

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	1.1-7
(四) 參考文獻	1.1-17
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	1.2-2
(三) 使用年限說明及其作業時程規劃	1.2-7
(四) 作業程序	1.2-7
(五) 設施配置	1.2-8
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 MAGNASTOR 系統核准證書	1.2-9
圖 1.2-2 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖	1.2-12
圖 1.2-3 本系統之主要組件	1.2-13
圖 1.2-4 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖	1.2-14
圖 1.2-5 混凝土護箱配置示意圖	1.2-15

第一章 綜合概述

台灣電力公司(以下簡稱本公司)為申請於核二廠設置用過核子燃料乾式貯存設施，特依據 91 年 12 月公布施行之「放射性物料管理法」第十七條及行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)發布之「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，提出台電公司核二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) 100 年 11 月 24 日公發布之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」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

本公司核二廠位於新北市萬里區野柳里八斗 60 號，離台北市直線距離約 22 公里，佔地約為 220 公頃，共裝置兩部機組，容量各為 985,000 瓩。目前為台灣電力供應系統中，裝置容量最大的發電機組。核二廠廠房佈置採雙機式，控制室和廢料廠房以及部分系統結構為兩部機所共用，其他部份則各自獨立。各部機擁有一座沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)，為奇異公司所設計發展的 BWR-6 沸水式反應器。所使用的核子燃料計有 GE8x8、ANF8x8、ANF92、SPC9B、SPC10（只有 4 束）與 ATRIUM-10 共六種燃料型式，其中 GE8x8、ANF8x8、ANF92、SPC9B 與 SPC10 等已全數退出爐心，並存放於燃料池中；反應器所用之燃料為低濃縮二氧化鈾，每座爐心裝置 624 束燃料，反應器爐心中另有 145 支十字型控制棒穿插其間。

核二廠於民國 63 年 9 月開工興建。一號機反應器壓力槽於 67 年 5 月完成吊裝，70 年 1 月完成鈾燃料裝填，70 年 12 月開始商業運轉。二號機反應器壓力槽則於 67 年 11 月完成吊裝，71 年 3 月完成鈾燃料裝填，72 年 3 月開始商業運轉。

預估核二廠運轉 40 年所產生之用過核子燃料約為 11,000 束，由於核二廠部份用過核子燃料已於水池中冷卻長達 20 年以上，其殘餘熱量與放射性已大幅降低，且現有水池容量有限，因此本公司參照歐美核能先進國家之做法，規劃將經充分冷卻之 2,349 束用過核子燃料移至電廠內之乾式貯存設施進行貯存。

(一) 緣由及目的

1. 緣由

由於核二廠一、二號機燃料池在扣除全爐心退出保留空間後，預期將於 105 年池滿，為能繼續營運發電，本公司決定進行核二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，安全可靠的乾式貯存系統。

2. 目的

- (1) 本公司將在核二廠內設置用過核子燃料乾式貯存設施，此設施參照 NAC 公司 MAGNASTOR 混凝土護箱貯存系統，該設施符合主管機關及國外相關法規標準之規格，並足夠容納 27 組用過核子燃料貯存護箱。
- (2) 本公司將以安全、嚴謹之程序，規劃核二廠一、二號機共 27 組護箱 (2,349 束燃料) 之裝載，並運送至貯存場置放。
- (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，以確保貯存期間之安全。

(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。

MAGNASTOR (Modular Advanced Generation, Nuclear, All-purpose STORage)	MAGNASTOR係指已獲美國核管會(NRC)核照在案的乾式貯存系統，經考量核二廠特殊限制並經局部設計修正後將使用於核二廠，具高貯存容量及可長期安全貯存用過核子燃料設計之特性。
貯存容量(Storage capacity)	每組系統可貯存87束BWR用過核子燃料。
用過核子燃料(Spent Nuclear Fuel or Spent Fuel)	在核反應器爐心中燃燒到無法再有效地支持分裂鏈反應之被照射過且被移離爐心的核子燃料。
密封系統(Confinement System)	係指貯存用過核子燃料之密封鋼筒及其組件。
貯存設施(Dry Storage Facility)	本報告所使用之「貯存設施」或「本設施」係指核二廠用過核子燃料乾式貯存設施，包含貯存系統與貯存場。
密封鋼筒	
密封鋼筒(Transportable Storage Canister/ TSC)	由不銹鋼外殼、底板、密封上蓋及密封環所組成，並包含內部之燃料提籃及充排水、氣相關管件，提供乾式貯存系統最主要之密封功能。
密封上蓋(Closure Lid)	為一不銹鋼厚圓盤，位於燃料提籃上方；提供燃料貯存時之屏蔽及密封邊界。
排水及排氣孔(Drain and	貫穿密封上蓋，用於提供密封鋼筒排水、真空乾燥以及氬氣充填。

Vent Ports)

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將予以封銲。

密封環(Closure Ring)

為不銹鋼圓環，與密封上蓋及密封鋼筒外殼銲接在一起，為密封鋼筒雙層封銲之第二道，以滿足10CFR72.236(e)法規之要求。

燃料提籃(Fuel Basket
/Basket)

為密封鋼筒的內部組件，提供燃料結構支撐、臨界控制，以及主要之熱傳導功能。

組合燃料腔(Developed Cell)

為提籃開口(basket opening)組件之一，由每4組燃料方管，或數個燃料方管與提籃銲件所組成，燃料束將置於燃料方管或其所形成的組合燃料腔中。

燃料(方)管(Fuel Tube)

為正方形之碳鋼方管，用以置放燃料束。部份方管內側表面配置有中子吸收板。

中子吸收板 (Neutron
Absorber)

中子吸收板係由硼酸鋁金屬基複合材料或其混合物所組成，具有吸收中子之能力。

混凝土護箱

混凝土護箱(Concrete
Cask/VCC)

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件，並含蓋板。

底座(Base)

為混凝土護箱內之碳鋼銲件，含空氣入口及密封鋼筒支撐座。

頂蓋(Lid)

為混凝土及碳鋼材質，提供混凝土護箱密封及輻射屏蔽。

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、輻射屏蔽及密封鋼筒之保護等。
導引柵(通氣槽) (Standoffs/ I beam)	內襯之附件，由結構型鋼釐成，主要引導密封鋼筒座落於混凝土護箱底座之中心，同時亦於發生傾倒意外事件時，提供密封鋼筒之支撐。

傳送護箱

傳送護箱(Transfer Cask/TFR)	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、封釐及護箱轉換等操作，包含兩個吊耳軸(Lifting Trunnions)及可將密封鋼筒由傳送護箱中垂直降入/吊出混凝土護箱之屏蔽門。
吊耳軸(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(Adapter Plate)	為碳鋼材質，置於混凝土護箱上，作為傳送護箱之定位裝置，並可配合驅動系統以開關傳送護箱屏蔽門。
完整燃料(Intact Fuel)	滿足燃料所有特性及功能，且完全無破損者。
燃料束平均濃縮度Assembly Average Fuel Enrichment	燃料束所裝填之鈾材料(二氧化鈾 UO_2)中鈾-235平均所佔重量百分比，稱為該燃料束之平均濃縮度。
燃耗(Burnup)	核子燃料在核反應器中因分裂鏈反應的進行而使其中所含的可(慢)分裂材料隨運轉時間的增加逐漸消耗。燃耗的程度一般以百萬瓦天/噸鈾(MWD/MTU)

來表示。

安全係數(Factor of Safety) 安全係數定義為最大承受應力除以實際承受應力。

(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」，98 年 4 月 22 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」，98 年 4 月 13 日
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」，100 年 11 月 24 日
5. 「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，97 年 10 月 22 日
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」，97 年 2 月 22 日
8. 「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 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」，100 年 1 月 5 日
11. 中華民國「公共工程施工品質管理作業要點」，96 年 9 月 20 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」，100 年 7 月 1 日
14. 「建築物耐震設計規範及解說」，100 年 7 月 1 日
15. 「鋼構造建築物鋼結構設計技術規範」，99 年 9 月 16 日
16. 「水土保持法」，92 年 12 月 17 日
17. 「水土保持技術規範」，99 年 10 月 15 日
18. 「水土保持法施行細則」，100 年 8 月 29 日
19. 「技師法」，99 年 1 月 13 日
20. 中華民國「勞工安全衛生法」，91 年 6 月 12 日
21. 中華民國「勞工安全衛生法施行細則」，98 年 2 月 26 日
22. 勞工安全衛生設施規則，98 年 10 月 13 日
23. 營造安全衛生設施標準，99 年 11 月 30 日
24. 勞工安全衛生組織及自動檢查辦法，100 年 1 月 14 日
25. 勞工安全衛生教育訓練規則，100 年 11 月 8 日
26. 「台灣電力公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」，91 年 2 月第 9

次修訂

27. FSAR “Final Safety Analysis Report of Kuosheng Nuclear Power Plant.” 2010 年 10 月
28. IAEA Safety Series 116, “Design of Spent Fuel Storage Facilities” , 1995
29. IAEA Safety Series 117, “Operation of Spent Fuel Storage Facilities” , 1995
30. IAEA Safety Series 118, “Safety Assessment for Spent Fuel Storage Facilities” ,1994
31. 10 CFR 20, "Standards for Protection Against Radiation.", 2006/01
32. 10 CFR 21, "Reporting of Defects and Noncompliance.", 2006/01
33. 10 CFR 50, "Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities.", 2006/01
34. 10 CFR 51, "Licensing and Regulatory Policy and Procedures for Environmental Protection.", 2006/01
35. 10 CFR 71, “Packaging and Transportation of Radioactive Material” ,2010/12
36. 10 CFR 72, "Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste.” , 2006/01
37. 10 CFR 73, "Physical Protection of Plants and Materials.", 2006/01
38. 10 CFR 100, "Reactor Site Criteria.", 2006/01
39. RG 1.26, "Quality Group Classification and Standard for Water Steam and Radioactive-Waste-Containing Components of Nuclear Power Plants.", 2007/03
40. RG 1.29, "Seismic Design Classification.", 2007/03
41. RG 1.31, "Control of Stainless Steel Welding.", 1978/04
42. RG 1.33, "Quality Assurance Program Requirements (Operation).", 1978/02
43. RG 1.38, "Quality Assurance Requirements for Packing, Shipping, Receiving, Storage and Handling of Items for Water Cooled Nuclear Power Plants.", 1977/05
44. RG 1.54, “Quality Assurance Requirements for Protection Coating Applied to Water-Cooled Nuclear Plant,” 2010/10

45. RG 1.59, "Design Basis Floods for Nuclear Power Plants.", 1977/08
46. RG 1.60, "Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants.", 1973/12
47. RG 1.61, "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants." , 2007/03
48. RG 1.92, "Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis." , 2006/07
49. RG 1.102, "Flood Protection for Nuclear Power Plants." , 1976/09
50. RG 3.41, "Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials at Fuels and Materials Facilities.", withdrawn
51. RG 3.48, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage).", 1989/08
52. RG 3.50, "Standard Format and Content for a License Application to Store Spent Fuel in an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1989/09
53. RG 3.53, "Applicability of Existing Regulatory Guides to the Design and Operation of an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1982/07
54. RG 3.54, "Spent Fuel Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation.", 1999/01
55. RG 3.60, "Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type).", 1987/03
56. RG 3.61, "Standard Format and Content for A Topical Safety Analysis Report for A Spent Fuel Dry Storage Cask.", 1989/02
57. RG 3.62, "Standard Format and Content for the Safety Analysis Report for Onsite Storage of Spent Fuel Storage Casks.", 1989/02
58. RG 7.6, "Design Criteria for the Structural Analysis of Shipping Cask Containment Vessels" ,1978/03
59. RG 7.10, "Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in the Transport of Radioactive Materials.", 2005/03
60. 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

61. 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
62. RG 8.8, "Information Relevant to Ensuring that Occupational Radiation Exposures at Nuclear Power Stations will be as Low as is Reasonably Achievable" ,1978/06
63. NUREG 0554, "Single Failure Proof Cranes for Nuclear Power Plants.", 1979/05
64. NUREG 0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants.", 1980/07
65. NUREG 0800," Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, LWR Edition.", 2007/03
66. NUREG 1536," Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility." , 2010/07
67. NUREG/CR 6407, "Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety." , 1996/02
68. NUREG 1567, "Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities.", 2000/03
69. NUREG/CR-6322, " Buckling Analysis of Spent Fuel Baskets." , 1995/05
70. NUREG 1619, "Standard Review Plan for Physical Protection Plans for the Independent Storage of Spent Fuel and High-Level Radiocative Waste.", 1998/07
71. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section II, " Material Specification." , 2001 Edition with 2003 Addenda
72. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, Division 1, "Nuclear Power Plant Components." , 2001 Edition with 2003 Addenda
73. ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III, NCA, "General Requirement for Division 1 and 2." , 2001 Edition with 2003 Addenda
74. ASME Section V, "Nondestructive Examination.", 2001 Edition with 2003

Addenda

75. ASME Section IX, "Welding and Brazing Qualifications.", 2001 Edition with 2003 Addenda
76. ASCE 7-10, " Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures.", 2010
77. ANSI B30.2, "Overhead and Gantry Cranes (Top Running Bridge, Single or Multiple Girder, Top Running Trolley Hoist), including all Addenda.", 2005
78. ANSI B30.9, "Safety Standards for Crane Derricks, Hoists, Hooks, Jacks and Slings.", 2011
79. ANSI/ANS 8.17, "Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors.", 2004
80. ANSI N13.1, "Sampling Airborne Radioactive Materials in Nuclear Facilities.", 1999
81. ANSI N14.5, "Leakage Tests on Packages for Shipment of Radioactive Materials.", 1997
82. ANSI N14.6, "American National Standard for Special Lifting Device for Shipping Containers Weighing 10,000 lbs or More for Nuclear Materials.", 1993
83. ANSI N16.1, "Safety Standards for Operations with Fissionable Materials Outside Reactors.", 1998
84. ANSI N16.5, "Guide for Nuclear Criticality Safety in the Storage of Fissile Materials.", 1998
85. ANSI N16.9, "Validation of Calculation Methods for Nuclear Criticality Safety.", 1975
86. ANSI/ANS 8.21, "Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities outside Reactors" , 1995
87. ANSI/ANS 57.9, "Design Criteria for an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type)." , 2000/06/07
88. ANSI/ASCE 1-88, "N-725 Guideline for Design and Analysis of Nuclear Safety Related Earth Structures.", 1988

89. ANSI/ASME NQA-1, "Quality Assurance Program Requirements for Nuclear Facilities.", 1994
90. ANSI/AWS A5.1, "Specification for Carbon Steel Covered Arc Welding Electrodes.", 2004
91. ANSI/AWS A5.5, "Specification for Low Alloy Steel Covered Arc Welding Electrodes.", 2006
92. ANSI/AWS A5.18, "Specification for Carbon Steel Filler Metal for Gas Shielded Arc Welding.", 2005
93. ANSI/AWS A5.20, "Specification for Carbon Steel Electrodes for Flux-Cored Arc Welding.", 2005
94. ANSI/AWS A5.23, "Specification for Low Alloy Steel Electrodes and Fluxes for Submerged Arc Welding.", 2007
95. ANSI/AWS A5.28, "Specification for Low Alloy Steel Filler Metals for Gas Shield Arc Welding.", 2005
96. ANSI/AWS A5.29, "Specification for Low Alloy Steel Electrodes for Flux Cored Arc Welding.", 2010
97. ANSI/AWS D14.1, "Specification for Welding of Industrial and Mill Cranes and other Material Handling Equipment.", 2005
98. ANSI/AWS A5.30, "Consumable Inserts.", 2007
99. ANSI B1.1, " Unified Screw Threads.", 2003
100. ANSI B1.9, " Butress Screw Threads.", 1973
101. ANSI/ASME B1.20.1, " Straight Pipe Threads for Mechanical Joints.", 1983
102. ANSI Y14.5M, " Dimensioning and Tolerancing.", 2009
103. ANSI/ASME Y14.36, " Surface Texture Symbols.", 1996
104. ANSI/ASME B46.1, " Surface Texture (Surface Roughness, Waviness, and Lay) .", 2010
105. ANSI/AISC N690, " Specification for the Design, Fabrication, and Erection of Steel Safety-Related Structures for Nuclear Facilities.", 2006
106. AISC 360, "Specification for the Design, Fabrication and Erection of Structural Steel Buildings.", 2005

107. AISC 360, "Specification for Structural Steel Buildings – Allowable Stress Design and Plastic Design.", 2005
108. AISC 325-05, "Manual of Steel Construction, ASD", 2006
109. ACI 211.1, "Standard Practice for Selecting Proportions for Normal, Heavy Weight, and Mass Concrete.", 1991
110. ACI 301, "Standard Specifications for Structure Concrete.", 2010
111. ACI 304, "Guide for Measuring, Mixing, Transporting, and Placing Concrete.", 2009
112. ACI 305, "Hot Weather Concreting.", 2010
113. ACI 306, "Cold Weather Concreting.", 2010
114. ACI 308, "Standard Practice for Curing Concrete.", 2001
115. ACI 309, "Standard Practice for Consolidation of Concrete.", 2005
116. ACI 318 and ACI 318R, "Building Code Requirements for Reinforced Concrete.", 2009
117. ACI 349 and ACI 349R, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures and Commentary.", 2007
118. ASCE 4-98, "Seismic Analysis of Safety Related Nuclear Structures and Commentary on Standard for Seismic Analysis of Safety Related Nuclear Structures.", 2000
119. ASCE 7-10, "Minimum Design Loads for Buildings and Other Structures.", 2010
120. AWS D1.1, "Structural Welding Code.", 2010
121. AWS D1.4, "Structural Welding Code-Reinforcing Steel.", 2005
122. AWS QC1, "Standard for Qualification and Certification of Welding Inspectors.", 2007
123. AWS A2.4, "Symbols for Welding and Nondestructive Testing.", 2007
124. CMAA 70, "Specification for Electric Overhead Traveling Cranes by Crane Manufacturer Association of America.", 2010
125. ISG-1, "Damaged Fuel.", 2007/5/11
126. ISG-2, "Fuel Retrievability.", 2010/2/22

127. ISG-3, "Post Accident Recovery and Compliance with 10 CFR 72.122(I).", 2002/10/25
128. ISG-4, "Cask Closure Weld Inspection.", 2002/10/25
129. ISG-5, "Confinement Evaluation.", 2002/10/25
130. ISG-6, "Minimum Enrichment for the Bounding Design Basis Fuel Assembly.", 2002/10/25
131. ISG-7, "Potential Generic Issue Concerning Cask Transfer Heat in A Transportation Accident.", 2002/10/25
132. ISG-8, "Limited Burnup Credit." 2002/9/27
133. ISG-10, "ASME Code Exceptions.", 2000/11/13
134. ISG-11, "Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel.", 2003/11/17
135. ISG-12, "Buckling of Irradiated Fuel Under Drop Conditions.", 2002/10/25
136. ISG-13, "Real Individual.", 2000/5/17
137. ISG-14, "Supplemental Shielding.", 2000/6/13
138. ISG-15, "Material Evaluation.", 2001/1/10
139. ISG-16, "Emergency Planning.", 2000/6/14
140. ISG-18, "The Design / Qualification of Final Closure Welds on Austenitic Stainless Steel Canisters as Confinement Boundary for Spent Fuel Storage and Containment Boundary for Spent Fuel Transportaion," 2008/10/3
141. ISG-21, "Use of Computational Modeling Software" ,2006/4/5
142. ISG-22, "Potenial Rod Splitting Due to Exposure to an Oxidizing Atmosphere During Short-Time Cask Loading Operations in LWR or Other Uranium Oxide Based Fuel" ,2006/5/8
143. ASTM A-380, "Standard Practice for Cleaning and Descaling Stainless Steel Parts, Equipment, and Systems.", 2006/5/1
144. ASTM C-33, "Standard Specification for Concrete Aggregate.", 2011/1/1
145. ASTM C-94, "Standard Specification for Ready-Mixed Concrete.", 2011/2/1
146. ASTM C-150, "Standard Specification for Portland Concrete.", 2009/6/15
147. ASTM C-171, "Standard Specification for Sheet Materials for Curing

- Concrete.", 2007/11/1
148. ASTM C-260, "Standard Specification for Air-Entraining Admixtures for Concrete.", 2010/12/15
149. ASTM C-309, "Standard Specification for Liquid Membrane for Curing Concrete.", 2007/6/1
150. ASTM C-615, "Deformed and Plain Billet-Steel Bars for Concrete Reinforcement.", 2011/1/1
151. 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
152. 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
153. M.W. Schwartz and M.C. Witte, Lawrence Livermore National Laboratory, "Spent Fuel Cladding Integrity During Dry Storage," UCID -21181, September 1987
154. USNRC, "Standard Review Plan for Quality Assurance Programs for an Independent Spent Fuel Storage Installation (ISFSI) 10 CFR 72." , 1999/10/15
155. American Society for Non-destructive Testing, SNT-TC-1A, "Recommended Practice for Nondestructive Testing Personnel Qualification and Certification." , 2006
156. Steel Structure Painting Council, SSPC-SP-1, "Solvent Cleaning." , 2004/01
157. USNRC Information Notice 95-28, " Emplacement of Support Pads for Spent Fuel Dry Storage Installation at Reactor Sites." , 1995/06/05
158. USNRC Information Notice 95-29, " Oversight of Design and Fabrication Activities for Metal Components Used in Spent Fuel Dry Storage Systems." , 1995/06/07
159. USNRC Information Notice 96-34, "Hydrogen Gas Ignition during Closure

Welds of a VSC-24 Multi-Assembly Scale Basket” ,1996/5/31

160. USNRC Bullentin 96-02, “Moverment of Heavy Loads over Spent Fuel over Fuel in the Reactor Core, or over Safety-Related Equipment” ,1996/4/11
161. USNRC Bulletin 96-04, “ Chemical, Galvanic, or Other Reactions in Spent Fuel Storage and Transportation Casks.” , 1996/07/05
162. ORNL/TM-10902, “Physical Characteristics of GE BWR Fuel Assemblies, by R.S. Moore and K.J.Notz, Martin Marietta,1989/6

(四) 参考文献

1. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR (Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose STORage,” Rev.0, February 2009.

二、設施綜合概述

核二廠準備使用之乾式貯存系統，係參照美國 NAC 公司設計之 MAGNASTOR 貯存系統，並考量核二廠特定需求進行設計修改。MAGNASTOR (Modular Advanced Generation Nuclear All-purpose STORage)系統，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. 72-1031，如圖 1.2-1。

MAGNASTOR 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，避免放射性物質外釋。密封鋼筒亦符合廠外運送之需求。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，並作為封銲密封上蓋時之臨時屏蔽；未來有必要時也可被用作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 MAGNASTOR 系統中適用於 BWR 燃料之設計；然為因應核二廠之特定需求，特將混凝土護箱加厚，以符合廠界年劑量限值(小於 0.05 mSv/y)之要求；其餘設計大致與 MAGNASTOR 系統相同，本貯存系統之主要組件與 MAGNASTOR 之差異詳如第三章表 3.1.1-1 所述。

(一) 位置

貯存場預定場址西南側鄰近第一及第二號機組，東南側為第三號機預定地，北側跨過小山丘後為基金濱海公路及循環水出水口，計畫面積約為 0.84 公頃，核二廠用過核子燃料乾式貯存計畫場址地形現況如圖 1.2-2。本貯存場設計為可貯存 27 組護箱。

(二) 貯存系統概述及使用限制條件

1. 概述

本貯存系統主要包含密封鋼筒、混凝土護箱及傳送護箱，如圖 1.2-3；密封鋼筒設計可貯存 87 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、底板、密封上蓋及提籃，提籃係用來放置/支撐 BWR 用過核子燃料束，而密封鋼筒外殼、底板及密封上蓋提供用過核子燃料在裝載、運送及貯存時的密封邊界，而密封上蓋另提供密封鋼筒頂部之輻射屏蔽。完成裝載之密封鋼筒藉由傳送護箱送至混凝土護箱內。傳送護箱於密封鋼筒執行密封上蓋封銲及傳送時，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。

本貯存系統之設計和分析主要依據 10 CFR 72、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，輔助設備包括傳送護箱吊軌、密封鋼筒吊掛系統、遙控或自動銲接機、現場銲接用屏蔽板、密封鋼筒排水與吹洩系統、氫氣偵測系統、真空乾燥系統、氫氣測漏系統、密封鋼筒翻轉架與吊索、壓力測試系統、輔助油壓系統(傳送護箱屏蔽門動力)、傳送護箱環狀間隙填充/循環水冷卻系統、多軸板車(dolly)、傳送護箱防倒系統(位於多軸板車上)、防撞緩衝器、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、氦氣、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。以下就本貯存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

本貯存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功能，防止放射性物質外洩。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，須在正常、異常及假想意外事故時，皆能提供燃料之支撐，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、底板、提籃、及密封上蓋所組成。密封鋼筒提供貯存燃料之支撐與保護，並提供貯存時之密封邊界、上部屏蔽及傳送之吊卸能力(lifting capability)。

未密封之鋼筒為一圓柱體，由厚為 12.7 mm (0.5 in)之 304/304L 不銹鋼外殼及 69.9 mm (2.8 in) 304/304L 不銹鋼底板組成。密封上蓋為 228.6 mm (9 in)厚之 304/304L 不銹鋼板。密封上蓋上緣有環形階梯可置放密封環，於密封鋼筒裝載燃料後，置於密封鋼筒之提籃上端，再吊至燃料廠房護箱準備區或其他適當地點，進行銲接、排水、乾燥、充氣及再封銲。密封上蓋有 2 個開孔，主要提供排水、真空乾燥及氦氣填充之用；另有 6 個螺孔可結合吊具，其設計強度可承受密封鋼筒加用過核子燃料之總重。

密封鋼筒之設計、製造、組裝及測試，除第三章提出之 ASME 替代方案外，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。

密封鋼筒內部主要組件為燃料提籃，燃料提籃之主要功能為在正常、異常及意外事故時，能提供燃料之支撐；其設計係依據 ASME Code,

Section III, Division 1, Subsection NB/NG 規範之要求。然而，提籃組件不需 ASME 核章，也不需準備相關 ASME 核章文件。

燃料提籃組件為直立圓柱體(right circular cylinder)，內有 45 支燃料方管，對角以卡樺每 4 支串接成 5 個可貯存燃料空間(中間多出之貯存燃料空間稱為組合燃料腔(Developed Cell))；加上外圍由 8 組支撐組件(4 組側邊支撐鉸件；4 組彎角支撐鉸件)組成。每組燃料提籃可容納 87 束 BWR 燃料。

(2) 混凝土護箱

混凝土護箱提供密封鋼筒在貯存期間之結構保護、屏蔽、抵抗環境災害及提供自然對流冷卻。混凝土護箱為一鋼筋混凝土結構物（波特蘭二型水泥），內襯為鋼板；混凝土護箱混凝土外壁及其內襯鋼板提供中子及加馬輻射屏蔽。由於廠界年劑量須低於 0.05 mSv 限值，故混凝土外壁加厚至 1,015 mm (按原 MAGNASTOR 標準設計為 673.1mm)。

混凝土護箱設有空氣通道，空氣流經密封鋼筒外表，以自然對流方式將用過核子燃料所產生的衰變熱帶出，各空氣進出口均互相對稱，以利熱傳。空氣通道是由鋼鐵材料構成且採非直線路徑，將輻射外漏降至最低。

用過核子燃料所產生的衰變熱從燃料束藉由密封鋼筒內之流體對流、元件之傳導及元件表面間之輻射機制，將熱傳至外殼，再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，小部份經由混凝土傳至表面藉空氣自然散熱。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 (752 °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 93.3 °C (200 °F)，局部最高溫低於 149 °C (300 °F)之限制條件。

混凝土護箱上方設有頂蓋，厚約 72 cm (28.3 in)，由碳鋼板及混凝土製成，用以提供加馬及中子輻射屏蔽。混凝土護箱高度為 5.99 m。

(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 ANSI N14.6 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護箱裝載池(cask loading pool)運送到混凝土護箱時之輻射防護。

傳送護箱的設計包含為防止密封鋼筒意外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滑動的屏蔽門，於裝載操作期間，為防止上述屏蔽門不慎被打開，屏蔽門設有螺栓/銷釘(bolts/lock)兩道鎖之安全裝置。於卸載時，利用液壓驅動打開屏蔽門，將密封鋼筒由傳送護箱中降入混凝土護箱中。其操作如圖 1.2-4 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。另傳送護箱完成燃料裝載後，自燃料池移出水面時，則利用環狀間隙循環水冷系統將清潔水注入環狀間隙中，藉以提供穩定的熱移除能力。

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 49 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

本系統係參考 MAGNASTOR 系統予以局部改善，可貯存 87 束 BWR 燃料。

本貯存系統於設計時，對於臨界、熱傳和屏蔽評估均採保守假設，選用會使反應度最大、衰變熱最大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及為高的參數，並採用較保守(高溫)材料特性及造成最大熱應力之溫差等方式來進行分析。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。

本案待貯存燃料為 GE8x8-2 和 ANF8x8-2 用過核子燃料，其最大初始平均濃縮度為 3.25 wt% U-235，每束燃料最大平均燃耗為 35,000 MWD/MTU，最小冷卻時間為 20 年。依上述極端值(最大濃縮度與燃耗、以及最小冷卻時間)，以 SAS2H/ORIGEN-S 程式計算所得之燃料束衰變熱為 168 W。由於待貯存燃料特性均被上述極端值所涵蓋，即各束燃料之衰變熱均應低於 168 W，故當每組護箱裝載 87 束燃料時，其總負載評估低於 14.6 kW。(按以極端值衰變熱估算，每組護箱最大熱負載為 $168\text{ W} \times 87 = 14.616\text{ kW}$ ，但不可能每束燃料均為 168 W)。待貯存燃料之特性詳述於第三章一、(一).1 節。

本案準備裝載的燃料數量為 2,349 束，計需 27 組護箱；經盤查目前已退出並分別貯存在一、二號機燃料池之用過核子燃料，計有 3,501 束，均符合上述條件，應足供本案裝載用。

(2) 貯存系統主要設計基準

本貯存系統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~表 3.1.1-7 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

本貯存系統之設計壽命為 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，本公司將參加主管機關依法舉行之聽證會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及貯存場現地必要之整地。期間為進行試運轉，將先向主管機關申請試運轉許可，經核可後，依試運轉計畫書之內容執行。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，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，並於試運轉後更新本報告。

(四) 作業程序

執行「核二廠用過核子燃料乾式貯存」之作業程序將於第五章中概述，實際執行試運轉前，將提送相關程序書申請核備。

(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 27 組混凝土護箱。圖 1.2-5 已初步規劃混凝土基座佈置、護箱貯存排列方式。

NRC FORM 651 (10-2004) 10 CFR 72		U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION				
CERTIFICATE OF COMPLIANCE FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS						
Page 1 of 3						
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.						
Certificate No.	Effective Date	Expiration Date	Docket No.	Amendment No.	Amendment Effective Date	Package Identification No.
1031	2/4/2009	2/4/2029	72-1031	1	8/30/2010	USA/72-1031
Issued To: (Name/Address) NAC International Inc. 3930 East Jones Bridge Road Norcross, GA 30092						
Safety Analysis Report Title NAC International Inc., Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR System, Docket No. 72-1031						
APPROVED SPENT FUEL STORAGE CASK						
Model No.: MAGNASTOR						
Description The MAGNASTOR 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). The MAGNASTOR system (the cask) consists of the following components: (1) transportable storage canister (TSC), which contains the spent fuel; (2) concrete cask, which contains the TSC during storage; and (3) a transfer cask, which contains the TSC during loading, transfer and unloading operations. The cask may store up to 37 pressurized water reactor (PWR) fuel assemblies or 87 boiling water reactor (BWR) fuel assemblies. Authorized PWR and BWR contents are specified in Appendix B to this Certificate. 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 closure lid, a closure ring, and two sets of redundant penetration port covers. The cylindrical shell plus the bottom plate, closure lid, and welded inner port covers are stainless steel and constitute the confinement boundary. The electroless nickel-coated carbon steel fuel basket is a developed-cell circular cylinder configuration with either 37 (PWR) or 87 (BWR) fuel assembly locations. The fuel assembly locations (cells) in the PWR and BWR baskets include neutron absorber panels on up to four sides for criticality control. Each neutron absorber panel is covered by a stainless steel sheet to protect the material during fuel loading and unloading, and to maintain it in position. The concrete cask 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 concrete cask is a reinforced concrete (Type II Portland cement) structure with a carbon steel inner liner. The liner inner diameter incorporates standoffs to minimize impact loads on the TSC and to maintain convective heat flow paths under accident conditions. The concrete cask has an						

圖 1.2-1 MAGNASTOR 系統核准證書

NRC FORM 651A (10-2004) 10 CFR 72	CERTIFICATE OF COMPLIANCE FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS Supplemental Sheet	U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION Certificate No. 1031 Amendment No. 1 Page 2 of 3
--	---	---

Description (Continued)

annular air passage to allow a passive convection air flow around the TSC. The air inlets and outlets are offset in elevation from the TSC to minimize radiation streaming. The spent fuel decay heat is transferred from the fuel assemblies to the TSC shell using pressurized helium circulated by convection through the fuel basket, conduction and radiation. Heat flows by convection from the TSC shell to the circulating air and by radiation from the TSC shell to the concrete cask liner. The heated air is exhausted, by convective flow, through the concrete cask air outlets. The top of the concrete cask is closed by a carbon steel and concrete lid bolted in place.

The transfer cask provides shielding during TSC movements between work stations, the concrete cask, or the transport cask. It is a multiwall (steel/lead/NS-4-FR/steel) design with retractable (hydraulically operated) bottom shield doors that are used during loading and unloading operations.

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 9 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 10 of the SAR. Metal matrix composites (MMCs), as described in Chapter 10 of the SAR are limited to 0.5% open porosity, as determined by qualification testing. This restriction does not apply to neutron absorbing plates constructed from Boral.
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.
4. HEAVY LOADS REQUIREMENTS

Each lift of a MAGNASTOR TSC, transfer cask, or concrete cask must be made in accordance with the 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 MAGNASTOR system must meet the specifications given in Appendix B to this certificate.

圖 1.2-1 MAGNASTOR 系統核准證書(續 1)

NRC FORM 651A (10-2004) 10 CFR 72	CERTIFICATE OF COMPLIANCE FOR SPENT FUEL STORAGE CASKS Supplemental Sheet	U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION Certificate No. 1031 Amendment No. 1 Page 3 of 3
--	--	---

6. DESIGN FEATURES

Features or characteristics for the site, cask, or ancillary equipment must be in accordance with Appendix A 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 Design Features) and Appendix B (Approved Contents), shall submit an application for amendment of the certificate.

8. AUTHORIZATION

The MAGNASTOR 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 72.212, and the attached Appendix A and Appendix B.

FOR THE NUCLEAR REGULATORY COMMISSION



Eric Benner, Branch Chief
 Licensing Branch
 Division of Spent Fuel Storage and Transportation
 Office of Nuclear Material Safety
 and Safeguards

Attachments:

1. Appendix A
2. Appendix B

Dated: 8/30/2010

圖 1.2-1 MAGNASTOR 系統核准證書(續 2)

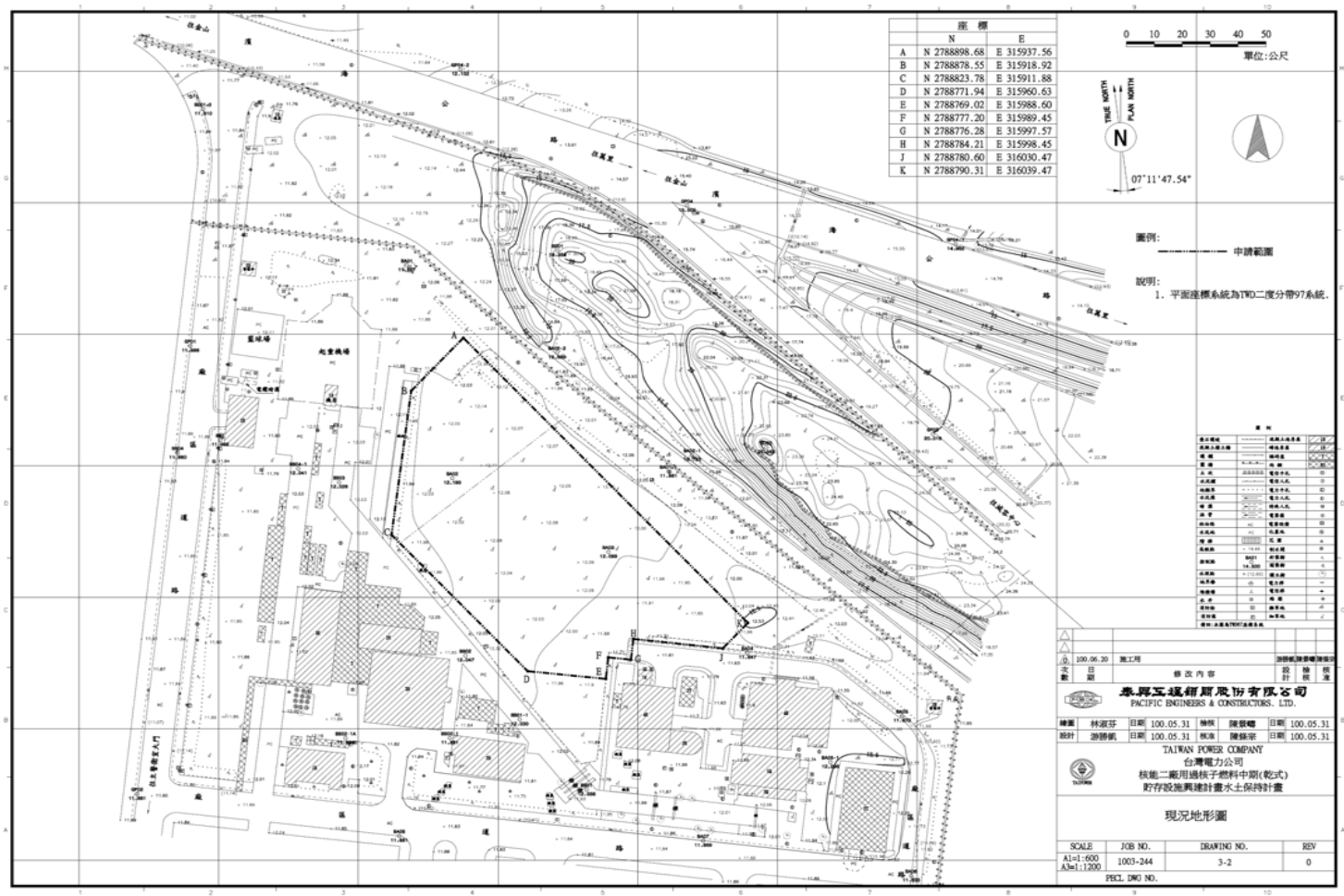
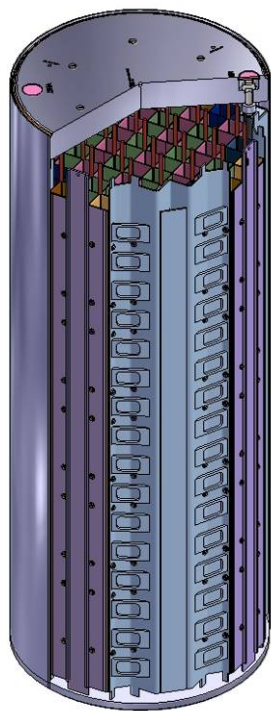


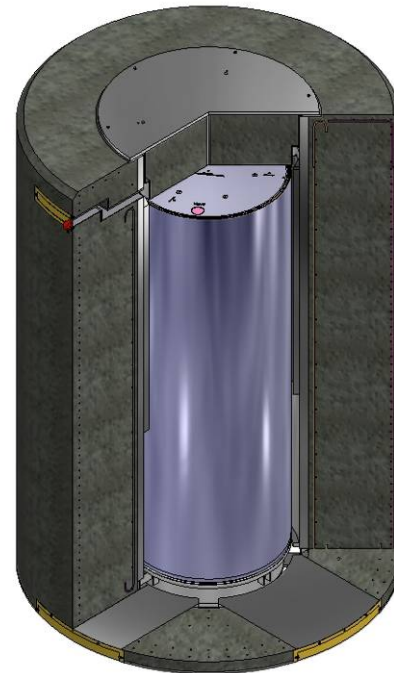
圖 1.2-2 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施位置圖



密封鋼筒(含燃料提籃)



傳送護箱



混凝土護箱

圖 1.2-3 本系統之主要組件

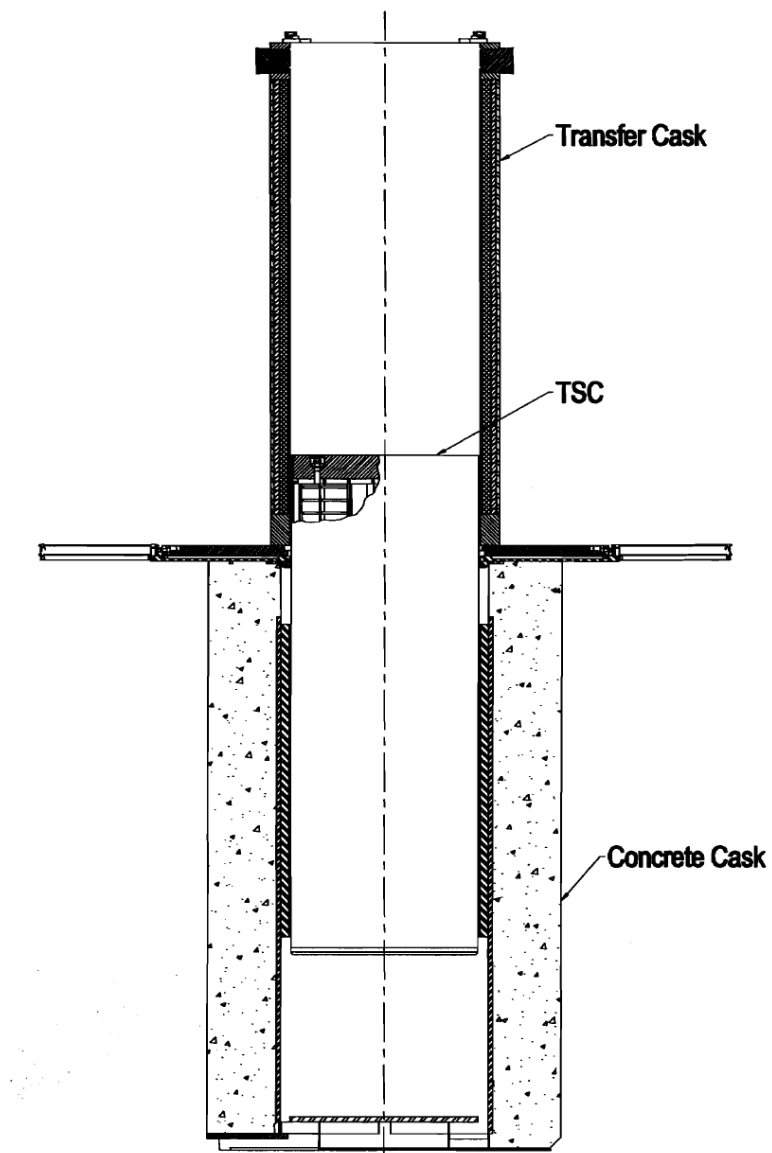


圖 1.2-4 傳送護箱與混凝土護箱傳送示意圖

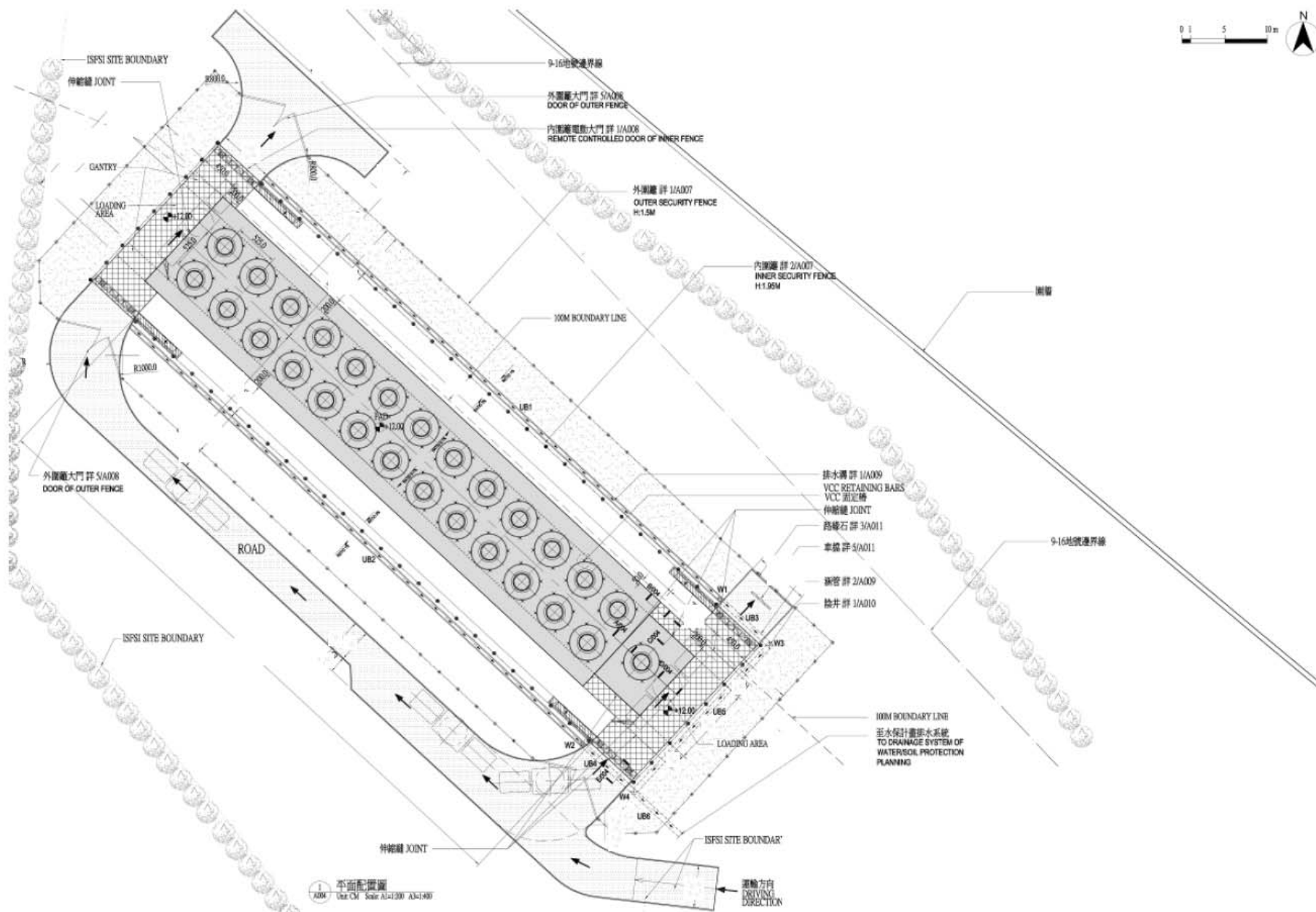


圖 1.2-5 混凝土護箱配置示意圖

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
第一章 綜合概述 一、概論 (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。 (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。 (三) 引用法規及設計準則 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。 (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。 二、設施綜合概述 (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。 (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。	第一章 綜合概述 一、概論 (一)緣由及目的 (二)專有名詞 (三)引用法規及設計準則 (四)參考文獻 二、設施綜合概述 (一)位置 (二)貯存系統概述及使用限制條件 1.概述 (1)密封鋼筒 (2)混凝土護箱 (3)傳送護箱 2.使用限制條件 (1)待貯存燃料 (2)貯存系統主要設計基準

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
(三) 使用年限 說明設施之設計使用年限及其作業時程規劃。 (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。 (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。	(三) 使用年限說明及其作業時程規劃 (四) 作業程序 (五) 設施配置 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 附錄 1.B 專有名詞中英對照表 附錄 1.C 全程計畫預定時程
第二章 場址之特性描述 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。 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。 二、地質與地震 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。	第二章 場址之特性描述 一、地形與地貌 (一) 地形 1. 區域地形 2. 場址地形 (二) 區域特性 1. 周邊交通 2. 附近地標 3. 核二廠重要設施與護箱預定運輸路線 二、地質與地震 (一) 地質 1. 區域地質 2. 核二廠附近地質 3. 場址地質 4. 土石流潛勢 5. 邊坡穩定 (二) 地震

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
三、水文 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。 四、氣象 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。 五、周圍人口概況 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。	1. 地震紀錄 2. 活動斷層 (三) 海嘯 1. 場址鄰近地區海嘯紀錄 2. 海嘯成因與可能發生區域 3. 核二廠鄰近地區海嘯分析 三、水文 (一) 地表水文 1. 位置與流域 2. 流量 (二) 地下水文 1. 場址附近水井 2. 場址地下水特性 (三) 洪水 (四) 附近居民飲用水源 (五) 海水 1. 潮汐與潮位 2. 波浪 四、氣象 (一) 氣候特性 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 8. 雷雨 (二) 空氣品質 1. 新北市空氣污染防制區劃分 2. 背景空氣品質調查分析 五、周圍人口概況 (一) 人口現況 (二) 人口成長概況 (三) 年齡結構

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
六、其他足以影響設施設計與建造之場址特性因素。	六、其他可能影響設施設計與建造之場址特性因素 (一) 噪音與振動 1. 噪音 2. 振動 (二) 公共設施 1. 公共行政及事業機關 2. 文教機構 3. 醫療設施 (三) 交通運輸 1. 既有資料整理分析 2. 環境補充調查 七、結論 八、參考文獻
第三章 設施之設計基準 一、設施之設計 (一) 貯存護箱設計 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。 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，並表列說明因應國內場址特性考量之各項設計變更。 (二) 構造安全設計 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、	第三章 設施之設計基準 一、設施之設計 (一) 貯存護箱設計 1. 待貯存用過核子燃料介紹 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 3. 主要安全功能結構、系統與組件之設計 4. 本設施使用之設計 5. 影響系統壽命的因素 (二) 構造安全設計 1. 建築設計 2. 土木設計 3. 結構設計

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
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。 (三) 輔助系統及設備之設計 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。	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 (三) 輔助系統及設備之設計 1. 傳送護箱吊軌 2. 密封鋼筒吊掛系統 3. 遙控或自動銲接機 4. 現場銲接用屏蔽板 5. 密封鋼筒排水與吹洩系統 6. 氫氣偵測系統 7. 真空乾燥系統 8. 氫氣測漏系統 9. 密封鋼筒翻轉架與吊索（視需要） 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/循環水冷系統 13. 傳送護箱運送車/dolly 14. 傳送護箱防倒系統(傳送護箱運送車/dolly上) 15. 防撞緩衝器 16. 防震設備 17. 雜項吊索與吊具附件 18. 燃料廠房吊車

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
(四) 公用系統及設備之設計 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。 (五) 設施各結構、系統與組件之分類 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。 (六) 輻射安全設計 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： (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之設計。 (七) 作業安全設計 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	(四)公用系統及設備之設計 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 (五)設施各結構、系統與組件之品質分級 1. A類 2. B類 3. C類 4. NQ(Non-Quality)類 (六)輻射安全設計 1.安全限值 2.輻射屏蔽設計 3.職業曝露合理抑低 (七)作業安全設計 1.核臨界安全

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
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。 (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。 (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。 (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。 二、設施之建造 (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。 (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、組件及整體運轉安全之影響，並提出對應施工管理措施。	2. 作業之安全設計 (八) 預防異常狀況或意外事故之設計 (九) 利於未來除役作業之設計 (十) 設計資料需附適當比例尺之詳細圖說 二、設施之建造 (一) 施工特性 1. 法規、標準及規範 2. 施工階段 3. 施工範圍 (二) 施工計畫 1. 施工項目 2. 施工時程 3. 管理方法 三、參考文獻 附錄 3.A 本系統之重要組件設計圖
第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	第四章 設施之組織規劃、行政管理及人

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
一、組織規劃 (一)組織架構 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。 (二) 人員編制 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。 二、行政管理 (一)管理程序 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。 (二) 審查與稽核 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。 三、人員訓練計畫 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。 (一) 設施及貯存系統之設計。 (二) 核工原理。 (三) 設施之保安與通訊系統。 (四) 貯存護箱之驗收要求。 (五) 起重機與索具操作要求。 (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。 (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)。	員訓練計畫 一、組織規劃 (一)組織架構 (二)人員編制 二、行政管理 (一)管理程序 (二)審查與稽核 三、人員訓練計畫 (一) 訓練時程 (二) 訓練課程內容 (三) 授課人員資格 (四) 訓練成效評估或資格檢定辦法

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
(八) 運搬輔助機具之操作、接收貯存及監測作業。 (九) 異常狀況與意外事故之應變及改正措施。 (十) 其他特殊作業項目。	四、參考文獻
第五章 設施運轉計畫 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。 一、作業程序 (一) 吊卸裝填 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。 (二) 運搬 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。	第五章 設施運轉計畫 一、作業程序 (一)吊卸裝填 1 待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 安裝密封上蓋 6 由燃料池移出傳送護箱 7 銲接密封上蓋 8 排水、乾燥及充填氬氣 9.銲接排水與排氣接頭封口蓋(seal cap)及氬氣測漏 10 現有廠房樓板結構評估 11 燃料廠房內作業防傾倒措施 (二)運搬與傳送 1 傳送護箱與運搬輔助機具之除污、裝載、吊卸操作 2 維持熱移除能力及次臨界與輻射防護之措施 3 運搬規劃路線、地下埋設物種類及埋設深度 4 運搬方法 5.護箱傳送 6.運搬吊卸作業

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
(三) 接收及貯存 說明設施之接收、貯存及再取出之作業。 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。 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。 四、輔助系統及設備之運轉。 五、公用系統及設備之運轉。 六、設施各項系統及設備之維護保養。 七、申請運轉執照時，需檢附設施運轉程序書清單。 八、設施材料評估及接受測試 說明密封鋼筒、傳送護箱及混凝土護箱與安全有關重要組件之材料選擇、特性及其適用的法規、工業標準或材料證明文件；並說明各項有關之非破壞性檢查，以及結構、壓力、洩漏、材料測試等之接受程序及合格標準。	7.人員及車輛之污染管制措施 (三)接收及貯存 1.接收 2.貯存 3.再取出作業 二、貯存期間之檢視作業 三、作業流程 四、輔助系統及設備之運轉。 五、公用系統及設備之運轉。 六、設施各項系統及設備之驗收測試與維護保養計畫。 七、申請運轉執照時，須檢附設施運轉程序書清單。 八、設施材料評估及接受測試 九、參考文獻 附錄 5.A 本系統主要組件驗收測試計畫
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。 一、臨界安全評估	第六章 設施之安全評估及預期之意外事故評估 一、臨界安全評估

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
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： (一) 臨界設計規範。 (二) 待貯存之用過核子燃料性質。 (三) 臨界計算。 (四) 臨界基準驗證(Benchmark)。 二、結構評估 結構、系統與組件區分以下四類，依序說明結構設計	(一) 前言 (二) 設計準則 (三) 分析模式 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 (四) 實驗驗證評估 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 (五) 分析結果 1.決定設計基準燃料 2.護套間隙注滿水對反應度的影響 3.燃料匣厚度變化對反應度的影響 4.燃料束各組件幾何尺寸製造公差對反應度的影響 5.燃料束均勻化與非均勻化濃縮度分佈對反應度的影響 6.密封鋼筒內部與外部水密度變化對反應度的影響 7.提籃結構幾何尺寸製造公差與燃料束機械性偏移對反應度的影響 8.傳送護箱最大反應度與可容許最高濃縮度 9.護箱在正常狀況、異常事件與意外事故的臨界分析 10.合併燃料束幾何尺寸公差對反應度的影響 (六) 結語 (七) 參考文獻 二、結構評估 (一) 前言

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
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。 (一) 具密封性者。 (二) 鋼筋混凝土結構。 (三) 其他主要安全功能者。 (四) 次要安全功能者。	(二) 設計準則與工業標準 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 4. 風及雨負荷；颱風風速轉換壓力 5. 地震分析 6. 負載組合 (三) 設計特性 1. 系統結構設計 2. 重量與重心 (四) 材料性質 (五) 分析程式 1. ANSYS 程式 2. LS-DYNA 程式 3. SHAKE 程式 4. SASSI 程式 5. SAP 2000 程式 (六) 分析計算及結果 1. 護箱一般準則 2. 正常情況 3. 異常事件 4. 意外事故 5. 燃料棒 6. 混凝土基座結構評估 (七) 參考文獻 附錄六.二.A 結構計算說明 附錄六.二.B 材料評估
三、熱傳評估 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： (一) 衰變熱移除系統。 (二) 材料溫度限值。 (三) 熱傳負載及週遭環境狀況。	三、熱傳評估 (一) 前言 (二) 設計基準 (三) 分析方法 1. 分析軟體與架構 2. 分析模式 3. 熱流模式與經驗式

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
五、 密封評估 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： (一) 密封系統與作業說明。 (二) 密封分析。 (三) 密封監測。 (四) 避免用過核子燃料劣化之評估。 六、 異常狀況、意外事故及自然災害事件之安全評估 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。 (一) 異常狀況之安全評估 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、	2. 混凝土護箱表面輻射劑量率評估結果 3. 混凝土護箱空氣進/出口輻射劑量率評估結果 4. 傳送護箱表面輻射劑量率評估結果 5. 意外事故之輻射劑量率評估結果 (八) 工作人員劑量 (九) 結語 (十) 參考文獻 五、密封評估 (一) 密封系統與作業說明 1. 密封系統 2. 作業說明 (二) 密封分析 1. 密封要求 2. 洩漏率 3. 正常分析 4. 異常及意外分析 5. 分析結果 (三) 密封監測 (四) 避免用過核子燃料劣化之評估 (五) 參考文獻 六、異常狀況、意外事故及天然災害事件之安全評估 (一) 前言 (二) 異常事件 1. 貯存時周圍溫度異常 2. 混凝土護箱進氣口一半堵塞

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
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。 (二) 意外事故及自然災害事件之安全評估 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。	3. 密封鋼筒異常操作負載 4. 儀器故障 (三) 意外事故與天然災害 1. 意外壓力 2. 誤裝新燃料 3. 爆炸 4. 火災意外 5. 最大預期環境溫度 6. 地震 7. 洪水 8. 雷擊 9. 颱風及颱風投射物 10. 混凝土護箱傾倒 11. 傳送護箱傾倒 12. 混凝土護箱進氣口完全堵塞 13. 飛機撞擊評估 (四) 結語 (五) 參考文獻
第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫 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。 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。	第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫 一、輻射防護作業計畫 (一) 輻射防護管理組織 (二) 權責區分 (三) 人員防護 (四) 醫務監護 (五) 地區管制 (六) 放射性廢棄物 (七) 意外事故處理 (八) 合理抑低措施 (九) 輻射偵測紀錄保存 (十) 其他主管機關指定事項 二、環境輻射監測計畫

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
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。	三、結論 四、參考文獻 附錄 7.A 核二廠相關程序書及環境輻射監測內容摘要
第八章 消防防護計畫 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。 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。	第八章 消防防護計畫 一、消防工作之組織及行政管理 (一) 消防工作組織 (二) 權責區分 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) 火災情境所需評估方法 (四) 假想情境模擬與評估結果 (五) 結論 三、防火設計及消防設備 (一) 防火設計 (二) 消防設備 四、火警偵測及消防能力評估 (一) 火警偵測 (二) 核二廠現有消防能力評估 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 八、參考文獻
第九章 保安計畫及料帳管理計畫 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。 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。	第九章 保安計畫及料帳管理計畫 一、保安計畫 (一) 保安組織之目的、編組、管理及訓練 1.目的

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
(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。 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。 二、料帳管理計畫至少需包括下列內容： (一) 國際原子能總署之料帳管理要求。 (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。 (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。 (四) 變動記錄 用過核子燃料之異動原因及其紀錄。 (五) 其他經主管機關指定者。	2.編組 3.管理及訓練 (二) 設施周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統 1.周界實體阻隔物 2.入侵偵測及警報監視系統 (三) 門禁管制、進出人員查核、保安通訊設備 1.區域劃分 2.門禁管制 3.進出人員查核 4.保安通訊設備 (四) 保安系統測試維護及各項紀錄保存 1.保安系統測試維護 2.各項紀錄保存 二、料帳管理計畫 (一) 料帳管理要求 (二) 料帳管制作業 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 (三) 待貯存燃料特性 (四) 核子燃料移動程序 三、參考文獻
第十章 品質保證計畫 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	第十章 品質保證計畫 一、前言 二、本公司執行本專案之品質保證計畫

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
運轉執照時需提出營運品質保證計畫，其內容需包括： 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。 - 十二、量測及試驗設備管制。 - 十三、裝卸、貯存及運輸。 - 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制。 - 十五、不符合材料、零件或組件之管制。 - 十六、改正行動。 - 十七、品質保證紀錄。 - 十八、稽查。	三、主承包商(NAC 及俊鼎公司)之品質保證計畫 (一) NAC 公司專案品保手冊及計畫 (二) 俊鼎公司專案品保手冊 四、主承包商之分(下)包商之品質保證計畫 五、參考文獻 - 附錄 10.A 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施興建專案品質保證計畫 (二版)(台灣電力公司) - 附錄 10.B Project Quality Assurance Manual & Plan Prepared for the Taiwan Power Company Kuosheng Independent Spent Fuel Storage Installation Project (Rev 2) (NAC International) - 附錄 10.C 核二廠用過核子燃料乾式貯存設施一座專案品保手冊 (二版)(俊鼎公司)
第十一章 除役初步規劃 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。	第十一章 除役初步規劃 一、除役時機 二、除役目標 三、除役準則 四、放射性廢棄物處理 五、財務規劃 六、提出除役計畫書之日期 七、參考文獻

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	含氣量
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 (American 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
assembly	裝配
assembly defect	燃料束缺陷
Atomic Energy Council (AEC)	原子能委員會(原能會)
attachment screw	附設螺絲
automatic welding system	自動鐸接機
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	涵蓋構造
breached spent fuel rod	龜裂用過核子燃料棒
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
cask loading pool	護箱裝載池
casting mould with concrete	混凝土澆注(模組)塊
chamfered corners	切角
cladding	護套
cleaning procedures	清潔程序
closure lid	密封上蓋
closure ring	密封環
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
component parts	組合零件
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
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
developed cell	組合燃料腔
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
dolly	多軸板車
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	排水孔
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
factor of safety	安全係數
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/出水管銲板
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	燃料棒晶格
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	燃料再取出及卸載程序
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
grossly breached spent fuel rod handle	顯著龜裂用過核子燃料棒把手
handling load	操作負載
heat load	熱負載
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
Impact Limiter	防撞緩衝器
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(板)
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	中子屏蔽盖板
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	排氣口鉸件
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
pin	插銷
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
preparation area	護箱準備區
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	輻射洩流
radiation thermal conductivity	輻射熱傳導係數
radionuclide	放射性核種
rebar	建築鋼筋
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
retainer	保護板
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 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	廠址特定燃料
skyshine	天空散射
slings	吊索
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
standoffs	導引柵
standard fuel	標準燃料
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 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
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
undamaged fuel	非破損燃料
under water filtration system	水底濾清系統
universal storage system	通用貯存系統
universal transport cask	通用傳送護箱
ultrasonic test (UT)	超音波檢測
vacuum drying equipment	真空乾燥設備
vent port	排氣孔
ventilation and air filtration system	通風及空氣濾淨系統
verification	驗證
vertical concrete cask (VCC)	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
wear strip	耐磨帶

welding and welding repair procedures

銲接及銲接修補程序

weldment

銲件

weld post

銲接釘

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

