒進行氬氣填充並連接環狀間隙注水系統 <u>以及</u>	3 小時
	B.2.3 以溫度低於 41°C，流速 30gpm 水流注入傳送護箱與密封鋼筒間的環狀間隙中至少 2 小時	5 小時

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.1.1 監測自完成密封鋼筒排水作業至完成氬氣回填所花費的時間。	完成氬氣回填前
SR 3.1.1.2 監測自池中冷卻結束至完成氬氣回填所花費的時間。	完成氬氣回填前

註：燃料池冷卻於必要時可以藉由充水至傳送護箱與密封鋼筒間之環狀間隙循環冷卻取代。

密封鋼筒真空乾燥壓力

LCO 3.1.2

密封鋼筒抽真空乾燥壓力

密封鋼筒抽真空乾燥達壓力不高於 10 mm Hg 後，關閉抽真空幫浦及隔離閥，應維持至少 10 min 壓力不高於 10 mm Hg。若作業時周圍溫度低於 18.3°C (65 °F)，則抽真空壓力測試標準須保持壓力小於 5 mm-Hg，維持 10 min。

適用：

裝填作業

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合密封鋼筒真空乾燥壓力	A.1 確使密封鋼筒抽真空乾燥壓力符合限值。	25 天
B. 不符合採行措施之完成時間	B.1 由 INER-HPS 系統移除所有燃料束	5 天

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.2.1 驗證密封鋼筒真空乾燥壓力符合限值。	於運搬作業前

密封鋼筒氦氣回填壓力

LCO 3.1.3 密封鋼筒氦氣回填壓力
密封鋼筒之氦氣回填壓力應為 0 (+1, -0)psig。

適用： 裝填作業

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合氦氣回填壓力	A.1 確使密封鋼筒氦氣回填壓力符合限值。	25 天
B. 不符合採行措施之完成時間	B.1 由 INER-HPS 系統移除所有燃料束	5 天

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.3.1 驗證密封鋼筒氦氣回填壓力符合限值。	於運搬作業前

密封鋼筒於傳送護箱內留置時間

LCO 3.1.4 密封鋼筒於傳送護箱內最長留置時間限制
對已裝填燃料並回填氦氣而留置於傳送護箱內之密封鋼筒，在無冷卻之情況下，應實施下述時間限制。密封鋼筒之總熱負載低於下述限制者，僅受限於 600 小時總累積時間限制。

總熱負載 (L)(kW)	時間限制 (小時)
$7 < L \leq 14$	50

適用：裝填作業、傳送作業及再取出作業。

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. -----註----- 於狀態 A 所花費之時間須計入 600 小時總累積時間之一部分。 ----- 不符合時間限制	A.1.1 將傳送護箱連同裝於其中之密封鋼筒置入燃料池中。 <u>以及</u> A.1.2 將傳送護箱及密封鋼筒留置於燃料池中至少 24 小時。	2 小時 26 小時
B. 不符合 600 小時總累積時間限制	B.1 將密封鋼筒裝載入混凝土護箱。 <u>或</u> B.2 由密封鋼筒中移除所有燃料束。	5 天 5 天

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.4.1 監測完成 LCO 3.1.4 所花費的時間。	於裝入混凝土護箱前

密封鋼筒氦氣洩漏率

LCO 3.1.5 密封鋼筒氦氣洩漏率

檢驗密封鋼筒屏蔽上蓋至密封鋼筒殼體銲道，其氦氣洩漏率不得高於 $2 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{s}$ (氦氣)，氦氣洩漏測試之靈敏度為 $1 \times 10^{-7} \text{ cm}^3/\text{s}$ (氦氣)。

適用：裝填作業

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合密封鋼筒氦氣洩漏率	A.1 確認密封鋼筒氦氣洩漏率符合限值。	25 天
B. 不符合採行措施之完成時間	B.1 由 INER-HPS 系統移除所有燃料束	5 天

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.5.1 驗證密封鋼筒氦氣洩漏率符合限值。	於運送作業前。

混凝土護箱熱移除系統

LCO 3.1.6 AOS 出氣口平均溫度與環境溫度差異不得高於 36.6°C

適用：裝填作業與貯存作業

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合溫度差異限制	A.1 目視檢查進出氣道是否全堵塞。若是全堵塞採行 A.2 措施。若非全堵塞採行 A.3 措施。	立即
	A.2 設法清除氣道上堵塞物使全堵塞狀況改善為半堵塞。並立即進行安全評估，必要時可採取強制冷卻方式，使 INER-HPS 系統置於安全狀態。	$7 \leq L \leq 14$ 85 小時 $L \leq 7$ 660 小時
	A.3 回復系統冷卻能力至正常狀態確認燃料佈局為正確佈局。	25 天

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.6.1 驗證混凝土護箱出氣口平均溫度與環境溫度差異不高於 36.6°C。 或 目視檢查所有空氣進出口均是暢通無阻礙的。	24 小時(最長可每 30 小時執行一次) 24 小時(最長可每 30 小時執行一次)
SR 3.1.6.2 驗證混凝土護箱出氣口平均溫度與環境溫度之空氣溫度差異不高於 36.6°C。	護箱進入貯存狀態後每 24 小時(最長 30 小時)執行一次

用過核子燃料池水溫度

LCO 3.1.7 用過核子燃料池水溫限制

用過核子燃料池水溫應不大於 41°C

適用：裝填作業、執行燃料池冷卻(LCO 3.1.1 及 3.1.4 採行措施)或密封
鋼筒內部換水冷卻(LCO 3.1.1 採行措施)

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合水溫限制	通知啟動燃料池冷卻系統	立即

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.1.7.1 驗證用過核子燃料池水溫不大於 41°C。	每次適用時機之活動執行前，並於其後每 12 小時執行一次。最長可每 15 小時行一次

5.2 INER-HPS 系統輻射防護

密封鋼筒表面污染

LCO 3.2.1 密封鋼筒表面污染

密封鋼筒外表面之非固著污染應不超過：

- a. 180Bq/100 cm²，貝他及加馬射源；
- b. 1 Bq/100 cm²，阿伐射源。

適用：裝填作業

行動

-----註-----

個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合密封鋼筒表面 非固著污染限制	A.1 使密封鋼筒表面非固著污 染減低至限值內	於運搬作業前

檢查要求

檢查	頻率
SR 3.2.1.1 透過直接或間接之方法，確使密封鋼筒外表面 之非固著污染未超過限制	於運搬作業前。

混凝土護箱之平均表面劑量率

- LCO 3.2.2 混凝土護箱之平均表面劑量率
- 每個混凝土護箱之平均表面劑量率應低於下述限制，除非符合採行措施 A.1 及 A.2。
- a. 0.5 mSv/小時 (中子及加馬)，於側表面(於混凝土表面)；
 - b. 0.5 mSv/小時 (中子及加馬)，於上表面；
 - c. 1 mSv/小時 (中子及加馬)，於進氣口與排氣口。

適用： 貯存作業

行動

-----註-----

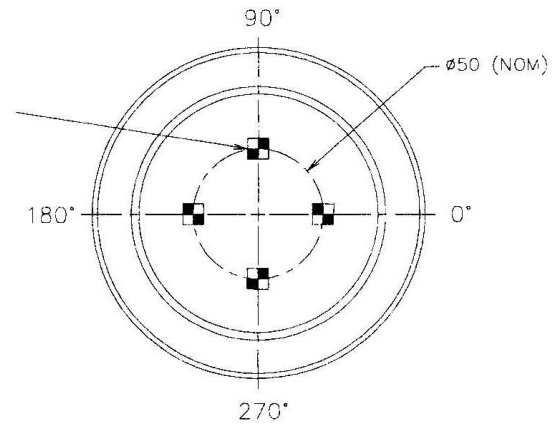
個別之項目條件適用每個 INER-HPS 系統。

狀態	採行措施	完成時間
A. 不符合混凝土護箱平均表面劑量率限制	A.1 行政驗證裝填之燃料正確。	24 小時
	以及 A.2 執行分析確認 ISFSI 場外輻射防護符合「游離輻射防護安全標準」、「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，且符合廠界個人年有效劑量 0.5 mSv 之要求。	7 天
B. 不符合採行措施之完成時間	B.1 由 INER-HPS 系統移除所有燃料束	30 天

檢查要求

檢 查	頻 率
SR 3.2.2.1 驗證已裝載包含燃料束之密封鋼筒的混凝土護箱之平均表面劑量率未超過限制。劑量率應於下圖所標示之位置進行量測。	於貯存作業前。

於所示目標點進行劑量率之量測。



■ 目標點

每個平面分別於八個目標點(0, 45, 90, 135, 180, 225, 270, 315度)量測劑量率。分別在各個進氣口(排氣口)中央，以及進氣口(排氣口)間取一點量測。

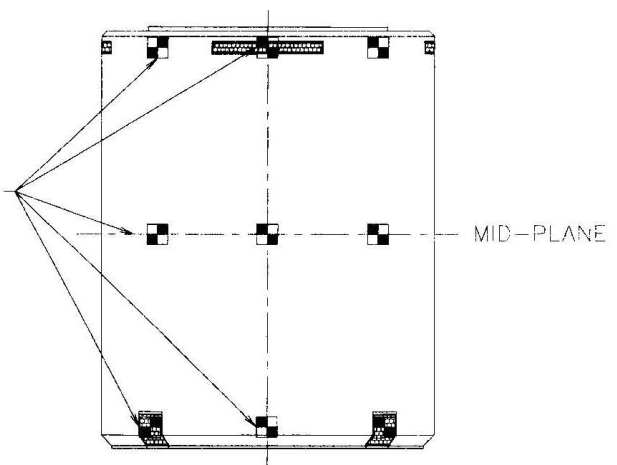


圖 5-1 混凝土護箱表面輻射劑量率測量

第六章 設施安全監測要求

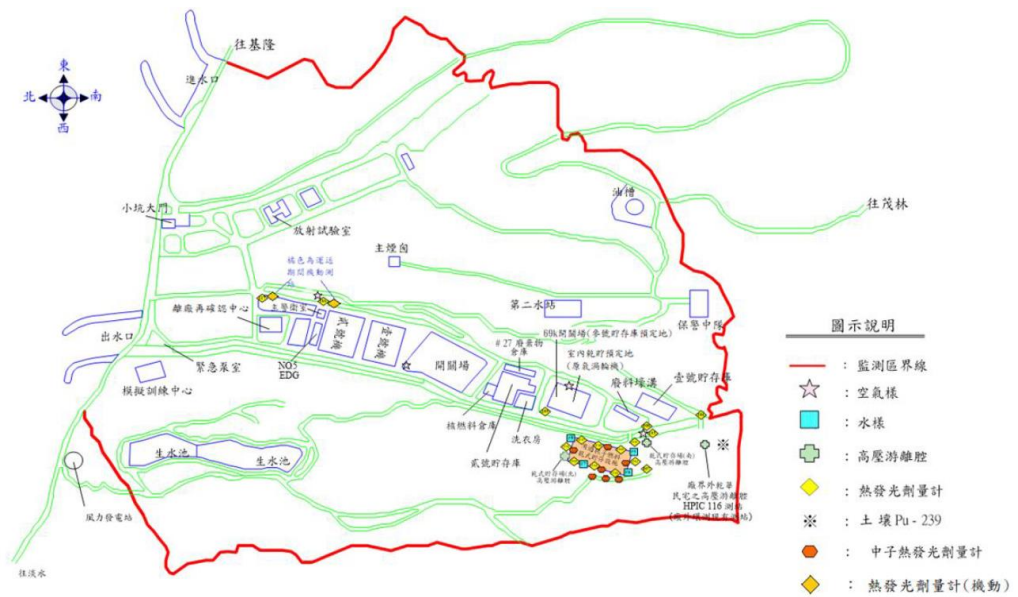
6.1 環境輻射

本貯存場之四周環境監測作業依照核一廠環境監測計畫，沿用核一廠現有的熱發光劑量計(TLD)、環境輻射監測器及連續空浮取樣器，全天候 24 小時監測該區域之直接輻射強度。核一廠環境輻射監測計畫相關之監測項目、監測結果評估方法、品質保證及品質管制等依本公司相關規定辦理。另外，配合機動性定期環境偵測及混凝土護箱貯存作業等輻防管制，全盤掌握場址附近之輻射狀況，以確實掌握對場界周遭環境造成之影響。廠區各監測站位置如圖 6.1 與圖 6.2，廠區外環境輻射監測取樣地點則如圖 6.3~6.9 所示(佈點位置係引用自輻射防護計畫及環境輻射監測計畫，計畫更新時依最新版計畫執行)。此監測計畫，能有效監控乾式貯存作業射源項之特性，適用於乾式貯存對環境影響之監測。



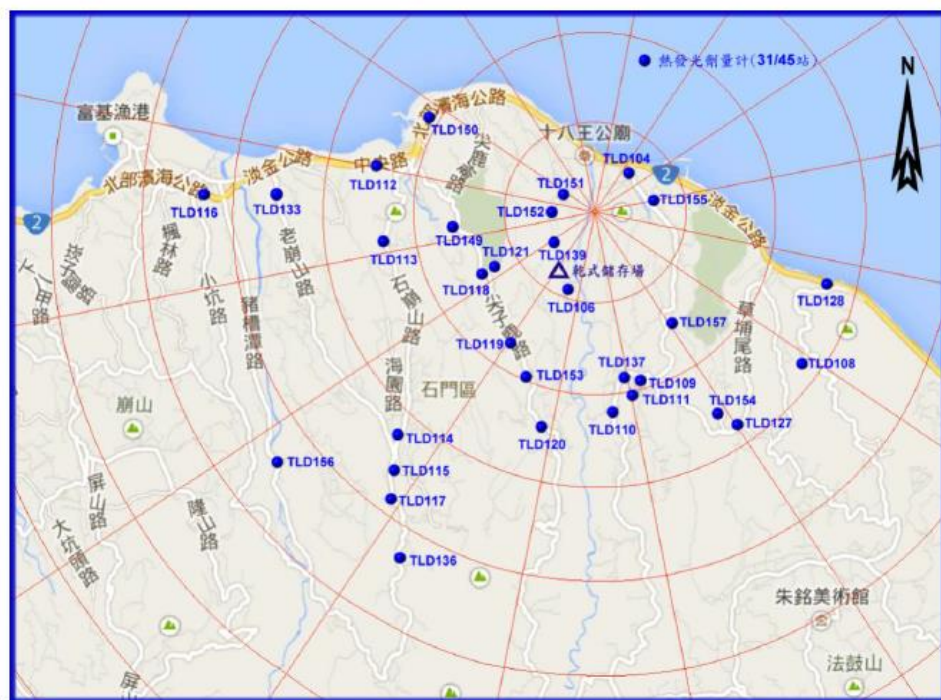
註:依據最新版(113 年)核一廠輻射防護計畫

圖 6-1 核一廠廠區輻射監測站位置圖



註:依據最新版(113 年)核一廠輻射防護計畫

圖 6- 2 核一廠廠區乾式貯存設施運轉期間輻射監測站位置圖



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6- 3 核一廠環境輻射偵測取樣地點(熱發光劑量計)



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6- 4 核一廠環境輻射偵測取樣地點(環境輻射監測器)



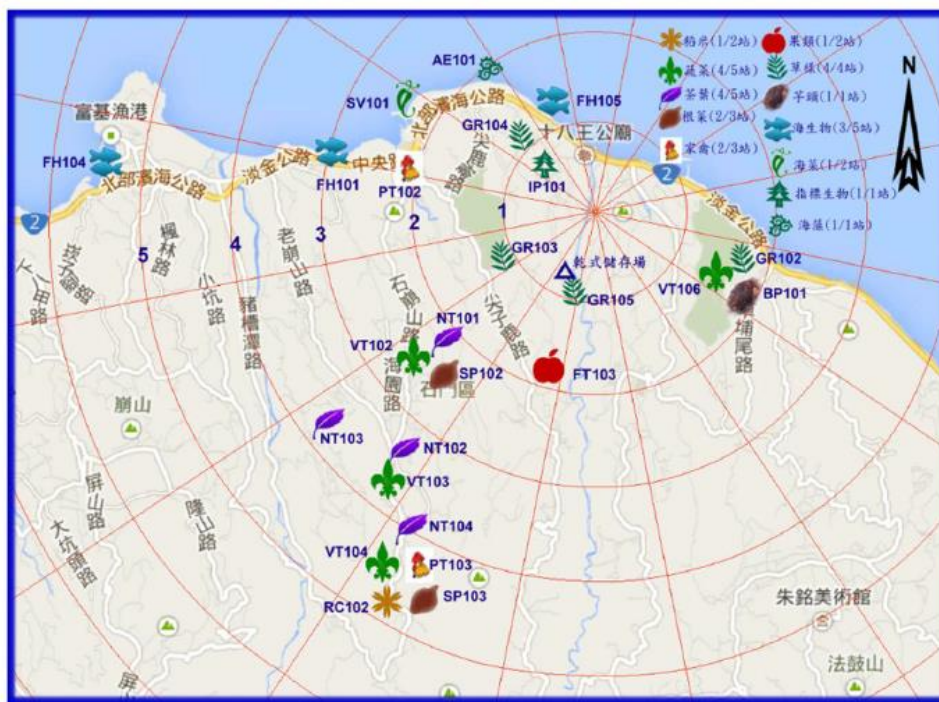
註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6- 5 核一廠環境輻射偵測取樣地點(空浮微粒及落塵)



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6- 6 核一廠環境輻射偵測取樣地點(各類水樣)



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6- 7 核一廠環境輻射偵測取樣地點(各類生物樣)



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6-8 核一廠環境輻射偵測取樣地點(土壤)



註:依據最新版(113 年)核一廠環境輻射監測計畫

圖 6-9 核一廠環境輻射偵測取樣地點(岸砂)

NAC UMS 系統之設計最大熱負載為 23 kW，其密封鋼筒內最多可存放 56 束沸水式核反應器用過核子燃料束(每束最大熱負載為 0.411 kW)，於反應器廠房內於貯存燃料裝填及運送作業期間，將使用核一廠反應器廠既有通風與排氣設施，遇有特殊廢氣須排除時，將另備排風設施與導管引至既有通風與排氣進口附近，由既有設施排至廠外。貯存場為露天貯存設施，燃料貯存用的密封鋼筒外表，採用空氣對流的冷卻方式，沒有通風與排氣設備之需要。

每日仍應定時檢視監測數據至少一次，溫差需小於 36.6 °C(66 °F)。如發現任何異狀，應立即至貯存場，確認各貯存護箱通氣孔道之通暢，並應將巡視後之異常狀況、處置方式及結果記錄。

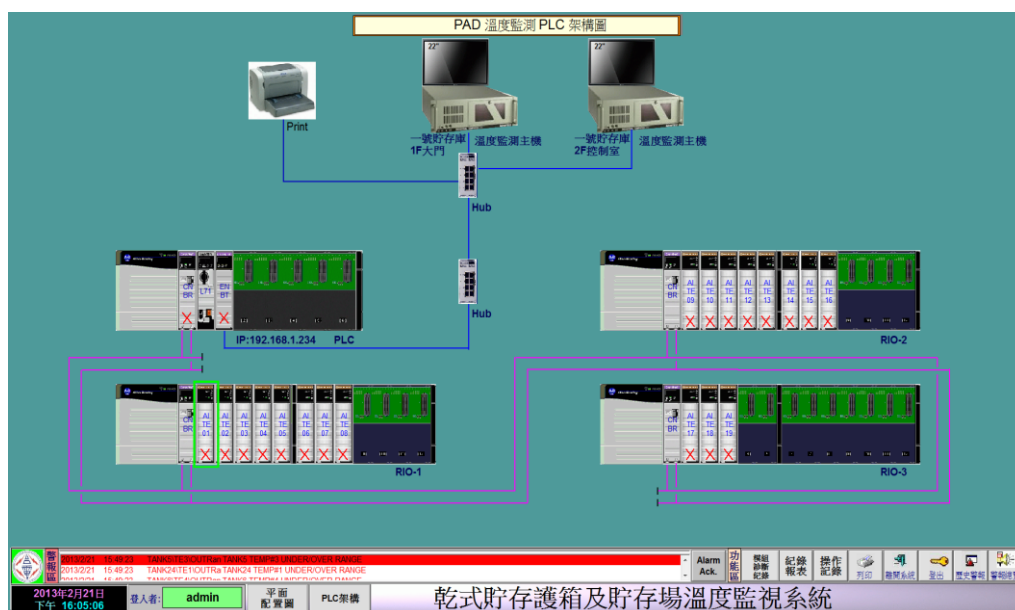


圖 6-10 溫度監測設備系統架構圖

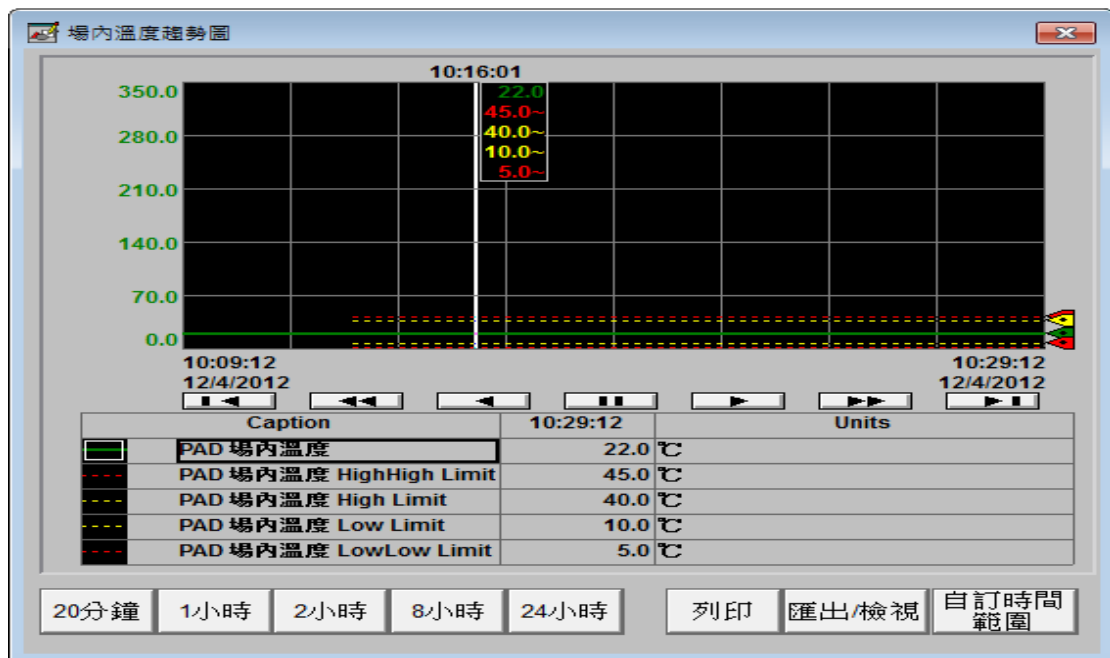
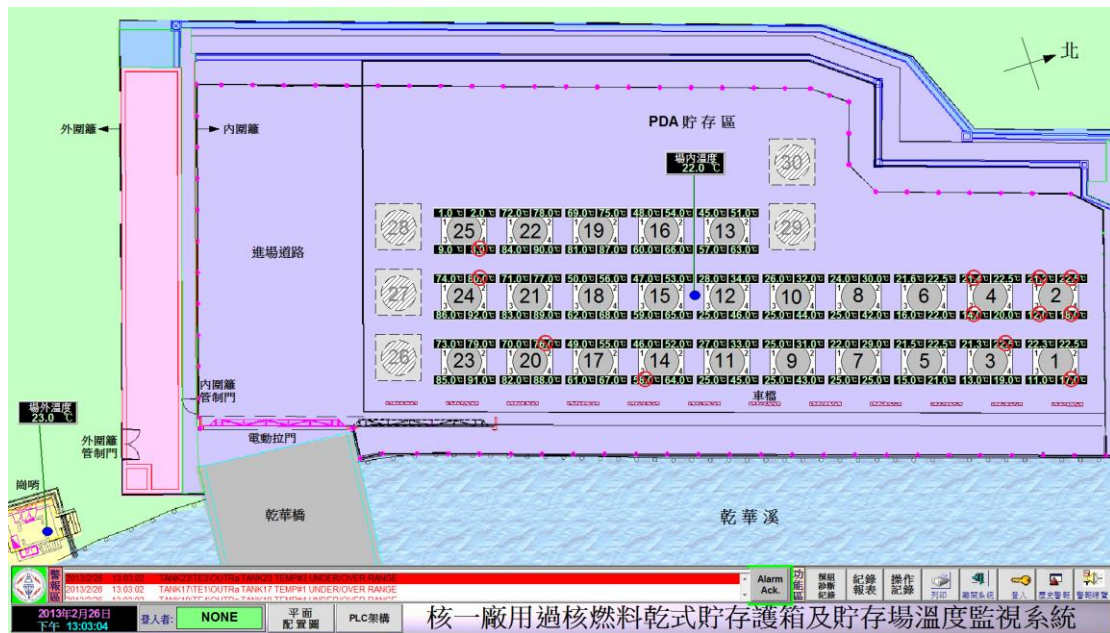


圖 6- 11 溫度監測軟體使操作作用介面

6.3 邊坡安全

邊坡安全監測是為了確保邊坡穩定性並預防潛在災害（如山崩、落石、土石流等）而進行的監測與評估工作。通過對邊坡的位移、變形、應力變化等監測值進行監測作業，達到可以及時採取適當措施的目的性。

6.3.1 監測系統之項目與配置

依據監測報告及「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施邊坡穩定自動化監測系統管理維護計畫」規定辦理。

坡面穩定監測系統包括：1.土中傾度管；2.伸縮桿、沉陷計；3.樁體內傾度管；4.水位觀測井；5.地錨荷重計。茲分述如下：

1.土中傾度管

土中傾度管主要在監測邊坡土體的變形，及回填區土體的變位，以確保土體的穩定性。

2.伸縮桿、沉陷計

伸縮桿、沉陷計主要在監測邊坡土體的變形，以確保邊坡土體的穩定性。

3.樁體內傾度管

樁體內傾度管主要監測擋土排樁的變形，確定邊坡與護岸的穩定與安全。

4.水位觀測井

依據邊坡穩定分析，邊坡穩定的安全係數隨著邊坡土體內的地下水位上升而降低；另回填區的水壓變化，也影響回填區的穩定性。本公司將設置水位觀測井以觀測地下水位變化。

5.地錨荷重計

以格梁地錨為護坡工程，地錨的預力荷重，攸關邊坡穩定性。本公司將設置地錨荷重計以監測邊坡的穩定性。

基於研判邊坡面整體穩定性及地下水位之變化，監測系統之配置情形：

(1)貯存平台西側擋土牆後方埋設土中傾度管及水位觀測井。

(2)貯存平台東側擋土排樁裝設樁體內傾度管及水位觀測井。

(3)西側邊坡於坡頂南北側各裝設沉陷計及伸縮桿。

(4)貯存平台西側擋土排樁南側裝設地震儀。

各監測儀器詳細平面配置如圖 6-12、圖 6-13 所示。

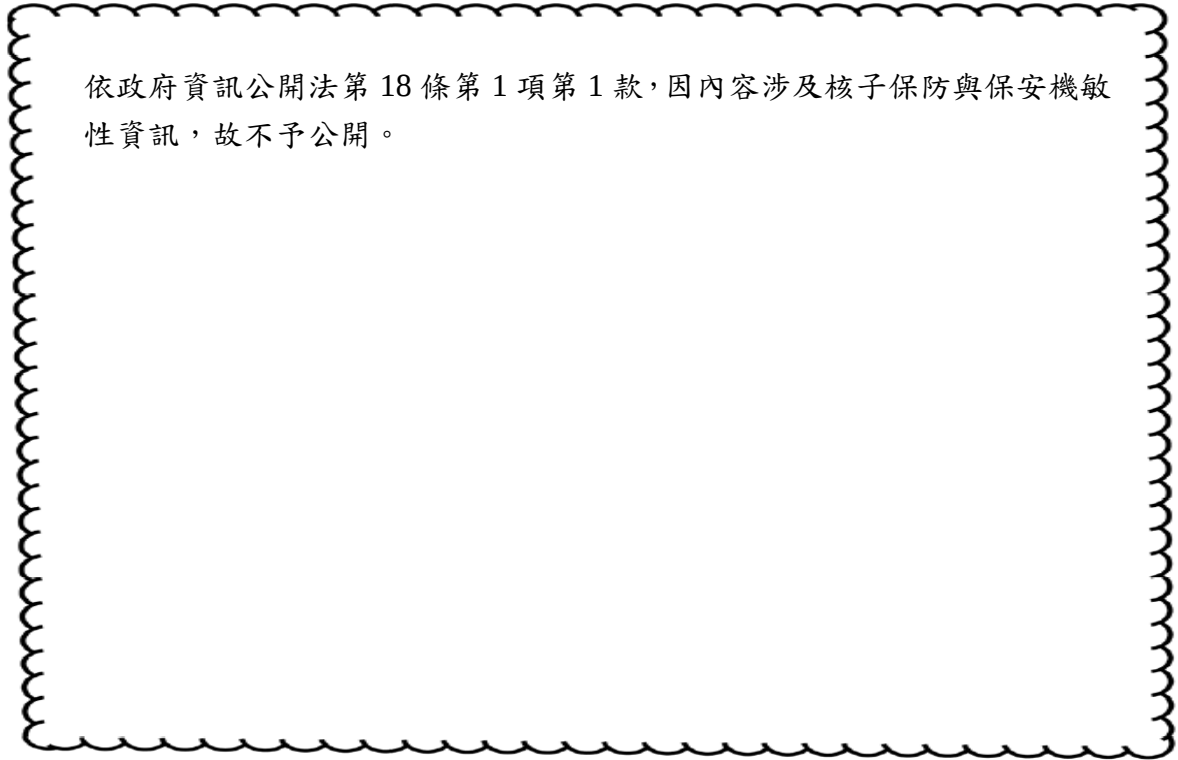


圖 6-12 監測儀器平面配置示意圖

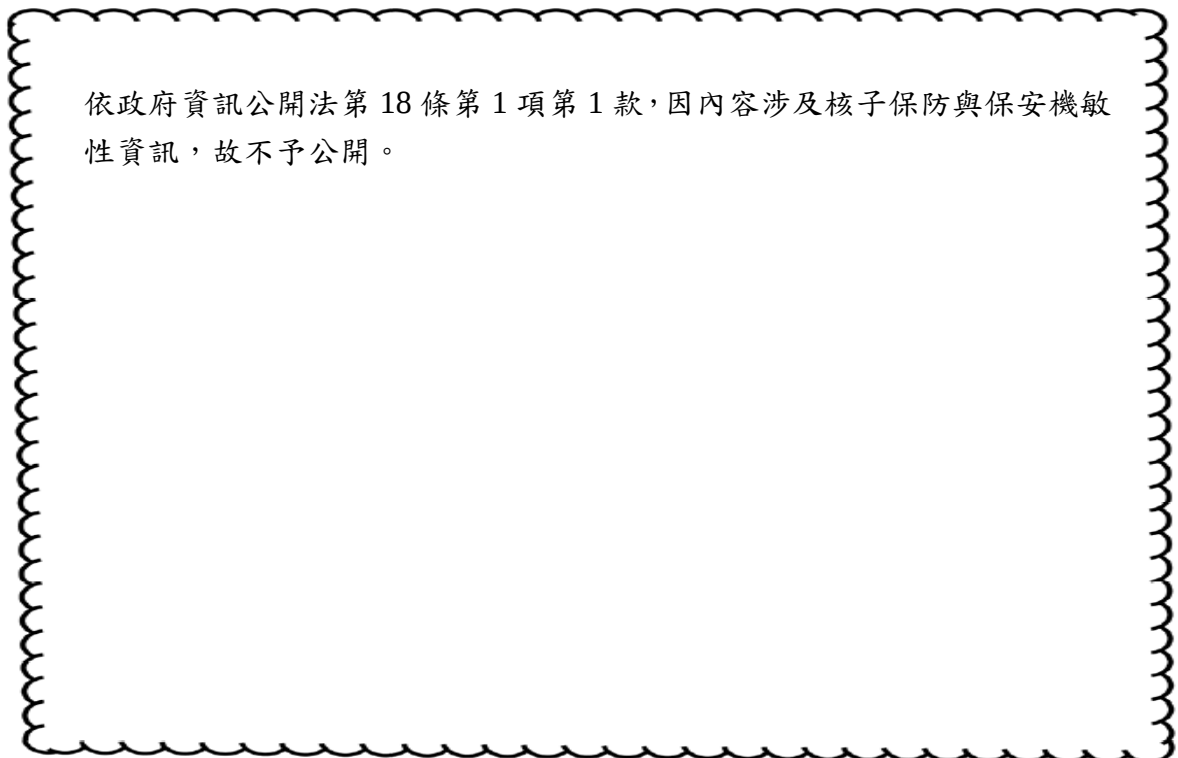


圖 6-13 監測儀器平面配置示意圖(地錨荷重計)

6.3.2 監測工作計畫

依據監測報告，本案各監測項目建議之管理值詳如表 6-1 與表 6-2。監測參考管理值僅供參考，實際以定期經專業技師分析評估之整體結果及建議為實際接受標準。定期(每二個月)提供自動化監測數據予專業技師進行趨勢分析判讀及研判監測範圍整體邊坡之穩定性。

6.3.3 監測管理值標準

監測儀器管理值係提供基準點、早期預警、決策管理等行動作為之功用，並作為監測值判定之依據和要求標準。其中預警值為可接受之變化量，屬於安全範圍內；警戒值為容許範圍內但大於設計值，應立即管制人員進出，並應採取密集觀測及召開檢討會議；行動值為土壤接近降伏、可能有山坡滑動之發生，應立即停工，並應採取密集觀測及補救措施行動作為。依據監測報告，本案各監測項目建議之管理值詳如表 6-1。監測參考管理值僅供參考，實際以定期經專業技師分析評估之整體結果及建議為實際接受標準。

表6- 1 監測參考管理值

監測項目	監測管理參考值			達警戒值時可能之補救措施
	預警值	警戒值	行動值	
土中傾度管	-	2mm/月 (有一定位移傾向)	> 10mm/月 (有一定位移傾向)	1.加強監測 2.水壓導排除 3.針對邊坡補強
樁體內傾度管	-	2mm/月 (有一定位移傾向)	> 10mm/月 (有一定位移傾向)	1.加強監測 2.水壓導排除 3.針對邊坡補強
水位觀測井	-	地表下-2.0m	地表下-0.5m	1.加強監測 2.加強排水並檢核安全係數
地錨荷重計	<(1.2 設計拉力) Type A(60tf) Type B(36tf)	±1.2 設計拉力	鋼鍵容許拉力	1.加強監測 2.水壓導排除 3.針對邊坡補強

註：

- 1.監測管理參考值之來源為「坡地社區開發安全監測手冊」（廖洪鈞、廖瑞堂，2000）。
- 2.達警戒值時，應立即管制人員進出，並進行密集觀測且應立即採取因應措施。

3.達行動值時，應立即停工，並進行密集觀測且立即採取因應措施。

4.監測參考管理值僅供參考，實際以定期經專業技師分析評估之整體結果及建議為實際接受標準。

表6- 2 監測參考管理值

監測項目	監測管理參考值		
	預警值	警戒值	行動值
沉陷計	-	8.0 mm	9.0 mm
伸縮計	-	8.0 mm	9.0 mm

綜上所述，核一廠室外乾式貯存場基地及周圍邊坡具有完善之監測儀器系統、監測計畫及監測管理值標準之規劃。

6.4 保安與保防監控

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

圖 6- 14 乾貯場佈置圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

圖 6-15 一號機(TWD-)、二號機(TWE-)、乾貯場(TWT-)位置圖

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核子保防與保安機敏性資訊，故不予公開。

第七章 行政管制

7.1 人員編制

依安裝/吊運及貯存階段，劃分人員編制，人員編制如表 7-1、7-2。本計畫銲接、起重機操作、駕駛、吊掛、職業安全衛生及品保等作業人員，由檢定合格、取得專業證照之人員負責。非破壞檢測人員之資格審定，須由承包商依據 SNT-TC-1A 辦理。至於輻射防護人員之資格，至少必須為核安會認可的輻射防護員。

核一廠除役計畫已有規劃除役各階段之行政管制架構，現依除役過渡階段之組織架構執行，未來亦會依除役進度滾動檢討除役計畫中組織架構之適切性。

表7-1 安裝/吊運階段人員編制及權責

職稱	人數	權責	資格要求
主管	1	1. 督導工作人員採取適當之防護措施並遵照核可的項目與程序執行。 2. 主持工具箱會議。 3. 發現異常，負責處理及陳報。 4. 發生事故時，指揮應變並陳報。	符合核一廠承包商各類技術人員資格檢定程序書之規定
工程師	2	1. 燃料吊卸、裝載與運貯作業之管理。 2. 封鐸、乾燥、檢測作業之管理。	符合核一廠承包商各類技術人員資格檢定程序書之規定
吊車操作員/指揮	2	1. 遵照核可的項目與程序執行作業，確保操作程序均符合要求。	吊車操作員須具備核一廠吊車操作證照
去污工	1	2. 遵守工安及輻射防護規定。	NA
起重機操作員/ 機械工/電工	4	3. 相互密切配合、聯繫，以共同防止意外事故。	1. 符合核一廠承包商各類技術人員資格檢定程序書之規定 2. 具備本計畫檢驗員訓練及資格檢定作業程序書之規定
非破壞檢測員	1		1. 符合核一廠承包商各類技術人員資格檢定程序書之規定 2. 具備本計畫檢驗員訓練及資格檢定作業程序書之規定
鐸工	2		1.符合核一廠承包商各類技術人員資格檢定程序書之規定 2.具備本計畫檢驗員訓練及資格檢定作業程序書之規定
品保員	2	依檢驗計畫執行檢驗（包括見證點、停留點）。 缺陷項目之追蹤及處理。 品質文件紀錄之填寫。 4. 內、外部例行品保稽查之執行。	品保主管須具備本計畫『檢驗員訓練及資格檢定作業程序書』對中級檢驗員之規定
輻射防護員	1	輻射偵檢與管制之規劃	具備輻射防護員之證照

職稱	人數	權責	資格要求
輻防下包商	1		NA
職業安全衛生管理員	2	工安、衛生、環保等之管理。	職業安全衛生管理主管須具備我國安全管理師(或衛生管理師)證照
駕駛	1	護箱運送車之操作。	護箱運送車駕駛須具備監理站所核頒之駕照
警衛	5	運送沿線之交通指揮管制及安全護衛。	NA
合計	25		

備註：人員編制將依實際施工需求調整。

表7- 2貯存階段之作業人員編制及權責

職稱	人數	權責	資格要求
工程師	1	1. 督導工作人員採取適當之防護措施並遵照核可的項目與程序執行作業。 2. 發現異常，負責處理及陳報。 3. 發生事故時，指揮應變並陳報。	由核一廠廠長指派之專業工程師
操作員	1	1. 遵照核可的項目與程序執行作業，並保存其紀錄。 2. 遵守工安及輻射防護規定。 3. 密切配合、聯繫，共同防止意外事故。	NA
輻防下包商	1		NA
維護員	1		NA
合計	4		

7.2 人員訓練計畫

本節針對本設施之安裝/吊運及貯存，提出人員訓練計畫，說明燃料之吊卸、裝填、運搬、接收及貯存等重要作業之訓練規劃。

訓練課程時程、內容及授課人員資格，訓練成效評估或資格檢定辦法，概述如下：

7.2.1 訓練時程

- (1) 安裝/吊運階段：配合本設施試運轉時程，本計畫將在試運轉實施約半年前，準備本設施之人員訓練計畫；自試運轉實施前約三個月起實施；並於試運轉實施約一個月前完成人員訓練。
- (2) 貯存階段本階段之人員訓練，於本設施正式運轉前約 30 天起實施；並於運轉前完成人員訓練。

7.2.2 訓練課程內容

- (1) 基本訓練：基本訓練係依據核一廠程序書 D131「核一廠承攬商管理要點」之規定，承包商進廠前需執行輻安及工安等相關講習；適用對象為參加本計畫施工階段及安裝/吊運階段之承包商及下包商。

基本訓練分保安及門禁管制、工安衛生、輻射防護、保安及門禁管制、品質管制、環境及廢棄物管理、緊急計畫與除役之消防計畫，訓練課程及內容如表 7-3 所示。

- (2) 專業訓練：

A. 安裝/吊運階段

本階段專業訓練之主要目的，在於使作業人員瞭解本設施於用過核子燃料裝載、運送時之相關作業程序，並提升或瞭解與其職責相關之知識和技術，以確保安裝及吊運作業之安全。專業訓練包括本設施及貯存系統之設計、核工原理、設施之保安與通訊系統、貯存護箱之驗收要求、起重機與索具操作要求、裝填前準備作業及裝填作業、密封作業、運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業、異常狀況與意外事故之應變及改正措施、去污作業，以及其他特殊作業項目等，課程內容如表 7-4 所示，適用對象為參加本設施安裝/吊運階段之工作人員。

B.貯存階段

本階段專業訓練之主要目的，在於使作業人員瞭解本設施之運轉作業，並熟習貯存場監測相關程序，以確保本設施之安全。專業訓練包括運轉規範、儀器操作、設施之保防、保安與通訊系統、設施及貯存系統之設計、運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業、異常狀況與意外事故之應變及改正措施，以及其他特殊作業項目等，課程內容如表 7-5 所示，適用對象為參加本設施貯存階段之工作人員。

7.2.3 授課人員資格

不同課程需要不同之資格，因此，本設施人員訓練課程之授課講師資格規劃如下：

- (1)取得專業教師資格之教師，或
- (2)赴國外接受乾式貯存專案技術轉移廠商專業訓練之專業人員，或
- (3)取得國內專業執照或證書之專業人員，或
- (4)通過國家考試及格之專業人員，或
- (5)受過原設計廠商人員訓練，取得結業證書，並具有 2 年實務經驗者，或
- (6)原設計廠商人員，具有 5 年(含)以上實務經驗者，或
- (7)具有用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收及貯存等作業 2 年(含)以上之經驗，經服務單位檢定合格者。
- (8)職業安全衛生相關課程講師須符合職業安全衛生教育訓練規則附表十四第五項之規定：
 - A.大專校院相關科畢業，具相關工作經驗三年以上者。
 - B.術科講師應為高中、高職以上學校畢業，有相關職類乙級技術士證照以上者，或經相關訓練受訓合格，取得操作人員資格，並具三年以上經驗者。
 - C.任教相關課程具十年以上實務經驗或專長者。

7.2.4 訓練成效評估或資格檢定辦法

訓練成效評估及資格檢定，參照核一廠 D115 程序書「核能電廠專業人員訓練程序書」之考核管理辦法辦理。

表7-3 本設施人員基本訓練課程及內容

項次	課程名稱	訓練內容	參考規定
1	工安衛生	安全護具規定及申領、危險性工作場所審查暨檢查辦法、加強公共工作職業勞工安全衛生管理作業要點	職業安全衛生法及其施行細則、勞動基準法及其施行細則、勞動檢查法及其施行細則、營造安全衛生設施標準、職業安全衛生設施規則、職業安全衛生訓練規則
2	輻射防護	輻射概述、輻射的量和單位、輻射偵測、輻射生物效應、輻射管制、放射性物質之管制	核一廠輻射防護計畫
3	保安及門禁管制	輻射管制區及核物料貯存地區門禁管制規則、保安管制作業、區域劃分與管制措施	核一廠程序書 D131「核一廠承攬商管理要點」、核一廠保安計畫
4	品質管制	品質查證作業程序、不符合矯正及預防措施作業程序、文件檔案及紀錄管理系統、材料、零件和組件之標示與管制、檢驗、測試、搬移、貯存與運輸、稽查	核一廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫
5	環境及廢棄物管理	環境保護概論、環境保護管理組織、環境保護管理工作計畫、施工與清理、環境及廢棄物管理作業、空氣污染防制、水污染防治、自主環境保護檢查表	空氣污染防制法及其施行細則、水污染防治法及其施行細則、噪音管制法及其施行細則、廢棄物清理法及其施行細則、營建剩餘土石方處理方案
6	緊急計畫	應變組織與編組、緊急事故分類、陳報體系與聯絡方式、廠區緊急疏散規定	職業安全衛生法及其施行細則、核一廠緊急應變計畫
7	除役之消防計畫	火災之處理程序、火災通報及聯絡、消防人員及消防器材配置、除役期間消防計畫簡介	核一廠程序書 D107.2「消防防護計畫」
訓練時數：3 小時			

表7-4本設施安裝/吊運階段人員專業訓練課程及內容

項次	課程名稱	訓練內容	參考規定
1	設施及貯存系統之設計	密封鋼筒、傳送護箱、混凝土護箱與貯存場設施之設計、功能、規格、操作條件與設備特性	核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告、核一廠用過核燃料乾式貯存場新建工程招標規範
2	核工原理	用過核子燃料吊卸裝填及貯存作業安全性有關之核工原理(核臨界原理、核臨界之控制、熱流分析)	同上
3	設施之保安與通訊系統	出/入管制規則、通訊系統、監視與警報系統、門鎖管制、核物料料帳盤點	1. 同上 2. 核一廠保安計畫
4	貯存護箱之驗收要求	貯存護箱之檢查、測試程序；及技術規範之限制	核一廠用過核子燃料乾式貯存設施採購帶安裝招標規範
5	起重機與索具操作要求	吊卸機具之特性及吊卸作業規定；工業安全	同上
6	裝填前準備作業及裝填作業	選擇待裝填燃料之規範與程序；裝填設備及裝填作業程序(包括裝填燃料入密封鋼筒及傳送護箱；將密封鋼筒自傳送護箱傳送至混凝土護箱；及傳送護箱銲接屏蔽上蓋之程序)	核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告、作業程序書
7	密封作業	銲接、洩漏測試、排水、真空乾燥及氬氣充填等裝備及作業程序；安全需求及相關規定	同上
8	運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業	搬運機具之特性及運送作業規定；貯存場區接收作業程序；例行監測、設備及混凝土護箱維護作業；人員與車輛出入之污染管制	同上

項次	課程名稱	訓練內容	參考規定
9	異常狀況與意外事故之應變及改正措施	應變計畫；取出之操作與裝備；將密封鋼筒自混凝土護箱傳送至另一護箱之作業程序	核一廠緊急應變計畫
10	去污作業	放射性污染之認識，放射性去污作業原理、技術及防污管理。	核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告、作業程序書
11	其他特殊作業項目	輻射防護與輻安評估、品保；及以模擬設備執行試運轉。	同上
訓練時數：6 小時			

表7- 5本設施貯存階段人員專業訓練課程及內容

項次	課 程 名 稱	訓 練 內 容	訓 練 時 數	參 考 規 定
1	運轉規範	運轉行政管理程序。	1	核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告、作業程序書
2	儀器操作	貯存場監測儀器操作與維護，含溫度及輻射等監測設備。	0.5	同上
3	設施之保防、保安與通訊系統	出/入管制規則、通訊系統、監視與警報系統、門鎖管制、防恐、反暴力、核物料料帳盤點	0.5	1. 同上 2. 核一廠保安計畫
4	設施及貯存系統之設計	密封鋼筒、傳送護箱、混凝土護箱與貯存場設施之設計、功能、規格、操作條件與設備特性	0.5	核一廠用過核燃料乾式貯存設施安全分析報告、作業程序書
6	運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業	搬運機具之特性及運送作業規定；貯存場區接收作業程序；例行監測、設備及混凝土護箱維護作業；人員與車輛出入之污染管制	0.5	同上
7	異常狀況與意外事故之應變及改正措施	應變計畫； 取出之操作與裝備； 將密封鋼筒自混凝土護箱傳送至另一護箱之作業程序	0.5	同上
8	其他特殊作業項目	除污、輻射防護與輻安評估、品保；及以模擬設備執行運轉	0.5	同上
小計：			4 小時	

7.3 品質保證

本公司將在各核能電廠廠區內興建乾式貯存設施，貯存各核能電廠運轉期間所產生的用過核子燃料，特定訂「核電廠用過核子燃料乾式貯存設施品質保證計畫」，明訂對安全重要之設計、採購、製造、裝卸、運輸、貯存、清潔、裝配、檢驗、試驗、運轉、維護、修理等作業的品質保證要求。

本專案品質保證計畫適用於各核能電廠用過核子燃料乾式貯存，係依據核能安全委員會公布之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」與「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導則」之品質保證計畫章節、以及美國 10 CFR 72 subpart G 之品質保證要求，案品質保證準則順序逐章列明品保要旨、權責區分及各項作業要求，以充分反應各相關單位對核能安全及品質保證所負的責任。

經由本品保計畫之實施，期能確保貯存之用過核子燃料相關作業品質，防止發生輻射意外，確保公眾安全。

7.4 紀錄與品質文件

7.4.1 品質保證紀錄

品保記錄應建立規範以管制品保紀錄的產生、保留、建立目標、調閱、移交和保存，以作為品質的證明文件。各相關單位須對影響品質的作業保留充分的紀錄作為證據，同時須建立規範以管制其品保紀錄。

管制規範要求須包括，應產生、提供或維護的相關品保紀錄，說明負責管理品紀錄的人員或部門。品保紀錄須明確易讀，涉及之器材或工作項目應予標明。應建立記錄目錄，詳細記載保存年限及儲存位置。保存年限及儲存設施須符合相關規定，對於非永久保存的品保記錄，其廢棄作業必須進行管制。

品保紀錄的更改應由紀錄產生單位審查並批准，且更改紀錄須能顯示更改人員和更改日期。品保紀錄的儲存、維護、調閱、保全、移交等作業，均須依適用的法規予以訂定。

7.4.2 品質文件管制

文件的發行及管制須建立規範據以執行；審查及批准須由獲得授權的人員擔任；文件的修改管制須遵循原審核之程序辦理。

各相關單位應建立規範，以管制影響品質要求或品質作業的文件。其範圍應記載品質要求的文件或與品質相關之作業活動的文件，種類包括品保方案/計畫、設計文件、採購文件、作業程序書、竣工文件、安全分析報告等，並明定文件審查和批准的權責人員。

文件或電子文件之有效版本須確實分發或刊登給需使用之單位或部門。文件修訂須遵守原審核程序辦理，並於情況許可時，在文件上或附件中標示變更內容。文件經多次更改後，應重新發行新版；若更改次數未達規定，但已達一定期限，亦應評估是否重新發行新版。

另應建立文件總覽表，以標明最新現況。文件作廢時，應明訂文件保存年限及核准權責人員，並須訂定更換要點，以免誤用。

參考文獻

1. 楊明宗，郭榮卿，“乾式貯存筒材料腐蝕劣化監測計畫建議書”，95.2.13。
2. 楊明宗，郭榮卿，“用過核燃料乾式貯存混凝土護箱 A36 低碳鋼內襯墊大氣腐蝕行為評估”，94.12.26。
3. Universal MPC System (UMS) operation manual for the NAC-UMS storage system. Document No.: 790-P-05.
4. TECHNICAL SPECIFICATIONS FOR NAC-UMS® SYSTEM. Certificate of Compliance No. 1015.
5. 台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存設施設置安全分析報告，ISFSI-06-REP-06001.
6. 核能一廠用過核燃料跨機組運送設備採購 7kW 功率下傳送護箱於真空與充氬階段之容許再作業時間分析計算書, CSIUT-04-REP-09007.
7. 核一廠室外乾貯場邊坡人工監測技術服務案，第六次監測報告，台灣電力公司，113 年 10 月。
8. 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施邊坡穩定自動化監測系統管理維護計畫，台灣電力公司，111 年 10 月。

附件一 跨機組運送設備採購 7kW 功率下傳送護箱於真空與充氦階段之容許再作業時間分析計算書

出處：核能一廠用過核燃料跨機組運送設備採購 7kW 功率下傳送護箱於真空與充氦階段之容許再作業時間分析計算書

節錄章節：第一章~第四章

1. 前言

本計算書係針對核一乾貯系統在裝載低於 14kW 功率以下之燃料時，於真空及充氦階段下，針對其熱流現象進行分析，以供 LCO 進行規畫作業之依據。

本計算書各章節內容簡述如下，第二章概述分析之計算結果；第三章敘述分析之目的；第四章介紹分析之方法；第五章則交代分析之計算輸入數據；第六章條列分析之基本假設；第七章詳述分析之詳細結果；第八章論述分析之結論。

2. 分析結果概述(Synopsis of Results)

為確保核一廠用過核子燃料於設計載功率條件(14kW)下進行抽真空與氦氣回充作業於作業時間不足時，可以透過一套合理且具保守度之再作業流程，增加此二作業階段之作業時間。本計算書採用 FLUENT 程式建立三維傳送護箱熱傳分析模式(簡稱傳送護箱模式)，並施以環狀冷卻以移除熱量。由於整體分析模式皆與先前跨機組功率分析計算書中一致，故本計算書中沿用 CSIUT-04-REP-08009-01 中所採用的分析模式與假設條件進行評估分析。

經分析後發現，為增加真空作業階段下施行環狀冷卻之熱移除能力，故需於再作業階段中，於密封鋼筒中充入氦氣以增加移熱能力。因此於真空階段所進行之再作業程序之邊界條件將可涵蓋真空與氦氣階段之熱流行為，故於本計算書中將以真空階段之計算結果並回充氦氣後進行計算。

經分析後，核一乾貯系統於真空&充氦階段進施行環狀冷卻所獲得之額外作業時間如表 2-1 所示。表 2-1 顯示冷卻 2 小時可獲得之再作業時間為 3.69 小時，為最有效率之選擇條件。

表 2-1 不同環狀冷卻時間所獲得之再作業時間

冷卻時間(小時)	再作業時間 (小時)
0.5	2.66
1	3.27
2	3.69
3	3.62
4	3.27

3. 目的(Purpose)

計審核一廠乾貯系統於燃料裝填階段下，密封鋼筒裝載於 14kW 功率之用過核子燃料時，用以估算真空與充氦階段下執行不同時數環狀冷卻作業時，所能獲得之再作業時間。

4. 分析方法(Method of Analysis)

本計算採用 FLUENT 分析程式進行傳送護箱熱傳分析，保守估藉由環狀冷卻所移除之能量，在乾貯系統傳送護箱內總能量守恆之前提下，需藉由內部燃料發熱之作用而回覆之觀念，計算真空、充氦作業下之再作業時間，以供運轉規劃作為參考之依據。本計算模式引用跨機組傳送護箱熱流分析計算書 CSIUT-04-REP -08009-01 中所述之熱流分析模式進行分析。並施以流量為 30GPM、進口溫度為 41°C之冷卻水進行環狀冷卻，以移除用過燃料所產生之衰變熱。由於在真空作業施行環狀冷卻時將因為熱傳效果不佳而需暫時性的回充氦氣，這使得分析過程中，真空階段與充氦階段的邊界條件皆相同，因此在本計算書中將選擇以真空階段所具有之較高元件溫度作為案例設定之用，以確保分析結果之保守度。

附件二 較低熱功率狀況之密封鋼筒抽真空時間限制說明

本份說明係因應核安會提出之「試運轉報告審查意見 46」及「運轉技術規範審查意見 30」之要求，摘要說明兩份計算書「低裝載功率下傳送護箱 water 階段容許作業計算書(7kW)：ISFSI-04-CAL-04-12003-02」與「7kW 功率下傳送護箱於充水階段經內部冷卻後之額外作業時間分析計算書：ISFSI-04-CAL-04-12001-01」內容。

1. 計算書 ISFSI-04-CAL-04-12003-02：

該份計算書目的在於評估充水階段的溫升，以水溫上升至 93.3°C 的時間作為充水階段的容許作業時間。採用 ANSYS 程式建立三維的傳送護箱熱傳分析模式，計算用過核子燃料在短期裝填與傳送過程中，燃料護套、密封鋼筒和傳送護箱重要組件之最高溫度，以及最高水溫。

計算模式、邊界條件以及求解程序皆沿用先前 CSIUT-04-REP-08009-01，包括燃料元件等效熱傳性質、用過核子燃料軸向功率分佈等等主要參數與假設。並保守不考慮密封鋼筒內部介質之自然對流，且假設密封鋼筒與傳送護箱間環狀間隙內之空氣假設為靜止不流動，讓所得之密封鋼筒內部溫度較高。環境溫度假設為 32°C，密封鋼筒內部流體介質為液態水，起始溫度假設為 41°C。

計算時考慮了 3.5kW、7 kW 及 14 kW 三種不同熱負載的條件，計算水溫上升至 93.3°C 的時間，進行 Curve fitting 後可得：

$$\text{Time (hr)} = \left[2.4601773 + \frac{29.730325}{\text{Power (kW)}} \right]^2$$

其結果如下表所列。將表內裝載功率 4 kW 至 7 kW 的結果取整數，即

為 LCO 3.1.1 所列之時間限制(熱負載 4 kW 保守使用較短的 90 小時)。

表 1.不同裝載功率下之容許作業時間(ISFSI-04-CAL-04-12003-02 表 7-2)

功率(kW)	容許作業時間 (hr)
3.5	120.00
4.0	97.86
4.5	82.20
5.0	70.66
5.5	61.87
6.0	54.98
6.5	49.47
7.0	44.99

2. 計算書 ISFSI-04-CAL-04-12001-01：

為確保封銲作業能執行完畢，如在 LCO 3.1.1 容許作業時間內仍未完
成，即採取冷卻措施(LCO 3.1.1 的行動 A.1 與 A.2)。該份計算書的目的，
即是評估採行 A.1 與 A.2 措施後的可再作業時間限制。

同樣採用 ANSYS 程式建立三維的傳送護箱熱傳分析模式，線計算較低
熱負載情況下得到水溫上升至 93.3°C 的暫態變化，如圖 1 所示。再藉由
TRACE 程式計算出在換水作業執行 4 或 8 小時後，密封鋼筒熱結構最高
溫分別為 73°C 及 53°C。執行 4 小時之額外作業時間即是水溫由 73°C 升
至 93.3°C 的時間，執行 8 小時之額外作業時間即是水溫由 53°C 升至 93.3°C
的時間。評估所得之冷卻時間列於表 2。

LCO 3.1.1 A.1.2 要求換水作業執行 8 小時，因此採用執行 8 小時換水作
業之額外作業時間(表 2 右欄數據，取整數)作為 LCO 3.1.1 採行 A.1 以及
A.2 措施後可再作業時間限制。

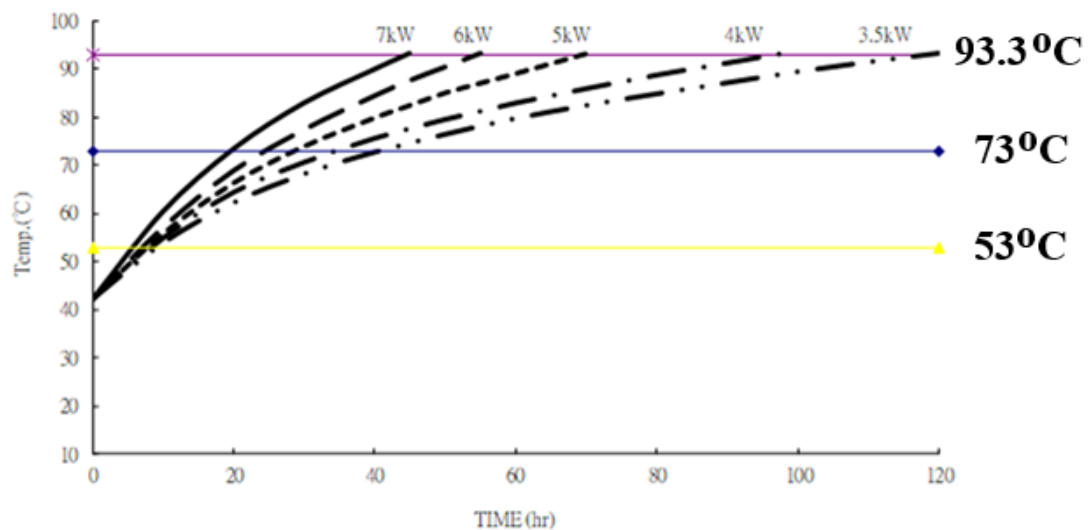


圖 1.經內部冷卻後再回升至 93.3°C所需之時間(ISFSI-04-CAL-04-12001-01 圖 5-3)

表 2 不同裝載功率，採行冷卻措施後下之可再作業時間
(ISFSI-04-CAL-04-12001-01 表 5-2 及表 5-3)

	執行 4 小時換水作業	執行 8 小時換水作業
功率(kW)	容許作業時間 (hr)	容許作業時間 (hr)
3.5	80	110.9
4.0	64	89.5
4.5	52.5	75.54
5.0	42	62
5.5	35.04	52.77
6.0	31	47.5
6.5	26.98	41.29
7.0	26	39