

核二廠用過核子燃料乾式貯存安全分析報告修訂表目錄

第一章 綜合概述	2
第二章 廠址之特性描述	7
第三章 設施之設計基準	23
第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	33
第五章 設施運轉計畫	35
第六章第一節 臨界安全評估	46
第六章第二節 結構評估	47
第六章第三節 熱傳評估	64
第六章第四節 輻射屏蔽評估	70
第六章第五節 密封評估	85
第六章第六節 異常狀況、意外事件及天然災害事件之安全評估	86
第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫	96
第八章 消防防護計畫	97
第九章 保安計畫及料帳管理計畫	98
第十章 品質保證計畫	100
第十一章 除役初步規劃	101

第一章 綜合概述

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 5 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容		變更理由
1.1	1.1-1	無	..，相關數量、退出時間及最大燃耗等資料，請參閱表1.1-1 及表1.1-2；..		依安全分析報告審查意見
1.1	1-iii 1.1-17 1.1-18	無	新增表1.1-1、表1.1-2及附表目錄 表1.1-1 核二廠一號機用過核子燃料退出數量統計表 表1.1-2 核二廠二號機用過核子燃料退出數量統計表		01-01-001 第2次回覆修訂
1.1	1.1-2	無	現階段規劃一號機裝載13組護箱之用過核子燃料，二號機裝載14組護箱之用過核子燃料，正式運貯時再視實際狀況作修訂。		依安全分析報告審查意見 01-02-002 第2次回覆修訂
1.1	1.1-2	無	本貯存設施之設計與分析，皆參照或遵循核能主管機關認可及接受之相關法規。...故符合國外法規係指符合美國對乾貯設施設計要求之相關法規，如10 CFR 72、NUREG-1536、NUREG-1567、ASME, Section III、ASTM等，詳細說明請參閱本報告第三章。		依安全分析報告審查意見 01-03-003 第2次回覆修訂
1.1	1.1-8~ 1.1-18	(三)引用法規及設計準則 1. ISG-7, ISG-8, ACI 301, ACI 304, ACI 305, ACI 306, ACI 308, ACI 309 2. (3)「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 (4)RG1.31, "Control of Stainless Steel Welding." (5)RG 1.38...	(三)引用法規及設計準則 1. 刪除ISG-3, 4, 6, 7, 8, 10, 12, 13, 14, 16, 21, 22; ACI 301, 304, 305, 306, 308, 309; AISC 360, 325-05; ANSI N13.1,N16.5,N16.9; ANSI/ASCE 1-88; CMAA 70; ASTM C-171, 260, 309, 615; PNL-6189, UCID -21181; USNRC Information Notice 95-28, 95-29,96-34; USNRC Bullentin 96-02,96-04; ORNL/TM-10902; SSPC-SP-1 2. (1)第1-25項我國法規格式統一，並加註立法之主管機關。 (2)英文法規格式修訂。		依安全分析報告審查意見 01-04-004 第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 5 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
1.1	1.1-8~ 1.1-18	(6) RG 1.54, " Quality Assurance Requirements for Protection Coating Applied to Water-Cooled Nuclear Plant"... (7) RG 3.41.. (8) RG 3.50, " Standard Format and Content for a License Application to Store Spent Fuel in an Independent Spent Fuel Storage Installation."... (9) RG 3.60, " Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage Type)."... (10)RG 7.10, " Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in the Transport of Radioactive Materials.",... (11) ANSI B30.2 (12)ANSI B30.9, "Safety Standards for Crane Derricks, Hoists, Hooks, Jacks and Slings."... (13)ANSI/ANS 8.17, ..., 2004 (14)ANSI N16.1, " Standards for Operations with Fissionable Materials Outside Reactors.",... (15)ANSI/ANS 8.21,..., 1995 (16)ANSI/ANS 57.9,... (17)ANSI/AWS A5.18, ...	(3)刪除26項「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 (4)Regulatory Guide 1.31, "Control of Ferrite Content in Stainless Steel Weld Metal. "... (5)刪除RG 1.38... (6)Regulatory Guide 1.54, "Service Level I, II, and III Protective Coatings Applied to Nuclear Power Plants "... (7)刪除RG 3.41... (8)Regulatory Guide 3.50, "Standard Format and Content for a License Application To Store Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste."... (9) Regulatory Guide 3.60, "Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage)."... (10) Regulatory Guide 7.10, "Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in Transport of Radioactive Material.",... (11)刪除ANSI B30.2 (12)ANSI B30.9, "Slings."... (13) ANSI/ANS 8.17, ..., 2009 (14)ANSI N16.1, " Nuclear Criticality Safety in Operations.",... (15) ANSI/ANS 8.21-1995,..., R2011 (16)刪除ANSI/ANS 57.9,... (17)ANSI/AWS A5.18, "Specification for Carbon Steel	依安全分析報告審查意見01-04-004 第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 5 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
1.1	1.1-8~ 1.1-18	(18) ANSI/AWS D14.1, "Specification for Welding of Industrial and Mill Cranes and other Material Handling Equipment."... (19)無 (20)無 (21)無 (22)無 (23)無 (24)無	Electrodes and Rods for Gas Shielded Arc Welding.", ... (18) ANSI/AWS D14.1, "Specification for Consumable Inserts."... (19)新增116. ASTM B733-97, "Standard Specification for Autocatalytic (Electroless) Nickel-Phosphorus Coatings on Metal," Annual Book of ASTM Standards, Col. 0205, American Society for Testing and Materials, 1996 (20)新增97. ANSI/ASME B30.16, "Overhead Hoists (Underhung).", American Society of Mechanical Engineers, 2007 (21)新增74. ASME NUM-1, "Rules for Construction of Cranes, Monorails, and Hoists (with Bridge or Trolley or Hoist of the Underhung Type) (22)增補65. NUREG/CR-6407, "Classification of Transportation Packaging and Dry Spent Fuel Storage System Components According to Importance to Safety," US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, 1996/02. (23)新增120. ASTM C 750 -03, "Standard Specification For Nuclear-Grade Boron Carbide Powder.", American Society for Testing and Materials, 2009 (24)新增30. IAEA INFCIRC/225, "Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities", rev.5, 2011	依安全分析報告審查意見01-04-004 第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 5 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
1.2	1.2-1	密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料，..。密封鋼筒亦符合廠外運送之需求。...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。	密封鋼筒之設計係用以貯存用過核子燃料，.....，並作為封鐸密封上蓋時之臨時屏蔽。	依安全分析報告審查意見01-05-005 第2次回覆修訂
1.2	1.2-2	...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，...	...北側跨過小山丘後為基金濱海公路及循環水出水口，本計畫場址面積為0.84公頃，水土保持計畫面積與計畫場址面積相同，包括貯存平台面積約0.2公頃及其他草坪面積約0.64公頃，貯存平台面積可細分為貯存設施基座平台面積0.11公頃及進場基座平台面積約0.09公頃。	依安全分析報告審查意見01-06-006 第2次回覆修訂
附錄 1.C	1.C-1	附錄1.C 全程計畫預定時程	更新 附錄1.C 全程計畫預定時程	依安全分析報告審查意見01-11-011 第2次回覆修訂
圖 1.2-3	1.2-13	圖1.2-3 本系統之主要組件密封鋼筒(含燃料提籃)	更新 圖1.2-3 本系統之主要組件密封鋼筒(含燃料提籃)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
1.1	1.1-17	1. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR ...” Rev.0, February 2009.	1. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR...” Rev.5, April 2012.	自主品保
圖 1.2-1	1.2-9	圖1.2-1 MAGNASTOR系統核准證書	更新 圖1.2-1 MAGNASTOR系統核准證書	自主品保
1.1	1.1-6	完整燃料(Intact Fuel) 滿足燃料所有特性及功能，且完全無破損者。	任何燃料，沒有裂口且能滿足燃料特定與系統相關功能者。	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 5 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
1.2	1.2-4	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...，小部份經由混凝土傳至表面藉空氣自然散熱。此被動...低於規定之溫度限值，400 °C (752 °F)...	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氬氣對流...，小部份經由混凝土傳至表面藉空氣自然對流散熱。此被動...低於規定之溫度限值400 °C (752 °F)...	自主品保
圖 1.2-5	1.2-15	圖1.2-5 混凝土護箱配置示意圖	配合現況修訂 圖1.2-5 混凝土護箱配置示意圖	自主品保
1.B	1.B-1 1.B-5 1.B-7 1.B-8 1.B-9	無	新增 (1) ASTM (American Society for Testing and Materials)美國材料(和)試驗協會 (2) gantry crane 門型吊車 (3) leaktight 漏密 (4) nominal strength 公稱強度 (5) proof load test 耐荷重測試 (6) seismic restraint 地震限制器 (7)single-failure-proof 耐單一功能失靈	自主品保
	1.B-10	transportable storage canister (TSC) 可運送貯存密封鋼筒	transportable storage canister (TSC) 可運送貯存密封鋼筒，簡稱密封鋼筒	自主品保

第二章 廠址之特性描述

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 12 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全 分析報告	修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.1-11 ~14	無	新增 6.火山活動	依安全分析報告審查意見 02-01-012第2次 回覆修訂； 依安全分析報告審查意見 02-02-013第2次 回覆修訂； 依安全分析報告審查意見 02-04-015第3、4 次回覆修訂
2.7	2.7-1	七、結論 綜合前6節所述，...	七、結論 綜合前6節所述，...。表 2.7.1-2將所蒐集環境參數與 本計畫設計參數相互比較。 各設計參數之詳述及安全 分析請參閱後續章節。	依安全分析報告審查意見 02-01-012第2次 回覆修訂
2.7	2.7-2	表2.7-1 場址特性摘要 內容	氣象資料更新至100年 空氣品質資料更新至101	依安全分析報告審查意見 02-01-012 第 2 次回覆修訂
2.7	2.7-3~ 6	無	新增 表2.7-2 環境量測參數與自 然條件設計基準比較表	依安全分析報告審查意見 02-01-012第2次 回覆修訂
2.2	2.2.1-4	山腳斷層亦位於場址西北 方，...正斷層 [5,9,10]，斷層總長度約 34公里[10]。由於台北盆 地...	山腳斷層亦位於場址西北 方，...正斷層[5,9]，斷層總 長度約34公里，並有可能繼 續向北...可能長度將約為 74 km。由於台北盆地...	依安全分析報告審查意見 02-01-012第3次 回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.2-1	核二廠於建廠時已...，可得當距離核二廠5 km處發生ML = 7.3之地震時，於核二廠...	核二廠於建廠時已...，並假定距核二廠最近距離約5 km處的斷層，發生規模ML = 7.3的地震，於核二廠...	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3次回覆修訂
2.2	2.2.2-7	無	新增 圖2.2.2-4山腳斷層陸域與海域推估之斷層跡[37] 內文附圖編號依序變更	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3、4次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見02-02-013 第3次回覆修訂
2.2	2.2.3-4 ~5	無	新增四段文字 本公司進行海嘯溯升模擬與影響範圍分析，...重要參數如下： ... 依據前述研究，山腳斷層...即便同時引發海嘯，也不致對廠區設施造成影響	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3、4次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見02-20-031 第1次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見02-22-033 第3次回覆修訂
2.4	2.4.1-15 ~16	無 表2.4.1-7 核能二廠溫度分析表(2001年-2010年) 表2.4.1-8 核能二廠氣象測站統計資料(2001年-2010年)	新增 表2.4.1-7 台北、基隆與淡水近28年溫度分析表 更新資料 表2.4.1-8 核能二廠溫度分析表(2001年-2010年) 表2.4.1-9 核能二廠氣象測站統計資料(2001年-2010年) 內文附表編號依序變更	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3、4次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.4	2.4.2-1	2.背景空氣品質調查分析 參考環保署距本計畫場址... (民國95年至99年)監測資料... 在民國97年之前, 臭氧最大的小時平均值超出120ppb之法規值, 但在民國98年後, 臭氧最大的小時平均值符合法規標準。	2.背景空氣品質調查分析 參考環保署距本計畫場址... (民國95年至101年)監測資料... 僅在民國97、98年, 臭氧最大的小時平均值符合法規標準。	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3、4次回覆修訂
2.4	2.4.2-2	表2.4.2-1 環保署萬里測站空氣品質監測結果	增加100年及101年數據	依安全分析報告審查意見02-01-012 第3、4次回覆修訂
2.2	2.2.1-4	斷層總長度約34公里[10]。由於台北盆地的形成與山腳斷層的陷落有關	斷層總長度約34公里, 並有可能繼續向北延伸入海[10]。2010年本公司開始執行「營運中核能電廠補充地質調查工作」, 並於2011年11月發布初步調查結果, 山腳斷層可能向外海延伸約40公里, 加計陸地長度34 km, 山腳斷層可能長度將約為74 km。由於台北盆地的形成與山腳斷層	依安全分析報告審查意見02-01-012 第4次回覆修訂
2.2	2.2.2-3~5	... , 並有可能繼續向北延伸入海。本公司報告[29]以... 山腳斷層其可能發生之地震規模仍在核二廠原始設計考量之內。	... , 並有可能繼續向北延伸入海。「近年來, 海上的震測調查..... , (仍較核二廠乾貯設施之設計值, 即地表水平加速度值0.88 g為小)。	依安全分析報告審查意見02-01-012 第4次回覆修訂
2.2	2.2.3-2~3	該研究亦評估台灣北部外海... 根據海嘯波傳遞理論分析, ... 該研究引用李孟芬(1996)[23]的評估研究, 顯示... 同時台灣東北部的海灣地形, 應能有效地降低東北部區域引起海嘯的振幅, 減輕對核二廠的威脅。	該研究亦評估台灣北部外海... 根據李孟芬[23]的評估研究, 顯示...	依安全分析報告審查意見02-02-013 第2、3、4次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.2-2~3	2.活動斷層 ...本公司在2001年針對：(1)若核電廠...	2.活動斷層 ...本公司在2001年執行「核一、二、三廠廠址附近之地質與地震資料彙整、評估研究工作」，特別針對：(1)若核電廠...	依安全分析報告審查意見02-02-013第3次回覆修訂
2.3	2.3.1-1	1.位置與流域 ...，流域集水面積約2.2平方公里。流經廠區東邊重件倉庫的東側小溪，河流長度約為2公里，流域集水面積約為2平方公里[25]。	1.位置與流域 ...，流域集水面積約1.86平方公里。流經廠區東邊重件倉庫的東側小溪，河流長度約為2公里，流域集水面積約為1.5平方公里[30]。	依安全分析報告審查意見02-03-014第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-4	張應力狀態	伸張應力(extension stress)狀態	依安全分析報告審查意見02-06-017第1次回覆修訂
2.2	2.2.1-5	...，已完成「核二廠用過核燃料乾式貯存場址特性調查評估綜合評估報告」[3]，本報告場址地質內容與設計參數引用，即摘要該報告。	...，已完成「核二廠用過核燃料乾式貯存場址特性調查評估綜合評估報告」[3]，包括蒐集過去既有地質調查資料，...。本報告場址地質內容與設計參數引用，即摘要該報告。	依安全分析報告審查意見02-06-017第1次回覆修訂
2.2	2.2.1-5	(1)場址地質 計畫場址之基盤岩層為木山層之白色砂岩偶夾紋層頁岩，岩層位態大致為...、破碎帶與斷層存在。場址共計13處鑽孔，...場址平面地質圖參見圖2.2.1-3。	(1)場址地質 計畫場址之基盤岩層為木山層之白色砂岩與砂頁岩互層(紋層狀)所組成，岩層位態大致為...、破碎帶與斷層存在，場址1/500工程地質圖參見圖2.2.1-3。場址共計13處鑽孔，..鑽孔位置如圖2.2.1-4所示，各鑽孔之鑽孔柱狀圖與岩心照片請參閱本章附錄二(鑽孔柱狀圖)、附錄七(岩心照片)。	依安全分析報告審查意見02-06-017第1次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見02-07-018第1、3次回覆修訂
2.2	2.2.1-17 2.2.1-18	無	新增 圖 2.2.1-2 場址鄰近地區1/5000地質圖[3] 圖2.2.1-3 場址1/500工程地質圖[3]	依安全分析報告審查意見02-06-017第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.3	2.3.2-1	根據基地內及鄰近之鑽孔…，高度起伏約在±1m內。依鑽孔資料繪製的場址地下水位高程分佈如圖2.3.2-1，	根據基地內及鄰近之鑽孔…，高度起伏約在±1m內。考慮沖積層之地下水位，依據沖積層抽(注)水試驗所埋設觀測井，孔號為B-2、B-3、B-5、B-6、B-8、B-13，以及本公司100年於核二廠核島區施鑽之地下水位資料，繪製的場址地下水位高程分佈如圖2.3.2-1，	依安全分析報告審查意見02-06-017第3次回覆修訂
2.3	2.3.2-3	圖 2.3.2-1 核二廠地下水位高程分布	更新圖2.3.2-1 核能二廠乾貯場址地下水位高程分布圖 新增 圖2.3.2-2 核能二廠地下水位高程分布圖[44] 內文附圖編號依序變更	依安全分析報告審查意見02-06-017第3次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見02-27-038第1、3次回覆修訂
2.2	2.2.1-6	C.地層剖面 場址範圍軸線之走向約略呈西北東南向，故取一…地層剖面，詳如圖2.2.1-4所示。	C.地層剖面 依據地質鑽探成果建立各鑽孔之井錄，參照…，詳如圖2.2.1-5所示，其他剖面請參閱本章附錄一。	依安全分析報告審查意見02-07-018第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-19	圖 2.2.1-2 鑽孔與現地試驗位置圖[3]	變更圖號 圖2.2.1-4 鑽孔與現地試驗位置圖[3] 內文附圖編號依序變更	依安全分析報告審查意見02-07-018第1次回覆修訂
2.2	2.2.1-20 2.2.1-21	圖 2.2.1-4 場址地層剖面圖	變更名稱及更新圖 圖2.2.1-5 場址地質剖面圖(BB'剖面)	依安全分析報告審查意見02-07-018第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-11	5.邊坡穩定 計畫場址地形係經過… 考量該砂丘與計畫場址距離達80m以上，…	5.邊坡穩定 核二廠自興建營運以來，廠區範圍與鄰近坡地並無發生大規模土石崩落情事，計畫場址地形係經過…。考量該砂丘與計畫場址距離達80m以上…。 增加 另位於場址西側的狹長山丘(以下稱西山)，坡趾距離場址約120m，… 100m，有足夠的閃避距離，應不至對乾貯設施造成影響。	依安全分析報告審查意見02-08-019第1、2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.1-7	(2)場址地質特性 場址內各鑽孔所測得之自然含水量...。土層特性參數分佈情況概述如下：	(2)場址地質特性 依據場址內各鑽孔取樣所測得場址土壤與岩石等一般物理特性參數，如表2.2.1-2、表2.2.1-3所示，詳細數據與圖表，如土壤粒徑分佈曲線、岩石直接剪力試驗等，請參閱本章附錄五、附錄六。 土層特性參數分佈情況概述如下：	依安全分析報告審查意見02-09-020第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-9	(5)場址設計參數 簡化地層中之覆土層之分層，...以經驗公式加以推估，波森比(v)依據本公司...	(5)場址設計參數 簡化地層中之覆土層之分層，...以經驗公式加以推估，波森比(v)依內懸垂式波速測量(詳細測量結果請參閱本章附錄三)所求得之數據為動態參數，其波森(v)比較一般經驗值高，故簡化土層之地工分析並未採用波速推估波森比(v)，而依據本公司...	依安全分析報告審查意見02-09-020第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-28 ~30	表2.2.1-2 場址各鑽孔取樣試驗結果數據表[3]	變更名稱及更新圖 表2.2.1-2 場址土壤一般物理性質試驗結果[3]	依安全分析報告審查意見02-09-020第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-31 2.2.1-32	無	新增 表2.2.1-3 場址岩石一般物理性質試驗結果[3] 內文附表編號依序變更	依安全分析報告審查意見02-09-020第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-10 2.2.1-11	4.土石流潛勢 因此，上述4條位於核二廠區南方...北側的乾貯設施場址也不受影響。	4.土石流潛勢 刪除 增加(共4段) 為求謹慎，本公司...因此位於核二廠北側的乾貯設施場址也不受影響。	依安全分析報告審查意見02-10-021第1、2、3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.1-25 2.2.1-26	無	新增 圖2.2.1-11核能二廠鄰近地區 子集水區及水保局土石流潛 勢溪流分布圖 (套疊數值地形彩繪明暗圖) 圖2.2.1-12核能二廠鄰近地區 子集水區土石流影響範圍分 布圖 (套疊數值地形彩繪明暗圖)	依安全分析報 告 審 查 意 見 02-10-021 第 3 次回覆修訂
2.2	2.2.1-5	…山腳斷層的平均滑移速 率，約為每1,000年1.5到2 m，屬於活動度甚高之斷層。 另有學者的研究則指出，根 據岩心定年推測山腳斷層最 近一萬年來，沒有明顯的再 錯動[15]。	…山腳斷層的平均滑移速 率，約為每1,000年1.5到2 m。	依安全分析報 告 審 查 意 見 02-16-027 第 1 次回覆修訂
2.2	2.2.1-8 2.2.1-9	(4)土壤液化 …液化傾向較高。針對場址 鑽探取樣所獲得之標準貫入 試驗N值與劈管土樣，採 NCEER法…基礎設計形式， 按本計畫將依建議進行規劃 設計。	…液化傾向較高。依據核能 法規RG1.198及國內建築物 耐震設計規範之規定，地下 水位…，地表下6m至岩盤之 液化地層土質參數之折減係 數DE則採用1/3。	依安全分析報 告 審 查 意 見 02-17-028 第 1、3次回覆修 訂
2.2	2.2.3-3~ 4	…火山爆發的機率相對較 低，同時台灣東北部的海灣 地形，應能有效地降低東北 部區域引起海嘯的振幅，減 輕對核二廠的威脅。	…火山爆發的機率相對較 低，對核二廠的威脅亦相對 較低。 增加四段文字 民國100年3月11日發生於日 本…，即便同時引發海嘯， 也不致對廠區設施造成影 響。… 在基本資料蒐集方面，因 應…，成果如圖2.2.3-3所示。	依安全分析報 告 審 查 意 見 02-19-030 第 1、2、3次回覆 修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 8 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.3-2	本公司另於第四核能發電廠建廠前...進行東北海岸海嘯之相關研究[21]...，在東北海岸一帶所造成之最大波高為8.75 m。在921地震之後，...並假設2 m浪高為...海嘯浪高對核二廠並不會構成太大威脅。	本公司於第四核能發電廠建廠前...進行「台灣電力公司龍門電廠最大可能海嘯及暴潮之評估」[21]...，另加溯上高度7.5m後為 8.07m。在921地震之後，...，首先考慮在基隆外海發生規模...海嘯浪高，對核一、核二廠並不構成太大威脅」[17]。	依安全分析報告審查意見02-20-031 第2次回覆修訂
2.2	2.2.3-7	無	新增 圖2.2.3-2 核二廠補充地形測量範圍[32] 圖2.2.3-3 核二廠補充海(陸)域地形測量成果[32] 內文附圖編碼依序變更	依安全分析報告審查意見02-21-032 第1次回覆修訂
2.2	2.2.3-5	目前核二廠廠區之高程多在海拔12m以上，乾式貯存場址高程亦約為12m，且在乾貯計畫區東北側有人造砂丘，高程約為23m(B-11 鑽孔地表高程為23.203m)，具有天然屏障之功能。綜合以上研究成果顯示，海嘯所可能引發之海嘯溯上高度皆低於乾式貯存場址之高程，...場址造成安全上的影響。	核二廠廠區之高程多在海拔12m以上，乾式貯存場址高程亦約為12m。綜合以上研究成果顯示，海嘯所可能引發之海嘯溯上高度皆低於乾式貯存場址之高程，...場址造成安全上的影響。	依安全分析報告審查意見02-25-036 第2次回覆修訂
2.3	2.3.2-1	2.場址地下水特性 計畫場址區域之岩盤面上...土層之水平水力傳導係數約為 3.37×10^{-6} m/sec，岩層之水平水力傳導係數約為 2.67×10^{-6} m/sec[3]。	2.場址地下水特性 計畫場址區域之岩盤面上...土層之水平水力傳導係數約為 3.37×10^{-6} m/sec；岩層部分屬木山層，成分多為砂岩夾頁岩、粗至中粒疏鬆砂岩、砂頁岩薄互層等。...，取岩層之水平水力傳導係數為 2.67×10^{-6} m/sec。	依安全分析報告審查意見02-26-037 第1、2、3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 9 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.3	2.3.2-1 ~2	根據基地內及...，高度起伏約在±1m內，地下水水位起伏也約在±2m內，場址地下水位約在地表下7.2~9.5公尺間。 由於場址接近海邊，...故選擇B-12、B-13觀測井進行靜態地下水觀測(詳如圖2.3.2-4)，結果顯示...，其對靜態水位的影響程度約3~5公分[3]。	根據基地內及...，高度起伏約在±1m內。考慮沖積層之地下水位，依據沖積層抽(注)...，部分則因貫穿頁岩而量測到混合含水層系統之行為。 增加 另依據本公司「建立核能電廠廠區地下水...，如圖2.3.2-3、2.3.2-4所示。 由於場址接近海邊，...，在現地水文試驗進行前，選擇B-12、B-13觀測井進行靜態地下水觀測，...。此外，量測所得波幅影響甚小(<5cm)，不致影響分析結果。	依安全分析報告審查意見02-26-031第1次回覆修訂
2.3	2.3.2-6 2.3.2-7	表 2.3.2-1 地下水位監測資料 註*：B3孔呈湧水現象，故取地表高程為鑽孔水位高程。	名稱修改 表2.3.2-1本乾貯計畫地下水位觀測資料 刪除 新增 表2.3.2-2 本公司地下水位量測結果與WESTON公司觀測資料平均值比較	依安全分析報告審查意見02-27-038第1、3次回覆修訂
2.3	2.3.3-1 ~2	(三) 洪水 ... 最大小時降雨241mm，計算得到東側小溪與西側小溪10,000重現期距...、138cms(西側排水渠道出海口)。 為因應臺灣地區近年來...，該報告分析金山氣象站與基隆氣象站近15年...仍遠小於東側排水渠道與西側排水渠道之設計洪峰流量。	(三) 洪水 ...最大小時降雨241mm(基隆測站，10,000年重現期距之每小時最大降雨量)...如圖 2.3.3-1所示，由圖可知，核二廠...，各項設計參數茲整理如表2.3.3-1所示。 為因應臺灣地區近年來...，重新檢核東、西側排水渠道之降雨強度與洪峰流量，以基隆氣象站近5年與近15年內的最大平均降雨...亦不超過東側排水渠道與西側排水渠道之設計流量。	依安全分析報告審查意見02-28-039第1次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 10 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.3	2.3.3-2 ~3	無	新增 圖2.3.3-1 核二廠排水渠道配置圖 表2.3.3-1核二廠排水渠道設計參數總覽 表2.3.3-3 水土保持技術規範建議之逕流係數C 內文附圖、附表編碼依序變更	依安全分析報告審查意見02-28-038第3次回覆修訂
2.4	2.4.1-4 2.4.1-6 ~8	4.風速及風向 表2.4.1-9為核能二廠氣象測站 2001-2010 年的統計資料，資料顯示，核二廠J、I二座氣象鐵塔高處...，其他月份則以東至東北風為主要盛行風向。	4.風速及風向 表2.4.1-8為核能二廠氣象測站 2001-2010年的統計資料，資料顯示，核二廠J塔低層(離地面高度 10m)之年平均...，如圖2.4.1-2 至圖2.4.1-4。 新增 圖2.4.1-2 核能二廠年平均風花圖(一至四月) 圖2.4.1-3 核能二廠年平均風花圖(五至八月) 圖2.4.1-4 核能二廠年平均風花圖(九至十二月) 內文附圖編號依序變更	依安全分析報告審查意見07-09-254第3次回覆修訂
2.2	2.2.1-3	根據中央地調所研究[4]，崁腳斷層...	根據經濟部中央地質調查所(以下簡稱地調所)研究[4]，崁腳斷層...	自主品保
2.2	2.2.3-5	核二廠廠區之高程多在海拔12m以上，乾式貯存場址高程亦約為12m，	核二廠廠區之高程多在海拔12m以上，乾式貯存場址高程亦約為12m。	自主品保
2.2	2.2.3-8	表2.2.3-2 數值模擬之大波高、週期與最低水位延時[21]	刪除	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 11 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.4	2.4.1-2	2.氣溫 為更瞭解場址附近環境溫度變化，依據中央氣象局網站資料，進行台北、淡水與基隆之溫度分析，資料顯示：台北地區在1981-2010年期間，...	2.氣溫 為更瞭解場址附近環境溫度變化，依據中央氣象局取得資料，進行台北、淡水與基隆近28年之溫度分析(如表2.4.1-7所示)，... 依據中央氣象局網站資料顯示：台北地區在1981-2010年期間...	自主品保
2.4	2.4.1-5	圖2.4.1-1 鄰近氣象站位置圖	更新名稱 圖2.4.1-1 核能二廠鄰近氣象站位置圖	自主品保
2.4	2.4.1-10 ~12	表2.4.1-2 台北氣象測站近十年氣候統計資料 表2.4.1-3 淡水氣象測站近十年氣候統計資料 表2.4.1-4 基隆氣象測站近十年氣候統計資料	更新資料 內文附表編號依序變更	自主品保
2.4	2.4.1-16	無	新增 表2.4.1-7 台北、基隆與淡水近28年溫度分析表	自主品保
2.8	2.8-2~3	八、參考文獻	參考文獻新增與更新 內文參考文獻編號依序變更	自主品保
2	全文	距離單位m	修改單位為km	自主品保
2	全文	北縣	修改為新北	自主品保
2.2	2.2.1-11	6.火山活動 大屯火山群位在計畫場址的西南方約10km(場址與七星山距離)，「臺灣地區大屯火山群活動的高峰，大約在距今80至20萬年前。	6.火山活動 大屯火山群位在計畫場址的西南方，「臺灣地區大屯火山群活動的高峰，大約在距今80至20萬年前。	依安全分析報告修正版審查意見項次1回覆修訂
2.2	2.2.1-10	第三段 土石流危險溪流	修改為 土石流潛勢溪流	依安全分析報告修正版審查意見項次2回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 12 頁/共 12 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.1-22	圖2.2.1-6 核二廠鄰近地區土石流潛勢溪流位置圖	圖2.2.1-6核二廠鄰近地區土石流潛勢溪流位置圖 更新圖之編號系統	依安全分析報告修正版審查意見項次 2 回覆修訂
2.7	2.7-2	表2.7-1 場址特性摘要內容 地質章節 砂頁岩互層	修改為 砂岩偶夾頁岩	依安全分析報告修正版審查意見項次 15 回覆修訂
2.2	2.2.2-3	在斷層傾角方面，…，應無疑義。	在斷層傾角方面，…，應無疑義。邱俊穎等人研究山腳斷層再活動對地形變化的影響[45]，模擬山腳斷層發生地震時，地表可能的位移大小與範圍。該研究透過模擬地表受斷層活動影響的位移向量，來評估山腳斷層活動對地表變形的影響，模擬結果顯示當規模7 的地震發生時，核二廠乾貯設施場址並沒有地表下陷的現象。	依安全分析報告修正版審查意見項次15回覆修訂

【 文件修訂對照表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	106/8/4
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由	
2.4	2.4.1-2		1.降水量與降水日數 另2017年6月2日單日降雨量超過560 mm，對比核二廠附近雨量觀測站(金山)觀測資料顯示，該日24小時累計雨量達550mm，為近年少見之強降雨記錄。	依據106年6月8日物管局臨時管制會議要求，新增降雨記錄敘述。	

【 文件修訂對照表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	107/3/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.2	2.2.1-11	6.火山活動	補充本節有關大屯火山活動情形之監測及評估資料。	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充大屯火山最新事證敘述。
2.8	2.8-3	無	參考文獻增加： 46. 宋聖榮、邱淑美， <u>2007，火山監測與應變體系建置模式之先期研究</u> ，15-26 頁，內政部營建署陽明山公園管理處委託研究報告。 47. 中央地質調查所新聞稿，2018，1月5日。	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充大屯火山最新事證相關參考文獻資料。

【 文件修訂對照表 】

第 1 頁/共 2 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施 安全分析報告	修訂日期	107/6/22
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.3	2.3.2-2	無	新增： 依據環保署 99 年 4 月 7 日備查之「核能二廠用過核燃料中期貯存計畫環境影響差異分析報告(定稿本)(2010)」地下水質調查結果(表 2.3.2-3)及「核能二廠除役計畫環境影響說明書(2018 年 3 月版)」核二廠既有監測井地下水 106 年監測結果(表 2.3.2-4)，位於計畫場址內之二口觀測井(分別為 B-9、B-12，具體位置可參考圖 2.3.2-6)之硫酸鹽與氯鹽監測結果，兩者濃度皆低於環保署公告之第二類地下水污染監測基準。未來若有必要針對地下水質相關議題進行更進一步探討，台電公司將依環境保護相關法規辦理。 此外，本乾式貯存設施為地表貯存設施，混凝土護箱係置於設施之混凝土基座上，故貯存護箱並不會受到地下水影響。	自主品保
2.3	2.3.2-6	無	新增： 圖 2.3.2-6 計畫場址地下水位觀測井位置	自主品保
2.3	2.3.2-9	無	新增： 表 2.3.2-3 地下水質調查結果彙整	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 2 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
2.3	2.3.2-10	無	新增： 表2.3.2-4 核二廠既有監測 井地下水監測結果	自主品保

第三章 設施之設計基準

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 10 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.2-3	(c)ACI 318..Concrete.", 2005。 (d)ACI 318...Concrete Structures." 2001.	(c) ACI 318 and ACI 318R...Concrete.", 2008。 (d)ACI 318... Concrete Structures." 2006.	依安全分析報告審查意見03 -02-043第1次回覆修訂
3.1	3.1.2-13	表3.1.2-2 密封鋼筒各組件之結構設計分類及其應力接受準則 取取小值 燃料提籃挫曲	表3.1.2-2 密封鋼筒各組件之結構設計分類及其應力接受準則 增加Q為熱負載 取小值 燃料提籃挫屈	依安全分析報告審查意見03 -02-043第1次回覆修訂 自主品保 自主品保
3.1	3.1.8-1	確保放射性氣體無外釋之虞	確保密封邊界完整性	依安全分析報告審查意見03 -02-043第1次回覆修訂
3.3	3.3-1	4. ...(ACI 349-85)... MI.	...(ACI 349)... MI, 1985 for VCC; 2006 for Pad.	依安全分析報告審查意見03 -02-043第1次回覆修訂
3.3	3.3-1	5. ...(ACI 318)...MI.	...(ACI 318) ... MI, 2008.	依安全分析報告審查意見03 -02-043第1次回覆修訂
3.1	3.1.1-12	依據ASM第13冊「腐蝕」報告...在海水的環境下，...(約0.925.0±0.013 μm)...並不顯著。	依據ASM第13冊「腐蝕」報告...在沿海環境下，...(約0.094 mm) ...結構完整性。	依安全分析報告審查意見03 -05-046第1次回覆修訂
3.1	3.1.2-10	另依據參考文獻2結果推估顯示	另依據參考文獻28結果推估顯示	依安全分析報告審查意見03 -06-047第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.2-2	貯存場區內，直徑 ϕ 1.8 m 混凝土樁及 1.0 m 厚之混凝土基座，完成面高程為 12.3 m。	貯存場區內，直徑 ϕ 1.8 m 混凝土樁及 1.0 m 厚之混凝土基座，基座總壓密沉陷上限為 5 cm，完成面高程為 12.3 m。	依安全分析報告審查意見 03-07-048 第 1 次回覆修訂
3.3	3.3-1	10. 10 CFR 72...DC.	10. 10 CFR 72...DC, January 2006.	依安全分析報告審查意見 03-14-055 第 1 次回覆修訂
3.3	3.3-2	21. 10 CFR 20...DC.	21. 10 CFR 20...DC, January 2006.	依安全分析報告審查意見 03-14-055 第 1 次回覆修訂
3.1	3.1.1-8	材料可採 CNS 國家標準	材料可採 CNS 國家標準 (CNS 12891 混凝土配比設計準則與 CNS 3090 預拌混凝土，鋼筋應符合 CNS560 之規定)	依安全分析報告審查意見 03-18-059 第 2 次回覆修訂
3.1	3.1.1-26~29	表 3.1.1-8 密封鋼筒採用 ASME 替代方案一覽表 NB-6111 替代方案 (2) 封蓋銲接後，進行氣壓測漏； 放射性檢測(RT)	表 3.1.1-8 密封鋼筒採用 ASME 替代方案一覽表 增補註解說明 (2) 封蓋銲接後，進行水壓測漏； 放射線檢測(RT)	依安全分析報告審查意見 03-19-060 第 3 次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見 05-30-096 第 1 次回覆修訂 自主品保
3.1	3.1.2-1	貯存場混凝土基座...其主要功能包括：	貯存場混凝土基座...其基座與基樁之設計...其主要功能包括：	依安全分析報告審查意見 03-22-063 第 1 次回覆修訂
3.2	3.2.1-5	圖 3.2.1-2 貯存場混凝土基座全區剖立面圖	圖 3.2.1-2 貯存場混凝土基座全區剖立面圖 增加說明：入岩深度 $\geq$ 180.0	依安全分析報告審查意見 03-22-063 第 1 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.3	3.3.-3	新增	34. 建築物基礎構造設計規範，內政部營建署，90年10月02日	依安全分析報告 審 查 意 見 03-22-063第1次回覆 修訂
3.1	3.1.2-9~10	在混凝土護箱進氣口... 請見參考文獻【27】(詳細之安置將於試運轉許可申請前提出說明) 碳鋼材料於50年設計壽命...。...沒有磨損問題。	在混凝土護箱進、出氣口... 請見參考文獻【27】。 碳鋼材料於50年設計壽命...。為保守起見，在混凝土護箱進、出氣口設有混凝土護箱內襯材料的環境測試試片，可作長期之監測。... 沒有磨損問題。	依安全分析報告 審 查 意 見 05-24-090第2次回覆 修訂； 依安全分析報告 審 查 意 見 05-25-091第2次回覆 修訂
3.1	3.1.1-3	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密 ，屬其智慧財產權，		依安全分析報告 因應燃料提籃設計變更所作修訂 頁面資料
3.1	3.1.1-4	第3、4點 • 方管上下端各銲有上部/下部聯結銷孔... (25.4 mm)端作為支撐燃料方管用。 • 方管與側邊支撐銲件..	增補第1點 • 燃料方管上/下端有管壁的部分延伸...與間隔之用。 修改第3、4點 • 燃料方管上下端各銲有上部/下部聯結銷孔... (組裝後移除)。 • 燃料方管與側邊支撐銲件..	依安全分析報告 因應燃料提籃設計變更所作修訂 頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.1-14	圖3.1.1-1燃料方管卡榫結合示意圖 (NAC Proprietary Information)	更新 圖3.1.1-1燃料方管結合示意圖(NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.1	3.1.1-21	表3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數(續)	表3.1.1-5 密封鋼筒及提籃設計參數(續) 修改 中子吸收板尺寸欄位資料	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.1	3.1.10-2	表 3.1.10-1 各主要組件、結構及系統設計圖之圖目錄	表3.1.10-1 各主要組件、結構及系統設計圖之圖目錄 更新密封鋼筒、傳送護箱(TFR)、混凝土護箱(VCC)版次與NAC公司智慧財產標註說明	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-1	附錄3.A 本系統之重要組件設計圖(圖號630075-091-2-1/4~4/4 NAC Proprietary Information)	附錄3.A 本系統之重要組件設計圖(圖號630075-099-3-1/4~3/4 & 630075-098-4-3/4~4/4 & 630075-091-3-1/4~4/4 & 630075-072-1-1/2~2/2 NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-5	630075-099-1-1/5 提籃組件總圖之一	630075-099-3-1/4 提籃組件總圖之一 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-6	630075-099-1-2/5 提籃組件總圖之二	630075-099-3-2/4提籃組件總圖之二 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-7	630075-099-1-3/5 提籃組件上視圖	630075-099-3-3/4提籃組件上視圖 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.A	3.A-8	630075-098-2-3/4 側 邊支撐鉸件	630075-098-4-3/4 側邊支撐鉸件 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-9	630075-098-2-4/4 彎角支撐鉸件	630075-098-4-4/4 彎角支撐鉸件 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-10	630075-091-2-1/4 燃料方管總圖 (NAC Proprietary Information)	630075-091-3-1/4 燃料方管總圖 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-11	630075-091-2-2/4 燃料方管局部詳圖之一 (NAC Proprietary Information)	630075-091-3-2/4 燃料方管局部詳圖之一 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-12	630075-091-2-3/4 燃料方管局部詳圖之二 (NAC Proprietary Information)	630075-091-3-3/4 燃料方管局部詳圖之二 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-13	630075-091-2-4/4 燃料方管局部詳圖之三 (NAC Proprietary Information)	630075-091-3-4/4 燃料方管局部詳圖之三 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-14	630075-072-0-1/2 中子吸收劑(板)保護板	630075-072-1-1/2 中子吸收板保護板 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
3.A	3.A-15	630075-072-0-2/2 中子吸收板	630075-072-1-2/2 中子吸收板 (NAC Proprietary Information)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.2-2	...每根基樁平均載重約335 MT/支。	...每根基樁平均載重約335 MT/支。另門型吊車軌道...適當厚度的混凝土保護層。	依物管局物三字第 1020002392 號函同意備查之「裝卸區及 Gantry Crane軌道結構設計強化報告」修訂
3.1	3.1.2-2	貯存場區...維修區域之規劃。	貯存場區之裝卸區下方設有混凝土基樁，其上方...維修區域之規劃。	依物管局物三字第 1020002392 號函同意備查之「裝卸區及 Gantry Crane軌道結構設計強化報告」修訂
3.1	3.1.1-1	設施各結構系統與組件之分類	設施各結構系統與組件之品質分級	自主品保
3.1	3.1.1-2	ANF8x8 1,526束	ANF8x8 1, 523束	自主品保
3.1	3.1.1-3	第(1)部份提供安全保護系統之設計準則，第(2)部份提供環境及天然災害事件之設計準則	第(1)部份提供安全保護系統之設計基準，第(2)部份提供環境及天然災害事件之設計基準	自主品保
3.1	3.1.1-3	10 CFR72 及 10 CFR50	10 CFR 72 和 10 CFR 50	自主品保
3.1	3.1.1-3	如本報告第一章圖1.2-7	如本報告第一章圖1.2-3	自主品保
3.1	3.1.1-3~4	密封鋼筒 ... 詳見圖3.1.1-2。	密封鋼筒 ... 詳見圖3.1.1-2。	自主品保
3.1	3.1.1-5	執行水壓測試(Hydrostatic pressure test)	執行水壓測試(hydrostatic pressure test)	自主品保
3.1	3.1.1-6	即在所有正常、異常與事故情況下	即在所有正常、異常與意外事故情況下	自主品保
3.1	3.1.1-11	密封鋼筒內的充滿氦氣的環境維持不變	密封鋼筒內充滿氦氣的環境維持不變	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.1-11	B. 結構疲乏 ...正常的操作程序並不構成結構疲乏的原因。...故亦不會造成密封鋼筒結構疲乏	B. 結構疲勞 ...正常的操作程序並不構成結構疲勞的原因。...故亦不會造成密封鋼筒結構疲勞。	自主品保
3.1	3.1.1-15	圖3.1.1-2燃料方管與側邊/彎角支撐鉚件結合部分示意圖 (NAC Proprietary Information	圖3.1.1-2燃料方管與側邊/彎角支撐鉚件結合部分示意圖	自主品保
3.1	3.1.1-18	表3.1.1-4 本系統主要設計基準及接受準則	表3.1.1-4 本系統主要設計基準及接受準則 增列： 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率 $<15\mu\text{Sv/h}$ 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率 $<3\mu\text{Sv/h}$ 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率 $<20\mu\text{Sv/h}$ 傳送護箱表面輻射劑量率 頂端 $<3\times 10^3\mu\text{Sv/h}$ 側邊 $<3\times 10^3\mu\text{Sv/h}$	自主品保
3.1	3.1.1-25	表3.1.1-7 傳送護箱設計參數(續)	修改表3.1.1-7 傳送護箱設計參數(續)	自主品保
3.1	3.1.2-3	貯存場混凝土基座之佈置位於核二廠北方，圍牆側，其佈置參見第一章圖1.2-8之貯存場一般佈置圖。	貯存場混凝土基座之佈置位於核二廠北方，圍牆側。	自主品保
3.1	3.1.2-3	應評估貯存護箱及外加屏蔽是否因…，	應評估貯存護箱是否因…，	自主品保
3.1	3.1.2-5	沿用 MAGNASTOR-87 系統之設計基準，詳如表3.1.1-3。	沿用MAGNASTOR-87系統之設計基準，詳如表3.1.1-4。	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 8 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.2-8	場址區域之岩盤面上覆蓋層多為粉土質粗砂或砂(SM)或礫質砂(SP)...黏土質砂土(SC)等。	場址區域之岩盤面上覆蓋層多為沉泥質砂(SM)或不良級配砂(SP)...黏土質砂(SC)等。	自主品保
3.1	3.1.2-10	異常或事故狀態下則小於122 °C	異常或意外事故狀態下則小於122 °C	自主品保
3.1	3.1.2-10	混凝土護箱均為靜態貯放的設施，沒有磨損問題。	為保守起見，...混凝土護箱均為靜態貯放的設施，沒有磨損問題。	自主品保
3.1	3.1.2-15	表3.1.2-4 混凝土護箱之設計載重	表3.1.2-4 混凝土護箱之設計載重 增補 說明 3. 本表與NUREG-1536 3.7節的比較，請參見表3.1.2-5	自主品保
3.1	3.1.2-16	無	新增 表3.1.2-5 NUREG-1536 3.7節與表3.1.4-4之比較	自主品保
3.1	3.1.3-1	主要包括有傳送護箱吊軌...雜項吊索與吊具附件等	主要包括有傳送護箱吊軌...雜項吊索與吊具附件以及燃料廠房吊車等	自主品保
3.1	3.1.4-2	將另備排風設施與導管引至既有通風與排氣進口附近	將另備排風設施與導管引至既有通風與排氣管之進氣口附近	自主品保
3.1	3.1.5-10	表3.1.5-2 細節組件之品質分級 護箱上蓋屏蔽材料安全功能/描述 A shielding material encapsulated in the cask lid (examples: concrete, NS-3, NS-4-FR, etc.)	表3.1.5-2 細節組件之品質分級 護箱上蓋屏蔽材料安全功能/描述修改 A shielding material encapsulated in the cask lid	自主品保
3.1	3.1.7-1	在所有正常、異常與事故狀態下	在所有正常、異常與意外事故狀態下	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 9 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.1	3.1.7-1 & 3	規範及標準	法規及標準	自主品保
3.1	3.1.7-4	闖入偵測設備、監控設備、以及安全照明	闖入偵測設備、監控設備，以及安全照明	自主品保
3.1	3.1.9-1	可依據原能會93年12月29日公佈...	可依據原能會93年12月29日發布...	自主品保
3.2	3.2.1-1	中國國家標準(CNS)建築相關法規	中華民國國家標準(CNS)建築相關法規	自主品保
3.2	3.2.1-3	詳細配置如圖圖3.2.1-1	詳細配置如圖3.2.1-1	自主品保
3.3	3.3-2	23. ISG-15...January 10, 2001.	23. ISG-15...January, 2001.	自主品保
3.3	3.3-3	24. ISG-2...October 1998.	24. ISG-2...Revision 1, February 2010.	自主品保
3.3	3.3-3	27. 楊明宗，郭榮卿，”乾式貯存筒材料腐蝕劣化監測計畫建議書”，95.2.13。	27. 楊明宗，郭榮卿，”乾式貯存筒材料腐蝕劣化監測計畫建議書”，95.7.28。	自主品保
3.3	3.3-3	29. ISG-18, "The Design...May 2003.	29. ISG-18, "The Design...Revision 1, October, 2008	自主品保
3.A	3.A-4	630075-084-1-1/3 密封鋼筒上蓋組件	630075-084-3-1/3 密封鋼筒上蓋組件	自主品保
3.A	3.A-16	630075-090-1-1/1 裝載後的混凝土護箱	630075-090-2-1/1 裝載後的混凝土護箱	自主品保
3.A	3.A-22	630075-060-2-1/8 傳送護箱總圖之一	630075-060-3-1/8 傳送護箱總圖之一	自主品保
3.A	3.A-23	630075-060-2-2/8 傳送護箱總圖之二	630075-060-3-2/8 傳送護箱總圖之二	自主品保
3.A	3.A-24	630075-060-2-3/8 傳送護箱剖面圖	630075-060-3-3/8 傳送護箱剖面圖	自主品保
3.A	3.A-25	630075-060-2-4/8 上環與下環組件	630075-060-3-4/8 上環與下環組件	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 10 頁/共 10 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
3.A	3.A-26	630075-060-2-5/8 門軌 與密封環	630075-060-3-5/8 門軌 與密封環	自主品保
3.A	3.A-27	630075-060-2-6/8 屏蔽 門組件	630075-060-3-6/8 屏蔽 門組件	自主品保
3.1	3.1.1-17	表 3.1.1-3 MAGNASTOR 系統B8-62A燃料與待貯 存核子燃料各項參數比 較	表 3.1.1-3 MAGNASTOR 系統B8-62A燃料與待貯存 核子燃料各項參數比較 新增燃料匣外徑(cm) B8-62A：14.016 GE8x8-2：13.856 ANF8x8-2：13.856	依安全分析報告 修正版審查意見 項次13回覆修訂

第四章 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 2 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施 安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
4.1	4.1-3	無	新增 (I)負責本案核子保防與核子保安。	依安全分析報告審查意見04-01-064第1次及第2次回覆修訂
圖4.1-1	4.1-5	圖4.1-1核二廠用過核子燃料乾式貯存設施專案計畫組織系統圖	更新 圖4.1-1核二廠用過核子燃料乾式貯存設施專案計畫組織系統圖	
表4.1-3	4.1-9	表4.1-3 貯存階段之作業人員編制及權責	更新 表4.1-3 貯存階段之作業人員編制及權責	
4.1	4.1-2~ 4.1-3	無	增補下述單位權責 C. 企劃行政副總經理 督導本專案之工安與環保業務。 D. 營建工程副總經理 督導本專案之設計文件審查業務。 I. 環境保護處 督導考核本專案環境保護業務。 J. 工業安全衛生處 督導考核本專案工業安全衛生業務。 編號依序修訂	
表4.1-2	4.1-7	表 4.1-2 安裝/吊運階段之人員編制及權責 吊車操作員須具備核二廠審查合格之吊車操作證照	表 4.1-2 安裝/吊運階段之人員編制及權責 增補 吊車操作員：需具備固定式起重機操作人員之資格 指揮手：需具備使用起重機具從事吊掛作業人員資格	

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 2 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
4.2	4.2-3	無	新增 (3) 個人防護具計畫、曝露評估計畫及健康臨場服務計畫等，...，各程序書內容所涵括對應之相關計畫如表 4.2-1 所示。	依安全分析報告審查意見 04-02-065 第 3 次回覆修訂
表 4.2-1	4.2-5	無	新增 表 4.2-1 個人防護、曝露評估以及健康臨場服務等計畫對應之程序書	
表 4.3-2	4.3-6 4.3-7	表 4.3-2 本設施施工階段人員專業訓練課程及內容 總時數 4 小時	表 4.3-2 本設施施工階段人員專業訓練課程及內容 總時數 5.5 小時 增補下列課程： 4.人之可靠度 HRA 分析課程 8.核工原理	依安全分析報告審查意見 04-03-066 第 2 次回覆修訂
表 4.3-3	4.3-8 4.3-9	表 4.3-3 本設施安裝/吊運階段人員專業訓練課程及內容 2.核工原理時數 0.5 小時 總時數 6 小時	表 4.3-3 本設施安裝/吊運階段人員專業訓練課程及內容 2.核工原理時數 1 小時 總時數 7 小時 增補 4.人之可靠度 HRA 分析課程。	
表 4.3-4	4.3-10 4.3-11	表 4.3-4 本設施貯存階段人員專業訓練課程及內容 總時數 4 小時	總時數 5.5 小時 增補下列課程： 1.人之可靠度 HRA 分析課程 2.核工原理	
4.2	4.2-1	本節提供...	本節說明...	
				自主品保

第五章 設施運轉計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 11 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施 安全分析報告	修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.1-1	用過核子燃料完整性，...均暫不予以運貯。	用過核子燃料完整性，...均暫不予以運貯；真空啜吸檢查設備為目前核燃料完整性檢查靈敏度(或稱鑑別度)較高的方法，於核二廠自從民國70年/72年（一號機/二號機）開始商業運轉迄今，共檢查近4000束燃料，並正確地找到其中6束破損燃料(其中一束未能以其他方式鑑別出來，最後以真空啜吸檢查設備找到)，故可確保靈敏度。將來核二廠乾貯燃料完整性檢查，亦將採用上述真空啜吸檢查設備，對待運貯燃料進行檢驗。	依安全分析報告審查意見05-01-067第2次回覆修訂
5.1	5.1.1-2	(8)將除礦水注入...與傳送護箱內壁。	(8)將除礦水注入...與傳送護箱內壁。護箱吊入水池前，會先進行測試，確定水封環無破裂或是漏水，才會吊運入池，故應無因破裂與漏水導致鋼筒污染之可能。如果進入水池後才發生破裂與漏水，不論鋼筒是否污染，應先停止燃料裝填作業，將筒內所有燃料取出後，將TFR與TSC吊出水池，評估後進行偵檢除污，並將水封環修復，才再進行後續作業。	依安全分析報告審查意見05-03-069第2次回覆修訂
5.1	5.1.1-13 5.1.1-14	無	新增 表5.1.1-2 運轉限制條件(LCO 3.1.1-A) 表5.1.1-3 運轉限制條件(LCO 3.1.1-B)	依安全分析報告審查意見05-04-070第2次及第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.1-6	(4) 針對內孔蓋執行氬氣測漏...，此洩漏標準約等同於小於或等於 2×10^{-7} cm ³ /s 氬氣)。	(4) 針對內孔蓋執行氬氣測漏...，此洩漏標準約等同於小於或等於 2×10^{-7} cm ³ /s 氬氣)。相關洩漏標準與規定如表 5.1.1-3 運轉限制條件(LCO 3.1.1-B)所示...。有關密封鋼筒內層封口蓋鉚道品質氬氣洩漏測試檢查補充說明詳見附錄 5.B。	依安全分析報告審查意見 05-04-070 第 5 次回覆修訂
5.B	5.B-1	無	新增 附錄 5.B 密封鋼筒內層封口蓋鉚道品質氬氣洩漏測試檢查補充說明	依安全分析報告審查意見 05-04-070 第 5 次回覆修訂
5.1	5.1.1-3	(7)注意:若此階段環狀間隙循環水冷系統失效，則應於 32 小時內恢復 ACWS，或是每兩個小時量測一次鋼筒之水溫。若發現前述時間將屆或是水溫將達 100°C (212 °F)而 ACWS 仍無法恢復，則鋼筒必須重回水池。然而，自 ACWS 失效起至密封鋼筒重回水池之總時間仍不得超過 32 小時(或是鋼筒中水溫不得高於 100°C)。	(7)注意:若此階段環狀間隙循環水冷系統失效，則應先進行故障排除，倘故障無法於短時間內排除，則需將護箱吊回池中冷卻。上述之處理時間自系統失效起算，到系統恢復或是護箱入水，不可超過 32 小時。操作者若不以時間作為限制，也可每兩個小時直接量測一次鋼筒內部水溫，若發現鋼筒內部水溫將達 94°C 而環狀間隙循環水冷系統仍無法恢復，則護箱必須重回水池。	依安全分析報告審查意見 05-05-71 第 2 次回覆修訂
5.1	5.1.1-4	(14)將密封上蓋、密封鋼筒外殼及密封環三者封鉚，並對最外層...。	(14)將密封上蓋、密封鋼筒外殼及密封環三者封鉚，此三者相對位置圖如圖 5.1.1-1 所示，並對最外層...。	依安全分析報告審查意見 05-07-073 第 2 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.1-9	無	新增 圖5.1.1-1 密封上蓋、密封環與外殼銲接相對位置示意圖 相關圖編號依次順延	依安全分析報告審查意見 05-07-073 第 2 次回覆修訂
5.1	5.1.1-6	10. 現有廠房樓板結構評估，並以牽引式多軸板車進行運送。運貯時，裝載密封鋼筒的傳送護箱估計重達98.3公噸，加上運送車輛本身的重量預估約為120 公噸。	，並以牽引式多軸板車進行運送。按多軸板車包含前後輪車與前後輪車間的板台，各輪車重量6,000 kg，板台重量6,800 kg，整體多軸板車全長約14.6 m，寬3.2 m，板車高度0.32 m，裝載密封鋼筒與燃料後的傳送護箱重量為97,524 kg，重心高度2,540 mm(由傳送護箱底部量起)。運貯時，裝載密封鋼筒...預估約為120 公噸。	依安全分析報告審查意見 05-09-075 第 2 次回覆修訂
5.1	5.1.1-7	多軸板車經過樓板時，最多只有5個輪軸會同時落在上面，總重為108.35 公噸。這5個輪軸的四個間距分別為：...	牽引式多軸板車，其主要由承載傳送護箱的載貨底板(Deck)及兩個3軸油壓板車模組等三部分所組成，整部多軸板車共有6 軸48 個輪胎。燃料廠房平面樓層之操作區由四塊樓板組成，比對樓板與板車尺寸，板車移動過程中其6軸至少會跨越兩個樓板，故保守估計有5個輪軸會同時落在一個樓板上，並以此計算樓板之承載能力，多軸板車5個輪軸總重為108.35公噸。這5個輪軸的四個間距分別為：...	依安全分析報告審查意見 05-09-075 第 2 次回覆修訂
5.1	5.1.1-6	10. 現有廠房樓板結構評估 運貯時，...預估約為120公噸。另基於安全考量，...	運貯時，...預估約為120 公噸。因應乾式貯存設施所需，燃料廠房吊車將改善為具有 single failure proof 之功能，改善後其吊運能力為150 短噸(136 公噸)，並於改善完成後，將進行法規規定之荷重測試。另基於安全考量，...	依安全分析報告審查意見 05-10-076 第 2 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.1-11	表 5.1.1-1 運轉限制條件 (LCO 3.1.1)(續) A.2 實行必要矯正措施使 TSC 回復到原分析所涵蓋的狀態 (an analyzed condition)。 B.1 執行工程評估判斷氬氣密度差異造成之影響。 B.2 實行必要矯正措施使 TSC 回復到原分析所涵蓋的狀態 (an analyzed condition)。	A.2 實行必要矯正措施使密封鋼筒內乾燥壓力值能符合:密封鋼筒抽真空乾燥達壓力低於10 torr (mm Hg) 後,隔離真空幫浦,鋼筒內部壓力應維持至少10 min 不可超過10 torr (mm Hg)。 B.1 執行相關氬氣密度計算以確定差異。 B.2 實行必要矯正措施使密封鋼筒內氬氣密度達到: 0.704~0.814kg/m ³ 。	依安全分析報告審查意見 05-11-077 第 2 次回覆修訂; 依安全分析報告審查意見 05-35-101 第 3 次回覆修訂
5.1	5.1.2-1	1. 傳送護箱與運搬輔助機具之除污、裝載、吊卸操作	增補 (2)將水封環洩氣,使環狀間隙內冷卻水流出。 (3)拆除 ACWS 系統水管。 後續編號依序變更	依安全分析報告審查意見 05-13-079 第 2 次回覆修訂
5.1	5.1.2-8	表 5.1.2-2 運轉限制條件 (LCO 3.3.1) 混凝土護箱之最大表面劑量率(參考圖5.1.2-3)不可超過以下限制:	混凝土護箱之表面劑量率(加馬與中子)位於出氣口(90度共4處)、進氣口(90度共4處)及側面中央高度(90度共4處)(參考圖5.1.2-3)不可超過以下限制:	依安全分析報告審查意見 05-15-081 第 2 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.2-8	表 5.1.2-2 運轉限制條件 (LCO 3.3.1) 每個混凝土護箱之平均表面劑量率應低於下述限制，除非符合採行措施A.1及A.2。 a. 0.0016 mSv/h (加馬及中子)，於側表面(於混凝土表面)； b. 0.00922 mSv/h(中子及加馬)，於上蓋表面。 B.1 由本系統移除所有燃料束(執行工程評估，並採取適當的改正行動，以確保劑量限值符合10 CFR 20及10 CFR 72之要求。)	每個混凝土護箱之平均表面劑量率應低於下述限制，除非符合採行措施A.1及A.2。 a.1 μ Sv/hr: 於側表面如圖 5.1.2-3所示位置； b.2 μ Sv/hr於側表面任意位置(a.位置與進出氣口除外)； c.20 μ Sv/hr所有進氣口平均計量以及所有出氣口平均計量； d.10 μ Sv/hr 位於頂部如圖 5.1.2-3 所示位置。 B.1 執行工程評估，並採取適當的改正行動，以確保劑量限值符合「游離輻射防護安全標準」工作人員有效劑量連續5 年週期不得超過100mSv，任一年內不得超過50 mSv 之要求。	依安全分析報告 審查意見 05-14-080 第2次回覆修訂
5.1	5.1.2-10	圖5.1.2-3 混凝土護箱表面劑量量測位置示意圖 量測直徑約178cm之圓周上相隔約90度四點之劑量 量測距底部約在進氣口中心附近之高度，側面圓周相隔約90度四點之劑量	附圖說明修改 量測直徑約100cm之圓周上相隔約90度四點之劑量 量 測 距 底 部 約 92in (2337mm)高度，側面圓周相隔約90度四點之劑量	依安全分析報告 審查意見 05-15-081 第3次回覆修訂
5.1	5.1.3-1	2.貯存 混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次。	混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，確定其符合運轉限制條件LCO 3.1.2 之規定。	依安全分析報告 審查意見 05-16-082 第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.3-5	表 5.1.3-1 運轉限制條件 (LCO 3.1.2) A.1 確保適當之熱移除，以預防溫度超越短期限值。 以及 A.2 恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態。 SR 3.1.2.1 確認ISFSI環境溫度及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異不高於60℃ 完成時間：立即	A.1 確保適當之熱移除，以預防溫度超越短期限值。目視進出氣道是否堵塞，若有堵塞則清除到至少2個進氣口及4個出氣口為暢通。 以及 A.2 恢復混凝土護箱熱移除系統至正常使用狀態。 SR 3.1.2.1 確認ISFSI環境溫度(24小時平均)及混凝土護箱排氣口平均溫度之差異不高於40℃ 完成時間：立即* 增補備註說明 *若為全阻塞情形，則最遲須於100 小時(需評估扣除已發生全阻塞時間)內完成。	依安全分析報告審查意見 05-16-082 第 3 次及第5-3次回覆修訂
5.2	5.2.1-1	(一) 檢視混凝土護箱之熱移除功能 混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，出口溫度與環境溫度之溫差需小於60℃。如發現任何異狀，應立即至貯存場，確認各貯存護箱通氣孔道之通暢，並應將巡視後之異常狀況、處置方式及結果記錄。	混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，確定其符合運轉限制條件 LCO 3.1.2 之規定，出口溫度與環境溫度(24小時平均)之溫差需小於40℃。如發現任何異狀，應立即至貯存場，確認各貯存護箱通氣孔道之通暢，若發現任何堵塞狀況應依據 LCO 3.1.2之規定處理，並應將巡視後之異常狀況、處置方式及結果記錄。	依安全分析報告審查意見 05-16-082 第 3 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.6	5.6.1-1	1 週期檢查 混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，出口與環境溫差需小於60℃，	混凝土護箱通氣出口溫度監測器配有連續記錄器，每日仍應定時檢視監測數據至少一次，出口與環境溫差(24小時平均)之溫差需小於40℃，	依安全分析報告審查意見05-16-082第5-3次回覆修訂
5.1	5.1.3-1	(3)將混凝土護箱裝填資訊標誌在標示牌上。 無	(3)混凝土護箱裝填資訊除標誌在標示牌上，所有的裝填資訊雙重建檔。 (4)接收作業後，需填報用過核燃料資料、密封鋼筒編號、混凝土護箱編號、貯存場位置編號等資料。	依安全分析報告審查意見05-17-083第2次回覆修訂
5.6	5.6.1-1	2 年度保養 每年目視檢查混凝土護箱外加屏蔽外觀，若發現直徑(或寬度)超過1吋且深度也超過1吋之瑕疵，將進行補填。	每年目視檢查混凝土護箱外觀，若發現直徑(或寬度)超過1吋且深度也超過1吋之瑕疵，將進行補填，若有裂縫則以砂漿或是塗料塗補。	依安全分析報告審查意見05-18-084第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見05-28-094第2次回覆修訂
5.6	5.6.1-1	(二) 密封鋼筒 密封鋼筒裝填燃料並完成封銲後，屬符合ASME III, 1, NB級壓力容器，且經符合ANSI N14.5規範洩漏測試合格，故不需週期檢查或年度保養。	密封鋼筒之維護及監測計畫 (maintenance and surveillance program)將於試運轉申請時提出，經原能會審查通過後實施。	依安全分析報告審查意見05-18-084第3次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見05-25-091第3次回覆修訂
5.4	5.4.1-3	(十四) 牽引式多軸板車 在燃料廠房與貯存場間...、排水填充氦氣時之工作載台。	在燃料廠房與貯存場間...、排水填充氦氣時之工作載台。板台與傳送護箱防傾倒裝置組合示意圖，如圖5.4.1-1所示。	依安全分析報告審查意見05-19-085第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 8 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.4	5.4.1-5	無	新增 圖5.4.1-1 傳送護箱防傾倒裝置示意圖 後續圖編號依序變更	依安全分析報告審查意見05-19-085 第 2 次回覆修訂
5.7	5.7.1-1	七、申請運轉執照時，須檢附設施運轉程序書清單 前述各作業程序書將於試運轉前提出。	前述各作業程序書將於試運轉前提出。並提送傳送護箱裝載之防傾倒裝置(或是傳送護箱與板車間固定裝置)之相關圖說。倘若有道路補強之必要，則同時提送道路補強之相關文件。	依安全分析報告審查意見05-19-085 第 1 次回覆修訂
5.A	5.A-6	1.1.5 屏蔽測試 本系統屏蔽的設計與製造是依據相關法規與品保程序執行的，故不須執行額外測試。	混凝土護箱及傳送護箱屏蔽製造完成後，各護箱表面會畫格線，並使用適當強度之測試用射源置入護箱，...應於貯存時在護箱上標註高劑量位置，以保護例行維護人員。	依安全分析報告審查意見05-20-086 第 2 次回覆修訂
5.A	5.A-4	本節將分別就傳送護箱、混凝土護箱及密封鋼筒分別敘述其結構及壓力測試之要求。	本節將分別就傳送護箱及密封鋼筒分別敘述其結構及壓力測試之要求。	依安全分析報告審查意見05-21-087 第 1 次回覆修訂
5.A	5.A-4	1.1.2.2 密封鋼筒壓力測試 無 密封鋼筒(含裝載燃料)外殼...要求(如本文第五、(一)節)進行水壓測試。測試壓力為130 psig，至少維持10分鐘。	增補 密封鋼筒外殼於工廠製作完成後...。於測試期間外殼之銲道應無目視可觀察到的滲漏。 密封鋼筒(含裝載燃料)外殼...要求進行水壓測試。水壓測試壓力為130 psig，至少維持10分鐘。	依安全分析報告審查意見05-21-087 第 1 次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見05-30-096 第 2 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 9 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.A	5.A-6~7	1.1.6 中子吸收劑測試	增補 中子吸收劑供應單位須對中子吸收劑進行於1.1.6.4小節中所要求的測試並滿足相關的要求，...將會訂定停留檢查點，以確保品質。	依安全分析報告審查意見05-22-088 第1次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見05-32-098 第2次回覆修訂
5.4	5.4.1-4	無	新增 (十八) 地震記錄儀器 用於記錄貯存場區附近所發生之地震資料，以作為監控研判之用。	依安全分析報告審查意見05-27-093 第2次回覆修訂
5.1	5.1.3-2	(18) 連接氮氣至排水孔，利用壓力10 psig之氮氣沖流密封鋼筒內部，將殘存活性氣體帶出，注意氮氣沖流時出口端氣體溫度可能高達204.4℃ (400°F)。	(18)連接氮氣至排水孔，利用壓力10 psig之氮氣沖流密封鋼筒內部，將殘存活性氣體帶出，注意氮氣沖流時出口端氣體溫度可能高達204.4℃ (400°F)。	依安全分析報告審查意見05-34-100 第2次回覆修訂
5.2	5.2.1-1	(三) 輻射監測 輻射監測方面，...不會有放射性物質外釋，依規定不需要設置監測放射性空浮污染的空氣監測器。	輻射監測方面，...不會有放射性物質外釋。增設貯存期間環境輻射監測設備如下： 1.將增設連續輻射監測站(高壓游離腔輻射偵測器)1站，位於本乾貯設施西北側。 2.已增設連續空浮監測器1站，位於本乾貯設施南側(廠區修配工場後側)。 3.將於本乾貯設施邊界每30公尺增設1站TLD熱發光劑量計偵測站。	依安全分析報告審查意見05-36-102 第3次回覆修訂
5.A	5.A-18	[8] ACI 318..Concrete.", Concrete.", ...October 1995.	[8] ACI 318..Concrete.", Concrete.", ...2008.	依安全分析報告審查意見03-02-043 第1次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 10 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.9	5.9.1-1	NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR System,” Rev. 1.	NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the MAGNASTOR System,” Rev. 2.	自主品保
5.A	5.A-5	1.1.3 洩漏測試 ...，除於表3.1.1-1所列的替代方案外，	...，除於表3.1.1-8所列的替代方案外，	自主品保
5.A	5.A-14	1.1.7 熱測試 ...熱測試...熱測試...	1.1.7 熱移除測試 ... 熱移除測試... 熱移除測試...	自主品保
5.1	5.1.3-5	表 5.1.3-1 運轉限制條件 (LCO 3.1.2) SR 3.1.2.1 確認ISFSI環境 溫度(24小時平均)及混凝土 護箱排氣口平均溫度之 差異不高於40°C。	SR 3.1.2.1 確認ISFSI環境溫 度(連續24小時平均)及混凝土 護箱4個排氣口平均溫度 之差異不高於40°C。	依安全分析報告修正版審查意見項次5回覆修訂
5.2	5.2.1-1	(一)檢視混凝土護箱之熱 移除功能 混凝土護箱通氣出口溫度 監測器配有連續記錄器，每 日仍應定時檢視監測數據 至少一次，確定其符合運轉 限制條件LCO 3.1.2 之規 定，出口溫度與環境溫度 (24小時平均)之溫差需小 於40°C。如發現任何異 狀，.....	(一)檢視混凝土護箱之熱移 除功能 混凝土護箱通氣出口溫度監 測器配有連續記錄器，每日 仍應定時檢視監測數據至少 一次，確定其符合運轉限制 條件LCO 3.1.2 之規定，以確 認環境溫度(連續24 小時平 均)及混凝土護箱4 個排氣 口平均溫度之差異不高於 40°C。如發現任何異狀，.....	依安全分析報告修正版審查意見項次5回覆修訂
5.6	5.6.1-1	1 週期檢查 混凝土護箱通氣出口溫度 監測器配有連續記錄器，每 日仍應定時檢視監測數據 至少一次，出口溫度與環境 溫度(24小時平均)之溫差 需小於40 °C，亦或是每日 以目視方式.....	1 週期檢查 混凝土護箱通氣出口溫度監 測器配有連續記錄器，每日 仍應定時檢視監測數據至少 一次，以確認環境溫度(連續 24 小時平均)及混凝土護箱 4個排氣口平均溫度之差異 不高於40°C，亦或是每日以 目視方式.....	依安全分析報告修正版審查意見項次5回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 11 頁/共 11 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
5.1	5.1.1-6	10.現有廠房樓板結構評估 核二廠用過燃料乾式貯存 進行運貯時，燃料裝載於密 封鋼筒後，再將密封鋼筒裝 於傳送護箱內，並以牽引式 多軸板車進行運送。	10.現有廠房樓板結構評估 核二廠用過燃料乾式貯存進 行運貯時，燃料裝載於密封 鋼筒後，將連同密封鋼筒裝 與傳送護箱內一併並以牽引 式多軸板車進行運送。	自主品保

第六章第一節 臨界安全評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.1	6.1.5-17	表6.1.5-12合併燃料束製造公差的最大反應度 Margin 0.01244	Margin 0.01204	依安全分析報告審查意見 6.1-07-109第2次回覆修訂

第六章第二節 結構評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 17 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施 安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2.B	6.2.B-2	註：密封上蓋材料之降 伏強度與極限強度必須 大於或.....	註：密封上蓋材料若使用 SA336 不銹鋼，其降伏強度 與極限強度必須大於 或.....	依安全分析報告 審查意見 6.2-04-118 第 2 次 回覆修訂
6.2	6.2.6-2	無	新增： 銲接後並通過銲道液體滲 透測試合格之密封鋼筒的 密封性滿足 ANSI N14.5 對 於洩漏率必須低於 2×10^{-7} std cm ³ /sec 的要求，此時的 密封鋼筒已經符合 ISG-15 的要求，則該密封邊 界銲道應視為無洩漏。	依安全分析報告 審查意見 6.2-05-119 第 2 次 回覆修訂
6.2	6.2.6-57	Su=40 ksi	Su=4.0 ksi	依安全分析報告 審查意見 6.2-09-123 第 2 次 回覆修訂
6.2.B	6.2.B-2	頂部/底部聯結插銷組 件(Top/Bottom Connector Pin Assembly)	刪除 頂部/底部聯結插銷組件 (Top/Bottom Connector Pin Assembly) 增加 定位銷(Square Pin) ASME SA696, Grade C 碳鋼 聯結銷孔(Connector Pin) ASME SA696, Grade C 碳鋼	依安全分析報告 審查意見 6.2-22-136 第 2 次 回覆修訂； 依安全分析報告 因應燃料提籃設 計變更所作修訂 頁面資料修正
6.2.B	6.2.B-24	施以 Keeler & Long 抗 熱矽氧烷琺瑯漆(heat- resistant silicone enamel) 或同級品塗料...	施以抗熱矽氧烷琺瑯漆 (PPG silicone enamel) 或同 級品塗料...	依安全分析報告 審查意見 6.2-22-136 第 2 次 回覆修訂
6.2.B	6.2.B-38	此最大水流率是基於密 封鋼筒回注水的熱工水 力分析(thermal hydraulic analyses)計算	此水流率是基於密封鋼筒 回注水的熱工水力分析 (thermal hydraulic analyses) 計算	依安全分析報告 審查意見 6.2-22(19)-136 第 2 次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-91~93	無	新增： G. 爆炸壓力之混凝土護箱傾倒評估 說明 50 加崙油箱爆炸意外對場址之混凝土護箱安全無虞。	依安全分析報告審查意見 6.6-27-229 第 3 次回覆修訂
6.2	6.2.6-100~101	無	新增： 加爆炸壓力之傳送護箱傾倒評估 說明 50 加崙油箱爆炸意外對運送中的傳送護箱無傾倒之虞。	依安全分析報告審查意見 6.6-27-229 第 3 次回覆修訂
6.2	6.2.6-27~28	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-32 ~33		更新熱應力評估之表格數據與內容說明如下：	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-45 ~46	燃料提籃異常事件分析章節	因設計變更，更新燃料提籃異常事件分析章節之表格數據與內容說明	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。				

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-45 ~46 (續前頁)	(續前頁)	(續前頁)	如前頁
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		
6.2	6.2.6-55			依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料 應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-55(續前頁)	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		如前頁
6.2	6.2.6-56	彎角與側邊支撐鋁件底部皆有 76.2 mm (3 in)高的支撐...四分之一支燃料方管(400 lb 涵蓋性重量)的重量。 薄膜應力為： $\sigma_m = \frac{W_{sup}}{A_{sup}} = \frac{96,000}{3.0} = 32.0 \text{ ksi}$ 其中： $W_{sup} = 60 \times (1,200 + 4 \times (0.25 \times 400)) = 96,000 \text{ lb}$ $A_{sup} = 8.0 \times 0.375 = 3.0 \text{ in}^2$ 彎角支撐鋁件的安全係數為： $FS = \frac{0.7S_u}{\sigma_m} = \frac{0.7 \times 67.65}{32.0} = 1.48$ 其中： $S_u = 67.65 \text{ ksi}$ 725°F SA537 Class 1 極限強度	刪除	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2	6.2.6-56~57	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-56~57(續前頁)	(續前頁)	(續前頁)	如前頁
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		
6.2	6.2.6-58~59	燃料方管鉚道部份最大薄膜以及薄膜加上彎矩之應力強度分別為 91.7 MPa (13.3 ksi)及 210.02 kN (30.46 ksi)。鉚道部份薄膜應力安全係數為： $FS = \frac{0.7S_u \times wf}{\sigma}$ $= \frac{0.7 \times 67.65 \times 0.65}{13.3} = 2.31$ 薄膜加彎矩應力安全係數為：	燃料方管鉚道部份最大薄膜以及薄膜加上彎矩之應力強度分別為 92.39 MPa (13.4 ksi)及 206.85 MPa (30.0 ksi)。鉚道部份薄膜應力安全係數為： $FS = \frac{0.7S_u \times wf}{\sigma}$ $= \frac{0.7 \times 67.65 \times 0.65}{13.4} = 2.30$ 薄膜加彎矩應力安全係數為：	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 8 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-58~59(續前頁)	(續前頁) $FS = \frac{0.9S_u \times wf}{\sigma}$ $= \frac{0.9 \times 67.65 \times 0.65}{30.46} = 1.30$	(續前頁) $FS = \frac{0.9S_u \times wf}{\sigma}$ $= \frac{0.9 \times 67.65 \times 0.65}{30.0} = 1.32$	如前頁
6.2	6.2.6-59	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2	6.2.6-61	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 9 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-62	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2	6.2.6-62	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 10 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-63~64	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2	6.2.6-64~67	應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料； 自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 11 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-64~ 67 (續前頁)	(續前頁)	(續前頁)	如前頁
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 12 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-64~67 (續前頁)	(續前頁)	(續前頁)	如前頁
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		
6.2	6.2.6-67~69			依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
		應廠家要求： 本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權， 不予公開。		

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 13 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-67~69	(續前頁)	(續前頁)	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
		<i>應廠家要求：</i> <i>本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，</i> <i>不予公開。</i>		
6.2	6.2.6-72	表 6.2.6.4-3 燃料方管應力強度-混凝土護箱傾倒意外 表 6.2.6.4-4 彎角支撐鉸件之彎角板應力-混凝土護箱傾倒意外 表 6.2.6.4-5 側邊支撐鉸件應力強度-混凝土護箱傾倒意外	因燃料提籃設計變更，重新分析混凝土護箱傾倒意外。修正表 6.2.6.4-3~5 應力值與安全係數，最小安全係數仍維持原來 1.07。	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2.A	6.2.A-1	...。承壓接觸包含兩種負載路徑：一是由聯結插銷傳遞燃料方管與燃料方管間的負載；二是燃料方管承壓接觸部位所傳遞的承壓負載，而剪力負載經由定位銷截面傳遞到定位銷槽內之承壓面上。有關燃料方管彎角內之詳細說明如圖 6.2.A.1-2 所示，...基於保守分析原則，提籃之有限元素分析不考慮摩擦力的作用。	...。承壓接觸包含兩種負載路徑：一是由定位銷(square pin)傳遞燃料方管與燃料方管間的負載，剪力負載經由定位銷截面傳遞到定位銷槽內之承壓面上；二是燃料方管承壓接觸部位所傳遞的承壓負載。	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 14 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2.A	6.2.A-74	這種方式的方管初始位置是相互懸浮而沒有接觸的情況，但方管以水平堆疊方式組裝，因此實際上不會有這種情況發生。此外，燃料提籃頂部與底部兩端之聯結插銷組件，可使方管與方管間保持接觸並限制方管間的任意移動，因分析中忽略了聯結插銷組件的穩定效應，可視為更加保守。	這種方式的方管初始位置是相互懸浮而沒有接觸的情況，但方管以水平堆疊方式組裝，因此實際上不會有這種情況發生。	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2.A	6.2.A-76	LS-DYNA 局部模型之保守性 模型忽略由提籃兩端聯結插銷組件所引起之任何拘束	LS-DYNA 局部模型之保守性 刪除	
6.2.A	6.2.A-79	圖 6.2.A.8-1 <i>Connector Pin Assembly</i> <i>Connector Pin Assembly providing end restraint for fuel tubes</i> <i>Connector Pin Assembly</i>	更新圖 6.2.A.8-1 中之說明 <i>Connector Pin-Tube Slot Connection</i> <i>Connector Pin-Tube Slot Connection</i> <i>Connector Pin-Tube Slot</i>	
6.2.B	6.2.B-7	表 6.2.B.3-2 SA693/SA564, Type 630, 17-4 PH 不銹鋼材料機械性質	因刪除頂部/底部聯結插銷組件材料表，一併刪除表 6.2.B.3-2 內文附表編號依序變更。	依安全分析報告因應燃料提籃設計變更所作修訂頁面資料
6.2	全文	固定板	保護板	自主品保
		縮減因子	折減因子	
		焊接	銲接	
		周長	週長	
		涵蓋性燃料提籃重量	燃料提籃涵蓋重量	
		ANSI/ANS 57.9[4]	刪除 ANSI/ANS 57.9[4] 修改為 NUREG-1536 [31] 並以[35] 取代[4]	

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 15 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.3-5	形成封鋼筒...	形成密封鋼筒...	自主品保
6.2	6.2.6-5	固定環	保護環	自主品保
6.2	6.2.6-13	1 吋	修改為 1 in	自主品保
6.2	6.2.6-27~28 6.2.6-32~34 6.2.6-45~46 6.2.6-57~58	正常操作分析 熱應力評估 (2)燃料提籃異常事件 中子吸收板評估	增加 (以下斜體字部分為 NAC Proprietary Information) (以上斜體字部分為 NAC Proprietary Information) 內容並以斜體字表現	自主品保
6.2	6.2.6-34 6.2.6-79	帶入	修改為代入	自主品保
6.2	6.2.6-31	$A_w = \pi D_s t_w$ $= \pi \times 1.00 \times 0.1875 = 0.59 \text{ in}$ $\tau_{\text{wash}} = \frac{P}{A_w} = \frac{1,800}{0.736} = 2.45$ ksi (16.89 MPa) 其中: $A_w = \pi D_s t_w = 0.736 \text{ in}^2$ $D_s = 1.25 \text{ in}$ 墊圈在鉀件 上之支撐直徑 $t_w = 3/16 \text{ in}$ 墊圈厚度 墊圈安全係數為: $FS = \frac{0.6 S_m}{\tau_{\text{wash}}} = \frac{0.6 \times 16.0}{2.45} = 3.92$	$A_w = \pi D_s t_w$ $= \pi \times 1.00 \times 0.1875 = 0.59 \text{ in}^2$ $\tau_{\text{wash}} = \frac{P}{A_w} = \frac{1,800}{0.617} = 2.92$ ksi (20.13 MPa) 其中: $A_w = D_b t_w = 0.617 \text{ in}^2$ $D_b = 3.248 \text{ in}$ 螺栓頭週長 $t_w = 0.19 \text{ in}$ 墊圈厚度 墊圈安全係數為: $FS = \frac{0.6 S_m}{\tau_{\text{wash}}} = \frac{0.6 \times 16.0}{2.92} = 3.29$	自主品保
6.2	6.2.6-48	0.59 in	0.59 in ²	自主品保
6.2	6.2.6-49	$\tau_{\text{wash}} = \frac{P}{A_w} = \frac{1,800}{0.736} = 2.45 \text{ ksi}$ (16.89 MPa) 其中: $A_w = \pi D_s t_w = 0.736 \text{ in}^2$ $D_s = 1.25 \text{ in}$ 墊圈在鉀件 上之支撐直徑 $t_w = 3/16 \text{ in}$ 墊圈厚度 墊圈安全係數為: $FS = \frac{0.9 S_m}{\tau_{\text{wash}}} = \frac{0.9 \times 16.0}{2.45} = 5.88$	$\tau_{\text{wash}} = \frac{P}{A_w} = \frac{1,800}{0.617} = 2.92$ ksi (20.13 MPa) 其中: $A_w = D_b t_w = 0.617 \text{ in}^2$ $D_b = 3.248 \text{ in}$ 螺栓頭週長 $t_w = 0.19 \text{ in}$ 墊圈厚度 墊圈安全係數為: $FS = \frac{0.9 S_m}{\tau_{\text{wash}}} = \frac{0.9 \times 16.0}{2.92} = 4.93$	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 16 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2	6.2.6-69	應廠家要求：本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，不予公開。		自主品保
6.2	6.2.6-82	200°F之混凝土抗壓強度	350°F之混凝土抗壓強度	
6.2	6.2.6-109	≤400°C(750°F)	<400°C(750°F)	
6.2	6.2.6-109	樑元素材料採用鋁合金護套的密度(0.237 lb/in ³)	樑元素材料採用鋁合金護套的密度(0.237 lb/in ³)	
6.2	6.2.6-110	設定 CONTAC52 的間隙勁度為 1.75E+6 N/mm (106 lb/in)	設定 CONTAC52 的間隙勁度為 1.75E+5 N/mm (1.0E+6 lb/in)	
6.2	6.2.6-113	混凝土基座 2,40,700	混凝土基座 240,700	
6.2.A	6.2.A-2	模擬	模擬	自主品保
6.2.A	6.2.A-3	局部塑性局部模型	局部塑性模型	自主品保
6.2.A	6.2.A-8	圖 6.2.A.1-4 “Wekdment”	改為“Weldment”	自主品保
6.2.A	6.2.A-51	受負載之傳送護箱總重不會超過 1,176.7 kN (120 tons)，分析時保守假設總重為 1,176.7 kN (120 tons)以及增加 10%的動態負載，因此四分之一模型重量為 (1,176.7 × 1.1) / 4 = 323.6 kN。	受負載之傳送護箱總重不會超過 1,067.5 kN (120 tons)，分析時保守假設總重為 1,067.5 kN (120 tons)以及增加 10%的動態負載，因此四分之一模型重量為 (1,067.5 × 1.1)/4=293.6 kN。	自主品保
6.2.A	6.2.A-55	重量 $W_c = 2,425.5$ kn	重量 $W_c = 2,452.5$ kn	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 17 頁/共 17 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.2.A	6.2.A-73	<i>應廠家要求：</i> <i>本部分涉及廠家商業機密，屬其智慧財產權，</i> <i>不予公開。</i> 2. 此局部模型保守忽略方管與支撐鉚件勁度、方管間數個定位銷、以及方管兩端聯結插銷組件等等的效應。……以及另一個軸向位置，因較接近密封鋼筒上蓋加速度增加和密封鋼筒殼體位移減少，……		自主品保
6.2.A	6.2.A-97	……如各燃料方管之間、燃料方管與支撐鉚道之間。提籃兩端之聯結插銷組件使用 COMBIN40 元素建造，其間隙為 0.8 mm，容許方管兩端有相對的側向位移。方管間於每 508 mm 間距……	……如各燃料方管之間、燃料方管與支撐鉚件之間。提籃兩端之聯結銷孔使用 COMBIN40 元素建造，其間隙為 0.8 mm，容許相鄰方管有相對的側向位移。方管間於每 508 mm 間距……	自主品保

第六章第三節 熱傳評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 6 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由	
6.3	6.3.2-2	無	新增註：ASME Code Case N-707的適用性已在2012.6.12由NAC致NRC函中澄清	依安全分析報告審查意見6.3-07-145第2次回覆修訂	
6.3	6.3.2-2	除了溫度之外，由於本系統在完成真空乾燥後作業後會回充額定重量之氬氣至密封鋼筒內壓力達到貯存條件，以利長期貯存之熱傳。因此本系統亦需確保密封鋼筒內部壓力於各種貯存或是傳送階段下，皆不得超過結構分析壓力…	除了溫度之外，由於本系統在完成真空乾燥後作業後將會利用流量質量計回充額定重量之氬氣4.446Kg (minimum)至密封鋼筒內，在實際執行FLUENT CFD 穩態熱流分析時，正常貯存狀況下密封鋼筒在此額定重量氬氣條件(4.446kg)及17kw熱負載下達到穩態時密封鋼筒壓力會達到5.5 atm (79.5psig)，以利長期貯存之熱傳。因此本系統亦需確保密封鋼筒內部壓力於各種貯存或是傳送階段下，皆不得超過結構分析壓力…	依安全分析報告審查意見6.3-08-146第3次回覆修訂	
6.3	6.3.2-3	表6.3.2-1 核二乾貯系統熱流設計條件列表 ² 5年平均最高值為23.4℃。21年平均值更為保守之32℃ ³ (溫度資料由中央氣象局提供，詳見第二章) ⁴ (溫度資料由中央氣象局提供，詳見第二章) ⁵ (溫度資料由中央氣象局提供，詳見第二章)	修改為核二廠廠址附近之環境溫度 ² 5年平均最高值為23.26℃ ²¹ 年平均值更為保守之31.9℃ ³ (發生在1991年淡水，溫度資料...，詳見第二章) ⁴ (發生在2003年台北溫度資料...，詳見第二章) ⁵ (發生在2003年台北溫度資料...，詳見第二章)	依安全分析報告審查意見6.3-11-149第3次回覆修訂	

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 6 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.3	6.3.2-4	無	新增 表6.3.2-2 35 GWD/MTU下熱負載與時間關係表	依安全分析報告審查意見6.3-13-151第3次回覆修訂
6.3	全文	環狀冷卻系統	環狀間隙循環水冷系統	依安全分析報告審查意見6.3-16-154第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.3-022-160第2次回覆修訂
6.3	6.3.5-2	無	新增 圖 6.3.5-2 Washington Public Power BWR/4-6 BWR 燃料軸向歸一化之燃耗剖面圖 圖 6.3.5-3 核二廠 BWR 燃料軸向歸一化之燃耗剖面圖及相關說明	依安全分析報告審查意見6.3-18-156第3次回覆修訂
6.3.	6.3.7-3~ 6.3-7-12	無	新增 (以下斜體字部分包含圖為 NAC Proprietary Information) 圖 6.3.7-1：真空乾燥階段密封鋼筒與傳送護箱溫度分布圖 (Unit: °C)” 圖 6.3.7-2：真空乾燥階段密封鋼筒與傳送護箱溫度分布圖 (Unit: °C)” 圖6.3.7-3：傳送階段時密封鋼筒與傳送護箱溫度分布圖 (Unit: °C) 圖6.3.7-4：正常貯存時之溫度分布圖 圖6.3.7-5：異常貯存時異常高溫與低溫溫度分布圖 圖 6.3.7-6：極高環溫溫度分布圖 圖6.3.7-7：全阻塞事故溫度分布圖 (以上斜體字部分包含圖為NAC Proprietary Information)	依安全分析報告審查意見6.3-19-157第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 6 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.3	6.3.6-10	(3)進氣口全阻塞 本案例主要用以…顯示即使系統在全阻塞事故下達到穩態，各元件溫度仍低於設計限值。此外，…，相關壓力評估細節則於本章三、(六).6節內部壓力評估中詳述。 表6.3.6-8穩態進氣口全阻塞事故下系統各元件最高溫度列表 混凝土護箱元件最高溫度122	(3)進氣口全阻塞 本案例主要用以…顯示系統在全阻塞事故下達到穩態，除混凝土護箱外，其他元件溫度仍低於設計限值，因此混凝土護箱將使用暫態…，以恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態。此外，…，相關壓力評估細節則於本章三、(六).6節內部壓力評估中詳述。 混凝土護箱元件最高溫度修正為223，並增補備註說明。	依安全分析報告審查意見6.3-19-157 第3、5次回覆修訂
6.3	6.3.4-1	無	新增 此分析執行為保守建立在下限密度的基礎上，所計算得知之氦氣平均溫度約為340°F(171°C)，其溫度在表6.2.B.3-17中已有涵蓋。此外上限密度對應之溫度將會相似於下限密度所對應之溫度，因此6.2.B.3-18已涵蓋此區間之所有熱力性質。	依安全分析報告審查意見6.3-20-158 第3次回覆修訂
6.3	6.3.4-2~3	無	新增 表6.3.4-2燃料方管等效熱力性質 表6.3.4-3燃料束等效熱力性質 表6.3.4-4燃料提籃等效熱力性質	依安全分析報告審查意見6.3-21-159 第2次回覆修訂
6.3	6.3.5-3	6.環狀冷卻水進出口採壓力邊界，以提供較保守的冷卻水流量；	6.環狀間隙循環水冷進出口採取自然對流之壓力邊界條件(進出口壓力均設為0 psig)；基於本節所述模型的保守性及保守之熱負載（17 kW），以自然對流所計算出的冷卻水流量可保守地使用於運轉規劃中；	依安全分析報告審查意見6.3-22-160 第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 6 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.3	6.3.5-8	1.利用能量守恆方式進行評估；	修改 1. 利用FLUENT進行評估； 增補 3.輸入熱源分佈為保守假設自TFR底部往上1m處皆保持最大熱通量29.3kW/m ² ； 5.熱通量共施加210秒，隨後將其移除並維持30分鐘的暫態分析；	依安全分析報告審查意見6.3-25-163第3次回覆修訂
6.3	6.3.6-8 6.3.6-9	(2)火災 本案例主要用以評估乾貯系統在傳送期間因為載具油箱中燃油造成火災時，對於系統所造成的影響。…針對傳送護箱外殼體之加熱狀況來評估火災對傳送護箱之影響程度，其評估如下：	(2)火災 本案例主要用以評估乾貯系統在傳送期間因為載具油箱中燃油造成火災時，對於系統所造成的影響。依其評估如下： TFR 的火災熱傳分析以三維對稱…，隨後將其移除並維持30分鐘的熱暫態分析。 新增 圖6.3.6-1三維傳送護箱有限元素暫態分析模式 分析結果顯示，傳送護箱.... 故若發生50加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。 圖6.3.6-2火災事故下NS4FR溫度隨高度之變化圖	依安全分析報告審查意見6.3-25-163第3次回覆修訂
6.3	6.3.3-22	$\frac{\Delta P}{L} = \frac{\mu}{\alpha} V + C \left(\frac{1}{2} \rho V^2 \right)$	$\frac{\Delta P}{L} = \frac{\mu}{\alpha \varepsilon} V + C \left(\frac{1}{2} \rho V^2 \right)$	依安全分析報告審查意見6.3-29-167第3次回覆修訂
6.3	6.3.7-13 6.3.7-14	無	新增 表6.3.7-1設施熱傳分析綜合結果 表6.3.7-2氣體溫度之結果綜合表	依安全分析報告審查意見6.3-31-169第4次回覆修訂
6.3	6.3.2-1~ 2	無	增加 根據NUREG-1536第3.5.1.2節…下列為細骨料及粗骨料可被接受之標準： 一.滿足ASTM C33…之要求。 二.滿足ASTM C150…之要求。 三.已經證實熱膨脹係數…、流紋岩。	依安全分析報告審查意見01-09-009第3次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 6 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.3	6.3.3-1 6.3.3-2	「參數估算模式」 89個 單元(cell)	修改為「係數估算模式」 為89個單元(cell)	自主品保
6.3	6.3.3-3	(b)充氮階段 ...，並回充額定重量之氮氣至密封鋼筒內壓力達到貯存條件。	(b)充氮階段 ...，並回充額定重量之氮氣至密封鋼筒內令壓力達到貯存條件。	自主品保
6.3	全文	「熱傳導係數」	統一修正為「熱傳導度」	自主品保
6.3	6.3.2-2	4. 對於提籃與密封鋼筒之鋼製元件，其溫度限值則依循 ASME Code Section II, Part D[10]、ARMCO [11]、ASME Code Case N-707 [12]以及ASTM Standard[13]；	4. 對於提籃與密封鋼筒之鋼製元件，其溫度限值則依循ASME Code Section II, Part D[10]、ARMCO [11]、ASME Code Case N-707 [註][12]以及ASTM Standard[13]；	依安全分析報告修正版審查意見項次7回覆修訂
6.3	6.3.2-3	表6.3.2-1 核二乾貯系統熱流設計條件列表 ¹ 作業區溫度約為30 °C，保守假設為32 °C (參考行政作業管制，詳見第五章)。 ² 由於台北、基隆及淡水等三地區…每年最高日平均溫度之近21年平均溫度更為保守之31.9°C，做為系統正常周圍溫度(溫度資料由中央氣象局提供，詳見第二章)。 ³ 近21年，台北、基隆及淡水等三地區之最低日平均溫度為6.6 °C… ⁴ 近21年，台北、基隆及淡水等三地區之最高日平均溫度為33 °C… ⁵ 近21年，台北、基隆及淡水等三地區之日最高溫度為38.8 °C…	表6.3.2-1 核二乾貯系統熱流設計條件列表 ¹ 作業區溫度約為30 °C，保守假設為32 °C。 ² 由於台北、基隆及淡水等三地區…每年最高日平均溫度之近28年平均溫度更為保守之32°C，做為系統正常周圍溫度(溫度資料由中央氣象局提供，詳見第二章)。 ³ 近28年，台北、基隆及淡水等三地區之最低日平均溫度為6.6 °C… ⁴ 近28年，台北、基隆及淡水等三地區之最高日平均溫度為33 °C… ⁵ 近28年，台北、基隆及淡水等三地區之日最高溫度為38.8 °C…	依安全分析報告修正版審查意見項次8、10回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 6 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.3	6.3.4-2	(1) 燃料方管等效熱流係數均質化燃料管於沿著…並改變邊界條件進行計算後,即可獲得kzz。	(1) 燃料方管等效熱流係數均質化燃料管於沿著…並改變邊界條件進行計算後,即可獲得kxx。	依安全分析報告修正版審查意見項次9回覆修訂
6.3	6.3.2-5	表6.3.2-2 本設施之材料容許溫度 碳鋼(A36,SA-588, A350 LF2)	表6.3.2-3 本設施之材料容許溫度 碳鋼(A36,A-588, A350 LF2)	依安全分析報告修正版審查意見項次11回覆修訂
6.3	6.3.7-14	無	新增 在混凝土護箱空氣入出口溫度監測方面,考量空氣通道不同堵塞狀況下之分析結果如下表所示來說明。…。本系統以溫差50℃作為設定點,一方面反應可能發生之嚴重阻塞,須及時處理;另一方面因餘裕很大亦充分考慮計算與量測不準度及環境因素之影響。 表6.3.7-1 不同堵塞程度下之溫度趨勢表 空氣通道所能帶走熱量約為總熱量的85%,…,因此其內部元件之溫度也無明顯差異。	依安全分析報告修正版審查意見項次12回覆修訂
6.3	6.3.7-13	表6.3.7-2 設施熱傳分析綜合結果 ¹ 混凝土護箱局部最大溫度為223℃,此為穩態分析結果。全阻塞事故發生下,混凝土護箱在100 小時後將 接近其溫度 限值 (平均 最高溫度 176.6℃), 根據 Ch. 5 的要求,若發現任何阻塞,應立即清除到至少有兩個進口為通暢狀態。	表6.3.7-3 設施熱傳分析綜合結果 ¹ 混凝土護箱局部最大溫度為223℃,此為穩態分析結果。全阻塞事故發生下,混凝土護箱在100 小時後(最高溫度為170℃)將接近其溫度限值(平均最高溫度176.6℃),而根據 Ch. 5 的要求,在全堵塞發生之後100小時內,應清除到至少有兩個進口為通暢狀態,故不會超過其溫度限值。	自主品保

第六章第四節 輻射屏蔽評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 15 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由	
6.4	6.4.7-3	另鄰近乾式貯存場周邊廠界最近5年(95~99)之熱發光劑量計(TLD)環境輻射量測值為 3.5×10^{-2} $\mu\text{Sv/h}$ ~ 8.3×10^{-2} $\mu\text{Sv/h}$ ，.....，扣除自然背景輻射後，估算最近5年(95~99)核能二廠運轉造成廠外民眾的最大個人劑量值為 3.85×10^{-3} mSv/y[35]。因此，在核二乾式貯存系統操作運轉階段，核二廠所有設施...	表6.4.7-5為鄰近乾式貯存場周邊廠界最近5年(95-99)之核子反應器設施放射性液體及氣體排放輻射劑量率評估結果，最大放射性液體及氣體排放輻射劑量率分別為 1.87×10^{-4} mSv/y與 1.21×10^{-3} mSv/y [38]。本公司依「核能設施環測結果民眾劑量評估導則」之評估方法估算最近5年(95-99)核二廠環測結果對廠外民眾個人年輻射劑量最大值為 3.85×10^{-3} mSv/y [38]如表6.4.7-6所示。因此，在核二乾式貯存系統操作運轉階段，核能二廠所有設施...	依安全分析報告審查意見6.4-01-170第2次回覆修訂；依安全分析報告審查意見6.4-15-184第2次回覆修訂	
6.4	6.4.7-17~18	無	新增 表6.4.7-5最近5年核能二廠放射性液體與氣體排放對廠界之輻射劑量率 表6.4.7-6最近5年核二廠環測結果估算對廠外民眾最大個人輻射劑量 內文附表編號依序變更。	依安全分析報告審查意見6.4-01-170第2次回覆修訂；依安全分析報告審查意見6.4-15-184第2次回覆修訂	
6.4	6.4.10-4	38.行政院原子能委員會輻射偵測中心，“台灣地區核能設施環境監測年報，” http://www.trmc.aec.gov.tw/big5/start.htm . 39. “第二核能發電廠環境輻射監測年度報告，” 91~95年.	38. “第二核能發電廠環境輻射監測年度報告，” 95-99年.	依安全分析報告審查意見6.4-01-170第2次回覆修訂	

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.3-1	本系統之屏蔽分析，採用 NUREG-1536 及 NUREG-1567 所建議的 MCNP (Monte Carlo Neutral-Particle Transport Code System) 程式[13-15]	本系統之屏蔽分析，採用 NUREG-1536 及 NUREG-1567 所建議的 MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) 程式[15-17]	依安全分析報告審查意見 6.4-02-171 第2次回覆修訂
6.4	6.4.4-2	由於燃耗相同時，較低的 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度可獲得較硬的能譜與較高的射源強度，因此燃料條件組合1之 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度3.15 wt%，...	由於燃耗相同時，較低的 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度可獲得較硬的燃料中子能譜與較高的燃料中子射源強度，其他結構物經活化後產生之加馬射源強度亦會增加。燃料條件組合1中以 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度3.15 wt%代替3.25 wt%來進行射源項計算，於相同燃料平均燃耗及相同冷卻時間之情況下，中子射源強度增加6.5 %，其他結構物活化射源強度增加2.3 %，衰變熱增加0.05 %，用過核子燃料產生之加馬射源強度僅降低0.33 %，其降低的程度極微，整體射源項強度仍較 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度3.25 wt%-之輻射源項保守。因此燃料條件組合1之 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度3.15 wt%，...	依安全分析報告審查意見 6.4-02-171 第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見 6.4-07-176 第2次回覆修訂
6.4	6.4.4-2	以及其他結構物經活化後所產生的加馬射源。為考慮 60Co 的加馬射源能量，SAS2H/ ORIGEN-S程式輸出之燃料及其他結構物加馬射線能譜並非使用預設的18能群，而是採用 MCBEND 程式[18]的22能量分群，中子能譜亦配合加馬能譜...	以及其他結構物經活化後所產生的加馬射源。其他結構物加馬射線對護箱表面輻射劑量率具相當影響，其主要來源為 ⁶⁰ Co。為考慮 ⁶⁰ Co 的加馬射源能量，SAS2H/ORIGEN-S程式輸出之燃料及其他結構物加馬射線能譜並非使用預設的18能群，而是採用 MCBEND 程式[20]的22能量分群，其能量分群較 SAS2H/ORIGEN-S 程式之預設能群更適合 ⁶⁰ Co產生之加馬射源能量分佈。中子能譜亦配合加馬能譜...	依安全分析報告審查意見 6.4-02-171 第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.4-2	BWR燃料束其他結構物活化計算採用SAS2H/ORIGEN-S中子模型所產生的中子能譜，其他結構物假設為SS304不銹鋼，其 ⁵⁹ Co的雜質含量保守採用1.2 g/kg。	BWR燃料束其他結構物活化計算採用SAS2H/ORIGEN-S中子模型所產生的中子能譜。不銹鋼材料相對於鋁合金材料產生較強之加馬射源[21]，其主要來源為 ⁵⁹ Co雜質活化所產生之 ⁶⁰ Co，因此其他結構物假設為SS304不銹鋼，其 ⁵⁹ Co的雜質含量採用較美國NRC審查標準之0.8 g/kg更保守之1.2 g/kg進行射源項計算[22]。 新增參考文獻21與22，內文參考文獻編號均依序變更。	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂
6.4	6.4.10-1	無	新增參考文獻4、5 4.行政院原子能委員會，“游離輻射防護安全標準，”民國59年7月29日會輻字第0940041080號公佈，民國94年12月30日修正。 5.行政院原子能委員會放射性物料管理局，“放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則，”中華民國92年10月8日會物字第0920026524號令發布全文21條，中華民國97年10月22日修正。 內文參考文獻編號依序變更。	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂
6.4	6.4.10-2 ~3	無	新增參考文獻21、22 21. S. M. Bowman, I. C. Gauld, and J. C. Wagner, “Recommendation on Fuel Parameters Standard Technical Specifications for Fuel Storage Casks,” ORNL/TM-2000/385 (NUREG/CR-6716), March, 2001. 22. U.S. Department of Energy, “Characteristics of Potential Respository Wastes,” Oak Ridge National Laboratory, DOE/RW-0184-R1, Vol. 1, July, 1992. 內文參考文獻編號依序變更。	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.4-5	將上式積分，對BWR燃料之中子射源而言， $r = 1.58459$ ；	將上式積分，對BWR燃料之中子射源而言， $r = 1.58$ ；	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂
6.4	6.4.4-9	表 6.4.4-3 核二廠BWR用過核子燃料束燃料條件組合參數及其射源項	其他結構物加馬射源單位修訂為 $\gamma/s/kg$ 增補 註：燃料條件組合1中， ^{235}U 平均初始鈾濃縮度為3.15 wt%與3.25 wt%計算所得之衰變熱分別為0.1676 kW與0.1674 kW，本報告保守使用0.168 kW。	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-07-176第2次回覆修訂
6.4	6.4.4-12	表 6.4.4-6 其他結構物加馬射源能譜	其他結構物加馬射源單位修訂為 $\gamma/s/kg$	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂
6.4	全文	全文	依審查意見統一輻射劑量率單位為 $\mu Sv/h$ 及 mSv/y 。	依安全分析報告審查意見6.4-02-171第2次回覆修訂
6.4	6.4.2-1	無	新增 當核二乾式貯存系統裝載符合熱負載14.6 kW/護箱之設計基準燃料後，不同屏蔽設計的貯存系統，其平均劑量率皆不可超過下列限值： 1. 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率 $< 15 \mu Sv/h$ ； 2. 混凝土護箱側邊表面輻射劑量率 $< 3 \mu Sv/h$ ； 3. 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率 $< 20 \mu Sv/h$ ； 4. 傳送護箱頂端表面輻射劑量率 $< 3 \times 10^3 \mu Sv/h$ ； 5. 傳送護箱側邊表面輻射劑量率 $< 3 \times 10^3 \mu Sv/h$ 。	依安全分析報告審查意見6.4-03-172第2次回覆修訂； 自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.5-1	(1)混凝土護箱的幾何模型 核二乾式貯存系統之混凝土護箱...以降低輻射劑量率。	增補 核二乾式貯存系統之混凝土護箱...以降低輻射劑量率。另外，為合理抑低工作人員輻射劑量，核二乾式貯存系統設計基準亦增訂護箱表面及空氣進出口輻射劑量率限值，如六、四、(二)節所述。	依安全分析報告審查意見6.4-03-172第2次回覆修訂
6.4	6.4.9-3	表6.4.9-1本節評估結果（熱負載14.6 kW/護箱）與設計基準要求之符合情形	增列 混凝土護箱表面輻射劑量率：頂端<15 $\mu\text{Sv/h}$ 、側邊<3 $\mu\text{Sv/h}$ ；頂端：9.22 $\mu\text{Sv/h}$ 、側邊：1.60 $\mu\text{Sv/h}$ 混凝土護箱空氣進/出口表面之平均輻射劑量率：<20 $\mu\text{Sv/h}$ ；8.93 $\mu\text{Sv/h}$ 傳送護箱表面輻射劑量率：頂端< $3 \times 10^3 \mu\text{Sv/h}$ 、側邊< $3 \times 10^3 \mu\text{Sv/h}$ ；側邊：1,856 $\mu\text{Sv/h}$ 、頂端：2,646 $\mu\text{Sv/h}$	依安全分析報告審查意見6.4-03-172第2次回覆修訂
6.4	6.4.3-1	核二乾式貯存系統...SAS2H/ORIGEN-S 程式[9,10]計算，其程式版本為4.4。 本系統之屏蔽分析...，以及洛斯阿拉摩士國家實驗室所建立的連續能譜截面資料庫（continuous-energy cross section），作為粒子遷移運算時的取樣資料。...本報告之屏蔽分析採用MCNP5版本的程式。	核二乾式貯存系統...SAS2H/ORIGEN-S 程式[9,10]計算，其程式版本為4.4a。 本系統之屏蔽分析...，以及洛斯阿拉摩士國家實驗室所建立的連續能譜截面資料庫（continuous-energy cross section）ENDF/B-VI，作為粒子遷移運算時的取樣資料。...本報告之屏蔽分析採用MCNP5 1.3版本的程式。	依安全分析報告審查意見6.4-23-173第1次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.4-1	本次核二乾式貯存...最大燃料平均燃耗度亦列於表中。相對於建立...計算值作為屏蔽分析結果。表6.4.4-3即列出各燃料條件組合之參數。...用過核子燃料束並獲得較保守之射源項。經SAS2H/ORIGEN-S程式...	增補 本次核二乾式貯存...最大燃料平均燃耗度亦列於表中。在相同²³⁵U平均初始鈾濃縮度條件下，採用平均燃耗度較高之用過核子燃料束可得到較保守之射源項。因此，相對於建立...計算值作為屏蔽分析結果。輻射源項評估時，已考量提升燃料束的功率密度5%，以容納反應器爐心的功率尖峰因素。表6.4.4-3即列出各燃料條件組合之參數。...用過核子燃料束並獲得較保守之射源項。貯存護箱中待運貯用過核子燃料之裝填配置，亦均不會超出設計基準之輻射源項。經SAS2H/ORIGEN-S程式...	依安全分析報告審查意見6.4-05-174第2次回覆修訂
6.4	6.4.7-2 6.4.7-9	其值為 $4.16 \times 10^{-2} \pm 1.86 \times 10^{-3}$ mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。 無	其值為 $4.16 \times 10^{-2} \pm 1.86 \times 10^{-3}$ mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。圖6.4.7-2則為核二乾貯設施至廠界之二維空間輻射劑量率分佈圖。 新增 圖6.4.7-2核二廠貯存設施至廠界二維空間輻射劑量率分佈圖(單位：mSv/y)--內文附圖編號依序變更。	依安全分析報告審查意見6.4-06-175第2次及第3次回覆修訂
6.4	6.4.5-1~ 2	(1)混凝土護箱的幾何模型 主要的變更項目為增加護箱之屏蔽厚度以降低輻射劑量率。 ...，降低混凝土護箱的溫度。密封鋼筒內部所填裝的用過核子燃料束，...	主要的變更項目為增加護箱之屏蔽厚度與護箱空氣出口由直線通道改採階梯式之通道設計，以降低輻射劑量率。 ...，降低混凝土護箱的溫度。空氣出口通道採階梯式設計，空氣進口通道則與MAGNASTOR護箱相同，設置有17跟直立鋼柱作為輻射屏蔽。密封鋼筒內部所填裝的用過核子燃料束，...	依安全分析報告審查意見6.4-10-179第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-18-187第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.5-10	圖6.4.5-3 核二乾式貯存系統之混凝土護箱模型底部空氣進口幾何模型示意圖(單位：inch/mm)	增補 直立鋼柱之標示。	依安全分析報告審查意見6.4-10-179第2次回覆修訂
6.4	6.4.5-6	因此將護箱視為黑體而非實體護箱的模型設定對廠界輻射劑量率計算結果的影響實可忽略[19]。圖6.4.5-8與圖6.4.5-9即顯示以2×10護箱陣列配置驗證NAC-CASC程式針對護箱配置整體計算時，黑體假設對廠界劑量的影響。由圖中可知使用黑體模型設定對廠界劑量計算的影響極低。	因此將護箱視為黑體而非實體護箱的模型設定對廠界輻射劑量率計算結果的影響極微[19]。圖6.4.5-8與圖6.4.5-9即顯示以2×10護箱陣列配置驗證NAC-CASC程式針對護箱配置整體計算時，分別於護箱陣列短邊及長邊方向使用黑體假設對不同距離廠界輻射劑量的影響。圖中標示前排護箱權重設為0之曲線即代表使用黑體假設對廠界輻射劑量率之計算結果，權重設為1之曲線則為未使用黑體假設之計算結果。由圖中可知，後排護箱對廠界輻射劑量率之貢獻遠低於前排護箱，而黑體假設使用與否所計算之廠界輻射劑量率曲線相當接近。此外，核二乾貯屏蔽分析所使用之射源項已採取保守之燃料條件組合進行計算，評估時混凝土護箱幾何模型亦較實際值略微保守，因此使用黑體模型設定對整體廠界輻射劑量計算之保守性影響極低。	依安全分析報告審查意見6.4-13-182第2次回覆修訂
6.4	6.4.5-6	最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心約150 m，本報告以較保守之107.25 m進行輻射劑量率評估。	最近廠界（舊基金公路）距離貯存設施中心107.25 m，為本計畫進行廠界輻射劑量率評估之距離。	依安全分析報告審查意見6.4-14-183第2次回覆修訂
6.4	6.4.7-1	混凝土護箱中心軸之間距為5.25 m，貯存設施中心點與廠界（舊基金公路）最近距離約150 m。	混凝土護箱中心軸之間距為5.25 m，貯存設施中心點與廠界（舊基金公路）最近距離為107.25 m。	依安全分析報告審查意見6.4-14-183第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 8 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.7-14 6.4.7-15 6.4.7-16	表6.4.7-1貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率(平均燃耗35,000 MWD/MTU) 表6.4.7-2貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率(平均燃耗34,000 MWD/MTU) 表6.4.7-3貯存設施對廠界、圍籬及最近工作處之偵測點輻射劑量率(平均燃耗29,000 MWD/MTU) 註：偵測點12、14~17為廠界處之輻射劑量率	增列 相對誤差(%)欄位 修訂註1及增補註2 註1：偵測點10~17為廠界處之輻射劑量率 註2：相對誤差為考量MCNP與NAC-CASC兩程式誤差後之綜合不確定度	依安全分析報告審查意見6.4-14-183第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-17-186第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-18-187第2次回覆修訂
6.4	6.4.7-17	表6.4.7-4傳送護箱對100 m處之輻射劑量率(密封鋼筒無水、未設置銲接用屏蔽板)	增列 相對誤差(%)欄位 增補 註：相對誤差為考量MCNP與NAC-CASC兩程式誤差後之綜合不確定度	依安全分析報告審查意見6.4-14-183第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-17-186第2次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-18-187第2次回覆修訂
6.4	6.4.7-2~3	密封鋼筒表面β-γ粒子與α粒子的殘留污染限值雖分別為370 Bq/100 cm ² 與37 Bq/100 cm ² ，	密封鋼筒表面β-γ粒子與α粒子的殘留污染限值雖分別為180 Bq/100 cm ² 與1 Bq/100 cm ² ，	依安全分析報告審查意見6.4-16-185第2次回覆修訂
6.4	6.4.7-2	表6.4.4-1中平均燃耗度35,000 MWD/MTU、...分別如表6.4.7-1至表6.4.7-3所示，	表6.4.4-3中平均燃耗度35,000 MWD/MTU、...分別如表6.4.7-1至表6.4.7-3所示，	依安全分析報告審查意見6.4-17-186第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 9 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.7-2	核二廠用過核子燃料貯存場27組混凝土護箱對108.7 m處之廠界年有效劑量最高為平均燃耗度34,000 MWD/MTU之燃料條件組合所造成，為4.16×10^{-2} mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。 ...，傳送護箱最大廠界輻射劑量率由平均燃耗度34,000 MWD/MTU、^{235}U平均初始鈾濃縮度2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成，為0.399 $\mu\text{Sv/h}$。而傳送護箱自反應廠房運出至密封鋼筒傳入混凝土護箱止，依表6.4.8-9與表6.4.8-10共計需13小時。另保守假設一年內完成27組護箱裝載，則此期間對100 m廠界個人有效劑量值為$0.399 \times 13 \times 27 = 140 \mu\text{Sv}$ (0.14 mSv)，低於設計準則所要求之0.5 mSv。	核二廠用過核子燃料貯存場27組混凝土護箱對107.25 m處之廠界年有效劑量最高為平均燃耗度34,000 MWD/MTU之燃料條件組合所造成，若考慮95 %可信度之標準差，其值為$4.16 \times 10^{-2} \pm 1.86 \times 10^{-3}$ mSv/y，符合核二廠貯存場之廠界劑量限值要求。圖6.4.7-2則為核二乾貯設施至廠界之二維空間輻射劑量率分佈圖。 ...，傳送護箱最大廠界輻射劑量率由平均燃耗度34,000 MWD/MTU、^{235}U平均初始鈾濃縮度2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成，考慮95 %可信度之標準差，其值為$0.399 \pm 0.00974 \mu\text{Sv/h}$。 核二乾貯設施於傳送階段，傳送護箱自反應廠房運出至密封鋼筒傳入混凝土護箱為止，依表6.4.8-9與表6.4.8-10共計需13小時。另保守假設一年內完成27組護箱裝載，則此期間對100 m廠界個人有效劑量值為$0.399 \times 13 \times 27 = 140 \mu\text{Sv}$ (考慮95 %可信度之標準差，為$1.40 \times 10^{-1} \pm 3.42 \times 10^{-3}$ mSv)，低於設計準則所要求之0.5 mSv。	依安全分析報告審查意見6.4-17-186第3次回覆修訂； 依安全分析報告審查意見6.4-20-189第2次回覆修訂； 自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 10 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.7-11	圖 6.4.7-4 混凝土護箱頂端表面輻射劑量率分佈情形(燃料條件組合：平均燃耗 34,000 MWD/MTU、 ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間 20 年)	修訂橫座標。	依安全分析報告審查意見 6.4-23-192 第 3 次回覆修訂
6.4	6.4.3-1	SCALE 程式及是由美國橡樹嶺國家實驗室....所發展	SCALE 程式即是由美國橡樹嶺國家實驗室....所發展	自主品保
6.4	6.4.4-4	²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 1.8 wt% ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 0.70 wt%	²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 1.76 wt% ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度 0.71 wt%	自主品保
6.4	6.4.4-8	表 6.4.4-2 核二乾式貯存待運貯之用過核子燃料束， ²³⁵ U 平均初始鈾濃縮度及其最大燃料平均燃耗度	修訂最大燃料平均燃耗仟分位標點	自主品保
6.4	6.4.7-3	另外，經評估後，貯存場周邊內圍籬處之輻射劑量率為 0.224 μSv/h	另外，經評估後，貯存設施對貯存場周邊內圍籬處造成之輻射劑量率為 0.224 μSv/h	自主品保
6.4	6.4.7-7	傳送護箱底部將裸露，其正下方中心點離 1 m 之最大輻射劑量率為 3909 μSv/h。	傳送護箱底部將裸露，其正下方中心點離 1 m 之最大輻射劑量率為 3,950 μSv/h。	自主品保
6.4	6.4.7-7	三人共可能接受 $3.909 \times 3 \times 0.5 = 5.864 \times 10^{-3}$ man-Sv，個人劑量則約為 1.955 mSv。	三人共可能接受 $3.950 \times 3 \times 0.5 = 5.925 \times 10^{-3}$ man-Sv，個人劑量則約為 1.955 mSv。	自主品保
6.4	6.4.7-7	集體有效劑量約為 $3.909 \times 10 \times 0.5 = 1.9545 \times 10^{-2}$ man-Sv，	集體有效劑量約為 $3.950 \times 10 \times 0.5 = 1.975 \times 10^{-2}$ man-Sv，	自主品保
6.4	6.4.7-7	推估 100 m (保守假設最近之距離) 外民眾之輻射劑量率約為 $3.909 / (100)^2 = 0.3909 \mu\text{Sv/h}$	推估 100 m (保守假設最近之距離) 外民眾之輻射劑量率約為 $3.950 / (100)^2 = 0.395 \mu\text{Sv/h}$	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 11 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.7-7	則 將 造 成 $0.0003909 \times 24 \times 10 = 0.09382$ mSv之劑量；	則將造成 $0.000395 \times 24 \times 10 = 0.0948$ mSv之劑量；	自主品保
6.4	6.4.7-12~13	圖6.4.7-4設置銲接用屏蔽板，密封鋼筒內部無水時傳送護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形(燃料條件組合：平均燃耗34,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度2.84 wt%、冷卻時間20年) 圖6.4.7-5密封鋼筒內部無水時，有無設置銲接用屏蔽板傳送護箱頂端表面輻射劑量率分佈的比較(燃料條件組合：平均燃耗29,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度2.19 wt%、冷卻時間20年)	圖6.4.7-5設置銲接用屏蔽板，密封鋼筒內部無水時傳送護箱側邊表面輻射劑量率分佈情形(燃料條件組合：平均燃耗34,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度2.84 wt%、冷卻時間20年) 圖6.4.7-6密封鋼筒內部無水時，有無設置銲接用屏蔽板傳送護箱頂端表面輻射劑量率分佈的比較(燃料條件組合：平均燃耗29,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度2.19 wt%、冷卻時間20年) 修訂縱軸劑量率座標	自主品保
6.4	6.4.7-23	表6.4.7-11裝載14.6 kW/護箱熱負載條件BWR用過核子燃料之核二乾式貯存系統，密封鋼筒內部無水、未使用銲接用屏蔽板時傳送護箱表面最大輻射劑量率(續) 表面總劑量率8135	表面總劑量率8.135	自主品保
6.4	6.4.8-1	...，以傳送護箱內之密封鋼筒為內部有水與內部無水，或有使用銲接用臨時屏蔽等四種模式	...，以傳送護箱內之密封鋼筒為內部有水與內部無水，或有使用與未使用銲接用臨時屏蔽等四種模式，	自主品保
6.4	6.4.9-1	密封鋼筒頂端之表面最大輻射劑量率為 $2.646 \mu\text{Sv/h}$ ，	傳送護箱頂端之表面最大輻射劑量率為 $2,646 \mu\text{Sv/h}$ ，	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 12 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.9-2	對於前往處理之工作人員個人劑量會有 1.955 mSv，低於年劑量限值50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為0.09382 mSv，	對於前往處理之工作人員個人劑量會有 1.975 mSv，低於年劑量限值50 mSv。對於廠界民眾造成之劑量為0.0948 mSv，	自主品保
6.4	6.4.9-3	表6.4.9-1 傳送護箱：0.09382 mSv	傳送護箱：0.0948 mSv	自主品保
6.4	6.4.9-3	表6.4.9-1	圍籬及最近工作處輻射劑量率單位由μSv/y修訂為μSv/h	自主品保
6.4	6.4.7-4 6.4.7-5	傳送護箱側邊最大輻射劑量率主要由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成，...、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項造成。而傳送護箱頂端及底端...鈾濃縮度2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成。	傳送護箱側邊最大輻射劑量率主要由平均燃耗度 34,000 MWD/MTU、235U平均初始鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成(主要為燃料中子之貢獻)，...、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項造成(主要為燃料加馬之貢獻)。而傳送護箱頂端及底端...鈾濃縮度 2.84 wt%、冷卻時間20年之燃料條件組合產生之射源項所造成(主要為其他結構物活化加馬之貢獻)。	自主品保
6.4	6.4.7-6 6.4.7-7	無	新增 混凝土護箱發生假設傾倒意外事故時，工作人員及廠界民眾輻射劑量率評估	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 13 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.5-6	...。圖中標示前排護箱權重設為0之曲線即代表使用黑體假設對廠界輻射劑量率之計算結果，權重設為1之曲線則為未使用黑體假設之計算結果。由圖中可知...	...。兩圖中標示前排護箱權重設為0(front row importance 0)之曲線即代表使用黑體假設對廠界輻射劑量率之計算結果，權重設為1(front row importance 1)之曲線則為未使用黑體假設之計算結果；而標示後排貢獻(back row contribution)之曲線表示其計算結果僅為後排護箱對廠界偵測點造成之輻射劑量率貢獻，標示整體(total)之曲線為護箱全體對廠界偵測點造成之輻射劑量率。因此圖6.4.5-8與圖6.4.5-9中四條曲線分別代表護箱全體或僅後排護箱，在前排護箱使用黑體假設與否的情況下，對廠界偵測點造成之輻射劑量率。由圖中可知...	依安全分析報告修正版審查意見項次16-1回覆修訂
6.4	6.4.7-2	，...核二廠用過核子燃料貯存場27組混凝土護箱對107.25 m處之廠界年有效劑量最高為平均燃耗度34,000 MWD/MTU之燃料條件組合所造成，若考慮95 %可信度之標準差，其值為 $4.16 \times 10^{-2} \pm 1.86 \times 10^{-3}$ mSv/y，...	，...核二廠用過核子燃料貯存場27組混凝土護箱對107.25 m處之廠界年有效劑量最高為平均燃耗度34,000 MWD/MTU之燃料條件組合所造成，若考慮95 %可信度之標準差以及保守評估黑體假設之影響，其值為 $4.58 \times 10^{-2} \pm 2.05 \times 10^{-3}$ mSv/y，...	依安全分析報告修正版審查意見項次16-3回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 14 頁/共 15 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.9-1	(九)結語 本節的屏蔽分析結果，證實核二乾式貯存系統對14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，可使27組貯存護箱對最近廠界（舊基金公路）所造成的年有效劑量降至 4.16×10^{-2} mSv/y，低於 5.0×10^{-2} mSv/y的設計準則要求。	本節的屏蔽分析結果，證實核二乾式貯存系統對14.6 kW/護箱熱負載設計基準燃料條件，可使27組貯存護箱對最近廠界（舊基金公路）所造成的年有效劑量降至 4.58×10^{-2} mSv/y，低於 5.0×10^{-2} mSv/y的設計準則要求。	依安全分析報告修正版審查意見項次16-3回覆修訂
6.4	6.4.9-3	表 6.4.9-1 本節評估結果(熱負載14.6 kW/護箱)與設計基準要求之符合情形 27組貯存護箱對最近廠界(舊基金公路)所造成的年有效劑量 本節評估結果： 4.16×10^{-2} mSv/y 核二廠所有設施(含核二乾式貯存系統)對廠界的個人年有效劑量本節評估結果： 4.545×10^{-2} mSv/y	4.58×10^{-2} mSv/y 4.965×10^{-2} mSv/y	依安全分析報告修正版審查意見項次16-3回覆修訂
6.4	6.4.8-1	(八)工作人員劑量 ...。各階段人員數目與工作時間係依乾貯全程主要作業作保守性概估，由於未來用過核子燃料裝載時，預計熱負載較本評估報告為低，以及實際工作時間將可隨經驗累積有效縮短之情形下，實際工作人員劑量將較本報告之評估結果為低。本工作人員劑量評估係採較保守性概估，將於在運貯時，依試運轉之結果再修訂。	...。各階段人員數目與工作時間係參考NAC 公司MAGNASTOR乾式貯存系統資料作保守性概估，未來本公司將依乾貯試運轉經驗回饋再修訂。	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 15 頁/共 15 頁

章節	頁次	103.04送審之安全分析報告 修正版原文內容	變更內容	變更理由
6.4	6.4.7-17	表6.4.7-5 最近5年核能二廠 放射性液體與氣體排放對廠 界之輻射劑量率 96年份液體排放 7.60E-05	8.16E-05	自主品保
6.4	6.4.7-18	表6.4.7-6 最近5年核二廠環 測結果估算對廠外民眾最大 個人輻射劑量 96年份年劑量值 2.43E-03	2.85E-03	自主品保
6.4	6.4.4-1	...針對本次核二乾式貯存帶 運貯之用過核子燃料束的五 種 ²³⁵ U平均初始鈾濃縮度...	...針對本次核二乾式貯存 待運貯之用過核子燃料束 的五種 ²³⁵ U平均初始鈾濃 縮度...	自主品保

第六章第五節 密封評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.5	6.5.1-4	銲道如有缺陷，該缺陷需依據ASME Code Section III, NB-4450 [10]之規定修復...	銲道如有缺陷(以PT為例，相關缺陷定義於ASME Code Section III, NB-5350中)，該缺陷需依據ASME Code Section III, NB-4450 [10]之規定修復...	依安全分析報告審查意見6.5-04-196 第2次回覆修訂
6.5	6.5.2-1~2	有了此一嚴格的洩漏標準規範，ISG-5 [9]也說明不須做放射性物質洩漏之計算。	有了此一嚴格的洩漏標準規範，ISG-5 [9]也說明，... d.洩漏分析需說明密封鋼筒內的惰性環境在貯存期間內可以被維持。	依安全分析報告審查意見6.5-05-197 第2次與第3次回覆修訂
6.5	6.5.2-2	密封邊界銲道分析須考量應力折損率0.8	密封邊界銲道分析須考量材料容許強度的80%	依安全分析報告審查意見6.5-06-198 第2次回覆修訂
6.5	6.5.1-4	密封鋼筒外殼軸向及周向銲道與底板銲道除了上述各項檢查與檢測之外，需再施以氦氣洩漏測試。該洩漏	製造工廠內，密封鋼筒外殼軸向及周向銲道與底板銲道除了上述各項檢查與檢測之外，需再施以水壓測試與氦氣洩漏測試。水壓測試須符合ASME Section III NB-6000的要求，而該氦氣洩漏...	依安全分析報告審查意見6.5-07-199 第1次回覆修訂
6.5	6.5.1-6	圖6.5.1-1 密封鋼筒密封邊界	圖6.5.1-1 密封鋼筒密封邊界 增補相關組立圖局部放大圖	依安全分析報告審查意見6.5-08-200 第2次回覆修訂

第六章第六節 異常狀況、意外事件及天然災害事件之安全評估

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 7 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	103/12/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.5-1~3	參考文獻1~31	參考文獻1~29 文獻編寫格式統一及刪除不必要之文獻	依安全分析報告審查意見6.6-14-216第2次回覆修訂
6.6	6.6.2-4	進氣口半阻塞事故下，...大約會接觸到 0.01727 mSv/h的輻射劑量率...故全部劑量為0.01727 mSv/h × 2人× 1小時× 4 (貯存護箱) = 0.13816 man-mSv，平均個人劑量為 0.06908 mSv，仍遠低於個人年劑量限制值(50 mSv)。	進氣口半阻塞事故下，...大約會接觸到 17.27 μSv/h的輻射劑量率...故全部劑量為17.27 μSv/h × 2人× 1小時× 4 (貯存護箱) = 138.16 man-μSv，平均個人劑量為 69.08 μSv，仍遠低於個人年劑量限制值(50 mSv = 50000 μSv)。	依安全分析報告審查意見6.6-21-223第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-27	(5) 輻射影響 進氣口全阻塞事故下，...大約會接觸到 0.01727 mSv/hr的輻射劑量率...故清理每個全堵塞進氣口之總人-劑量為0.01727 mSv/h × 2小時× 2人× 4(貯存護箱) = 0.27632 mSv，即每個工作人員接受0.13816 mSv。按此值仍遠低於工作人員年劑量限值 (50 mSv)。	(5) 輻射影響 進氣口全阻塞事故下，...大約會接觸到17.27 μSv/hr的輻射劑量率...故清理每個全堵塞進氣口之總人-劑量為17.27 mSv/h × 2小時× 2人× 4(貯存護箱) = 276.32 μSv，即每個工作人員接受138.16 μSv。按此值仍遠低於工作人員年劑量限值 (50 mSv = 50000 μSv)。	依安全分析報告審查意見6.6-21-223第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-2	本事故的分析包括密封鋼筒最大.....，100%燃料破損造成的內壓上升僅約為53 psig，遠低於意外條件下的設計內壓250 psig。	本事故的分析包括密封鋼筒最大.....，100%燃料破損造成的內壓僅為132.5 psig，遠低於意外條件下的設計內壓250 psig。	依安全分析報告審查意見6.6-23-225第1次回覆修訂
6.6	6.6.3-3	(3) 分析與結果 因此，在誤裝新燃料的事件下，並無不利影響。	因此，在誤裝新燃料的事件下，並不致引起臨界事故。	依安全分析報告審查意見6.6-26-228第1次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 2 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.3-4	由此可見，...因此安全無虞。分析結果詳見本章二、(六).4小節。	由此可見，....因此安全無虞。 此外，考慮50加侖油箱距離2m處爆炸震波壓力對傳送護箱及混凝土護箱的影響。分析結果顯示，傳送護箱及混凝土護箱抵抗傾倒的安全係數分別為1.88及3.36。以上分析結果詳見本章二、(六).4小節。	依安全分析報告審查意見6.6-27-229第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-6 6.6.3-7	(3) 分析與結果 分析方法同本章六、(二).1小節.....最大拉應力為0.7 MPa (0.10 ksi)，對應的安全係數為2.10。	(3) 分析與結果 ●火災對混凝土護箱的影響 經過現地探勘與調查，...，經評估對於乾式貯存設施不造成影響[21]。 ●火災對傳送護箱的影響 考量內含50加侖油料之油箱洩漏引發火災，...，因此實際火災造成的溫度將遠低於計算值。	依安全分析報告審查意見6.6-28-230第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-20	無	新增： 混凝土護箱若需要更換，可以先吊運TFR至混凝土護箱上方，...，因此，劑量與運轉時相同。	依安全分析報告審查意見6.6-29-231第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-10	6. 地震 本節評估當地震發生時，...，不會發生傾倒。	6. 地震 本節評估當地震發生時，...。分析所使用的地震之最大水平加速度為0.88g，垂直為0.78g。...，不會發生傾倒。	依安全分析報告審查意見6.6-30-232第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-1	本節主要在描述貯存或操作時意外事件的分析，分析項目計有13項，包含：... (7)洪水...(13)飛機撞擊機率評估等。	本節主要在描述貯存或操作時意外事件的分析，分析項目計有13項，包含：... (7)洪水與海嘯...(13)飛機撞擊機率評估等。	依安全分析報告審查意見6.6-31-233第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 3 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.3-12	7. 洪水 設計基準是假設洪水狀況為深15.24 m (50 ft)、流速4.6 m/s (15 ft/s)，...，其分析詳見本章六、(三).11節。	7. 洪水與海嘯 洪水設計基準是假設洪水狀況為深15.24 m (50 ft)、流速4.6 m/s (15 ft/s)，...。海嘯設計基準高程為10.28m，而核二乾式貯存設施場址之高程為12.3m，...，用以涵蓋其它不確定性因素。...，其分析詳見本章六、(三).12節。	依安全分析報告審查意見6.6-31-233第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-13	無	新增 若保守以最小護箱重量以及最大受洪面積，且保守.....。足以對抗16.28 m高的海嘯衝擊。	依安全分析報告審查意見6.6-31-233第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-14	可由雷擊發生時...得知電流進出點。多數電廠附近，設有...設施。	可由雷擊發生時...得知電流進出點。	依安全分析報告審查意見6.6-32-234第2次回覆修訂
6.6	6.6.3-23	(5) 輻射影響 混凝土護箱傾倒為.....，故無輻射影響。	(5) 輻射影響 本計畫所設計之護箱不會發生傾倒。...，由MCNP程式計算結果顯示：...。 ●傾倒事故前處理 工作人員所受的輻射劑量，...不會有個人一次超過50 mSv劑量限制之情事發生。 ●傾倒事故後處理 後處理程序則為將傾倒的護箱扶正，...故亦不會有個人一次超過50 mSv劑量限制之情事發生。	依安全分析報告審查意見6.6-34-236第2、3次回覆修訂
6.6	6.6.3-25	(5) 輻射影響 傳送護箱傾倒為一不符合力學原理.....，故無輻射影響。	(5) 輻射影響 假設傳送護箱傾倒，此時傳送護箱底部將裸露，...個人劑量則約為1.955 mSv，低於年劑量限值50 mSv。	依安全分析報告審查意見6.6-36-238第2次回覆修訂

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 4 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.3-25	當傳送護箱與多軸油壓板車發生傾倒時，應先將防倒系統卸除，....	當傳送護箱與多軸油壓板車發生傾倒時，吊車最遲應於24小時內到達現場，先將防倒系統卸除，....	依安全分析報告審查意見6.2-02-116第3次回覆修訂
6.6	6.6.3-27	雖經分析，...完全移除。而藉由對...事故再度發生。	此狀況會在24小時內發現，並於事故發生後100小時內清除進、出氣口堵塞物，以恢復混凝土護箱熱移除系統至可用狀態。而藉由對...事故再度發生。	依安全分析報告審查意見6.3-19-157第2次回覆修訂
6.6	6.6.1-2	13. 飛機撞擊評估	13. 飛機撞擊	自主品保
6.6	6.6.1-2	若豪雨...，其影響亦可被護箱進口氣堵塞...。	若豪雨...，其影響亦可被護箱進口氣堵塞...。	自主品保
6.6	6.6.2-1	本節主要在...，分別為貯存時周圍溫度異常、混凝土護箱進口氣口半堵塞、...	本節主要在...，分別為貯存時周圍溫度異常、混凝土護箱進口氣口一半堵塞、...	自主品保
6.6	6.6.2-3	雖然發生機率不高，...等因素而造半阻塞。	雖然發生機率不高，...等因素而造成半阻塞。	自主品保
6.6	6.6.2-3	分析所得到的各組件最高溫度列於6.6.2-1表，...	分析所得到的各組件最高溫度列於表6.6.2-1，...	自主品保
6.6	6.6.2-4	根據估計，...，保守使用14.6 kW載狀況分析	根據估計，...，保守使用14.6 kW負載狀況分析	自主品保
6.6	6.6.2-5	本章二、(六).3節中，已詳細列出.....，最小的安全係數分別為1.27及2.08。	本章二、(六).3節中，已詳細列出.....，最小的安全係數分別為1.27及1.87。	自主品保
6.6	6.6.2-7 6.6.3-12 6.6.4-1	進氣口完全堵塞係本章六、(三).11之內容	進氣口完全堵塞係本章六、(三).12之內容	自主品保
6.6	6.6.3-1	(9)颱風及颱風投射物撞擊	(9)颱風及颱風投射物	自主品保
6.6	6.6.3-2, 10	有限元軟體	有限元素軟體	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 5 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.3-2, 11,19,27	(4)矯正措施	(4)矯正行動	自主品保
6.6	6.6.3-4	3. 爆炸	3. 爆炸意外	自主品保
6.6	6.6.3-9	大小為 140.0 MPa (20.0 ksi)，對應的安全係數為 2.70。混凝土最大壓應力為 12.46 MPa (1.78 ksi)，對應的安全係數為 1.46；最大拉應力為 0.7 MPa (0.10 ksi)，對應的安全係數為 2.10。	大小為 137.9 MPa (20.0 ksi)，對應的安全係數為 2.70。混凝土最大壓應力為 13.65 MPa (1.98 ksi)，對應的安全係數為 1.31；最大拉應力為 0.7 MPa (0.10 ksi)，對應的安全係數為 2.07。	自主品保
6.6	6.6.3-10	6. 地震 本節評估當地震...造成混凝土護箱的傾倒的可能性。評估結果顯示，...	6. 地震 本節評估當地震...造成混凝土護箱傾倒的可能性。分析所使用的地震之最大水平加速度為 0.88g，垂直為 0.78g。評估結果顯示，...	自主品保
6.6	6.6.3-10	(1) 肇因 地表震運動	(1) 肇因 地表運動	自主品保
6.6	6.6.3-14	雖然雷擊的瞬間電流強大，但是由於持續的時間相短暫，而且混凝土導電性很差，再加體積龐大，...	雖然雷擊的瞬間電流強大，但是由於持續的時間相當短暫，而且混凝土導電性很差，再加上體積龐大，...	自主品保
6.6	6.6.3-14	最大閃電...，連續電流為 2 s 內通過 2 kAmp [3]。	最大閃電...，連續電流為 2 s 內通過 2 kAmp [14]。	自主品保
6.6	6.6.3-18	●混凝土護箱外殼局部損傷預測 (穿透式投射物) 此部分使用 NNS 5-940.1[11]...。由於護箱混凝土外殼殼厚達 101.6 cm (40 in)，因此安全係數為 1.6。	●混凝土護箱外殼局部損傷預測 (穿透式投射物) 此部分使用 NNS 5-940.1[11]...。由於護箱混凝土外殼殼厚達 101.6 cm (40 in)，因此安全係數為 2.3。	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 6 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.3-19	●混凝土護箱整體損傷預測(高動能投射物) 護箱抵抗傾倒的安全係數為13.1 ●風力與投射物撞擊聯合作用(高動能投射物) 混凝土護箱抵抗傾倒的安全係數為3.11 ●護箱混凝土外殼的局部剪力強度(高動能投射物) 混凝土護箱抵抗撞擊的安全係數為2.15	●混凝土護箱整體損傷預測 (高動能投射物) 護箱抵抗傾倒的安全係數為13.0 ●風力與投射物撞擊聯合作用 (高動能投射物) 混凝土護箱抵抗傾倒的安全係數為3.1 ●護箱混凝土外殼的局部剪力強度(高動能投射物) 混凝土護箱抵抗撞擊的安全係數為1.88	自主品保
6.6	6.6.3-19	(4) 矯正行動 檢察	檢查	自主品保
6.6	6.6.3-20	...可被先上述的徑向劑量率所涵蓋。	...可被上述的徑向劑量率所涵蓋。	自主品保
6.6	6.6.3-21, 24	設計計準	設計基準	自主品保
6.6	6.6.3-21, 24	密封鋼筒、及提籃	密封鋼筒及提籃	自主品保
6.6	6.6.3-26	。分析時保守使用32 °C作為輸入條件，用以評估達到燃料護套、燃料提籃...	。分析時保守使用32 °C作為輸入條件，用以評估燃料護套、燃料提籃...	自主品保
6.6	6.6.3-26	。此外，在利用計算所得密封鋼筒內部氣體之平均溫度進行內部壓力計算後發現，...	。此外，在利用計算所得密封鋼筒內部氣體之平均溫度進行內部壓力計算後發現，...	自主品保
6.6	6.6.3-29	10CFR100	10 CFR 100	自主品保
6.6	6.6.3-30	表6.6.3-3 燃料提籃重要組件應力與安全係數	1. 應力單位改 SI 制 2. 安全係數及名詞修改成與 6.2 一致	自主品保

【 文件修訂紀錄表(續) 】

第 7 頁/共 7 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.4-1	在意外事故方面，本節共評估了...、傳送護箱傾倒、混凝土護箱進出氣口完全堵塞、以及飛機撞擊等七種意外事故。	在意外事故方面，本節共評估了...混凝土護箱傾倒、傳送護箱傾倒、混凝土護箱進出氣口完全堵塞，以及飛機撞擊等八種意外事故。	自主品保
6.6	6.6.4-2	本節共評估了最大預期環境溫度、地震事件、洪水、雷擊、以及颱風...	本節共評估了最大預期環境溫度、地震事件、洪水、雷擊，以及颱風...	自主品保
6.6	6.6.4-2	。分析結果顯示，無論適應力...	。分析結果顯示，無論是適應力...	自主品保
6.6	6.6.4-2	...，四根固定樁能有效的防止混凝土護箱滑動，...	...，四根固定樁能有效地防止混凝土護箱滑動，...	自主品保
6.6	6.6.2-3	燃料護套的最高溫度保守假設等同燃料提籃的最高溫度。	保守假設燃料提籃的最高溫度等同燃料護套的最高溫度。	自主品保
6.6	6.6.3-1 6.6.3-26 6.6.4-1	進出氣口	進氣口	自主品保
6.6	6.6.3-7	故可推測若發生50加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。	故若發生50加侖油箱火災，對運貯設施不會有不利之影響。	自主品保
6.6	6.6.4-1	在意外壓力方面，100%燃料破損造成的內壓僅上升53psig，...，評估結果顯示，在全堵塞發生之後，即便系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃及混凝土護箱相關組件最高穩態溫度仍低於設計限制值。在飛機撞擊意外事故方面，透過機率分析結果顯示...	在意外壓力方面，100%燃料破損造成的內壓僅上升53psig，...，評估結果顯示，在全堵塞發生之後，即便系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃之最高穩態溫度仍低於設計限制值。在飛機撞擊意外事故方面，透過機率分析結果顯示...	自主品保

【 文件修訂對照表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	106/8/4
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由	
6.6	6.6.1-3		惡劣氣候乾貯作業期間，若預期會有颱風、狂風、豪雨、閃電等惡劣氣候狀況，將全面停止運貯相關活動，並依576.1核二廠防颱作業程序書、576.1核二廠防颱作業程序書、113.1各類事件立即通報作業程序、113.2異常事件書面報告作業程序，以及113.3災害(事故)緊急處理程序等規定，進行相關處理作業與通報。於天氣改善後，並進行相關作業場所之巡查。	依據106年6月8日物管局臨時管制會議要求，新增惡劣氣候之相關因應。	

【 文件修訂對照表 】

第 1 頁/共 2 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	107/3/16
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.1-2	(2)意外事件種類 1.意外壓力 2.誤裝新燃料 3.爆炸意外 4.火災意外 5.最大預期環境溫度 6.地震事件 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	(2)意外事件種類 1.意外壓力 2.誤裝新燃料 3.爆炸意外 4.火災意外 5.最大預期環境溫度 6.地震事件 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 14.火山活動	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充火山活動造成意外事件之評估。
6.6	6.6.3-30	無	新增意外事件種類中有關火山活動之天然災害造成貯存設施安全之分析評估資料。	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充火山活動造成意外事件之評估。

【 文件修訂對照表(續) 】

第 2 頁/共 2 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
6.6	6.6.4-2	在天然災害方面，本節共評估了最大預期環境溫度、地震事件、洪水、雷擊，以及颱風及颱風投射物撞擊等五種天然災害。	在天然災害方面，本節共評估了最大預期環境溫度、地震事件、洪水、雷擊、颱風及颱風投射物撞擊， <u>以及火山活動等六種天然災害。</u>	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充火山活動造成意外事件之評估。
6.6	6.6.4-2	無	<u>火山活動意外事故方面，評估結果顯示，假設在火山灰造成混凝土護箱進氣口全堵塞之情況，即便貯存系統在事故下達到穩態，燃料護套、燃料提籃之最高穩態溫度仍低於設計限制值。</u>	依據107年3月5日物管局臨時管制會議要求，補充火山活動造成意外事件之評估。

第七章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
7.1	7.1-3	貯存場外屬監測區；俟正式運轉前，將再依實際輻射劑量	貯存場外屬監測區；俟正式營運前，將再依實際輻射劑量	依安全分析報告審查意見 07-01-246 第 2 次回覆修訂
7.1	7.1-7	(6)傳送護箱及密封鋼筒外表面污染...，實施廠房內裝載作業之權宜行動。	刪除	依安全分析報告審查意見 07-02-247 第 2 次回覆修訂
7.1	7.1-8	(2) 以用過核子燃料貯存設施為中心，設置適當數量熱發光劑量計（TLD）（含加馬及中子輻射監測）...	(2) 以用過核子燃料貯存設施為中心，設置適當數量熱發光劑量計（TLD）（加馬）...	依安全分析報告審查意見 07-07-252 第 1 次回覆修訂

第八章 消防防護計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
8.1	8.1-1~2	無	增列 1.消防隊編組 2.任務分工 3.緊急應變組織	依安全分析報告審查意見 08-01-255 第 2 次回覆修訂
圖 8.1.1-1	8.1-4	圖 8.1.1-1 核二廠消防工作組織 防火消防管理人員 1.消防班：26 人 2.緊急消防隊：48 人	圖 8.1.1-1 核二廠消防工作組織 防火消防管理人員 1.消防班：34 人 2.緊急消防隊：39 人	
8.4	8.4-1	(1)消防班：每天 24 小時分四班三輪值制；每輪值 6 人。 (2)緊急消防隊：緊急指揮中心成立時召集 48 人。	(1)消防班：每天 24 小時分為 5 班制(日班 4 名，一、二、三值各 8、6、8 名，空班 8 名)。 (2)緊急消防隊：39 人。	
8.4	8.4-1	(1)消防水箱車一輛：水箱容量 10,000 L 一輛。 (2)多效能化學消防車一輛：泡沫容量 120 L、水箱容量 2,000 L。 (3)消防器材車一部。 (4)指揮吉普車一部。 (5)消防工程車一部。	(1)消防水庫車二輛：水箱容量分別為 12,000L 及 10,000L。 (2)多效能化學消防車二輛：其中一輛泡沫容量為 3,000L/水箱容量為 7,000L，另一輛泡沫容量為 120L/水箱容量為 2,000L。 (3)消防器材車一部。 (4)指揮車一部。 (5)消防工程車一部。	
8.2	8.2-4~5	(二) 火災模擬計算工具 以下將說明本案所採用之火災分析軟體。 1. FDS 2. ALOHA	(二) 火災及爆炸模擬計算工具 以下將說明本案所採用之火災及爆炸分析軟體。 1. FDS (版本 5.6.3) 2. ALOHA (版本 5.4.1.2)	依安全分析報告審查意見 08-02-256 第 1、2 次回覆修訂
8.2	8.2-7	5. FLACS FLACS 是 GexCon (CMR / CMI) 公司自 1980 年基於計算流體力學技術整合國際油氣單位與相關法規單位，...	刪除	

第九章 保安計畫及料帳管理計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 2 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
9.1	9.1-1	無	新增 內圍籬高度：250 cm(含刺線架) 外圍籬高度：150 cm 隔離帶寬度：6 m (20 feet) 內外圍籬之間鋪30 cm厚的碎石級配。	依安全分析報告審查意見09-03-264 第2次及第3次回覆修訂
9.1	9.1-1	(2) 圍籬內採用自動點滅開關照明，其照度並符合CNS標準。	(2) 圍籬內採用自動點滅開關照明，圍籬一隔離帶及設施內平均照度為259 lux(Mini 86 lux, Max 444 lux)，...設有全功能球型攝影機(day)/全天候夜視鏡頭(night)(採SPD鏡頭具有自動增益控制及自動白色平衡功能)。	
9.1	9.1-2	2.入侵偵測及警報監視系統 入侵偵測及警報監視系統主要監視鄰近道路及圍籬狀況。... A. 裝置入侵警報偵測系統，利用電子偵測器經常監測保護區非法破壞，以保持週界之完整。	2. 入侵偵測及警報監視系統 入侵偵測及警報監視系統主要監視貯存場、鄰近道路及圍籬狀況。... A. 裝置入侵警報偵測系統(紅外線偵測及拉力感知並輔以CCTV監視)，利用電子偵測器經常監測保護區非法破壞，以保持週界之完整。	
9.1	9.1-3	(1) 主警衛室設有警報器，俾於緊急時迅速通報核二廠保安監控中心及政風課。	(1) 主警衛室設有警報器，俾於緊急時迅速通報核二廠保安監控中心。	自主品保
9.1	9.1-3	(2) 核二廠警衛均備有脅迫警報裝備，遇有緊急狀況可迅速向主警衛室及保安監控中心示警。	(2) 核二廠警衛崗亭備有脅迫警報裝備，遇有緊急狀況可迅速向主警衛室及保安監控中心示警。	自主品保

【 文件修訂對照表(續) 】

第 2 頁/共 2 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
9.2	9.2-2	另若原能會要求...決定一或二號機優先進行。	刪除	自主品保

第十章 品質保證計畫

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告	修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
附錄 10.A	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)	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 (三版)(台灣電力公司)	自主品保
附錄 10.B	10.B	Project Quality Assurance Manual & Plan Prepared for the Taiwan Power Company Kuosheng Independent Spent Fuel Storage Installation Project (Rev 2) (NAC International)	Project Quality Assurance Manual & Plan Prepared for the Taiwan Power Company Kuosheng Independent Spent Fuel Storage Installation Project (Rev 3) (NAC International)	自主品保
附錄 10.C	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)	核二廠用過核子燃料乾式貯存設施一座專案品保手冊 (三版)(俊鼎公司)	自主品保

第十一章 除役初步規劃

【 文件修訂紀錄表 】

第 1 頁/共 1 頁

文件名稱		核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告		修訂日期	102/10/01
章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由	
11.1	11-1	本設施之設計壽命為50年，本公司將俟我國用過核子燃料處理方案及政策確定後，亦或待國際區域合作機制簽署完成，再行決定採行處理方式；無論國際區域合作、再處理或送往最終處置場進行最終處置場，均是本設施除役的時機。	本設施之設計壽命為50年，本公司將於貯存設施運轉執照期滿或決定永久停止運轉時，依我國「放射性廢料管理方針」對用過核子燃料處理方案及政策，執行除役工作；無論國際區域合作、再處理或送往最終處置場進行最終處置場，均是本設施除役的時機。	依安全分析報告審查意見11-01-272 第2次回覆修訂	
11.3	11-1	三、除役準則 本設施之設計符合10 CFR 72.130.... ；以及(3)放射性廢棄物及污染材料容易拆除等設計要求。	三、除役準則 本設施之設計符合10 CFR 72.130.... ；以及(3)放射性廢棄物及污染材料容易拆除等設計要求。並依物管法第23條之規定，於貯存設施永久停止運轉後15年完成設施之除役。	依安全分析報告審查意見11-01-273 第1次回覆修訂	
11.4	11-2	無	新增 依本報告第三章一、(九)節之設計分析結果，混凝土護箱之碳鋼內襯、導引柵(standoffs)、混凝土、基板、鋼筋等組件受活化的量非常少。... 故廢棄物產生數量金屬為： (19.2+30.7)*27=1347.3MT; 混凝土為：152.3*27=4112.1MT	依安全分析報告審查意見11-03-274 第2次回覆修訂	

【 文件修訂對照表(續) 】

第 2 頁/共 2 頁

章節	頁次	原文內容	變更內容	變更理由
11.6	11-3	(一)設施綜合概述 (二)除役目標及工作時程 ... (十一)意外事件應變方案	(一)設施綜合概述 (二)設施系統、設備、組件與材料之放射性活度調查方法及初步評估結果... (十四) 除役期間預期之意外事件安全分析及應變方案	依安全分析報告 審查意見 11-04-275 第 2 次 回覆修訂