

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核二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 110 年 08 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，已針對核二廠用過燃料池的耐震完整性進行專業安全分析與評估。在原能會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以及山腳斷層系統等地質新事證所帶來地震危害之初步結果，本會要求台電公司評估超越設計基準地震對於核二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，將廠址地震動反應譜(GMRS)峰值大於 0.8g 的評估程序中納入考量；以確認核二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。

台電公司於 109 年 7 月 29 日提交本會「核二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)核二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 重要頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI 3002009564 可接受準則；(2)核二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為 203.92 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「核二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；台電公司在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，應重新檢視該報告之合理性。

目 錄

第一章 前言	1
第二章 分析方法與接受準則	3
第三章 核二廠用過燃料池設計	8
第四章 用過燃料池耐震完整性評估	10
第五章 審查總結	17
參考文獻	19

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[1]，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(Spent Fuel Pool, SFP)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[3, 4]，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[5]。

有鑑於福島事故經驗教訓以及山腳斷層系統等地質新事證所帶來的地震危害初步結果，本會要求台電公司評估超越設計基準地震對於核二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；以確認核二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 109 年 7 月 29 日提交本會「核二廠用過燃料池完整性評估」報告。經本會完成程序審查，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。109 年 12 月 16 日，本會辦理「核管案 CS/KS-JLD-10101 之核一、二廠用過燃料池完整性評估報告」第一

次審查會議，針對核二廠部分共提出 14 項審查意見。台電公司於 110 年 1 月 29 日來函提出第一次答覆說明，經審查小組第二次書面審查後，提出 3 項後續審查意見(即第二次審查意見)。台電公司於 110 年 4 月 19 日提送第二次審查意見答覆說明。經本會審查小組第三次書面審查後，提出 1 項後續審查意見(即第三次審查意見)。台電公司於 110 年 6 月 10 日提送第三次審查意見答覆說明，經本會審查小組第四次書面審查後，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「核二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，第三章為核二廠用過燃料池設計，第四章為用過燃料池耐震完整性評估結果，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。此外，若用過燃料池底部樓板直接由地面承載，根據 EPRI-9564 報告第四章之篩濾準則，可免於耐震能力細部評估。

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-02：引用報告[2.6]式進行評估時必須確認其背後的假設，EPRI-9564 報告附錄 B 顯示[2.6]式係基於以下三點：(a) 燃料池的熱負載與爐心熱功率有強烈的關聯，(b)機組在大修後只有 30-40%的爐心燃料存放於燃料池，(c)正常大修時間約維持 20-30 天。(1)請確認核二廠的現況與未來之營運會滿足第(b)點。(2)核二廠停機後最快多久可以將燃料移往用過燃料池?如果要滿足第(c)點，則核二廠停機後燃料移往用過燃料池的時間可能應該要接受管制。

台電公司答覆說明：(1)依據核二廠兩部機過去五次燃料循環後之爐心燃料填換狀況(1 號機第 23~27 燃料週期末(EOC23~EOC27); 2 號機第 21~25 燃料週期末(EOC21~EOC25))(註：End of Cycles, EOC)，最大由爐心移至用過燃料池貯存之用過燃料數量，為 2 號機 EOC22 的 31.4%。核二廠為沸水式反應爐(Boiling Water Reactor, BWR)核能機組，未來在正常燃料週期結束後，所需更換的燃料數量，並無超過爐心燃料數量 40%之規劃；(2)依據 EPRI-9564 報告所提供機組在正常運轉期間之用過燃料池非結構檢核方法，有關用過燃料池之池水沸騰流失評估，引用機組停機 20 天後之用過燃料池熱負載，核二廠過去機組停機大修期程均顯著超過評估時所引用的 20 天，未來核二廠亦無低於 20 天之停機進行爐心燃料填換規劃。上述有關引用 EPRI-9564 報告所要求用過燃料池熱負載評估之合適性說明，將參照審查意見，補充說明於本報告中。經審查答覆內容後，可以接受。

審查委員提出審查意見 RAI-I-12：指出本報告的主要目的為評估在地震發生後 72 小時內，假設在沒有補水的情況下，用過燃料池結構體是否會因地震損傷導致漏水，使得池水快速流失至燃料儲存架頂端。惟報告呈現的評估方式主要基於燃料池結構的極限強度，然而當結構極限強度發揮時，池體混凝土結構早已受嚴重損傷，池水勢必大量洩出，因此為確保池水不快速流失，應檢核地震力是否會造成池體產生會導致池

水快速流失的破壞，例如撓曲與剪力裂縫過大等，該等破壞通常小於池體極限強度甚多，請於報告中針對上述議題加以釐清。

台電公司答覆說明：一般結構構件發展至極限強度時，若伴隨著大量結構變形造成之韌性消能行為，則變形量有可能過大造成使用性不佳的疑慮。然而本案在評估極限強度時，最終皆為剪力強度控制其構件之耐震能力。於分析時皆保守排除非彈性因子之變位消能行為對構件強度的貢獻。本報告附錄 A 之計算書中，有關構件變位的計算結果介於 0.08~0.13 in 之間，其變位值皆相當小。另外由於用過燃料池在設計上，於結構內側皆設置有內襯不鏽鋼槽，其具有相當程度的結構韌性，基於上述的構件變位範圍下，內襯鋼槽仍可維持用過燃料池內的的池水免於外流。因此，本案之用過燃料池在達極限強度時，其池體完整性仍可維持並確保池水不會快速流失。經審查答覆內容後，可以接受。

審查委員於 RAI-I-11 及 RAI-I-14 等兩項審查意見分別指出：(1)雖然 EPRI-9564 報告忽略 SFP 內用過燃料及燃料格架的重量對燃料池牆板 (wall panel) 的地震影響評估；但對於本案而言，核二廠的 SFP 目前狀況是否也可以忽略此一影響也應說明；(2)請說明核二廠與其他廠燃料池完整性評估報告內容之差異性對照。

台電公司各項答覆說明簡述如下：(1)用過燃料池燃料及格架重量，評估時已納入其對樓板的影響，在結構牆方面，依據 EPRI-9564 報告第 3.1.2 節之說明，燃料組件因滑移或傾倒造成內襯鋼槽失效的發生機率低，且相較於用過燃料池底部樓板與周圍牆面結構整體失效而言，對池水流失的影響有限，因此該導則於附錄 C 結構細部計算範例中，明確定義用過燃料池結構完整性評估之失效模式以池底樓板與周圍牆面失效為主，本報告即依據該導則進行整體用過燃料池結構完整性評估；(2)已提供核一、核二廠之差異對照，包括：結構分析、用過燃料池穿越孔失效(用過燃料池穿越孔清單)、燃料傳送閘門失效：各電廠燃料傳送閘門材質均為不鏽鋼、虹吸效應(進出用過燃料池管路清單)、池水振盪濺

溢(池水震盪濺溢量與水位下降計算)、用過燃料池熱負載評估、池水沸騰與水位下降所需時間(池水沸騰流失計算參數與結果)等差異對照。

經審查答覆內容後，審查委員進一步提出意見：(1)核二廠 SFP 經過幾次燃料貯存格架改裝，SFP 已經快裝滿，請根據之前燃料貯存格架改裝相關安全分析之研判，燃料與格架在地震時是否撞到池牆？否則為何本案可以忽略此一影響；(2)請針對分析做法及假設提出補充比較說明，而非僅分析結果之比較。

台電公司進一步對後續意見進行答覆說明：(1)本報告於評估時已納入用過燃料池燃料及格架重量對樓板的影響，在結構牆方面，依據 EPRI-9564 報告第 3.1.2 節之說明，燃料組件因滑移或傾倒造成內襯鋼槽失效的發生機率低，且相較於用過燃料池底部樓板與周圍牆面結構整體失效而言，對池水流失的影響有限，因此該導則於附錄 C 結構細部計算範例中，明確定義用過燃料池結構完整性評估之失效模式以池底樓板與周圍牆面失效為主，本報告即依據該導則進行用過燃料池結構完整性評估。另針對本案關鍵失效牆面所在之西池進行燃料格架與牆面因地震撞擊影響評估，依據原能會 107 年 2 月 27 日同意之「核二廠東西池燃料貯存格架耐震餘裕評估報告」，報告中表 4-15 與表 4-16 分別為西池東西向與南北向燃料格架與牆面撞擊可能性評估結果，其結果顯示在參考地震力 0.67g 條件下，東西向與南北向燃料格架與牆面皆不會發生撞擊(各格架最大位移與最小間距比率之最大值為 70%，小於 100%)，然而若考量本案參考地震力，其調修因子(scaling factor)約為 1.06，所推求各格架最大位移與最小間距比率之最大值由原先 70%改為 74.2%，仍小於 100%，因此在本案參考地震條件下，燃料格架與牆面仍不會發生撞擊；(2)核一、二廠用過燃料池完整性評估報告，均引用 EPRI-9564 報告中針對高 GMRS 廠址所制定的檢核項目、評估方法與可接受標準，進行結構與非結構項目之檢核，在分析方法上並無差異。經審查上述答覆說明內容後，委員認為可以接受。

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 章核二廠檢核與分析結果。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 核二廠用過燃料池設計

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 章評估計算的輸入依據。此外亦指出，核二廠燃料池位於燃料廠房內，兩部機組各自貯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

針對核二廠用過燃料池的地震力輸入及相關圖面，本會審查小組提出審查意見 RAI-I-06 及 RAI-I-07：(1)報告 3.4 節地震力輸入應有燃料廠房基礎的反應譜，並與圖 8 的反應譜做一比較(5% damping)；(2)本案所引用輔助廠房之基礎節點(編號 49)之樓層反應譜(Instructure Response Spectrum, ISRS)為地震輸入，請補充顯示桿件模型節點 49 的相關圖面及說明。

台電公司答覆：核二廠用過燃料池座落於燃料廠房底部基礎上，在分析時由於無因應本案 GMRS 之用過燃料池底部樓層反應譜，考量燃料廠房基礎緊鄰輔助廠房基礎，且皆為混凝土結構與具有相似的基礎版，結構基礎頻率相近並皆位於地震輸入之 GMRS 平台段，因此研判其燃料廠房與輔助廠房於基礎位置的結構反應將無顯著差異，故現階段引用輔助廠房基礎位置之樓層反應譜作為本案用過燃料池分析時之輸入反應譜。另依審查意見，經查確認核二廠因應用過核子燃料護箱吊車耐震安全再評估工作，有針對燃料廠房建立樓層反應譜，惟該反應譜之輸入地震為耐震餘裕評估(Seismic Margine Assessment, SMA)計畫中所定義之評估基準地震(Review Level Earthquake, RLE)，非本案評估之

GMRS，另外若針對現行 RLE 等級之燃料廠房樓層反應譜與本案暫行引用之輔助廠房基礎位置樓層反應譜進行比對，其結果於重要頻率(結構牆與池水濺溢模式)之反應譜加速度並無明顯差異；(2)有關於池水振盪濺溢分析時選用輔助廠房西北側基礎節點(編號 49)之 ISRS 作為地震輸入，其節點相關位置與結構模型圖，已列在報告中。另有關節點 49 於結構模型圖之相關位置已依審查意見標示於其模型中，並修訂於報告內。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，核二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；經比對廠房結構立面圖，所使用之反應譜樓層位置符合結構動力分析學理。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的圖面尺寸幾何、水位、水溫等相關參數內容，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 章評估計算的輸入依據。綜合審查小組對本章的審查結果，經審查確認可以接受。

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 章核二廠用過燃料池檢核與分析的審查內容。根據 EPRI-9564 報告要求項目，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

針對核二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：

有關廠房樓層反應譜(ISRS)，審查委員提出審查意見 RAI-I-04：圖 4.7 和圖 4.8 請補繪圖 4.2 之水平向 GMRS，並標示燃料廠房、輔助廠房和用過燃料池的基本振動頻率，以資比較。

台電公司答覆說明：已依審查意見將水平向 GMRS 補繪於圖 4.7 和圖 4.8 中，並標示燃料廠房、輔助廠房和用過燃料池的基本振動頻率。

經審查答覆內容後，審查委員進一步提出意見：請補充說明燃料廠房、輔助廠房和用過燃料池壁的 ISRS 之擬譜加速度小於 GMRS 的原因和後續影響。另外，比較阻尼比 5% 的 ISRS 和 GMRS，在絕大部份的頻率範圍內，前者都低於後者，尤其在燃料廠房和輔助廠房的基本振動頻率附近，前者大幅低於後者，完全看不到共振效應，請檢核或補充說明。

台電公司進一步答覆說明：GMRS 僅為廠址之自由場地地震輸入反應譜，而實際作用於燃料池結構之地震力輸入，仍需將廠房結構與土壤同時納入整個模擬系統，並經由土壤結構互制(Soil-Structure Interaction, SSI)分析後，求得於廠房結構內燃料池所在位置之樓層反應譜，其中整個結構 SSI 系統之輸出反應主要集中於其 SSI 結構系統之主要頻率中，非直接由 GMRS 之譜形決定，因此由附圖可知，雖然 GMRS 峰值對應之頻率約在 6~8Hz 間，且燃料廠房與輔助廠房基礎固定下之頻率約在 4~5Hz 間，但作用於整體 SSI 結構系統後，考量核二廠土壤特性，導致結構整體 SSI 系統實際輸出反應譜峰值之頻率有左移情形(2~3Hz)。另外自由場高頻輸入地震波於土壤與廠房基礎交界面時，因其廠房基礎尺度大，造成 SSI 分析中地震波傳遞不一致效應(ground motion incoherence)，使部分高頻地震波於此界面處有抵消情形，導致整個 SSI 結構系統高頻段反應有下降情形。

經審查答覆內容後，審查委員再進一步提出意見：比較阻尼比 5% 的 ISRS 和 GMRS，在絕大部份的頻率範圍內，前者都明顯低於後者。自由場輸入反應譜(GMRS)經由 SSI 分析後，會在土層顯著頻率和結構物基本振動頻率產生共振效應，因此 ISRS 會在這些頻率出現高峰。在 ISRS 和 GMRS 的比較圖中，完全看不到此現象，請檢核或補充說明。另請說明輔助廠房之土層顯著頻率為何？

台電公司再進一步答覆說明：本案現階段評估時，引用輔助廠房基礎位置之 ISRS 代表燃料廠房基礎位置之 ISRS。現階段本計算書所引用之反應譜適切性，未來將依據 SSHAC Level 3 地震危害結果產出之核二廠實際燃料廠房 ISRS 進行計算書更新。有關共振效應部分，ISRS 會在土層顯著頻率和結構物基本振動頻率產生共振效應，所示附圖為輔助廠房各樓層質心之 ISRS，除位於基礎高程(標高 42 ft)之 ISRS 外，其餘高程之 ISRS 於結構物基本振動頻率處皆有明顯的高峰，而本分析引用之基礎位置 ISRS(標高 42 ft)，考量其高程位置直接與土壤接觸，且位於結

構物最底部(基礎固定的結構動力反應較不顯著)，因此相較於其他高程 ISRS 而言，基礎位置 ISRS 峰值主要由土層顯著頻率控制，非結構基本振動頻率。核二廠用過燃料池座落於燃料廠房底部基礎上，在分析時由於無因應本案 GMRS 之用過燃料池底部樓層反應譜，考量燃料廠房基礎緊鄰輔助廠房基礎，且皆為混凝土結構與具有相似的基礎版，結構基礎頻率相近並皆位於地震輸入之 GMRS 平台段，因此研判其燃料廠房與輔助廠房於基礎位置的結構反應將無顯著差異，故現階段引用輔助廠房基礎位置之樓層反應譜作為本案用過燃料池分析時之輸入反應譜。另經查由原能會審查核定之「核二廠因應用過核子燃料護箱吊車耐震安全再評估工作」報告中，有針對燃料廠房建立於 SMA 計畫選定 RLE 0.67g 等級之樓層反應譜，其中比對燃料廠房基礎位置(節點 5)ISRS 與輸入地震反應譜，可知在絕大部份的頻率範圍內，燃料廠房基礎位置之動力反應亦低於輸入反應譜，且由於核二廠之土壤特性，導致燃料廠房經 SSI 分析後，其基礎位置之反應譜峰值亦位於較低頻率處。如所示之反應譜比較圖，其中 ISRS 經確認皆為 SMA 之 GMRS 經由 SSI 分析之結果。有關土層顯著頻率部分，在 SSI 動力反應分析報告中，其輸出結果僅為土壤與結構整個 SSI 系統的反應譜，並無法單獨得知土壤之顯著頻率，惟透過觀察基礎位置 ISRS 與基礎位置之自由場輸入 GMRS，由峰值的偏移情形可判斷土層的軟硬程度，本案因其廠址土壤特性，部分峰值的地震波被土層給隔離或篩濾無法傳遞至結構內，因此導致基礎位置 ISRS 在特定頻率範圍小於 GMRS 與共振效應不明顯的現象。

另有關 GMRS 對節點 49 東西向 ISRS 的反應譜比較圖中，燃料廠房的基本振動頻率約為 4.2 Hz，輔助廠房的基本振動頻率約為 5 Hz。在 GMRS 對不同高程東西向 ISRS 的反應譜比較圖中，判斷輔助廠房的基本振動頻率約為 4 Hz。此兩圖的輔助廠房基本振動頻率有所差異之議題，進一步澄清如下：「經查有關輔助廠房 SSI 分析計算書(編號：11C032-CAL-007)，由於該計算書最終經 SSI 軟體(EKSSI)之輸出僅有各

樓層之反應譜，並無其輔助廠房在考量 SSI 效應後整體基礎頻率紀錄，該計算書在進行 SSI 分析前，有以 GT STRUDL 程式模型驗證其與終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)模型之準確性(唯土壤部分僅先以 6 個自由度彈簧模擬其勁度，非實際之 SSI 分析)，其結果顯示，該 GT STRUDL 程式模型驗證之輔助廠房第一模態即為 GMRS 對節點 49 東西向 ISRS 反應譜比較圖中所標示約 5 Hz，而在 GMRS 對不同高程東西向 ISRS 的反應譜比較圖中，輔助廠房 SSI 系統基本振動頻率經由譜型峰值觀察其頻率約為 4 Hz，該頻率為最終經 SSI 軟體(EKSSI 程式)分析後之結果，此即為差異之原因。」經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池水量之計算，審查委員提出審查意見 RAI-I-01 及 RAI-I-13：(1)第 46 頁顯示：「在正常運轉且閘門 1、2、3 開啓的狀況下(西池、東池、傳送渠道、護箱裝載池相互連通)，用過燃料池內的總水量為 1747.79 m³」。第 48 頁顯示：「正常運轉時水量為 1752.21 m³」，兩者不一致，請澄清；(2)請台電公司再次確認當燃料池裝滿燃料匣時，報告第 48 頁表 4.7 正常運轉時水量(V_{ini}) 1752.21 m³ 數據。又請再次檢核第 45 頁所述「燃料貯存格架所占的體積以截面積平均值的計算結果 42.7%」。

台電公司答覆說明：(1)核二廠用過燃料池的總水量為 1747.79 m³，報告第 48 頁表 4.7 所列總水量 1752.21 m³ 為數據誤植，於報告更新時進行修訂；(2)依據本報告第 3.1 節之說明，核二廠用過燃料池共區分為東池、西池、護箱裝載池及燃料傳送渠道等四個池面，除了燃料傳送渠道之外，其他三個池面下均已置放用過燃料。依據第 4.2.5 節之計算，3 個儲存用過燃料池面的水平總面積為 136.58 平方公尺(57.70+64.39+14.49)，池面下總體積為 1397.47 立方公尺(用過燃料池水面下總體積，扣除燃料傳送渠道水面下總體積[1747.79-(23.37×14.99)])，換算等效水面高度為 10.23 公尺，與東池、西池實際水面高度

12.19 公尺之差異為 1.96 公尺，這個高度差異來自於燃料格架與所貯存用過燃料在水面下所占用的體積，如引用東池、西池之燃料格架頂端高度 4.51 公尺進行計算，燃料格架與用過燃料在燃料格架頂端高度以下所占用的截面積比例約為 0.43，與報告中所使用的 0.427 相符，其微小差異源自於護箱裝載池底端之標高，與東池及西池有些微差異。另參考資料 11 應為“核二廠用過燃料池喪失冷卻能力之水位計算書”，原報告誤植為衰變熱計算書，於報告改版時進行修訂。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池之水動力分析計算，審查委員提出審查意見 RAI-I-03、RAI-I-05 及 RAI-I-08：(1)本報告進行總濺溢水量計算時係分別針對西池、東池、傳送渠道與護箱裝載池計算在地震時震盪濺溢出池外的水量。在閘門 1、2、3 開啓的狀況下(西池、東池、傳送渠道、護箱裝載池相互連通)，東西向的水可以由西池流經傳送渠道、東池抵達護箱裝載池。上述東西向流道的長度超過任一池之東西向長度。考量跨池效應，濺溢水量將有可能超過報告所計算之總濺溢水量。請澄清並作必要之評估；(2)請檢核比較原始水深和最後水深的用過燃料池之譜加速度值；(3)SFP 池水頻率研判為落在速度控制區，請補充說明此一判斷依據。

台電公司答覆說明：(1)依據 EPRI-9564 報告第 3.2 節有關池水濺溢評估之說明，經由本分析引用計算方法所評估的池水濺溢量，具有極大的保守度，若以日本福島第一核能發電廠 2 號機在福島事故期間所觀測的數據為例，現場實際因池水濺溢所導致的池水流失量，僅有引用本分析計算方法所評估結果的 26%。另外考量核二廠用過燃料池並非單一矩形池面，而是由四個矩形池面透過燃料傳送閘門通道連接而成，本報告分別就四個池面進行池水濺溢量評估，並保守不考慮池水在濺溢後在各池間的流動。綜上有關池水濺溢流失之評估方法，在評估地震後用過燃料池的水量時，已具備極大的保守性。另有關跨池效應，在池水東西向

跨池震盪過程中，由於四個池面在地震發生時，池水震盪的自然頻率有所差異，因此將受到各池面之不同方向池水震盪干擾，若不考慮池水在跨池震盪期間所受到其他因素之干擾，以跨池通道總長度並引用相同分析方法所評估之東西向池水震盪極限高度約為 2.22 公尺，最大的額外池水濺溢量為 7.13 立方公尺，事故發生後用過燃料池水位下降至燃料格架頂端所需時間，將由原評估結果 203.92 小時減少為 202.38 小時，仍滿足導則所定義的 72 小時可接受標準。以上有關 EPRI-9564 報告第 3.2 節有關池水濺溢評估本身的保守度說明，與本案不考慮池水濺溢後在各池間的流動等保守評估相關論述，參照審查意見補充說明於本報告中；(2)依審查意見針對池水濺溢後的水深重新計算，其池水振盪濺溢頻率差異甚微，因此所對應之譜加速度值差異亦甚微，主要原因為 EPRI 1025287 第七章之池水濺溢評估公式中，池水深相較於燃料池在振動方向的長度而言，非主要決定因子。本報告有關池水濺溢評估為依據 EPRI 1025287 第七章之評估公式進行計算，該導則中之池水濺溢評估即以最嚴重情形計算其池水因地震造成之一次性最大濺溢水量，另外在濺溢量計算公式中，其池水濺溢高度需扣除池水面與池頂之高度差餘裕，以求得實際濺溢出池外之水量，因此在池水濺溢過程中，扣除前述之一次性最大濺溢水量後，考量其池水下降會增加池水面與池頂高度差之餘裕，將無額外之池水濺溢出池外之情形；(3)本報告引用 NUREG/CR-0098 報告公式，評估池水濺溢模式下在不同阻尼比間的反應譜放大係數，在 NUREG/CR-0098 報告的圖 3 顯示速度控制區其頻率範圍約由 0.2Hz~1.5Hz，本案例池水濺溢模式之頻率約為 0.2Hz~0.4Hz，因此研判為速度控制區。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料池混凝土結構強度計算，審查委員提出 RAI-I-09 及 RAI-I-10 審查意見，指出：(1)請將圖 19 補畫如圖 18 西牆之剪力阻抗函數(shear resistance function)之數值圖；(2)附錄第 A-34 頁倒數第二行之 6157psf 應為 5859psf，請改正。

台電公司答覆說明：(1)有關牆面之剪力等效勁度數值圖，依審查意見更新於新版報告中；(2)經查此處確為文字誤植，依審查意見更新於新版報告中。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，對核二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，核二廠用過燃料池底部樓板直接由地面承載，符合 EPRI-9564 報告第四章之篩濾準則，可免於耐震能力細部評估，有關燃料池結構牆方面，GMRS 重要頻率區間最大加速度對應的 HCLPF 值為 4.22g；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核二廠程序書中，因此整體結構分析結果，所有分析結果均能符合 EPRI-9564 報告所規範之可接受準則。在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，台電公司應重新檢視本評估報告之計算結果之合理性。

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，核二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 231.9 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 203.92 小時；符合 EPRI-9564 報告可接受準則，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 報告所規範的可接受準則。

綜合審查小組對本章審查結果，核二用過燃料池耐震完整性評估與分析之結果，經審查確認可以接受。

第五章 審查總結

綜合審查小組已針對台電公司所提交的「核二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，可適用於核二廠用過燃料池完整性評估。
- (二)有關該報告第 3 章所述之核二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合。
- (三)在結構分析方面，燃料池體之構件耐震極限強度最終皆為剪力強度控制，相關構件的變位值相當小，且用過燃料池有設置內襯鋼板，因此用過燃料池在達到極限強度時，其池體完整性仍可維持並確保池水不會快速流失。核二廠用過燃料池底部樓板直接由地面承載，符合 EPRI-9564 報告第四章之篩濾準則，可免於耐震能力細部評估。有關燃料池結構牆的 HCLPF 加速度值則大於 GMRS 重要頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI-9564 報告可接受準則；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核二廠程序書中，因此整體結構分析結果，均能符合 EPRI-9564 報告所規範之可接受準則。
- (四)在非結構分析方面，核二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 231.9 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 203.92 小時，符合 EPRI-9564 報告可接受準則，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 報告所規範的可接受準則。

(五)綜合審查小組對本案審查結果，核二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。在 SSHAC Level 3 PSHA 完成並得到新的 GMRS 後，台電公司應重新檢視該評估報告之計算結果之合理性。

參考文獻

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. 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.
4. EPRI, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, EPRI 3002007148, Jan. 2016.
5. USNRC, Endorsement of Electric Power Research Institute Report 3002009564, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, ADAMS Accession No. ML17034A408, Feb. 2017.