

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一廠 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」

核能安全委員會核安管制組

中華民國 113 年 4 月

摘 要

台電公司因應核安會對福島事故後地震風險再評估要求，已依美國核能管制委員會近期專案小組 NTTF 2.1 後福島改善建議事項，以地震危害分析資深專家委員會第 3 層級評估程序(SSHAC Level 3)，針對核一廠進行地震危害再評估，隨後完成加速耐震評估程序(ESEP)，並提交核一廠兩部機組之加速耐震評估程序報告。核安會專家審查小組針對該報告之內容進行嚴格檢視與安全審核後，確認倘若遭遇超越設計基準地震並發生延時性喪失交流電源事件(ELAP)時，仍可達成爐心冷卻之要求並確保燃料安全。

有鑑於福島事故經驗以及山腳斷層系統等地質新事證的地震危害潛勢，本會依據 NTTF2.1 建議事項，要求台電公司須以 SSHAC Level 3 程序針對核一廠進行地震危害再評估，同時要求在後續機率式地震安全度評估完成前，應提出加速耐震評估與補強改善措施，以確認若發生超越設計基準地震下仍可確保爐心長期冷卻安全之要求。

台電公司提交核一廠 1、2 號機之加速耐震評估程序報告至本會，經本會專案審查小組針對該報告進行審查後確認：(1)核一廠加速耐震評估程序，包括：加速耐震評估設備清單建立、評估基準地動決定、設備現場履勘、設備耐震容量值評估等項目符合相關接受準則；(2)台電公司已依據美國電力研究所相關耐震評估導則組成耐震評估團隊，執行現場履勘並進行篩選，再依據相關評估導則評估設備之高信心低失效率耐震容量(HCLPF)值，以確認耐震評估設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量；(3)評估結果顯示，加速耐震評估設備清單之耐震容量值皆高於評估基準地動，因此無須進行相關改善作業，可確保核一廠完成機率式地震安全度評估前，倘若遭遇超越設計基準地震並發生延時性喪失交流電源事件時，仍可達成爐心冷卻並確保燃料安全。

目 錄

第 1 章 前言	1
第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述.....	4
第 3 章 設備選擇程序及加速耐震評估設備清單.....	8
第 4 章 地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜.....	13
第 5 章 評估基準地動	22
第 6 章 耐震餘裕評估方法	27
第 7 章 無法檢視設備項目	33
第 8 章 ESEP 評估結果.....	35
第 9 章 審查總結	37
參考文獻	39
英文縮寫說明	40

第 1 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(組改後為核安會，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]，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]，針對國內各核電廠進行機率式地震危害分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)。

因應本會管制要求，台電公司委託國家地震工程研究中心(以下簡稱「國震中心」)，召集國內外知名地震專家學者，於 104 年 8 月正式啟動「台灣地區核能設施地震危害評估專案計畫」，並於 108 年 6 月完成地震危害度計算輸入文件(Hazard Input Document, HID)，該文件亦於同年 11 月獲得該計畫參與式同行審查小組(Participate Peer Review Panel, PPRP)簽署認可。

此外，考量廠址特有地盤反應特性，台電公司另於 107 年 3 月啟動「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置專案計畫」(以下簡稱「GMRS 建置計畫」)，除根據 HID 文件資料計算產出剪力波速 760 m/sec 假設岩盤露頭(hypothetical outcrop)的危害度曲線及均佈危害反應譜(Uniform Hazard Response Spectrum, UHRS)外，該計畫亦依據 USNRC RG 1.208 管制導則[3]所訂程序，進一步考量各廠場址岩土層特有力學與材料性質，經由地盤反應分析(Site Response Analysis, SRA)程序求得場址放大函數，進而得到各廠場址地震危害度曲線、地震動反應譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)以及基礎輸入地震反應譜(Foundation Input Response Spectrum, FIRS)。

核一廠雖已停機進入除役過渡階段，然而考量核一廠爐心仍有燃

料，為確保電廠耐震安全，本會於 108 年 8 月要求台電公司後續依 EPRI 1025287 導則[4]內容提交核一廠「地震危害與篩選報告」(SPID 報告)後，亦須依 USNRC 所認可的 EPRI 3002000704 導則[5]，完成加速耐震評估程序(E Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)，並提交核一廠加速耐震評估程序報告(以下簡稱 ESEP 報告)，以確保核一廠完成 SPRA 前，若發生超越設計基準地震危害並發生延時性喪失交流電源事件時，仍可達成爐心長期冷卻之要求並確保爐心燃料安全。

110 年 2 月，台電公司「GMRS 建置計畫」產出「核一廠地震危害與篩選報告」，並得到 PPRP 小組審查同意。台電公司爰以該報告中之反應器廠房基礎輸入反應譜(或稱 FIRS)做為 ESEP 之耐震評估基準地動(Review Level Ground Motion, RLGM)。

二、審查過程

台電公司於 111 年 7 月 29 日提交核一廠 1、2 號機之 ESEP 報告，經本會完成程序審查後，邀請國內相關領域專家及本會同仁組成專案審查小組，對該報告進行專業實質審查作業。112 年 2 月 8 日，本會辦理核一廠「加速耐震評估程序(ESEP)報告」審查案第一次審查會議，會議後提出審查意見共 36 題。台電公司於 112 年 3 月 17 日來函提出第一次答覆說明，本會於 112 年 4 月 10 日召開第二次審查會議，經第二次審查會議後，尚有 7 題審查意見未結案。台電公司於 112 年 6 月 14 日來函提出第二次答覆說明，經送審查小組書面檢視後，尚有 2 題審查意見未結案。台電公司於 112 年 8 月 8 日來函提出第三次審查意見答覆說明，經送審查小組書面檢視後，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 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」之安全審查報告。本安全審查報告分為 9 章，第 1 章為前言，第 2 章為多樣化與具變通性策略(Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)耐震執行策略，第 3 章為設備選擇程序及加速

耐震評估設備清單，第 4 章為地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜，第 5 章為評估基準地動，第 6 章為耐震餘裕評估方法，第 7 章為無法檢視設備項目，第 8 章為 ESEP 評估結果，最後第 9 章說明審查總結。

第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述

一、概述

根據 EPRI 3002000704 導則[5]，ESEP 耐震評估可將 FLEX 策略部分相關設備納入評估考量範圍。因此，進行耐震評估與改善前，ESEP 需先識別 FLEX 策略於第一階段(Phase 1)所涵蓋之設備，包括：爐心和圍阻體所屬之既有固定冷卻設備，以及在長期電廠全黑(Station Blackout, SBO)事件期間所需之支援設備引接點。因此，核一廠 ESEP 評估報告第 2 章，針對核一廠 FLEX 耐震執行策略進行概述，並說明加速耐震評估設備清單(ESEL)選擇與 FLEX 策略之對應關係。本章則說明核一廠 ESEP 評估報告第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述內容之審查情形。

二、審查情形

核一廠 ESEP 評估報告第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述之內容，主要是概要對核一廠 FLEX 耐震執行策略進行說明，並提出加速耐震評估設備清單(ESEL)選擇與 FLEX 策略之對應關係。針對本章內容，審查小組審查情形彙整如下：

有關核一廠執行 ESEP 之目的及與運轉中電廠之差異性等議題，審查小組提出審查意見：(1)通常 ESEP 是針對運轉中核電廠來進行，核一廠已經開始進行除役工作，進行 ESEP 之目的為何？在 ESEP 報告的第一章執行目的中應清楚說明核一廠進行 ESEP 的真正原因。(2)由於核一廠已經開始進行除役，其所進行的 ESEP 與運轉中核電廠之 ESEP 有何不同？是否在 ESEL 的挑選和 FLEX 上有所不同？請在 ESEP 報告的第二章和第三章說明。(3)請台電公司於報告中列表說明核一廠 ESEP 評估執行內容與 EPRI 3002000704 導則之差異性，並說明其於除役過渡階段之合理性。

台電公司第 1 次答覆說明：(1)基於以下說明，核一廠進行 ESEP：

(i)目前核一廠在除役過渡階段，反應器爐槽仍有用過燃料，為確保核一廠仍具耐震能力，且持續維持核能安全，台電公司仍依據 EPRI 3002000704 執行核一廠加速耐震評估程序(ESEP)。(ii)台電公司依核管案「NTTF 建議事項 2.1—重新評估地震廠外危害」之大會要求事項辦理。在 1.0 節執行目的第 2 頁新增以下內容：「目前核一廠在除役過渡階段，反應器爐槽仍有用過燃料，為確保核一廠仍具耐震能力，且持續維持核能安全，台電公司仍依據 EPRI 3002000704 執行核一廠加速耐震評估程序(ESEP)...」。(2)核一廠執行 ESEP 之程序均依據 EPRI 3002000704，均與運轉中電廠一致，惟在 ESEL 之設備選擇上，由於目前核一廠已進入除役，針對爐心冷卻功能及圍阻體功能方面，僅挑選符合機組現況所需之設備，納入 ESEL 清單。爐心冷卻功能方面，由於核一廠兩部機已停機，反應爐不再產生蒸汽，且爐蓋移除，因此不須考慮反應爐降壓問題，僅藉由反應爐補水搭配監視反應爐水位即可維持爐心冷卻功能；圍阻體功能方面，由於核一廠已永久停機，反應爐不再運轉，已無蒸汽自反應爐排放至一次圍阻體之狀況，故一次圍阻體已不需保持完整性，不再考慮圍阻體性能之維持，因此與圍阻體性能維持相關設備未列於 ESEL。已新增補充說明於報告 2.2 節內文敘述以及表 2.2-7。(3)核一廠 ESEP 評估執行方式係依 EPRI ESEP 導則辦理，以美國核管會對電廠審查檢覈表檢核核一廠执行程序及成果報告，檢核結果如附錄 K，與 EPRI 3002000704 導則要求一致；執行成果報告與參考廠之比對如報告附錄 L。由於核一廠已進入除役過渡階段，因此相較於 ERPI ESEP 導則所述之安全功能，核一廠僅需考量反應爐爐心冷卻功能，依據 EPRI 3002000704 選擇加速耐震評估設備之適用性說明如附件。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 FLEX 策略說明等議題，審查小組提出審查意見：(1)報告第 5 頁最後一行引入表 2.2-6 後，宜將 FLEX 三階段之區分作一說明。(2)關於 FLEX 說明對照表 2.2-6 的三階段，應補充說明相關內容。(3)例如表

2.2-6 的紅字與 3.0 說明中的藍字，這些顏色加註在報告定稿是否仍需要？請確認後修正。(4)建議第 4 頁的圖 2.01-1 可以重繪並適當地加註中文，以利報告閱讀與查驗。

台電公司第 1 次答覆說明：(1)已修訂 2.0 節，於 FLEX 概述中，補充說明 FLEX 三階段之內容，修訂如下：「多樣化與具變通性策略(FLEX)將延時性喪失交流電源(Extended Loss of AC Power, ELAP)發生後分為三階段提出基本策略，而加速....」修訂為“多樣化與具變通性策略(FLEX)將延時性喪失交流電源(ELAP)發生後分為三階段提出基本策略，其中三階段之區別為第一階段(Phase 1)：依賴電廠已安裝設備；第二階段(Phase 2)：由電廠已安裝設備轉換到廠內的 FLEX 設備；第三階段(Phase 3)：由廠外的設備得到更多的處理能力與多重性，直到電力、水源、與冷卻水注入系統已恢復或已投入使用，而加速....」。(2)已修訂 2.0 節，補充說明 FLEX 三階段之內容，修訂如下：「多樣化與具變通性策略(FLEX)將延時性喪失交流電源(ELAP)發生後分為三階段提出基本策略，而加速....」修訂為“多樣化與具變通性策略(FLEX)將延時性喪失交流電源(ELAP)發生後分為三階段提出基本策略，其中三階段之區別為第一階段(Phase 1)：依賴電廠已安裝設備；第二階段(Phase 2)：由電廠已安裝設備轉換到廠內的 FLEX 設備；第三階段(Phase 3)：由廠外的設備得到更多的處理能力與多重性，直到電力、水源、與冷卻水注入系統已恢復或已投入使用，而加速....」。(3)經確認後已修正為黑色字體。(4)圖 2.0-1 已重新繪製。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)、(3)及(4)項審查意見答覆部分已無後續意見；第(2)項審查意見答覆部分，審查小組提出第 2 次審查意見：報告之說明文字建議如下再調整修正，“...，其中三階段之區別為第一階段(Phase 1)：依賴電廠內既有固定設備；第二階段(Phase 2)：利用廠內可移動設備；...”。

台電公司第 2 次答覆說明：已修正 2.0 節第 4 頁文字說明如下：

「...，其中三階段之區別為第一階段(Phase 1)：依賴電廠內既有固定設備；第二階段(Phase 2)：利用廠內可移動設備；...」。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 ESEP 評估報告第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述，已根據 EPRI 3002000704 導則[5]要求並考量機組現況，基於在 ELAP 事件期間執行深度防禦所需之 FLEX 策略並考量機組現況來達成 NEI 12-06 [6]所要求之爐心冷卻之功能。台電公司亦已於本章清楚說明核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)選擇與 FLEX 策略之關係，並依審查意見修訂相關內容及用詞。綜合審查小組對本章的審查結果，經審查確認可以接受。

第 3 章 設備選擇程序及加速耐震評估設備清單

一、概述

ESEP 耐震評估策略主要是建立在耐震餘裕評估方法，因此針對確保爐心冷卻安全路徑建立耐震評估的設備清單(ESEL)被視為 ESEP 評估程序初期的重要工作之一。核一廠 ESEP 評估報告第 3 章針對 ESEL 清單的選擇程序以及爐心安全冷卻路徑的挑選邏輯進行說明；故本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 3 章設備選擇程序及 ESEL 清單內容的審查情形。

二、審查情形

有關 ESEP 評估報告標的機組及機組狀態議題，審查小組提出審查意見：(1)請澄清本報告是針對 2 號機?還是 1、2 號機組。(2)報告第 14 頁最後一行(機組狀態)宜有更清楚之說明。

台電公司答覆：(1)報告係分別針對 1 號機及 2 號機，原報告第 5 頁及第 14 頁”核一廠兩部機皆已停機多年，...，爐心燃料之餘熱僅為 0.2571 MWt”等敘述分別修正如下：[一號機報告] 2.2 節第 5 頁及 3.1 節第 16 頁：「核一廠一號機已停機多年，以一號機停機日(2014 年 12 月 10 日)至 2023 年 3 月 1 日計算，一號機已停機 3004 天，估算之爐心燃料餘熱僅為 0.114 MWt」；[二號機報告] 2.2 節第 5 頁及 3.1 節第 16 頁：「核一廠二號機已停機多年，以二號機停機日(2017 年 6 月 2 日)至 2023 年 3 月 1 日計算，二號機已停機 2098 天，估算之爐心燃料餘熱僅為 0.172 MWt」。(2)針對機組狀態，一號機及二號機之報告皆補充說明如下：[一號機報告] 3.1 節第 17 頁修正為「核一廠一號機已停機多年，以一號機停機日(2014 年 12 月 10 日)至 2023 年 3 月 1 日計算，一號機已停機 3004 天，估算之爐心燃料餘熱僅為 0.114 MWt。目前一號機為除役過渡階段前期，機組組態為 Mode 5，與一般大修模式近似，於此狀態下，RPV 爐蓋移除與反應器爐穴連通，反應爐水位維持在 RPV 法蘭上

方 6.8 公尺之高水位。」[二號機報告] 3.1 節第 17 頁修正為「核一廠二號機已停機多年，以二號機停機日(2017 年 6 月 2 日)至 2023 年 3 月 1 日計算，二號機已停機 2098 天，估算之爐心燃料餘熱僅為 0.172 MWt。目前二號機為除役過渡階段前期，機組組態為 Mode 5，與一般大修模式近似，於此狀態下，RPV 爐蓋移除與反應器爐穴連通，反應爐水位維持在 RPV 法蘭上方 6.8 公尺之高水位。」經審查答覆內容，可以接受。

有關 ESEL 清單涵蓋內容議題，審查小組提出審查意見：(1)3.2 節標題與其下內文之連結不清楚，請再補述。(2)核一廠已進入除役過渡階段，請說明報告中所列 ESEL 清單是否有涉及放射性物質暫時堆放與儲存之相關 SSCs？(3)兩本 ESEP 報告第三章多了第 3.1.7 節電驛(Relay)與一般標準的 ESEP 報告不同，是否有增列之必要？

台電公司答覆：(1)於報告 3.2 節非多樣化與具變通性策略(FLEX)主要路徑之設備，第 22-23 頁修正補充如下：「依據加速耐震評估程序(ESEP)導則，加速耐震評估程序(ESEP)自多樣化與具變通性策略(FLEX)設備中挑選建立加速耐震評估設備清單(ESEL)，且 ESEL 僅限於廠內已安裝設備(installed equipment)與多樣化與具變通性策略(FLEX)設備引接點。雖 NEI 12-06 要求可攜式設備需要設置主要與替代之引接點，但若透過主要引接點即可完成安全功能運作，則加速耐震評估設備清單(ESEL)僅需囊括主要引接點。由於核一廠 ESEL 使用之設備皆為 FLEX 主要路徑之設備，並無非 FLEX 主要路徑之設備。」(2)依據加速耐震評估程序(ESEP)導則，加速耐震評估程序(ESEP)自多樣化與具變通性策略(FLEX)設備中挑選建立加速耐震評估設備清單(ESEL)，以達成反應爐爐心冷卻及圍阻體功能維持兩項安全功能。目前核一廠仍存放燃料，仍須達成反應爐爐心冷卻功能之需求，故依據 ESEP 導則，挑選符合機組現況所需之設備，建立 ESEL 清單。(3)第 3.1.2 節動力驅動閥已說明功能失效模式，然而由於電氣元件在耐震方面卻未必符合一定之抗震能力。因此，為了從電氣元件的角度進行功能失效模式之考量，而增列 3.1.7

節。雖與一般標準之 ESEP 報告不同，但從考量面向之周全性，仍建議增列此節。經審查答覆內容，可以接受。

有關 ESEL 清單的品保議題，審查小組提出審查意見：(1)報告第 15 頁第 3 列，”…即可開啟 MOV-E11-FF031(反應器廠房 1F 東側)…”，須再對照表 3.1-2 才可知 MOV-E11-FF031 為 BCSS 關斷閥 (第 17 頁)。為增加報告可讀性，建議全文比照 “…水位儀 LI-B21-R610…” (第 15 頁第 7 列)，設備編號前加註中文敘述。(2)核二廠與核三廠在進行 ESEP 審查時，曾有發現少部分組件的 HCLPF 值計算有誤，請說明核一廠是否有類似組件 HCLPF 值計算的錯誤？若有需要請將相關修訂經驗回饋至核一廠 ESEP HCLPF 計算書。

台電公司答覆：(1)已修訂報告內文相關敘述。(2)為避免再次發生組件 HCLPF 值計算誤植問題，核一廠 ESEL 之 HCLPF 分析計算書提送前，比照核二及三廠，分別由國震中心及台電公司組成計算檢核團隊，針對所有提送計算書重新進行檢視，相關檢核紀錄如附件。經審查答覆內容，可以接受。

有關 ESEL 表格內容說明議題，審查小組提出審查意見：(1)第 12 頁，請於附錄 A ESEL 清單增列一欄位，以納入各個 equipment/component 之 HCLPF 值。另外亦請增列一欄位已納入該 SSC 的所在結構物及樓層。(2)EPRI 3002000704 陳述「The Expedited Seismic Evaluation Process identifies a subset of FLEX Phase 1 equipment for evaluation and potential modification. This subset of FLEX equipment is installed core and containment cooling equipment and connection points needed during an extended station blackout event」、「The installed equipment and connection points associated with FLEX are therefore considered an appropriate list of items to consider for the expedited seismic evaluation」、「The scope of the ESEL is limited to installed plant equipment and FLEX equipment connections」以及 Figure 1-1, Table 3-1 及 Table 3-2 均列出引接點，請台

電公司依照上述說明辦理，並視需要修訂更新；在 ESEL 清單中僅“後備噴灑系統(Backup Containment Spray System, BCSS)引接點快速接頭”標示為引接點，針對移動式設備(例如電源)之引接點，提出未列入 ESEL 清單適切性之說明。(3)(i)請參考核二、三廠作法，提供 ESEL 的試算表(EXCEL)電子檔案，並另增加包括但不限於系統/設備之說明，以及該設備之類型(手動閥、電驛、引接點等)、用於 FLEX 策略的第 1 階段/第 2 階段/第 3 階段、爐心/圍阻體用過燃料池及大修期間等足以涵蓋本項審查意見之欄位。(ii)請提供上項品保程序之文件，並確實掌握相關文件品質，相關品保工作內容及紀錄，請與答覆說明一併來文提報。

台電公司第 1 次答覆：(1)依審查意見於附錄 A 新增欄位，新增欄位包含設備類型(手動閥、電驛、引接點等)、爐心冷卻功能/圍阻體功能、用於 FLEX 策略期間(第 1 階段/第 2 階段/第 3 階段)、大修期間(設備是否可用、替代設備、爐心溫度及壓力與圍阻體壓力已達安全範圍，設備不需可用)、設備廠房、設備高程、設備房間/區域/盤面及 ESEL 設備 HCLPF 值。(2)由於核一廠兩部機已停機多年，反應爐開蓋，反應爐穴維持高水位，因此核一廠須維持之安全功能僅反應爐爐心冷卻功能。又依核一廠目前之機組組態，核一廠以 BCSS 變通替代注水爐心及監控反應爐水位達成反應爐爐心冷卻之安全功能，並據以建立 ESEL 清單。依核一廠建立之 ESEL 清單，執行爐心冷卻策略所需之 BCSS 引接點已列入 ESEL 清單內。於監控反應爐水位所需電源方面，核一廠係由 ODG(480V 柴油發電機)引接至 PC-480-11，再供電至 PC-480-11 下游設備，由於 PC-480-11 盤及 PDP-480V-3A1 等電氣設備均有列入 ESEL 設備篩選清單中，又 480V 柴油發電機屬於移動式設備不須列入 ESEL 設備篩選清單中，故核一廠 ESEL 清單亦已涵蓋電源引接點。(3) (i)ESEL 之試算表(EXCEL)電子檔案詳附件六；另比照核二、三廠作法，修正報告中附錄 A，新增系統/設備之說明，包含設備類型(手動閥、電驛、引接點等)、爐心冷卻功能/圍阻體功能、用於 FLEX 策略期間(第 1 階段/

第 2 階段/第 3 階段)以及大修期間(設備是否可用、替代設備、爐心溫度及壓力與圍阻體壓力已達安全範圍，設備不需可用)等 4 個欄位。(ii)詳見附件七。經審查答覆內容後，可以接受。

有關與美國電廠 ESEP 報告內容比對及 USNRC 所提 RAI 回應議題，審查小組提出審查意見：(1)請參考核二、三廠作法，分別參考 Perry、Beaver Valley 電廠之 ESEP 報告，提出核一廠與美國參考廠之比對並以附錄將提出相關內容及說明納入。(2)請參考核二、三廠作法，檢視 USNRC 對核一參考廠之 RAIs 回應，逐項提出核一廠對應之回應或澄清說明，以附錄方式納入。

台電公司第 1 次答覆：(1)已比照核二、三廠作法，於報告中新增附錄 L 比較 Hatch 電廠 ESEP 報告與核一廠 ESEP 報告(附錄 L-Hatch 電廠 ESEP 報告與核一廠 ESEP 報告比較)。(2)已比照核二、三廠作法，於報告中新增附錄 M(新增附錄 M Hatch 電廠對美國核能管制委員會(USNRC) RAIs 回應文件所執行內容與核一廠 ESEP 執行比較)。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，核一廠執行 ESEP 之程序與運轉中電廠一致，惟在 ESEL 之設備選擇上，由於目前核一廠已進入除役過渡階段，針對爐心冷卻功能，則依符合機組現況所需之設備納入 ESEL 清單。台電公司同時亦已依審查小組意見參考美國核電廠之 ESEP 報告，於相關章節及附錄補齊相關設備敘述內容，並提供 ESEL 清單的電子檔等佐證資料。綜合審查小組對本章的審查結果，經審查確認可以接受。

第 4 章 地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜

一、概述

EPRI 1025287 導則[4]規定應在同一控制高程位置進行審視安全停機地震(SSE)與地震危害再評估所得之評估基準地動強度。因核一廠反應器廠房並非座落於剪力波速超過 2,800 m/sec 之岩盤上，故須執行地盤反應分析結果取得地震動反應譜(GMRS)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)，俾能在同一控制點位置下客觀審視與安全停機地震(SSE)反應譜之差異。本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 4 章地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜的審查內容，主要係確認核一廠的 FIRS、SSE 以及其控制點位置是否符合相關導則要求，並釐清核一廠各階段耐震設計與評估所使用的反應譜。以下針對台電公司所提報告第 4 章的內容說明審查情形。

二、審查情形

針對核一廠之地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜，本會審查小組審查情形彙整如下：

針對評估所使用之地震動反應譜引用來源及核一廠地震動反應譜特性議題，審查小組提出審查意見：(1)報告第 24 頁，正常而言高程較高的地震反應譜值應較高，比較圖 4.1-1 GMRS 與圖 4.1-2 FIRS，請簡要說明為何 GMRS 比 FIRS 低。(2)核一廠地震危害與篩選報告已經審查通過，報告所引述之 RLGM，與 SPID 報告之關係應該要有清楚之引用與說明。

台電公司第 1 次答覆：(1)正常而言，高程較高(越接近地表處)的反應譜值應較高的觀點是建立在地層剪力波速是隨深度增加而增加、相鄰地層間之阻抗比差異變化不大的一般地層條件。根據「地震危害與篩選報告-金山核能發電廠」之 2.3 節中地盤反應分析內容說明與相關分析結

果資料，在年超越頻率 $1E-4$ 下，考量地層波速剖面、地層材料非線性曲線、岩土過渡區材料非線性曲線等變異性，共使用 18 組分析案例計算 GMRS 與 FIRS。各分析案例最終所得與剪應變相容之等值剪力波速剖面中值(median value)如圖所示，可發現在地層深度 6m 至 20m 範圍內，各案例分析所得之剪應變相容之等值剪力波速均呈現隨深度增加而減少的趨勢，而 V_{sB} (即最佳評估波速剖面)群組(圖中實線者)及 V_{sL} (下限波速剖面)群組(圖中點線者)在深度 0m 至 6m 處也發現等值剪力波速均隨深度增加而減少的趨勢，這是造成核一廠區地表處 GMRS 反應譜值略低於深度 14.7m 處之 FIRS 反應譜值的原因。

以下分別說明核一、二及三廠之差異：(i)核一廠 FIRS 深度為 14.7m，位於原地層分層第四層($V_{s0}=360\text{m/s}$)之中間，該層與前後層 V_s 差異不大($V_s=280\text{m/s}\sim 410\text{m/s}$)，經地盤反應分析計算後所得之各分析案例最終等值剪力波速剖面中值結果顯示，各案例中該地層最終等值剪力波速均呈現隨著深度漸減，使得震波向上傳遞時會有衰減現象，此為核一廠之 GMRS 小於 FIRS 的主要原因。(ii)核二廠 FIRS 深度為 15.5m，位於原地層分層第四層($V_{s0}=590\text{m/s}$)，該層與前一層 V_s 差異甚大($V_{s0}=370\text{m/s}$)且地層地質分類有明顯不同(第三層以上為覆土層與第四層為砂頁岩層)，經地盤反應分析計算後所得之各分析案例最終等值剪力波速剖面中值結果顯示，以 BE 相關案例中該地層最終等值剪力波速大致落於 $450\text{m/s}\sim 550\text{m/s}$ 之間，與前一層之等值剪力波速(BE 相關案例介於 $150\text{m/s}\sim 250\text{m/s}$ 之間)兩者阻抗比差異甚大，使得震波向上傳遞時保持有放大現象，此為核二廠之 GMRS 大於 FIRS 的主要原因。(iii)核三廠 FIRS 深度為 11.6m，位於原地層分層第四層($V_{s0}=360\text{m/s}$)之頂部，該層與前後層 V_s 差異不大($V_s=290\text{m/s}\sim 400\text{m/s}$)且地層地質分類均屬於泥岩材質。經地盤反應分析計算後所得之各分析案例最終等值剪力波速剖面中值結果顯示，各案例中該地層最終等值剪力波速均呈現隨著深度略微遞減，但淺部地層各層之各案例等值剪力波速差異不大(變化幅度約在 $\pm$

100m/s)，雖然使得核三廠地層震波向上傳遞時會略有衰減現象，但核三廠之 GMRS 與 FIRS 的差異不若核一廠顯著。以上內容亦新增於報告附錄 N。(2)已於報告 1.0 節第 2 頁中重新檢視引用資料並修正為審查通過版本。修訂 1.0 節第 2 頁對 RLGM 之引述依據及 9.0 節參考資料之引用日期「核一廠加速耐震評估程序(ESEP)採用之評估基準地震動(RLGM)，係根據「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置計畫」最終成果…」。

經審查答覆內容後，可以接受。

有關地盤反應分析方法等議題，審查小組提出審查意見：(1)報告第 22 頁最後一段宜補繪示意圖，說明兩次地盤反應分析行進方向，即輸入和輸出位置(高程)。(2)報告第 22 頁最後兩段的輸入地震和各種地盤反應皆以 SA 表示，宜分別說明地動型式，並說明 SA_{site} 用於 GMRS 和 FIRS 之差別。(3)報告第 22 頁的兩次地盤反應皆以隨機振動理論(Ramdom Vibration Theory, RVT)分析嗎？第二次分析是非線性，如何以 RVT 分析？

台電公司第 1 次答覆說明：(1)針對核一廠廠址 GMRS 或 FIRS 所執行的地盤反應分析程序於報告 4.1 節第 26 頁及第 28 頁中補充以下內容及圖 4.1-1：「為校正參考岩盤之 $UHR_{S_{ref}}$ 中所隱含之線性場址效應，將進行兩次地盤反應，核一廠地盤反應分析程序分析程序示意圖如圖 4.1-1 所示，分析輸入位置為岩盤露頭，在兩次地盤反應分析輸出的位置分別為參考岩盤($V_s=760m/s$)面以及特定廠址位置高程處。」。(2)輸入運動採傅氏譜(Fourier Amplitude Spectra, FAS)型式、輸出地表處與反應器廠房基礎高程處之露頭運動則為反應譜型式，若為求得 GMRS，則 SA_{site} 為地表處之地盤反應；若為求得 FIRS，則 SA_{site} 為控制點處(即反應器廠房基礎高程處)之地盤反應。報告 4.1 節第 25 頁原敘述如下：

「RVT 分析過程中，輸入地震(SA_{input})為傅氏譜(Fourier Amplitude Spectra, FAS)型式…」，應改為「RVT 分析過程中，輸入運動為傅氏譜(Fourier Amplitude Spectra, FAS)型式…」，較能符合分析操作設定之敘

述。本處說明文字同步修訂至報告內文。(3)(i)兩次地盤反應分析皆採用 RVT 模式，即輸入運動採傅氏振幅譜(FAS)、輸出地表處與反應器廠房基礎高程處之露頭運動則為反應譜型式。(ii)第二次分析採用等值線性(EQL)模式進行 RVT 地盤反應分析。修改 4.1 節第 26 頁說明第二次地盤反應分析之敘述為：「…第二次為在核一廠整體波速剖面(結合淺部參考剖面以及深部 TWGR 剖面至深度 5,000 公尺)採用等值線性(EQL)模式進行 RVT 地盤反應分析，…」

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)及(3)項審查意見答覆部分已無後續意見；第(2)項審查意見答覆部分，審查小組提出第 2 次審查意見：(i)在 RAI-I-09 台電公司第 1 次答覆說明中，圖 4.1-1 之輸入運動還要以 SA_{input} 表示嗎？(ii)既然輸入運動為傅氏振幅譜，宜再說明與 UHS_{ref} 之關係。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)為避免誤解，將圖 4.1-1 修正為 input motion。(ii)將於 4.1 節第 25 頁及第 26 頁中新增輸入地震建立之程序。新增內容如下：「輸入地震傅氏譜的建置須在 5 公里深的參考剖面地底深處往上傳遞至參考岩盤露頭後，得出與 PSHA 所產生之 UHS_{ref} 極度相似的反應譜，而此相似應包含反應譜振幅與反應譜形。」經審查答覆內容後，可以接受。

有關垂直地震反應譜及 V/H ratio 模型之適用性與合理性等議題，審查小組提出審查意見：(1)請於報告第 25 頁補充 V/H ratio 所對應之各頻率值。(2)報告第 23 頁最後一段說明 FIRS 之垂直向擬譜加速度(Pseudo-Spectral Acceleration, PSA)經由 V/H ratio 求得，請說明此 V/H ratio 模型。又此 V/H ratio 模型是否也用於 GMRS 之垂直向 PSA？(3)一般而言垂直向地震力與水平向地震力的比值(V/H)大約在 1/2~2/3，核一廠之反應譜在 10~13 Hz 區間，垂直加速度大於水平加速度是否合理？

台電公司第 1 次答覆說明：(1)本報告用於求得核一廠垂直向 FIRS 與 GMRS 的 V/H 比值模型，包含兩個台灣 V/H 模型以及一個全球模

型。V/H 比值模型為週期、規模、距離與 Vs30 值的函數式，模型開發時乃針對各週期資料庫選取可用的資料進行迴歸分析以發展該週期 V/H 比值的適當結果。用於核一廠水平向 GMRS 及 FIRS 轉垂直向的 V/H 比值係帶入電廠之控制震源及該高程的 Vs30 值求得比值後，配合權重求得最終的轉換比值，如表所列。在權重分配中兩個台灣模型各為 0.4，全球模型權重則為 0.2。依據意見，於報告 4.1 節中新增以下文字，並新增各頻率值所對應之 V/H 比值(表 4.1-3 及表 4.1-4)及圖說(圖 4.1-5)，如下：「垂直向地震動反應譜(GMRS)係由水平向地震動反應譜(GMRS)乘上 V/H 比值所得；同理，垂直向反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)係由水平向反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)乘上相對應之 V/H 比值所得。其中 V/H 比值為垂直向與水平向譜加速度比值。台灣的垂直向地震紀錄由觀察發現有強烈的非線性效應，因此，在發展電廠之垂直向地震動反應譜(GMRS)或反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)係採台灣與國外的 V/H ratio 經驗評估模型，為地震規模、距離、週期及 Vs30 之函數式。使用的模型包括兩個台灣 V/H 模型以及一個全球模型，在權重分配中兩個台灣模型各為 0.4，全球模型權重則為 0.2，各模型的評估值如表 4.1-3 及表 4.1-4 所列，並繪於圖 4.1-5。用於核一廠水平向地震動反應譜(GMRS)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)轉垂直向地震動反應譜(GMRS)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)的 V/H 比值係帶入電廠之控制震源及該高程的 Vs30 值評估各模型的比值後，配合權重以獲得垂直向 FIRS，其中所依據的控制震源來自年超越機率 1E-4 下山腳斷層的控制規模與距離，地盤條件即為反應器廠房基礎高程所求得的 Vs30 值。…」。

(2)如審查意見 RAI-I-03 回覆說明，垂直向之 GMRS 及 FIRS 均參考相同的 V/H 模型及權重。模型使用的參數包括控制震源以及不同高程之 Vs30。對核一廠而言，依據的控制震源來自年超越頻率 1E-4 下山腳斷層的控制規模與距離，地盤條件即為反應器廠房基礎高程所求得的

Vs30 值。配合審查意見 RAI-I-03 的回覆，已增加所使用的 V/H ratio 模型之說明與圖說於第 4.1 節中。(3)垂直向 GMRS 與 FIRS 計算方式，係採用 3 組 V/H 比值模型對水平向 GMRS 與 FIRS 進行倍率調整。垂直向地震力與水平向地震力的比值(V/H)以觀測紀錄來看，是與週期相關而非單一定值，如附圖中比較觀測紀錄，解析模型，與經驗模型所得之 V/H 比值均顯示在 10~13 Hz 會存在一個大於 1 的比值。參考美國建築物規範 ASCE7-16 (2017)已應用一個與週期相關的係數定義垂直向反應譜而非單一定值。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)及(3)項審查意見答覆部分已無後續意見；第(2)項審查意見答覆部分，審查小組提出第 2 次審查意見：(i)在報告 4.1 節新增文字、表 4.1-3 和表 4.1-4 中，宜說明地震規模、 R_{rup} 、和 Vs30；在圖 4.1-5 中，宜說明地震規模和 R_{rup} 。(ii)垂直向地動未進行 PSHA，故 V/H ratio 的參考規模和距離取自於水平向地動 PSHA 的拆解結果。垂直向地動亦未進行地盤反應分析，V/H ratio 的參考 Vs30 有兩種選擇，一為輸入處(bedrock)，一為輸出處(surface, foundation)。輸入處的 Vs30 一般大於輸出處，請以實測資料(臨近參考規模和距離)說明較小 Vs30 對 V/H ratio 的保守性。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)依據審查意見之建議將分析過程所採用的參數新增註解於表 4.1-3 至 4.1-4 及圖 4.1-5。註解內容為控制震源參數與電廠 Vs30 數值。增訂部分說明於 4.1 節。(a)表 4.1-1 新增註解文字為 ” V/H ratio 模型使用參數： $M_w=7.09$, $R_{rup}=7.09\text{km}$, $Vs30=367.16\text{m/s}$ ”。(b)表 4.1-4 新增註解文字為「V/H ratio 模型使用參數： $M_w7.09$, $R_{rup}=7.09\text{km}$, $Vs30=471.25\text{m/s}$ 」。(c)圖 4.1-5 於圖中增加控制震源參數。(d)於 4.1 節中新增文字「圖 4.1-5 中，各模型採用核一廠之控制震源參數為規模 7.09 與距離 7.09 公里，在地表與反應器廠房基礎高程所對應之 Vs30 值分別為 367.16m/s 及 471.25m/s」。(ii)求得垂直向反應譜採用 V/H 比值模型的原因在於透過經驗模型反映同一危害等

級下水平向分量與垂直向分量間土壤地盤放大效應的比例。圖 1 繪製出不同 V_{s30} ，三個 V/H 比值經驗模型所呈現 V/H 比值的分布，說明隨著 V_{s30} 值越小，其垂直向地盤放大效應越明顯。電廠主要結構坐落在 0.2 秒左右，顯示不同的 V_{s30} 條件下，在同一等級地震時，垂直向地盤放大效應會接近或大於水平向地盤放大效應。圖 2 篩選出實際的地震歷時的 V/H 比值進行討論，條件為地震規模 6.5、 V_{s30} 大於 180m/s 條件以上的資料，平均 V/H 比值亦呈現與經驗模型相似的行為。經審查答覆內容後，可以接受。

有關參考岩盤的均佈危害反應譜($UHR_{S_{ref}}$)對應之年超越頻率及合理性議題，審查小組提出審查意見：引入圖 4.1-1 之前，請說明 $UHR_{S_{ref}}$ 對應之 AEF 有那些？並請說明圖 4.1-1 的紅線為何在低頻處高於黑線？

台電公司答覆：(i)考慮廠址位置之地震危害度曲線，圖 4.1-1 中所呈現之 $UHR_{S_{ref}}$ 是對應年超越頻率(AEF) 在 $1E-04$ 及 $1E-05$ 下的 $UHR_{S_{ref}}$ ，其要求主要依據 RG. 1.208 對 GMRS 建立的流程。而在前階段完成廠址位置之地震危害度曲線時，主要針對 11 個年超越頻率 $1E-01$ 、 $3E-02$ 、 $1E-02$ 、 $3E-03$ 、 $1E-03$ 、 $3E-04$ 、 $1E-04$ 、 $3E-05$ 、 $1E-05$ 、 $3E-06$ 以及 $1E-06$ 之 $UHR_{S_{ref}}$ 進行 SRA 求得該地震動下的廠區地盤放大函數，用以建立廠址位置之地震危害度曲線。以上說明亦在 4.1 節第 25、26、27 頁中新增文字及圖 4.1-4：「分析過程中共使用 11 個輸入運動，分別符合 11 個年超越頻率下的 $UHR_{S_{ref}}$ ，包括 $1E-01$ 、 $3E-02$ 、 $1E-02$ 、 $3E-03$ 、 $1E-03$ 、 $3E-04$ 、 $1E-04$ 、 $3E-05$ 、 $1E-05$ 、 $3E-06$ 以及 $1E-06$ 。」以及「圖 4.1-2 至圖 4.1-3 為分別依據 RG 1.208 之要求所建立之水平向地震動反應譜(GMRS)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)，計算流程如圖 4.1-4 所列，主要參考電廠地震危害度曲線在主要年超越頻率下的斜率，故在低頻處所計算得出之設計因子(design factor, DF)值大於 1，其他較高頻率處之 DF 值等於 1，因此依據圖 4.1-4 計算所得之水平向地震動反應譜(GMRS)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)，在較低頻處會高

於年超越頻率 1E-04 UHRS (即黑線)。」。(ii)根據 RG. 1.208 相關規定說明，

$$GMRS = \text{mean } 1E-4 \text{ UHRS} \times DF \quad \text{RG 1.208 Eq.(1)}$$

$$DF = \max \{ 1.0, 0.6(A_R)^{0.8} \} \quad \text{RG 1.208 Eq.(2)}$$

$$A_R = \frac{\text{mean } 1E-5 \text{ UHRS}}{\text{mean } 1E-4 \text{ UHRS}} \quad \text{RG 1.208 Eq.(3)}$$

因在低頻處所計算得出之 DF (design factor)值大於 1，其他較高頻率處之 $DF=1$ ，因此按照 RG 1.208 Eq.(1)計算所得之 GMRS (圖 4.1-1 紅線)在較低頻處會高於黑線(即 mean 1E-04 UHRS)。經審查答覆內容，可以接受。

有關反應譜圖表之表示方式議題，審查小組提出審查意見：(1)列表的反應譜皆對應於週期，但繪圖的反應譜有些對應於週期，有些對應於頻率，請統一表達以便比對。(2)既然圖 4.2-3 畫了垂直向安全停機地震 (SSE)，亦請在圖 4.2-1 補畫垂直向 SSE。並說明垂直向和水平向 SSE 的關係為何？

台電公司答覆：(1)列表增加頻率欄位，繪圖統一對應頻率，並修正表 4.1-1、表 4.1-2、表 4.2-1 及圖 4.2-1。(2)核一廠之垂直向 SSE 為水平向 SSE 之 2/3，已修改圖 4.2-1。經審查答覆內容，可以接受。

三、審查小結

經審查小組對本章審查後，核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 1025287 導則[4]之規定，確認地盤反應分析結果輸出反應譜之控制點位置高程與安全停機地震(SSE)相同，故能在客觀的條件下檢視安全停機地震。另核一廠 ESEP 評估報告亦已針對各評估階段所使用之地震動反應譜以,及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)進行澄清說明並強化相關專有名詞標示；針對台電公司依最新地震危害評估所建立之核一廠廠址特有之垂直與水平地震動反應譜之比值及對應的平均年超越頻率之適切性，審查小組亦進行嚴格審視，綜合審查小組對本章審查結果，

經審查確認可以接受。

第 5 章 評估基準地動

一、概述

本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 5 章評估基準地動(Review Level Ground Motion, RLGM)的審查內容。主要審查標的為核一廠 ESEP 評估程序所使用的評估基準地動(RLGM)，土壤與結構互制(SSl)以及樓板反應譜(ISRS)建置方式。以下說明審查情形。

二、審查情形

針對核一廠 ESEP 評估所採用的 RLGM 地震反應譜及相關議題。本會審查小組審查情形彙整如下：

有關土壤與結構互制分析(Soil-Structure Interaction, SSI)議題，審查小組提出審查意見：報告第 34 頁倒數三行既然提及 BE、LB 和 UB，宜簡略說明或附上圖形。

台電公司第 1 次答覆：因本案執行 SSI 分析時之評估基準地動(RLGM)係由考量場址波速剖面與地層材料非線性性質之不確定性，依據美國 DCPD 地盤反應分析程序與 RG 1.208 對地盤反應分析之基本要求，完成每個地震回歸期下核一廠地盤反應分析案例群組(水平向 18 組，每組案例以蒙地卡羅法模擬 200 組隨機剪力波速剖面進行分析)，將各組分析所得之剪應變相容參數結果(折減後等值剪力波速 V_s' 與等值阻尼比 ξ')與各案例相對應之權重，得出 V_s' 與 ξ' 參數之平均值與標準差，取其平均值作為 BE 案例參數，即 $BE(V_s')$ 與 $BE(\xi')$ 。對 V_s' 參數而言，平均值加一個標準差為 $UB(V_s')$ 案例參數、平均值減一個標準差為 $LB(V_s')$ 案例參數；對 ξ' 參數而言，平均值減一個標準差為 $UB(\xi')$ 案例參數、平均值加一個標準差為 $LB(\xi')$ 案例參數。上述定義 SSI 分析所使用之 BE、LB 及 UB 案例參數，均符合 ISG-017(NRC, 2009)、Seismic Evaluation Guidance B7.0 (EPRI, 2012) 等地震危害一致及應變相容材料

性質(Hazard-Consistent & Strain-Compatible Material Properties, HCSCP) 相關定義與計算要求，以確保場址反應分析(Site Response Analysis, SRA)與土壤結構互制(Soil-Structure Interaction, SSI)分析兩者地震輸入的危害度一致性(Hazard-Consistent)，此處 SRA 指的是根據 RG 1.208 之性能基準程序(performance-based procedure)評估 GMRS 時所進行之場址地盤反應分析，而進行 SSI 分析所使用之 FIRS 必需符合當初進行 SRA 之精神與相關分析結果。經審查答覆內容後，可以接受。

有關耐震評估所使用的樓板反應譜(In-Structure Response Spectra, ISRS)議題，審查小組提出審查意見：報告第 34 頁，ISRS 之相關說明在附錄 E；但附錄 E 之內容查無 ISRS，且僅提到聯合廠房，但 ESEL 似乎有設備在控制室及辦公大樓，請於報告內增加本案 ESEL 評估所用到之所有 ISRS 圖。

台電公司第 1 次答覆：(i)附錄 E 中係說明 ESEL 設備所用到廠內各結構物樓板反應譜(ISRS)詳細執行程序及結果之報告清單。ISRS 之詳細內容可參考「地震危害重新評估計畫」之成果報告，即「台灣地區核能電廠結構動力分析報告」。(ii)依審查意見要求，報告新增附錄 J 列出本案 ESEL 評估所用到之所有 ISRS 圖，並修訂 5.2 節第 43 頁之敘述為：「…廠內各結構物樓板反應譜(ISRS)詳細執行程序及結果可參考「地震危害重新評估計畫」之成果報告：「台灣地區核能電廠結構動力分析報告」，報告清單如附錄 E，本報告評估所用到之樓板反應譜(ISRS)圖如附錄 J。」(iii)本案 ESEL 設備均位於聯合廠房，於附錄 J 中說明設備位於聯合廠房高程與 ISRS 對照表。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，審查小組提出第 2 次審查意見：並未見所回覆之附錄 J 有關 ISRS 的增修內容及附錄 A 的設備所在結構樓層之新增欄位。

台電公司第 2 次答覆：第 1 次答覆新增附錄 J 中包含(i)設備所在高程(ESEL 設備皆位於聯合廠房)及所對應樓板反應譜圖號，如下圖所示；

(ii)ESEL 設備所在結構高程(ESEL 設備皆位於聯合廠房)之樓板反應譜，另附錄 A 中新增設備所在結構之設備高程非設備樓層。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 ESEP 所考量之地震年超越頻率議題，審查小組提出審查意見：報告第 23 頁第 5 列提到“…年超越頻率 1E-04 及 1E-05…” ，請說明文獻中“年超越頻率”的英文原文，與確認是否應為“年超越機率”？另外補充說明，技術文獻指定 1E-04 及 1E-05 是否有特別的意義或目的？

台電公司第 1 次答覆：RG 1.208 係以風險一致考量(Risk-consistent)建立具場址特性之 GMRS，且參考美國國家標準 ASCE/SEI 43-05。ASCE/SEI 43-05 中的 SECTION C2.2 係以 Annual of exceedance frequency 或 Annual frequency of exceedance 一詞說明採用的地震動危害等級：“Figure C2-1 presents normalized seismic hazard curves for eleven representative sites expressed in terms of mean annual frequency of exceedance versus normalized spectral acceleration. Spectral accelerations are normalized to their value at an exceedance frequency of to enable an easy comparison of the hazard curve shapes.” 另外決定 DF 時，原文說明如下：The Design Factor, DF , must be a function of both of the following: $R_p = H_D/P_F$ ，where H_D = Annual exceedance frequency at which the UHRS is defined, P_F = Target annual frequency of unacceptable seismic performance.”

RG 1.208 是以性能目標為導向，設定核電廠之地震引致爐心熔毀頻率(SCDF)目標值在 1E-05/年，擬定核電廠對應自然危害度值在 1E-04/年下決定設計基準反應譜 GMRS 的程序。早年為了解 PSHA 的適用性以及決定 SSE 對應的年超越頻率，美國執行了一系列的「核電廠個廠地震危害評估(IPEEE)計畫」，以機率式地震危害度分析(PSHA)重新檢討核電廠之地震危害。該計畫成果統計出美東 29 座核電廠建廠 SSE 所對應之年超越頻率中值(median)約在 1E-05 左右，因此 1997 年研擬 RG 1.165

時，以該值作為設定 SSE 之危害度年超越頻率基準。而在後續之案例研究發現，依據美國相關核能耐震設計規範設計之電廠，其地震風險 CDF 值與設計地震之危害基準值約差距在 $1E-01$ 至 $1E-02$ 之間。因此若依據 $1E-05$ 所擬定的 SSE，其地震風險 CDF 值，將達到 $1E-06 \sim 1E-07$ ，比法規要求之目標值 $1E-05$ 還嚴格。因此，RG 1.208 以核能設施地震風險 CDF 值 $1E-05$ 為目標值，設定地震危害基準值為 $1E-04$ ，並依據地震危害度曲線之斜率(A_R ，取 $1E-04$ 及 $1E-05$ 的範圍，地震危害度曲線在雙對數圖上呈現線性)對地震風險 CDF 之影響程度，研擬建立 GMRS 之標準程序，作為新建電廠 SSE 之依據。

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：(i) 年超越頻率(AEF)指每一年的平均超越次數，亦即年超越平均發生率(mean occurrence rate)，最好稱為平均年超越頻率，年超越機率(AEP)指每一年的超越機率，兩者其實是不同的概念。平均年超越頻率若是 a ，則年超越機率是 $1-\exp(-a)$ ，就數值而言，前者大於後者；若 a 比較小時，兩者數值接近。請確認從 SSHAC Level 3 PSHA 引用的 $UHR_{S_{ref}}$ 是以 AEF，還是以 AEP 定義 Uniform Hazard。(ii)於報告本文補充說明技術文件 RG 1.208 與其指定的年超越頻率 $1E-04$ 及 $1E-05$ 之意義或目的。

台電公司第 2 次答覆：(i)本計畫依據 NUREG/CR-6728 (McGuire et al., 2001)所提「Approach 3」方式，分析過程中主要是將廠區不同危害等級下地盤放大函數後引入至岩盤危害度曲線，求得廠區地表危害度曲線，此操作均在年超越頻率(AEF)下進行，故過程中無論是由 SSHAC Level 3 PSHA 求得的岩盤反應譜 $UHR_{S_{ref}}$ 或地表危害度曲線的分析或呈現，均是採用 AEF。(ii)補充說明於附錄 O。

針對台電公司第 2 次答覆說明，審查小組提出第 3 次審查意見：針對意見(i)，請將相關意見與答覆內容彙整後補充於報告本文作較完整說明。

台電公司第 3 次答覆：增列說明於 4.1 節及附錄 O 中。以上答覆內

容，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，核一廠 ESEP 評估報告已依核一廠地震危害與篩選報告之反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)做為評估基準地動(RLGM)，符合 EPRI 3002000704 導則[5]之規定。此外，台電公司亦已參照 ASCE 4-16 [8]之土壤與結構互制分析程序建立各廠房之樓板反應譜(ISRS)，綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

第 6 章 耐震餘裕評估方法

一、概述

本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 6 章耐震餘裕評估方法的審查內容。ESEP 評估的 ESEL 清單設備組件之耐震餘裕評估係根據 EPRI NP-6041[9]、EPRI TR-103959[10]、與 EPRI 1002988[11]等導則執行，並採用確定性保守失效餘裕方法(Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)計算設備耐震容量餘裕。本章之審查主要確認 ESEP 評估過程所使用的耐震餘裕評估方法是否符合上開導則之相關規定。以下針對台電公司所提報告第 6 章的內容說明審查情形。

二、審查情形

針對核一廠 ESEP 評估所採用的耐震餘裕評估方法之相關議題。本會審查小組審查情形彙整如下：

針對耐震餘裕評估計算書相關議題，審查小組提出審查意見：請提供附錄 B 項目 14 兩個機組的完整評估計算例，以供後續進一步詳細查驗，另建議附錄 B 請放大成 A3 後做成折頁。

台電公司第 1 次答覆：針對 1 號機及 2 號機之項目 14 設備評估之計算書為：(i)設備功能性及錨定評估: CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-002；(ii)盤內設備功能性評估所需盤內反應譜:CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-005、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-005；(iii)地震交互作用需評估天花板：CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-006、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-006。以上計算書詳附件一。

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：(i)計算書編號：CSNPS(NPP1)-R1-U1-CAL-005 第 12 頁，請說明為何分析不採取如 Table 6.1 所列實驗或文獻的設備頻率而另外假設*Horizontal

frequency used is the 85% horizontal frequency from test ? (ii)計算書編號：CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-006，(a)第 22 頁表 7.1 中， Sa_{SSE} 阻尼比 4% 與 Sa_{RLGM} 阻尼比 7% 依據分別為何？(b)第 27 頁 Table 7.3 Note 欄中的”附件十一”所指為何？(iii)計算書編號：CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002，(a)第 23 頁，請說明 $SF=2.72$ -Safety factor, trial and error 安全係數如何試誤決定？(b)第 37 頁，請說明 $HCLPF = 3.335g = \text{Min}(HCLPF_{\text{equipment}})$ ，為何不是取 $HCLPF = 0.740g$ for equipment anchorage (第 36 頁)？計算例題除計算書所述內容，請於答覆回覆時補充說明，上開三份計算書的相關性以及如何據以決定最後計算結果。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)執行盤體功能性評估過程中，為考量盤體頻率之不確定性，並參照本案同行審查委員意見，故除考量 Table 6.1 所列為實驗或文獻提供之頻率外，並以設備主頻之 85% 值所對應譜加速度值進行評估。(ii)(a)表 7.1 中 Sa_{SSE} 阻尼比 4% 與 Sa_{RLGM} 阻尼比 7% 依據，分別為參考文件 CSNPS Design Change DCR-C2-3544 (Control Room Ceiling) 設計阻尼比以及 EPRI NP-6041-SL 所建議針對栓接鋼構支撐執行耐震餘裕評估 (Seismic Margin Assessment, SMA) 時應評估阻尼比。(b)Table 7.3 Note 欄中的「附件十一」，為指 CSNPS Design Change DCR-C2-3544 之中的附件十一之「工程設計計算書」。(iii)(a)滿足拉剪互制耐震需求及強度容量比公式時所採用之 SF 值即為求取 $HCLPF$ 值所用之 SF 值，主要係因 SF 值所代表意義為原設計值與目前設備強度容量之間的耐震餘裕值，故透過反覆迭代不同 SF 值，使得在拉力及剪力耐震需求 ftw 、 fsw 以及乘上 SF 值後的拉力及剪力 $ft(ft1、ft2、ft3)$ 、 $fv(fv1、fv2)$ ，可滿足需求容量比 (IR) 等於 1，藉此求得 SF 值。(b)盤體 (H21-P080) 之 $HCLPF$ 分析評估需分別考量錨定及功能性之耐震容量。執行錨定評估之 $HCLPF$ 值為 $0.740g$ ；P39 所列式子係在執行功能性評估所用，其功能性耐震容量評估結果 $HCLPF$ 為 $3.335g$ 。故最終盤體 (H21-P080) 之 $HCLPF$ 值係被錨定耐震容量所控制，其 $HCLPF$ 值為 $0.740g$ 。

針對 1 號機及 2 號機之項目 14(H11-P602 盤)位於核一廠聯合廠房控制室內，盤體內部與 ESEP 相關之元件為水位指示計 LI-B21-R605。故執行 H11-P602 盤耐震評估時需要評估項目及評估計算書如下說明：

(a)H11-P602 盤之設備錨定評估，評估計算書為 CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-002；(b)H11-P602 盤之設備功能性是由盤內設備(水位指示計 LI-B21-R605)功能性評估所控制，評估計算書為 CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-002；(c)評估水位指示計 LI-B21-R605 所需盤內反應譜計算書 CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-005、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-005；(d)控制室內必需考量地震交互作用，因此需評估天花板之耐震度。天花板之評估包含其錨定及功能性(即結構完整性)，其評估計算書為 CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-006、CSNPS(NPP1)-U2-R1-CAL-006。以一號機為例，以上各項目評估結果如下：

評估設備項目	功能性 HCLPF 值 (g)	錨定 HCLPF 值 (g)	HCLPF 值(g)	評估計算書
H11-P602盤	-	1.899	0.708	CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002
LI-B21-R605	3.413	-		CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-002,005
天花板	0.708	0.808		CSNPS(NPP1)-U1-R1-CAL-006

故項目 14(H11-P602 盤)最終 HCLPF 值為 0.708g，詳細計算過程可詳見評估計算書或附件。經審查答覆內容後，可以接受。

有關本報告與美國參考電廠 Hatch 電廠之 ESEP 報告差異議題，審查小組提出審查意見：參考 Hatch 電廠提交之 ESEP 報告章節內容作比對，(i)核一廠部分雖有增加 3.1.7 電驛，卻無 Hatch 電廠 3.1.7 Inaccessible Valve Interlocks 之內容，請澄清並視需要增補。(ii)第 14 頁“電路”，在 Hatch 電廠報告係 conduit(電纜導管)，請澄清。第 14 頁“破裂膜片”，在 Hatch 電廠報告未提出，請澄清。第 14 頁 3,4,5 項之內容，在 Hatch 電廠報告未提出，請澄清。(iii)Hatch 電廠報告 Figure 4-1 GMRS 在全頻段均未與 1E-4 曲線重疊，第 24 頁核一廠 GMRS 約 0.8Hz 以上即與 1E-

4 曲線重疊，請澄清並說明此兩者之差異及 Design Factor 之物理意義。
(iv) Hatch 電廠報告 Figure 4-2 1/2 號機 DBE 不同，核一廠 1/2 號機為相同，針對核一廠兩機組相距一定距離，其下土層不會完全相同，請澄清。
(v) 核一廠在 4.2 節顯示 SSE 均被 GMRS 包絡，Hatch 電廠報告 Figure 4-2 顯示 DBE 有部分頻率未被 GMRS 包絡，請提出澄清說明。
(vi) 核一廠在第 7 章顯示兩部機共有 6 項，Hatch 電廠報告兩部機有 70 項，請檢視並標註 Hatch 電廠項目中，與核一廠排除其安全功能者，提出比對結果之澄清說明。

台電公司第 1 次答覆：(i) 依據核一廠建立之 ESEL，雖 AOV-E11-F050A 位於圍阻體內，但該閥門為止回閥，非在現場須手動操作之閥門。維持爐心冷卻功能之相關須操作之閥門皆非位於圍阻體內或不可接近之高輻射區，因此未有 Inaccessible Valve Interlocks 之顧慮，故無相關內容。(ii) 第 14 頁” 電路” 修訂成電纜導管；第 14 頁之破裂膜片及第 3、4、5 項內容係出自於 ERPI 3002000704 之 ESEP 導則之內容。(iii) 以下分 2 點說明之：

A. GMRS 與 FIRS 係依據美國核能法規 RG 1.208 訂定之程序基於廠址地震危害度曲線所建立。比較核一廠與 Hatch 電廠 SPID 報告的危害度曲線與 A_R 值的分布，結果如圖中可說明：台灣核一廠的地震危害潛勢明顯高於 Hatch 電廠所在的美中地區；比較兩座電廠的地震危害度曲線在年超越機率 $1E-4$ 與 $1E-5$ 的斜率，顯示核一廠高頻(PGA)曲線的斜率較 Hatch 電廠陡峭，說明兩個廠區的地震動特性(土壤效應)明顯不同；核一廠的地盤放大效應隨著週期變高而變大，且隨著地震動變高而變大，如圖所示，因此在 1 Hz 以下的危害度曲線的斜率將會變緩，而致 A_R 值變大，故設計係數(Design Factor, DF)將會大於 1.0；反之，核一廠的地盤放大效應在高於 1 Hz 的非線性效應隨著地震動變高而顯著，故地震危害度曲線變得陡峭，因而 A_R 值變小，DF 亦接近 1。Hatch 電廠全頻段之 A_R 值均大於 2.0 以上，故 DF 大於 1，以致 Hatch 電廠 GMRS

均未與 1E-4 曲線重疊且大於 1E-4 曲線。

B. RG1.208 對於設計基準的決定以性能目標為導向，設定核電廠因地震引致爐心熔毀的機率(SCDF)1E-5 為目標，簡化定義危害等級在 1E-4 下的設計地震動反應譜(GMRS)，屬於風險導向之規定。其中為能使 1E-4 UHRS 走到與目標風險一致的設計反應譜時，則需定義一個 Design Factor (DF)。DF 則是針對一 UHRS 欲達到與目標風險一致的耐震設計反應譜(DRS)所需要的調整比例，其與危害度曲線的斜率有關。 $DRS = DF \times UHRS$ ，DF 之決定是基於兩個重要參數：需求機率比值 R_p 及危害度曲線的斜率 A_R ，其為任兩個相鄰且差距 10 倍的年超越頻率對應的地震動值之比值。

基於美國 11 座電廠的危害度曲線與不同設備的易損性曲線，DF 透過一系列參數設定下的統計分析，可得到對應耐震設計分類(Seismic Design Category)SDC-5 的結果(ASCE/SEI 43-05)。基於統計方式，ASCE/SEI 43-05 最終定義出近似的結果

$$DF = \text{Maximum}(DF_1, DF_2)$$

$$DF_2 = 0.6A_R^\alpha$$

參考 ASCE/SEI 43-05，設備的性能要求在 SDC-5 中 DF_2 與 α 分別為 1.0 及 0.8，配合電廠的地震危害度曲線則可求得 GMRS 或 FIRS。

(iv)依據 Hatch 電廠 SPID 報告(2014.03)敘述，Hatch 電廠之兩個機組取得設計許可時間不同，故採用譜型亦不同，1 號機係以 Housner 譜型，而 2 號機係以修正 Newmark 譜型，而核一廠兩個機組雖相差一年取得建照許可，但經由當時設定的控制震源及衰減式所評估求得之 0.3g，乃是對於整體電廠廠區所進行的評估，故位於廠區位置的兩個機組採用一致的地震動值。譜形係依據 RG1.60 之正規化反應譜，而該譜形與場址條件無關，僅與評估之 PGA 有關。在一致的 PGA 下，兩座機組採用一致的 SSE 進行耐震設計或評估。(v) 1970 至 1980 年代建立的電廠決定 SSE 係依據 RG1.60 之規定，設計用反應譜譜形屬一通用且簡

化的反應譜(僅使用 4 個頻率點定義)。福島事件後 USNRC 要求所有電廠執行「NTTF 2.1: Seismic」重新檢視 SSE。GMRS 是基於地震危害度分析流程所建立，除須反映近年來的地震源特徵與地震動模型外，亦被要求針對電廠地質特性進行地盤反應分析，故 GMRS 可反映電廠廠址不同周期的地盤放大效應，結果屬於 site-specific 的反應譜。無論是核一廠或 Hatch 電廠的廠址特有 GMRS，均反映了電廠廠區的地盤特性，其與 RG1.60 的通用反應譜是有差異的。(vi)有關 Hatch 電廠第七章無法檢視設備項目與核一廠無法檢視設備項目之差異比對說明如附件。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，核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]的建議，依據 EPRI NP-6041 [9]、EPRI TR-103959 [10]、與 EPRI 1002988 [11]等導則執行耐震餘裕評估，並採用確定性保守失效餘裕(CDFM)方法計算設備耐震容量餘裕。台電公司已依審查小組要求提供完整評估計算例，以供檢視確認耐震安全符合接受標準。經審查小組檢視台電公司之答覆說明及相關報告修訂後，綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

第 7 章 無法檢視設備項目

一、概述

本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 7 章「無法檢視設備項目」的審查內容。主要審查標的為確認台電公司報告是否有依照 EPRI 3002000704 導則[5]要求，詳細列出核一廠 ESEP 評估無法現場履勘之 ESEL 項目及因應方案。以下針對台電公司所提報告第七章的內容說明審查情形。

二、審查情形

核一廠 ESEP 評估無法現場履勘之 ESEL 項目總共有三項(ESEL 清單編號分別為：MOV-E11-F017A、MOV-E11-F015A 及 AOV-E11-F050A)，其位於主要圍阻體乾井內或閥室，因輻射量過高，於現場履勘時無法進行現地檢視，故於現場履勘時無法進行檢視。

有關無法現場履勘之 ESEL 項目，審查小組提出審查意見：如報告 7.1 節說明(第 45 頁第 7-10 列)，無法檢視的設備項目依據 EPRI 須使用過去資料或電廠大修照片與設計圖說進行評估。但報告未見任何圖說如何能算是已完成評估？故對應的附錄 B 也僅列項目而評估方法沒有技術內容。

台電公司第 1 次答覆：(i)報告 7.1 所敘述無法檢視設備項目係使用過去執行 SMA 資料或電廠大修時由電廠提供照片與電廠設計圖說進行評估，而評估過程、相關圖說照片以及評估結果則詳列於附錄 D-現場履勘及篩選評估報告之耐震篩濾工作表單(Screening Evaluation Work Sheets, SEWS)中，本說明亦補充於報告中。(ii)另針對表 7.1-1 中所提 MOV-E11-F017A (ESEL Item #7)及 AOV-E11-F050A(ESEL Item #9)係在執行 ESEP 過程中，依據 EPRI 3002000704 加速耐震評估設備清單排除項目之原則，經篩選後屬不列入 ESEL 評估之設備項目，不列入原因列

於附錄 A 中說明，而附錄 B 所列內容為經篩選及現場履勘後需要進一步評估設備清單以及 HCLPF 值結果，故於附錄 B 中應不出現該項次，此為誤植，已於報告中修正。。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，審查小組提出第 2 次審查意見：答覆內容應彙整於報告本文。

台電公司第 2 次答覆：增加以下說明於報告 7.1 節第 56 頁「另針對表 7.1-1 中所提 MOV-E11-F017A(ESEL Item #7) 及 AOV-E11-F050A(ESEL Item #9)係在執行 ESEP 過程中，依據 EPRI 3002000704 加速耐震評估設備清單排除項目之原則，經篩選後屬不列入 ESEL 評估之設備項目，不列入原因列於附錄 A 中說明。」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，核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核一廠 ESEP 評估無法現場履勘之加速耐震評估設備清單(ESEL)項目、無法現地檢視的理由，並確認安裝狀態與評估耐震容量之執行標準仍符合 EPRI NP-6041 導則[9]所提供之方法。綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

第 8 章 ESEP 評估結果

一、概述

本章說明核一廠 ESEP 評估報告第 8 章 ESEP 評估結果及結論的審查內容。主要審查標的為核一廠 ESEP 評估報告的評估結果相關論述是否與前面章節之敘述一致。此外，亦針對報告全部章節相關內容進行整體性的回顧與檢視。以下針對台電公司所提報告第 8 章的內容說明審查情形。

二、審查情形

針對核一廠 ESEP 評估報告第八章 ESEP 評估結果及結論，以及全章節相關內容，本會審查小組審查情形彙整如下：

核一廠加速耐震評估程序已建立加速耐震評估設備清單(ESEL)並以 FIRS 做為評估基準地動(RLGM)，進行設備現場履勘及設備耐震容量(即 HCLPF 值)評估，確認可符合 EPRI 3002000704 導則內容。核一廠 ESEP 耐震評估之 RLGM 與核一廠地震危害與篩選評估(SPID)報告之反應器廠房基礎輸入地震反應譜相同，且核一廠已進入除役過渡階段，考量電廠現況並經耐震現場履勘及篩選評估後，顯示在核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之 28 項設備組件中，有 26 項設備組件需進一步進行設備耐震容量評估，以確認加速耐震評估設備清單(ESEL)設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。評估結果顯示核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)設備 HCLPF 值皆高於評估基準地震動，不需進行改善作業，可因應電廠完成長期性風險評估前之耐震安全。經審查本章內容後，審查小組認為可以接受。

三、審查小結

經審查小組對本章審查後，台電公司已依審查小組意見，並依 EPRI 3002000704 導則[5]之標準格式，參考美國核電廠相關報告，修訂報告

章節格式及對應內容。台電公司以核一廠地震危害與篩選評估(SPID)報告之 FIRS 作為 ESEP 評估基準地動(RLGM)，並經現場耐震履勘及篩選評估後，建立核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)28 項，其中有 26 項需進一步進行設備耐震容量值評估，以確認該清單設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。評估結果顯示該設備清單內之設備耐震容量 HCLPF 值皆高於評估基準地震動(RLGM)，不需進行改善作業；可確保核一廠 SPRA 完成前，倘若遭遇超越設計基準地震並發生延時性喪失交流電源(ELAP)事件時，仍可達成爐心冷卻之要求並確保燃料安全。綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

第 9 章 審查總結

綜合審查小組針對台電公司所提交的核一廠 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」內容與結果所進行的全面性檢視與審查，審查結論總結如下：

- (一)台電公司核一廠已根據 EPRI 3002000704 導則[5]要求，基於核一廠在 ELAP 事件期間執行深度防禦所需之 FLEX 策略並考量機組現況來達成 NEI 12-06 [6]所要求之爐心冷卻功能。台電公司亦已於報告第 2 章清楚說明核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)選擇與 FLEX 策略之關係，並依審查意見修訂相關用詞，經審查確認可以接受。
- (二)核一廠執行 ESEP 之程序與運轉中電廠一致，惟在 ESEL 之設備選擇上，由於目前核一廠已進入除役過渡階段，針對爐心冷卻功能，則依符合機組現況所需之設備納入 ESEL 清單。台電公司同時亦已依審查小組意見參考美國核電廠之 ESEP 報告，於相關章節及附錄補齊相關設備敘述內容，並提供 ESEL 清單的電子檔等佐證資料。綜合審查小組對本章的審查結果，經審查確認可以接受。
- (三)核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 1025287 導則[4]之規定，確認地盤反應分析結果輸出反應譜之控制點位置高程與安全停機地震(SSE)相同，故能在客觀的條件下檢視安全停機地震。另台電公司亦已針對各評估階段所使用之地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)進行澄清說明並強化相關專有名詞之標示；針對台電公司依最新地震危害評估所建立之核一廠廠址特有之垂直與水平地震動反應譜之比值及對應的年超越頻率之適切性，審查小組亦進行嚴格審視，經審查確認後可以接受。
- (四)核一廠 ESEP 評估報告已依核一廠地震危害與篩選報告之 FIRS 做為評估基準地動(RLGM)，符合 EPRI 3002000704 導則[5]之規定。此外，台電公司亦已參照 ASCE 4-16 [8]之土壤與結構互制分析程序建立各廠房

之樓板反應譜(ISRS)，綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

(五)核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]的建議，依據 EPRI NP-6041 [9]、EPRI TR-103959 [10]、與 EPRI 1002988 [11]等導則執行耐震餘裕評估，並採用確定性保守失效餘裕(CDFM)方法計算設備耐震容量餘裕。台電公司已依審查小組要求提供完整評估計算例，以供檢視確認耐震安全符合可接受標準。經審查小組檢視台電公司之答覆說明及相關報告修訂後，綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

(六)核一廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核一廠 ESEP 評估無法現場履勘之加速耐震評估設備清單(ESEL)項目、無法現地檢視的理由，並確認安裝狀態與評估耐震容量之執行標準，符合 EPRI NP-6041 導則[9]所提供之方法，經審查確認可以接受。

(七)台電公司已依審查小組意見，並依 EPRI 3002000704 導則[5]之標準格式，參考美國核電廠相關報告，修訂報告章節格式及對應內容。台電公司以核一廠地震危害與篩選評估(SPID)報告之 FIRS 作為 ESEP 評估基準地動(RLGM)，並經現場耐震履勘及篩選評估後，建立核一廠加速耐震評估設備清單 28 項，其中有 26 項需進一步進行設備耐震容量值評估，以確認該清單設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。評估結果顯示該設備清單內之設備耐震容量(HCLPF 值)皆高於評估基準地震動(RLGM)，不需進行改善作業；可確保核一廠 SPRA 完成前，倘若遭遇超越設計基準地震並發生延時性喪失交流電源(ELAP)事件時，仍可達成爐心冷卻之要求並確保燃料安全。綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

(八)綜合審查小組對台電公司所提交之核一廠 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」內容與結果，經本會審查小組嚴格審查檢視後，確認可以接受。

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. 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, USNRC, Washington, D.C., 1997.
3. USNRC RG 1.208, A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, USNRC, March 2007.
4. Electric Power Research Institute, 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. Electric Power Research Institute, Seismic Evaluation Guidance: Augmented Approach for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1 – Seismic, EPRI 3002000704, 2013.
6. NEI 12-06, Diverse and Flexible Coping Strategies (FLEX) Implementation Guide, Revision 4, December 2016.
7. USNRC Order EA-12-049, “Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events,” USNRC, March 12, 2012 (ML12054A736).
8. ASCE Standard, ASCE/SEI, 4-16: Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures, ASCE, Reston, VA: 2017.
9. Electric Power Research Institute, A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1), EPRI NP-6041-SLR1, August 1991.
10. Electric Power Research Institute, Methodology for Developing Seismic Fragilities, EPRI TR-103959, June 1994.
11. Electric Power Research Institute, Seismic Fragility Application Guide, EPRI 1002988, December 2002.

英文縮寫說明

英文縮寫	英文全寫及中文翻譯
ASCE	American Society of Civil Engineers 美國土木工程師學會
CDFM	Conservative Deterministic Failure Margin 確定性保守失效餘裕
EPRI	Electric Power Research Institute 美國電力研究所
ESEP	Expedited Seismic Evaluation Process 加速耐震評估程序
ESEL	Expedited Seismic Equipment List 加速耐震評估設備清單
ELAP	Extended Loss of AC Power 延時性喪失交流電源
FIRS	Foundation Input Response Spectra 反應器廠房基礎輸入地震反應譜
FLEX	Diverse and Flexible Coping Strategies 多樣化與具變通性策略
HCSCP	Hazard-Consistent & Strain-Compatible Material Properties 地震危害一致及應變相容材料性質
HCLPF	High Confidence of Low Probability of Failure 高信心度低失效機率
HID	Hazard Input Document 地震危害度計算輸入文件
ISRS	In-Structure Response Spectra 結構內(樓板)反應譜
GMRS	Ground Motion Response Spectra 地震動反應譜
NCREE	National Center for Research on Earthquake Engineering 國家地震工程研究中心
NEI	Nuclear Energy Institute

	美國核能協會
PGA	Peak Ground Acceleration 最大地表加速度
PSA	Pseudo-Spectral Acceleration 擬譜加速度
PPRP	Participate Peer Review Panel 參與式同行審查小組
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Analysis 機率式地震危害度分析
RG	Regulatory Guidance 美國核能管制委員會管制導則
RLGM	Review Level Ground Motion 評估基準地動
RPV	Reactor Pressure Vessel 反應爐壓力容器
RVT	Ramdom Vibration Theory 隨機振動理論
SEWS	Screening Evaluation Work Sheets 耐震篩濾工作表單
SMA	Seismic Margin Assessment 耐震餘裕評估
SPID	Screening, Prioritization and Implementation Details 地震危害篩選、優先排序與實行細節
SPRA	Seismic Probabilistic Risk Assessment 機率式地震安全度評估
SSCs	Structures, Systems, and Components 結構、系統及組件
SSE	Safe Shutdown Earthquake 安全停機地震
SSI	Soil-Structure Interaction 土壤與結構互制

SSHAC	Senior Seismic Hazard Analysis Committee 地震危害分析資深專家委員會
UHRS	Uniform Hazard Response Spectrum 均佈危害反應譜
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission 美國核能管制委員會