

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	因應福島事故後地震風險再 評估之核三廠用過燃料池完 整性評估

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 108 年 12 月

摘 要

台電公司因應原能會福島事故後地震風險再評估要求，已針對核三廠用過燃料池的耐震完整性進行第一階段的專業安全分析與評估。在原能會內及會外專家審查小組針對該報告之內容進行檢視與嚴格執行安全審核後，確認符合美國核能管制委員會(USNRC) 認可之 EPRI 3002009564 報告評估方法與接受準則要求。

有鑑於福島事故經驗教訓及恆春斷層系統地質新事證所帶來的地震危害之初步結果，原能會於 106 年 8 月要求台電公司評估超越設計基準地震對於核三廠用過燃料池完整性的影響，同時要求分析時須採用 USNRC 認可之 EPRI 3002009564 報告評估方法與接受準則，以將廠址地震動反應譜(GMRS)加速度峰值大於 0.8g 的評估程序中納入考量，並進一步確認核三廠用過燃料池的耐震安全。

台電公司於 107 年 9 月 27 日提交本會「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告，經本會專案審查小組進行審查後確認：(1)核三廠用過燃料池結構的高信心低失效機率(HCLPF)加速度值大於 GMRS 最大地表加速度與特定頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI 3002009564 可接受準則；(2)核三廠用過燃料池在保守不考慮補水的情況下，在受震後喪失冷卻到水位下降至燃料格架頂端高度所需時間約為 166 小時，符合 EPRI 3002009564 可接受準則，即用過燃料池在喪失冷卻後到水位下降至所儲存燃料棒三分之二高度所需時間必須大於 72 小時之要求。

總結台電公司「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告之審查結果，審查小組認為可以接受；惟台電公司在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，仍應重新檢視該報告之合理性，並送原能會審查。

目 錄

第一章 前言	1
第二章 分析方法與接受準則	3
第三章 核三廠用過燃料池設計	7
第四章 用過燃料池耐震完整性評估	10
第五章 審查總結	19
參考文獻	21

第一章 前言

一、本案緣起

100 年 311 福島事故發生後，原能會(以下簡稱本會)因應福島事故之核電廠總體檢要求台電公司依美國核管會(以下簡稱 USNRC) NTTF 小組(Near-Term Task Force)建議事項 2.1 重新評估地震廠外危害，並要求台電公司採用 USNRC 提出或認可之最新導則及方法論完成本案。

為滿足 NTTF 2.1 的燃料池耐震評估要求，美國電力研究所(Electric Power Research Institute，以下簡稱 EPRI)於 106 年提出了 EPRI 3002009564 報告[2](以下簡稱 EPRI-9564 報告)，以提供美國電力業者進行用過燃料池耐震完整性評估的最新導則。相較於 EPRI 較早報告所提供的評估的方法[4,5]，EPRI-9564 報告提供了地震動反應譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)尖峰加速度大於 0.8g 的分析方法，而該導則已於 106 年 2 月被 NRC 所認可[3]。

有鑑於福島事故經驗教訓以及恆春斷層系統等地質新事證所帶來地震危害之初步結果，本會亦於 106 年 8 月進一步要求台電公司評估超越設計基準地震對於核三廠用過燃料池完整性的影響，同時要求分析時須採用 USNRC 認可之 EPRI-9564 報告，將廠址 GMRS 峰值大於 0.8g 的評估程序中納入考量；以確認核三廠用過燃料池因地震導致用過燃料池結構體或相關設備失效而造成池水快速流失，在事故發生後 72 小時之內完全沒有補水冷卻的情況下，燃料池水位仍然不會下降到燃料池所儲存燃料棒的三分之二高度以下。

二、審查過程

台電公司於 107 年 9 月 27 日提交本會「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告。經本會同仁完成程序審查之後，本會立即聘請國內相關領域專家組成專案審查小組，進行專業實質審查作業。108 年 03 月 11 日，本會辦理「核管案 MS-JLD-10101

因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估報告」第一次審查會議，該會議後總共提出 30 項審查意見。由於結構分析為該報告之評估重點，故該會議決議事項特別請台電公司調整報告格式，並於報告主文詳細說明相關分析過程。台電公司於 108 年 06 月 13 日提送第一次審查意見答覆說明及修訂版報告。本會隨後於 108 年 07 月 16 日召開本案之第二次審查會議，並提出 8 項後續審查意見。台電公司於 108 年 09 月 04 日提送第二次審查意見答覆說明及修訂版報告。經本會審查小組書面審查後，提出 3 項後續審查意見。台電公司於 108 年 10 月 25 日提送第三次審查意見答覆說明及修訂版報告。經本會審查小組書面審查後，確認已無後續審查意見。

經完成上述審查過程後，本會提出台電公司「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告之安全審查報告。本安全審查報告分為五章，第一章為前言，第二章為分析方法與接受準則，第三章為核三用過燃料池設計，第四章為用過燃料池耐震完整性評估，最後第五章說明審查總結。

第二章 分析方法與接受準則

一、概述

本章說明台電公司評估報告第 2 章分析方法與可接受準則之審查內容。本案係依據 EPRI-9564 報告之內容要求，主要目的在確認核能電廠因地震危害導致用過燃料池結構體或相關設備失效而導致用過燃料池池水快速流失，在地震發生後 72 小時之內，在沒有補水冷卻的情況下，水位不會下降到燃料池所儲存燃料棒三分之二高度以下。

有關用過燃料池因地震失效模式評估，則區分為結構分析與非結構類分析兩大類。結構分析部分主要考慮用過燃料池結構因地震失效之相關分析；結構分析主要依據個廠實際用過燃料池之設計，進行耐震能力相關之檢核，根據 EPRI-9564 報告針對廠址 GMRS 最大峰值大於 0.8g 所提出之評估方法，首先必須以保守定論式失效餘裕(Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)評估方法，進行用過燃料池結構的高信心度低失效機率(High Confidence of Low Probability of Failure, HCLPF)耐震餘裕相關評估，然後再確認 CDFM 之耐震餘裕評估結果(即 HCLPF 加速度值)，是否高於廠址地震動反應譜加速度值。

非結構類分析部分則考慮可能造成用過燃料池池水快速流失之相關議題，包括：(1)用過燃料池結構穿越孔失效、(2)燃料傳送閘門失效、(3)虹吸效應、(4)池水震盪濺溢，與(5)池水沸騰流失等。EPRI-9564 報告針對上述各項議題，均提出評估方法與可接受準則。

二、審查情形

台電公司評估報告的第 2 章分析方法與可接受準則之內容，主要是描述本案評估報告的分析目的、分析依據、分析方法以及對應之接受準則。針對本章內容，審查小組審查情形彙整如下：

審查委員提出審查意見 RAI-I-01，指出評估報告以[2.6]式進行燃料

池熱負載計算時，必須先確認 EPRI-9564 報告附錄 B 背後的三個統計結果，亦即：(1) 燃料池的熱負載與爐心熱功率有強烈的關聯，(2) 機組在大修後只有 30-40% 的爐心燃料存放於燃料池，(3) 正常大修時間約維持 20-30 天。台電公司應確認評估報告燃料池熱負載計算公式[2.6]可以被合理的引用。

台電公司答覆說明，EPRI-9564 報告中所提有關用過燃料池地震風險再評估之作法與相關評估準則，評估時係針對美國一般商用核反應器在功率運轉期間的用過燃料池組態進行評估，核三廠同屬一般商用 PWR 核能機組，正常燃料週期結束後，所需更換的核子燃料符合第(2)點所述的 30%-40% 爐心燃料於大修後存放於燃料池。依據該報告所蒐集的資料，機組正常大修期程約為 20 天至 30 天，因此本案評估時保守引用停機 20 天的衰變熱作為計算基準。此外，台電公司提供極端案例，該案例不採用公式[2.6]，改用美國核管會 NUREG-0800 許可之 ASB 9-2 衰變熱評估公式來計算極端情境下之熱負載，仍可滿足 EPRI-9564 報告高於 72 小時之可接受準則。經審查答覆內容後，可以接受。

審查委員於 RAI-I-19、RAI-I-21，及 RAI-I-23 等三項審查意見分別指出：(1) 報告主文對結構分析著墨不多，宜補入結構分析之重要圖表和結果。(2) 報告採用 CDFM 進行耐震餘裕相關之評估流程與檢核方式。由於 CDFM 為一簡化之估算模型，故在報告中宜對其適用範圍作一簡要之陳述，並確認核三廠燃料池是否符合此適用範圍。(3) 由於 CDFM 為一簡易之估算模型，故建議在關鍵處進行核算，除可確認分析之正確性之外，亦可加強分析流程的了解。

台電公司各項答覆說明簡述如下：(1) EPRI-9564 報告之結構分析過程與檢核標準已新增於新版報告 2.3.1 節中；(2) 在 EPRI-9564 報告附錄 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(SDOF)模型，並以 CDFM 方法計算其耐震能力，該附錄曾進一步將評估結果與有限元素計算結果進行比對，結果顯示單自由度模型

評估方式所得結果合理且具有相當程度的準確性，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。由於核三廠用過燃料池與 EPRI-9564 報告附錄 C 之分析範例相同，皆為矩形鋼筋混凝土結構，因此符合該報告之適用範圍。以上 CDFM 評估方法之適用範圍亦已補充於新版報告中。(3)本計算為依據 EPRI-9564 附錄 C 之分析流程進行核三用過燃料池耐震能力 HCLPF 值評估，該評估流程中針對關鍵處皆有檢核，以混凝土牆之極限強度為例，在評估時分別針對其剪力與撓曲強度進行計算，並以較小者為構件主要控制強度。其 CDFM 評估方法之適用性及關鍵處檢核內容皆已依審查意見補充於新版報告中。經審查答覆內容後，審查委員認為 RAI-I-21 及 RAI-I-23 兩項審查意見之答覆說明可以接受，然有關 RAI-I-19 答覆說明，委員仍對台電公司所提新舊版報告之表 4.1 內容差異性進一步提出意見。

台電公司進一步對 RAI-I-19 之後續意見進行答覆說明。表 4.1 為主報告彙整其燃料池結構分析計算書之結果，而新舊版差異原因為新版計算書依據本案第一次審查意見(RAI-I-04, RAI-I-09, RAI-17 等)進行修訂與更新；有關樓板部分，經重檢視核三廠之設計，考量核三廠用過燃料池底部樓板直接由地面承載，符合 EPRI-9564 第 4 章之篩濾準則，故可免於耐震能力細部評估，另外有關結構牆計算更新部分，重要頻率範圍相對應之反應譜加速度有所修正，因此新舊版報告之內容有所差異。經審查上述答覆說明內容後，委員認為可以接受。

審查委員於 RAI-I-28 項審查意見，要求台電公司依照 EPRI-9564 附錄 B 所提供之計算步驟，補充蒸發率(Boil-off rate)的計算。另於 RAI-I-17 及 RAI-I-29 項審查意見指出，本報告提到當排除池水濺溢流失情境時，用過燃料池水位將於事故發生後 273.5 小時下降至格架頂端，故請台電公司補充可排除此情境的條件以及相關計算。

台電公司答覆說明，承諾依審查意見補充蒸發率之計算。另有關於排除池水濺溢流失之情境模擬，與 USNRC 在 NTTF 建議事項 2.1 之要求

並無直接關聯性，故於更新報告中加以刪除。經審查台電公司答覆及確認台電公司更新報告之相關修訂內容後，委員認為此兩項審查意見之答覆可以接受。

三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，台電公司評估報告第 2 章分析方法與可接受準則及所引用之相關報告、適用條件、分析方法、可接受準則，乃至相關分析公式，皆可適用於台電公司評估報告第 4 章核三廠檢核與分析結果。綜合審查小組對本章的審查結果，經審查確認可以接受。

第三章 核三廠用過燃料池設計

一、概述

本章說明台電公司評估報告第 3 章用過燃料池設計的審查內容。台電公司於評估報告第 3 章就用過燃料池的結構設計、用過燃料貯存，及用過燃料池冷卻系統的圖面尺寸幾何、水位、水溫等相關參數進行了簡要的說明，以作為評估報告第 4 章評估計算的參考依據。此外亦指出，核三廠燃料池位於燃料廠房內，兩部機組各自儲存已退出爐心的用過燃料，兩部機的用過燃料池無論是結構設計、冷卻系統或與燃料挪移相關作業皆完全相同。

二、審查情形

針對核三廠用過燃料池的結構設計、用過燃料貯存，及用過燃料池冷卻系統，本會審查小組審查情形彙整如下：

審查委員提出審查意見 RAI-I-20，指出：本案之結構牆耐震餘裕評估係以南牆之耐震行為作為分析依據，建議在報告中對此分析概念之合理性進行較明確的說明。另外，建議在評估報告中亦宜對結構牆其他牆面之相關行為進行簡要之描述與定性評估。

台電公司答覆：有關關鍵結構元件之判定，由於核三廠用過燃料池底部樓板即由地面所乘載，非位於廠房中特定高程處，其樓板可視為具有相當大的剛性，依據 EPRI-9564 報告之說明，可免除細部耐震能力評估，分析重點將著重於牆面。另外由於核三廠用過燃料池北側與東側牆面分別連接於燃料傳送水道與燃料裝載池，其牆面失效後池水尚可儲存於燃料傳送水道與燃料裝載池內，並不會造成用過燃料池水快速流失，而西側牆面與南側牆面即為燃料廠房結構外牆，牆面失效後將會造成用過燃料池水直接流失於廠房外，其中南側牆面之橫向跨度較西側牆面大且厚度也小於西側牆面，因此在本分析中以用過燃料池南側牆面為關鍵結構元件，以上評估內容已依審查意見補充於新版報告中。經審查答覆

內容，可以接受。

審查委員提出審查意見 RAI-I-02 及 RAI-I-25，分別指出：(1)分析時設定燃料池初始水溫為 30°C 之依據為何？運轉規範所允許的燃料池最高水溫值為何？分析時燃料池初始水溫是否應保守假設為運轉規範所允許的最高水溫？(2)請問有幾條回流用過燃料池管子？請提供每一條回流管子在用過燃料池之最低高度以及逸氣孔之大小。另外，請說明有無檢查計畫以確保逸氣孔不會堵塞。(3)評估報告提到的 39.5 呎池深度的計算方式應澄清。

台電公司答覆：(1)用過燃料池初始水溫為依據核三廠現況而設定。本案係依據 EPRI-9564 報告之作法，引用核三廠功率運轉期間用過燃料池之運轉參數，進行事故後池水沸騰流失相關計算。即便如在 RAI-I-01 答覆內容所述的極端案例下，仍可滿足 EPRI-9564 報告高於 72 小時之可接受準則。(2)依據核三廠設計資料，用過燃料池總共配置兩條冷卻水回流管路，最低共同集管的標高為 127ft-8in，每一條回流管路在標高 144.5 ft 的高度設置直徑 2.5 in 的反虹吸逸氣孔。由於用過燃料池的池水經過淨化系統處理，配合核三廠已在用過燃料池周邊嚴格執行預防異物入侵之各項措施，考量前述反虹吸逸氣孔的直徑大、設置高度較高且為回水管路，實務上沒有同時受到異物入侵阻塞並造成反虹吸設計失效之疑慮。(3)依據核三廠 FSAR 9.1.3.2.3，燃料池正常運轉時水位標高為 146.5 ft，減去池底標高 107 ft 後，水深為 39.5 ft，此為燃料池水深，並非燃料池高度，文字誤植部分已修訂於新版報告中。經審查答覆內容可以接受。

三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，核三廠用過燃料池為矩形鋼筋混凝土結構，與 EPRI-9564 報告附錄 C 之分析範例相同，因此符合該報告之適用範圍。此外，台電公司於評估報告第 3 章燃料池設計所述的結構

設計、燃料貯存及冷卻系統等相關圖面及參數內容，皆符合 EPRI-9564 報告之基本假設及接受準則，可作為評估報告第 4 章評估計算的參考依據。經審查可以接受。

第四章 用過燃料池耐震完整性評估

一、概述

本章說明台電公司評估報告第 4 章核三廠用過燃料池檢核與分析的審查內容。根據 EPRI-9564 要求項目，用過燃料池因地震失效模式評估分為結構分析與非結構類分析兩大類。結構分析部分主要考量用過燃料池結構因地震失效之相關分析。非結構類分析部分則考慮可能造成用過燃料池池水快速流失之相關議題，包括：(1)用過燃料池結構穿越孔失效、(2)燃料傳送閘門失效、(3)虹吸效應、(4)池水震盪濺溢與(5)池水沸騰流失等項目。

以下就根據 EPRI-9564 報告所提上述各項議題的評估方法與可接受準則，針對台電公司所提報告第 4 章的說明審查情形。

二、審查情形

針對核三廠用過燃料池耐震完整性評估之結構分析。本會審查小組審查情形彙整如下：

有關燃料池地震分析使用之反應譜，審查委員提出審查意見 RAI-I-09、RAI-I-18、RAI-I-22 及 RAI-I-30 等審查意見，指出：(1)為何非結構分析的反應譜和結構分析的反應譜不同？宜附圖詳述核三廠用過燃料池和燃料廠房(FB)之廠房結構內反應譜(ISRS)的考慮方式，包括：各廠房相對位置、高程和不同阻尼比 ISRS 之比較。在計算書中採行鄰近的輔助控制廠房(ACB)之 ISRS 作為 FB 之 ISRS 替代，請對此適切性進行說明，並補充 ACB 與 FB 模型之敘述/比較及 Node 24 的圖示。(2)ACB 的 Node 24 之 ISRS 亦被作為燃料池的中間高度，請進一步說明其適用性。(3)在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，台電公司仍應重新檢視本評估報告之計算結果之合理性，並送本會審查。

台電公司答覆說明，(1)核三廠用過燃料池底部直接位於燃料廠房

(FB)底部基礎上，在分析時由於無用過燃料池底部之 ISRS，考量 FB 基礎與和 ACB 基礎在位置上相當接近，且皆為混凝土結構並具有相似的基礎版，基礎頻率也相近並且皆位於相同地震輸入高程，因此研判其 FB 與 ACB 基礎位置的地震反應並無顯著差異，故引用 ACB 東南側基礎位置(模型 Node 24)之 ISRS 代表用過燃料池底部之 ISRS。主報告計算池水濺溢時，由於 ACB 西側圍阻體廠房(CB)之基礎頻率雖與 FB 有顯著不同，而池水濺溢之自然頻率一般小於 1Hz，故以 ACB Node 24 之 ISRS 代表 FB 基礎位置之 ISRS 在低頻率範圍其反應可能會受 CB 的影響，而經分別針對 CB 基礎及 ACB Node 24 在南北與東西向之不同阻尼反應譜進行比對後，其結果顯示在 1Hz 以下的範圍內，兩者之 ISRS 幾乎相同，故以計算池水濺溢而言，有無考慮 CB 在低頻範圍的影響對整體分析結果影響甚微。因此評估池水濺溢時，於新版報告中統一採 ACB Node 24 之 ISRS 進行評估。本案 ACB Node 24 之 ISRS 其相關圖示/位置/高程等資訊已新增於新版報告中。(2)在 ACI 350 中，有關矩形鋼筋混凝土儲槽之輸入地震力一般以儲槽底部位置進行評估，但在 EPRI-9564 附錄 C 之分析範例中，因考量 Peach Bottom 核電廠燃料池位於反應器廠房頂部，其整體結構在特定高程處與反應器廠房樓板皆有連接，因此其燃料池之動力反應較為複雜，無法僅以池底之 ISRS 作為整個燃料池結構體之地震輸入，故在該分析案例中以燃料池在中間高度之 ISRS 作為地震輸入。然而核三廠 SFP 獨立座落於燃料廠房底部，其池底即為燃料廠房基礎的一部分，相較於 EPRI-9564 附錄 C 分析範例之相對複雜之燃料池結構動力行為，核三廠燃料池整體結構之動力行為與一般鋼筋混凝土儲槽較為相似，因此在分析時以池底之 ISRS 進行評估。(3)有關現階段本計算書所引用之反應譜適切性，未來將依據核三廠 SSHAC Level 3 地震危害結果產出之燃料廠房 ISRS 進行相關計算之更新。

經審查答覆內容後，委員認為 RAI-I-22 及 RAI-I-30 兩項審查意見

之答覆說明可以接受，然有關 RAI-I-09 及 RAI-I-18 答覆說明，委員仍進一步提出意見，指出：(1)第一次審查意見乃針對舊版報告的圖 4.1 和圖 4.2，以及舊版報告附錄的 Figure 10 而發問。此外，在新版報告中，原舊版報告的圖 4.1 和圖 4.2 改以圖 4.7 和圖 4.8 取代，理由為何？再者，新版報告中新增的圖 4.1 的 GMRS 是水平向還是垂直向？(2) 新版報告附錄 Figure 7 在 EL +74 的圖示仍太過籠統，請再強化已反應 SSI 分析的地震力輸入位置與土壤阻抗之關係，以清楚顯示結構基礎樓板與輸入地震/土壤阻抗之關係。

台電公司進一步答覆說明，(1)舊版報告的圖 4.1 和圖 4.2 為以 FB 鄰近廠房之 ISRS，用以作為 FB 廠房內用過燃料池之地震輸入，而舊版報告附錄的 Figure 10 為核三廠之廠址 GMRS。現階段引用與 FB 鄰近廠房同為基礎位置且結構自然頻率相近之 ACB 廠房分析模型的 Node 24 來代表，另考量用過燃料池池水濺溢模式屬低頻範圍，在舊版報告計算池水濺溢時，考量自然頻率較低之反應器廠房對計算結果之影響，故保守以輔助控制廠房及反應器廠房基礎位置之包絡反應譜進行評估。現階段核三廠 GMRS 在水平向與垂直向之比例為 1:1，故圖 4.1 所示之核三廠 GMRS 曲線即同時代表水平向與垂直向之 GMRS。(2)有關結構基礎與輸入/土壤阻抗關係新增於修訂版報告中。經審查答覆內容後，可以接受。

有關池水濺溢及沸騰分析，審查委員提出 RAI-I-16、RAI-I-26 及 RAI-I-27 三項審查意見，指出：(1) 評估報告 [4.1] 式是針對那一個阻尼比的放大係數？亦即放大係數 $AF=1$ 時，阻尼比是何值？由 3% 阻尼推算 0.5 阻尼的水平頻譜加速度放大係數應比由 5% 阻尼推算 0.5 阻尼的水平頻譜加速度放大係數較合理。(2) NUREG/CR-0098 報告該部分應該是提供平滑化的彈性反應譜在不同阻尼以及機率等級之間轉換的方法，其中平滑化的彈性反應譜是使用數條連續直線段，把數個量測或計算到的數據涵蓋在範圍內，而這些直線則符合了 NUREG/CR-0098 中的

關係。請台電公司澄清其適用性，並請說明該頻率落於速度控制範圍內的依據。(3)根據評估報告所述，平常用過燃料池水位維持在標高 146 呎，並應用於池水沸騰分析。然核三廠運轉規範要求水位大於燃料元件頂端 23 呎，是否應該要使用運轉規範的數值比較合理？

台電公司答覆說明：(1)[4.1]式為 NUREG/CR 0098 中之阻尼方程式，而不同阻尼比之反應譜放大係數應為其阻尼方程式之比值，若以 3% 阻尼推算其它阻尼而言，則[4.1]式的反應譜放大係數則應加以修訂，已依審查意見修訂於新版報告中；另外，由 5% 阻尼推算 0.5 阻尼的水平頻譜加速度放大係數係為誤植，也已一併修訂。(2) NUREG/CR-0098 之 Newmark and Hall 公式為評估池水濺溢模式下在不同阻尼比間的反應譜放大係數，該公式亦廣泛為美國業界所引用，而 ACI 350.3-06 中 R4.2.2 節針對如何決定 0.5% 阻尼比之反應譜亦引用自 Newmark and Hall 所推導之轉換公式。另外，本案用過燃料池主要之地震反應來自於池水的衝擊模式與牆體本身，其頻率一般大於 5 Hz，由於池水在濺溢模式之頻率非常小，屬於反應譜低反應區間內，因此在此區間內不同阻尼比間的反應並無顯著差異，另外在 NUREG/CR-0098 中的圖 3 顯示速度控制區其頻率範圍約落在 0.2Hz~1.5Hz，本案池水濺溢模式之頻率約為 0.2Hz~0.3Hz，因此研判為速度控制區。(3)本案所進行之池水沸騰流失，因考慮地震所造成池水濺溢損失，因此用過燃料池初始水位之差異，並不會影響地震後在用過燃料池內剩餘的初始水存量計算結果，因用過燃料池的池壁上緣標高固定，即便是較低的地震前用過燃料池初始水位，因地震所造成的池水流失量亦會降低。另依據報告圖 3.3 之說明，核三廠用過燃料池最上緣的標高為 148ft-2in，在進行之池水濺溢量與池水沸騰流失計算時，均假設用過燃料池的池水高度為標高 146.5ft，相關計算並無忽略部分濺溢水量之狀況。

經審查答覆內容後，委員認為 RAI-I-26 及 RAI-I-27 兩項審查意見之答覆說明可以接受。然有關 RAI-I-16 答覆說明，委員仍進一步提出意

見，指出 NUREG/CR-0098 的表 2 實為反應譜在速度敏感區由尖峰地表速度(PGV)放大至擬譜速度(Pseudo-velocity)的係數，是由一些地表反應譜統計分析求得。然而當時所採用的地表加速度歷時並不多，而且不見得適用於樓板反應譜。為保守計應使用 84.1%的公式。

台電公司進一步答覆說明：評估池水濺溢量時為引用 NUREG/CR-0098 公式評估不同阻尼比間的反應譜放大係數，該公式廣泛為美國業界所引用，且在目前最新版混凝土儲存槽結構之耐震設計規範 ACI 350.3-06 R4.2 節中針對如何決定不同阻尼比之反應譜值亦引用 Newmark 所推導之轉換公式，部分原文摘錄如下：“When the available site-specific response spectrum is for a damping ratio β other than 5% of critical, the period-dependent spectral acceleration SaM given by such site-specific spectrum should be modified by the factor η_i to account for the influence of damping on the spectral amplification ….. (Newmark and Hall, 1982)”。考量審查意見，為保守計引用 84.1%之公式計算不同阻尼比的放大係數並更新於報告中，其放大係數由原來的 1.39 提高為 1.46，而其用過燃料池池水因地震濺溢造成之水位下降由原來的 2.83 公尺提高為 2.99 公尺，即以保守考量下僅造成額外 2.1%之池水流失，其池水流失分析結果為 166.52 小時，相較於原分析結果(事故發生後 172.14 小時下降至燃料格架頂端)與可接受標準間之餘裕而言，分析結果仍符合 72 小時之可接受標準。以上台電答覆說明，經審查後可以接受。

審查委員提出 RAI-I-04 及 RAI-I-06 審查意見，指出：(1)本報告附錄內容應符合計算書之基本要求；相關圖表參數若有引用其他文獻應敘明，且其內文仍有許多繕打編輯錯誤或引用錯誤，請修改補正。(2) 請補充說明附錄計算中如何得到總內功(total internal work)及產生塑鉸所需內功(the work required to develop plastic hinges)相關之數值。

台電公司答覆說明：(1)EPRI-9564 報告附錄 C 之評估計算範例中，有關引用其他文獻之圖表僅顯示其結果，並未將其完整資訊或分析流程

顯示於計算範例中，而本計算書在撰寫初期主要內容皆依循該報告之架構及編排方式進行撰寫，已依審查意見補充相關圖表於新版計算書中。考量計算書中部分引用其他文獻之評估結果或圖表確有未詳細說明之處，已依審查意見將其他引用文獻之評估過程與結果完整的補充於新版計算書中，並一併提供更新版之相關品保審核文件。(2) 有關降伏線理論計算樓板或牆面極限強度相關詳細內容記錄於本案建立之計算 Excel 試算表中，本計算書在撰寫時其內容與架構主要參照 EPRI-9564 報告附錄 C 之用過燃料池耐震評估計算範例，並未將詳細計算內容呈現於計算書中，已依審意見補充於新版計算書中。

然有關台電公司第一次答覆說明，委員仍進一步提出意見，指出：(1) 雖然最後係由降伏線破壞機制 1 控制；但計算書有關所計算得到降伏線破壞機制 2 的 β 值為 0.514，但對應到 Figure 10 時因 $2\beta = 1.028 > 1.0$ ，所對應之破壞模態已經跟原先假設有所不同，請再檢核。(2) 計算書於推導燃料池牆的極限載重時，公式過度簡化。請詳細說明極限載重的計算過程，並輔以圖示說明計算結果之合理性。

台電公司進一步答覆說明：(1)在降伏線破壞機制 2 中， β 的發展應考量其邊界條件之限制，並給定上限值 0.5 以符合幾何學上的意義。已依審查意見將 β 上限值 0.5 及其對應之 Uniform load capacity 相關計算結果修訂於計算書中。另計算書中降伏線破壞機制 2 之 β 為 0.514，所對應其最小 Uniform load capacity 為 6.089 ksf，若以 β 為 0.5 計算，其結果為 6.092 ksf，兩者差異甚小，且皆大於降伏線破壞機制 1 之最小 Uniform load capacity 5.966 ksf，仍以降伏線破壞機制 1 控制，因此並不影響原分析結果。(2)有關燃料池牆的極限載重推導，其詳細計算過程已新增降伏線中各剛體之等效彎矩系統之投影示意圖於新版計算書中。經審查後可以接受。

綜整審查委員於 RAI-I-05、RAI-I-14、RAI-I-07、RAI-I-08、RAI-I-10 及 RAI-I-11 等 6 項審查意見，如下：(1)請補充說明計算書 Table 3 與

Table 8 的參數取得方式及兩者差異性；Table 4 的各項重量應註明出處或提供其計算方式；Table 13 內慣性力及對流力的計算方式。(2)有關載重質量係數 (KLM)，係引用 Biggs 所著書內之 Table 5.5，請檢核其一致性。且燃料池樓板之長短向比為 0.528，為何 KLM 為 0.68？燃料池牆面之長短向比為 0.755，且非 Biggs 書內之 Table 5.5 所適用的四邊固定情況，為何 KLM 為 0.63？(3)計算書 Table 1 及 Table 6 所列鋼筋混凝土的設計參數應有佐證資料。請確認燃料池的牆及樓板的鋼筋佈置與 Table 2 及 Table 7 一致。另 Table 7 的 panel location 欄位下的敘述與 Table 2 的敘述是否正確？

針對上述審查意見，台電公司答覆說明綜整如下：(1)Table 3 與 Table 8 之數值分別以樓板及牆面不同位置之斷面尺寸及 Table 1 之材料性質，並依據 ACI 349 規範極限撓曲強度公式得到，兩者配筋相同，唯 Table 8 之 Panel location 欄位下的敘述應對應於降伏線之形狀。有關南側牆面極限撓曲強度之詳細評估內容依審查意見補充或修訂於新版計算書中。Table 4 中有關樓板重量為依燃料池基底樓板體積與混凝土單位重計算而得，有關燃料池底部樓板的細部計算相關內容已於新版計算書中刪除(請參見審查意見 RAI-I-04 項之回覆)，因此已無標題混淆之問題。此外，Table 13 內的慣性力及對流力的計算則已補充於新版報告中。(2)經查計算書中樓板之 KLM 皆為引用自 Biggs 所著書中的 Table 5.5，且長短向比為 0.528，經確認其 KLM 不是 0.68；惟計算書中燃料池底部樓板的細部計算內容已刪除，故不影響。此外，在 Biggs 書內有關雙向板之 KLM 僅提供四邊簡支及四邊固定的兩種極端狀況，而 EPRI-9564 報告附錄 C 中，牆面的邊界條件為兩側與底部為固定端，頂部為自由端，其分析範例仍亦引用 Biggs 書內 Table 5.5，其考量應為其邊界條件較符合四端固定之狀況，且代入頻率計算公式後其差異幾可忽略，因此本計算書有關牆面之 KLM 之選用仍依據 EPRI-9564 附錄 C 之原則。(3)有關 Table 6 中鋼筋混凝土材料性質主要參考核三廠設計圖面，引用文

獻來源已補充於新版計算書中。依據核三廠相關圖面資料，燃料池南側牆面水平與垂直向鋼筋布置方式與樓板相同，惟 Table 7 中 Panel location 欄位下的敘述應對應於降伏線形狀，有關牆斷面配筋與撓曲強度已於新版計算書中進行修訂。有關 Table 1 與 Table 2 為樓板之計算相關內容已刪除。以上台電答覆說明，經審查後可以接受。

綜整審查委員於 RAI-I-12、RAI-I-13 及 RAI-I-15 等 3 項審查意見如下：(1) 請檢核計算書第 46 頁頭兩行的計算式，另請說明此不同阻尼比的反應譜加速度的此轉換公式在極低頻率區段的適用性。(2)請檢討同樣用 P_{iy} 分別代表 impulsive 及 convective loading，並請附相關之 ACI-350 Figure R5.3。(3)請澄清計算書第 48 頁有關燃料池牆面的 seismic demand E_{wc} 與 EPRI 報告第 C-19 頁 E_{WHcr} 計算有何不同？

針對上述三項審查意見，台電公司答覆說明綜整如下：(1) 計算書第 46 頁第二行的計算式中，反應譜放大係數為文字誤植，已修訂於新版計算書中，另外本案有關不同阻尼比間反應譜放大係數的計算為依照 EPRI-9564 附錄 C 之分析範例所提供之簡易公式進行評估，其池水 Sloshing mode 由 3%至 0.5%的放大係數計算結果為 2.45，相較於依據 NUREG/CR-0098 針對不同控制範圍在中值或一倍標準差之放大係數要保守許多，因此本案例依據 EPRI-9564 附錄 C 之簡易公式評估之反應譜放大係數仍可接受。(2) 本計算書之 impulsive 與 convective loading 應分別以 P_{iy} 與 P_{cy} 表示，已依委員意見修訂及補充 ACI-350 Figure R5.3 相關圖面於新版計算書中。(3)EPRI-9564 報附錄 C 第 19 頁係針對作用於樓板之動水壓進行評估，假設作用於牆面之水平動水壓力最大值隨距牆面距離呈餘弦函數之遞減，其中於 SFP 中間處其水平動水壓力最大值遞減為零，並定義樓板內部降伏線交點處為關鍵斷面，依據前述餘弦遞減函數可定義出作用於此關鍵斷面之水平動水壓力 E_{WHcr} ，而此水平向水壓力亦有垂直向分量，並假設此處之垂直水壓力均勻分佈於整個樓板。計算書之 E_{wc} 為因地震造成之總均佈水平壓力載重，其作

用於南側牆面。由於分析對象即為牆面，因此無上述之水平向動水壓隨距牆面距離呈餘弦函數遞減之問題。以上台電答覆說明，經審查後可以接受。

三、審查小結

經審查小組對本章審查後，確認台電公司評估報告已依照 EPRI-9564 報告之評估方法與可接受準則，對核三廠燃料池的結構與非結構項目的耐震完整性進行評估與檢視。

在結構分析方面，有關燃料池樓板方面，核三廠用過燃料池底部樓板直接由地面承載，依 EPRI-9564 第 4 章之篩濾準則，可免於耐震能力細部評估；在結構牆方面，GMRS 最大的地表加速度對應的 HCLPF 值為 1.32g；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核三廠程序書中，因此整體結構分析結果，所有分析結果均能符合 EPRI-9564 所規範之可接受準則。惟在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，台電公司仍應重新檢視本評估報告之計算結果之合理性，並送本會審查。

在非結構分析方面，有關池水震盪濺溢與池水沸騰流失計算結果，核三廠用過燃料池在最壞狀況下因池水震盪濺溢出池外的水量約為 432.8 立方公尺。在保守不考慮補水的情況下，用過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為 166.52 小時；符合 EPRI-9564 可接受準則，即用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至所儲存燃料棒三分之二高度(其低於燃料格架頂端高度)所需時間必須大於 72 小時之要求。此外，有關用過燃料池結構穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應等檢核項目，皆符合 EPRI-9564 所規範的可接受準則。

綜合審查小組對本章審查結果，核三用過燃料池耐震完整性評估與分析之結果，經審查可以接受。

第五章 審查總結

綜合審查小組已針對台電公司所提交的「因應福島事故後地震風險再評估之核三廠用過燃料池完整性評估」報告內容與結果進行全面性檢視與審查，審查結論總結如下：

- (一)有關該報告的分析方法與可接受準則方面，該報告中所引用之相關文獻、適用條件、分析方法、可接受準則，乃至相關分析公式，皆符合 EPRI-9564 報告之要求，可適用於核三廠用過燃料池完整性評估。
- (二)有關該報告第 3 章所述之核三廠燃料池的結構設計、燃料貯存及冷卻系統等相關圖面及參數內容，皆與報告第 4 章用過燃料池完整性評估輸入參數相符一致。
- (三)在結構分析方面，有關燃料池樓板方面，因核三廠用過燃料池底部樓板直接由地面承載，依 EPRI-9564 報告第 4 章之篩濾準則，可免於耐震能力細部評估；在結構牆方面，核三廠用過燃料池結構的 HCLPF 加速度值大於 GMRS 最大地表加速度與特定頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI-9564 可接受準則；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核三廠程序書中，因此整體結構分析結果，所有分析結果均能符合 EPRI-9564 所規範之可接受準則。
- (四)在非結構分析方面，核三廠用過燃料池在最壞狀況下因池水震盪濺溢出池外的水量約為 432.8 立方公尺。在保守不考慮補水的情況下，用過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為 166 小時，符合 EPRI-9564 可接受準則，即用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至所儲存燃料棒三分之二高度(其低於燃料格架頂端高度)所需時間必須大於 72 小時之要求。此外，有關用過燃料池結構穿越孔失效、燃料傳送閘門失效、虹吸效應等檢核項目，亦符合 EPRI-9564 所規範的可接受準則。
- (五)綜合審查小組對本案審查結果，核三廠用過燃料池耐震完整性評估與分析之結果，經審查可以接受。惟在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新

的 GMRS 後，台電公司仍應重新檢視該評估報告之計算結果之合理性，並送本會審查。

参考文献

1. USNRC, Request for Information Pursuant to Title 10 of the Code of Federal Regulations 50.54(f) Regarding Recommendations 2.1, 2.3, and 9.3, of the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident, ADAMS Accession No. ML12053A340, Mar. 12, 2012.
2. EPRI, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, EPRI 3002009564, Jan. 2017.
3. USNRC, Endorsement of Electric Power Research Institute Report 3002009564, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, ADAMS Accession No. ML17034A408, Feb. 2017.
4. EPRI, Seismic Evaluation Guidance, Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic, EPRI-1025287, February 2013.
5. EPRI, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, EPRI 3002007148, Jan. 2016.