

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再評估

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 112 年 8 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，已依美國核管會(USNRC)近期專案小組(NTTF)福島事故改善建議事項「NTTF 2.1: Seismic」，以資深地震危害評估專家委員會等級3 (SSHAC Level 3)評估程序完成核一廠地震危害再評估工作，並依該評估結果提出「核一廠用過燃料池完整性再評估報告」。在原能會會內及會外專家所組成的審查小組針對該報告之內容進行嚴格檢視與安全審查後，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。

有鑑於福島事故的經驗與教訓，以及山腳斷層系統等地質新事證可能帶來的潛在地震危害，本會依據 USNRC「NTTF 2.1: Seismic」建議事項，要求台電公司須以 SSHAC Level 3 評估程序之結果針對核一廠進行地震危害再評估，並以 USNRC 所認可的 EPRI 3002009564 導則，依地震危害再評估結果對核一廠用過燃料池的耐震完整性重新進行評估與檢視，以進一步確認核一廠用過燃料池的耐震安全。

台電公司於 110 年 12 月 15 日提交本會「核一廠用過燃料池完整性再評估」報告，經本會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 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約為 148.72 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「核一廠用過燃料池完整性再評估」報告之審查結果，審查小組認為可以接受。

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	5
第四章 用過燃料池耐震完整性評估	9
第五章 審查總結	22
參考文獻	23

第一章 前言

一、本案緣起

日本福島第一核電廠事故發生後，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能管制委員會(以下簡稱 USNRC) 近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF) 之福島事故改善建議事項「NTTF 2.1: Seismic」重新評估地震廠外危害[1]，依據美國「地震危害分析資深專家委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)」所訂定第 3 層級(以下簡稱 SSHAC Level 3)之程序[2, 3]，針對國內各核電廠進行機率式地震危害評估(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)。

台電公司於 110 年 1 月 29 日根據該地震危害評估結果提交核一廠地震危害與篩選報告[4]，並於 111 年 12 月獲得本會審查同意。該報告依 EPRI 1025287 導則[5]之建議流程，對地震危害評估成果進行檢視後，顯示台電公司後續須採用 USNRC 認可之 EPRI 3002009564 導則[6, 7]，依最新地震危害評估結果執行核一廠用過燃料池耐震完整性評估作業；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儲存燃料棒的三分之二高度以下。

二、審查過程

台電公司於 110 年 12 月 15 日提交本會「核一廠用過燃料池完整性再評估」報告。經本會同仁完成程序審查之後，本會立即邀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。111 年 8 月 23 日，本會辦理 CS/KS/MS-JLD-10101 核管案之核一、二、三廠「用過燃料池完整性再評估」報告審查案第一次審查會議，該會議後總共針對核一廠提出 26 項審查意見。台電公司於 111 年 10 月 6 日提送第一次審查

意見答覆說明，本會隨後於 111 年 11 月 15 日召開第二次審查會議，並提出 3 項複審查意見。台電公司於 111 年 12 月 30 日提送第二次審查意見答覆說明。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「核一廠用過燃料池完整性再評估」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可接受準則，第三章為核一用過燃料池設計，第四章為用過燃料池耐震完整性檢核與分析結果，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。本案需依據 EPRI 3002009564 報告之分析方法與接受準則內容要求，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。

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。審查小組針對台電公司所提本章內容之審查說明如下：

有關用過燃料池因地震失效模式評估，台電公司評估報告根據 EPRI 3002009564 導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 3002009564 導則針對廠址 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 3002009564

報告針對上述各項議題，均提出評估方法與可接受準則。

經審查台電公司報告本章相關內容後，審查小組確認本章之內容敘述與 EPRI 3002009564 報告所述評估方法與可接受準則一致，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，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 章評估計算的參考依據。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

針對核一廠反應器廠房圖面標示及穿越管路耐震等級等議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-22 及 RAI-I-26：(1)核一廠報告之圖 3.1，請標示地面位置。(2)請重新清查核一廠所有穿越用過燃料池結構的穿越管路，並確認相關管路範圍及耐震等級。

台電公司答覆：(1)核一廠地面高程為 39.33 ft，已依審查意見加註於圖 3.1 中。(2)已重新清查相關穿越管路，同本報告表 4-2，無新增項目。另表 4-2 項次 1 與 2 為耐震一級，已補述於表中。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料池水濺溢擋板配置及相關圖面說明之議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-23：請於報告第 3 章補充說明燃料池水濺溢擋板之配置並附上相關圖面說明。

台電公司第 1 次答覆：台電公司因應原能會核管會議要求，增設用過燃料池擋水板，雖可防池水溢出，然主要目的是為防止異物入侵，非耐震考量設計。本報告依據程序審查意見新增章節，比較有無擋板之效益，經評估結果，無論有無擋板，水位下降至燃料格架頂端高度所需時

間皆滿足 EPRI 3002009564 導則所要求事故後 72 小時內，用過燃料池水位須高於所儲存燃料棒三分之二高度之要求。

針對台電公司第 1 次答覆說明，審查小組提出第 2 次審查意見：答覆說明並未依審查意見附上燃料池擋板相關圖面資料，請提供擋板設計圖面及結構計算書相關資料。

台電公司第 2 次答覆：茲依原能會審查意見提供燃料池擋板設計圖面及結構計算書，如附件。依照核一廠用過燃料池原始設計，燃料池邊僅設有欄杆防止人員墜落並無裝設擋板，後經原能會以核管會議追蹤事項要求，請各核能電廠考量是否參考日本濱岡電廠作法，於用過燃料池加裝臨時擋板，以防止地震時水自用過燃料池溢出至廠房外造成汙染擴散事件，故非源自日本福島事故後的改善項目。核一廠已於 100 年時完成設計施工加裝擋板，經檢核既有欄杆新增設臨時擋水鋼板安裝固定符合耐震一級之要求。經審查答覆內容後，可以接受。

針對用過燃料池水濺溢擋板之耐震能力議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-24：請說明核一廠用過燃料池之防池水濺溢擋板之耐震能力並提交相關評估報告。

台電公司第 1 次答覆：本公司因應原能會核管會議要求，增設用過燃料池擋水板，雖可防池水溢出，然主要目的是為防止異物入侵，非耐震考量設計。本報告依據程序審查意見新增章節，比較有無擋板之效益。考量評估結果符實性，核一廠用過燃料池熱負載改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之評估，二號機停機 1050 天(至 109 年 4 月 17 日)後之用過燃料池衰變熱為 0.6521MW 重新計算；另為求評估標準一致性，原新版報告評估至池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度，改評估至水位下降至燃料格架頂端高度，經重新評估結果，無論有擋板或無擋板，水位下降至燃料格架頂端高度所需時間皆滿足 EPRI 3002009564 所要求事故後 72 小時內，用過燃料池水位須高於所儲存燃料棒三分之二高度之要求。

針對台電公司第 1 次答覆說明，審查小組提出第 2 次審查意見：增設用過燃料池擋水板若無法耐震及抵抗池水之動水壓，恐有掉落燃料池反而成為異物之虞，故仍請台電公司進行相關評估。

台電公司第 2 次答覆：本案遵循原能會安全審查報告要求，引用 110 年 2 月所完成之 SSHAC Level 3 地震危害評估結果，以及 EPRI 3002009564 分析方法，重新檢視並更新 110 年 10 月獲原能會核備之「核一廠用過燃料池完整性評估」報告計算結果。經重新檢核，在最新廠址地震力下，核一廠用過燃料池結構設計，符合 EPRI 3002009564 報告檢核項目可接受準則，在更新後的地震力下沒有造成用過燃料池池水快速流失疑慮，此外，於 RAI-I-01 第 1 次答復說明中，說明核一廠用過燃料池熱負載改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之用過燃料池衰變熱，若保守以停機較短的二號機(停機 1050 天，至 109 年 4 月 17 日)之用過燃料池衰變熱 0.6521MW 重新計算，在不納入擋板效益下，水位下降至燃料格架頂端高度所需時間，已可滿足 EPRI 3002009564 所要求事故後 72 小時內，用過燃料池水位須高於所儲存燃料棒三分之二高度之要求。依照核一廠用過燃料池原始設計，燃料池邊僅設有欄杆防止人員墜落並無裝設擋板，後經原能會以核管會議追蹤事項要求，參考日本濱岡電廠作法，於用過燃料池加裝臨時擋板，以防止地震時水自用過燃料池溢出至廠房外造成汙染擴散事件，核一廠於 100 年完成設計施工加裝擋板時，參照用過燃料池邊原欄杆及其他設備，以符合耐震一級之要求進行評估，既有欄杆新增設臨時擋水鋼板之安裝固定，經檢核可符合耐震一級之要求。燃料池邊欄杆增設臨時擋水鋼板，非源自日本福島事故後的改善項目或評估案，且 EPRI 3002009564 導則中並無採納擋板效益的評估方式，本案在無納入擋板效益條件下，即可符合 EPRI 3002009564 報告檢核項目可接受準則；故本案以 SSHAC Level 3 更新後的廠址地震力，重新檢視 110 年 10 月獲原能會核備之「核一廠用過燃料池完整性評估」報告計算

結果，仍符合 EPRI 3002009564 報告檢核項目之可接受準則。有關現行裝設之擋板，是否有掉落燃料池成為異物之虞，以及原核管會議追蹤事項之擋板裝設的設計適切性，應非本案 EPRI 3002009564 報告之評估範疇。原核管會議追蹤事項要求增設臨時擋板時，本公司並無日本電廠相關擋板之設計規範，因應裝設擋板後可能衍生的議題，後續本公司將另案評估原裝設之適切性或建置相關因應方案。有關燃料池水擋板結構之耐震餘裕檢核議題，因非屬 EPRI 3002009564 報告之評估範疇，且台電公司已承諾將進行相關評估，故本項議題經審查答覆內容後可以接受。

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 3002009564 導則附錄 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 3002009564 導則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，本章內容經審查可以接受。

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 章核一廠用過燃料池檢核與分析的審查內容。根據 EPRI 3002009564 導則要求項目，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 3002009564 導則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，本會審查小組審查情形彙整如下：

有關前版與本版報告差異議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-01：前版報告「核一廠用過燃料池完整性評估」第 5 章「總結」顯示「本分析在進行池水沸騰流失評估時，保守引用水位下降至所儲存燃料儲存架頂端高度所需時間大於 72 小時，作為可接受準則。」本版報告「核一廠用過燃料池完整性再評估」第 5 章並未提到此項接受準則。附錄 C：「核一廠用過燃料池完整性評估」報告與「核一廠用過燃料池完整性再評估」報告差異對照表並未顯示上述差異。(i)請問於本分析中(包括考慮與未考慮擋板效應)。水位下降至燃料儲存架頂端高度所需時間是否大於 72 小時？(ii)請再檢視附錄 C 之完整性。

台電公司答覆：(i)原陳報之前版與本版報告引用 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提供機組在停機 20 天後的用過燃料池熱負載(2.3517 MW)

進行後續評估，然核一廠兩部機組分別已於 103 年 12 月及 106 年 6 月停止運轉，停機時間遠超過 20 天且現行熱負載與原評估值差異甚遠，考量評估結果符實性，改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之評估，二號機停機 1050 天(至 109 年 4 月 17 日)之用過燃料池衰變熱為 0.6521MW 重新計算；另為求評估標準一致性，原新版報告評估至池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度，改評估至水位下降至燃料格架頂端高度，經重新評估後，未考慮擋板水位下降至燃料格架頂端高度時間為 148.72 小時，考慮擋板後時間為 199.49 小時，皆高於導則所要求高於 72 小時的可接受準則，具有充足的安全餘裕。(ii)本項分析差異已新增及修訂相關章節。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料池沸騰後水位計算議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-02、RAI-I-03 及 RA-I-11：(1)表 4.6 顯示用過燃料池水平截面積為 96.54 m²，(i)請提供燃料儲存架高度內的池水水平截面積。(ii)當水位下降至燃料儲存架頂端後，池水所佔水平截面積縮小，水位下降速度變快，報告第 42 頁之沸騰流失率(H)變快，必須依據燃料儲存架高度內的池水水平截面積重新計算， $T_{\text{boil-off}}$ 也須重新計算。(2)第 45 頁顯示：「用過燃料池在地震發生後的初始水位為標高 35.75 公尺，因此用過燃料池水位在地震後因池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度差(ΔH)為 2.87 公尺(35.75-32.88)，因此用過燃料池在池水沸騰後，因沸騰流失導致水位下降至燃料儲存架頂端所需時間($T_{\text{boil-off}}$)為 70.55 小時。所評估用過燃料池在喪失冷卻到池水沸騰所需時間為 7.42 小時，池水沸騰到水位下降至燃料儲存架頂端高度所需時間為 70.55 小時，合計用過燃料池在喪失冷卻到水位下降至燃料儲存架頂端高度所需時間為 77.97 小時。」以上說明中之「燃料儲存架頂端」是否應為「儲存燃料棒三分之二高度」？(3)在 4.2.1「用過燃料池穿越孔失效」中，陳述「穿越孔高程均高於水面下 6 呎」，但圖 3.3 之燃料池水位為 136.17 ft，表 4.2 之穿越孔標高為 135ft

8 in，請解釋之。此外，表 2.1 的用過燃料池穿越孔失效可接受準則最後加註：(在計算池水沸騰流失時，應考慮管路因地震失效所造成的池水流失量)，故水面下 6 ft 的水面是指初始水面？還是池水流失後的下降水面？。

台電公司答覆：(1)(i)依參考「核一廠用過燃料池喪失冷卻能力之水位計算書」，格架所占百分比 42.65%，扣除格架截面積後，燃料儲存架高度內池水水平截面積由 96.54 m² 縮小為 55.37 m²。(ii)原陳報之前版與本版報告引用 EPRI 3002009564 報告附錄 B 所提供機組在停機 20 天後的用過燃料池熱負載(2.3517 MW)進行後續評估，然核一廠兩部機組分別已於 103 年 12 月及 106 年 6 月停止運轉，停機時間遠超過 20 天且現行熱負載與原評估值差異甚遠，考量評估結果符實性，改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之評估，二號機停機 1050 天(至 109 年 4 月 17 日)後之用過燃料池衰變熱為 0.6521MW 重新計算；另為求評估標準一致性，原新版報告評估至池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度，改評估至水位下降至燃料格架頂端高度，經重新評估後，未考慮擋板水位下降至燃料格架頂端高度時間為 148.72 小時，考慮擋板後時間為 199.49 小時，皆高於導則所要求高於 72 小時的可接受準則，具有充足的安全餘裕。(2)(i)感謝原能會指正，審查意見所提之報告內容確實為誤植。(ii)考量評估結果符實性，核一廠用過燃料池熱負載改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之評估，二號機停機 1050 天(至 109 年 4 月 17 日)後之用過燃料池衰變熱為 0.6521MW 重新計算；另為求評估標準一致性，原新版報告評估至池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度，改評估至水位下降至燃料格架頂端高度，上述內容皆已修訂報告相關章節。(3)(i)「穿越孔高程均高於水面下 6 呎」意指在 130.17 ft (136.17 ft - 6 ft=130.17 ft)以上之穿越孔可以篩濾，已修訂報告加註說明。(ii)水面下 6 呎的水面是指用過燃料池水面標高以下 6 呎

內之距離。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池的池水濺溢計算，審查小組提出審查意見 RAI-I-12：在 4.2.4「池水震盪濺溢」中，陳述「並保守以池頂周邊節點之水平向包絡反應譜作為池水濺溢量計算的地震輸入」，請加述或加繪這些周邊節點的高程和相關位置。

台電公司答覆：用過燃料池頂高程為 137.5 ft，其池頂周邊節點分別為 37325、36909、37990 與 45950，分析時保守以頂部周邊節點之水平向包絡反應譜作為池水濺溢量計算的地震輸入，相關高程與節點已依查意見加述於報告中。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料廠房結構動力分析之地震輸入反應譜，審查小組提出審查意見 RAI-I-05、RAI-I-06 及 RAI-I-07：(1)報告應有以新的 SSHAC Level 3 地震危害評估程序得到之 FIRS (Foundation Input Response Spectrum) 為輸入進行有限元素法的土壤與結構動力護制分析所得之 ISRS (In-Structure Response Spectrum)的過程做簡要說明之章節，僅以報告圖 4.2 及 4.3 的有限元素分析模型交代太過於簡略。(2)報告中請附新舊 FIRS 及 ISRS 的圖形重疊比較。(3)報告第 24 頁的圖 4.1 SSHAC Level 3 的水平向的 FIRS 應註明出處(引用報告的圖號)；另垂直向的 FIRS 不須用到嗎？也應一併圖列及說明出處。

台電公司答覆：(1)已依審查意見於報告第 4.1 節結構分析中，新增有關所引用 ISRS 來源之摘要說明。(2)前版與本版 FIRS 及 ISRS 的重疊比較圖(紅虛線為前版報告；藍實線為本版報告)，已新增於附錄 C 內容。(3)報告第 24 頁的圖 4.1 SSHAC Level 3 的水平向 FIRS 為依據「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告－金山核能發電廠(定稿版)」的表 26 提供之數據資料繪製而成，已依審查意見將 FIRS 引用出處修訂於報告中。本報告進行結構耐震評估時，已納入水平與垂直向的 ISRS 作為地震輸入，而圖 4.1 FIRS 僅作為參考地震之決定，依據 EPRI 3002009564 導則之要求，其參考地震是以水平向地震反應譜決定，本計算書之參考地

震亦遵循其規定，因此垂直向 FIRS 在本報告第 24 頁決定參考地震的部分不須用到。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池分析所使用之樓層反應譜(ISRS)，審查小組提出審查意見 RAI-I-04、RAI-I-08、RAI-I-09 及 RAI-I-10：(1)本審查案係在之前審查過的報告基礎上，以最新的 SSHAC Level 3 地震危害評估結果，更新之前報告的地震需求輸入，重新評估此用過燃料池的耐震完整性。報告書在修改的部分有對照及 Mark-up，方便審閱利於審查。但在新的輸入地震 ISRS 的產生因為並未經過本會正式審查，而該 ISRS 又是此案的最大重點，但本報告相關過程缺乏交代。請於下次答覆說明時強化說明，一併提交產出 ISRS 之相關廠房結構動力分析報告。(2)在引用新的用過燃料池中間高度的 ISRS，本報告係以南牆上的節點 node 35485 為準，請說明其合適性，並比較同高程其他牆的節點之 ISRS。(3)報告第 36 頁述及池頂高程各相關節點的包絡地震反應譜應註明原始出處。(4)在 4.1「結構分析」中，請將節點 35485 和 45899 之 ISRS 合繪一圖比較，因其高程並非落於牆面整體高度中間和用過燃料池底部。

台電公司答覆：(1)本報告所引用的地震輸入，依據符合 SSHAC Level 3 程序之核一廠廠址地震危害分析結果，該分析報告於 110 年 2 月陳送原能會審查，並於 111 年 7 月獲原能會來函同意實質審查意見答覆說明，依據原能會審查意見修訂之報告亦已於陳送原能會(按：核一廠地震危害與篩選報告已審結同意)。本報告已依審查意見於報告第 4.1 節結構分析中，新增有關所引用 ISRS 來源之摘要說明。另外本報告引用之核一廠聯合結構廠房結構動力分析報告詳如附件。(2)由於在關鍵失效構件中已判定南牆為主要控制結構元件，因此有關其南牆輸入地震為依據 EPRI 3002009564 之要求，選擇牆中間高度的 ISRS，依據核一廠聯合結構廠房之結構動力分析報告，牆中點高程約為 110 ft，其所對應之節點為 35485，另依審查意見要求，額外比對同高程其他牆之 ISRS，其中同高程牆之 ISRS 譜型相似，且評估時引用之 ZPA (Zero-Period

Acceleration)而言，各牆亦無顯著差異。(3)原始出處為「台灣地區核能電廠結構動力分析報告：核能一廠-聯合結構廠房」所產出之樓層反應譜，用過燃料池頂高程為 137.5 ft，其池頂周邊節點，分析時保守以池頂部周邊節點(包含 37325、36909、37990 與 45950)之水平向包絡反應譜作為池水濺溢量計算的地震輸入，已依審查意見修訂報告，註明包絡反應譜之出處與相關節點。(4)節點 35485 和 45899 之 ISRS 比較圖，核一用過燃料池高程範圍為由高程 95 ft 至 137.5 ft，經查圖 4.4 之節點示意圖僅呈現池底與池中央高程處之節點示意圖，易使讀者混淆，已修訂圖 4.4 並新增用過燃料池池頂節點示意圖。經審查答覆內容後，可以接受。

有關池水沸騰流失分析，審查小組提出 RAI-I-13、RAI-I-14 及 RAI-I-18：(1)在 4.2.5「池水沸騰流失」之用過燃料池水量評估中，陳述「燃料儲存架所占的體積以截面積平均值的計算結果為 42.65%」，然而以圖 3.3 觀之，這個比例似乎過高，除非圖中之燃料儲存架為示意圖。(2)在表 4.6 中，如何得知儲存燃料棒三分之二標高為 32.88 m？又為何不像核二廠一樣，保守估計水位下降至燃料儲存架頂端高度的時間？此外，第 46 頁很多「水位下降至燃料儲存架頂端」的用詞需更正。此外，分析時設定用過燃料池初始水溫為 60 °C，與核二、三廠不同，請說明之。(3)附錄 A 第 A-47 頁第 2 行的水密度值為何，單位為英制或公制？如何決定對應水溫？

台電公司答覆：(1)圖 3.3 之燃料儲存架為示意圖，實際燃料儲存架分佈於用過燃料池中，已參照審查意見修訂報告第 3 章之附圖。(2)(i)依據圖 3.3 之高程標示，燃料儲存架頂端高程 112.79 ft，燃料儲存架高度為 14.79 ft，因此 2/3 燃料棒高度之計算方式為 $112.79 - 14.79/3 = 107.86 \text{ ft} = 32.88 \text{ m}$ 。(ii)審查意見所提之報告內容確實為誤植。考量評估結果符合性，核一廠用過燃料池熱負載改採用核一廠「技術規範暫行措施 PDTSI-CS1/2-002-1 停機冷卻系統停轉備用評估報告」之評估，二號機停機 1050 天(至 109 年 4 月 17 日)後之用過燃料池衰變熱為 0.6521 MW

重新計算；另為求評估標準一致性，原新版報告評估至池水沸騰下降至儲存燃料棒三分之二高度，改評估至水位下降至燃料格架頂端高度，上述內容皆已修訂報告相關章節。(iii)核一廠分析初始水溫引用程序書(303.6 燃料池冷卻淨化系統)所述之高溫警報溫度，均依照實際營運之現況進行分析。(3)此處為攝氏 4 度時之水密度 62.4 pcf (英制單位)，已依審查意見補充於計算書中。另外此處之水密度為進行靜水壓的計算，考量水於攝氏 4 °C 時的密度最大，因此分析時保守以此水溫對應之水密度進行靜水壓的計算。經審查答覆內容後，可以接受。

有關燃料池牆壁壓力計算，審查小組提出 RAI-I-15、RAI-I-16 及 RAI-I-17：(1)在附錄 A 之 4.7 Pressure Demands of SFP Wall 的 Calculate Wall Inertia Pressure 中，為何選用 ISRS 的 ZPA 值 0.77 g，而非對應於頻率 19.73 Hz 的擬加速度反應譜(PSA, Pseudo-Spectral Acceleration)值？保守與否？(2)在附錄 A 之 4.7 Pressure Demands of SFP Wall 的 Calculation of resultant impulsive force (horizontal)中，請提供反應譜和 impulsive frequency range。為何在此用阻尼比 5%的反應譜，而在 Calculation of Resultant Convective Force (Horizontal)中，用阻尼比 0.5%的反應譜？(3)附錄 A 之 A-46 頁倒數第 2 行的 2050.18 和 1025.09 數值有誤，請更正。

台電公司答覆：(1)分析時若僅有構件底部 ISRS 時，則需以頻率對應之 PSA 進行評估，然而若構件質心高度 ISRS 可獲得時，則以 ZPA 進行評估，唯兩者一般應無顯著差異。另外 EPRI 3002009564 附錄 C 在評估牆的地震慣性力時，其地震輸入是以牆中間央高程處之 ZPA 進行評估，本報告附錄 A 於分析時，由於牆中間高程處 ZPA 可獲得，因此遵照其導則之原則，以其牆中間高程處反應譜 ZPA 進行評估。另查牆底輸入 ISRS(節點編號 45899)對應於 19.73Hz 的 PSA 約為 0.78g，與附錄 A 選用 ISRS 的 ZPA 0.77g 相差僅 0.01g，差異甚微，因此本計算依據 EPRI 3002009564 附錄 C 以牆中央高程處反應譜 ZPA 進行評估仍可求

得合理之結果。(2)經確認此處 Sa_I 文字說明應修訂為”horizontal ZPA at mid-height of the SFP south wall” (Figure 20)，而 Sa_I 數值為 0.77g，將補充於計算書中，另外水流體之 convective mode 之阻尼比 0.5%為依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 之規定。(3)此處為文字誤植，應為 2025.18 與 1012.59，已依委員意見修訂於計算書中。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池結構勁度計算議題，審查小組提出 RAI-I-19：請分別說明應用附錄 A 的 Figure 17 和 Figure 28 時，橫軸位移之量測位置和縱軸施力之形式。

台電公司答覆：Figure 17 和 Figure 28 是依據 EPRI 3002009564 報告附錄 C 有關等效勁度的要求與作法，為求牆或板構件整體系統受均佈載重下，其降伏線分析求得彈性強度與極限強度，並依據其強度繪製力與位移示意圖，目的為求得等效勁度，其中縱軸為構件整體系統於降伏線分析求得之極限均佈載重，而橫軸為對應於降伏線分析之最大位移處。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池結構鋼筋劣化以及結構檢查等議題，審查小組提出 RAI-I-20 及 RAI-I-25：(1)請說明結構分析如何適當考慮鋼筋劣化之影響。(2)依據 EPRI 3002009564 報告第 4.3 節要求用過燃料池體結構應納入個廠維護法規相關的土木結構檢查計畫，而本案報告表 5.1 條列說明用過燃料池結構檢查規範於核一廠程序書 D795.11 中。請台電公司補充說明燃料池體結構(尤其是牆面及底板的結構體)如何以程序書 D795.11 納入週期性結構檢查計畫之中，並舉最近一次所作 SFP 結構體檢查報告為證。對於正常情況下無法接近的區域結構體檢查又如何處理？

台電公司答覆：(1)EPRI 3002009564 導則有關結構分析的評估中，要求用過燃料池結構應納入結構監測計畫中，以確保混凝土與其內部鋼筋的品質，而核一廠程序書編號 D795.11 「用過燃料池結構監測巡視」中，即針對用過燃料池結構制定定期結構監測計畫，並將其劣化情況分

類，針對各劣化類別評估其對結構之影響性，若劣化現象評估為不可接受且對結構會造成相當程度之影響時，則應採取相應之補強措施以確保結構之安全性，而針對可接受之劣化現象，將於後續之結構監測中持續追蹤管理，以確保混凝土與其內部鋼筋的品質。(2)核一廠用過燃料池體內側牆面及底板由內襯鋼板包覆，係屬無法接近之區域，根據 NEI 96-03 3.3 節，因輻射或障礙物無法進入之結構，可經由一些特定特徵、業界經驗數據或類似條件(材料、環境等)影響的可視區域來代替，故核一廠用過燃料池結構無法檢查範圍之內襯鋼板包覆區域及底板，可由同一道牆的另一面(無襯板)進行結構目視檢查。用過燃料池水溫變化不大(夏季溫度值約 30.4~40.7°C)，反應器廠房內有空調系統，環境溫度及濕度穩定。各牆面之結構材質皆相同，故以可視區替代上述無法接近目視檢查區域，檢查範圍如所示區域。用過燃料池每值執行洩漏量監測，若超過警戒值則需進行評估。另依審查意見提送最近一次檢查報告。經審查答覆內容後，可以接受。

有關用過燃料池鋼筋混凝土結構剪力強度計算尺寸效應議題，審查小組提出 RAI-I-21：結構分析之剪力強度計算時，需考慮尺寸效應之影響，可參考 ACI 318-19 關於尺寸效應(size effect)相關規定，例如 22.5.5.1 所示。尺寸效應不僅發生於深梁，亦發生於版或牆，因此 ACI 318-19 於單向構造(梁、版、牆)(ACI 318-19 表 22.5.5.1)以及雙向構造(版與牆)(ACI 318-19 表 22.6.5.2)之剪力強度計算皆有考慮尺寸效應之要求，又查再評估報告，所評估的版與牆厚度深達 70 inch 左右，例如核一廠用過燃料池南牆厚達約 70 inch，按 ACI 318-19 22.5.5.1.3 公式，剪力強度需折減約 0.5，這對現行評估結果之安全性有很大的影響，使得評估結果的安全性存在嚴重疑慮。剪力強度的尺寸效應是過去許多實驗研究所顯示出來的，與 EPRI 有沒有規定沒有關係，核電廠安全應採最嚴謹之標準看待。若構件具備有 ACI 318-19 規定之最少量剪力鋼筋，則不須要考慮前述尺寸效應，惟計算書並未提到被評估構材有配置最少量剪力鋼筋，

過去的設計也通常不會配置剪力鋼筋，請提供設計圖，說明原設計有配置剪力鋼筋，滿足規範最少量規定，以佐證上述回覆所言「本案構件($A_v > A_{v,min}$)」。

台電公司第 1 次答覆：相較於 ACI-318 為針對美國一般結構之混凝土設計規範，ACI-349 為特別針對核電廠相關結構物訂定的混凝土設計規範，而本案評估標的為核電廠用過燃料池結構，因此主要導則 EPRI 3002009564 中，有關混凝土強度部分為引用 ACI-349，而非 ACI-318，且經查目前 ACI-349 最新版本(2013)，有關混凝土剪力強度部分，仍與 EPRI 3002009564 附錄 C 之公式一致。另外我國營建署目前於 110 年 3 月發布之最新版混凝土設計規範中，其剪力強度公式亦未將尺寸效應納入規範內，考量分析標的為我國核電廠相關結構物，因此有關混凝土剪力強度依 ACI 349 或現行營建署規範經研判較為妥適。在 ACI-318-19 part 3 「members」中，有針對一般主要結構元件如單向版(ch 7.6)、雙向版(ch 8.6)、樑(ch 9.6)、柱(ch 10.6)與牆(ch 11.6)規定其配筋限制，其中除單向版、樑與柱有明確規定需配置最小剪力筋的相關要求外，雙向版與牆構件(僅針對面內剪力之水平與垂直筋有要求)則無明確規定需配置最小剪力筋，此部分亦與我國營建署規範一致，而本計算標的牆或版為承載面外彎矩與剪力之構件，由於其長寬尺寸屬雙向版構件行為，因此依據 ACI-318-19 雙向版之配筋限制規定中，無最小剪力筋要求，即 $A_v > A_{v,min}$ ($A_{v,min}$ 為 0)，另外依委員意見，額外檢視 ACI 318-19 22.5.5.1 有關尺寸效應的規定，其中構件剪力筋面積小於最小需求剪力筋面積時($A_v < A_{v,min}$)，需考慮尺寸效應(ACI 318-19 Table 22.5.5.1)的折減係數，然而針對如本案構件($A_v > A_{v,min}$)之常重混凝土而言，ACI 318-19 Table 22.5.5.1 所建議之可用於評估混凝土剪力強度評估之公式(a)中，於保守不考慮軸力對強度貢獻情況下，即與 EPRI 3002009564 導則一致。另外針對 NTTF 2.1 議題中有關用過燃料池完整性評估部分，若未來核能界有更新導則與要求時，不僅針對此處之混凝土剪力強度，

包括整體耐震餘裕評估方法、檢核標準等，將一併進行更新。

針對台電公司第 1 次答覆說明，審查小組提出第 2 次審查意見：回覆意見提到：「本計算標的牆或版為承載面外彎矩與剪力之構件，由於其長寬尺寸屬雙向版構件行為，因此依據 ACI-318-19 雙向版之配筋限制規定中，無最小剪力筋要求，即 $A_v > A_{v,min}$ ($A_{v,min}$ 為 0)。」這是誤解 ACI 318-19 之條文，雙向版不須考慮尺寸效應的最少剪力配筋量請見 22.6.6.2，回覆意見並無說明原設計是否有配置剪力鋼筋，其量符合 22.6.6.2 之規定，請澄清。不論雙向或單向剪力強度，只要未配置最少剪力鋼筋量，按 ACI 318-19 之規定，剪力強度之計算即需考慮尺寸效應，此事與規範針對特定構材有無最少剪力鋼筋量之要求無關，綜觀美國出版之相關設計例與教科書皆如此敘明，此事無爭議。另回覆意見提到：「相較於 ACI-318 為針對美國一般結構之混凝土設計規範，ACI-349 為特別針對核電廠相關結構物訂定的混凝土設計規範，而本案評估標的為核電廠用過燃料池結構，……，因此有關混凝土剪力強度依 ACI 349 或現行營建署規範經研判較為妥適。」用於核電廠結構的混凝土結構與 ACI 318-19 所規範的混凝土結構並無不同，再者，臺灣營建署的混凝土結構設計規範亦承襲於 ACI 318 規範。混凝土剪力強度的尺寸效應是現實存在的現象，與規範有沒有更新無關，有鑑於核電廠安全，台電公司應提供最符合結構行為的計算與評估，因此混凝土剪力強度之尺寸效應應予以考量。請參考以下文獻之說明：Sai Sharath Parsi, Greg Mertz, Andrew S. Whittaker, “Evaluation of design equations for out-of-plane shear strength of deep concrete sections in nuclear power plant buildings,” Nuclear Engineering and Design, Volume 386, 2022, 111545.

台電公司第 2 次答覆：本案遵循原能會安全審查報告之要求，引用 SSHAC Level 3 地震危害度分析成果，以及 EPRI 3002009564 導則分析方法，重新檢視並更新 109 年 04 月獲原能會核備之「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」報告評估結果。經依

循 EPRI 3002009564 分析方法，採用相同保守性假設下進行重新檢核，在最新廠址地震力下，核三廠用過燃料池結構設計，符合 EPRI 3002009564 導則檢核項目可接受準則，在更新後的地震力下沒有造成用過燃料池池水快速流失疑慮，此外，在不納入擋板效益下，水位下降至燃料格架頂端高度所需時間，已可滿足 EPRI 3002009564 導則所要求事故後 72 小時內，用過燃料池水位須高於所儲存燃料棒三分之二高度之要求。EPRI 3002009564 導則於 2017 年 1 月發行，為目前美國管制單位認可使用於回應 NCTF 建議事項 2.1(地震風險再評估)要求中有關用過燃料池完整性評估之最新導則，該報告針對混凝土強度檢核為引用 ACI 349-01 的建議公式，並未納入尺寸效應。本公司另外檢視現階段美國核能管制單位所引用各項結構分析指引最新版本，均尚未納入尺寸效應，亦無對應納入尺寸效應的檢核方法與標準可供本公司依循。本公司以積極且謹慎態度，引用美國管制單位認可之有關用過燃料池完整性評估最新導則(即 EPRI 3002009564)執行本案評估作業，以避免造成民眾不必要的恐慌與誤解，有關燃料池鋼筋混凝土結構分析與剪力強度檢核是否納入尺寸效應，應非本案評估範疇，後續本公司將另案評估，包含在美國核能管制單位尚未針對尺寸效應這項新興議題，提出核能業者可引用之明確規範與對應實務分析方法前，本公司將持續蒐集 EPRI 有關用過燃料池完整性評估引用最新 ACI 相關規範及文獻資料，及美國核能電廠對用過燃料池完整性評估的情形，若針對尺寸效應有明確的檢核方法與引用標準，本公司將進一步檢視本案用過燃料池鋼筋混凝土結構分析與剪力強度分析方法之保守度，並提供依最新規範之檢核成果。有關鋼筋混凝土剪力強度檢核之尺寸效應議題，因非屬 EPRI 3002009564 報告之評估範疇，且台電公司已承諾將進行相關評估，故本項議題經審查答覆內容後可以接受。

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

3002009564 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，零週期及重要頻率區間對應的 HCLPF 值分別為 0.86g 及 1.98g，均大於所對應的 SSHAC Level 3 FIRS 加速度值；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 3002009564 報告所規範之可接受準則。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 503.96 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 148.72 小時；符合 EPRI 3002009564 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 3002009564 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再評估」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 3002009564 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一致。
- (三)在結構分析方面，核一廠用過燃料池結構的 HCLPF 加速度值均大於 SSHAC Level 3 FIRS 最大地表加速度與重要頻率區間之最大加速度值，符合 EPRI 3002009564 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 3002009564 所規範之可接受準則。
- (四)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 503.96 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 148.72 小時；符合 EPRI 3002009564 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 3002009564 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，核一廠用過燃料池完整性再評估結果，經審查可以接受。

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. Budnitz R.J., Apostolakis G., Boore D.M., Cluff L.S., Coppersmith K.J., Cornell C.A. and Morris P.A., Recommendations for probabilistic seismic hazard analysis: guidance on uncertainty and the use of experts. NUREG/CR-6372, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 1997.
3. Kammerer, A.M., Ake, J.P., Practical Implementation Guideline for SSHAC Level 3 and 4 Studies. NUREG 2117, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 2012.
4. 台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告—金山核能發電廠，台灣電力公司，111年10月(定稿版)。
5. 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.
6. EPRI, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, EPRI 3002009564, Jan. 2017.
7. USNRC, Endorsement of Electric Power Research Institute Report 3002009564, Seismic Evaluation Guidance: Spent Fuel Pool Integrity Evaluation, ADAMS Accession No. ML17034A408, Feb. 2017.