

第一章 綜合概述

目錄

一、 概論	1.1-1
(一) 緣由及目的	1.1-2
(二) 專有名詞	1.1-3
(三) 引用法規及設計準則	1.1-8
(四) 參考文獻	1.1-18
二、 設施綜合概述	1.2-1
(一) 位置	1.2-2
(二) 貯存系統概述及使用限制條件	1.2-3
(三) 使用年限說明及其作業時程規劃	1.2-12
(四) 作業程序	1.2-13
(五) 設施配置	1.2-14
附錄 1.A 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本計畫安全 分析報告章節對照表	1.A-1
附錄 1.B 專有名詞中英對照表	1.B-1
附錄 1.C 全程計畫預定時程	1.C-1

附圖目錄

圖 1.2-1 NAC-UMS 核准證書	1.2-15
圖 1.2-2 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖	1.2-18
圖 1.2-3 INER-HPS 系統之主要組件	1.2-19
圖 1.2-4 密封鋼筒及 BWR 用過核子燃料提籃示意圖	1.2-20
圖 1.2-5 BWR 用過核子燃料提籃承載圓盤、繫桿及間隔環示意圖 ..	1.2-21
圖 1.2-6 (A)混凝土護箱示意圖，(B)外加屏蔽示意圖	1.2-22
圖 1.2-7 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖	1.2-23
圖 1.2-8 INER-HPS 系統貯存場配置圖	1.2-24
圖 1.2-9 乾式貯存場剖面圖	1.2-25

附表目錄

表 1.2-1 INER-HPS 系統主要組件與 NAC UMS-56B 系統之差異.....	1.2-26
表 1.2-2 試運轉核准前提交之文件清單.....	1.2-29

第一章 綜合概述

台灣電力公司(以下簡稱本公司)為申請於核一廠設置用過核子燃料乾式貯存設施，特依據行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)於91年12月公佈施行之「放射性物料管理法」第一條及「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」第三條、第四條之規定，提出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(以下簡稱本報告)。本報告格式係依據行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)94年10月28日公佈之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」所撰寫。另本安全分析報告符合導則之對照表如附錄1-A。

一、 概論

本公司核一廠位於台北縣石門鄉，離台北市直線距離約28 km，廠區內裝置兩部63萬6千瓩汽輪核能發電機組。核一廠兩部機組之設計完全相同，設備亦同時訂購。主要之蒸汽產生系統係採用美國奇異公司所承造之沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)。所使用的核子燃料計有GE8x8-1、GE8x8-2、GE9B、GE12、SPC8x8與ATRIUM-10共六種燃料型式，其中GE8x8-1、GE8x8-2、GE12(只有4束)與SPC8x8已全數退出爐心，並存放於燃料池中；反應器所用之燃料為低濃縮二氧化鈾錠，每座爐心裝置燃料束408組，反應器爐心中另有97支十字型控制棒穿插其間。

核一廠於民國59年核准興建，60年底開始施工。一號機反應器於64年5月完成吊裝，66年10月裝填鈾燃料，11月併聯發電，67年12月10日開始商業運轉。二號機反應器則於65年11月完成吊裝，67年10月裝填鈾燃料，12月併聯發電，68年7月15日開始商業運轉。

核一廠自67年運轉以來，截至94年12月31日止，已經產生約4,640束用過核子燃料，其中一號機2,336束、二號機2,304束，而兩部機組之燃料池均可貯存3,083束用過核子燃料，扣除全爐心退出安全保留空間，該廠一號機燃料池將於99年存滿。由於水池容量有限，且部分燃料在水池中已充分冷卻長達20

年以上，其殘餘熱量與放射性已大幅降低；所以，本公司參照各核能先進國家的做法，規劃將這些已經充分冷卻的用過核子燃料移至乾式貯存設施貯存。

(一) 緣由及目的

1. 緣由

由於核一廠一號機燃料池在扣除全爐心退出安全保留空間後，即將於 99 年存滿，為能繼續營運發電，本公司決定進行核一廠用過核子燃料乾式貯存設施之建置，並引進符合本計畫所需及獲國外主管機關核照的貯存系統，設置一套符合國內、外法規，安全可靠且達到國際標準的乾式貯存系統。

2. 目的

- (1) 本公司將在核一廠內設置用過核子燃料貯存設施，此設施採用混凝土護箱貯存系統，該設施符合主管機關及國際相關法規標準之規格，並足夠容納 30 組用過核子燃料貯存護箱。
- (2) 本公司將以安全、嚴謹之程序，規劃核一廠一、二號機共 30 組護箱 (1,680 束燃料) 之裝載，並運送至貯存場置放；以防護工作人員之輻射安全，並確保民眾健康及環境安全。
- (3) 本公司將按本報告中相關之章節承諾，進行定期及不定期之各項監測，以確保長期之安全貯存。

(二) 專有名詞

本報告中重要的名詞定義如下列所示，詳細之專有名詞中英文對照表如附錄 1.B。

INER-HPS (INER High Performance System)	核能研究所(以下簡稱核研所)因應我國法規及核一廠特殊條件，設計發展的用過核子燃料乾式貯存系統，該系統除符合國際品質要求外，亦具有高屏蔽功能及易維修設計。
通用式多用途密封鋼筒系統(Universal MPC System, UMS®)	為美國 NAC 公司設計，用於貯存及運送用過核子燃料之系統。
完整性燃料(Intact Fuel)	符合美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)公佈導則 ISG-5 Rev. 1 定義之用過核子燃料束與燃料棒之護套不得有大於針孔或髮紋之缺陷，亦不得有燃料棒缺少、碎斷、間格物缺失等致使燃料束無法被正常吊卸者。
獨立用過核子燃料乾式貯存設施(Independent Spent Fuel Storage Installation, ISFSI)	一設施設計及建造以用來做為與用過核子燃料、固體反應器超 C 類放射性廢棄物(Greater Than Class C, GTCC)之貯存。一 ISFSI 座落於依 10 CFR 72 發照之其他設施的場址內，或依 10 CFR 50 發照之設施，其與該設施共用相同設備或緊鄰該其他設施，均可稱為獨立。
管制區(Controlled Area)	係指緊鄰 ISFSI 之周圍區域，而業主對該區域之使用有主管權，ISFSI 與管制區邊界最近距離至少需 100 m，在本計畫則為核一廠財產界範圍內之區域。

密封鋼筒

密封鋼筒(Transportable Storage Canister/ TSC / Canister)	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。
屏蔽上蓋(Shield Lid)	厚 178 mm(7 in)的不銹鋼圓盤，位於燃料提籃上方；為密封鋼筒雙層封鐸的第一道。屏蔽上蓋提供燃料貯

存時之屏蔽及密封邊界。

排水接頭(Drain Port)	貫穿屏蔽上蓋，用於密封鋼筒之排水。
排氣接頭(Vent Port)	貫穿屏蔽上蓋，用於幫助密封鋼筒排水、真空乾燥以及氬氣充填。
孔蓋(Port Cover)	為不銹鋼之排氣及排水接頭蓋，於排水、真空乾燥及氬氣充填後封銲。
快速接頭(Quick Connector)	可快速方便與排氣及排水接頭連結。
結構上蓋(Structural Lid)	厚 76 mm(3 in)的不銹鋼圓盤，為密封鋼筒的一部分，位於屏蔽上蓋上方，與密封鋼筒外殼銲接在一起，為密封鋼筒雙層封銲的第二道。結構上蓋提供密封鋼筒的結構完整性、密封邊界及密封鋼筒吊舉之能力。
燃料提籃 (Fuel Basket)	為密封鋼筒的內部組件，包括有燃料管、承載圓盤及導熱圓盤，並以繫桿組合而成，能提供燃料結構支撐、臨界控制，以及主要之熱傳導。
承載圓盤(Support Disk)	其材質為碳鋼，圓盤切割出 56 個方洞，以放置燃料管，並提供燃料束之側向支撐。
導熱圓盤(Heat Transfer Disk)	其材質為鋁合金，圓盤切割出 56 個方洞，以放置燃料管，其功能為加強提籃的熱傳導能力。
燃料(方)管(Fuel Tube)	為正方形之不銹鋼管，用以置放燃料束。其可插入至承載圓盤及導熱圓盤之方洞中，並視其於提籃內之位置，於一邊或兩邊中子吸收劑。
繫桿(Tie Rods)	為不銹鋼圓棒，提供承載圓盤及導熱圓盤之支撐，並連接提籃頂部及底部銲件。
間隔環(Spacers)	位於繫桿上，介於承載圓盤間或承載圓盤與提籃頂端銲件或承載圓盤與底部銲件間；功能為固定圓盤之位置並提供承載圓盤之軸向支撐。
分隔間隔環(Split	位於繫桿上，介於承載圓盤與導熱圓盤間；功能為固

Spacer) 定圓盤之位置並提供承載圓盤及導熱圓盤之軸向支撐。

混凝土護箱

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。

屏蔽塞(Shield Plug) 由碳鋼板及中子輻射屏蔽材料所組成，置於混凝土護箱上方，用以降低中子與加馬輻射之天空散射。

蓋板(Lid) 為碳鋼材質，提供混凝土護箱的加馬輻射屏蔽。

內襯(Liner) 為混凝土護箱壁之內襯，材質為碳鋼殼層，提供混凝土護箱壁之澆置及輻射屏蔽。

底座(Base) 為混凝土護箱內之碳鋼鐸件，具空氣入口、護箱千斤頂上舉孔及密封鋼筒支撐座。

可拆卸吊環(Removable Lug) 為混凝土護箱搬運時用的吊環，因核一廠反應器廠房氣密門高度限制，必須為可拆式，才能進入廠房內。

傳送護箱

傳送護箱(Transfer Cask/TFR) 為一具有屏蔽功能之重型吊掛設備，用於盛裝密封鋼筒進行燃料裝載、封鐸及護箱轉換等操作。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。

吊耳軸(Lifting Trunnions) 為低合金鋼材質，用於傳送護箱之吊升及垂直定向操作。

銜接器(Transfer Adapter) 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。

外加屏蔽

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。

混凝土基座

基座(Pad)

為混凝土基座(Concrete Pad)之簡稱，基座為一混凝土地板，用來支撐貯存混凝土護箱。

運送器具

混凝土護箱運送車 (Transportor)

為用來傳送或搬運混凝土護箱的載具，可為垂直式護箱運送車(VCT)、拖車(Trailer)或其他形式的運送機具。

氣墊(Air Pallet)

利用大體積空氣移動混凝土護箱之裝置。

通用名稱

正常(Normal)

預期會例行發生的某一事件或條件之最大水平。用過核子燃料乾式貯存設施被預期保持全面功能，並且不會經由正常的運轉、事件及條件導致暫時或永久的劣化。超過”正常”水平的事件及條件被考慮為(且被視為允許的)”異常”或”意外”水平的事件及條件。

異常(Off-Normal)

雖不會有規律的發生，但能被預期會以中等(moderate)頻度(如每年可能發生一次)發生的某一事件或條件之最大水平；對於這些事件或條件持續能力之某一水平，有一相對的最大特定阻隔(resistance)、反應限制或需求。用過核子燃料乾式貯存設施的系統、結構及組件在經歷異常事件及條件後，在核照期間內不會對其展現它們的全面功能之能力有永久變異或劣化(雖然運轉可能會因異常情況而暫緩或縮減)。

意外(Accident)

包括設計基準意外及天然災害之事件與條件兩種，其應用在阻隔、反應限制及功能能力需求上，超過”異常”之條件及事件，通常在設施設計年限期間只會發生一次。

天然災害事件(Nature

由於天然現象(如地震、颱風、異常高低溫、暴雨等)，

Phenomenon Event)	可能對設施造成損害之事件與條件。
年平均溫度	全年 8,760 小時時平均溫度之平均。
主要安全功能/安全重要性 (important to safety)	可安全地貯存用過核子燃料所需之功能或條件，以避免在操作及貯存時，對用過核子燃料造成損壞，並提供合理的保證，在用過核子燃料接收、操作、包裝、貯存及再取出時，不會對民眾的健康與安全造成過度之風險。

(三) 引用法規及設計準則

1. 「放射性物料管理法」, 91 年 12 月 25 日
2. 「放射性物料管理法施行細則」, 92 年 7 月 30 日
3. 「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」, 93 年 4 月 7 日發行
4. 「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」, 94 年 10 月 28 日
5. 「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」, 92 年 10 月 8 日發行
6. 「游離輻射防護法」, 91 年 1 月 30 日
7. 「游離輻射防護法施行細則」, 91 年 12 月 25 日
8. 「游離輻射防護安全標準」, 92 年 01 月 30 日
9. 「核子保防作業辦法」, 92 年 09 月 10 日
10. 中華民國「建築法」, 93 年 1 月 20 日
11. 中華民國「公共工程施工品質管理作業要點」, 93 年 7 月 30 日
12. 「公共工程施工綱要規範實施要點」, 90 年 11 月 15 日
13. 「中華民國建築技術規則」, 94 年 7 月 1 日施行
14. 「建築物耐震設計規範及解說」, 94 年 7 月 1 日施行
15. 「混凝土工程設計規範與解說」, 90 年 8 月初版
16. 「混凝土工程設計規範之應用(上)(下)」, 87 年 4 月初版
17. 「鋼構造建築物鋼結構設計技術規範」, 90 年元月修訂
18. 「基礎工程施工規範與解說」, 92 年 12 月 17 日修訂
19. 「水土保持法」, 92 年 8 月 15 日修訂
20. 「水土保持技術規範」, 92 年 8 月 15 日修訂
21. 「水土保持法施行細則」, 93 年 8 月
22. 「技師法」, 91 年 6 月 26 日修正
23. 中華民國「勞工安全衛生法」, 91 年 6 月 12 日
24. 中華民國「勞工安全衛生法施行細則」, 91 年 4 月 25 日
25. 勞工安全衛生設施規則, 96 年 2 月 14 日修正發佈
26. 營造安全衛生設施標準, 93 年 12 月 31 日修正發佈

27. 勞工安全衛生組織及自動檢查辦法，91 年 12 月 18 日修正發佈
28. 勞工安全衛生教育訓練規則，94 年 12 月 30 日修正
29. 「CNS 12112 照度標準」，76 年 09 月 17 日
30. 「CNS 61 R2001 卜特蘭水泥」，94 年 03 月 25 日
31. 「CNS 387 A2003 建築用砂」，82 年 12 月 23 日
32. 「CNS 485 A3004 粒料取樣法」，82 年 12 月 23 日
33. 「CNS 560 A2006 鋼筋混凝土用鋼筋」，94 年 05 月 05 日
34. 「CNS 3036 A2040 卜特蘭水泥混凝土用飛灰及天然或煨燒卜作嵐攪合物」，92 年 03 月 21 日
35. 「CNS 3090 A2042 預拌混凝土」，87 年 06 月 25 日
36. 「CNS 13407 A3342 細粒料中水溶性氯離子含量試驗法」，87 年 06 月 25 日
37. 「金山核能發電廠安全分析報告」，93 年 4 月
38. 「金山核能發電廠乾式貯存設施環境影響評估及其審查意見」，84 年 9 月
39. 「台灣電力公司工程施工綱要規範」
40. 「台灣電力公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」，92 年 9 月 19 日第 9 次修訂
41. 10 CFR 20, "Standards for Protection Against Radiation.", 2005/5/27
42. 10 CFR 21, "Reporting of Defects and Noncompliance.", 2005/1/1
43. 10 CFR 50, "Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities.", 2005/1/1
44. 10 CFR 51, "Licensing and Regulatory Policy and Procedures for Environmental Protection.", 2005/1/1
45. 10 CFR 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste." , 2005/1/1
46. 10 CFR 73, "Physical Protection of Plants and Materials.", 2005/1/1
47. 10 CFR 100, "Reactor Site Criteria.", 2005/1/1
48. RG 1.26, "Quality Group Classification and Standard for Water Steam and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants.",

1976/2

49. RG 1.29, "Seismic Design Classification.", 1978/9
50. RG 1.31, "Control of Stainless Steel Welding.", 1978/4
51. RG 1.33, "Quality Assurance Program Requirements (Operation).", 1978/2
52. RG 1.38, "Quality Assurance Requirements for Packing, Shipping, Receiving, Storage and Handling of Items for Water Cooled Nuclear Power Plants.", 1977/5
53. RG 1.58, "Qualification of Nuclear Power Plant Inspection, Examination, and Testing Personnel."
54. RG 1.59, "Design Basis Floods for Nuclear Power Plants.", 1977/8
55. RG 1.60, "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants.", 1973/12
56. RG 1.61, "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants." , 1973/10
57. RG 1.92, "Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis." , 1976/02
58. RG 1.198," Procedures criteria for assessing seismic soil liquefaction at nuclear power plant sites" ,Nov.2003 , 2003/11
59. RG 1.102, "Flood Protection for Nuclear Power Plants." , 1976/09
60. RG 3.41, "Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials at Fuels and Materials Facilities.",
61. RG 3.48, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage).", 1989/08
62. RG 3.50, "Standard Format and Content for a License Application to Store Spent Fuel in an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1989/09
63. RG 3.53, "Applicability of Existing Regulatory Guides to the Design and Operation of an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1982/07
64. RG 3.54, "Spent Fuel Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1999/01
65. RG 3.60, "Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry

- Storage Type).", 1987/03
66. RG 3.61, "Standard Format and Content for A Topical Safety Analysis Report for A Spent Fuel Dry Storage Cask.", 1989/02
 67. RG 3.62, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for Onsite Storage of Spent Fuel Storage Casks.", 1989/02
 68. RG 7.10, "Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in the Transport of Radioactive Materials.", 2005/03
 69. 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
 70. 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
 71. RG 1.84, " Design, Fabrication, and Materials Code Case Acceptability, ASME Sec. III ", Rev.33
 72. RG 1.193, " ASME Code Case Not Approved Use " , Rev.1
 73. NUREG 0554, "Single Failure Proof Cranes for Nuclear Power Plants.", 1979/05
 74. NUREG 0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.", 1980/07
 75. NUREG 0800," Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR Edition.", 2005/08/24
 76. NUREG 1536," Standard Review Plan for Dry Cask Storage System." , 1997/01
 77. NUREG/CR 6407," Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety." , 1996/02
 78. NUREG 1567," Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities." , 2000/03
 79. NUREG/CR-6322," Buckling Analysis of Spent Fuel Baskets." , 1995/05
 80. NUREG 1619,"Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the

Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radiocative Waste.” ,
1998/07/31

81. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section II, “ Material Specification.” , 2004
82. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, “Nuclear Power Plant Components.” , 2004
83. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, NCA, “General Requirement for Division 1 and 2.” ,2004
84. ASME Section V, "Nondestructive Examination.", 2004
85. ASME Section IX, "Welding and Brazing Qualifications.", 2004
86. ASME Code Case N595-4, " Requirements for Spent Fuel Storage Canisters, Section III, Division 1.", May 12, 2004
87. ASME Code Case N-284-1, " Metal Containment Shell Buckling Design Method, Class MC.", Section III, Division 1, 2001
88. ANSI N58.1, " Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures.",2005
89. ANSI B30.2, "Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Single or Multiple Girder, Top Running Trolley Hoist), including all Addenda.", 2001/09/19
90. ANSI B30.9, "Safety Standards for Crane Derricks, Hoists, Hooks, Jacks and Slings.", 2000/01/03
91. ANSI/ANS 8.17, "Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors.", 2004/11/03
92. ANSI N13.1, "Sampling Airborne Radioactive Materials in Nuclear Facilities.", 1999
93. ANSI N14.5, "Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Materials.", 1997
94. ANSI N14.6," American National Standard for Special Lifting Device for Shipping Containers Weighing 10,000 lbs or More for Nuclear Materials.", 1993

95. ANSI N16.1, "Safety Standards for Operations with Fissionable Materials Outside Reactors.", 1998/01/01
96. ANSI N16.5, "Guide for Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials.", 1998/01/01
97. ANSI N16.9, "Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety.", 1975
98. ANSI/ANS 57.9, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type).", 2000/06/07
99. ANSI/ASCE 1, "N-725 Guideline for Design and Analysis of Nuclear Safety Related Earth Structures.", 1988
100. ANSI/ASME NQA-1, "Quality Assurance Program Requirements for Nuclear Facilities.", 1994
101. ANSI/AWS A5.1, "Specification for Carbon Steel Covered Arc Welding Electrodes.", 2004/09
102. ANSI/AWS A5.5, "Specification for Low Alloy Steel Covered Arc Welding Electrodes.", 1996
103. ANSI/AWS A5.18, "Specification for Carbon Steel Filler Metal for Gas Shielded Arc Welding.", 2005
104. ANSI/AWS A5.20, "Specification for Carbon Steel Electrodes for Flux-Cored Arc Welding.", 2005
105. ANSI/AWS A5.23, "Specification for Low Alloy Steel Electrodes and Fluxes for Submerged Arc Welding.", 1997
106. ANSI/AWS A5.28, "Specification for Low Alloy Steel Filler Metals for Gas Shield Arc Welding.", 2005
107. ANSI/AWS A5.29, "Specification for Low Alloy Steel Electrodes for Flux Cored Arc Welding.", 1998
108. ANSI/AWS D14.1, "Specification for Welding of Industrial and Mill Cranes and other Material Handling Equipment.", 2005
109. ANSI/AWS A5.30, "Consumable Inserts.", 1997
110. ANSI B1.1, " Unified Screw Threads.", 2003

111. ANSI B1.9, " Buttress Screw Threads.", 2001
112. ANSI B30.9 Slings, 2003
113. ANSI/ASME B1.20.1, " Straight Pipe Threads for Mechanical Joints.", 2001
114. ANSI Y14.5M, " Dimensioning and Tolerancing.", 2004
115. ANSI/ASME Y14.36, " Surface Texture Symbols.", 2002
116. ANSI/ASME B46.1, " Surface Texture (Surface Roughness, Waviness, and Lay) .", 2002
117. ANSI/AISC N690, " Specification for the Design, Fabrication, and Erection of Steel Safety-Related Structures for Nuclear Facilities.", 2004/10
118. AISC, "Specification for the Design, Fabrication and Erection of Structural Steel Buildings.", 2005/03/09
119. AISC, "Specification for Structural Steel Buildings – Allowable Stress Design and Plastic Design.", 1999/12
120. ACI 211.1, " Standard Practice for Selecting Proportions for Normal, Heavy Weight, and Mass Concrete.", 2002
121. ACI 201.IR-92," Guide for Making a Condition Survey of Concrete in Service" , 1992/01/01
122. ACI 301, " Standard Specifications for Structure Concrete.", 2005
123. ACI 304, " Guide for Measuring, Mixing, Transporting, and Placing Concrete.", 2000
124. ACI 305, " Hot Weather Concreting.", 2000
125. ACI 306, " Cold Weather Concreting.", 2002
126. ACI 308, " Standard Practice for Curing Concrete.", 1992
127. ACI 309, " Standard Practice for Consolidation of Concrete.", 1996
128. ACI 318 and ACI 318R, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete.", 2005
129. ACI 349 and ACI 349R, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures and Commentary.", 2001
130. ASCE 4, "Seismic Analysis of Safety Related Nuclear Structures and Commentary on Standard for Seismic Analysis of Safety Related Nuclear

- Structures.", 2000
131. ASCE 7, " Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures.", 2002/11/01
 132. AWS D1.1, "Structural Welding Code.", 2004/01/01
 133. AWS D12.1, "Reinforcing Steel Welding Code.", 1975
 134. AWS QC1, "Standard for Qualification and Certification of Welding Inspectors.", 1996
 135. AWS A2.4, "Symbols for Welding and Nondestructive Testing.", 1998
 136. CMAA Specification #70, "Specification for Electric Overhead Traveling Cranes by Crane Manufacturer Association of America.", 2004
 137. ISG-1, "Damaged Fuel.", 2002/10/25
 138. ISG-2, "Fuel Retrievibility.", 2002/10/25
 139. ISG-3, "Post Accident Recovery and Compliance with 10 CFR 72.122(I).", 2002/10/25
 140. ISG-4, "Cask Closure Weld Inspection.", 2002/10/25
 141. ISG-5, "Confinement Evaluation.", 2002/10/25
 142. ISG-6, "Minimum Enrichment for the Bounding Design Basis Fuel Assembly.", 2002/10/25
 143. ISG-7, "Potential Generic Issue Concerning Cask Transfer Heat in A Transportation Accident.", 2002/10/25
 144. ISG-10, "ASME Code Exceptions.", 2002/10/25
 145. ISG-11, "Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel.", 2003/11/17
 146. ISG-12, "Buckling of Irradiated Fuel Under Drop Conditions.", 2002/10/25
 147. ISG-13, "Real Individual.", 2002/10/25
 148. ISG-14, "Supplemental Shielding.", 2002/10/25
 149. ISG-15, "Material Evaluation.", 2002/10/25
 150. ISG-16, "Emergency Planning.", 2002/10/25
 151. ASTM A-380, " Standard Practice for Cleaning and Descaling Stainless Steel Parts, Equipment, and Systems.", 2005/12/08

152. ASTM C-33, " Standard Specification for Concrete Aggregate.", 2003/10/06
153. ASTM C-94, " Standard Specification for Ready-Mixed Concrete.", 2005/04/04
154. ASTM C-150, " Standard Specification for Portland Concrete.", 2005/07/14
155. ASTM C-171, " Standard Specification for Sheet Materials for Curing Concrete.", 2003/01/10
156. ASTM C-260, " Standard Specification for Air-Entraining Admixtures for Concrete.", 2005/01/27
157. ASTM C-309, " Standard Specification for Liquid Membrane for Curing Concrete.", 2004/07/16
158. ASTM C-615, " Deformed and Plain Billet – Steel Bars for Concrete Reinforcement.", 2003/07/31
159. A. B. Johnson and E.R. Gilbert, Pacific Nuclear Laboratories, "Technical Basis for Storage of Zircalloy-Clad Spent Fuel in Inert Gas," PNL-4835, September 1983, 1983/09
160. I. S. Levy, et al., Pacific Northwest Laboratory, "Recommended Temperature Limits for Dry Storage of Spent Light-Water Zircalloy Clad Fuel Rods in Inert Gas," PNL-6189, May 1987, 1987/5/1
161. Cuhniugham, M.E., et al "Control of Degradation of Spent LWR Fuel During Dry Storage in and Inert Atmosphere "PNL-6364, September 1987, 1987/10/01
162. M.W. Schwartz and M.C. Witte, Lawrence Livermore National Laboratory, "Spent Fuel Cladding Integrity During Dry Storage," UCID -21181, September 1987, 1987/09
163. USNRC, "Standard Review Plan for Quality Assurance Programs for an Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) 10 CFR 72." , 1999/10/15
164. American Society for Non-destructive Testing, SNT-TC-1A, " Recommended Practice for Nondestructive Testing Personnel Qualification and Certification." , 2001

165. Steel Structure Painting Council, SSPC-SP-1, “ Solvent Cleaning.” ,
2004/01
166. USNRC Information Notice 95-28, “ Emplacement of Support Pads for
Spent Fuel Dry Storage Installation at Reactor Sites.” , 1995/06/05
167. USNRC Information Notice 95-29, “ Oversight of Design and Fabrication
Activities for Metal Components Used in Spent Fuel Dry Storage
Systems.” , 1995/06/07
168. USNRC Bulletin 96-04, “ Chemical, Galvanic, or Other Reactions in Spent
Fuel Storage and Transportation Casks.” , 1996/07/05

(四) 參考文獻

1. NAC Document, “Final Safety Analysis Report for the UMS[®] Universal Transport Cask,” Rev. 6.C, Docket No. 72-1015, March 2007.

二、設施綜合概述

核一廠準備使用的高功能用過核子燃料乾式貯存系統(INER High Performance System, INER-HPS)，係由核研所技轉自美國 NAC 國際公司(以下簡稱 NAC)，並經考量核一廠特定需求所發展出來。NAC 移轉之用過核子燃料貯存系統為通用式多用途密封鋼筒系統(Universal Multi-Purpose Canister System, UMS[®])，已獲得美國核能管制委員會(以下簡稱 NRC)審查通過並核准使用，證號為 Docket No. 72-1015，如圖 1.2-1。UMS 系統並已成功地應用在美國 Maine Yankee, Palo Verde, McGuire 及 Catawba 等電廠。

INER-HPS 系統主要的組件有密封鋼筒(Transportable Storage Canister, TSC)、混凝土護箱(Vertical Concrete Cask, VCC)及傳送護箱(Transfer Cask, TFR)。密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料，並提供密封之環境，避免放射性物質或燃料顆粒外釋。由於密封鋼筒之設計、製造與相關檢驗工作均參照 NAC UMS 多用途密封鋼筒系統，未來亦具有廠外運送之功能。在長期的貯存期間，密封鋼筒放置在混凝土護箱中，混凝土護箱可提供輻射屏蔽和自然對流冷卻之環境；亦可於外界環境條件下為密封鋼筒提供保護。傳送護箱主要用來傳送密封鋼筒至混凝土護箱中，並作為封銲上蓋時之臨時屏蔽；未來有必要時也可被用來從混凝土護箱傳送密封鋼筒至廠外運送護箱。

本設施準備使用之貯存系統，主要係根據 NAC UMS 系統中適用於 BWR 燃料之設計；然為因應核一廠之特定需求，特於混凝土護箱外加混凝土屏蔽，以符合廠界年劑量限值(小於 0.05 mSv/y)之特殊設計要求。另在 NAC 原提供之標準型傳送護箱的側面與底部，分別減少 2.2 cm 與 3.0 cm 厚度，以符合核一廠反應器廠房吊車之 90 MT(metric ton)限重；其餘設施大致與 NAC UMS-56B 系統一致，INER-HPS 系統主要組件與 NAC UMS-56B 系統之差異如表 1.2-1。

(一) 位置

本預定場址位於核一廠內西南隅乾華溪下游左岸，場址四周架設鐵絲網作為安全圍籬；基地座落於下角段阿里磅小段，共計 9 筆土地，土地所有權人皆為台電公司。基地包含貯存場預定場址(面積約為 0.5967 公頃)及棄土處理區(面積約為 0.3537 公頃)，合計基地面積為 0.9504 公頃，如圖 1.2-2。在貯存場預定場址內，除部分區域因坡度超過 30% 而不得開發之外，可提供作為貯存場使用的面積約略為 0.45 公頃，其西、北側為山坡地，高程約在 22 至 100 m 間，接近貯存場之邊坡設置擋土排樁，以加強邊坡之穩定，並於萬一發生邊坡滑動時，減少土石沖入貯存場；且規劃混凝土護箱之放置位置均將距邊坡 10 m 以上；另貯存場東側鄰接乾華溪，亦在乾華溪護岸後側設置擋土排樁，以加強溪岸之穩定及防止溪水之沖刷。本貯存場設計為可貯存 30 組護箱。

(二) 貯存系統概述及使用限制條件

1. 概述

INER-HPS 系統主要包含密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱，圖 1.2-3 為 INER-HPS 系統主要組件；密封鋼筒設計可貯存 56 束 BWR 用過核子燃料，貯存燃料之設計基準及參數請參考第三章一、(一).1 節。密封鋼筒主要元件包括外殼、上蓋及提籃，提籃係用來放置/支撐 BWR 用過核子燃料，而密封鋼筒外殼及雙層上蓋則提供用過核子燃料在裝載、運送及貯存時的密封。完成裝載之密封鋼筒藉由傳送護箱送至混凝土護箱。傳送護箱於密封鋼筒執行上蓋封銲及傳送時，提供適當的輻射屏蔽。密封鋼筒置入混凝土護箱的程序是先將已裝有密封鋼筒的傳送護箱安置在混凝土護箱上方，再將密封鋼筒卸入混凝土護箱中，圖 1.2-4 為密封鋼筒及 BWR 用過核子燃料提籃示意圖。

INER-HPS 系統之設計和分析主要依據放射性物料管理法及其施行細則、10CFR72、ANSI/ANS 57.9 等規範，以及 ASME Boiler and Pressure Vessel Code 和 American Concrete Institute Code 適用章節等。

除密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱等三部分主要組件外，INER-HPS 系統之輔助設備包括傳送護箱吊軌、遙控/自動銲接機、現場銲接用臨時屏蔽板、氬氣供應系統、密封鋼筒排水與吹卸系統(drain/blow down system)、真空乾燥系統、氬氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索(slings)、密封鋼筒吊掛系統、壓力測試系統、輔助油壓系統、傳送護箱環狀間隙充水系統、混凝土護箱運送車、防震設備，以及雜項吊索與吊具附件等，詳如第三章一、(三)節；此外，尚有公用系統(如電、氬氣、空氣及水)、普通工具及設施與硬體設備等；所有設備之設計均符合國內外相關法規標準。以下就 INER-HPS 系統主要組件密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱做一概述。

(1) 密封鋼筒

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

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

未密封之鋼筒為一圓柱體，由厚為 15.9 mm (5/8 in)之 304L 不銹鋼外殼及 44.5 mm (1.75 in) 304L 不銹鋼底盤組成。提籃元件放置於鋼筒後銲接 304 不銹鋼屏蔽上蓋支撐環於鋼筒外殼上，並限制提籃元件於鋼筒內不致掉出。屏蔽上蓋為 178 mm (7 in)厚之 304 不銹鋼盤。屏蔽上蓋於密封鋼筒裝載燃料後，置於密封鋼筒上之屏蔽上蓋支撐環上，再移至五樓操作區進行排水、乾燥、充氣及封銲。屏蔽上蓋有 2 個孔道，主要提供排水、真空乾燥及氬氣填充之用。密封鋼筒裝載完成移至工作區後，將排水管安裝貫穿屏蔽上蓋並形成一孔道，而另一孔道則用於幫助排水，以及真空乾燥和氬氣充填。屏蔽上蓋封銲後，須執行氣壓測漏，以確保達到防漏(leak tightness)之要求。

結構上蓋之材質為 76 mm (3 in)厚之 304L 不銹鋼盤，置於屏蔽上蓋上方，以提供第二道密封邊界。結構上蓋於排水、真空乾燥與氬氣充填及屏蔽上蓋封銲後，執行電銲密封。移動式之吊掛設備，則安置於結構上蓋上，用來吊掛密封鋼筒。

密封鋼筒之設計、製造、組裝及測試，除第三章提出之排除條款外，均依據 ASME Boiler and Pressure Vessel Code (ASME Code), Section III, Division 1, Subsection NB/NG 規範相關章節之要求進行。

密封鋼筒內部最主要組件為燃料提籃，燃料提籃之主要功能為在所有正常、異常及意外事故時，皆能提供燃料結構之支撐；其設計係依據 ASME Code, Section III, Division 1, Subsection NB/NG 規範之要求。然而，提籃元件不需 ASME 戳章，也不需準備相關 ASME 戳章文件。

燃料提籃組件為直立圓柱體(right circular cylinder)，並利用 41 片承載圓盤支撐。承載圓盤間在六個等距方位設計有繫桿(tie rods)組合之孔洞，繫桿與承載圓盤間，以圓柱形間隔環(cylindrical spacers)來聯繫；並在頂端以螺帽鎖緊，以提供承載圓盤間一實質壓力荷載之傳遞，如圖 1.2-5。

承載圓盤材質為 SA-533, Type B, Class 2 低合金碳鋼並鍍上無電鍍鎳，以抑制腐蝕和在燃料裝載期間可燃性氣體的形成。承載圓盤相互間隔為 96.5 mm (3.8 in)，並有方孔以放置燃料管。頂端及底部銲件(weldments)之幾何形狀類似承載圓盤，其材質為 304L 不銹鋼。方形燃料管之材質為 304 不銹鋼，其擺置中子吸收劑可分為兩邊、單邊及不擺置等三類。

每個燃料提籃可容納 56 組 BWR 燃料束。其中有 52 個燃料管之內徑為 149.9 x 149.9 mm (5.9 x 5.9 in)；另外 4 根燃料管，其內徑尺寸則為 153.7 x 153.7 mm (6.05 x 6.05 in)，位於燃料提籃的 4 個對角。頂端的銲件除 4 個對角的方洞較大外(149.9 x 149.9 mm (5.9 x 5.9 in))，其餘皆為 146.1 x 146.1 mm (5.75 x 5.75 in)；而底部銲件的方孔大小皆為 143.0 x 143.0 mm (5.63 x 5.63 in)。利用頂端及底部銲件方孔，可套住燃料管，並防止燃料管的軸向運動；燃料管之間距為 16.5 mm (0.65 in)寬。燃料提籃導熱圓盤(heat transfer disks)之材質為 Type 6061-T651 鋁合金，藉以加強提籃的熱傳導能力；導熱圓盤共有 17 片，主要的分佈位置在軸向中間部位，以因應用過核子燃料衰變熱分佈特性而增加熱傳之效果。繫桿、間隔環及分隔間隔環分別提供導熱圓盤與承載圓盤之支撐與區隔。

密封鋼筒具易注水及排水之設計，在提籃圓盤間具有三種主要的注水及排水通道。第一種通道位於提籃及密封鋼筒間之間隙；第二種通道是經過燃料管和承載圓盤與導熱圓盤間之間隙；第三種通道是經過每個圓盤的二個 57.2 mm (2.25 in) 直徑的圓孔，其設計之主要目的為增加圓盤間水流通的路徑。燃料管上下皆為開口，以利水之自由流動。提籃底部鉸件主要功能為支撐燃料管，其位於密封鋼筒底盤上方 25.4 mm (1.0 in)，主要目的是使水容易流到洩水管。這些設計是為確保水能於燃料提籃內自由流動，使密封鋼筒能均勻的注水及排水。

(2) 混凝土護箱及外加屏蔽

混凝土護箱主要提供密封鋼筒在長期貯存時之結構保護、屏蔽、抵抗環境災害及提供自然對流冷卻。由於廠界年劑量須低於 0.05 mSv 限值，混凝土護箱屏蔽分為內、外兩層。內層除了吊耳因反應器廠房一樓之高度限制，而設計為可拆卸式外，其餘與原 UMS 系統完全相同；其為一鋼筋混凝土結構（波特蘭二型水泥），內襯為結構鋼板；內層混凝土護箱壁及其內襯鋼板提供中子及加馬輻射屏蔽，其表面劑量率（未裝設外加屏蔽前）設計準則為側面小於 0.5 mSv/h；外層則為鋼筋混凝土結構，以本設施設計基準燃料為小於 14 kW/護箱進行分析，其輻射防護設計準則為貯存場未來存放的 30 組護箱所造成之最近廠界年劑量應小於 0.05 mSv，則所需厚度為側面需 35 cm，頂部需 30 cm；另亦需符合熱傳之相關設計準則。為加強地震時之穩定性，在外層屏蔽底部為方形之設計，圖 1.2-6(A) 為混凝土護箱示意圖（僅顯示內層屏蔽）。外層屏蔽亦可提供額外結構支撐，以及抗地震傾倒能力，避免密封鋼筒受環境和颱風所引起的投射物撞擊之影響，並可提供易維修之功能。

混凝土護箱設有空氣通道，以自然對流方式流經密封鋼筒外表，將用過核子燃料所產生的衰變熱帶出，內外層屏蔽之各進出氣口均

互相對準，以利熱傳。空氣通道是由鋼鐵材料構成且採非平面直線路徑，以將輻射洩漏降至最低。於密封鋼筒支撐座(pedestal)上有一圈阻板元件(baffle assembly)，其功能為引導進口之空氣往上流動。

用過核子燃料所產生的衰變熱從燃料束傳至提籃內的燃料管中，經由熱傳導圓盤傳至密封鋼筒壁，藉由熱輻射和熱對流效應產生空氣循環，最後熱空氣自混凝土護箱上方的空氣出口排出。此被動冷卻系統之設計基準為：於貯存期間需保持銦合金燃料護套最高溫度低於規定之溫度限值，400 °C (732 °F)，同時也須符合於正常操作條件下，混凝土護箱平均溫度低於 65.5 °C (150 °F)，局部最高溫低於 93.3 °C (200 °F)之限制條件。

混凝土護箱上方設有屏蔽塞及頂蓋。屏蔽塞約 14.3 cm (5.6 in) 厚，由碳鋼平板及混凝土所製成，主要提供加馬及中子輻射屏蔽。蓋板位於屏蔽塞上方，材質為碳鋼，功能為提供加馬輻射屏蔽。屏蔽塞及蓋板之另一功用為提供密封鋼筒保護，以降低其受環境或颱風所引起的投射物撞擊之影響。混凝土護箱在未加外加屏蔽前之高度為 5.7 m，為符合核一廠反應器廠房一樓出口高度(最大 6.05 m)之限制，故其運送用之吊耳將改為活動式。

混凝土護箱外加屏蔽主要功能為降低對環境之輻射強度，以符合核一廠廠界劑量限制之特殊需求，如圖 1.2-6(B)。外加屏蔽(混凝土)側面厚度為 35 cm，成環狀，分為四層，每層間以楔形嵌合，以保持對準圓心。其內徑與原有混凝土護箱外徑保持約 2.5 cm 間距，最下層呈四方形，高約 90 cm。最下層與最上層分別有四個進/出口與混凝土護箱相對應。頂部另有外加屏蔽板，厚度為 30 cm，屏蔽板與混凝土護箱頂蓋以螺栓相結合，螺栓頭另加鉛封(至少 2 組)，以符合 IAEA 檢查之需求。

外加屏蔽由可移動吊車吊運，於混凝土護箱運送至貯存場定位後，逐層將屏蔽(環)由上往下套在混凝土護箱外圍，每套入一屏蔽環後，再置入四個間隔塊，以保持與混凝土護箱適當的間隙。

(3) 傳送護箱

傳送護箱為一具有屏蔽功能之重型吊掛設備，其設計、製造及裝載測試須符合 NUREG-0612 及 ANSIN14.6 等規範的要求。傳送護箱的主要功能，為提供裝載燃料後之密封鋼筒從燃料池運送到混凝土護箱時之輻射防護。

傳送護箱的設計包含防止在運送時，意外將密封鋼筒吊出傳送護箱外之頂端保護環(top retaining ring)。傳送護箱底部有一個可移動的屏蔽門，於裝載操作期間，為防止上述屏蔽門不慎被打開，屏蔽門設有門鎖螺栓/鎖銷釘(bolts/lock)兩道鎖之安全裝置。於卸載時，利用液壓方式打開屏蔽門，將密封鋼筒由傳送護箱中降入混凝土護箱中。其操作如圖 1.2-7 之示意圖。

於燃料池中裝載燃料時，傳送護箱內部及密封鋼筒外部之環狀間隙(annular gap)，有除礦水維持正壓循環流動，藉以防止密封鋼筒外表受到池水污染。目前設計共有 8 條供水管和 2 條排水管通過傳送護箱的壁殼。通常密封鋼筒在裝填燃料時，有兩條水管將連接加壓的除礦水，以使流經環狀間隙，以降低燃料池池水流入的機率，不供水的管線將被塞住。

傳送護箱之設計主要為吊舉及垂直定向操作，有 2 個吊耳軸。傳送護箱具多重障壁(鋼/鉛/NS-4-FR/鋼)設計，空筒重約 45.55 MT，詳細尺寸資料如第三章表 3.1.1-7 及一、(十)節相關設計圖。

2. 使用限制條件

(1) 待貯存燃料敘述

INER-HPS 系統係參考 UMS-56B 系統予以改善，可貯存 56 束 BWR 燃料。以下將分別說明 INER-HPS 系統密封鋼筒貯存之 BWR

燃料束，包括本設施設計基準燃料，以及本計畫待運貯燃料之相關限制。

本計畫於設計貯存系統時，對於臨界、熱傳和屏蔽評估均採保守假設，選用會使反應度、衰減熱及射源強度最強的燃料束來進行代表性分析；於結構評估時，則選用較組件實際重量為重的參數及採用較保守(高溫)材料特性等方式來進行分析。關於各項評估所選用的燃料束參數，於第六章各節分析項目內做進一步說明。

在安全分析過程中，共採用四種燃料熱負載進行評估計算，其中之 23 kW 為本系統技轉自原始設計之熱負載(即 NAC UMS 系統設計熱負載)，為了解使用工具之合適性，在結構、熱傳及屏蔽分析時先以 23 kW 進行計算，以與原廠家設計進行驗證比較；由於結構計算對熱負載較不敏感，故均以 23 kW 進行計算，其結果可涵蓋本計畫設計基準 14 kW 之各種案例。熱傳也以 23 kW 進行分析，惟因應核一廠周圍溫度及某些案例(如進出氣口全堵塞)，才改以 14 kW 計算。至於屏蔽分析，則由於核一廠之特性(如廠界年劑量限值為 0.05 mSv)，而以本計畫待貯存之用過核子燃料(最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，最少冷卻時間 10 年，²³⁵U 最大初始平均濃縮度 3.25 wt% 計算加馬射源，1.9 wt% 計算中子射源)最保守之燃料條件作為輻射源項，得到之每護箱熱負載為 13.19 kW，以進行各案例之分析(針對 13.19 kW 熱負載，本報告統一以 14 kW/護箱為一公稱值)。最後，7 kW 為本計畫實際裝填燃料熱負載之最大值，用以計算燃料短期裝填與傳送過程之燃料護套溫度、設施重要組件溫度、容許作業時間及評估實際裝載時環境及工作人員之劑量。

A. 設計基準燃料

本設施之設計基準燃料為核一廠 GE8x8-1、GE8x8-2、SPC8x8 及 GE9B 四類燃料，其最大初始平均濃縮度為 3.25 wt%，每燃料束最大平均燃耗為 36,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 10 年。每組護箱所裝載 56 束燃料之熱負載評估不會高於 14 kW(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)，經盤查目前已退出並分別貯存在一、二號機燃料池的用過核子燃料，計有 3,508 束，均符合上述條件。設計基準燃料限制如下：

- 貯存的 BWR 燃料束的特性必須符合表 3.1.1-2。
- 每組護箱之總衰減 BWR 燃料的熱負載必須不超過 14 kW。
- 燃料束最大初始平均濃縮度不超過 3.25 wt% ²³⁵ U。
- 最大的 BWR 燃料束燃耗 (MWD/MTU) 和最小冷卻時間(年) 必須符合表 3.1.1-2 的定義。
- 輻射作業標準必須符合「游離輻射防護安全標準」及「放射性物料管理法施行細則」之要求。
- 用過核子燃料被貯存在密封鋼筒裡，必須維持在惰性的氣體環境下。

B. 本計畫待運貯燃料

本計畫準備裝載的燃料數量為 1,680 束，計需 30 組護箱；經詳細檢視上述符合規格的 3,508 束燃料，依先進先出及同一類型一併處理之原則，選擇 GE8x8-1、GE8x8-2，以及第八週期退出之部分 SPC8x8 三種燃料，為待貯存用過核子燃料。上述燃料之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，核一廠一號機計有 923 束，二號機 937 束，共有 1,860 束；扣除紀錄中 32 束破損燃料，仍有相當餘裕。未來實際裝載時，將以嚴謹之行政管制程序，使本計畫每一貯存護箱之熱負載不會超過 7 kW，將來在操作及貯存時均有相當餘裕。

(2) INER-HPS 系統主要設計基準

INER-HPS 系統之設計主要參考依據為 NAC 公司的 NAC UMS-56B 系統，其主要設計基準及接受準則如表 3.1.1-4，主要設計參數則如表 3.1.1-5 - 7 所示。

(三) 使用年限說明及其作業時程規劃

1. 設施之設計使用年限

INER-HPS 系統之設計壽命為 50 年。

2. 作業時程規劃

本計畫之主要工作項目與預定時程如附錄 1.C 所示，按附錄 1.C 之預定時程，本公司已完成建造執照申請文件並向主管機關提出建造執照申請。在主管機關審查安全分析報告之同時，本公司將配合辦理鄰近民眾之公開說明會，並參加主管機關依法舉行之聽證會；核一廠貯存場現地亦進行必要之整地，以及準備各相關程序書。在獲得主管機關核准建造執照後，開始進行本設施各系統之製造。其間為進行試運轉，將先向主管機關申請試運轉許可，經核可後，進行兩組護箱之功能確認(含先期不裝載燃料之冷測試及後期裝載燃料之試運轉)。本公司將針對試運轉之結果，視需要修訂安全分析報告及相關程序書後向主管機關辦理申請運轉執照。在獲主管機關核發執照後，本公司將避開一、二號機大修期間分別執行燃料裝載，完成本計畫裝載工作。

3. 試運轉核准前提交之文件或說明

依「放射性物料管理法」之規定，本貯存設施之申請，分為建造執照申請(第十七條)及運轉執照申請(第十八條)等兩階段。本報告內容係依據申請建造執照所需執行之工作，進行相關規劃及安全分析。與設施運轉有關之工作項目(表 1.2-2)，將依「放射性物料管理法施行細則」第二十六條之規定，於試運轉核准前完成細部規劃及安全分析，並於試運轉後更新本報告。

(四) 作業程序

執行「核一廠用過核子燃料乾式貯存」之作業程序將於第五章中概述，實際執行試運轉及運轉前，本公司將研擬並依據相關權責核定下列程序書或運轉規範之申請核備。

1. 核一廠乾式貯存系統：現場作業組織架構與行政作業管制程序書
2. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒前置作業程序書；
3. 核一廠乾式貯存系統：傳送護箱前置作業程序書；
4. 核一廠乾式貯存系統：燃料啜吸檢驗作業程序書；
5. 核一廠乾式貯存系統：反應器廠房內操作程序書；
6. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲接操作程序書；
7. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道非破壞檢測程序書；
8. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道洩漏測試程序書；
9. 核一廠乾式貯存系統：混凝土護箱前置及運送作業程序書；
10. 核一廠乾式貯存系統：貯存場作業程序書；
11. 核一廠乾式貯存系統：再取出作業程序書；
12. 核一廠乾式貯存系統：異常作業程序書；
13. 核一廠乾式貯存系統：輔助設備操作手冊；
14. 核一廠乾式貯存系統：輻射防護作業程序書；
15. 核一廠乾式貯存系統：工安作業程序書。

(五) 設施配置

由於廠界年劑量限制，依設計基準本貯存場預計置放最多 30 組混凝土護箱(如圖 1.2-8, 9)。圖 1.2-8 已初步規劃混凝土基座佈置、護箱貯存排列方式、大門與雙圍籬、保安裝置、照明、邊坡護樁、四周通行道路等。

NRC FORM 651 (10-2004) 10 CFR 72		CERTIFICATE OF COMPLIANCE FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS					U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION Page 1 of 3
<p>The U.S. Nuclear Regulatory Commission is issuing this Certificate of Compliance pursuant to Title 10 of the Code of Federal Regulations, Part 72, "Licensing Requirements for Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste" (10 CFR Part 72). This certificate is issued in accordance with 10 CFR 72.238, certifying that the storage design and contents described below meet the applicable safety standards set forth in 10 CFR Part 72, Subpart L, and on the basis of the Final Safety Analysis Report (FSAR) of the cask design. This certificate is conditional upon fulfilling the requirements of 10 CFR Part 72, as applicable, and the conditions specified below.</p>							
Certificate No.	Effective Date	Expiration Date	Docket No.	Amendment No.	Amendment Effective Date	Package Identification No.	
1015	11/20/2000	11/20/2020	72-1015	4	October 11, 2005	USA/72-1015	
<p>Issued To: (Name/Address)</p> <p>NAC International Inc. 3930 East Jones Bridge Road Norcross, GA 30092</p>							
<p>Safety Analysis Report Title</p> <p>NAC International Inc., Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System Docket No. 72-1015</p>							
APPROVED SPENT FUEL STORAGE CASK							
<p>Model No. :NAC-UMS</p> <p>Description</p> <p>The NAC-UMS system is certified as described in the Safety Analysis Report (SAR) and in NRC's Safety Evaluation Report (SER) accompanying the Certificate of Compliance (CoC).</p> <p>The NAC-UMS system (the cask) consists of the following components: (1) transportable storage canister (TSC), which contains the spent fuel; (2) vertical concrete cask (VCC), which contains the TSC during storage; and (3) a transfer cask, which contains the TSC during loading, unloading, and transfer operations. The cask stores up to 24 pressurized water reactor (PWR) fuel assemblies, 56 boiling water reactor (BWR) fuel assemblies, or site-specific spent fuel assemblies and/or configurations, as specified in Appendix B to this Certificate.</p> <p>The TSC is the confinement system for the stored fuel. The TSC assembly consists of a right circular cylindrical shell with a welded bottom plate, a fuel basket, a shield lid, two penetration port covers, and a structural lid. The cylindrical shell, plus the bottom plate and lids, constitute the confinement boundary. The stainless steel fuel basket is a right circular cylinder configuration with either 24 (PWR) or 56 (BWR) stainless steel fuel tubes laterally supported by a series of stainless steel (PWR) or carbon steel (BWR) support disks. The square fuel tubes in the PWR basket include neutron absorber sheets on all four sides for criticality control. The square fuel tubes in the BWR basket may include neutron absorber sheets on up to two sides for criticality control. Aluminum heat transfer disks are spaced midway between the support disks and are the primary path for conducting heat from the spent fuel assemblies to the TSC wall for the PWR basket. A combination of the carbon steel support disks and aluminum heat transfer disks (in a ratio of 2.4 to 1, respectively) are the primary means of conducting heat from the spent fuel assemblies to the TSC wall for the BWR basket. There are three TSC configurations of different lengths for PWR and site-specific contents and two TSC configurations of different lengths for BWR contents. BWR spent fuel rods/assemblies must be intact. PWR and</p>							

圖 1.2-1 NAC-UMS 核准證書

**CERTIFICATE OF COMPLIANCE
FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS**
Supplemental Sheet

Certificate No. 1015

Amendment No. 4

Page 2 of 3

Description (continued)

site-specific spent fuel rods/assemblies may be intact or damaged, with damaged fuel rods/assemblies placed in a fuel can. PWR fuel assemblies to be stored may include components associated with the assemblies, as specified in Appendix B.

The VCC is the storage overpack for the TSC and provides structural support, shielding, protection from environmental conditions, and natural convection cooling of the TSC during long-term storage. The VCC is a reinforced concrete (Type II Portland cement) structure with a carbon steel inner liner. The VCC has an annular air passage to allow the natural circulation of air around the TSC. The air inlets and outlets take non-planar paths to the VCC cavity to minimize radiation streaming. The spent fuel decay heat is transferred from the fuel assemblies to the tubes in the fuel basket and through the heat transfer disks to the TSC wall. Heat flows by convection from the TSC wall to the circulating air, as well as by radiation from the TSC wall to the VCC inner liner. The heat flow to the circulating air from the TSC wall and the VCC inner liner is exhausted through the air outlets. The top of the VCC is closed by a shield plug, consisting of carbon steel plate (gamma shielding) and solid neutron shielding material, and a carbon steel lid. The lid is bolted in place and has tamper indicating seals on two of the bolts. There are three VCC configurations of different lengths for PWR and site-specific contents and two VCC configurations of different lengths for BWR contents.

The transfer cask provides shielding during TSC movements between work stations, the VCC, or the transport cask. It is a multi-wall (steel/lead/NS-4-FR/steel) design with retractable (hydraulically operated) bottom shield doors on the transfer cask that are used during loading and unloading operations. To minimize contamination of the TSC exterior and the transfer cask interior, clean water is circulated in the gap between the transfer cask and the TSC during loading operations. A carbon steel extension ring can be bolted to the top of the transfer cask and used to extend the operational height of a transfer cask. This height extension allows a transfer cask designed for a specific TSC length to be used with the next longer TSC.

CONDITIONS

1. OPERATING PROCEDURES

Written operating procedures shall be prepared for cask handling, loading, movement, surveillance, and maintenance. The user's site-specific written operating procedures shall be consistent with the technical basis described in Chapter 8 of the SAR.

2. ACCEPTANCE TESTS AND MAINTENANCE PROGRAM

Written cask acceptance tests and a maintenance program shall be prepared consistent with the technical basis described in Chapter 9 of the SAR.

3. QUALITY ASSURANCE

Activities in the areas of design, purchase, fabrication, assembly, inspection, testing, operation, maintenance, repair, modification of structures, systems and components, and decommissioning that are important to safety shall be conducted in accordance with a Commission-approved quality assurance program which satisfies the applicable requirements of 10 CFR Part 72, Subpart G, and which is established, maintained, and executed with regard to the cask system.

圖 1.2-1 NAC-UMS 核准證書(續 1)

**CERTIFICATE OF COMPLIANCE
FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS**
Supplemental Sheet

Certificate No. 1015

Amendment No. 4

Page 3 of 3

4. HEAVY LOADS REQUIREMENTS

Each lift of an NAC-UMS TSC, transfer cask, or VCC must be made in accordance with the existing heavy loads requirements and procedures of the licensed facility at which the lift is made. A plant-specific safety review (under 10 CFR 50.59 or 10 CFR 72.48 requirements, if applicable) is required to show operational compliance with existing plant-specific heavy loads requirements.

5. APPROVED CONTENTS

Contents of the NAC-UMS system must meet the specifications given in Appendix B to this certificate.

6. DESIGN FEATURES

Features or characteristics for the site, cask, or ancillary equipment must be in accordance with Appendix B to this certificate.


7. CHANGES TO THE CERTIFICATE OF COMPLIANCE

The holder of this certificate who desires to make changes to the certificate, which includes Appendix A (Technical Specifications) and Appendix B (Approved Contents and Design Features), shall submit an application for amendment of the certificate.

8. AUTHORIZATION

The NAC-UMS system, which is authorized by this certificate, is hereby approved for general use by holders of 10 CFR Part 50 licenses for nuclear reactors at reactor sites under the general license issued pursuant to 10 CFR 72.210, subject to the conditions specified by 10 CFR 72.232, and the attached Appendix A and Appendix B.

FOR THE NUCLEAR REGULATORY COMMISSION


Robert A. Nelson, Chief
Licensing Section
Spent Fuel Project Office
Office of Nuclear Material Safety
and Safeguards

Attachments:

1. Appendix A
2. Appendix B

Dated: October 11, 2005

圖 1.2-1 NAC-UMS 核准證書(續 2)

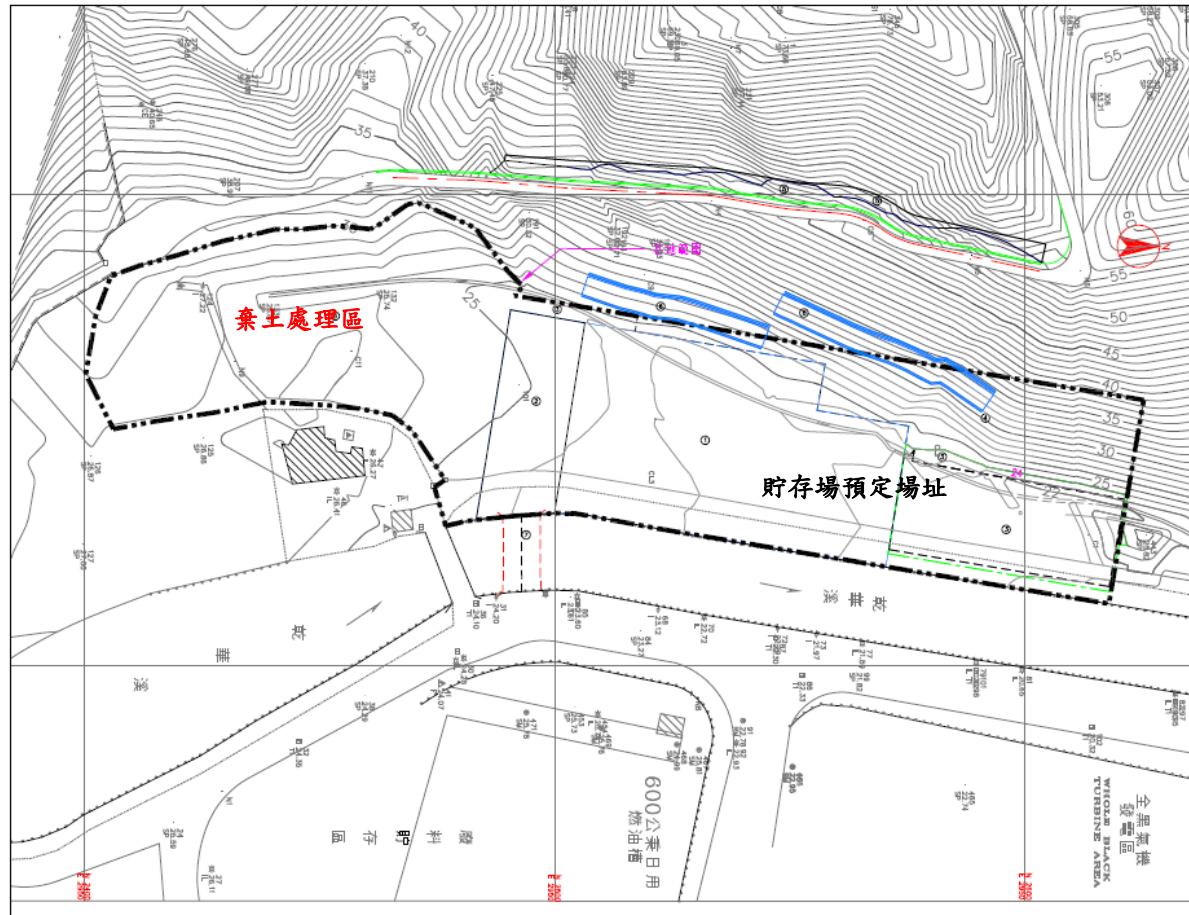


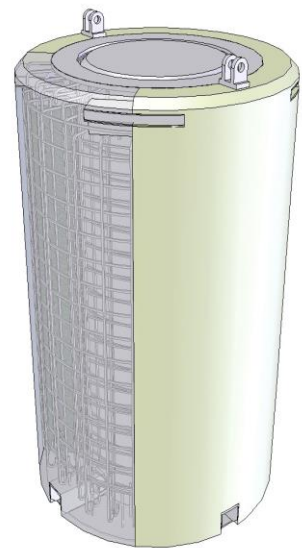
圖 1.2-2 核一廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖



密封鋼筒(含燃料提籃)



傳送護箱



混凝土護箱

圖 1.2-3 INER-HPS 系統之主要組件

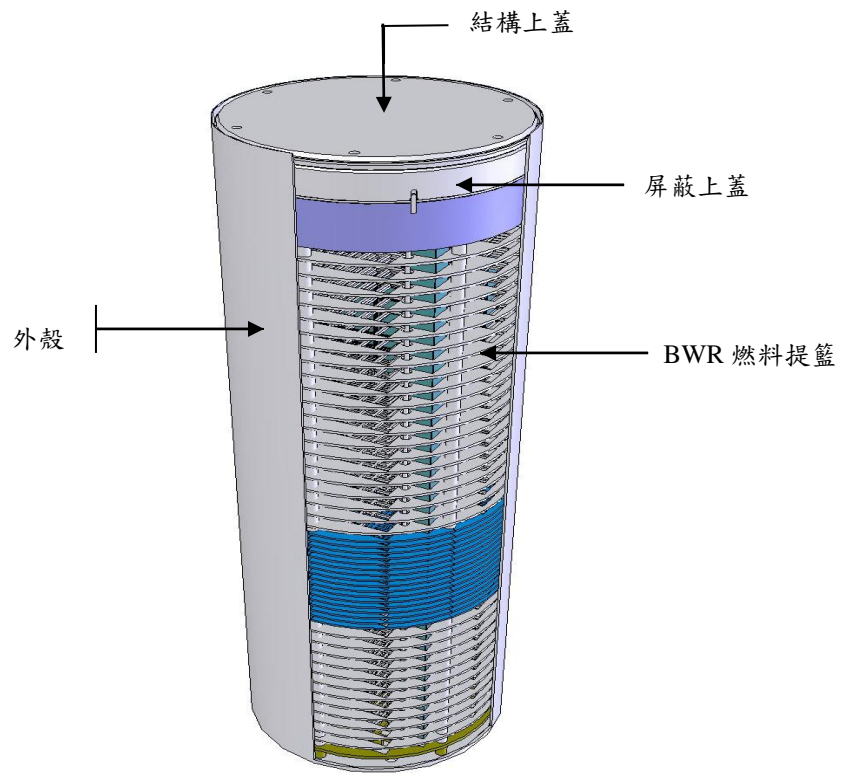


圖 1.2-4 密封鋼筒及 BWR 用過核子燃料提籃示意圖

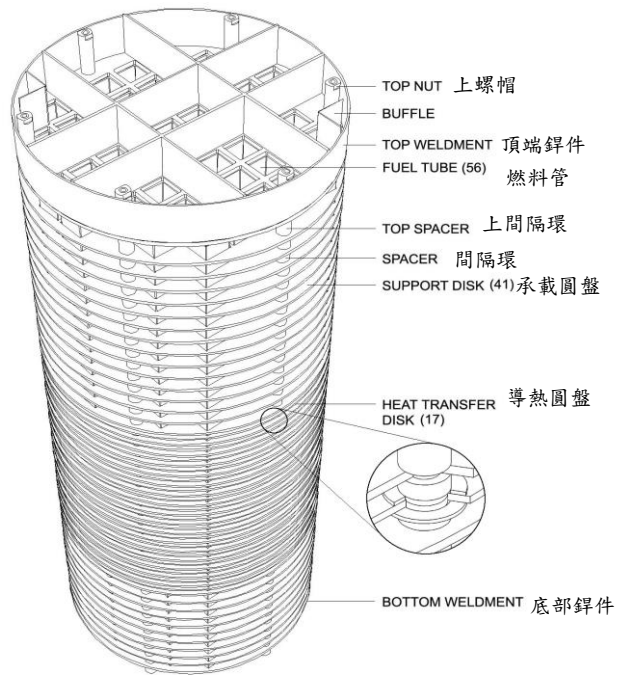
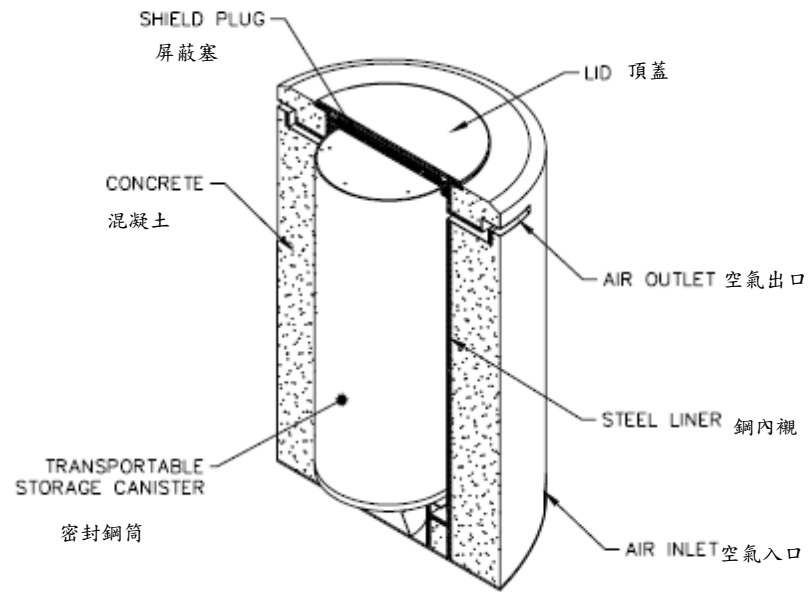
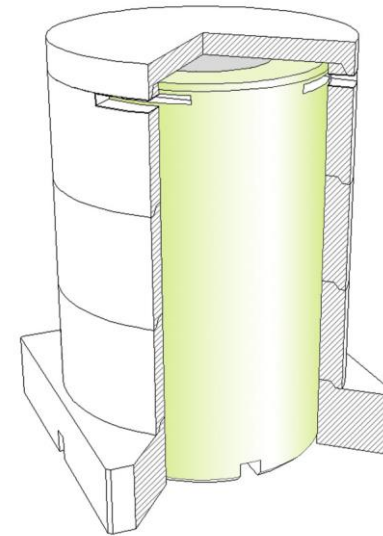


圖 1.2-5 BWR 用過核子燃料提籃承載圓盤、繫桿及間隔環示意圖



(A) 混凝土護箱



(B) 外加屏蔽

圖 1.2-6 (A) 混凝土護箱示意圖，(B) 外加屏蔽示意圖

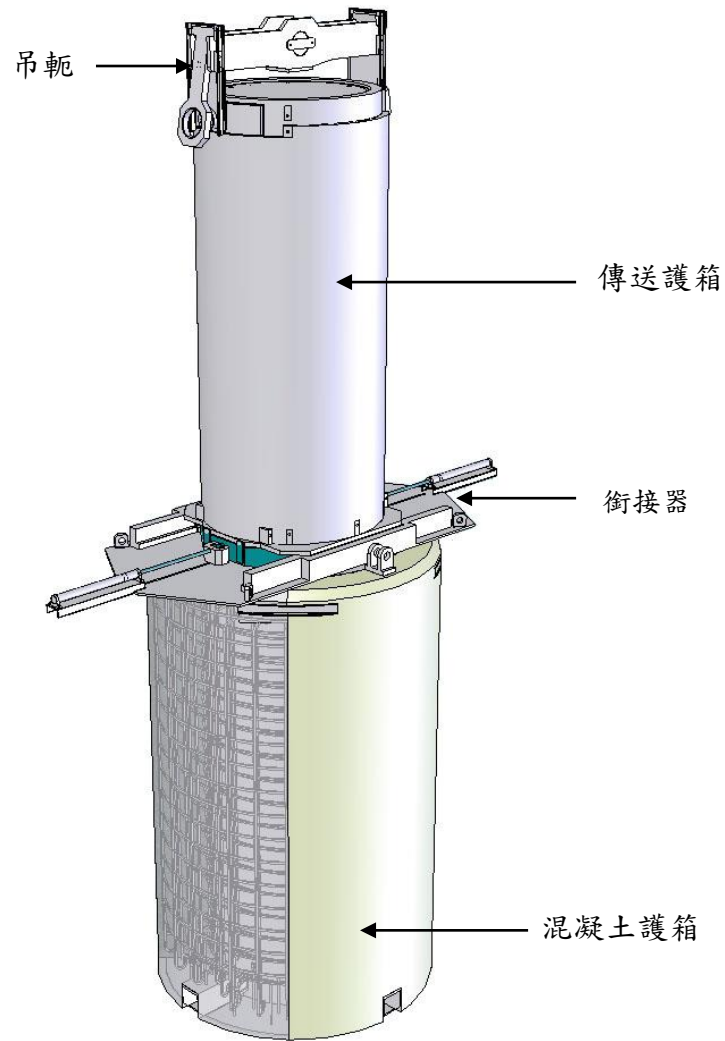


圖 1.2-7 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖

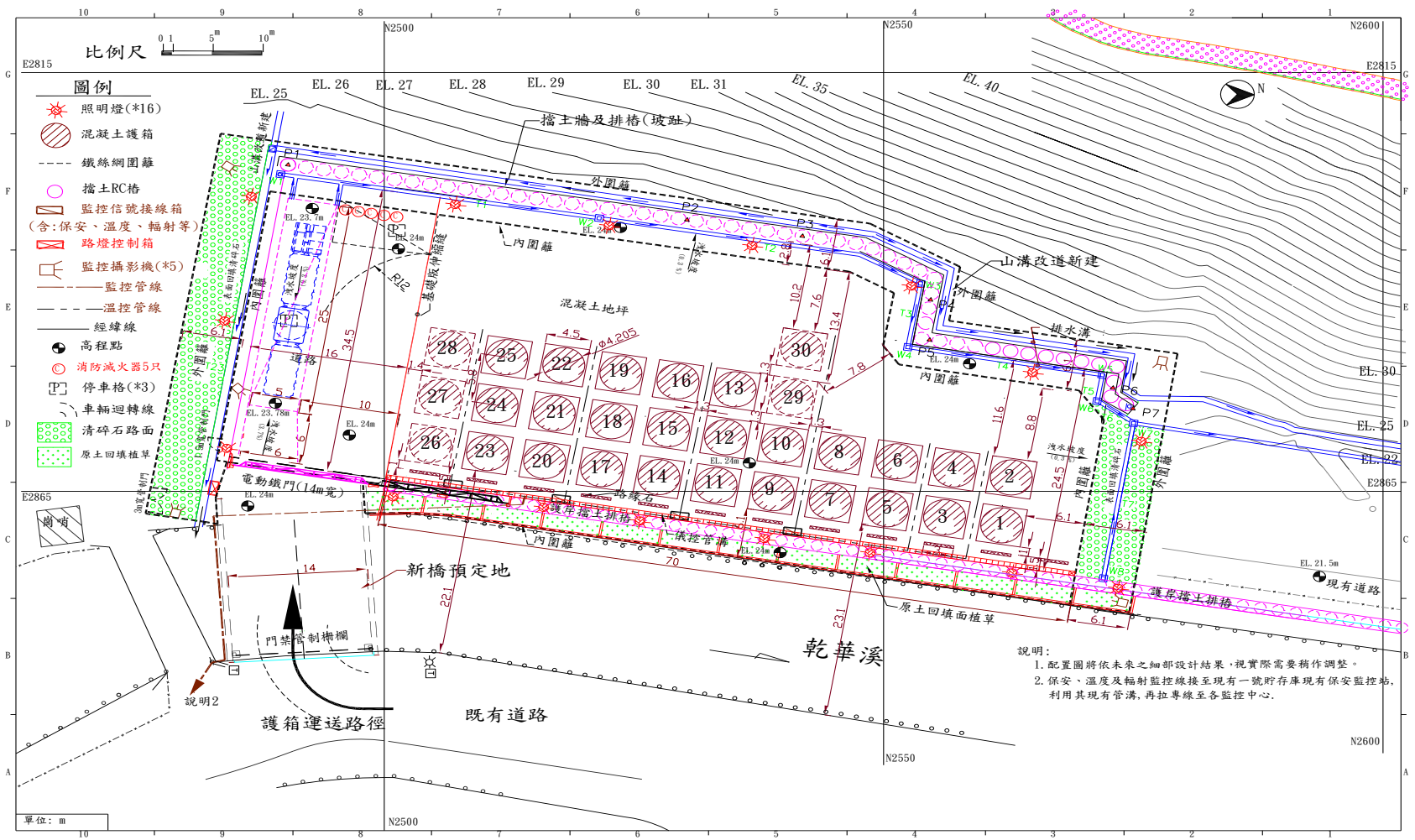


圖 1.2-8 INER-HPS 系統貯存場配置圖

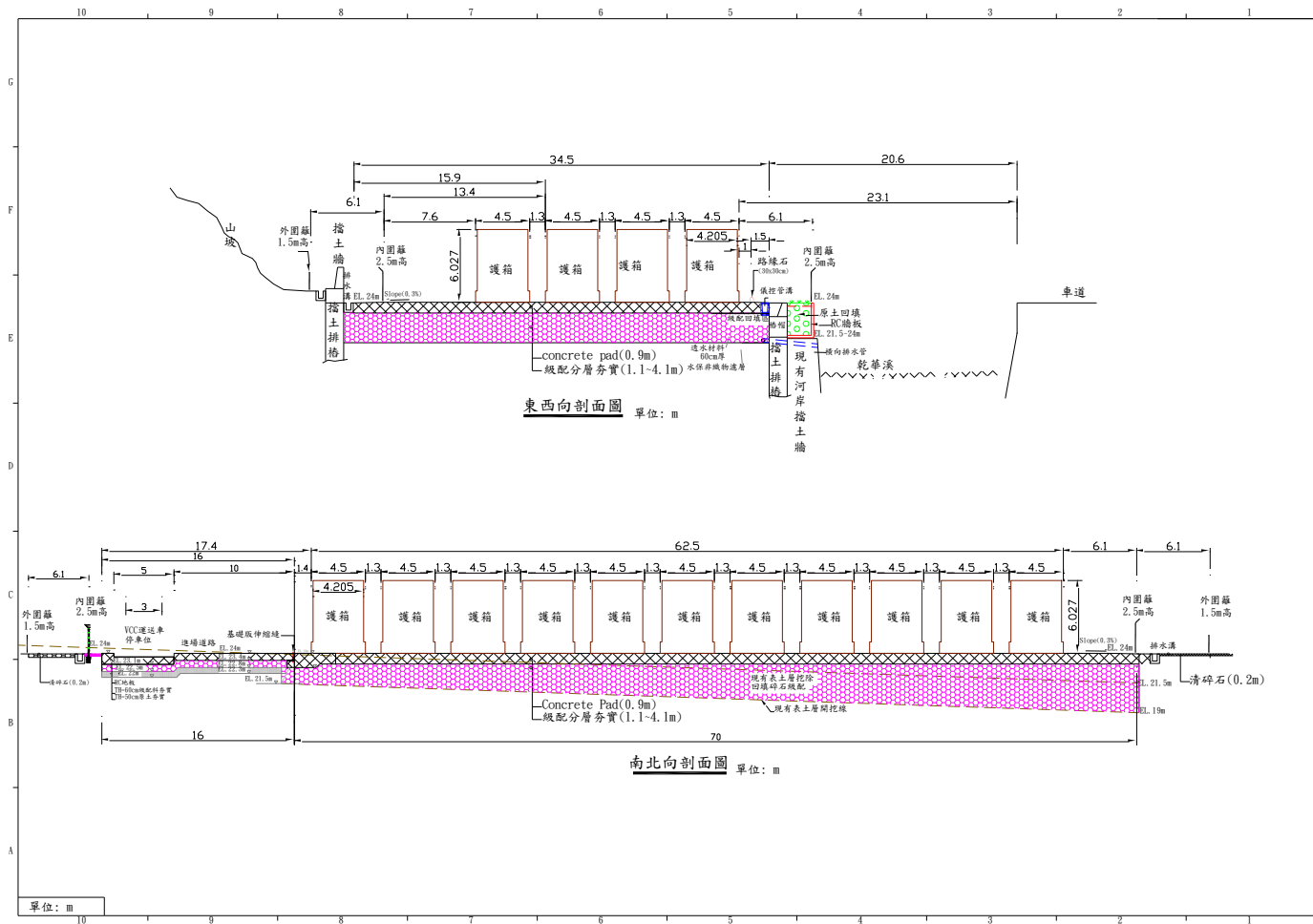


圖 1.2-9 乾式貯存場剖面圖

表 1.2-1 INER-HPS 系統主要組件與 NAC UMS-56B 系統之差異

組件名稱	設計變更	原因	影響	因應措施	備註
混凝土護箱	外加混凝土屏蔽，側面 35 cm，頂部 30 cm	符合廠界年劑量 0.05 mSv 要求(法規年劑量限值為 0.25 mSv)	<ul style="list-style-type: none"> ● 操作步驟增加 ● 混凝土溫度略有升高 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 已進行結構分析，確保外加屏蔽安裝時，萬一發生意外墜落時不致造成放射性物質外釋； 2. 已進行熱傳分析，確保混凝土溫度不超過限值。 	
吊耳	原為固定式改為可拆卸	為符合核一廠反應器廠房一樓之氣密門高度最高 6 m 之限制。	操作步驟增加(進出廠房需拆卸)。	已進行結構分析，確認可拆卸式吊耳符合法規要求。	
屏蔽塞	中子吸收材料由 NS-3 替換成混凝土	混凝土具備較佳之熱移除能力、不易老化、材料取得容易、製程簡化及品質易於控制	將使混凝土護箱頂部表面劑量率與廠界年劑量些微增加，惟仍在法規限值以下。	已進行可能影響混凝土溫度之火災分析，於此分析情境中，其內部溫度之增量極小且仍在相關	符合劑量限值亦不影響系統功能，無安全之疑慮。

組件名稱	設計變更	原因	影響	因應措施	備註
				限值以下。	
傳送護箱	側面鉛屏蔽減 2.2 cm；底部屏蔽門減 3.0 cm。	廠房吊車載重限制。	輻射劑量略有增加。	選擇冷卻大於 10 年以上之用過核子燃料，以降低人員輻射劑量。	
吊耳軸	原為四組修正為二組並轉 45°	燃料池護箱裝載區之空間限制	吊耳軸由兩組(四個)減為一組(二個)係基於核一廠燃料池空間有限之考量，其僅對操作方便性略有影響。	—	
吊軌	設計為反勾式，以方便池中操作	燃料池操作區固定架之空間限制。	設計概念變更。	已進行吊軌結構分析，確保吊運功能符合要求。	
傳送護箱之間隔水封裝置	增設	可減少循環(除礦)水之流失量，亦可確保密封鋼筒外表面不受污染。	進水壓力保持比池水水壓較高之壓力，可防止密封鋼筒外表面被池水污染。	已完成循環水系統之設計，確保可達成設計功能。	

組件名稱	設計變更	原因	影響	因應措施	備註
密封鋼筒	提籃頂部鉸件總高度加高 0.5 in，燃料管下半部縮短 0.5 in，全長不變。	確認燃料底部座於鋼筒底板上。	密封鋼筒頂部鉸件總高度加高 0.5 in，燃料管下半部縮短 0.5 in 係基於確保用過核子燃料可穩定座於密封鋼筒提籃底座上，對結構分析與用過核子燃料貯存上沒有影響。	—	此設計變更不影響結構組件之安全性。

表 1.2-2 試運轉核准前提交之文件清單

項次	章節	頁碼	試運轉核准前提交之文件或說明
1	第三章一、(二)節及第六章六節	p3.1.2-4 & p6.6.3-14	傳送護箱在五樓操作區及一樓操作區之防震評估。
2	第三章一、(二)節	p3.1.2-17	混凝土護箱進氣口環境測試試片佈置規劃。
3	第三章一、(三)節及第五章一節	p3.1.3-1&p5.1.2-4	混凝土護箱之搬運工具及操作程序。
4	第三章一、(三)節	p3.1.3-1	輔助系統及設備之設計及細部規格。
5	第三章一、(四)節	p3.1.4-1	公用系統及設備之設計、運轉、維護及行政管制加強具體措施。
6	第三章二、(二)節	p3.2.2-2	混凝土護箱澆置之工安防護作業。
7	第三章二、(二)節	p3.2.2-1	詳細之施工計畫書(分整地、橋樑及 pad，內容含施工時之交通維護、工地安全與環境管理、災害處理應變計畫等)。
8	第三章二、(二)節	p3.2.1-4	混凝土護箱運送道路承載能力評估
9	第五章一、(一)節	p5.1.1-1	密封鋼筒及傳送護箱於反應器廠房內吊運之操作安全評估。
10	第五章一、(一)節	p5.1.1-1	燃料運貯整體規劃(含燃料完整性檢驗規劃及料帳管理)。
11	第五章一、(一)節	p5.1.1-2	防止異物侵入裝置之設計
12	第五章一、(一)節	p5.1.1-3	於真空乾燥階段，真空壓力之測試標準值。
13	第五章一、(一)節	p5.1.1-3	於真空乾燥階段，若違反系統 LCO 時，密封鋼筒之冷卻方式。
14	第五章五、(一)節	p5.5.1-1	反應器廠房內於核子燃料吊卸裝填作業期間，密封鋼筒與傳送護箱環狀間隙所需供水流量評估。

表 1.2-2 試運轉核准前提交之文件清單(續)

項次	章節	頁碼	試運轉核准前提交之文件或說明
15	第五章六、(一)節	p5.6.1-1	設施各項系統及設備之維護保養程序。
16	第五章七、(一)節	p5.7.1-1	<p>運轉相關程序書，如下所列：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 核一廠乾式貯存系統：現場作業組織架構與行政作業管制程序書 2. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒前置作業程序書； 3. 核一廠乾式貯存系統：傳送護箱前置作業程序書； 4. 核一廠乾式貯存系統：燃料啜吸檢驗作業程序書； 5. 核一廠乾式貯存系統：反應器廠房內操作程序書； 6. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲接操作程序書； 7. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道非破壞檢測程序書； 8. 核一廠乾式貯存系統：密封鋼筒上蓋銲道洩漏測試程序書； 9. 核一廠乾式貯存系統：混凝土護箱前置及運送作業程序書； 10. 核一廠乾式貯存系統：貯存場作業程序書； 11. 核一廠乾式貯存系統：再取出作業程序書； 12. 核一廠乾式貯存系統：異常作業程序書； 13. 核一廠乾式貯存系統：輔助設備操作手冊； 14. 核一廠乾式貯存系統：輻射防護作業程序書； 15. 核一廠乾式貯存系統：工安作業程序書。
17	第六章、四節	p6.4.8-1	貯存及運送之各細項內容之工作人員及一般人員劑量評估。
18	—	—	各項監測系統(如溫度、輻射、保安等)操作程序。

附錄 1.A 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本計畫安全分析報告章節對照表

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>第一章 綜合概述</p> <p>一、概論</p> <p>(一) 緣由及目的 說明申請機構之需求及貯存設施設置之目的與規劃。</p> <p>(二) 專有名詞 使用政府機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，需明確定義並加註原文，以利對照。</p> <p>(三) 引用法規及設計準則</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 撰寫報告時所採用之各種資料，其調查、分析、推估之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。 2. 詳列撰寫報告時所引用的國內外法規、設計準則及技術規範，並註明其名稱、公(發)佈單位、日期及版次。 <p>(四) 參考文獻 引用法規、設計準則及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理，並詳列文獻出處。</p>	<p>第一章 綜合概述</p> <p>一、概論</p> <p>(一)緣由及目的</p> <p>(二)專有名詞</p> <p>(三)引用法規及設計準則</p> <p>(四)參考文獻</p>
<p>二、設施綜合概述</p> <p>(一) 位置 描述設施在核子反應器設施內之地點，並以適當比例之地圖說明。</p> <p>(二) 貯存系統概述及使用限制條件 描述該系統之貯存護箱、傳送護箱、吊卸運搬機具設備等。說明護箱可裝填貯存用過核子燃料總數、護箱吊昇高度限制、表面最大劑量限值、護箱頂部空氣出口溫度限值及護箱內中子有效增殖因數之最大限值等，以及設施所能貯存用過核子燃料最大容量。</p>	<p>二、設施綜合概述</p> <p>(一)位置</p> <p>(二)貯存系統概述及使用限制條件</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.概述 <ol style="list-style-type: none"> (1)密封鋼筒 (2)混凝土護箱及外加屏蔽 (3)傳送護箱 2.使用限制條件

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(三) 使用年限 說明設施之設計使用年限及其作業時程規劃。</p> <p>(四) 作業程序 簡述用過核子燃料吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業程序，並附上重要之操作流程簡圖。</p> <p>(五) 設施配置 使用適當之比例尺繪製設施平面配置圖，包括混凝土基座、護箱貯存排列方式及保安圍籬等，圖上需標示比例尺、方位、區域名稱及設備名稱，並附必要之剖面圖或透視圖。</p>	<p>(1)待貯存燃料敘述 A.設計基準燃料 B.本計畫運貯燃料</p> <p>(2)INER-HPS 系統主要設計基準</p> <p>(三)使用年限說明及其作業時程規劃</p> <p>(四)作業程序</p> <p>(五)設施配置</p> <p>附錄 1.A 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本計畫安全分析報告章節對照表</p> <p>附錄 1.B 專有名詞中英對照表</p> <p>附錄 1.C 全程計畫預定時程</p>
<p>第二章 場址之特性描述</p> <p>設施得引用原核子反應器設施之資料，並註明文件名稱及編號；設施安全設計與安全評估所需之必要資料，需於相關章節內檢附。</p> <p>一、地形與地貌 提供一適當比例尺之地圖，清楚標明貯存設施所有場界範圍與附近重要地理特徵，如道路、河川、鄉鎮、山脈、湖泊、海岸線等。</p>	<p>第二章 場址之特性描述</p> <p>一、地形與地貌</p> <p>(一) 地形</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 區域地形 2. 場址附近地形 <p>(二) 區域特性</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 聯外交通 2. 附近地標 3. 區域土地利用現況

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>二、地質與地震</p> <p>提供地質鑽探資料，包括主要地層單元、岩石及土壤類別、地層柱狀圖等；提供地震調查資料，包括地震紀錄、地震分區、斷層、邊坡穩定及海嘯等資料。</p> <p>三、水文</p> <p>描述場址附近地表水文、地下水文、洪水及附近居民飲用水源等資料的蒐集及調查結果。</p> <p>四、氣象</p> <p>提供場址附近最近三年之氣溫、平均相對溼度、降雨量及強度、風速、風向、硫氧化物及氮氧化物濃度等氣象資料。</p>	<p>4. 核一廠廠內設施</p> <p>5. 地質災害敏感區</p> <p>6. 自然景觀</p> <p>二、地質與地震</p> <p>(一) 地質</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 區域地質 2. 核一廠附近地質 3. 場址地質 4. 邊坡穩定 5. 土石流潛勢 <p>(二) 地震</p> <p>(三) 海嘯</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 場址鄰近地區海嘯紀錄 2. 海嘯成因與可能發生區域 3. 核一廠鄰近地區海嘯分析 <p>三、水文</p> <p>(一) 河川</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 位置與流域 2. 流量 3. 洪流量 <p>(二) 地下水</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 場址附近水井 2. 場址地下水特性 <p>(三) 海水</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 潮汐與潮位 2. 波浪 <p>四、氣象</p> <p>(一) 氣象特性</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 降水量與降水日數 2. 氣溫 3. 相對濕度 4. 風速及風向 5. 氣壓 6. 日照時數 7. 颱風

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>五、周圍人口概況</p> <p>以場址為中心，並以適當比例尺地圖標示半徑五公里範圍內鄉鎮市之位置及人口超過一千人之聚集點。</p> <p>六、其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素。</p>	<p>8. 雷雨</p> <p>(二) 空氣品質</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 空氣品質 2. 廠址空氣品質現況調查分析 <p>五、周圍人口概況</p> <p>(一) 半徑 5 km 內之人口現況</p> <p>(二) 人口成長概況</p> <p>(三) 人口變遷</p> <p>(四) 年齡結構</p> <p>六、其他可能影響設施設計與建造之場址特性因素</p> <p>(一) 噪音與震動</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 噪音 2. 振動 <p>(二) 公共設施</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 公共行政機關 2. 警政、戶政、消防機關 3. 公共事業機關 <p>(三) 交通</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 主要聯外道路 2. 交通現況 <p>七、結語</p> <p>八、參考文獻</p>
<p>第三章 設施之設計基準</p> <p>一、設施之設計</p> <p>(一) 貯存護箱設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 可貯存之用過核子燃料特性：如用過核子燃料之長度、寬度、重量、護套材質、最大燃耗、冷卻期、衰變熱、燃料完整性及其初始濃縮度等。 2. 正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件之設計基準：說明各項主要安全功能之結構、系統與組件在不同分析情節之設計參數、應用法規及工業標準，包括貯存系統之結構、熱移除能力、輻射屏蔽、臨界、密封性能等。 	<p>第三章 設施之設計基準</p> <p>一、設施之設計</p> <p>(一) 貯存護箱設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 可貯存之用過核子燃料特性 2. 正常操作、異常狀況、意外事故及自然災害事件之設計基準 3. 主要安全功能結構、系統與組件之設計 4. 本設施使用之參考設計

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>3. 如採用或參考經外國核准護箱之設計，需檢附原申請文件、審查及核准文件之影本。</p> <p>(二) 構造安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 建築設計：說明設施主要結構物、使用需求規劃及其配置。 2. 土木設計：說明設施主要結構物之工程材質與設計標準。 3. 結構設計：說明設施主要結構物之防震設計、防颱設計、結構分類、設計荷重及其組合等。 4. 防洪及防水之設計：描述設施防洪之排水系統，防止海嘯及洪水灌入設施之措施，防止雨水、地下水滲入設施之措施，邊坡坍方之監測及防治設計或護岸工程等。 5. 消防系統設計：說明設施內消防系統設計所遵循之法規、標準及規範，如有特殊之防火、防爆或除熱等設計，亦需一併說明。 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，需詳細描述其結構體及塗裝所採用之材料。 7. 其他有關設施本體結構安全之設計。 <p>(三) 輔助系統及設備之設計</p> <p>說明裝填檢視區、傳送護箱及吊卸傳送系統、真空乾燥及惰性氣體充填、放射性廢棄物處理等系統之設計，以及相關之防蝕措施。並需評估其對所在核子反應器設施既有之結構、系統、組件及整體運轉安全之影響，如經評估有潛在影響者，需提出具體之運轉、維護或行政管制加強措施。</p>	<p>(二)構造安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.建築設計 2.土木設計 3.結構設計 4.防洪及排水之設計 5.消防系統設計 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 7.其他有關設施本體結構安全之設計 <p>(三)輔助系統及設備之設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.傳送護箱吊軌 2.遙控或自動銲接機 3.現場銲接用屏蔽板 4.密封鋼筒排水與吹卸系統 5.氫氣偵測系統 6.真空乾燥系統 7.氫氣測漏系統 8.密封鋼筒翻轉架與吊索 9.密封鋼筒吊掛系統 10.壓力測試系統 11.輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門動力) 12.傳送護箱環狀間隙填充水系統

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(四) 公用系統及設備之設計</p> <p>說明通訊、電力、供水、供氣、照明、一般廢棄物處理、通風及排氣等系統之設計。並需評估其對所在核子反應器設施既有之結構、系統、組件及整體運轉安全之影響，如經評估有潛在影響者，需提出具體之運轉、維護或行政管制加強措施。</p> <p>(五) 設施各結構、系統與組件之分類</p> <p>就設施內所有結構、系統與組件項目，依其影響用過核子燃料、貯存系統及環境安全等重要性，區分為「主要安全功能」及「次要安全功能」之結構、系統與組件等兩類。主要安全功能之結構、系統與組件，需於第十章品質保證計畫中詳述之。</p> <p>(六) 輻射安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全限值：說明設施內外各區域或作業之輻射劑量限值。 2. 輻射屏蔽設計：說明貯存系統與設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。 3. 職業曝露合理抑低：說明設施正常運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少需包括下列各項： <ol style="list-style-type: none"> (1) 輻射管制區及監測區之劃分，含輻射防護及監測設備之設置。 (2) 用過核子燃料吊卸裝填、運搬、接收、貯存及管制站等作業區職業曝露合理抑低 	<p>13. 混凝土護箱運送車</p> <p>14. 防震設備</p> <p>15. 雜項吊索與吊具附件</p> <p>16. 反應器廠房吊車</p> <p>(四) 公用系統及設備之設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 通訊 2. 電力 3. 供水 4. 供氣 5. 照明 6. 一般廢棄物處理 7. 通風與排氣 8. 接地裝置 <p>(五) 設施各結構、系統與組件之分類</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. A類 2. B類 3. C類 4. NQ(Non-Quality)類 <p>(六) 輻射安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全限值 2. 輻射屏蔽設計 3. 職業曝露合理抑低

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>之設計。</p> <p>(七) 作業安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 描述設施內用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存及再取出等重要作業，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下均能維持次臨界狀態所採行之設計或措施。 2. 依設施配置圖描述各重要作業區域或空間之安全設計，包括該作業區特有之照明設備、通風排氣系統、監視系統、吊卸運搬機具設備及相關法規之規定。 3. 說明及評估在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，各項相關作業對所在核子反應器設施既有結構、系統、組件及整體運轉安全之影響，並提出具體之運轉、維護或行政管制加強措施。 <p>(八) 預防異常狀況或意外事故之設計： 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，如火災、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之補救措施。</p> <p>(九) 利於未來除役作業之設計： 就主要安全功能之結構、系統與組件項目，說明有利於未來除污及除役作業之設計。</p> <p>(十) 設計資料需附適當比例尺之詳細圖說，細部設計或分析資料得列報告附冊備查。</p> <p>二、設施之建造</p> <p>(一) 施工特性 說明施工規劃概要，包括所遵循之法規、標準及規範、施工階段及施工範圍等。</p> <p>(二) 施工計畫 說明施工項目、時程及管理方法等，且需考量施工期間對所在核子反應器設施既有結構、系統、</p>	<p>(七) 作業安全設計</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 核臨界安全 2. 作業之安全設計 <p>(八) 預防異常狀況或意外事故之設計</p> <p>(九) 利於未來除役作業之設計</p> <p>(十) 設計資料需附適當比例尺之詳細圖說</p> <p>二、設施之建造</p> <p>(一) 施工特性</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 法規、標準及規範 2. 施工階段 3. 施工範圍 <p>(二) 施工計畫</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 施工項目 2. 施工時程

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>組件及整體運轉安全之影響，並提出對應施工管理措施。</p>	<p>3.管理方法</p> <p>三、參考文獻 附錄 3.A INER-HPS 系統之重要組件設計示意圖</p>
<p>第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫</p> <p>一、組織規劃</p> <p>(一)組織架構</p> <p>說明施工及運轉組織架構之編組、功能、責任與權限，包括與承包商及承製廠商間之分工。</p> <p>(二) 人員編制</p> <p>說明人員編制、權責及資格，包括編制員額、職稱、每一運轉班次人數。各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員之權責與資格等。</p> <p>二、行政管理</p> <p>(一)管理程序</p> <p>說明設施安全運轉相關作業活動之管制與管理程序，包括設備管制、維護管理、工安、品保及人員與車輛出入之污染管制等。</p> <p>(二) 審查與稽核</p> <p>說明設施各項作業之審查與稽核程序，包括施工、運轉作業之審查與安全措施之稽核，作業程序或系統變更之審查，審查與稽核文件之管制等。</p> <p>三、人員訓練計畫</p> <p>針對設施之運作提出人員訓練計畫，說明用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收及貯存等重要作業之訓練規劃，至少需包括下列項目之訓練課程內容、時程及授課人員資格，訓練成效評估或資格檢定辦法等。</p> <p>(一) 設施及貯存系統之設計。</p> <p>(二) 核工原理。</p> <p>(三) 設施之保安與通訊系統。</p>	<p>第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫</p> <p>一、組織規劃</p> <p>(一)組織架構</p> <p>(二)人員編制</p> <p>二、行政管理</p> <p>(一)管理程序</p> <p>(二)審查與稽核</p> <p>三、人員訓練計畫</p> <p>(一) 訓練時程</p> <p>(二) 訓練課程內容</p> <p>(三) 授課人員資格</p> <p>(四) 訓練成效評估或資格檢定辦法</p> <p>四、參考文獻</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(四) 貯存護箱之驗收要求。</p> <p>(五) 起重機與索具操作要求。</p> <p>(六) 裝填前準備作業(包括燃料與貯存護箱之檢查及測試)及裝填作業。</p> <p>(七) 密封作業(包括銲接、洩漏測試、排水、真空乾燥及氬氣充填等)。</p> <p>(八) 運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業。</p> <p>(九) 異常狀況與意外事故之應變及改正措施。</p> <p>(十) 其他特殊作業項目。</p>	
<p>第五章 設施運轉計畫</p> <p>本章內容至少需包括下列各項，於申請設施建造執照時，需說明初步規劃；申請運轉執照時，需詳細說明之。</p> <p>一、作業程序</p> <p>(一) 吊卸裝填</p> <p>說明欲裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準，裝填前後之燃料束識別確認程序；傳送護箱入池前檢查作業、入出池吊卸操作程序、及貯存護箱真空乾燥、充填氬氣及密封銲接之作業程序、測試程序及標準。</p> <p>(二) 運搬</p> <p>說明傳送護箱與運搬輔助機具之檢查、裝載、除污、吊卸操作等程序，以及執行上述作業時維持熱移除能力、次臨界與輻射防護之措施。說明運搬規劃路線、地下埋設物種類、埋設深度，以及運搬方法、人員及車輛之污染管制措施等。</p>	<p>第五章 設施運轉計畫</p> <p>一、作業程序</p> <p>(一)吊卸裝填</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 欲裝填之用過核子燃料完整性檢測方法及判定標準 2 燃料束識別確認程序 3 裝備接收及準備 4 裝載燃料及查驗 5 安裝屏蔽上蓋 6 由燃料池移出傳送護箱 7 銲接屏蔽上蓋 8 排水、乾燥及充填氬氣 9 銲接洩水與排氣接頭上蓋及氬氣測漏 10 銲接結構上蓋並執行非破壞檢測 <p>(二)運搬</p> <ol style="list-style-type: none"> 1 傳送護箱與運搬輔助機具之檢查、裝載、除污、吊卸操作 2 維持熱移除能力、次臨界與輻射防護之措施

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(三) 接收及貯存 說明設施之接收、貯存及再取出之作業。</p> <p>二、貯存期間之檢視作業 說明設施輻射劑量、貯存護箱之溫度與密封監測及例行檢視作業之規劃。</p> <p>三、作業流程 以流程圖標示操作順序及其控制方法，重要步驟需說明預防事故之措施，並註明相關系統及設備之操作特性與限制條件。</p> <p>四、輔助系統及設備之運轉。</p> <p>五、公用系統及設備之運轉。</p> <p>六、設施各項系統及設備之維護保養。</p> <p>七、申請運轉執照時，需檢附設施運轉程序書清單。</p>	<p>3 運搬規劃路線、地下埋設物種類、埋設深度</p> <p>4 運搬方法</p> <p>5.現有廠房樓板結構評估</p> <p>6.反應器廠房內作業防傾倒措施</p> <p>7.運搬吊卸作業</p> <p>8.人員及車輛之污染管制措施</p> <p>(三)接收及貯存</p> <p>1 接收</p> <p>2 貯存</p> <p>3 再取出作業</p> <p>二、貯存期間之檢視作業</p> <p>三、作業流程</p> <p>四、輔助系統及設備之運轉。</p> <p>五、公用系統及設備之運轉。</p> <p>六、設施各項系統及設備之維護保養。</p> <p>七、申請運轉執照時，需檢附設施運轉程序書清單。</p> <p>八、參考文獻</p> <p>附錄 5.A 本系統主要組件驗收測試計畫</p>
<p>第六章 設施之安全評估及預期之意外事故評估 說明用過核子燃料吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業，在正常運作、異常狀況、意外事故及自然災害事件下，均能確保安全。評估項目至少需包括下列各項，必要時得列報告附冊備查。</p> <p>一、 臨界安全評估</p>	<p>第六章 設施之安全評估及預期之意外事故評估</p> <p>一、 臨界安全評估</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>分析設施在正常運作時，用過核子燃料之吊卸裝填、運搬、接收、貯存等作業均能維持次臨界狀態，至少需說明下列項目：</p> <p>(一) 臨界設計規範。</p> <p>(二) 待貯存之用過核子燃料性質。</p> <p>(三) 臨界計算。</p> <p>(四) 臨界基準驗證(Benchmark)。</p>	<p>(一) 前言</p> <p>(二) 設計準則</p> <p>(三) 分析模式</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 計算機程式 2. 基本假設 3. 計算機程式模式 4. 分析項目 5. 材料密度與組成 <p>(四) 實驗驗證評估</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 護箱次臨界安全基準簡介 2. 標準臨界實驗說明 3. 驗證計算結果 4. k_{eff} 值與主要系統參數的相關性分析 <p>(五) 分析結果</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 決定設計基準燃料 2. 決定吊籃結構中段的代表性區域 3. 均勻化與非均勻化濃縮度燃料束反應度評估 4. 吊籃結構機械性擾動與幾何尺寸製造公差對反應度的影響 5. 護箱在正常、異常與事故情況的臨界分析 6. 各燃料類型的最大初始濃縮度 7. 傳送護箱內部水位高度變化和頂部結構對反應度的影響評估 <p>(六) 結語</p> <p>(七) 參考文獻</p>
<p>二、結構評估</p> <p>結構、系統與組件區分以下四類，依序說明結構設計特性、設計準則與工業標準、材料性質及結構計算分析等內容。</p> <p>(一) 具密封性者。</p> <p>(二) 鋼筋混凝土結構。</p>	<p>二、結構評估</p> <p>(一) 前言</p> <p>(二) 設計準則與工業標準</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 法規需求與重要組件設計準則 2. 天然災害 3. 程序及方法

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(三) 其他主要安全功能者。</p> <p>(四) 次要安全功能者。</p>	<p>4. 風、雪及雨負荷；颱風風速轉換壓力</p> <p>5. 地震分析</p> <p>6. 載重組合</p> <p>(三) 設計特性</p> <p>1. INER-HPS 系統各組件重量及重心</p> <p>2. 化學及電位反應</p> <p>(四) 材料性質</p> <p>1. 主要組件材料</p> <p>2. 破壞韌性考量</p> <p>(五) 分析程式</p> <p>1. ANSYS 程式</p> <p>2. LS-DYNA 程式</p> <p>3. SHAKE 91 程式</p> <p>4. SASSI 程式</p> <p>5. STAAD Pro 程式</p> <p>(六) 分析計算及結果</p> <p>1. 吊運狀況下吊運組件之結構分析</p> <p>2. 正常操作狀況分析</p> <p>3. 貯存場混凝土基座評估</p> <p>(七) 結語</p> <p>(八) 參考文獻</p> <p>附錄 6.2.A 貯存系統之材料機械性質</p> <p>附錄 6.2.B 傳送護箱之保護環分析</p> <p>附錄 6.2.C 傳送護箱之保護環螺栓分析</p>
<p>三、熱傳評估</p> <p>為確認衰變熱移除系統能可靠運轉，需證明主要安全功能之結構、系統與組件及燃料護套之溫度，在正常運作時，均能符合限值。報告中需說明下列項目：</p> <p>(一) 衰變熱移除系統。</p> <p>(二) 材料溫度限值。</p> <p>(三) 熱傳負載及週遭環境狀況。</p>	<p>三、熱傳評估</p> <p>(一) 前言</p> <p>(二) 設計基準</p> <p>(三) 元件技術規格與材料熱傳特性</p> <p>1. 元件技術規格</p> <p>2. 材料熱傳特性</p> <p>(四) 熱負載與環境狀況</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>(四) 分析方式、模型及計算。</p> <p>(五) 防火及防爆</p>	<p>(五) 分析方法</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 分析技術架構 2. 重要分析模式 <ol style="list-style-type: none"> (1) 燃料短期裝填與傳送暫態分析模式 (2) 正常貯存穩態分析模式 (3) 異常與事故穩態分析模式 (4) 事故暫態分析模式 (5) 密封鋼筒內部壓力計算模式 (6) 燃料束均質化等效熱傳特性計算模式 3. 重要經驗公式 <ol style="list-style-type: none"> (1) 自然對流熱傳經驗公式 (2) 外加屏蔽結構體外部強制對流熱傳經驗公式 (3) 燃料束均質化等效熱傳導係數計算公式 (4) 外加屏蔽結構體外部熱輻射計算公式 <p>(六) 模式校驗</p> <p>(七) 分析假設與結果</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 燃料短期裝填與傳送 <ol style="list-style-type: none"> (1) 屏蔽上蓋封鐸(water) (2) 洩水、抽真空及充氦氣(vacuum) (3) 結構上蓋封鐸及傳送(helium) 2. 正常貯存 3. 異常與事故 <ol style="list-style-type: none"> (1) 異常狀況 (2) 事故狀況 <p>(八) 結語</p> <p>(九) 參考文獻</p>
<p>四、輻射屏蔽評估</p> <p>確認貯存系統、運送與設施之屏蔽設計能提供適當之輻射防護，屏蔽功能需能確保工作人員及民眾之輻射</p>	<p>四、輻射屏蔽評估</p> <ol style="list-style-type: none"> (一) 前言 (二) 設計基準

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>劑量符合法規限值。報告中至少需說明下列項目：</p> <p>(一) 輻射源種類與性質。</p> <p>(二) 貯存系統及運送作業之屏蔽。</p> <p>(三) 屏蔽組成及細節。</p> <p>(四) 屏蔽計算分析。</p> <p>(五) 輻射劑量評估。</p>	<p>(三) 分析程式</p> <p>(四) 輻射源種類與性質</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 有效燃料區及其他結構物區的射源強度 2. 軸向燃料剖面 3. 軸向射源剖面 <p>(五) 屏蔽分析模式</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 模式詳述 2. 計算模式 <p>(六) 驗證評估</p> <p>(七) 屏蔽分析結果</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 14 kW/護箱條件之廠界劑量率評估結果 2. 14 kW/護箱條件之混凝土護箱表面劑量率評估結果 3. 14 kW/護箱之混凝土護箱空氣進/出口表面劑量率評估結果 4. 14 kW/護箱之傳送護箱表面劑量率評估結果 5. 意外事故之劑量率評估結果 <p>(八) 輻射防護與人員劑量</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 裝載、密封、傳送與運送階段之劑量 2. 例行運轉階段之年劑量 <p>(九) 結語</p> <p>(十) 參考文獻</p>
<p>五、密封評估</p> <p>說明貯存系統之密封作業與密封分析，報告中至少需說明下列項目：</p> <p>(一) 密封系統與作業說明。</p> <p>(二) 密封分析。</p> <p>(三) 密封監測。</p> <p>(四) 避免用過核子燃料劣化之評估。</p>	<p>五、密封評估</p> <p>(一) 密封系統與作業說明</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 密封系統 2. 作業說明 <p>(二) 密封分析</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 密封要求 2. 洩漏率 3. 正常分析

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>六、異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估</p> <p>經營者需就設施操作環境條件與貯存系統特性，預測用過核子燃料運轉可能發生之異常狀況、意外事故及自然災害事件並辦理相關安全分析，所有事件分析結果需符合結構、次臨界、密封、輻射劑量法規限值及再取出等安全設計要求。</p> <p>(一) 異常狀況之安全評估</p> <p>說明每一項異常狀況之可能發生原因、評估方法、結果影響分析、主要輻射曝露途徑及情節、工作人員及設施外民眾所接受之輻射劑量評估、及改正措施等。</p> <p>(二) 意外事故及自然災害事件之安全評估</p> <p>說明每一意外事故及自然災害事件之發生原因、評估方法、結果影響分析、設備或系統防護措施、主要輻射曝露途徑及情節、工作人員及設施外民眾所接受之輻射劑量評估等。</p>	<p>4. 意外分析 3</p> <p>5. 分析結果</p> <p>(三) 密封監測</p> <p>(四) 避免用過核子燃料劣化之評估</p> <p>(五) 參考文獻</p> <p>六、異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估</p> <p>(一) 前言</p> <p>(二) 貯存時異常事件分析與結果</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 貯存時周圍溫度異常 2. 混凝土護箱進氣口一半阻塞 3. 密封鋼筒異常操作負載 <p>(三) 貯存時或操作意外事件分析與結果</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最大預期熱負載 2. 意外壓力 3. 混凝土護箱進、出氣口完全阻塞 4. 儀器故障 5. 混凝土護箱於 61 cm 高度墜落分析評估 6. 混凝土護箱傾倒 7. 爆炸 8. 火災意外 9. 地震事件 10. 洪水 11. 雷擊 12. 颱風及颱風投射物 13. 飛機撞擊評估 14. 燃料底部撞擊評估 <p>(四) 結語</p> <p>(五) 參考文獻</p> <p>附錄 6.6.A 密封鋼筒異常操作負載分析計算</p> <p>附錄 6.6.B 意外壓力分析計算</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
	附錄 6.6.C 混凝土護箱於 61 cm 高度墜落分析計算 附錄 6.6.D 混凝土護箱傾倒分析計算 附錄 6.6.E 地震對密封鋼筒與外加屏蔽之混凝土護箱及燃料池結構物分析計算 附錄 6.6.F 洪水分析計算 附錄 6.6.G 颱風與颱風投射物分析計算 附錄 6.6.H 飛機撞擊機率分析計算 附錄 6.6.I 燃料底部撞擊評估
<p>第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫</p> <p>如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但需依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。</p> <p>一、輻射防護作業計畫：依設施之作業特性、貯存放射性廢棄物之活度與特性，並參考「游離輻射防護法施行細則」相關規定撰寫輻射防護作業計畫，內容需包括輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性廢棄物處理、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。</p> <p>二、環境輻射監測計畫：需依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」規定撰寫環境輻射監測計畫。</p>	<p>第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫</p> <p>一、輻射防護作業計畫</p> <p>(一) 輻射防護管理組織</p> <p>(二) 權責區分</p> <p>(三) 人員防護</p> <p>(四) 醫務監護</p> <p>(五) 地區管制</p> <p>(六) 放射性廢棄物</p> <p>(七) 意外事故處理</p> <p>(八) 合理抑低措施</p> <p>(九) 輻射偵測紀錄保存</p> <p>(十) 其他主管機關指定事項</p> <p>二、環境輻射監測計畫</p> <p>三、參考文獻</p> <p>附錄 7.A 核一廠程序書及環境輻射監測內容摘要</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>第八章 消防防護計畫</p> <p>如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但必須依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。</p> <p>一、消防工作之組織及行政管理。 二、火災災害分析及影響評估。 三、防火設計及措施。 四、火警偵測及消防能力評估。 五、相關單位之消防及救護支援。 六、防火及消防有關設備之維護及管理。 七、防火及消防有關之人員訓練。</p>	<p>第八章 消防防護計畫</p> <p>一、消防工作之組織行政管理 (一) 管理權人 (二) 防火管理人 (三) 防火消防管理人員</p> <p>二、火災災害分析及影響評估 (一) 引言 (二) 火災模擬計算工具 (三) 火災情境 (四) 數學模式 (五) 結果與討論</p> <p>三、防火設計及消防設備 (一) 防火設計 (二) 消防設備</p> <p>四、火警偵測及消防能力評估 (一) 火警偵測 (二) 消防能力評估</p> <p>五、相關單位之消防及救護支援 六、防火及消防有關設備之維護及管理 七、防火及消防有關之人員訓練 八、參考文獻</p>
<p>第九章 保安計畫及料帳管理計畫</p> <p>如設施係附屬於核子反應器設施內時，得引用原核子反應器設施之相關計畫。但必須依設施之特性，詳細說明引用之方法及原則。</p> <p>一、保安計畫內容至少需包括下列各項： (一) 保安工作之組織、管理及訓練。 (二) 保安區域之劃定及管制。 (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。 (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。 (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。 (六) 其他經主管機關公告之事項。</p> <p>申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施(包括人員酒精及毒品防治篩檢方案)、警衛之</p>	<p>第九章保安計畫及料帳管理計畫</p> <p>一、保安計畫 (一) 保安組織之目的、編組、管理及訓練 1.目的 2.編組 3.管理及訓練 (二) 周界實體阻隔物及警報監視系統 1.周界實體阻隔物 2.警報監視系統 (三) 門禁管制、進出人員查核、保安通</p>

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>佈署與運用、保安事件應變、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。</p> <p>二、料帳管理計畫至少需包括下列內容：</p> <p>(一) 國際原子能總署之料帳管理要求。</p> <p>(二) 貯存量及其明細 說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。</p> <p>(三) 識別與貯放位置 說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。</p> <p>(四) 變動記錄 用過核子燃料之異動原因及其紀錄。</p> <p>(五) 其他經主管機關指定者。</p>	<p>訊設備</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.區域劃分 2.門禁管制 3.進出人員查核 4.保安通訊設備 <p>(四) 保安系統測試維護及各項紀錄保存</p> <ol style="list-style-type: none"> 1.保安系統測試維護 2.各項紀錄保存 <p>二、料帳管理計畫</p> <p>(一) 管理系統</p> <p>(二) 管制作業</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 特種物料平衡區 2. 運貯作業將執行之物料移動 3. 注意事項 <p>(三) INER-HPS 系統執行程序</p> <p>三、參考文獻</p>
<p>第十章 品質保證計畫</p> <p>為確保貯存系統與設施之設計、建造及運轉品質，申請建造執照時需提出建造及設計品質保證計畫，申請運轉執照時需提出營運品質保證計畫，其內容需包括：</p> <ol style="list-style-type: none"> 一、組織。 二、品質保證方案。 三、設計管制。 四、採購文件管制。 五、工作說明書、作業程序書及圖面。 六、文件管制。 七、採購材料、設備及服務之管制。 八、材料、零件及組件之標示與管制。 九、特殊製程管制。 十、檢驗。 十一、試驗管制。 	<p>第十章 品質保證計畫</p> <ol style="list-style-type: none"> 一、前言 二、台電公司執行本專案之品質保證計畫 三、第一階段之品質保證計畫(核研所) <ol style="list-style-type: none"> (一) 組織及職掌 (二) 品質保證方案 (三) 設計管制 (四) 採購文件管制 (五) 工作說明書、作業程序書及圖面 (六) 文件管制 (七) 採購材料、設備及服務之管制 (八) 材料、零件及組件之標識與管制 (九) 特殊製程管制 (十) 檢驗 (十一) 試驗

用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則	本計畫安全分析報告
<p>十二、量測及試驗設備管制。</p> <p>十三、裝卸、貯存及運輸。</p> <p>十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制。</p> <p>十五、不符合材料、零件或組件之管制。</p> <p>十六、改正行動。</p> <p>十七、品質保證紀錄。</p> <p>十八、稽查。</p>	<p>(十二) 量測及試驗設備管制</p> <p>(十三) 裝卸、貯存及運輸之管制</p> <p>(十四) 檢驗、試驗及運轉狀況之管制</p> <p>(十五) 不符合材料、零件及組件之管制</p> <p>(十六) 改正行動</p> <p>(十七) 品質保證紀錄管制</p> <p>(十八) 稽查</p> <p>(十九) 訓練</p> <p>(二十) 服務</p> <p>四、第二階段之品質保證計畫(核研所之分包商)</p> <p>五、運轉階段之品質保證計畫</p> <p>六、參考文獻</p> <p>附錄 10.A 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(三版)</p> <p>附錄 10.B 核一廠用過核燃料乾式貯存設施採購帶安裝品保手冊(第六版)</p> <p>附錄 10.C 台電公司及核研所程序書清單</p>
<p>第十一章 除役初步規劃</p> <p>說明設施未來之除役構想，包括除役時機、除役目標、放射性廢棄物處理、財務規劃及預定未來提出除役計畫書之日期等內容。本設施設計已考量有利於未來除役作業之事項，需一併說明。</p>	<p>第十一章 除役初步規劃</p> <p>一、除役時機</p> <p>二、除役目標</p> <p>三、放射性廢棄物處理</p> <p>四、財務規劃</p> <p>五、提出除役計畫書之日期</p> <p>六、參考文獻</p>

附錄 1.B 專有名詞中英對照表

accident	意外事故
accident events	意外事件
ACI (American Concrete Institute)	美國混凝土協會
adapter	銜接器
air entrainment	灌氣
add-on shielding	外加屏蔽
air pad rig set	氣墊升降器
air pad system	氣墊系統
air pallet	氣墊
air pathway net	空氣口護網
aircraft impact probability analysis	飛機撞擊機率分析
ambient temperature	周圍溫度
American Institute of Steel Construction (AISC)	美國鋼鐵建築協會
American society of mechanical engineers (ASME)	美國機械工程師學會
angle	角鐵
annunciator	警示信號器
ANSI (America National Standards Institute)	美國國家標準協會
apparent dead load	淨重
As Low As Reasonably Achievable (ALARA)	合理抑低
as-built drawings	竣工圖
Atomic Energy Council (AEC)	原子能委員會(原能會)
attachment screw	附設螺絲
automatic welding system	自動銲接機
auxiliary equipment	輔助設備
back plate	背板
baffle	阻隔板
baffle assembly	阻隔元件
base plate	基板
basket	提籃
benchmark calculation	驗證計算
Boiling Water Reactor (BWR)	沸水式反應器
bottom floor shielding gate(door)	底層屏蔽門

bottom/ bottom plate	底板
bounding analysis	極限涵蓋分析
bounding configurations	邊界結構
buckling	挫屈
burnup	燃耗
burr removing procedures	毛頭去除程序
calculation uncertainty	計算不準度
canister	密封鋼筒
canister shell	鋼筒外殼
casting mould with concrete	混凝土澆注(模組)塊
chamfered corners	倒角
cladding	護套
cleaning procedures	清潔程序
coarse aggregate	粗骨材
coating	鍍膜(含塗裝)
coating system	鍍膜(含塗裝)系統
collective dose	集體劑量
combined load	負載組合
component fit-up test procedures	組件組裝測試程序
concrete cask	混凝土護箱
concrete compression test	混凝土抗壓試驗
concrete pad	混凝土基座
concrete shell	混凝土殼層
concrete slit detection plan	混凝土裂縫偵測計畫
confinement	密封
confinement boundary	密封邊界
confinement system	密封系統
confinement(pressure)monitoring program	密封(壓力)監測方案
connector	連接頭(器)
connector body	連接頭本體
connector body bolt	連接頭本體螺栓
consolidated fuel	束密燃料
construction	建造
construction license	建造執照
cooling time	冷卻時間
core support structure	爐心支撐結構
cover	孔蓋

crawler	護箱運送車
critical path	關鍵路徑
criticality	臨界
cutting and forming procedures	切割及成型程序
cylinder bolt	油壓缸螺栓
cylinder nut	油壓缸螺絲帽
cylinder stop-option	油壓缸止塊
daily field record	現場工作日誌(記)
damaged fuel (failed fuel)	破損燃料
decay heat power value	衰變熱能值
decommissioning	除役
decontamination	除污
delivery	交貨
design	設計
design basis	設計基準
design codes and standards	設計法規及標準
design criteria	設計準則
design features	設計特性
design modification permit	設計改善許可
detector	偵檢器
dimension and surface inspection procedures	尺規及表面檢查程序
dimension tolerance	尺寸公差
document control log	文件管制紀錄簿
door cylinder	門油壓缸
door rail	門軌
door stop	門固定機構
dose limit	劑量限值
dowel pin	定位銷
drain and vent hoses	排水及排氣軟管
drain port	排水接頭
drain tube sleeve	排水套管
Drain/Blow Down System	排水與吹卸系統
drawings	設計圖
drive system of shielding gate(door)	屏蔽門驅動系統
dry run tests	模擬裝載測試
dummy fuel gauge tests	模擬燃料尺規測試
dunnage	貨墊

effective multiplication factor	有效增殖因數
effective thermal conductivity factor	等效熱傳導係數
electroless nickel	無電鍍鎳
engineering	工程
engineering plan	工程計畫
environmental radiation monitoring system	環境輻射監測系統
equipment weight measurement procedures	設備稱重程序
erection	架設
fabrication	製造
ferrous metal	鐵金屬
field inspection and test	現場檢查及測試
fill/drain line	進/出水管
Fill/Drain line plate	進/出水管鋅板
fine aggregate	細骨材
fit-up	組裝
fixture	夾具
flange	凸緣
flat washer	墊圈
fuel accountability	核子燃料可料帳性
fuel assemblies	燃料束(元件)
fuel basket	燃料提籃
fuel can	燃料罐
fuel cell	燃料間格
fuel cladding	燃料護套
fuel enrichment/density penalty	燃料濃縮度/密度折讓
fuel handling machine	燃料更換機
fuel loading procedures	燃料裝載程序
fuel retrieval and unloading procedures	燃料取出及卸載程序
fuel tube	燃料管
fuel type	燃料型式
gamma shield brick	加馬屏蔽磚
gauge test and verification reports	尺規檢查及確認報告
General Electric	美國奇異公司
greater than class C (GTCC)	超 C 類放射性廢棄物
handle	把手
handling load	操作負載
hatch	天井

heat load	熱負載
heat transfer disk	導熱圓盤
Heavy Haul Trailer (HHT)	重型拖車
high burnup fuel	高燃耗燃料
High Pressure Ionization Chamber (HPIC)	高壓游離腔
High Pressure Water Jet	高壓噴水機
hydraulic roller skid	液壓式滾輪滑軌
important to safety	主要安全功能
Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI)	獨立用過核子燃料乾式貯存設施
individual total effective dose	個人總有效劑量
inlet	進氣口
inlet screen	進口護網
inner shell	內殼板
inspection	檢查
inspection and test plan	檢查及測試計畫
installation	安裝
Institute of Nuclear Energy Research (INER)	行政院原子能委員會核能研究所 (核研所)
instruction manuals	指導手冊
intact fuel (assembly or rod) (undamaged fuel)	完整性燃料
internal audit report and external audit report	內部及外部稽核報告
International Atomic Energy Agency (IAEA)	國際原子能總署
International Organization for Standardization (ISO)	國際標準化組織
intrusion detection system	闖入偵測系統
lead wool	鉛絨
leak tight criteria	防漏準則
leak tightness	防漏
leveling	調整器
licensing application	申照
lid	頂蓋
lid bolt	蓋板螺栓
lid support ring	頂蓋支撐環
lift anchor	固定錨
lift jacks	千斤頂
lift lug	吊耳

lifting fixtures	吊夾
lifting slings	吊索
lifting trunnions	吊耳軸
lifting yoke	吊軛
limiting value (bounding value)	極限值
liner	內襯
locating ring	定位環
location lug	定位塊
lock pin	閉鎖銷
Los Alamos National Laboratory (LANL)	美國洛斯阿拉摩斯國家實驗室
lug screw	吊耳螺栓
malicious destruction movement	惡意破壞行動
margin of safety	安全餘裕
material compatibility	材料相容性
material test coupons for corrosion monitoring	腐蝕監測用材料試片
maximum burnup	最大燃耗
maximum initial enrichment	最大初始濃縮度
maximum peaks	最大洪峰
metal transfer cask	金屬傳送護箱
methodology bias uncertainty	標準尺度驗證計算偏差度
mobile crane	移動式起重機
Moderator	緩和劑
monitoring and surveillance systems	偵測及監測系統
monitoring center	監測中心
mSv	毫西弗
MT (metric ton)	公噸(建議統一使用英文簡稱)
MWD/MTU	百萬瓦日/公噸鈾
nameplate	標誌牌
Nelson stud	Nelson 錨釘
neutron absorber	中子吸收劑
neutron absorption effect	中子吸收效應
neutron poison material	中子毒素材料
neutron shield	中子屏蔽
neutron shield cover	中子屏蔽蓋板
nipple	快速接頭
non-destructive examination procedures	非破壞檢測程序
non-reactive gas (such as He)	惰性氣體(如氦氣)

normal	正常
nuclear safeguard system	核子保防系統
off the job	課堂
off-centered penalty	偏離折讓
off-normal	異常
on the job	在職
operation license	運轉執照
operation management plan	作業管理計畫
operator jeopardizing factor analysis	操作人員危害因子分析
outer shell	外殼板
outlet weldment	排氣口銲件
overpack	外包裝容器
packaging and shipping procedures	包裝及運送程序
pad	基座
paint	油漆
painting and coating procedures	塗漆及鍍膜程序
peaking factor	尖峰因子
Penetration	貫穿管
Penetration Test (PT)	液滲檢測
personal qualification reports	人員任用資格報告
plate	板
port cover	孔蓋
power panel	配電盤
Preliminary Safety Analysis Report (PSAR)	初期安全分析報告
pre-operation permit	試運轉許可
pressure tests	水壓試驗 (壓力試驗)
Pressurized Water Reactor (PWR)	壓水式反應器
prime mover	拖拉機
progress report	進度報告
quality assurance manual	品保手冊
quality assurance plan (quality plan)	品保計畫
quality assurance program and control	品質方案與管制
quality classification	品質分級
quality documents	品質文件
quality procedures	品質程序書
quality surveillance by the third party	第三者品質檢驗
quality verification documents	品質驗證文件

quick disconnect	快速切斷器
radiation exposure	輻射曝露
radiation streaming	輻射涇流
radiation thermal conductivity	輻射熱傳導係數
radionuclide	放射性核種
recorder	記錄器
redundant lifting	雙重吊昇
regulation requirements and acceptance criteria	法規需求及接受準則
reinforcing bar	鋼筋
repair procedures	修補程序
retaining ring	保護環
retaining ring bolt	保護環螺栓
rigger	吊掛手
rigging devices	索具
ring	環
rod	棒
scuff plate	耐磨板
seal	密封墊
seal cap	封口蓋
seal tape	密封帶
security and communication system	保安及通訊系統
seller	承包商
sensitivity analysis	靈敏度分析
set screw	調整螺絲
shell	殼
shield cover	屏蔽蓋
shield door	屏蔽門
shield lid	屏蔽上蓋
shield lid plug	屏蔽上蓋塞
shield plate	屏蔽板
shield plug	屏蔽塞
shielding ring	屏蔽環
shims	墊片
shipping cask	運送護箱
side shield	側邊屏蔽
single cell	單一燃料隔間
sipping test	啜吸測試

site specific fuel	場址特定燃料
skyshine	天空散射
slings	吊索
spacer shim	間隔墊片
spacer	間隔環
spacer ring	背襯環
spare part(s)	備品
special tool(s)	特殊工具
spent fuel pool	用過核子燃料池
split spacer	分隔間隔環
stand	立管
standard fuel	標準燃料
structural lid	結構上蓋
structural lid plug	結構上蓋塞
structure evaluation	結構評估
Structures, Systems, and Components (SSCs)	結構、系統及組件
subcontractor	下包廠商
suction pump	抽水幫浦
supplier	供應商
supply	供應
support	支撐
support disk	承載圓盤
support plate	支撐板
surface contamination	表面污染
surface dose rate	表面劑量率
switch leadway of shielding gate	屏蔽門開關引道
Taiwan Power Company (TPC)	台灣電力股份有限公司(台電公司)
technical specification	技術規範
technology transfer	技術移轉
temperature detection system	溫度偵測系統
test of aggregates	骨材測試
testing(test)	測試
thermal conductivity	熱傳導
thermal conductivity by natural convection	自然對流熱傳
thermal evaluation	熱傳評估
tie downs	固定繫桿
tie rod	繫桿

tip-over	傾倒
tolerance and penalty	容忍度與加罰度
top flange	頂部凸緣
top nut	上螺帽
top plate	頂板
top spacer	上間隔環
tornado	颶風
tornado missiles	颶風投射物
toughness	韌性
tractor	牽引機
transfer adapter	傳送銜接器
transfer cask	傳送護箱
transfer facility	傳送設備
transportable storage canister (TSC)	可運送貯存密封鋼筒
transporter	運輸車
trunnion	吊耳軸
trunnion cap	吊耳軸蓋
typhoon	颱風
typhoon missiles	颱風投射物
uncertainty	不準度
under water filtration system	水底濾清系統
universal storage system	通用式貯存系統
universal transport cask	通用式傳送護箱
UT(ultrasonic test)	超音波檢測
vacuum drying equipment	真空乾燥設備
vent port	排氣接頭
ventilation and air filtration system	通風及空氣濾淨系統
verification	驗證
vertical concrete cask (concrete cask)	混凝土護箱
washer	墊圈
wear pad	耐磨墊塊
wear pad bolt	耐磨墊塊固定螺栓
welding and welding repair procedures	銲接及銲接修補程序
weldment	銲件
work plan	工作計畫書
work platform/support	工作平台/扶架
zirconium alloy	鋳合金

zircalloy-2

鋳-2 合金

附錄 1.C 全程計畫預定時程

□ □ □ ISFSI □ □ □ □ □ □ □ □ / □ □ □ □ □ □ □ □

