

第一章審查意見

編號	01-01-001	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S01	1.1	1.1-1	結案
第 1 次審查意見						
請說明已全部退出爐心之 GE 8X8、ANF8X8、ANF92、SPC9B 與 SPC10 燃料束的數量、冷卻時間範圍及其每束產生之最大的熱功率的範圍。						
第 1 次審查意見答復說明						
1.GE8x8、ANF8x8、ANF92、SPC9B、SPC10 等六種燃料型式，係為核二廠所使用之核子燃料，詳如本章第一節說明。						
2.本章第二.(二).2(1)節說明本案規劃貯存之用過核子燃料型式為 GE8x8-2 和 ANF8x8-2，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。更詳盡之待貯存燃料特性請參閱本報告第三章、一.(一).1 節待貯存用過核子燃料介紹及表 3.1.1-3 之說明。						
第 2 次審查意見						
表 3.1.1-3 有本案規劃貯存之 GE8X8-2 和 ANF8X8-2 相關資料。但是，第一章宜提供本意見所提之已退出爐心用過核子燃料束的一般資料，以助於了解本案對於用過核子燃料中期貯存的助益之程度。請補充說明，並請提供安全分析報告修正內容。						
第 2 次審查意見答復說明						
核二廠兩部機組之所有退出燃料的燃料型式、數量、退出時間、及最大燃耗等資料如下所示。並依審查意見於安全分析報告中增補說明，如附件 01-01-B。						
核二廠一號機用過核子燃料退出數量統計表						
統計至：101.10.05						
週期	退出日期	退出數目	燃料型式	用過燃料池 累積數目	退出燃耗 MWD/MT	

1	1983/07	212		GE8X8	212	<13000
2	1984/10	156		GE8X8	368	<22000
3	1985/10	216		GE8X8	584	<27000
4	1987/03	192		GE8X8	776	<30000
5	1988/04	192	190	GE8X8	968	<32000
			2	ANF8X8		
6	1989/10	215	26	GE8X8	1183	<35000
			189	ANF8X8		
7	1991/02	132		ANF8X8	1315	<33000
8	1992/05	200		ANF8X8	1515	<35000
9	1993/09	172		ANF8X8	1687	<35000
10	1994/11	132		ANF8X8	1819	<35000
11	1996/01	169		ANF8X8	1988	<36000
12	1997/04	224		ANF92	2212	<40000
13	1998/11	220		ANF92	2432	<37000
14	2000/03	196		ANF92 SPC9B	2628	<41000
15	2001/09	184		SPC9B	2812	<44000
16	2003/03	192		SPC9B SPC10	3004	<46000
17	2004/09	152		SPC9B	3156	<45000
18	2006/03	160		SPC9B A-10	3316	<47000
19	2007/09	172		A-10	3488	<49000
20	2009/3	180		A-10	3668	<51000
21	2010/10	160		A-10	3828	<52000
22	2012/03	196		A-10	4024	<52000

註：週期 1～10 屬本案運貯範圍。

核二廠二號機用過核子燃料退出數量統計表

統計至：101.10.05

週期	退出日期	退出數目		燃料型式	用過燃料池 累積數目	退出燃耗 MWD/MTU
1	1984/05	212		GE8X8	212	<13000
2	1985/06	156		GE8X8	368	<22000
3	1986/06	184		GE8X8	552	<28000
4	1987/11	248		GE8X8	800	<31000
5	1989/05	224	192	GE8X8	1024	<33000
			32	ANF8X8		
6	1990/11	160		ANF8X8	1184	<35000

7	1992/01	144	ANF8X8	1328	<34000
8	1993/02	160	ANF8X8	1488	<34000
9	1994/04	200	ANF8X8	1688	<35000
10	1995/09	164	ANF8X8	1852	<36000
11	1996/12	188	ANF8X8 ANF92	2040	<37000
12	1998/04	220	ANF92	2260	<38000
13	1999/11	196	ANF92	2456	<40000
14	2001/04	220	ANF92 SPC9B	2676	<41000
15	2002/10	164	SPC9B	2840	<46000
16	2004/03	188	SPC9B	3028	<44000
17	2005/10	164	SPC9B	3192	<46000
18	2007/03	184	SPC9B A-10	3376	<47000
19	2008/11	160	A-10	3536	<50000
20	2010/03	180	A-10	3716	<50000
21	2011/10	156	A-10	3872	<51000

註：週期 1~9 屬本案運貯範圍。

第 3 次審查意見

同意答復。

編 號	01-02-002	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		綜 合	F05	1.1	1.1-2	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
核二廠乾式貯存計畫預計裝載 27 只護箱，請問一號機與二號機各規劃裝載多少只護箱之用過核子燃料。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
台電公司暫規劃一號機裝載 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，屆時依實際狀況作修訂。						
第 2 次 審 查 意 見						

同意答復，請詳述於安全分析報告，並請提供安全分析報告修正內容。
第 2 次審查意見答復說明
已依審查意見於安全分析報增補說明，如附件 01-02-B。
第 3 次審查意見
同意答復。

編 號	01-03-003	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S01	1.1	1.1-2	結案
第 1 次 審 查 意 見						
台電公司“設置一套符合國內外法規、安全可靠的乾式貯存系統”，此處有關國外法規的部分宜更具體說明。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1.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。						
2.本案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(NRC)審查通過並核准使用，證號為 Docket No. 72-1031，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。						
第 2 次 審 查 意 見						
同意答復，相關說明請詳述於安全分析報告，並請提供安全分析報告修正內容。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明						

已依審查意見於安全分析報增補說明，如附件 01-03-B。

第 3 次審查意見

同意答復。

編號	01-04-004	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S01/S03/F17	1.1	1.1-7	結案
第 1 次審查意見						
1.請檢討「(三)引用法規與設計準則」一節所使用的相關規範的版次與編排，倘若完全沒有於核二廠乾式貯存安全分析報告的引用的規範請移除，以免造成對法規依據認定產生疑義(舉例而言，美國核管會 24 項 ISG 僅有少數幾項被引用，但本安全分析報告幾乎全部列為參考規範並不恰當。另 ISG 常進行修正補充、修訂或廢止，因此請於本文引用 ISG 的地方，加註版次，俾利辨識。) 2.列舉本節之意見如下，請全面檢討本報告所引用的法規與設計準則： (1)第 1-29 項我國法規部分格式不統一：1-20 項有引號，21-25 項無引號；10,11,13,20,21 項法規冠上「中華民國」，其他則沒有；缺乏立法之主管機關。 (2)英文法規部分，研擬方式請依據第三章參考文獻的寫法(p3.3-1)。 (3)第 26 項：為台電公司內部的法規，似不宜列為引用的法規之一。 (4)第 41 項：RG 1.31 標題為 Control of Ferrite Content in Stainless Steel Weld Metal，請修正。 (5)第 43 項：RG 1.38 已於 09/09/2010 被 NRC 撤銷，請確認。 (6)第 44 項：RG 1.54 標題為 Service Level I, II, and III Protective Coatings Applied to Nuclear Power Plants，請修正。 (7)第 50 項：RG 3.41 已於 04/04/1986 被 NRC 撤銷，請刪除。 (8)第 52 項：RG 3.50 標題為 Standard Format and Content for a License Application To Store Spent Fuel and High-Level Radioactive Waste，請修						

正。

(9)第 55 項：RG 3.60 標題為 Design of an Independent Spent Fuel Storage Installation (Dry Storage)，請修正。

(10)第 59 項：RG 7.10 標題為 Establishing Quality Assurance Programs for Packaging Used in Transport of Radioactive Material，請修正。

(11)第 77 項：採用 2005 年版，但最新版為 2011 年版

(12)第 78 項：ANSI B30.9 法規名稱為「Slings」

(13)第 79 項：採用 2004 年版，但最新版為 2009 年版

(14)第 83 項：ANSI N16.1 法規名稱為「Nuclear Criticality Safety in Operations」

(15)第 86 項：採用 1995 年版，但最新版為 2011 年版

(16)第 87 項：本項經查於 2010 年撤銷 (http://www.new.ans.org/store/i_240185/r_a)。

(17)第 92 項：標題為 Specification for Carbon Steel Electrodes and Rods for Gas Shielded Arc Welding

(18)第 97 項：標題為 Specification for Consumable Inserts

(19)缺 ASTM B733-SC3(無電鍍鎳)之規定(p3.1.1-6)

(20)缺 ASME B30.16 之規定(p3.1.3-2)

(21)缺 ASME NUM-1 之規定(p3.1.3-2)

(22)缺 NUREG/CR-6407(品質分級) 之規定(p3.1.5-1)

(23)缺 ASTM C750-03 Type 3 之規定(p5.A-13)

(24)缺 IAEA INFCIRC/225 rev.5 文獻

第 1 次審查意見答復說明

1.將依審查意見移除未引用之規範。

2.

(1) 將依審查意見修改。

- (2) 將依審查意見修改。
- (3) 將依審查意見刪除。
- (4) 將依審查意見修正。
- (5) 將依審查意見刪除。RG 1.38, “Quality Assurance Requirements for Packing, Shipping, Receiving, Storage and Handling of Items for Water Cooled Nuclear Power Plants,” 於 2010 年 9 月 9 日撤消，改以 ASME NQA-1 取代。因本案品保規定必須符合 ASME NQA-1，故認為刪除 RG 1.38 不會影響本安全分析報告。
- (6) 將依審查意見修正。
- (7) 將依審查意見刪除。美國核管會於 1986 年 4 月 4 日撤消 RG 3.41, “Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials at Fuels and Materials Facilities.” 改以 RG 3.4, Rev. 2 (published 3/1986), “Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials at Fuels and Materials Facilities,” 取代之。然 RG 3.4, Rev. 2 於 1998 年 9 月又被 RG 3.71 (dated 09/1998), “Nuclear Criticality Safety in Operations with Fissionable Materials at Fuels and Materials Facilities,” 取代之。RG 3.71 內容為美國核管會表達接受 ASNI/ANS-8 制定之相關 Nuclear Criticality Safety Standards。因本案已直接挑選 ASNI/ANS-8 制定之相關標準 ANSI/ANS 8.17, "Criticality Safety Criteria for the Handling, Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors," 與 ANSI/ANS 8.21, “Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities outside Reactors,” 為準則，故認為將依審查意見刪除不會影響本安全分析報告。
- (8) 將依審查意見修正。
- (9) 將依審查意見修正。
- (10) 將依審查意見修正。
- (11) 本報告並未引用第 77 項法規，將予以刪除。
- (12) 將依審查意見修正。
- (13) 將依審查意見修正。

(14) 將依審查意見修正。

(15) 將修訂為 ANSI/ANS-8.21-1995 (R2011)。

(16) 修訂為 ANSI/ANS 57.9-1992，說明如下：

(A) NUREG-1536 Rev.1 仍引用 ANSI/ANS 57.9，且 NRC 目前尚無修改通知。

(B) ANSI 以行政措施抽除 ANSI/ANS 57.9-2010，並不影響業界對於負載組合的評估作業。經洽詢，ANSI 表示因為 ANSI/ANS 57.9 Re-affirmation 委員會未能在既定的時程內完成 ANSI/ANS 57.9-2010 版本的 re-affirmation 作業予完整說明，所以以行政程序 withdraw ANSI 57.9-2000。

(17) 將依審查意見修正。

(18) 將依審查意見修正。

(19) 將依審查意見增列 ASTM B733-SC3。

(20) 將依審查意見增列 ASME B30.16

(21) 將依審查意見增列 ASME NUM-1。

(22) 將依審查意見增列 NUREG/CR-6407。

(23) 將依審查意見增列 ASTM C750-2009。

(24) 因本公司針對核二乾式貯存設施設計係採美規，故 Physical Protection 係依據 10 CFR 72, 10 CFR 73, 及 NUREG-1619 相關規定辦理，其結果可符合 IAEA INFCIRC/225 之精神。

第 2 次審查意見

1. 第 1 項同意答復。

2. 第 2 項之(3)、(7)、(16)、(24)小項外，其餘同意答復。

3. 第(3)項原提出之「台電公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」內部規定刪除後，是否有替代法規？

4. 第(7)項(RG 3.41)依據答復說明，本案已直接挑選 ASNI/ANS-8 制定之相關標準 ANSI/ANS 8.17, "Criticality Safety Criteria for the Handling,

Storage, and Transportation of LWR Fuel Outside Reactors,"與 ANSI/ANS 8.21, "Use of Fixed Neutron Absorbers in Nuclear Facilities outside Reactors," 為準則，請將兩項列為設計準則。

5. 第(16)項(ANSI/ANS 57.9)：

(A) NUREG-1536 rev1 已引用 ANSI/ANS 57.9-2000 年版(詳見 Appendix A Consolidated References)

(B) ANSI/ANS 57.9 已於 2010 撤銷，請說明對本案之影響，並提出替代或因應方案。

6. 第(24)項，請將 IAEA INFCIRC/225 rev.5 列為引用法規設計準則。

第 2 次審查意見答復說明

3. 經查本章第一、(三)節引用法規及設計準則第 148 項 American Society for Non-destructive Testing, SNT-TC-1A(如附件 01-04-B)可涵蓋「台灣電力公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」之要求，故依審查意見刪除「台灣電力公司非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」不會影響本安全分析報告。

4. 已將 ANSI/ANS 8.17 及 ANSI/ANS 8.21 等兩項列為設計準則，請參閱本章第一、(三)節引用法規及設計準則第 77 項及第 84 項(如附件 01-04-B)。

5. 已依審查意見刪除 ANSI/ANS 57.9，並修訂本安全分析報告(如附件 01-04-B)。本案係引用 ANSI/ANS 57.9 規範中之負載組合作為乾貯設施結構評估之依據，經查 NUREG-1536 Rev.1 (2010) Table 3-3 (Load Combinations for Steel and Reinforced Concrete Non-Confinement Structures)對於負載組合有詳細之說明，內容與原 ANSI/ANS 57.9 一致，故認為刪除 ANSI/ANS 57.9 不會影響本安全分析報告。

6. 已依審查意見將 IAEA INFCIRC/225, "Nuclear Security Recommendations On Physical Protection Of Nuclear Material And Nuclear Facilities" rev.5, 2011 列為引用法規設計準則。

7. 已依審查意見於安全分析報修訂及增補相關內容，如附件 01-04-B。

第 3 次審查意見

請再確認安全分析報告中註明所引用法規與設計準則之版次，及是否引用於安全分析報告。

第 3 次審查意見答復說明

已依審查意見執行再確認，並修訂安全分析報相關內容，如附件 01-04-C。

第 4 次審查意見

同意答復。

編號	01-05-005	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S01/S06	1.2	1.2-1	結案
第 1 次審查意見						
用過核燃料廠外運送，必須符合放射性物質安全運送規則之規定，此傳送護箱必須取得乙型包件的執照」。經查 MAGNASTOR 護箱系統並未申請與取得運送容器執照，因此建議刪除第 1.2-1 頁第 10 行，「密封鋼筒亦符合廠外運送之需求」及第 13 行「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」。						
第 1 次審查意見答復說明						
1.本案傳送護箱(Transfer Cask)僅限使用於廠內之運送。						
2.將依審查意見刪除相關文字。						
第 2 次審查意見						
同意答復，並請提供安全分析報告修正內容。						
第 2 次審查意見答復說明						
已依審查意見修訂安全分析報相關內容，如附件 01-05-B。						
第 3 次審查意見						
同意答復。						

編 號	01-06-006	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		綜 合	F05	1.2	1.2-2	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
請於本節說明計畫場址面積、水土保持計畫面積、及基座面積之大小。						
第 1 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
1.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。						
2.將依審查意見增補於本報告第一章。						
第 2 次 審 查 意 見						
同意答復，並請提供安全分析報告修正內容。						
第 2 次 審 查 意 見 答 復 說 明						
已依審查意見於安全分析報增補說明，如附件 01-06-B。						
第 3 次 審 查 意 見						
同意答復。						

編 號	01-07-007	分 組	審 查 代 碼	章 節	頁 碼	狀 態
		綜 合	S04	1.2	1.2-2	結 案
第 1 次 審 查 意 見						
第 17 行「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。」，關於國外相關法規標準，宜說明與主管機關指定國家標準的關係，並應以一體採用為原則而非選擇性採用的關係，以符合國內法規需求。						

第 1 次審查意見答復說明	
1.依我國放射性物料管理法第十七條之規定：放射性廢棄物貯存設施之興建，應符合相關國際公約之規定。 2.本案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，且已獲得美國核能管制委員會(NRC)審查通過並核准使用，證號為 Docket No. 72-1031，故相關法規標準係參照美國之法規。	
第 2 次審查意見	
同意答復。	

編 號	01-08-008	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S03	1.2	1.2-2~ 1.2-6	結案
第 1 次審查意見						
第 1.A-1 頁對照表中，導則明確要求列出「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」。可是在本分析報告的對應節次中卻完全沒有提及。請補充或說明。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. 「護箱吊昇高度限制」係指使用一般吊車，萬一發生吊車失靈造成護箱墜落時，經分析結果密封鋼筒仍能保持結構完整性之高度。本案執行傳送護箱(內含已裝載之密封鋼筒)吊舉時，所使用之吊具為耐單一功能失靈吊車(single-failure-proof crane)，依 NUREG-0612 無須考慮墜落之分析，故無傳送護箱吊昇高度之限制。另因本案無混凝土護箱之吊舉作業，故亦無吊昇高度之限制。						
2.本章有關「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」係屬系統之設計基準，各項詳細限值已說明於本報告第三章「表 3.1.1-4 本系統主要設計基準及接受準則」中。依本報告之撰寫原則，此處係以參引方式說明，如本章第二.(二).2 使用限制條件.(2)貯存系統主要設計基準之說明。						

第 2 次審查意見	
1. 第 1 項同意答復。 2. 第 2 項表 3.1.1-4 並無混凝土護箱與傳送護箱的表面劑量率之最大限值，請補充或說明，餘同意答復，並請提供安全分析報告修正內容。	
第 2 次審查意見答復說明	
已依審查意見於安全分析報增補說明，如附件 01-08-B。	
第 3 次審查意見	
同意答復。	

編 號	01-09-009	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	F05	1.2	1.2-4	結案
第 1 次審查意見						
「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℃ (200°F)，局部最高溫低於 149℃ (300°F)之限制條件。」一語與 NAC 公司的 MAGNASTOR 安全分析報告的設計基準(p2.1-2)不一致，請澄清。 依據 MAGNASTOR SAR：Concrete temperature Normal conditions ≤ 150°F (bulk)(換算為 65.5℃)；≤200°F(local) (換算為 93.3℃)						
第 1 次審查意見答復說明						
本案溫度限值係引用 NUREG-1567 (如表 6.3.2-2 所示) 及 NUREG-1536 之溫度限值進行設定為 93.3℃ 與 149℃。同 MAGNASTOR 安全分析報告第 4 章表 4.1-2 Maximum Allowable Material Temperatures(p4.1-6)之規定。 MAGNASTOR FSAR p2.1-2 為誤植，並於改版時修訂與 p4.1-6 一致。						
第 2 次審查意見						

1. NUREG-1536 第 3.5.1.2 章「Structural Design Criteria and Design Features」
(2) Applicable Codes and Standards 針對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)之限制條件規定如下，請完整引述於安全分析報告。

If concrete temperatures of general or local areas exceed 93°C (200°F) but would not exceed 149°C (300°F), no tests to prove capability for elevated temperatures or reduction of concrete strength are required if Type II cement is used and aggregates are selected which are acceptable for concrete in this temperature range. The following criteria for fine and coarse aggregates are acceptable:

- 1) Satisfy ASTM C33, ("Standard Specification for Concrete Aggregates") requirements and other requirements referenced in ACI 349 for aggregates.
- 2) Satisfy ASTM C150, ("Standard Specification for Portland Cement") requirements and other requirements referenced in ACI 349 for cement.
- 3) Have demonstrated a coefficient of thermal expansion (tangent in temperature range of 20°C to 38°C [70°F to 100°F]) no greater than 11×10^{-6} mm/mm/°C (6×10^{-6} in./in./°F), or be one of the following minerals: limestone, dolomite, marble, basalt, granite, gabbro, or rhyolite.

2. 請說明正常操作條件之溫度對於混凝土護箱之強度及品質的影響。

第 2 次審查意見答復說明

1. 已依審查意見將下述文字，增補於安全分析報第六章第三.(二)節中，如附件 6.3-14-B。

根據 NUREG-1536 第 3.5.1.2 節「Structural Design Criteria and Design Features」中提到，當混凝土整體或局部溫度超過 93°C 但未達 149°C 時，若採用 Type II 水泥且其選取之骨料符合下述所列者，則不須試驗以證明溫度對混凝土強度之折減效果。下列為細骨料及粗骨料可被接受之標準：

- 一. 滿足 ASTM C33(混凝土骨料標準規範)中引用之 ACI 349 的要求
- 二. 滿足 ASTM C150(Portland 水泥標準規範) 中引用之 ACI 349 的要求
- 三. 已經證實熱膨脹係數(溫度範圍 20°C to 38°C [70°F to 100°F])不大於 11×10^{-6} mm/mm/°C (6×10^{-6} in./in./°F)，或以下礦物質：石灰石、白雲石、大理石、玄武岩、花崗岩、輝長岩、流紋岩。

2. 混凝土護箱之熱傳評估結果，正常狀況(環境溫度 32°C)下之混凝土護箱整體與局部高溫分別為 73°C 與 92°C，低於法規的容許值(92°C 與 148.8°C)。下表為相對於各種溫度下的混凝土材料機械性質，表中數據顯示由 -40°C ~ 93°C (-40°F ~ 200°F)的混凝土抗壓強度皆為 4,000 psi，該溫度區間

涵蓋核二乾貯混凝土護箱之整體溫度，所以正常操作條件下的溫度對混凝土之強度及品質無影響。

性質(單位)	溫度值 (°F)						
	-40	70	100	200	300	400	500
抗壓強度 (psi)	4,000	4,000	4,000	4,000	3,800	3,600	3,400
彈性係數, E ($\times 10^6$ psi)	4.0	3.72	3.64	3.38	3.09	2.73	2.43
熱膨脹係數, α ($\times 10^{-6}$ in/in/°F)	5.5	5.5	5.5	5.5	5.5	5.5	5.5
密度 (lb/ft ³)	145						

第 3 次審查意見

- 第 2 次審查意見答復說明對 NUREG-1536 翻譯有誤，應為：滿足 ASTM C33（混凝土骨材標準規範）之要求以及其他於 ACI 349 所引述對粒料之要求。
- 請補充第 2 次審查意見答復說明所列之混凝土性質與溫度關係引用資料來源。

第 3 次審查意見答復說明

- 已依審查意見修訂安全分析報第六章第三.(二)節，如附件 01-09-C。修訂內容摘錄如下：
 - 滿足 ASTM C33(混凝土骨料標準規範)中之要求以及其他 ACI 349 所引述對粒料之要求。
 - 滿足 ASTM C150(Portland 水泥標準規範)中之要求以及其他 ACI 349 所引述對粒料之要求。
- 已依審查意見補充第 2 次審查意見答復說明所列之混凝土性質與溫度關係引用資料來源如下：

性質(單位)	溫度值 (°F)						
	-40	70	100	200	300	400	500
抗壓強度 (psi) ^a	4000 ^b	4000	4000	4000	3800	3600	3400
彈性係數, E ($\times 10^6$ psi) ^a	4.0 ^b	3.72 ^b	3.64	3.38	3.09	2.73	2.43
熱膨脹係數, α ($\times 10^{-6}$ in/in/°F) ^a	5.5 ^b	5.5	5.5	5.5	5.5	5.5	5.5
密度 (lb/ft ³) ^c	145						

^a Handbook of Concrete Engineering, M. Fintel, Van Nostrand Reinhold Co., New York, Second Edition, 1985.

^b 外插值

^c 特定值

第 4 次審查意見

同意答復。

編 號	01-10-010	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S02	1.2	1.2-5	結案
第 1 次審查意見						
請增加貯存場內的迴車空間以利其他大型機具支援：						
1.貯存場內搬運，依賴門型吊車，若其故障，需其他大型吊車支援時，需額外迴車空間。						
2.若發生意外，如護箱傾倒，或傳送護箱掉落，其操作範圍大於門型吊車軌道範圍時，亦須其他大型吊車支援。						
第 1 次審查意見答復說明						
1. (1)依 NUREG-0612 之規定，耐單一功能失靈吊車(single-failure-proof crane)無須考慮墜落之分析，即當吊車故障時，仍不會喪失制動與懸吊緊要荷重之能力。						
(2) 本案門型吊車之設計為耐單一功能失靈吊車，若發生吊車故障時，因吊車之設計為失效時仍具懸吊緊要荷重之能力，故吊掛設備無安全之虞。						
(3)於貯存場執行運搬吊卸作業期間，若發生吊車故障，可利用人工移動之功能將吊掛設備進行更安全之處置，待門型吊車修復後，再進行後續之吊運工作。						
2. (1)同答覆 1.(1)及(2)所述，本案不會發生傳送護箱掉落之意外事件，且依法規無須考慮墜落分析。另經評估本案雖不會發生混凝土護箱傾倒之意外事件，但仍保守假設混凝土護箱傾倒。						
(2)謝謝委員提醒，本案已考量若發生混凝土護箱傾倒之假想意外事件時，將護箱扶正之作業空間。						

第 2 次審查意見
1.請說明若吊車卡死，將如何以人工移動將吊掛物移至安全處所？ 2.請說明若發生混凝土護箱傾倒，而且倒出門型吊車軌道之前後或左右範圍時，如何將其扶正？將使用何種工具？是否有足夠空間？
第 2 次審查意見答復說明
1. 門型吊車若於作業期間出現故障時，可藉由液壓系統(hydraulic system)或凸輪鎖扣系統(Cam Lock system)將荷重物安全吊掛住，直至系統修復。一旦系統修復後，即可將荷重物安全降低或傳送至預定位置。 2. (1) 依法規規定混凝土護箱之設計於設計基準下必須不會傾倒。 (2) 若發生超過設計基準事故，造成混凝土護箱傾倒，且門型吊車無法作用時，經調查陸海重機(Sea and Land Integrated Corporation)可以提供符合需求之門型吊車及軌道模組於現場組裝。經評估貯存場有足夠之空間設置門型吊車模組並使用索具將混凝土護箱扶正。
第 3 次審查意見
1. 同意答復。 2. 請以貯存場址圖示說明臨時吊車大致的組裝位置，以及其空間配置，以評估現有空間是否足夠？
第 3 次審查意見答復說明
若發生超過設計基準事故，造成混凝土護箱傾倒，且門型吊車無法作用時，可採用臨時門型吊車模組於現場組裝或採大型移動式吊車支援，相關機具安排示意圖如附件 01-10-C。
第 4 次審查意見
如圖：臨時吊車為吊起傾倒之混凝土護箱，其起吊位置會跨出內、外圍籬， 1. 是否可考量將內、外圍籬向外移的可行性，使內圍籬內有足夠之臨時吊車安置位置。 2. 若無法外移，請說明內、外圍籬可否輕易拆除(拆除時間)，以及拆除後對保安或相關儀具、線路是否有影響？

3. 對臨時吊車放置位置及運動路線中無 AC 鋪面之碎石級配及原土夯實部份地面，請評估可否承受吊車或起吊重量而不致有安全問題？
4. 臨時吊車之提供單位是否可隨時提供？
5. 請將本題有關臨時吊車扶正傾倒混凝土護箱之相關內容放入緊急應變計畫書內。

第 4 次審查意見答復說明

根據安全分析報告第六章第六節分析結果顯示，本系統之混凝土護箱在設計基準下不會傾倒。但仍考量假設性傾倒事故進行分析，評估結果顯示密封鋼筒結構仍然維持完整，無輻射外洩之虞。因此，混凝土護箱傾倒為超出設計基準事故，為力學上不可能發生之事件，應無需做進一步的分析。從安全角度，VCC 不會傾倒，即時傾倒也沒有安全顧慮，燃料及密封鋼筒仍是完整的，一旦發生傾倒應視實際狀況採取復原措施將混凝土護箱扶正，以回復正常營運狀態，復原期間本公司將依現場保防、保安及輻防情況配合執行行政管制措施。

委員所提之意見答覆說明如下：

“假設”混凝土護箱傾倒，且其位置不在門型吊車可以作用範圍。本公司可採用大型移動式吊車支援，其相關機具安排及臨時吊車進出動線及空間配置及受影響範圍示意圖如附件 01-10-C。根據附件 01-10-C 之大型機具配置及動線圖進行混凝土護箱扶正操作，必要時可拆除“部份”圍籬以增加吊車操作的靈活性。乾貯場內外圍籬主要由鐵絲網構成，拆除並不困難，保守估計至多 4 至 8 小時完成。評估現有空間足夠上述作業空間配置

吊舉時，可仿照一般大型土木建築施工模式，於吊車四腳支撐處鋪設鋼板或鋼樑或枕木補強物，強化地面支撐，分攤土壤壓力。根據核二廠用過核燃料乾式貯存場址特性調查評估 綜合評估報告附錄六之平鈹試驗結果，透過現場手算立即得到鋪設鋼板面積。此外，根據平鈹試驗結果顯示最小地盤承載壓力 TABLE A6-1 PL-1: 18.6 t/m^2 ，土壤強度足夠承受吊車或起吊重量，並且無需太大的鋪設鋼板面積。

本公司初步調查目前國內吊車狀況，北部約有 3 家吊車公司擁有 500 噸以上之移動式起重機，全省約有 10 多部，應可提供緊急應變使用。

相關處理措施將放入應變計畫中。

第 5 次審查意見

由於本案貯存場內的迴車空間有限，若發生護箱傾倒之意外事故，需其他大型機具支援時，空間不足，需拆除部份內外圍籬。請再確定：

1. 內外圍籬拆除後對保安或相關儀具、線路是否有影響？如何保持正常運作？

2. 請至少在「意外事件應變計畫」內增加下列事項：

- (1) 與具有 500 噸以上之移動式起重機之廠商簽訂緊急支援合約，約定支援到達時限
- (2) 評估需拆除之內外圍籬範圍及對保安或相關儀具、線路的影響
- (3) 評估支援起重機之地面承載及地面鋼板鋪設需求
- (4) 評估護箱底部所需之外加屏蔽及人員劑量
- (5) 有關臨時吊車扶正傾倒混凝土護箱之相關處理措施。

第 5 次審查意見答復說明

1. 若需拆除部份圍籬，圍籬拆除後，受影響之設備為拉力感知器，期間本公司將依現場保防、保安及輻防情況配合執行行政管制措施，相關措施將納入意外事件應變計畫書中說明。

2.(1) 本公司將在「意外事件應變計畫」內敘明：將與具 500 噸以上移動式起重機之廠商達成共識並作成協議書，於約定期限內緊急支援核二廠。

2.(2)/(3)/(4)/(5) 項依審查意見辦理。

第 6 次審查意見

同意答復。

編 號	01-11-011	分組	審查代碼	章節	頁碼	狀態
		綜合	S01/F05	1.2	1.2-7	結案
第 1 次審查意見						
1.有關作業時程規劃過於籠統，宜有各階段時間表之規劃。						
2.P 1.C-1 全程計畫時程過於簡略，也沒有考量試運轉計畫期程，另外「SAR 審查同意獲建造執照」，請修正為「SAR 審查同意」。因為 SAR 審查同						

意僅為核發建造執照的條件之一。

第 1 次審查意見答復說明

1. 各階段時間表之規劃詳述於本報告第一章附錄 1.C 中。

2. 已依審查意見增補及修訂如下：

2015 年初試運轉許可申請

2015 年中取得試運轉許可

2015 年底完成試運轉作業

2016 年初運轉執照申請

2016 年取得運轉執照

第 2 次審查意見

附錄 1.C 未詳述各階段之作業時程規劃，請修訂，並請提供安全分析報告修正內容。

第 2 次審查意見答復說明

已依審查意見於安全分析報增補說明，如附件 01-11-B。

第 3 次審查意見

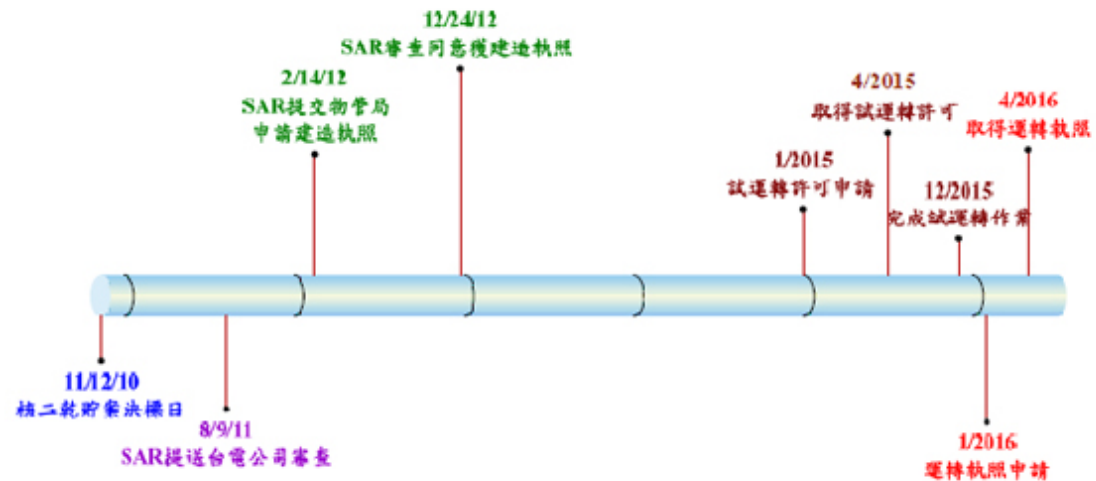
需修訂處如下說明：

1. 8/9/11：SAR 提送台電公司審查，不需列入。

2. 2/14/12：請將「物管局」改為「原能會」。

3. 12/24/12：SAR 審查同意有相當難度。

4. 後續規劃時程請加上「預計」兩字。



第 3 次審查意見答復說明

已依審查意見於安全分析報修訂相關內容，如附件 01-11-C。

第 4 次審查意見

同意答復。