

# 安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一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，已針對核一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一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 的評估程序納入考量；以確認核一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貯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「核一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)核一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)核一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 156.45 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貯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「核一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 核一廠用過燃料池設計 .....	7
第四章 用過燃料池耐震完整性評估 .....	10
第五章 審查總結 .....	14
參考文獻 .....	16

# 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[1]。

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一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 的評估程序納入考量；以確認核一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貯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「核一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，針對核一廠部分共提出 10 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「核一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，第三章為核一廠用過燃料池設計，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貯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-08：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貯存格架頂端。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，因此池水勢必大量流出，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-09 及 RAI-I-10 等兩項審查意見分別指出：(1)核一廠燃料池結構並非坐落於基礎版上，因此燃料池樓板結構為本案分析之關鍵構件，然而該樓板下方曾發現有裂縫產生，並經專業技師判定為乾縮裂縫，並已完成補強。本案分析時為假設現有樓板為完美狀態，請台電公司進一步補充說明相關裂縫之生成是否與現有載重有關？另現有之樓板撓度變形是否仍保持在彈性範圍內？(2)請說明核一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)本案目的為評估在超越設計基準地震事件下，用過燃料池結構是否會因地震造成結構損壞並導致池水快速流失的可能，主要在於檢核於極端地震負載條件下，用過燃料池結

構於極限狀態下的耐震餘裕是否足夠，並非僅針對一般正常負載條件下結構使用性之妥適性進行檢核；而是依據 EPRI-9564 導則有關結構類耐震餘裕評估之說明，結構材料強度皆考量其設計時的標稱強度。另外因應極端地震負載下，混凝土結構已有開裂情形，因此該導則於等效勁度計算時，需考量折減因子(50%)以反應混凝土開裂後對構件勁度之影響，本案於評估時，不論材料強度與裂縫造成勁度折減皆依據 EPRI-9564 導則進行評估，因此於分析時已考慮裂縫對用過燃料池於極限狀態下之影響。有關樓板撓度變形量的部分，在 EPRI-9564 導則中係要求在考量正常負載與極端地震負載下，其撓度需滿足 ACI-349 規範中針對撓度的要求(需小於  $L/800$ ,  $L$  為跨度)以確保其變形不足以影響結構之使用性，而本報告附錄 A 計算書中，有關樓板構件變位的計算結果僅為 0.08 in，其變位遠小於規範容許值 0.6 in ( $L/800$ )，即在考量正常負載與極端地震負載條件下，用過燃料池樓板之撓度變形符合導則中所定義之小變形要求；又根據核一廠原建廠顧問公司表示，聯合結構廠房之原始廠房結構設計，符合工作應力法之原則，該設計方法係以線彈性理論分析材料所受之應力，其設計理念為控制此應力小於材料的彈性範圍之容許應力，在此原則下，只要實際載重未逾越工作應力法設計之容許載重，即可說結構斷面之材料之力學行為仍處於彈性範圍內，尚未進入塑性階段。而經過計算，用過燃料池樓底板實際載重並未逾越工作應力法設計之容許載重，且查證核一廠地震儀系統資料迄今尚未有過 OBE 以上(含)之地震紀錄，綜上可知，用過燃料池底板結構目前仍保持在彈性範圍內。此外，有關用過燃料池結構裂縫於一般正常負載條件下之疑慮，經進行確認，核一廠 1、2 號機燃料池樓底板結構局部發現有若干寬度未逾 0.4mm 之裂縫生成，均始於 101 年 3 月 13 日之程序書 795.11 檢查作業，且發現裂縫後迄今皆於每 3 個月的定期檢查中持續複查該裂縫是否有繼續發展的現象，所得檢查結果均表示該裂縫尚無再擴大發展的現象。此外，經查閱初次檢查至今之各池燃料束數量資料，發現二部

機組之燃料池自 101 年 3 月 13 日迄今均有 3~4 次的燃料束數量增加的事實。經確認，燃料池內燃料束數量變化並未影響池底樓板裂縫之進一步變化，故可進一步證知燃料池樓底板結構裂縫之生成與現有載重並無直接關係；(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，審查委員認為 RAI-I-09 審查意見之答覆說明可以接受，然有關 RAI-I-10 答覆說明，委員進一步提出意見：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 RAI-I-10 之後續意見進行答覆說明：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 章核一廠檢核與分析結果。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 核一廠用過燃料池設計

### 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，核一廠燃料池位於聯合廠房內，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

針對核一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，本會審查小組提出審查意見 RAI-I-01：計算所使用之功率為 2.3517MW，應該大於目前核一廠用過燃料池之衰變熱，請概估目前核一廠用過燃料池之衰變熱。

台電公司答覆：本報告用過燃料池熱負載的評估，係依據 EPRI-9564 報告附錄 B 導則要求進行評估，另參考原能會「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」之熱流分析-審查程序(一)，依 ASB 9-2 估算用過燃料池衰變熱，核一廠於 109 年 12 月 16 日，概估 1、2 號機用過燃料池衰變熱分別為 0.82 MW 及 0.85 MW。經審查答覆內容，可以接受。

有關廠房結構動力分析模型所對應之圖面，審查委員提出 RAI-I-04 審查意見：3.1 章節中請再附南北向及東西向之立面圖以方便與圖 7 集中質量模型(lumped mass stick model)比對，並請檢視採用節點 5 之合宜性。

台電公司答覆：已依審查意見附上另一方向的立面圖。另外，核一

廠用過燃料池位於聯合廠房標高 98 ft 至 137.5 ft 樓層間，池底樓板結構接近聯合廠房標高 95 ft 樓層，另一附圖為用過燃料池所在位置側視圖與聯合廠房結構模型圖，其中節點 5 即代表聯合廠房標高 95 ft 樓層之樓層反應譜，故在分析時引用節點 5 之樓層反應譜(In-structure Response Spectrum, ISRS)代表用過燃料池底部地震輸入。

經審查答覆內容之後，委員進一步提出意見：節點 5 之桿件並非連結在燃料池的樓板，應考慮其他桿件節點之適宜性。僅以高程接近就以節點 5 作為輸入依據之理由不夠充足，應針對節點 5 之桿件非連結在燃料池的樓板及其他桿件節點之比較進行研析。

台電公司進一步答覆：附上核一廠聯合廠房結構模型圖，其模型之建立為集中質量模型，有別於有限元素模型可用於求得結構某樓層中特定平面位置之動力反應，本案集中質量模型中各節點之地震反應即代表該結構於特定樓層高度之整體結構反應，其中考量聯合廠房內部二次結構之複雜性，因此除聯合廠房本體之節點 1~10 外，仍增加節點 11~32、節點 36~41 以代表圍阻體、生物屏蔽與反應爐等結構，由於核一廠用過燃料池位於聯合廠房本體結構中，故以節點 1~10 為主，其中燃料池底鄰近於聯合廠房標高 95 ft 樓層，模型中又以節點 5 與燃料池底高程最為接近，因此現階段於分析時，以節點 5 樓層反應譜代表用過燃料池底部之地震輸入。

經審查答覆內容，委員再進一步提出意見：用過燃料池結構並非直接連結至桿件 I(聯合廠房)，節點 5 雖較為接近，但桿件 II 的節點 16 可能更為適切，請比較此兩節點之樓板反應譜取其包絡線為較保守可接受之作法。

台電公司再進一步答覆：依審查意見，提供比較桿件 I 節點 5 與鄰近桿件 II 節點 15 及節點 17 的 ISRS 比較圖，由於圍阻體結構在設計上較聯合廠房結構強韌，由附圖可知聯合廠房桿件 I 節點 5 的動力反應明顯較圍阻體結構之桿件 II 鄰近節點高，因此本案選用節點 5 的

ISRS 進行評估，仍可求得較保守之結果。另外有關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一廠用過燃料池底部實際 ISRS 進行計算書更新。經審查答覆內容，審查小組認為可以接受。

### 三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，核一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，所使用之反應譜之樓層位置在學理上具有合理性及保守度。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 章核一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

針對核一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 GMRS 及 ISRS，審查委員提出審查意見 RAI-I-02 及 RAI-I-05：(1)附錄 A 之圖 19 請補繪如圖 6 之水平向 GMRS，並標示燃料廠房和用過燃料池的基本振動頻率，以資比較。(2)報告主文第 27 頁及附錄 A 3.4 章節地震力輸入應以燃料池之中間樓層而非燃料池之底部樓板作為輸入。

台電公司答覆說明：(1)依審查意見補繪圖 6 之水平向 GMRS，並標示燃料廠房和用過燃料池的基本振動頻率如圖。(2)在 EPRI-9564 報告的分析案例中，牆面耐震評估之地震力輸入選用池底與池頂 ISRS 平均值代表牆面中間高度之 ISRS，並以零週期加速度(Zero Period Acceleration, ZPA)作為耐震評估分析時之地震力輸入，然而本案分析時選用池底位置之 ISRS，並依據 EPRI-9564 報告提供之基礎頻率計算公

式，決定其地震力輸入在牆面基礎頻率下為 0.84g，非僅以 ISRS ZPA 作為牆面耐震分析時之地震力輸入，另外若選用池底(節點 5)與池頂(節點 2)之 ISRS ZPA 平均值作為地震力輸入，其值約為 0.77g，仍小於本案分析時選用之 0.84g，因此在評估時保守選擇之地震力輸入尚為合理。

經審查答覆內容後，委員認為 RAI-I-05 審查意見之答覆說明可以接受，然有關 RAI-I-02 之答覆說明，委員仍進一步提出意見：請補充說明用過燃料池壁的 ISRS 之擬譜加速度(Pseudo-spectra Acceleration, PSA)小於 GMRS 的原因和後續影響。

台電公司進一步答覆說明：GMRS 僅為廠址之自由場地震輸入反應譜，而實際作用於燃料池結構之地震輸入，仍需將廠房結構與土壤性質模擬為整個系統，並經由土壤結構互制(SSI)分析後，以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在於其結構 SSI 系統之主要頻率中，非直接由地震輸入 GMRS 之譜形決定，因此由上圖可知，雖自由場輸入反應譜(GMRS)峰值對應之頻率約在 6~7Hz 間，但作用於整體結構 SSI 系統後，考量核一廠土壤與結構特性，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(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，造成土壤結構互制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，導致整個結構 SSI 系統高頻段反應有下降之情形。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料池水動力與混凝土結構分析，審查委員提出 RAI-I-03、RAI-I-06 及 RAI-I-07 審查意見，指出：(1)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；(2)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；(3)請將第 A-35 頁圖 16 補畫如圖 15 之數值圖；亦請第 A-61 頁圖 27 補畫如圖 26 之數值圖。

台電公司答覆說明：(1) 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(南北向池水振盪濺溢頻率由原先 0.31475 Hz 改為 0.31469 Hz，東西向池水振盪濺溢頻率由原先 0.25317 Hz 改為 0.25253 Hz)，因此所對應之譜加速度值差異亦甚微，主要原因為 EPRI 1025287 報告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。另外本報告池水濺溢評估為依據 EPRI 1025287 報告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，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；(2)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，本報告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。另外在 NUREG/CR-0098 中，相較於位移控制區(0Hz~0.2Hz)而言，選用速度控制區之放大係數可得較保守之結果，因此本案以速度控制區之放大係數進行不同阻尼比間反應的轉換；(3)有關牆面與樓板之剪力等效勁度數值圖，已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，對核一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，核一廠用過燃料池底部樓板及結構牆，GMRS 重要頻率區間最大加速度對應的 HCLPF 值分別為 1.18g 及 2.81g；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核一廠程序書中，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。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。

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，核一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 134.2 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 156.45 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貯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，核一廠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「核一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，可適用於核一廠用過燃料池完整性評估。
- (二)有關該報告第 3 章所述之核一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。核一廠用過燃料池結構的 HCLPF 加速度值大於 GMRS 重要頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI-9564 報告之可接受準則；有關用過燃料池結構之定期檢查，亦載明於核一廠程序書中，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。
- (四)在非結構分析方面，核一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 134.2 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 156.45 小時，符合 EPRI-9564 報告之可接受準則，即用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至所貯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，核一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.