

核二廠護箱裝載池復原案
安全分析報告

安全審查報告

核能安全委員會

中華民國 113 年 2 月

摘要

核能安全委員會(前身為行政院原子能委員會，以下簡稱本會)於 111 年 5 月 31 日接獲台電公司提出「核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告」審查申請案，本申請案係台電公司為恢復核二廠護箱裝載池原先之設計功能，規劃將存放於裝載池內之用過燃料移至反應器廠房之上燃料池暫放，以利未來執行復原裝載池之空間及用過燃料移出至乾貯設施之作業，爰就上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運作安全進行評估。

台電公司提送之「核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告」內容分為七章，第一章為前言，說明本案之緣由；第二章為燃料貯存設施之運轉操作，說明燃料貯存設施之功能與運作；第三章護箱裝載池復原計畫，說明復原作業相關之規畫；第四章上燃料池安全分析，係參照本會「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」之規定，針對護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間，分別進行上燃料池之臨界安全分析、熱流分析、上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析、輻射安全評估及事故評估；第五章除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範之修改，說明本案須配合修訂之內容；第六章美國聯邦法規 10 CFR 50.92(c)重要安全事項評估，說明接受準則符合情形；第七章評估總結，總結安全影響評估之結果。

本會對於本申請案，基於安全與專業之首要原則，先針對台電公司所提之安全分析報告及其附件等進程序審查，並要求台電公司提出補充說明及修訂報告後，於 111 年 10 月 11 日進入實質審查。為使審查更

為周延完備，本會邀請會外學者專家與本會相關組同仁組成專案審查小組，由本會核管組負責召集，從臨界安全、熱流、結構耐震與材料、事故分析、輻射防護與廢料管理等專業層面進行審查。全案經召開 4 次審查會議、1 次現場視察及 3 次書面審查，確認台電公司已澄清本會所提之 125 項審查意見，並補充修訂安全分析報告後，綜合審查結果認為「核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告」可以接受，核二廠護箱裝載池復原期間，應可確保上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運作安全無慮。

本安全審查報告係依本會就台電公司「核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告」各章節之審查意見與台電公司答復說明，摘要撰寫之審查結果，報告分為七章，包含前言、燃料貯存設施之運轉操作、護箱裝載池復原計畫、上燃料池安全分析、除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範之修改及美國聯邦法規 10 CFR 50.92(c)重要安全事項評估及評估總結。後續台電公司於核二廠護箱裝載池復原現場施工前，仍需依程序提送設計修改文件(DCR)經本會審查同意後才可正式執行，以符合管制規定。

目錄

第一章 前言.....	1
1.1 概述.....	1
1.2 審查發現.....	1
1.3 本章審查結論.....	5
第二章 燃料貯存設施之運轉操作.....	6
2.1 概述.....	6
2.2 審查發現.....	7
2.3 本章審查結論.....	12
第三章 護箱裝載池復原計畫.....	13
3.1 概述.....	13
3.2 審查發現.....	14
3.3 本章審查結論.....	23
第四章 上燃料池安全分析.....	24
4.1 臨界安全分析.....	24
4.1.1 概述.....	24
4.1.2 審查發現.....	26
4.1.3 本節審查結論.....	31
4.2 熱流分析.....	31
4.2.1 概述.....	31
4.2.2 審查發現.....	33
4.2.3 本節審查結論.....	37

4.3 上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析	37
4.3.1 概述	37
4.3.2 審查發現	41
4.3.3 本節審查結論	60
4.4 輻射安全評估	60
4.4.1 概述	60
4.4.2 審查發現	63
4.4.3 本節審查結論	64
4.5 事故評估	65
4.5.1 概述	65
4.5.2 審查發現	68
4.5.3 本節審查結論	70
4.6 本章審查結論	70
第五章 除役安全分析報告及除役技術規範之修改	71
5.1 概述	71
5.2 審查發現	71
5.3 本章審查結論	72
第六章 美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項評估	73
6.1 概述	73
6.2 審查發現	74
6.3 本章審查結論	75
第七章 評估總結	76

第一章 前言

1.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第一章前言，主要說明核二廠護箱裝載池復原之背景緣由，以及提出該安全分析報告之目的。

核二廠護箱裝載池位於燃料廠房用過燃料池東側，原設計功能用來將用過燃料池內之用過燃料移至金屬護箱或傳送護箱內之密封鋼筒，然後將護箱外運移至乾式貯存設施貯存。因核二廠乾貯計畫延遲，為解決用過燃料池貯存空間不足問題，台電公司於 106 年及 107 年分別完成核二廠 1、2 號機護箱裝載池改裝作業，各分別安裝 4 組格架，以貯存用過燃料。

核二廠為配合未來乾貯計畫之用過燃料運送作業，須先將護箱裝載池回復原狀。在復原施工期間，必須先將裝載池內貯存之用過燃料清空，因此需利用上燃料池作為用過燃料暫存區，後續才能進行護箱裝載池格架移除及盲封管路復原等作業。裝載池復原後，未來配合乾貯工程之試運轉及乾貯設施之使用，始能順利將用過燃料裝罐移至乾貯設施。

台電公司提出核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告，主要目的在確認裝載池復原過程中，上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運作無安全疑慮。

1.2 審查發現

安全分析報告第一章之前言經審查後，共提出 8 項審查意見，審查

意見重點整理說明如下：

- (一)安全分析報告應有專章節說明護箱裝載池復原後，原所有功能之測試驗收規劃及準則，以確認未來可順利執行乾貯計畫所需之用過燃料裝載作業。

台電公司答覆說明，護箱裝載池復原作業完成後，將依核二廠程序書 D336.1「用過燃料池冷卻與淨化系統」第七、G 節進行護箱裝載池之注水與洩水操作，確認護箱裝載池之注水與洩水功能正常；護箱裝載池盲封管路復原後，針對裝載池相關管路查漏和視需要之止漏，以及用過燃料池補水策略等，已制定監測機制與應變措施，包含相關作業程序書之完整說明內容，均已於安全分析報告第 2.2.4 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

- (二)安全分析報告第一章前言原第二段所述「為強化燃料挪移上之時效性，縮短用過燃料暫存於上燃料池之時間，本公司將視作業情況需要，或將下燃料池內符合本案規定條件之同型用過燃料先行傳送至上燃料池，以利後續可快速將護箱裝載池內之用過燃料移至下燃料池，加速整體乾貯作業之效率。」，惟依據安全分析報告第 2.2.4 節護箱裝載池復原規劃，暫時存放於護箱裝載池之用過燃料共 438 束將全部傳送至上燃料池存放，兩者並非一致，且後續章節分析之工時、人員劑量等皆未涵蓋該段所述情節，請澄清說明。

台電公司答覆說明，鑑於核二廠兩部機組貯放於用過燃料池

與貯放於護箱裝載池之同型用過燃料多位於用過燃料池邊吊掛的控制棒下方，考量移動這些用過燃料需多次來回搬移上方控制棒，將增加用過燃料挪移整體作業時間及控制棒掉落至用過燃料風險，故原前言第二段內容將予刪除，維持原規劃方案，直接將護箱裝載池之用過燃料傳送至上燃料池。對台電公司答覆說明及報告修訂刪除之內容，經審查後可以接受。

(三)安全分析報告第一章前言第一段最後一句所述「裝載池復原後，未來接續推動乾貯工程，始能順利將用過燃料裝罐移至乾貯設施。」似與核二廠除役計畫重要管制事項 KS-DP-07 護箱裝載池復原之施工係待室外乾貯設施開始施工後才執行，施工順序並不一致，請澄清說明；護箱裝載池復原施工之啟動時程為何，併請澄清說明；第一章前言第 2 頁有關安全分析報告第四章內容概述所稱「說明整個復原作業期間，上燃料池存放燃料並不會違反安全持照基準」，是否涵蓋除役期間上燃料池仍貯放用過燃料，亦請澄清說明。

台電公司答覆說明，該第一段最後一句所述修訂為「裝載池復原後，未來配合乾貯工程之試運轉及乾貯設施之使用，始能順利將用過燃料裝罐移至乾貯設施。」已無與核二廠除役計畫重要管制事項 KS-DP-07 要求不一致情形；因評估本案施工時間將較乾貯設施施工時程短，為縮減用過燃料貯放於上燃料池時間，台電公司規劃待乾貯設施開始施工(即已排除外在無法掌控因素，並取得相關單位許可)後，以乾貯施工計畫估計之熱測試開始時間回

推恰當時機，再申請護箱裝載池復原案施工，後續亦將儘早於熱測試開始時即將暫存於上燃料池之用過燃料移至乾貯設施或用過燃料池，以盡量減少用過燃料貯存於上燃料池時間；台電公司並未規劃於除役期間將用過燃料長期貯放於上燃料池，安全分析報告第四章上燃料池安全分析，主要係考量裝載池復原作業期間上燃料池短期貯存用過燃料而進行之安全分析。

對上述答覆內容，經審查認為乾貯計畫中冷測試即須使用護箱裝載池，非待熱測試時才使用。後續台電公司澄清說明，核二廠乾貯計畫中，護箱裝載池須於冷測試第二階段前恢復可用，惟實際可裝填用過燃料並搬運至乾貯場貯放仍須待熱測試階段始可進行。對台電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

(四)護箱裝載池用過燃料之挪移作業，有無降低傳送數量、減少吊運風險及人員劑量之規劃？另第四章上燃料池安全分析之結論應與早期奇異公司(GE)完成之上燃料池格架擴充安全分析報告，就各項安全指標進行比較，顯示安全餘裕及狀態之變化，以利審查。

台電公司答覆說明，目前核二廠 1 號機用過燃料池已無可用貯放空格，2 號機則尚餘 15 格，未來實際規劃裝載池燃料挪移作業時，2 號機部分會先將護箱裝載池用過燃料挪移至用過燃料池之可用空格，以減少挪移至上燃料池之工作量及衍生之人員劑量。第四章上燃料池安全分析與早期 GE 公司完成之上燃料池格架擴充安全分析報告之比較，已於第四章 4.6 節增訂表 4.13「用

過燃料置於上池之原安全分析與本案情況對照」，就燃料(型式、反應度上限)、熱流條件(衰變熱、燃耗、燃料退出爐心後冷卻時間、上燃料池池水沸騰所需時間)、燃料格架(製造廠家、型式、中子吸收板 B-10 最低硼濃度)、機械及結構(地震分析程序、應力)、輻射評估(對個人劑量影響、放射性廢液量)等項目，進行差異比較說明。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

1.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對本案背景與目的之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

第二章 燃料貯存設施之運轉操作

2.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第二章，主要說明核二廠與本案相關之燃料貯存設施(包括上燃料池及護箱裝載池)之運作情形，包括：上燃料池運轉安全、上燃料池新增強化措施、護箱裝載池相關承諾事項、護箱裝載池復原規劃，整理說明如下：

(一)上燃料池運轉安全：上燃料池位於反應器廠房 7 樓，原係供大修期間作為燃料元件、控制棒、局部能階中子偵測系統(LPRM)等機件暫存，設有偵測池水之水位、溫度、池底洩漏及區域輻射等偵測器以監視池水狀態。上燃料池共設 2 道水閘門分別與爐穴及傳送池相鄰，當上燃料池開始貯放用過燃料時，往爐穴之水閘門將維持開啟狀態，往傳送池之水閘門除作業需要外將維持常關狀態。對上燃料池水之冷卻，在與位於燃料廠房之用過燃料池(下燃料池)連通狀態下，可藉用過燃料池冷卻及淨化系統進行池水冷卻及淨化；在上燃料池往爐穴之水閘門維持開啟狀態下，如發生緊急狀況事故致非安全等級之用過燃料池冷卻及淨化系統不可用時，可藉反應爐餘熱移除系統之停機冷卻模式或反應爐水淨化系統運轉冷卻，達到上燃料池餘熱移除之功能。

(二)上燃料池新增強化措施：新增兩組與用過燃料池相同之水位儀器，分兩路徑佈設且電源獨立，並加入不斷電系統(UPS)電源配置，能隔離現場之電子設備，使其能抗高溫、高濕及高輻射，並

將指示信號接至控制室；新增 2 組常備硬管式消防管，一組管路接至反應器廠房內直接注水到上燃料池，另一組管路接至反應器廠房內接到上燃料池噴灑設備。

(三)護箱裝載池相關承諾事項：護箱裝載池改裝時承諾事項，包括未經主管機關審查同意前，機組運轉狀態不得超過 103.7%原始發照熱功率的使用限制；護箱裝載池格架與東池格架之高度差納入吊運訓練教材；護箱裝載池水位應維持在燃料吊運水位(Refueling Water Level) EL.(-) 0'上下等，均有確實執行。對核二廠除役計畫記載「在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估報告，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析，並配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件。」之承諾事項，已完成「護箱裝載池之管路斷管分析」，並補充於安全分析報告附錄 A。

(四)護箱裝載池復原規畫：未來核二廠於進行乾式貯存作業時，需將燃料護箱移入護箱裝載池內，以便執行用過燃料束之裝填封箱作業，因此需先將護箱裝載池回復原狀。暫時貯放於護箱裝載池之用過燃料共 438 束將於復原作業執行前，先全部傳送至上燃料池貯放，然後回裝用過燃料池 3 號水閘門，並於護箱裝載池復原作業期間維持關閉，以利執行後續護箱裝載池復原工作。

2.2 審查發現

安全分析報第二章之燃料貯存設施之運轉操作經審查後，共提出 5

項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告第 2.2.4 節護箱裝載池復原規畫說明「當上燃料池開始貯放用過燃料時，往爐穴之水閘門即維持關閉狀態。」惟依據本會頒布之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」第三章第一節規定，對於用過燃料貯存池冷卻與補水系統之功能，需考慮系統提供替代冷卻能力及其轉換操作之程序與所需之時間。請說明上燃料池貯放用過燃料後，其替代冷卻規劃為何？

台電公司答覆說明，將修訂安全分析報告第 2.2.4 節該段內容為「當上燃料池開始貯放用過燃料時，往爐穴之水閘門維持開啟狀態，往傳送池之水閘門除作業需要外會維持常關。.....」因上燃料池往爐穴之水閘門由原規劃之關閉改變為開啟狀態，安全分析報告其他相關之章節如第 4.2 節熱流分析、第 4.5 節事故評估及附件一「核二廠上燃料池結構完整性評估」等相關內容，亦將因應該狀態改變，經重新分析評估後予以修訂。有關替代冷卻之規劃，係假設發生緊急事故情況致非安全級之用過燃料池冷卻及淨化系統不可用時，在上燃料池往爐穴之水閘門改變為開啟狀態後，可藉由反應爐餘熱移除系統或反應爐水淨化系統運轉冷卻，以達上燃料池餘熱移除之功能。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二)上燃料池設置之池底洩漏偵測器是否曾經偵測到池水洩漏；新增之設計修改案，包括新增兩組與用過燃料池相同之水位儀器，以及反應器廠房內增設兩組常備式消防管，請說明何時可完成。

台電公司答覆說明，核二廠上燃料池池底洩漏偵測器未曾偵測到池水洩漏情形；上述新增之設計修改案目前均已完成設計文件，將於裝載池用過燃料傳送至上燃料池作業開始前完成。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)安全分析報告第 2.2.2、2.2.3 節均提及正常運轉期間，護箱清洗池、護箱裝載池與用過燃料池之水位高度均維持在標高 0'上下，並列入電廠運轉值班部門例行巡視表執行確認。惟查核二廠 P&ID 圖面 M-44 標示用過燃料池之 Normal Water Level 為 EL.-2'，Refueling Water Level 為 EL.-0'，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠 P&ID 圖面 M-44 標示用過燃料池之 Normal Water Level 為 EL.(-) 2'，Refueling Water Level 為 EL.(-) 0'，係依據核二廠終期安全分析報告(FSAR) 9.1.2 & FIGURE 1.2-8a 規範。考量燃料廠房平時皆有值班人員巡視與維護人員設備保養作業，為降低燃料廠房空間輻射劑量，避免人員接受過多輻射劑量，將維持護箱清洗池、護箱裝載池與用過燃料池之水位高度均在標高 EL.(-) 0'上下，大於 Normal Water Level EL.(-) 2'之高度，將修訂安全分析報告第 2.2.2、2.2.3 節相關內容為「正常運轉期間，護箱清洗池、護箱裝載池與用過燃料池之水位高度均維持在 Refueling Water Level EL.(-) 0'上下，.....」。對台

電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

- (四)安全分析報告第 2.2.2 節述及用過燃料池目前共有 3 套緊急補水系統，總計容量達 800 gpm。惟依核二廠終期安全分析報告(FSAR) Table 9.1-3 所示，用過燃料池僅設計有 2 串安全等級之額定流量 50 gpm 緊急補水系統，前述 3 套緊急補水系統是否包括非屬安全等級之美國核能協會 NEI 06-12 建議增設額定流量 500 gpm 之機動補水策略，以及額定流量 200 gpm 之機動灑水策略，請澄清說明。若是，請就其不同屬性於安全分析報告區分說明。

台電公司答覆說明，安全分析報告所述 3 套緊急補水系統分別為用過燃料池緊急補水泵(50 gpm)2 台、機動補水策略(500 gpm)及機動灑水策略(200 gpm)，已依審查意見於安全分析報告第 2.2.2 節分述補充說明。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

- (五)安全分析報告第 2.2.3 節護箱裝載池運轉相關承諾事項，欠缺核二廠除役計畫第七章第 7-13 頁末段所述「在護箱裝載池復原前，將進行護箱裝載池復原的安全評估報告，並將護箱裝載池之管路斷管納入分析，並配合分析結果修訂程序書，以進行除役期間存放燃料區域與護箱裝載池之間水閘門之控管，確保用過核子燃料池池水在存放期間或乾式貯存作業期間不會發生洩水事件。」之斷管分析及程序書修訂等相關內容，請補充。

台電公司答覆說明，已完成「護箱裝載池之管路斷管分析」報告，並補充於安全分析報告附錄 A。依該斷管分析結果，護箱

裝載池 2"-15DB、12"-17BX、10"-15BN 等三條管路屬耐震一級管路，依據美國電力研究院(EPRI)文件 EPRI 3002009564 用過燃料池穿越孔失效檢核標準，可排除地震使管路失效造成用過燃料池快速流失之疑慮；另條 6"-17BU 之注水管路非屬耐震一級設計管路，且管路穿越孔高程距燃料池水面大於 6 英尺，無法符合 EPRI 3002009564 用過燃料池穿越孔失效檢核標準，有因地震發生斷管之疑慮。未來護箱裝載池完成復原作業後，執行乾式貯存作業期間，假設 6"-17BU 注水管路因地震發生斷管且該管路之隔離閥亦失效無法關閉下，引發虹吸現象導致用過燃料池水位將下降至該管 90 度向下肘管鉸回之管口高度 EL.-14' 3"，用過燃料池水位下降約 3.734 公尺。依另案已通過審查之「核二廠用過燃料池完整性再評估報告」分析結果，地震時所引發用過燃料池池水最大濺溢流失量(無擋板效益)，用過燃料池水位降低約 3.60 公尺，在地震後喪失用過燃料池冷卻且無法回復的狀況下，用過燃料池水位下降至燃料格架頂端所需時間為 130.54 小時，符合 EPRI 3002009564 報告(為美國核管會認可使用於回應 NTTF 2.1 要求中有關用過燃料池完整性評估之最新導則)用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料 2/3 高度所需時間必須大於 72 小時之要求。本案用過燃料池水位下降約 3.734 公尺，相較另案用過燃料池水位下降約 3.60 公尺再降低 0.134 公尺。計算結果顯示水位再降低 0.134 公尺導致用過燃料池由初始溫度上升至開始沸騰所需時間減少 0.37 小時，因沸騰流失導致水位下降至燃料閘門底部所需時間減

少 4.26 小時；水位從燃料閘門底部下降至燃料儲存架頂端所需時間不變，因此斷管後池水降低至燃料格架頂端所需時間為 $130.54 - 4.63 = 125.91$ 小時，仍可符合 EPRI 3002009564 報告中用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料 2/3 高度所需時間必須大於 72 小時之要求。同時，考慮乾貯作業期間會開啟 3 號水閘門，如果此時護箱裝載池管路發生洩漏，會對東、西池水位造成不利影響，因此於相關程序書(D572、D574.15、D574.22、D574.31 及 D708.1.5)中增加處理此情況之應變作為，包括：3 號水閘門開啟期間，當電廠控制室發現用過燃料池有洩漏跡象時須立即通知維護人員進行檢查，若洩漏源發生在護箱裝載池時須儘快將 3 號水閘門回關；用過燃料池水位降低會造成燃料束上方的水屏蔽減少，可能會使燃料廠房的空間劑量率增加，因此電廠輻防人員將先暫停現場的各項計畫性作業，並量測空間劑量率及建立適當之輻射管制區，待水位恢復後始允許恢復作業；如在水位恢復期間有必要性之作業，將先擬妥合理抑低(ALARA)措施，以抑減工作人員之劑量，確保人員劑量符合輻防管制的規定。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

2.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之燃料貯存設施(包括上燃料池及護箱裝載池)運作情形之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

第三章 護箱裝載池復原計畫

3.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第三章，主要說明護箱裝載池復原計畫，包括：計畫工項、作業安全、緊急應變措施、放射性廢棄物之種類與數量及計畫時程等，整理說明如下：

(一)計畫工項：台電公司為縮減用過燃料貯放於上燃料池之時間，將待乾貯設施開始施工後，以乾貯施工計畫估計之熱測試開始時間回推恰當之時機，再向本會申請復原案施工，以達到越晚將燃料移至上燃料池，並儘早於熱測試開始時即陸續將暫存於上燃料池之燃料移至乾貯設施或用過燃料池，減少用過燃料貯存於上燃料池的時間之目標。裝載池復原工作主要作業項目流程，包括：將裝載池內用過燃料透過斜面燃料傳送系統(IFTS)傳送至反應器廠房 7F 上燃料池貯放；裝載池復原前置準備作業(如切割作業區域布置、搭設)及回裝 3 號水閘門；裝載池抽水及除污；裝載池內限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)除污並移出至切割作業區，並進行切割及裝桶；裝載池池壁上不銹鋼銲接構件(12 組)功能復原作業；裝載池內盲封之管路(4 口)功能復原作業；現場環境清理及復原作業；裝載池灌水。

(二)作業安全：經評估可能具風險之作業包括有：高架作業、吊掛作業、池內作業、動火作業、防止異物入侵及輻射安全等，安全分析報告對各項作業風險均提出因應措施。

(三)緊急應變措施：所有復原相關作業均將進行事前防範措施，包括備妥作業程序書、加強人員訓練、規劃安全移動路徑、廠商所用之機具須經檢查合格及工作人員配戴各項安全設備之檢查等，以避免發生事故，造成人員及電廠設備之傷害與損失。同時，對各項作業風險提出因應措施，包括發生緊急事件時之緊急應變步驟；輻射異常之應變程序；工作過程中發生地震時之處理及應變程序；工作過程中發生 3 號水閘門洩漏之處理及應變程序等。

(四)放射性廢棄物之種類及數量：執行復原計畫所產生之放射性廢棄物，主要來自每部機組之裝載池所移出之限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)、作業機具等金屬廢棄物及少量來自除污與工作人員之輻射防護衣物，初步預估全屬 A 類廢棄物，規劃以 55 加侖桶盛裝，每部機預估需 185 桶，兩部機共需約 370 桶。

(五)計畫時程：依計畫工項規劃每部機之裝載池復原各階段工作及時程，整體工作規劃時程約 85 工作天，實際工期將依現場施工狀況進行微調。

3.2 審查發現

安全分析報第三章之護箱裝載池復原計畫經審查後，共提出 21 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告第三章並未針對護箱裝載池復原施工之時程規劃進行說明，請補充。

台電公司答覆說明，裝載池復原計畫開始施工時程，係以乾貯設施確定開始施工(新北市政府通過逕流廢水汙染削減計畫和水保計畫)作為啟動點，目前依核二廠除役計畫重要管制事項 KS-DP-07 之規劃係於啟動點+13.5 個月進行裝載池復原施工，啟動點+27 個月進行乾貯設施熱測試，待乾貯設施獲准運轉後，再接續將上燃料池之用過燃料移至乾貯設施或用過燃料池。未來核二廠乾貯設施建置與本案裝載池復原計畫施工的實際進度如有變動，台電公司將以前述除役計畫重要管制事項陳報本會，相關答覆內容已於安全分析報告第三章進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二)裝載池復原後灌水，3 號水閘門是否保持常開？是否考慮不必回復 3 號水閘門掛架，仍將 3 號水閘門放置儲存區，以避免銲接結構問題，請澄清說明。

台電公司答覆說明，裝載池復原後，用過燃料池的邊界會回復到核二廠 FSAR 之規定，3 號水閘門屬於用過燃料池邊界一部分，平常須保持常關狀態。3 號水閘門掛架回銲後，可簡化其後續開關時所需之配合作業，雖然目前尚不能明確決定乾貯作業期間 3 號水閘門之開關頻度，但藉由回銲水閘門掛架確可降低乾貯作業期間每次開關水閘門的除污、吊掛移出及固定在牆面上之工作量。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)護箱裝載池復原施工前需先將 3 號水閘門置入，置入前有無執行確保密封性之相關檢查或測試，請澄清說明。

台電公司答覆說明，3 號水閘門置入池中安裝前，將依核二廠程序書 D708.1.5「下燃料池和上燃料池水閘門的安裝和移除」執行檢查，檢查項目包括水閘門是否磨損及水閘門密封墊是否損壞等，再依檢查結果作必要改善。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(四)以高壓清洗機進行裝載池壁及池內之限制器、格架、承載板及池底墊板等除污，產生之水霧可能帶有污染，懸浮在燃料廠房空間，如何控制與清除，請澄清說明。

台電公司答覆說明，除污作業期間將於該作業區域上方增設污染隔離帳篷，且作業中除污作業人員亦於水位降低時同時沖洗池壁及設備，一方面降低池壁之污染源，另一方面可保持池壁濕潤以減少污染源懸浮於水霧中，輻防人員亦會隨時追蹤區域污染狀況，以確保無污染擴散疑慮，作業時現場將依實際作業及輻防需求調整。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(五)安全分析報告第 3.1.5 節南北側池壁上之 12 組不銹鋼鉸接構件(bracket)復原，係南側池壁上放置 3 號水閘門掛架及北側池壁上放置 4 號水閘門掛架之鉸回復原，鉸接作業依循之工業規範標準及鉸接前後之鉸接檢驗及檢測要求(含相關人員資格要求)，如何確保鉸接過程中襯板發生形變，具體管控措施為何，請澄清說明。

台電公司答覆說明，護箱裝載池 3、4 號水閘門掛架復原作業，原規劃以單邊全滲透開槽型式鉸回先前切除之掛架，但因回

銲過程可能存在垂直板與水平板銲道交錯情形及反覆銲接易形成銲道瑕疵等施工品質疑慮，經重新考量，將改規劃依原建廠設計規範(Specification C-17)執行，依原建廠設計圖製作新掛架結構，並以填角銲方式銲接至護箱裝載池襯板，新掛架與襯板間之填角銲道處將依原建廠規範要求執行液滲(PT)檢測，以確保填角銲銲道及鄰近銲道襯板的完整性。原建廠時期之水閘門掛架銲接程序說明書(WPS)為 TP8-A，即為現行台電公司銲接程序說明書 WP8-A(遮蔽金屬電弧銲接)，本次水閘門掛架銲接作業將依銲接程序說明書 WP8-A 執行，然考量使用 WP8-A 銲接程序可能產生較多煙霧，故將一併列入可適用之銲接程序說明書 WP8-T-AG(鎢極氣體保護電弧銲接) / WP8-AT-AG(鎢極氣體保護電弧搭配遮蔽金屬電弧銲接)。

有關銲接入熱量、銲接速度、預防襯板過量變形及襯板高溫監測的具體管控作法，將進行水閘門掛架銲接模擬演練，演練重點包括有模擬裝載池襯板使用條件進行銲接、與襯板及掛架相同材料規範(包括厚度、尺寸等)、加勁鈹配置、襯板背襯以保溫材包覆模擬混凝土澆置環境等，模擬襯板尺寸至少須 2 ft X 2 ft 以上(襯板加勁鈹跨距設計為 1 ft)，並先銲接固定於鋼構及加勁鈹上，模擬襯板於裝載池受限制狀態進行水閘門掛架銲接演練以驗證電銲人員所熟悉的電銲參數(銲接速度、銲接電流及銲接電壓等)可符合 WPS 規範之銲接入熱量，且不會對襯板產生過量變形；襯板水閘門掛架銲道表面及襯板背面對應位置進行溫度量測，記

錄銲道表面與襯板背面最高溫度及溫差，與自然冷卻(至 50°C 以下)時間，確保後續每一道銲接熱量及局部高溫位置，已透過襯板及背襯混凝土散熱完全，不會殘留前次銲接熱量而持續累積高溫，防範背襯混凝土處於長時間高溫狀態；驗證模擬演練之銲接銲道經液滲檢測合格，以確認該電銲人員具備本案水閘門掛架銲接資格等。

對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(六)水管口盲封板移除係磨除盲封板銲道後移除盲封板，針對可能產生之施工瑕疵，以及需進行目視檢測(VT)或液滲檢測(PT)之位置及原因，請澄清說明。

台電公司答覆說明，移除盲封板係指將管路盲封之填腳銲移除進而可將盲封板移除，在磨除填腳銲過程可能會磨到填腳銲周邊之管路母材(約距填腳銲 1 吋範圍內)，為確認距填腳銲 1 吋範圍內之管路母材沒有過度磨損或龜裂，故保守將執行 VT、PT 檢測。若萬一 VT、PT 檢測有問題時，將依核二廠程序書 D1109.01「電銲工作管制」執行電銲修補，並於修補後再執行 VT、PT 檢測。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(七)安全分析報告第 3.1.6 節有關 6"吋管復原銲接作業，依據之工業規範標準，以及銲接前後之銲接檢驗與檢測要求(含相關人員資格要求)為何，原施工規範對於燃料(裝載)池襯板受損之檢測(驗)及修復(補)之要求為何，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，6"肘管為非安全級管路，其復原銲接涉及之電銲及電銲後檢驗作業，係依據美國國家標準協會 ANSI B31.1 及美國非破壞檢測協會 ASNT CP-189 等工業規範標準之要求辦理，並分別依核二廠 D1214「管路新設、修改清潔程序書」、D1109.01「電銲工作管制」及 D1109.03「銲接工作人員資格檢定管制」，及台電公司核發處 PDSI-VT-24-1「目視檢測(ASME CODE XI 以外之檢測項目)」、PDSI-PT-24-1「溶劑移除液滲檢測」及 DONG-I-5.2-T「核能電廠運轉期間或除役過渡階段前期非破壞檢測人員考訓與資格審定程序」等程序書執行，包括配管部分執行管內清潔及檢驗；電銲部分執行施工期間電銲管制，查證項目包含：銲接處清潔、銲口定位、銲接過程溫度管制等；電銲後檢驗；人員資格要求依程序書執行檢定程序等。6"肘管銲道接頭之設計，將依據核二廠護箱裝載池復原案之設計修改管制文件要求，及依據台電公司銲接程序說明書 WP8-T-AG/WP8-AT-AG 要求辦理。有關襯板受損之檢測(驗)及修復(補)之要求，依建廠時期之 Specification C-17 第 8 節銲接程序及第 9 節銲接檢測方法所述，係依美國機械工程師學會 ASME B&PV CODE Section IX 及 ASNT SNT-TC-1A Supplement D 等工業規範之要求，襯板銲道須執行 PT 檢測，對銲或縫銲銲道則須執行真空匣測試(VBT)，如因空間限制無法執行 VBT 則可以 PT 檢測結果替代；前述檢測結果如發現洩漏，須將缺陷移除並重新銲接；襯板表面如有電弧觸擊或機械損傷等缺陷應予以移除，若移除缺陷造成襯

板厚度減損則須以鐸補方式修復；本案未涉及護箱裝載池襯板鐸接施工故不需執行 VBT 檢測，僅就鐸回之鐸道執行 PT 檢測。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(八)安全分析報告第 3.2.2 節吊掛作業安全措施所述「吊運相關物件吊起時先距離樓地板 50 mm」、「當吊掛路徑必須經過凸出物時，格架底部須至少高於凸出物 50 mm 移動，以避免碰撞」，此 50 mm 之距離是否足夠在格架搖晃情況下可避免發生碰撞，請澄清說明。

台電公司答覆說明，格架吊運過程係以美製 10 噸吊車慢速運行且設置牽引繩避免格架搖晃，故格架底部高於凸出物 50 mm 已足夠避免發生碰撞。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(九)安全分析報告表 3.1 及表 3.2 有關核二廠 1、2 號機工作人員集體/個人劑量預估所示，1 號機燃料挪移作業之預估值均低於 2 號機，註 1 說明該數據是依先前兩案推算而得，惟兩部機之人力、工時皆相同，1 號機其他項目之平均劑量率皆約兩倍於 2 號機，而燃料挪移作業之集體劑量卻低於 2 號機，對前述之差異原因，兩部機之燃料挪移作業數據是否誤植，請澄清說明。

台電公司答覆說明，兩部機差異原因係因過往先執行 1 號機燃料挪移作業，人員在執行 2 號機時則較為熟練，待在池底時間較短，在較低劑量率之池邊比例相對較高，故平均劑量率降低。燃料挪移作業係依機組近三次大修期間，挪移上、下池每束燃料

之平均劑量率，乘上本次挪移數量而得。惟經檢視發現燃料挪移劑量確實誤植，考量兩部機之台車劑量率差異不大，未來執行復原案時，應取兩部機之平均值較為合理，將依兩部機近三次大修合計挪移 980 束，集體劑量為 103.350 人毫西弗，可推算挪移本案 438 束之集體劑量為 46.19 人毫西弗，兩部機之燃料挪移作業之集體劑量將修正均為 46.19 人毫西弗。對台電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

(十)3 號水閘門是否可能發生大量洩漏？裝載池復原施工期間如發生此狀況，人員撤離是否來得及，請澄清說明。

台電公司答覆說明，3 號水閘門安裝係利用自身重量掛於池壁水閘門掛架上，再輔以水壓達到密封效果，水閘門吊運至定位後，掛架上方設有一固定裝置，可防止嚴重地震發生時水閘門被震開，應不致有大量洩漏發生之可能，僅可能有發生小滲漏之疑慮。為因應上述情形，護箱裝載池復原施工期間，工作人員進入護箱裝載池內作業前，會確認 3 號水閘門狀況再進入工作；施工過程於護箱裝載池內搭設施工架階段，預計最多 6 人於池內工作；於池底洩水管路之盲封板未移除前，施工過程可配置沉水泵協助將護箱裝載池內積水排除，或設置伸縮梯可讓工作人員撤離至 4 號水閘門門檻位置；此防範及撤離措施，再配合吊籠，應足將工作人員安全撤離；池底洩水管路之盲封板移除後，保持洩水隔離閥為開啟狀態，可避免護箱裝載池積水。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(十一) 請依「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三條有關低放射性廢棄物分類的規定，補充說明執行本案所產生廢棄物的分類及數量評估。

台電公司答覆說明，執行復原計畫預估產生之放射性廢棄物，主要來自每部機組之裝載池所移出之限制器(8 組)、格架(4 組)、承載板(6 塊)、池底墊板(7 塊)、作業機具等金屬廢棄物及少量來自除污與工作人員之輻射防護衣物，初步預估全屬 A 類廢棄物，但仍需視實際物件之核種分析結果判定分類，相關答覆內容已於安全分析報告第 3.4 節進行修訂補充；有關廢棄物預估數量，規劃以 55 加侖桶盛裝，每部機產出預估約 185 桶，兩部機產出預估共需約 370 桶。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(十二) 安全分析報告第 3.4 節載述執行復原計畫產生之放射性廢棄物，兩部機預估共需 55 加侖桶約 370 桶，然台電公司「核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」第 7.6.4 節估算執行復原計畫約產生 48 桶廢棄物，兩份報告估算結果落差非常大，請澄清說明。

台電公司答覆說明，先前「核二廠裝載池設備修改、評估與安裝工作安全分析報告」第 7.6.4 節所述估算執行復原計畫約產生 48 桶廢棄物(屬於 A 類)，係依每一部機組燃料格架重量為 6520 公斤，假設每一桶 55 加侖桶可盛裝 300 公斤，因此每一部機組將用過燃料格架移除，會產生 22 桶金屬廢棄物(屬於 A 類)，

2 部機共將產生 44 桶金屬廢棄物(屬於 A 類)，另以額外增加 10% 容量盛裝除污及作業人員產生之廢棄物，因此產生共約 48 桶廢棄物(屬於 A 類)。惟前述「每一部機組燃料格架重量為 6520 公斤」係「每一組燃料格架重量為 6520 公斤」之錯誤引用，且前述之 48 桶金屬廢棄物並未包含限制器、承載板、池底墊板等廢棄組件，致產生數量預估上之落差。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

3.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之護箱裝載池復原計畫之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

第四章 上燃料池安全分析

4.1 臨界安全分析

4.1.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第 4.1 節，係說明因應護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間，暫存於上燃料池之用過燃料是否可能達到臨界之臨界安全分析結果。

上燃料池臨界安全分析適用之法規要求及接受準則，比照用過燃料池臨界安全分析，其中適用之法規要求包括：本會發布之「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」、美國聯想法規 10CFR 50.68 及 General Design Criteria 62 等，接受準則主要為在貯放最大反應度之燃料後，用過燃料貯存格架的有效中子增殖因數(k_{eff})在 95%可能性與 95%自信度(95/95)的條件下不得超過 0.95。

台電公司針對中子增殖因數評估，進一步說明裝載池復原期間作為用過燃料暫存之上燃料池為核二廠既有之燃料池。台電公司曾於民國 75 年 7 月 10 日提出上燃料池格架更新工程申請案，並於 76 年 8 月 15 日獲本會准予核備。上燃料池自此格架更新工程完成以來 30 餘年間，於每次大修填換燃料期間，一直都用來暫時貯放新燃料及各種不同燃耗之用過燃料。由於裝載池復原案並未對上燃料池貯存格架進行任何設計變更，故奇異公司(GE)於前述上燃料池格架更新工程所作之臨界安全分析內容仍然適用，以設計基準燃料計算在上燃料池格架環境下之無限中子增殖因數(k_{∞} ，相較於 k_{eff} 因未考慮中子洩漏而可簡化分析計算且較為保守)，在包含程式與臨界實驗驗證後的偏差與不

準度，以及蒙地卡羅方法的統計誤差後，其 k_{∞} 為 $0.8674 \pm 0.0086 (2\sigma)$ ；完整考慮各項參數以及製造公差對於反應度的影響，包含池水溫度與密度、格架間距、燃料束於格架中偏心位移以及格架模組間的間隙寬度等，以敏感度分析評估以上參數對於反應度的影響，並加計至中子增殖因數中，最後加總之最大 k_{∞} 也未超過 0.90，符合法規要求之 k_{eff} 不得超過 0.95 之規定。

台電公司進一步說明 GE 公司安全分析報告使用之設計基準燃料在 SCG（又稱 SCCG，Standard Cold Core Geometry，為標準 BWR 冷爐環境下的 k_{∞} ，在臨界安全分析中常用於比較燃料之間的反應度，其詳細計算條件為：6 吋燃料間距、溫度為 20°C ）環境下的 k_{∞} 為 1.335 ± 0.003 。因此，只要確定裝載池復原期間預計存放於上燃料池之燃料的 SCG 環境下 k_{∞} 不超過 GE 公司報告參考燃料的 SCG 環境下 k_{∞} (1.335 ± 0.003)，即可確定其對應放置於上燃料池格架內之 k_{∞} 小於 0.90，滿足在考慮所有計算誤差及不準度須維持 k_{eff} 小於或等於 0.95 之要求。本案裝載池復原期間，預備從護箱裝載池移至上燃料池的燃料僅限於 1、2 號機週期 1 至週期 4 所使用的 GE 8X8-2 型燃料。台電公司對上述用過燃料使用 CASMO4 程式進行驗證分析，計算週期 1 至週期 4 的 GE 8X8-2 型燃料各種晶格設計之 SCG 環境下 k_{∞} ，並考慮燃耗額度對用過燃料反應度之影響，保守計算後得到前述 1、2 號機週期 1 至週期 4 所使用的 GE 8X8-2 型燃料其生命週期內最高 SCG 環境下 k_{∞} 為 1.21247；計入使用 CASMO4 程式分析之誤差與不準度後之最高 SCG 環境下 k_{∞} 為 1.21856，符合 GE 公司臨界分析所訂 SCG 環

境下 $k_{\infty} \leq 1.335$ 之預設條件，並有相當餘裕。

此外，核二廠上燃料池貯存格數量為 663 格，經確認有足夠空間放置本案預備貯放之 438 束燃料，且格架中所含中子吸收材料 B-10 之面積密度為 0.013 gm/cm^2 ，經測試無減少或流失跡象，符合 GE 公司臨界分析所訂 B-10 面積密度要求。核二廠裝載池復原案預定於上燃料池貯放週期 1 至週期 4 用過燃料之臨界安全分析適用之法規要求，並無臨界安全顧慮。

4.1.2 審查發現

安全分析報第 4.1 節臨界安全分析經審查後，共提出 9 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告第 4.1 節有關上燃料池與下燃料池格架設計論述比較，說明上燃料池格架臨界安全餘裕較下燃料池格架大，惟本案用過燃料非由下燃料池移往上燃料池，而是由護箱裝載池移往上燃料池，核二廠燃料格架計有四種，分別為上燃料池使用的 GE 公司格架、下燃料池使用的 Holtec 公司格架與 ENSA 公司格架，以及護箱裝載池使用的龍門格架，其中的龍門格架 B-10 含量更高，故進行上、下燃料池格架比較是否恰當，請澄清說明。

台電公司答覆說明，為避免混淆，安全分析報告第 4.1 節原以定性類比方式比較上、下燃料池格架之臨界安全餘裕的相關論述將予刪除，重新依 GE 公司上燃料池格架更新工程安全分析報告所述臨界分析條件及方法，就本案預定貯放於上燃料池之用過燃料進行適用關聯性評估，以推論上燃料池格架之臨界安全結

果，已修訂安全分析報告第 4.1 節內容。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二)安全分析報告第 4.1 節所述「週期 1 至週期 4 的 GE 8X8-2 燃料之各種晶格(lattice)設計中，即使燃耗一個週期，其最高 SCG k_{∞} 為 1.21247(如表 4.2)」之內容不夠精準，較精準說法應為生命週期最高點；表 4.4 (報告修訂前為表 4.2)之 Lattice List 一欄所載之晶格編號亦有誤，例如原載之 g303l6g30 應為 g303_6g30(因 Gd 棒僅 6 根非 16 根，餘同)，請澄清修正。

台電公司答覆說明，已依審查意見修訂為「週期 1 至週期 4 的 GE 8X8-2 燃料之各種晶格(lattice)設計中，其生命週期內最高 SCG k_{∞} 為 1.21247(如表 4.4)」；原載之 g303l6g30 其中之 l 為英文 l 之小寫，用於區隔濃縮度與 Gd 根數標示，為增強可讀性，將依審查意見修訂為 g303_6g30，其中 303 為鈾濃縮度 3.03 U-235 wt%，6g30 為該燃料有 6 根含量 3.0% Gd_2O_3 之燃料棒。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(三)對上燃料池格架當初置入之格架硼試片是否足夠，以及最近一次之測試實施時程為何，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠兩部機上燃料池之硼試片最近一次檢查皆在 108 年，後續硼片數量可供檢查 13 次之用，每兩次檢查之間隔為 5 年，故足敷機組除役期間使用。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(四)安全分析報告第 4.1 節表 4.5 第 4 項 (報告修訂前為表 4.1 第 6 項)

有關上燃料池格架更新案與裝載池復原案之臨界安全分析比較說明，兩者均述及「符合 $k_{\infty}(\text{in-rack})$ 小於或等於 0.95 之要求」，惟相關規範管制之反應度參數為 k_{eff} ，請澄清說明。

台電公司答覆說明，該表格第 4 項所載應為 k_{eff} 之誤植， k_{∞} 為不考慮中子洩漏之 k_{eff} ，較為保守，即 $k_{\text{eff}} < k_{\infty}$ 。因此符合 $k_{\infty}(\text{in-rack})$ 小於或等於 0.95 之要求，即符合 $k_{\text{eff}}(\text{in-rack})$ 小於或等於 0.95 之要求。為明確表達符合管制規範要求，該表格第 4 項內容將修訂為「 $k_{\text{eff}}(\text{in-rack})$ 小於或等於 0.95 之要求」。對台電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

(五)安全分析報告第 4.1 節述及藉由格架硼試片化學分析檢測確保 B-

10 無減少或流失，以及燃料貯存與吊運系統應經由實體的系統或程序防止臨界，最好是利用幾何上安全的結構等，請補充說明兩者相關性。

台電公司答覆說明，核二廠之燃料格架為安裝硼片之格架，當燃料置於燃料格架中時，燃料的前後左右的格壁都有裝置有硼片，可有效抑制其反應度；格架廠家為確認燃料格架內的硼片濃度能達到安全分析要求的水準，會提供材質相同的硼試片並置放於燃料格架內，使其與燃料格架處於相同的使用環境，之後由電廠定期取出硼試片，觀察其外型有無異常並分析其所含之硼濃度，以驗證燃料格架內之硼片功能正常。另當吊運燃料過程中，係使用燃料台車將一根燃料元件吊出格架並移動至指定位置，由

於移動時周圍水平方向並無其他燃料，故無臨界可能；燃料元件於斜面燃料傳送裝置(IFTS)傳送時，傳送桶內最多僅能放 2 束燃料元件，且 IFTS 位於獨立之傳送池內，與其他燃料格架之間有堰牆相隔，亦無臨界可能。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(六)安全分析報告第 4.1 節圖 4.1 所示 GE 8X8-2 燃料各種晶格設計與 k_{∞} 對應於燃耗之關係，請補充說明該圖 k_{∞} 之計算方式。

台電公司答覆說明，圖 4.1 各燃料晶格之 k_{∞} 是以 Studsvik Scandpower 公司開發之 CASMO4 程式進行計算，該程式使用內建之 70 能群 ENDF/B-IV 版本中子截面資料庫；燃料間距為 6 吋，採反射邊界以模擬無限格架模型；燃耗計算參數採爐心運轉參數的平均值(燃料溫度 815°K、緩和劑溫度 561°K、空泡率 80%、比功率 25.35 W/gU)；再將燃耗後之燃料放入到 SCG 環境(6 吋燃料間距、冷爐溫度、無間隔材料和中子吸收板、採反射邊界以模擬無限延伸)下，計算 SCG k_{∞} 值，結果如圖 4.1 及表 4.4 所示。前述答覆說明內容已於安全分析報告第 4.1.3 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(七)安全分析報告第 4.1 節述及本案臨界安全分析引用 GE 公司的「上燃料池格架更新工程」分析報告，並以圖 4.1 及表 4.4(報告修訂前為表 4.2)評估本案之用過燃料貯放至上燃料池時滿足其設計之安全餘裕，惟該等圖表之計算結果並未說明計算條件與反應

度偏差及不準度，應將各類燃料最高之 SCG k_{∞} 加上對應該燃料之所有偏差與不準度後才可用來比較，包括臨界計算之偏差與不準度、燃耗計算之偏差與不準度、其他不準度(如製造公差、運轉參數不準度)等，且計算參數應採用保守值，並提出各參數(如燃料溫度、緩和劑溫度、空泡率、比功率等)對反應度之影響。

台電公司答覆說明，GE 公司分析報告已考慮與格架相關之各細項偏差與不準度，並訂定 SCG k_{∞} 小於 1.335 之接受準則(對應之 $k_{\infty}(\text{in-rack})$ 小於 0.90)，本案只需考慮 CASMO4 程式計算 SCG k_{∞} 的偏差不準度即可。CASMO4 程式之偏差與不準度引用自 Studsvic 公司出具之驗證報告，與臨界實驗驗證結果的平均偏差為 -0.00032，負值偏差保守考量取零，標準差為 0.00123(1σ)，不準度取 2σ 為 0.00246。本案待貯存燃料不考慮燃耗額度時之最大 SCG k_{∞} 為 1.32394，加計 CASMO4 程式之偏差與不準度 ($1.32394 + 0.00246 = 1.32640$) 仍能符合接受準則 ($\text{SCG } k_{\infty} < 1.335 \pm 0.003$)。若考慮燃耗額度的計算中，SCG k_{∞} 為 1.21856，也能符合接受準則，且仍有相當大安全餘裕。在考慮燃耗額度的計算中，爐心運轉參數採平均值(燃料溫度 815 °K、緩和劑溫度 561 °K、比功率 25.35 W/gU)之依據係因這些參數對退出燃料反應度的影響不大，故以平均值代表即可。而影響反應度最大的參數為緩和劑密度的運轉歷史，即空泡率運轉歷史；空泡率越大，則因為中子能譜的硬化，Pu-239 核種會滋生較多，燃料退出時的反應度會越大，本案以 80%空泡率進行燃耗計算已為保守假設。另由於控

制棒插入時會吸收大量慢中子，造成燃料內的中子可燃毒物 (Gd_2O_3) 消耗變慢、剩餘量變多，會造成反應度下降；同時控制棒插入時造成的中子能譜硬化也會使 Pu-239 滋生變多，造成反應度上升，此為一正一負兩種反應度變化機制，其淨反應度變化最終是正或負取決於燃料設計，舉凡濃縮度布局、中子可燃毒物含量、根數與位置皆會影響。本案考慮燃耗額度情況下，最極限反應度燃料為 GE 8x8-2 g303_6g30 燃料 (即 3.03 wt%，6 根含量 3.0% Gd 棒)，其控制棒效應已證明淨反應度為負，故以無控制棒進行計算是為保守假設。前述答覆說明內容已於報告第 4.1 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

4.1.3 本節審查結論

綜合審查小組對本節審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之燃料貯存於上燃料池之臨界安全分析之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

4.2 熱流分析

4.2.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第 4.2 節，係說明因應護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間，在正常冷卻情況及發生冷卻異常事件下，上燃料池水溫度變化之熱流分析結果。

上燃料池熱流分析適用之法規要求及接受準則，係參考本會「核

能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」第三章第二節之部分規定，以及 EPRI 3002009564 第 1.2 節內容，包括：正常情況下，池水溫度不得超過 60 °C(140 °F)；非正常情況下，若餘熱移除系統(RHR)與燃料池冷卻及淨化系統同時執行移熱功能時，池水溫度不得超過 66 °C(150 °F)，如僅靠燃料池冷卻及淨化系統移熱時，則池水溫度應低於飽和溫度(100 °C)；正常情況下，池中任何部分不允許發生局部沸騰之現象；喪失所有冷卻系統情況下，池水沸騰之情況是被允許的，但因沸騰所造成池水的損失率則需在補水系統之容量範圍內；在異常事故下，燃料池之水位不得低於所存燃料束之 2/3 高度。

熱流分析所需之用過燃料衰變熱量，係採用 ANSI/ANS 5.1-2014 所訂方法計算，經計算後，裝載池 438 束用過燃料之衰變熱為 0.044562284 MW，爐心用過燃料之衰變熱則為 1.92147672 MW。

有關正常情況下上燃料池池水溫度之分析結果，上燃料池最高池水溫度評估發生於使用單一串用過燃料池冷卻及淨化系統執行移熱功能情況下，分析計算時保守假設下燃料池之池水溫度已達到審查規範限值 60 °C，則上燃料池最高池水溫度為 56.845 °C，可滿足正常情況下，池水溫度不得超過 60 °C(140 °F)之接受準則。

有關正常情況下上燃料池最高局部池水溫度與燃料護套溫度之分析結果，正常情況下上燃料池局部池水與燃料護套溫度將相當接近上燃料池池水溫度(低於 60 °C)，遠低於發生局部沸騰之門檻，可滿足正常情況下，池中任何部分不允許發生局部沸騰現象之接受準則。

有關喪失所有冷卻後可採取補救措施的可用時間，假設上燃料池

於水溫 60 °C 時喪失所有冷卻系統，水溫上升至沸騰後池水水位下降至燃料頂端之總需時間為 1037.13 小時(=43.128+419.944+574.056)，相當於 43.2 天，電廠人員有足夠的時間採取補救行動，可滿足喪失所有冷卻系統情況下，池水沸騰之情況是被允許的，但因沸騰所造成池水的損失率則需在補水系統之容量範圍內，以及在異常事故下，燃料池之水位不得低於所存燃料束 2/3 高度之接受準則。

4.2.2 審查發現

安全分析報告第 4.2 節之熱流分析經審查後，共提 12 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告修訂前第 4.2 節熱流分析有關用過燃料衰變熱計算方法係採用 ASB 9-2，惟美國核管會標準審查計畫(NRC Standard Review Plan，NUREG-0800)最新版本第 9.2.5 節有關衰變熱計算已由 ASB 9-2 改採用 ANS 5.1，請就是否需改採 ANS 5.1 重新計算衰變熱，或提出足以證實 ASB 9-2 衰變熱功率計算式保守度之佐證資料(包含完整之輸入與輸出數據)，提出澄清說明。

台電公司答覆說明，因本案調整修改上燃料池水閘門為開啟狀態，衰變熱評估項目需加入停機半年之爐心燃料之熱源，故不再採用 ASB 9-2 計算方法，將更新採用 ANSI/ANS 5.1 之計算方法重新計算衰變熱；另考量 ANSI/ANS 5.1 計算需使用燃料歷史資料，將採用目前 1 號機爐心及存放於裝載池燃料之實際資料，因此將同時配合修改分析所用之上燃料池貯存燃料數量，由假設之 440 束改為實際貯存數量之 438 束，相關答覆內容已於安全分析

報告第 4.2 節、第 4.5 節、第 6.3 節及第七章進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二)安全分析報告第 4.2.2 節說明每串燃料池冷卻及淨化系統分配到用過燃料池及反應器廠房七樓水池的冷卻水流量分別設定為 40 l/s 及 40 l/s，然用過燃料池內貯存用過核燃料的數量較反應器廠房七樓水池內的多，為何冷卻水流量設定為相同；該章節亦提及上燃料池最高池水溫度之計算，係保守假設下燃料池之池水溫度已達到審查規範限值 60 °C，此假設用意為何，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠用過燃料池冷卻及淨化系統於機組正常運轉期間，流往上、下池之流量分別約為 30 l/s 及 50 l/s，因應護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間，流往上池冷卻水之熱負載除上燃料池燃料外，因上燃料池與爐穴間之水閘門為開啟狀態，還包括爐心燃料，故調整冷卻水流量分配，將流往上池之冷卻水增加至 40 l/s。保守假設下燃料池之池水溫度已達到審查規範限值 60 °C 之用意，係為確認當下燃料池水溫已達法規上限值時，上池的水溫仍可維持在 60 °C 以下。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)安全分析報告第 4.2.2 節所載之池水比熱 $C_{p \text{ coolant}}$ 為 4180 J/kg-°C，池水密度 0.978 kg/l (@160 °F、1 atm)，該 $C_{p \text{ coolant}}$ 為何者溫度、壓力下之數值，使用 160 °F、1 atm 狀態下之池水密度進行計算適用水溫 150 °F 以下情形之理由，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，水之比熱值常用者為 4180 J/kg-°C，先

前核二廠下燃料池第 2 次格架擴充案、中幅度功率提升案及護箱裝載池修改案等均使用此數值；水的比熱值在 0~100 °C 區間內幾乎皆高於 4180 J/kg-°C，考慮本案熱流分析之水溫範圍使用此比熱值進行計算，會高估池水溫升率而使計算結果趨於保守。本案分析使用 160 °F 之池水密度值，可確保計算結果可涵蓋非正常情況下水溫上限 66 °C (150 °F) 以下之情形，相關答覆內容已於安全分析報告第 4.2.2 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(四)安全分析報告第 4.2.3 節述及「上燃料池局部池水與燃料護套溫度將相當接近上燃料池池水溫度(低於 46 °C)」，理由為何，請澄清說明。

台電公司答覆說明，由於上燃料池格架內每束燃料之衰變熱僅有 248 瓦，而每束燃料有 62 根燃料棒，因此平均每支長約 3.8 公尺的燃料棒僅有 4 瓦發熱量。再考量上燃料池內之冷卻水與自然對流效應，故推論燃料表面溫度不致與上燃料池最高水溫相差太大，亦不會有熱量累積於局部水域，形成異常高溫之情形。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(五)安全分析報告第 4.2.4.1 節所述之池水熱容量 (J/°C) 數值係如何算出；同章節述及「若考慮乾燥器貯存區內池水，池水體積由 294.85 m³ 變為 611.63 m³」，該等體積數值如何得之，似與安全分析報告附件一「核二廠上燃料池結構完整性評估」第 4.25 節所示不同，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，有關池水熱容量之數值，原計算時錯將水密度 958.35 kg/m^3 誤用為 956.32 kg/m^3 ，經引用正確之水密度數值重新計算後，原載池水熱容量為 $1.17876 \times 10^9 \text{ J/}^\circ\text{C}$ 應修正為 $7.6314 \times 10^9 \text{ J/}^\circ\text{C}$ ；有關分析使用之池水體積，原計算是將上燃料池區分為燃料格架上部區及設備(乾燥器)儲放區進行計算，為使一致，將改採附件一「核二廠上燃料池結構完整性評估」提供之體積數據重新計算，相關答覆內容已於安全分析報告第 4.2.4.1 節及表 4-3 進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(六)安全分析報告第 4.2.4.1 節達到池水沸騰時間之計算所使用之池水體積，與安全分析報告第 4.3.2.5 節池水沸騰流失所示之池水體積，是否一致，請澄清說明。

台電公司答覆說明，安全分析報告第 4.2.4.1 節計算上池總池水體積，包括上燃料池、爐穴及爐穴南側水池之池水，但未包括爐穴及爐穴南側水池之堰牆上部之水量，如加計此部分池水體積後總體池水體積為 1972 立方公尺；安全分析報告第 4.3.2.5 節顯示之上池總池水體積，包括池水震盪濺溢出池外的水量 1038.4 立方公尺，以及池水震盪濺溢後剩餘水量(上燃料池與爐穴之剩餘水量總和為 720.41 立方公尺，南側水池剩餘水量為 213.34 立方公尺)，合計約為 1972 立方公尺。上池總池水體積經重新整理修訂後，兩節所述已無二致，前述兩節內容亦將配合修訂。對台電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

(七)安全分析報告第 4.2.5 節敘述上燃料池將比照用過燃料池，參採 NEI 06-12 之建議，增設額定流量 500 gpm 之機動補水系統及額定流量 200 gpm 之機動灑水系統，補水及灑水範圍可涵蓋上燃料池北側之燃料儲存區(Fuel Storage Area)，該等新增之補水及灑水系統之規劃時程，是否供給其它系統使用，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠上燃料池之機動補水系統、灑水系統將於燃料傳送至上燃料池作業開始前建置完成，且該等系統將僅供作為上燃料池補水及灑水使用。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

4.2.3 本節審查結論

綜合審查小組對本節審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之燃料貯存於上燃料池之熱流分析之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

4.3 上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析

4.3.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第 4.3 節，係說明因應護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間，為確保暫時置放用過燃料的安全性，執行上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析，該等分析結果之詳細分析計算過程，則分別詳述於安全分析報告附件一「上燃料池完整性評估」及附件二「上燃料池燃料格架動力分析」等兩份附件中。

核二廠為因應燃料裝載池復原作業，需於上燃料池暫時貯放從裝

載池移出之用過燃料，為確認暫時貯放之用過燃料於地震發生時的安全性，台電公司比照燃料廠房之用過燃料池評估模式，執行上燃料池完整性評估，並就放置燃料的貯存格架執行動力分析，以確認格架應力符合相關規範要求。內容重點整理說明如下：

(一)上燃料池完整性評估依據：本案上燃料池完整性評估，係依據美國電力研究院(EPRI)針對高地表地震動反應譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)核電廠址用過燃料池完整性，所提出的耐震評估指引(文件編號 EPRI 3002009564，以下簡稱評估指引)進行評估，評估主要目的在於瞭解核能電廠是否因地震導致用過燃料池結構體或相關設備失效，造成用過燃料池池水快速流失。此處「池水快速流失」之定義，係在沒有補水情況下，用過燃料池的池水水位在地震發生後 72 小時之內，下降至所貯存燃料束的 2/3 高度。本案台電公司考量燃料格架頂端以下的實際池水量計算具有較大不確定性，在分析池水沸騰流失時，保守改用水位下降至所貯存燃料格架頂端高度所需時間大於 72 小時，以作為安全分析之可接受準則。

(二)上燃料池完整性評估項目：根據評估指引，上燃料池完整性評估的地震失效模式，可區分為結構分析與非結構類分析兩大類，其中，結構分析主要考慮燃料池體結構因地震失效之相關分析，非結構類分析則考慮可能造成用過燃料池池水快速流失之相關項目，包括：用過燃料池穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應、池水震盪濺溢、池水沸騰流失等項目。

(三)上燃料池完整性評估結果(結構分析部分)：本案比照核二廠用過燃料池評估使用的地震危害標準，針對核二廠上燃料池結構進行耐震餘裕評估，經評估結果顯示，無論是在 GMRS 最大地表加速度與重要 GMRS 頻率區間，核二廠上燃料池結構耐震餘裕皆大於可接受準則，亦即核二廠上燃料池結構體並無因地震造成池水快速流失的疑慮。此外，上燃料池結構定期檢查已納入核二廠程序書 D173.7「除役維護法規結構檢查及監測」執行。

(四)上燃料池完整性評估結果(非結構分析部分)：經評估結果顯示，核二廠上燃料池冷卻水系統的設計，在地震下並無因穿越管路失效或虹吸效應造成上燃料池池水快速流失之疑慮。核二廠上燃料池共有 2 個閘門，材質均為不鏽鋼，門板採用鉚接方式接合並有加勁板強化結構，與牆面接合處安裝密封墊，符合可接受準則。在池水震盪濺溢及沸騰分析方面，地震時所引發上燃料池池水震盪的濺溢效應，將可能造成上燃料池水位顯著降低，在考慮最保守的池水濺溢流失量後，核二廠在地震後喪失上燃料池冷卻且無法回復的狀況下，上燃料池與爐穴水位將因池水沸騰而流失，依據評估指引附錄 B 所提出保守不考慮熱傳導及熱對流效應的能量守恒計算方法，核二廠上燃料池總水位於事故發生後 741.49 小時(30.90 天)下降至燃料格架頂端，若再計算水位下降至儲存燃料束 2/3 高度所需時間應必大於 741.49 小時，符合評估指引要求於事故發生後 72 小時內，用過燃料池水位必須高於所儲存燃料束 2/3 高度的可接受標準。

(五)上燃料池燃料格架動力分析之荷重：考慮上燃料池之燃料貯存格架貯存燃料束後，在安全釋壓閥(Safety/Relief Valve，SRV)動作、冷卻水流失事故(Loss-of-Coolant Accident，LOCA)及各種地震力(運轉基準地震 Operating Basis Earthquake，OBE 及評估基準地震 Review Level Earthquake，RLE)等各種暫態荷重作用下，進行燃料貯存格架受力之結構動態分析。其中 OBE、SRV 及 LOCA 為依據核二廠 New Load Adequacy Evaluation 報告中之反應頻譜為輸入運動來源；而 RLE 地震力則為因應新事證，使用核二廠耐震安全餘裕評估計畫中所得到的三個樓板反應之地震加速度-時間歷程為輸入運動來源，分別為 RLE/BE(最佳估計值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值)。

(六)上燃料池燃料格架動力分析模型：以燃料貯存格架採兩種燃料束貯存配置之狀況，分別為 402 束用過燃料加上 30 組 DBG(Double Blade Guide)(以下簡稱 C1)，及 480 束用過燃料加上 30 組 DBG 狀況(以下簡稱 C2)，使用加速度歷時輸入，進行各項荷重之動態分析，並組合其分析結果，驗證燃料貯存格架於各運轉條件下，是否符合 ASME 規範及相關審核規範之規定。

(七)上燃料池燃料格架動力分析結果：在應力分析方面，燃料格架不鏽鋼基材、鉸道、螺栓之各項應力之最大值皆小於 ASME B&PV Code, Section III, Subsection NF 規範之容許值；在挫屈分析方面，燃料格架整體挫屈及其中格板之局部挫屈都不會發生；在衝擊分析方面，分析地震力阻尼值先保守採 1% RLE(LB)反應譜進

行動力分析，結果顯示格架模型不論採 C1 或 C2 配置，在南北向皆無碰撞發生，但在東西向 SRV 作用下與池壁輕微碰觸。再考量本案格架為銲接鋼構，依據美國核管會管制指引 RG 1.61 Table 1 可選用阻尼值 4%的 RLE(LB)地震力反應譜執行動力分析，結果顯示格架受各項荷重作用下，東西方向(Y 方向)產生的最大位移量為 77 mm，小於西側格架之西側面與池壁之原有間隙 129 mm，因此格架不會撞到池壁。

4.3.2 審查發現

安全分析報告第 4.3 節有關上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析之說明，經審查後共提出 56 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)上燃料池完整性評估有關池體結構分析部分，為確認暫時貯放用過燃料於地震發生時的安全性，而比照燃料廠房用過燃料池之評估模式，請從地震危害之觀點，依泊松模型(Poisson's model)重新說明所提存放時間 3 年至少須考量的地震回歸期，並進一步由美國「地震危害分析資深委員會」(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)所訂第 3 層級(以下簡稱 SSHAC Level 3)地震危害度曲線說明對應之最大地表加速度值，澄清上燃料池短期貯存所需抵抗的地震力，以佐證說明目前分析之保守度。

台電公司答覆說明，因應裝載池復原需求，用過燃料於核二廠上燃料池暫時存放 3 年期間，其地震回歸期依 Poisson 機率模式推算結果約 750 年，其年超越頻率為 $1.33\text{E-}3(1/750)$ ，核二廠反

應器廠房基礎位置之 SSHAC Level 3 地震危害曲線，其中平均值危害曲線(mean hazard curve)於年超越頻率 $1.33\text{E-}3$ 所對應之週期 0.01 秒最大地表加速度值約為 0.527 g，因此本案安全分析報告進行燃料池結構檢核採用的地震力 1.272 g，具有相當充足的保守度。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二)上燃料池完整性評估有關池體結構定期檢查，請就具體之檢查內容、接受標準、檢查週期，以及護箱裝載池復原案執行前是否執行上燃料池結構檢查等提出補充說明。

台電公司答覆說明，池體結構定期檢查規範係依據程序書 D173.7「除役維護法規結構檢查及監測」附件 B「工程構件分類導則」執行，根據各類構件及其相對應之劣化型態進行初步分類，再依劣化程度進行評估後歸類；定期結構檢查期限依該程序書第 6.1.2 節規定，為基準檢查後每 5 年依附件 A「廠區內外待檢測結構體」執行一次結構定期巡查檢查。反應器廠房最新一次檢查日期，1 號機為 110 年，2 號機為 111 年，故下一次定期檢查日期，1 號機為 115 年，2 號機為 116 年。護箱裝載池復原案執行前，如有上燃料池結構檢查需求，則可執行不定期檢查。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)上燃料池完整性評估有關池體結構分析部份，安全分析報告表 4.8(報告修訂前為表 4.5)中「可接受標準」及「評估結果」兩欄，建議修訂為「耐震餘裕度可接受標準」及「耐震餘裕度評估結果」。針對結構分析結果，結構牆是否為耐震上相對較弱一環？

是否有需要對結構牆體進行補強，又西側牆與傳送水道之結構內牆是否可能同時破壞造成失水，請澄清說明。

台電公司答覆說明，已依審查意見建議修訂表 4.8 註明耐震餘裕度。另上燃料池結構牆評估結果高於可接受標準約 15%，已具足夠保守餘裕，檢核符合耐震標準，在結構失效方面並無潛在導致池水大量流失之疑慮。若考量上燃料池西牆破壞後，在燃料傳送水道之結構內牆中，其南北側內牆的跨度明顯小於上燃料池北牆，且燃料傳送水道西側牆厚度為 5 英尺，上燃料池北牆厚度僅為其 70%，因此假設上燃料池西牆失效後，在整體邊界延伸至燃料傳送水道的情況下，關鍵失效元件仍為上燃料池北牆。另外在載重部分靜水壓在載重組合中佔有相當大的部分，然而由於燃料傳送水道在裝載池復原期間為滿水狀態，因此相較上燃料池北牆僅單側受靜水壓而言，西牆兩側都有靜水壓，考量作用力相抵情形，實際作用於西牆的總靜水壓將明顯小於北牆，因此北牆仍為關鍵結構元件。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(四) 上燃料池完整性評估之結構分析部分，對所述「其中北側牆面之厚度僅為東側牆面之 70%，此牆面經評估為關鍵結構元件」，請對結構尺度不同是否引發非對稱的振動模態(例如扭轉)，提出澄清說明。

台電公司答覆說明，本案引用之反應器廠房結構動力分析報告之結構模型是以 3D 有限元素模型建立，相較於傳統簡化質量

集中模型(stick model)，3D 有限元素模型之動力分析可反映出局部的扭轉反應，並將其效應反映於產出之輸出反應譜中，亦即本案於評估時引用反應器廠房結構動力分析報告中，與上燃料池相關之特定節點輸出反應譜作為地震輸入，其評估結果即有將扭轉效應納入考量。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(五)上燃料池完整性評估有關池體結構分析部分，上燃料池為矩形鋼筋混凝土結構，以單一自由度模型評估其耐震能力，請說明單一自由度之意涵及其合宜性。

台電公司答覆說明，在評估指引附錄 C 中，用過燃料池結構耐震能力評估是將整體燃料池結構模擬為單一自由度模型(Single Degree of Freedom，SDOF)，並以美國電力研究院 NP-6041 報告建議之保守定論式失效餘裕評估方法(Conservative Deterministic Failure Margin，CDFM)用於評估分析標的在 95%高信心水準下 5%失效機率之耐震能力值。評估指引附錄更進一步將評估結果與依較詳細之有限元素模型計算結果進行比對，其結果顯示依據評估指引附錄 C 之單一自由度模型評估方式所得結果為合理且有相當程度準確性，並總結其評估流程可廣泛應用於混凝土矩形儲存槽結構之典型用過燃料池耐震能力評估，故本案依評估指引附錄 C 單一自由度模型所得之評估結果尚為合宜。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(六)上燃料池完整性評估之結構分析部分，使用的有限元素分析結構模型，是否有考慮多尺度分析(multiscale)的可行性，請補充說明。

台電公司答覆說明，本案使用評估指引所建議之單自由度分析方法，以反應譜分析方式，計算上燃料池關鍵結構元件之輸入地震加速度，並進行用過燃料池結構耐震能力評估，非直接針對上燃料池進行有限元素之應力分析，而附件一報告所示的結構模型，僅為本案於分析時引用之反應器廠房動力分析報告中，用於產出樓層反應譜所建立的結構模型，非直接依該模型進行有限元素的應力分析。多尺度之有限元素模型分析，以大尺度模型為基底，透過適當的邊界條件，整合較重要處之小尺度模型，其優點可降低電腦運算資源的使用，並同時可獲得一定精度的結構模型，唯大小尺度模型間邊界條件設定的合理性，仍有許多討論空間，而在反應器廠房動力分析報告中，考量其模型產出之樓層反應譜為其附屬結構或相關設備的重要地震輸入依據，因此分析時仍依據傳統作法，遵照美國土木工程師學會 ASCE 4-16 與美國核管會 RG 1.61 的要求建立結構模型，雖執行過程需花費大量的時間與電腦資源，但可確保輸出之樓層反應譜仍具一定程度的正確性。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(七)上燃料池完整性評估之結構分析部分，請說明上燃料池池水因地震造成之對流模式載重與垂直向慣性載重，以池底部之輸入樓層

反應譜(In-Structure Response Spectrum, ISRS)作為地震輸入，是否與評估指引附錄 C 之要求一致，請澄清說明。

台電公司答覆說明，經查評估指引附錄 C，燃料池池水因地震造成之對流模式載重與垂直向慣性載重皆引用美國混凝土協會 ACI 350.3-01 之評估方法，該方法以池底之 ISRS 作為地震輸入，本案於評估時亦依循評估指引附錄 C 要求，有關對流模式載重與垂直向慣性載重皆以池底之 ISRS 作為地震輸入。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(八)上燃料池完整性評估之結構分析部分，牆面慣性載重以節點編號 43736(池底)與 41019(池頂)之輸入樓層反應譜(ISRS)平均值進行計算，而池水對流模式載重與垂直向慣性載重則以節點 43736 之 ISRS 進行計算。請說明平均值計算之依據與合適性，節點 43736(池底)與 41019(池頂)的慣性載重量值為何？是否差異甚大？

台電公司答覆說明，依據評估指引附錄 C 第 C.4.8 節中，有關結構牆的慣性載重以池頂與池底 ISRS 的零週期加速度(ZPA)平均值作為結構牆中央高程處之地震輸入，本分析亦依循該導則要求，以節點編號 43736(池底)與 41019(池頂)的地震輸入 ZPA 平均值作為結構牆中央高程處之地震輸入，其加速度值分別為 2.34 g 與 2.81 g，因此分析時取平均值 2.58 g 作為牆中央高程處之地震輸入。有關反應譜節點的選用，於分析時需選用最接近分析標的之節點，由於上燃料池座落於反應器廠房北側之乾井結構上，經

查本分析所引用之核二廠反應器廠房結構動力分析報告，在空心圓柱之乾井結構中，各高程僅有提供 0 度(南)、90 度(西)、180 度(北)、270 度(東)四個方位節點之樓層反應譜，考量乾井結構 180 度(北)方位為最接近上燃料池，因此分析時選用 180 度方位對應之樓層反應譜作為地震輸入。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(九)上燃料池完整性評估之結構分析部分，節點編號 43736(池底)與 41019(池頂)之 ISRS 圖並非包絡過之圖，請考慮寬頻化與平滑化(broadening and smoothing)後的效應，並檢核原分析是否仍保守。因所提安全分析有池底及池頂的地震反應譜輸出，且畢竟牆體對池底並非為單純懸臂行為，所以應以(1)池底地震反應譜對應到牆體自然頻率的譜加速度 S_a ，或以(2)池底及池頂地震反應譜 ZPA 之平均值，作為池水對牆體之衝擊荷重，且(1)(2)取大者比較妥適，請澄清說明。

台電公司答覆說明，經將池底與池頂的地震反應譜繪製後，其中牆體重要頻率範圍內之 S_a 最大值(2.42 g)小於本案評估時選用之池頂與池底 ZPA 平均值(2.576 g)，因此本案評估之結果仍較保守。而池水濺溢模式之頻率計算結果中，東西向與南北向分別為 0.33 Hz 與 0.27 Hz，皆位於反應譜的低頻平滑段，非屬主要窄峰(narrow peak)處，因此本分析所得之結果與考量 broadening and smoothing 程序後的評估結果尚無顯著差異。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(十)上燃料池完整性評估之結構分析部分，有關燃料池體結構高信心度低失效機率(HCLPF)耐震能力評估(即附件一之附錄 A)，應以實際配筋圖佐證說明燃料池壁原設計壓力側有無配筋，極限彎撓曲強度為針對正彎矩或負彎矩。有關以 100-40-40 原則進行載重組合，應以表格將靜水壓、動水壓(含衝擊及對流荷重)、池壁慣性力、總壓力分別說明之。此外，決定關鍵組件時是否也應該將所受承受的外力大小納入考量？因結構破壞與否除取決於結構本身的強度之外，所承受的外力大小也是重要因素。請再說明上燃料池板殼結構除承受彎矩與剪力外，是否有承受扭矩。

台電公司答覆說明，由於水平向與垂直向的配筋皆為均勻配置，於局部處無額外配筋的情形，因此在降伏線分析中，所計算出的極限彎撓曲強度適用於正彎矩處與負彎矩處。評估指引附錄 C 之原文內容，針對水平向與垂直向地震造成之載重以 100-40-40 原則進行載重合併，而在牆結構分析中，考量水平向地震為牆面外載重的主要來源，因此水平向取 100%，垂直向取 40%，而在樓板分析時，考量垂直向地震為樓板面外載重的主要來源，因此垂直向取 100%，水平向取 40%。有關載重組合計算說明將依審查意見列表修訂補充於報告附件一附錄 A 之 Table 1。此外，在評估指引中，納入關鍵結構元件判定的範圍以用過燃料池四周的結構元件為主，並以其構件失效後果與構件尺寸為主要研判依據，經研判上燃料池北牆為關鍵結構元件。另外由於上燃料池非屬高度不對稱性結構，在地震輸入的部分，南北向與東西向的反應譜

無顯著差異，因此構件失效後果與構件尺寸仍為主要研判依據。

評估指引中關鍵失效模式主要以構件失效會造成池水大量流失為主要模式，並明確定義需考量的構件強度為面外彎矩強度與面外剪力強度，考量扭矩在強度部分為影響牆面之面內剪力，相較於前述兩項構件強度的檢核而言，其失效較無造成池水大量流失的疑慮，因此於評估指引未要求進行扭矩檢核。另外整體結構若不對稱產生之扭矩對結構動力反應之影響，已於本案引用之反應器廠房結構動力分析報告中納入考量。

對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(十一) 上燃料池完整性評估之結構分析部分，有關燃料池體結構高信心度低失效機率(HCLPF)耐震能力評估(即附件一之附錄 A)，上燃料池樓板的高程並非完全位於高程 32.75 ft 處，靠近乾井側的樓板高程約為 51.25 ft，請說明進行樓板計算時係取哪部分進行計算。另比對附錄 A 部分圖示樓板尺寸並不一致，請澄清說明。

台電公司答覆說明，樓板於載重分析時，除動水壓、靜水壓與樓板自重造成之慣性載重外，仍包含其上方所承載物件造成之載重，考量燃料與格架存放於 32.75 ft 高程處，因此附件一附錄 A 之分析亦針對 32.75 ft 高程處的樓板進行評估。另外由於分析時取燃料與格架下方之樓板(即 32.75 ft 高程處)進行計算，因此附件一報告書圖 4.7 為對應於完整性評估報告圖 4.1 之左半邊部分，即南北向長 15.75 ft 部分進行之降伏線圖繪製。對台電公司答覆

說明之內容，經審查後可以接受。

(十二) 上燃料池完整性評估之結構分析部分，係以爐穴北側貯放乾燥器為分析計算基礎，惟依過去機組大修經驗，爐穴北側已改放置汽水分離器，不同於前述分析計算基礎之貯放模式，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠原始設計為乾燥器及汽水分離器移出爐心後，乾燥器存放於上池北側儲存區，汽水分離器存放於上池南側儲存區。民國 96 年起機組大修時為縮短大修時間，經評估後將乾燥器及汽水分離器存放位置互換，即大修期間乾燥器暫存於上池南側儲存區，汽水分離器暫存於上池北側儲存區；考量除役後乾燥器及汽水分離器皆須長期放置，不同於大修期間的短期放置，因此除役後回歸原始設計之存放方式，將乾燥器存放於上池北側儲存區，故分析時以原始設計狀態進行分析計算。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(十三) 安全分析報告表 4.7(報告修訂前為表 4.4)有關上燃料池穿越孔失效之評估，可接受準則中所述「所有管路穿越孔高於用過燃料池水面下 6 英尺」之水面高度未定義，是否與安全分析報告第 2.2.4 節完整性說明第二點「除役過渡期間，爐穴、上燃料池與傳送池之水位高度均維持在標高 75' 3" 上下」之水位相同，請澄清說明。

台電公司答覆說明，兩者不同，安全分析報告表 4.7 所述之水面高度是採用低水位警報(75 呎 2 吋)的水面高度。對台電公司

答覆說明之內容，經審查後可以接受。

- (十四) 上燃料池完整性評估有關上燃料池穿越孔失效之評估，安全分析報告附件一第 4.2.1 節敘述核二廠上燃料池格架之設計是獨立而可自由豎立結構體，並未銲接在上燃料池底板或四周牆面上，因此可排除內襯鋼槽在地震發生時，遭到燃料格架拉扯而嚴重受損的可能性。請說明分析時邊界條件如何設定？受震時格架與底板或四周牆面的相對運動效應為何？

台電公司答覆說明，依據評估指引第 3.1.2 節所述，內襯鋼槽在地震發生時產生破壞機率非常低，同時依據評估指引參考資料其中之美國核管會 NUREG-1353 報告所述，燃料格架的滑移與撞擊所造成的破壞可排除。因此依上述說明，燃料格架是獨立而可自由豎立結構體，並未銲接在上燃料池底板或四周牆面上，即可排除內襯鋼槽失效之可能性。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

- (十五) 上燃料池完整性評估有關上燃料池穿越孔失效之評估，安全分析報告附件一第 4.2.1 節敘述上燃料池冷卻水系統注水管路，其管路末端至第一個隔離閥(一號機 115DYB02、106CZB02 及二號機 256DYB02、256CZB02)為耐震一級設計，符合規範有關穿越管路耐震設計之可接受準則。惟經查證發現前述管路末端第一個隔離閥與圖 3.5 用過燃料冷卻與淨化系統設備配置與流徑圖顯示(一號機 106CZB03 及二號機 256CZB03)並不一致，同時發現二號機管路末端第一個隔離閥 256DYB02 與圖 3.5 用過燃料冷卻與

淨化系統設備配置與流徑圖顯示 265DYB02 並不一致，請澄清說明。

台電公司答覆說明，一號機 106CZB03 及二號機 256CZB03 等閥為正常運轉時開啟的手動閥，在分析中視為無效的隔離閥，因此需再往管路上游尋找有效的隔離閥(包括止回閥及在控制室可監控與操作的隔離閥)，而該管路上游有效的隔離閥為止回閥，分別是一號機 106CZB02 及二號機 256CZB02。附件一圖 3.5 用過燃料冷卻與淨化系統設備配置與流徑圖為系統簡圖，因一號機 106CZB02 及二號機 256CZB02 未在系統主要流徑上，故圖 3.5 並未繪入。另圖 3.5 用過燃料冷卻與淨化系統設備配置與流徑圖顯示 256DYB02 為誤植，已修正為 265DYB02。對台電公司答覆說明及報告修訂之內容，經審查後可以接受。

(十六) 上燃料池完整性評估有關燃料傳送閘門失效之評估，請具體說明目前核二廠上燃料池閘門具備那些評估指引提到的加強設計。

台電公司答覆說明，核二廠上燃料池閘門門板是用銲接方式接合(welded joints)，並有加勁板(stiffened plates)強化結構，與牆面接合處安裝密封墊(seal)，其相關結構與其他類型電廠並無不同之處，依據評估指引，地震對閘門之危害不足以使閘門失去原本之功能。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(十七) 上燃料池完整性評估有關虹吸效應之評估，請提供擴散管回流池內處之高度、管路尺寸與耐震等級，以及說明此回流管是否

可以排除虹吸效應引發池水大量流失的疑慮。對其他與上燃料池相連接之管路，例如來自凝結水與除礦水儲存系統的池水補充管路，併請說明。對虹吸現象可能造成之最大水量流失數據，併請說明其影響。

台電公司答覆說明，穿越上燃料池結構的管路包含用過燃料池冷卻水系統注水管路，以及來自凝結水與除礦水儲存系統的池水補充管路，其中冷卻水系統注水管路為耐震一級設計，管路進入上燃料池水面上，配置虹吸破壞閥，且管路上游配置止回閥，可避免虹吸效應造成大量池水流失。來自凝結水與除礦水儲存系統的池水補充管路非耐震一級設計且無虹吸破壞裝置，但因管路末端位於接近水面處，在考慮地震造成池水濺溢效應下，地震後的池水高度將低於管路末端，可以排除虹吸效應引發池水大量流失的疑慮。上燃料池循環水管路穿越孔之標高為 73 呎 3 吋，擴散管高度為 34 呎 10 吋，管路耐震等級為一級，此管路上有真空破壞裝置，因此於虹吸效應發生時，可以有效阻止池水外流。有關虹吸現象可能造成之最大池水流失量的相關計算與說明已於安全分析報告第 4.3.2.3 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(十八) 上燃料池完整性評估有關池水震盪濺溢之評估，於安全分析報告第 4.3.2.4 節稱「有極大程度之保守性」，請補充說明池水震盪濺溢水量的可接受準則以及其保守度。另外，評估指引主要針對一般橫截面為矩形的用過燃料池，而上燃料池之橫截面並非矩

形，評估指引所使用之池水濺溢(sloshing)公式及動水壓力計算公式是否仍適用於上燃料池分析，若有相關已知國際應用案例亦請舉例說明之。

台電公司答覆說明，安全分析報告所述「有極大程度之保守性」是指評估指引引用日本福島第一核能發電廠二號機在福島事故期間所觀測的數據之比較結果。此外，EPRI 也進行 40 個電廠用過燃料池計算，其剩餘水量至用過燃料格架頂端，水位高度介於 5.12~8.90 公尺之間。前述答覆說明之內容已於安全分析報告第 4.3.2.4 節進行修訂補充。至於可接受準則，於本案將保守定義為水位下降至燃料格架頂端高度所需時間必須大於 72 小時。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(十九) 上燃料池完整性評估有關池水沸騰流失之評估，池水初始溫度設定與沸騰流失評估的水體範圍與安全分析報告第 4.2 節熱流分析的設定不一致；此外，有關池水沸騰流失評估的可接受標準「上燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間必須大於 72 小時之要求」，是否應考量與安全分析報告第 4.2 節熱流分析中所提到的「池水水位在任何情況下必須高於燃料頂端三米以上」一致。安全分析報告附件一表 4.6 所載燃料衰變熱數值與計算時使用的數值有不一致之情形，併請說明修訂。

台電公司答覆說明，將於安全分析報告附件一新增 4.2.6 節爐穴與上燃料池連通時震盪濺溢與沸騰分析，進行水閘門(No.5)開啟狀態分析。另有關上燃料池沸騰計算之初始溫度已統一假設

為 60 °C。此外，在爐水流失事故(LOCA)的最壞假設下，上燃料池水會下降至水閘門高度，此時水面距燃料頂端約為 1.5 公尺。考量本案並非為燃料貯存格架修改案，故將修正安全分析報告第 4.2.1 節引用之參考規定，統一將最低水位之部分改採用評估指引之接受準則，即在異常事故下，燃料池之水位不得低於所存燃料束之 2/3 高度。附件一報告表 4.6 有關燃料衰變熱數值已修訂。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二十) 對上燃料池格架動力分析，不同燃料放置佈局是否影響評估結果，請補充說明？

台電公司答覆說明，安全分析報告附件二第 3.2 節分析偏心格架，此分析已考慮格架分配不均勻所產生的偏心效應，符合耐震法規偏心載重設計規定，分析結果足以涵蓋燃料未裝滿或不同燃料放置佈局所產生的行為。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二十一) 對上燃料池格架動力分析，有關在滑墊與支撐板之間及支撐板與池底之間摩擦係數的選擇，請說明選擇係數在建議區間的大小，其影響為何？哪種選擇較為保守？

台電公司答覆說明，安全分析報告附件二第 2.2 節材料性質描述，在動摩擦係數方面參考 GE 公司對核二廠上燃料池格架分析報告及 ENSA 公司對核二廠下燃料池格架分析報告，在滑墊與支撐板間之動摩擦係數使用 0.145~0.203，本案分析採用 0.2；靜摩擦係數取動摩擦係數之 1.25 倍為 0.25。在支撐板與池底間之動

摩擦係數，GE 認為至少為 0.349，ENSA 使用 0.5，本案分析採用 0.5；靜摩擦係數取動摩擦係數之 1.25 倍為 0.625。安全分析報告附件二第 3.3 節不考慮靜摩擦係數分析所取荷重型式包含 OBE、RLE、LOCA 及 SRV，已可得較保守的分析結果。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二十二) 上燃料池格架動力分析使用 ANSYS 有限元素軟體，對燃料格架受力位移圖之合理性、為何施加東西向 25 g 的加速度、銲道材料彈性模數與板殼材料相同的合理性等，請提出補充說明。

台電公司答覆說明，燃料格架受力位移圖可知變形連續且外形無明顯扭曲，由此可確認建立的結構模型正確且完整；施加 25g 的東西向加速度係用以測試燃料格架滑移與碰撞池壁的行為，以確認格架模型建立接觸元素的正確性；通常銲接材料會選用與母材相似的材料，才可使銲接時兩個材料融合，依據相關文獻說明有限元素分析時通常假設銲道與母材相同。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二十三) 對上燃料池格架動力分析，安全分析報告附件二述及「…故無法建立 beam model 之等效剛性係數適合所有外力，故本報告採用 3 維有限元素詳細建構所有完整燃料架，以此完整詳盡之模型分析燃料池內之動力行為」，請問等效剛性係數具體為何？beam model 六個自由度方向的剛性為靜力分析或是動力分析，若為動力分析，其具體做法為何？

台電公司答覆說明，原始設計之燃料格架分析方式採用 stick

model structural analysis，係將整個格架以 beam 元素模擬格架的動力行為，所以格架的動力分析須將整個格架的有效剛性以 beam 元素的 EI 值模擬。以 beam 元素模擬格架時只須找出 beam 的六個自由度方向的剛性，並以此剛性進行 stick model 結構的模態分析所獲得的模態與格架真實模態相同，此時的剛性為等效剛性。具體做法先利用模態分析求取格架實體的 6 個方向的自然振動頻率，再用 beam 元素建立格架模型時，以 beam 元素模擬六個自由度方向的剛性，並利用模態分析計算 beam 元素所建立之格架模型的自然振動頻，使 beam 模型的自然振動頻率與格架實體自然振動頻率相近。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二十四) 安全分析報告附件二對上燃料池格架動力分析係採用阻尼比 1%，與以往報告採用的參數明顯不同，本案應採用適當的阻尼比參數，並確實參照本會「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，確認滿足結構分析的要求。

台電公司答覆說明，格架動態反應分析採用的地震歷時，依據選用的反應譜以 SRP 3.7.1 之規定轉換為加速度-時間歷程，故阻尼比數值愈高，所獲得的加速度-時間歷程的加速度值會較低，依此數值計算所獲得的格架動態反應會較小。本案採用 1% 阻尼比所得之評估結果，相較於以往報告採用 2% 的阻尼比而言較為保守。對於與池壁有碰撞疑慮的案例，再採用符合美國核管會管制指引 RG 1.61 燃料格架動力分析所要求的阻尼比重新進行動力

分析；因本案格架為銲接鋼構，參考 RG 1.61 Table 1. SSE Damping Values 選用阻尼值 4%的 RLE(LB)地震力反應譜執行動力分析，檢核結果顯示格架受地震力等載重作用下東西方向(Y 方向)產生的最大位移約為 77 mm，小於西側格架之西側面與池壁之原有間隙 129 mm，因此格架與池壁不會碰撞。相關檢核內容及結果均已於安全分析報告附件二進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(二十五) 安全分析報告附件二上燃料池格架動力分析，使用 RLE/BE(最佳估計值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值)進行衝擊分析，何者會得到最保守結果；阻尼比改變時，是否也會改變；新增章節 4.6 節「阻尼值 4%RLE(LB)反應譜評估載重組合 Level D 之動力分析」，請問為何只考慮 RLE(LB)，而不需要考慮 RLE/BE 與 RLE/UB，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，結構受動力荷重作用時之動力行為，與結構的自然震動頻率及動力荷重的頻率有關，當結構的自然震動頻率與動力荷重的頻率接近或重疊時，結構的動力行為會產生較大的反應甚至共振。當格架結構受 RLE/BE(最佳估計值)、RLE/UB(上限值)及 RLE/LB(下限值)反應譜地震力作用進行衝擊分析時，格架結構主要自然振動頻率若位於 RLE/BE、RLE/UB 及 RLE/LB 所對應加速度值較大的頻率區域時，結構就會有較大的動力反應(會產生較大位移、應力等)。因此，格架結構主要自然振動頻率若位於 RLE/LB 反應譜加速度值較大的頻率區域時，

格架受 RLE/LB 地震力作用進行衝擊分析時會有較大位移、應力反應。RLE/BE、RLE/UB 及 RLE/LB 何者會得到最保守結果，需視格架結構的自然震動頻率及動力荷重的頻率而定。依安全分析報告附件二第 4.3 節分析結果得知，燃料貯存格架受 RLE/LB 地震力作用時格架會與西側池壁產生碰撞(此為以阻尼比為 1%計算之結果，受 RLE/BE 與 RLE/UB 地震力作用時均不會與池壁會產生碰撞)，由此結果可推估格架結構主要自然振動頻率位於 RLE/LB 反應譜加速度值較大的頻率區域，因此以 RLE/LB 反應譜進行衝擊分析得到的結果最保守。RLE/BE、RLE/UB 及 RLE/LB 為加速度-頻率關係曲線，各頻率所對應的加速度值會隨阻尼值增加而降低，但加速度-頻率關係曲線趨勢不變，亦即曲線當中最大加速度所對應頻率的位置、最小加速度所對應頻率的位置或任何相鄰兩頻率所對應加速度的大小關係不變，改變的只是加速度值的大小。因此選用不同阻尼值的反應譜時，各頻率所對應的加速度值會隨阻尼值增加而降低，前述的結果不會改變。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二十六) 上燃料池格架動力分析中撞擊產生的力量是否可能非均勻分佈，目前採平均分配給各框格隔板之合理性，請澄清說明。格架是否會有旋轉翻倒傾向，另牆壁與格架實務上不可能完全平滑可保證面積上各點同時接觸，當有局部點先接觸，衝擊力是否就有機會在接觸附近比較大，併請澄清說明。

台電公司答覆說明，經計算格架碰撞力作用在 18 個框格隔

板上，不會發生局部挫曲；附件二第 4.3 節分析所得之撞擊力 87.2 噸重，為考慮格架內的燃料束均勻對稱分佈於格架中，且分析時不考慮靜摩擦，因此格架受地震力過程中不會發生旋轉與翹起傾倒等現象。格架受地震力作用，不會發生旋轉與翹起傾倒，只會發生滑移，因此格架與池壁碰撞過程為線碰撞、面碰撞然後分離，格架與池壁的撞擊歷程，撞擊力會隨著格架由初始與池壁的線碰撞到面碰撞，撞擊力會逐漸增大，直到達最大撞擊力 87.2 噸重後，格架與池壁再漸漸分離。因碰撞過程為線接觸碰撞至面接觸碰撞，於有限元素分析時，撞擊力為接觸面上的所有節點力的總和，因各節點力差異不大，於附件二第 4.4 節挫曲分析檢核時，將撞擊力均勻分布於圖 4.3-1 之撞擊面積上。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

4.3.3 本節審查結論

綜合審查小組對本節審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

4.4 輻射安全評估

4.4.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第 4.4 節，主要說明原貯放於裝載池之用過燃料移至上燃料池暫存期間，上燃料池的之輻射安全評估，依核二廠「上燃料池格架更新工程」GE

分析報告第 8.0 節所述之結論，上燃料池貯存容量擴充工程完成後外釋之揮發性分裂產物、銹垢增加量很小，可以忽略。因核二廠「上燃料池格架更新工程」早已完成且獲同意，本案輻射安全評估係對於裝載池復原期間之輻射源與輻射劑量率、區域與空浮放射活性偵測、合理抑低計畫，以及事故劑量等部分，針對差異部分予以補強。

根據本會「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」第五章第二節之規定，輻射安全之接受準則包括有輻射源：列出對用過燃料池工作區輻射劑量有貢獻之主要核種與濃度；輻射劑量率：充分說明所有輻射源所造成的輻射劑量率；區域與空浮放射活性偵測：區域偵測系統符合 ANSI/ANS-HPSSC-6.8.1-1981、空浮放射活性偵測系統符合 10 CFR 20.103,ANSI-N31. 1-1969 與 R.G.8.15 等之要求，可直接引用終期安全分析報告 (FSAR)；合理抑低措施：說明為減少職業曝露以符合理抑低 (ALARA)要求，所採取之各項措施，如除污、監測與管制、訓練等；廠外輻射影響：說明用過燃料貯存量改變後，在正常運轉、燃料更換或意外事故下，所造成廠外輻射影響之變化。

上燃料池輻射污染物來源有三部分：反應爐冷卻水、揮發性分裂產物、燃料束表面之銹垢，其中反應爐冷卻水為主要來源，此部分不受本案作業之影響；揮發性分裂產物釋出主要發生在用過燃料由反應爐退出至燃料池前後之短期內，大多數揮發性分裂產物的半化期很短，在退出爐心幾個月後就衰變至不顯著之程度；用過燃料束銹垢活性在由反應爐內甫退出至上燃料池時為最高，之後隨時間逐漸衰變至

不顯著之程度。評估本案對於上燃料池周邊空間輻射劑量率的影響程度，因除役階段停止運轉，反應爐維持開蓋，上下燃料池之池水已互通，而下燃料池於放入約 4 千多束用過燃料的情況下，周邊空間之輻射劑量率僅在 1~4 微西弗/小時範圍，池邊則約 10 微西弗/小時。可預期上燃料池貯放用過燃料後對於周邊空間輻射劑量率造成之影響將略小於下燃料池。

有關上燃料池貯存用過燃料之輻射防護，就本案與原設計使用情境之差異性進行評估，本案燃料吊運作業係藉由電廠現有之燃料挪移作業程序完成，故未影響設備及廠房之輻射防護能力；燃料束具密封性，其內部積存之放射性核種不會外釋造成空浮問題，故本案對於反應器廠房通風設備維持空氣清淨之能力無影響；燃料池冷卻及淨化系統之輻射源係來自於池水中之污染物，與貯存燃料束數目無必然關係，故不受本案影響；本案之現場皆已設有區域輻射偵測器及空浮偵測儀器，且本案對於現場輻射劑量率之影響有限，對所需偵測範圍及示警能力不會造成影響；本案不影響現有輻防管制作業程序，各項工作之劑量評估可悉依現有「輻射工作許可證」(RWP)流程辦理。

有關本案進行之各項作業，包括燃料傳送及挪移作業、上燃料池上方之吊運作業、燃料貯存期間上燃料池附近作業和上燃料池相關運轉設備之影響等，核二廠已規劃相關管制作為。

有關本案可能之異常事故(件)之劑量分析，本項工作並不會造成 LOCA 或是影響 LOCA 事故之嚴重性，因此適用核二廠 FSAR 第 15 章 LOCA 分析結果；有關燃料掉落事故(FHA)，核二廠 FSAR「反應

器廠房內 FHA」及「下燃料池 FHA」分析之嚴重性已可涵蓋本案之 FHA 事故，事故劑量適用 FSAR FHA 事故之分析結果。

4.4.2 審查發現

安全分析報告第 4.4 節輻射安全評估經審查後，共提 5 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告第 4.4.2 節表 4.11(報告修訂前為表 4.7)顯示 1 號機下燃料池的各核種濃度，除 Cs-134 與 Cs-137 外皆小於 2 號機，請補充說明其原因。

台電公司答覆說明，下燃料池的核種可概分為活化腐蝕核種(Mn-54、Co-58、Co-60、Zn-65)及分裂產物核種(Cs-134 與 Cs-137)。1 號機因最後一次運轉週期較短且後期降載運轉，活化物質之程度較低，故下燃料池池水中分析出活化腐蝕產物之活度較低；另因 1 號機於 105 年時曾發生燃料護套受損，故核分裂產物 Cs-134 與 Cs-137 有較高活度。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二)安全分析報告第 4.4.3.1 節說明因燃料束具密封性，其內部積存之放射性核種不會外釋造成空浮問題，惟用過燃料於運轉時遇破損，或傳送、搬運時造成損傷，仍有放射性核種外釋的可能性，請澄清說明。

台電公司答覆說明，燃料棒如於運轉期間發生護套破損，其放射性物質會因高溫高壓釋出到爐水及蒸汽中，隨即會被廢氣排放系統(offgas)之線上偵測設備及輻射流程監測器(PRM)偵測出放

射性核種活度異常。如破損情況微小到運轉期間都無法釋出放射性核種，則進入用過燃料池經過池水冷卻後，燃料棒的內壓會下降，更難釋出放射性核種。此外，核二廠的受損燃料束皆會在下燃料池進行檢修，並將受損燃料棒抽出後貯存於下燃料池專用提籃內，現場的空浮監測器顯示並未造成該空間發生空浮問題。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)安全分析報告第 4.4.3.1 節述及「.....輻射安全設計，均符合 USNRC General Design Criteria，.....，故輻射防護部分僅需就本案與原設計之差異性進行評估。」請補充說明本案與 FSAR 原設計之差異性，提供差異對照表，並說明進行評估後需補充事項。

台電公司答覆說明，該段原意為本案之「使用情境」與原設計有差異，上燃料池之原使用情境為機組填換燃料期間(即運轉模式之 mode 5)暫存用過燃料及新燃料，而本案則是在機組停機進入 mode 5 後貯存用過燃料，在硬體設計功能(貯存燃料)及使用環境(mode 5)上並不存在差異性，已將「原設計」修訂為「原設計使用情境」，以釐清文意。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

4.4.3 本節審查結論

綜合審查小組對本節審查結果，台電公司安全分析報告針對本案相關之燃料貯存於上燃料池及相關作業之輻射安全評估之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

4.5 事故評估

4.5.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第 4.5 節，主要針對臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全等領域，指出可能有嚴重影響的意外事故並進行分析，以說明護箱裝載池復原作業期間，透過現有設備與管制作為，暫貯於上燃料池的用過燃料無相關安全疑慮。

有關上燃料池燃料吊運事故之情況，根據 GE「上燃料池格架更新工程」的分析報告，上燃料池之格架更新後，對於 FSAR 原有事故分析之輻射外釋部分並無影響。另外，FSAR 的燃料吊運事故係假設停止運轉後 26 小時的燃料之分裂產物存量來估算輻射劑量，本案規劃暫貯於上燃料池的是 1、2 號機退出爐心至少 35 年的用過燃料，分裂產物存量極低，燃料吊運事故之輻射後果遠較 FSAR 分析結果輕微。從臨界安全觀點來看，依前述 GE 分析報告分析結果，燃料束掉落撞擊格架或底板時造成之 k_{eff} 均小於 0.90。

有關上燃料池喪失所有冷卻系統之情況，依安全分析報告第 4.2 節分析，上燃料池暫存之用過燃料總數設為 438 束，每束燃料束衰變熱估算為 0.044562284 MW，加上置於爐心的 624 束用過燃料，其衰變熱負載仍只有不到 1.967 MW，故若發生喪失所有冷卻系統事故，離上燃料池池水沸騰還有 1.797 天以上時間，在事故處理上有充足的時間因應。

有關上燃料池格架模組喪失承載能力之情況，針對 Acceptability

of Stresses from Combined Loads，GE「上燃料池格架更新工程」的分析結論為格架模組的各項應力之數值皆小於容許值，格架模組的完整性可以確保，可排除「地震造成臨界事故」。對於上燃料池暫貯用過燃料的格架模組應力分析，已經在「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案依據 New Load Adequacy Evaluation 報告的反應頻譜重新進行評估，應力分析之結果顯示各項應力之最大值皆小於 ASME B&PV Code, Section III, Subsection NF 所規範之容許值，而本案裝載池復原期間規劃暫貯於上燃料池的用過燃料數(438 束)小於上燃料池的可貯存總燃料數(663 束)，可由「上燃料池格架更新工程」案與「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存」案的分析結論所涵蓋。另外，根據安全分柱報告附件二有關核二廠上燃料池燃料格架動力分析之結果，以核二廠耐震安全餘裕評估計畫中所得的 3 個樓板反應之地震加速度時間歷程為輸入運動來源，在上燃料池貯存 480 束用過燃料加上 30 組 DBG 的組態下，經驗證燃料貯存格架可符合 ASME 規範及相關審核規範之規定。本次裝載池復原期間規劃於上燃料池暫存 438 束用過燃料，此上燃料池組態較附件二之上燃料池燃料格架動力分析評估之 480 束用過燃料為少，故對上燃料池暫貯用過燃料的格架模組應力分析，亦可由附件二之上燃料池燃料格架動力分析的結論所涵蓋。

有關上燃料池冷卻水流失事故之情況，由於上燃料池與旁側連通的乾燥器貯存區與反應爐爐穴間的水閘門在裝載池復原期間為開啟狀態，若因某些組件(例如包封容器上池或燃料填換膨脹封囊洩漏)發生

材料劣化，最嚴重會導致冷卻水洩漏；假設因前述冷卻水洩漏造成水位下降，上燃料池的水位隨之從原來 75 呎 3 吋下降至連通閘門底部高度之 52 呎 3 吋，仍高於上燃料池內用過燃料頂部約 5 吋，上燃料池仍可維持適當水位與冷卻水存量。另考慮反應爐側，依核二廠除役安全分析報告第 15.6.6 節說明，若爐穴底部發生洩漏，反應爐側水位則將於事故後 99.1 小時降至爐心燃料頂部，電廠人員具有足夠時間進行相關救援措施；考量目前實際停機已超過 1 年且上燃料池暫存週期 1~4 之用過燃料所增加的衰變熱亦非常低，當發生冷卻水流失事故時，在反應爐側的事故評估結果，可由核二廠除役安全分析報告第 15.6.6 節的結果所涵蓋。根據第 4.2.4.2 節的分析結果，假設上燃料池池水沸騰且水位已降至乾燥器置放區底端高程的狀態，上燃料池因沸騰蒸發使水位下降至燃料頂部的時間為 23.919 天，電廠有足夠時間進行應變與救援。若長期喪失正常補水機制時，可使用特定重大事故策略指引 KS.2-03-05 「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」進行上燃料池的衰變熱移除，維持上燃料池水位，可確保用過燃料被水淹蓋。

有關電廠全黑事故對上燃料池之影響，上燃料池池水溫度在電廠全黑事故特定時間內變化不大，若有需要時，可以特定重大事故策略指引 KS.2-03-05 「大修時上燃料池(含爐心部份)的補水」使用消防車或移動式抽水泵進行上燃料池的補水與衰變熱移除；或使用增設之補水及灑水設備來進行上燃料池的衰變熱移除。以上救援方式不使用既有電廠全黑事故分析所用之電源，故不會影響既有電廠全黑事故分析。

4.5.2 審查發現

安全分析報告第 4.5 節事件評估經審查後，共提 6 項審查意見，審查意見重點整理說明如下：

(一)安全分析報告第 4.5.2 節述及根據 GE「上燃料池格架更新工程」

的分析報告，上燃料池之格架更新後，對於 FSAR 原有事故分析之輻射外釋部分並無影響，請說明前述 GE 分析報告中燃料吊運事故後輻射外釋的分析結果，並與 FSAR 原有事故分析之輻射外釋作比較，以佐證並無影響。

台電公司答覆說明，依 GE「上燃料池格架更新工程」分析報告第 9 章事故分析所述，格架更新作業為在上燃料池內進行，由於未涉及燃料廠房與爐心上方的燃料吊運作業，從輻射外釋的角度來看對 FSAR 內容並無影響。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(二)本案係將部分用過燃料由護箱裝載池移往上燃料池，考量上下池具連通性，對此狀態下發生事故時之情境及處置程序，能否由現有程序書所涵蓋，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠護箱裝載池復原案將護箱裝載池用過燃料移往上燃料池，操作程序與機組大修燃料挪移吊運程序相同。核二廠已針對燃料挪移吊運之事故狀況、徵候與應變流程，制定異常及緊急操作程序書。在護箱裝載池復原，用過燃料挪移吊運期間，核二廠將比照機組大修狀態實施燃料挪移吊運管制，並遵照異常及緊急操作程序書指引，處理異常事故。此外本

案執行時機組處於除役過渡階段前期，反應爐爐蓋為開啟狀態，發生異常事故時，不論此時上燃料池有無存放燃料，核二廠均比照機組大修模式執行異常事故應變處置，依據電廠緊急操作程序書與機組特定重大事故策略指引列置救援策略。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

(三)安全分析報告第 4.5.2 節述及核二廠 FSAR 第 15.7 節有 3 項限制性事故，其中第三項用過燃料護箱掉事故(Spent fuel cask drop accident)是否適用本案評估，請澄清說明。

台電公司答覆說明，核二廠護箱裝填用過燃料作業係位於下燃料池旁的護箱裝載池，故上燃料池並無用過燃料護箱掉事故的情況發生，相關答覆內容已於安全分析報告第 4.5.2 節進行修訂補充。對台電公司答覆說明及報告修訂補充之內容，經審查後可以接受。

(四)針對冷卻水流失事故對上燃料池之影響，相關補水策略能否於事故後反應器廠房內可能高輻射環境下有效執行，請澄清說明。

台電公司答覆說明，若發生冷卻水流失事故致反應器廠房內為高輻射環境，導致人員無法進入反應器廠房 7 樓執行設備操作時，可使用特定重大事故策略，於控制廠房與輔助廠房操作相關設備與閥門，避免人員進入高輻射環境作業。機組進入除役過渡階段期間，在乾井蓋開蓋且水閘門開啟時，反應爐爐穴與上燃料池均為連通狀態，對反應爐補水之同時亦可將水源注入上燃料池內。亦可啟用新增設上燃料池補水及灑水系統，補充上燃料池池

水，確保水位可高於燃料頂端。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

4.5.3 本節審查結論

綜合審查小組對本節審查結果，台電公司安全分析報告針對臨界安全、熱流安全、結構安全、輻射安全等領域進行可能有嚴重影響的意外事故分析評估之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

4.6 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對本案上燃料池安全分析，包括：臨界安全分析、熱流分析、上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析、輻射安全評估及事故評估等之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

第五章 除役安全分析報告及除役技術規範之修改

5.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第五章，主要說明在核二廠裝載池復原期間需將原貯放於護箱裝載池的用過燃料暫存於上燃料池，因此除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範必須配合修訂，整理說明如下：

(一)除役過渡階段前期安全分析報告修改內容：裝載池復原期間，用過燃料暫存於上燃料池與機組大修期間將用過燃料暫存於上燃料池的作法無異，適用除役過渡階段前期安全分析報告之相關規定。惟機組除役後即不再進行燃料填換作業(refueling)，因此修訂相關敘述。當裝載池復原工作完成後，需進行除役過渡階段前期安全分析報告修訂，恢復原本裝載池功能之敘述(即恢復裝載池格架安裝前之終期安全分析報告版本內容)，以符合機組現況。

(二)除役過渡階段前期技術規範修改內容：裝載池復原期間，用過燃料暫存於上燃料池與機組大修期間將用過燃料暫存於上燃料池的作法無異，符合除役過渡階段前期技術規範之規定，因此無需進行條文修訂。當裝載池復原工作完成後，需進行修訂並恢復原裝載池功能之條文敘述，以符合機組現況。

5.2 審查發現

安全分析報告第五章除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範之修改經審查後，共提出 3 項審查意見，審查意見重點

整理說明如下：

(一)裝載池復原工作完成後，裝載池不再貯存用過燃料，整體用過燃料池的熱負載應會減少，故當用過燃料池喪失冷卻能力時，達到池水沸騰與水位下降至燃料頂端上方 3 公尺之時間應會增加，且池水最大蒸發率應會減少，然在第 5.1 節 Table 9.1-8 修訂改回之數據卻剛好相反，請澄清說明。

台電公司答覆說明，用過燃料池整體熱負載除與用過燃料數量有關，亦與退出爐心的用過燃料衰變熱有關，後者又隨著燃料於爐心運轉時的熱功率增加而變大。當護箱裝載池復原後，雖然用過燃料池的用過燃料數量減少，然而最後一批退出爐心移至用過燃料池的用過燃料衰變熱變大(因爐心熱功率係採用「中幅度功率提昇案」較高的數值)，故用過燃料池整體熱負載比護箱裝載池復原前高，致造成較短的池水沸騰時間與水位下降至燃料頂端上方 3 公尺時間且較高總蒸發量的分析結果。此外，第 5.1 節 Table 9.1-8 修訂改回的數據來源，係依據「護箱裝載池修改案」完成前之 FSAR 第 22 版。對台電公司答覆說明之內容，經審查後可以接受。

5.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範之修改之說明，以及對審查意見答覆及報告內容之修訂等，均已提出適當說明，經審查可以接受。

第六章 美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項評估

6.1 概述

台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告第六章，主要說明本案報告經評估，確認可符合美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項三個評估項目之要求，包括(1)先前評估過的事故的機率或後果，沒有顯著的增加、(2)不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件及(3)安全餘裕沒有顯著的降低，整理說明如下：

(一)先前評估過的事故：裝載池復原期間，台電公司將依據 DCR 設計文件，並參照「護箱裝載池復原特殊程序書」，做為施工之依據，提供裝載池復原之相關程序，以確保池內物件移除、盲封管路及不銹鋼銲接構件等功能復原之正確性及作業安全。此外，為進一步降低風險、避免大型重物掉落於上燃料池上方，將以行政規定進行管制，並依照事先準備好之相關程序書進行現場作業，同時依核二廠既有之輻射防護計畫，採取必要之輻射防護措施。因此，報告所提出的修改內容，不會顯著增加先前評估過的事故的機率或後果。

(二)新的或不同於先前所評估過的意外事件：本案係恢復裝載池至原有的設計功能及狀態，同時確認裝載池復原過程，上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運作無安全疑慮。上燃料池於裝載池復原期間，所貯放之用過燃料退出爐心時間很長，其衰變熱較機組大修爐心更換燃料期間所暫存之用過燃料衰變熱更低。台電公司

評估本案報告所提出的修改內容符合本會所頒布「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，根據評估與審查的結果，確認所提的修改內容，對於「裝載池復原期間，上燃料池貯放退出時間較長之用過燃料」之預期意外事件，並不會產生新的或不同於先前所評估過的意外事件。

(三)安全餘裕：上燃料池在大修爐心更換燃料期間原本即用以貯存用過燃料，運轉中也可貯存新燃料。護箱裝載池復原施工期間，必須先將裝載池內貯存之燃料清空，後續才能進行格架移除及管路復原等工程，因此必須利用上燃料池作為燃料暫存區。核二廠在「上燃料池格架更新工程案」及「核二廠運轉中將新燃料運至上燃料池貯存案」中，已對「大修更換燃料期間貯存用過燃料」及「運轉中貯存新燃料」之影響完成安全評估，相關的廠家分析報告已獲本會同意核備。台電公司基於已獲本會核備的相關報告，再確認護箱裝載池復原過程及上燃料池的安全餘裕，涵蓋範圍包含臨界安全分析、熱流分析、上燃料池完整評估及燃料格架動力分析、輻射安全及事故評估，上述安全餘裕在經過第四章上燃料池安全分析說明後，可以確認安全餘裕沒有顯著的降低。

(四)台電公司依第四章分析評估，確認所提出的修改內容，均可符合美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項的三項接受準則，不會顯著影響機組安全。

6.2 審查發現

安全分析報告第六章有關美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項

評估經審查後，無進一步審查意見。

6.3 本章審查結論

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司安全分析報告針對美國聯邦法規 10CFR 50.92(c)重要安全事項評估之說明及報告內容之修訂等，經審查可以接受。

第七章 評估總結

本案審查小組就台電公司提送之核二廠護箱裝載池復原案安全分析報告內容，包括：前言、燃料貯存設施之運轉操作、護箱裝載池復原計畫、上燃料池安全分析、除役過渡階段前期安全分析報告及除役過渡階段前期技術規範之修改及美國聯邦法規 10 CFR 50.92(c)重要安全事項評估等章節，以及台電公司針對本會審查意見所提出之補充說明及報告修訂內容，確認台電公司已針對護箱裝載池復原作業用過燃料暫存上燃料池期間之臨界安全分析、熱流分析、上燃料池完整性評估及燃料格架動力分析、輻射安全評估及事故評估等項，提出適當評估與說明，綜合審查結果認為台電公司提送之「核二廠護箱裝載池復原案安全分析」報告內容可以接受，應可確保核二廠護箱裝載池復原期間，上燃料池作為用過燃料暫存區之功能和運作安全無慮。

惟核二廠護箱裝載池復原現場作業之相關評估、施工、測試及訓練等部分，因未含括於本案審查之範疇，故台電公司未來執行核二廠護箱裝載池復原現場施工前，仍須依程序提送設計修改文件(DCR)經本會審查同意後才可正式執行，確保護箱裝載池復原現場各項作業安全符合核能營運品質保證方案之具體管制要求。