

# 安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核能二廠 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 111 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)針對核二廠進行地震危害再評估，同時完成加速耐震評估程序與相關補強改善作業，並提交核二廠兩部機組之加速耐震評估程序報告。原能會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認可之美國電力研究所 EPRI 3002000704 導則評估方法與相關接受準則之要求。

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可能帶來的地震危害，本會依據 NTTF2.1 建議事項，要求台電公司須以 SSHAC Level 3 程序針對核二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危害下仍可安全停機。

台電公司提交核二廠 1、2 號機之加速耐震評估程序報告至本會，隨後並將因應參與式同行審查小組對核二廠地震危害與篩選報告之審查意見納入修訂，提交該報告之修訂版。經本會專案審查小組針對該報告進行審查後確認：(1)核二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均符合 EPRI 3002000704 可接受準則；(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)對於耐震容量值低於評估基準地動之設備，台電公司亦已完成相關改善作業，可確保核二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，可達成安全停機及維持圍阻體完整性等功能。

## 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 .....	7
第 4 章 地震動反應譜及反應器廠房基礎輸入地震反應譜 .....	19
第 5 章 評估基準地動 .....	23
第 6 章 耐震餘裕評估方法 .....	35
第 7 章 無法檢視設備項目 .....	50
第 8 章 ESEP 評估結果 .....	51
第 9 章 審查總結 .....	55
參考文獻 .....	58
英文縮寫說明 .....	60

# 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(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評估(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「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)以及基礎輸入反應譜(Foundation Input Response Spectrum, FIRS)。

考量「GMRS 建置計畫」須至 109 年底方能完成，為確保電廠耐震

安全，原能會於 108 年 8 月即要求台電公司後續依 EPRI 1025287 導則 [4] 內容提交核二廠「地震危害與篩選報告」(SPID 報告)的同時，亦須依 USNRC 所認可的 EPRI 3002000704 導則[5]，一併完成加速耐震評估程序(E Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)，並提交核二廠加速耐震評估程序報告(以下簡稱 ESEP 報告)，以確保核二廠完成機率式地震安全度評估(Seismic Probabilistic Risk Analysis, SPRA)前，若發生超越設計基準地震危害下仍可安全停機。

台電公司爰依據「GMRS 建置計畫」於 108 年產出之階段性結果，在 108 年 12 月提報核二廠執行第一階段 ESEP 所採用之評估基準地動(Reviewed Level Ground Motion, RLGM)，稱之為  $RLGM_1$ 。 $RLGM_1$  之決定係由國震中心彙整歷年來核二廠廠內地質及大地工程調查資料，並經國內外專家學者陸續進行判釋後，先以三組參考土層波速剖面及其對應地層條件之參考非線性曲線，並依據美國 DCPD (Diablo Canyon Power Plant) 電廠 SRA 分析程序與 USNRC RG1.208 管制導則初步完成 9 組 SRA 分析。經國震中心於 108 年 11 月召開之「GMRS 建置計畫」第 6 次工作會議討論後，與會專家建議以包絡反應器廠房基礎輸入反應譜(Foundation Input Response Spectrum, FIRS)之上限值( $FIRS_1$ )作為第一階段 ESEP 之耐震評估基準地動(即  $RLGM_1$ )。

110 年 2 月，「GMRS 建置計畫」產出「核能二廠地震危害與篩選報告」，並得到 PPRP 小組審查同意。該報告中之 FIRS，稱之為第二階段反應器廠房基礎輸入反應譜(或稱  $FIRS_2$ )，經與  $RLGM_1$  比較後，加速耐震評估設備清單(ESEL)設備所在結構廠房之主要振動頻率對應之  $FIRS_2$  譜加速度值仍大於  $RLGM_1$  之譜加速度，顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之耐震評估基準相較於  $FIRS_2$  仍未具有保守性，故核能二廠進一步以  $FIRS_2$  作為第二階段 ESEP 之評估及檢討基準(即  $RLGM_2$ )。

## 二、審查過程

台電公司於 110 年 1 月 29 日提交核二廠 1、2 號機之 ESEP 報告，並因應 PPRP 對核二廠 SPID 報告之審查意見修訂，於 110 年 2 月 26 日提交核二廠 ESEP 更新版報告。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。110 年 6 月 23 日，本會辦理 KS/MS-JLD-10101 核管案之核二及三廠「ESEP 報告」審查案第一次審查會議，針對核二廠部分提出第一批審查意見共 46 題。台電公司於 110 年 8 月 9 日來函提出第一次答覆說明，本會於 110 年 9 月 7 日召開第二次審查會議，核二廠部分經第二次審查會議後，第一批審查意見已同意 27 題，並新增第二批審查意見 1 題。台電公司於 110 年 11 月 1 日來函提出第二次答覆說明，本會於 110 年 12 月 1 日召開第三次審查會議，核二廠部分經第三次審查會議後，第一批審查意見剩 6 題未結案，第二批審查意見則已完全結案，該會議後再針對 ESEP 耐震評估之相關計算書提出第三批審查意見(9 題)。

台電公司於 111 年 1 月 28 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，第一批審查意見尚有 2 題未結案；第三批則亦有 6 題未結案。針對未結案之審查意見，台電公司於 111 年 4 月 15 日提出第四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能二廠 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 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，核二廠 ESEP 評估報告第 2 章，針對核二廠 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。本章則說明核二廠 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

核二廠 ESEP 評估報告第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述之內容，主要是對核二廠 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。針對本章內容，審查小組審查情形彙整如下：

有關 FLEX 策略是否適用於 ESEP 等議題，審查小組提出 3 項審查意見：(1)(i)依據 EPRI 3002000704 Section 7: ESEP 報告要求，FLEX 耐震實施策略包括要實現的功能以及所選設備如何實現這些功能；送審報告對應的內容在表 2.1-3，與圖 2.1-1 至圖 2.1-4，但文字說明卻在下一個章節 3.2 (一)&(二)；(ii)「爐心冷卻」不是「設備」而是「安全功能」；(iii)評估與說明，核二廠是否需要將「用過燃料池冷卻(SFP cooling)」納入「要實現的功能」；(iv)參照 USNRC 的文件 ML14353A333 第 7-8 頁，改寫並具體說明；如果第一階段(Phase 1)廠內的固定設備與第二階段(Phase 2)移動式設備即已足夠實現這些功能，則應判斷說明無須第三階段(Phase 3)策略取得廠外設備以增加電廠設備能力或冗餘度。(2)如送審報告說明，FLEX 第一階段依賴電廠已安裝設備或固定設備，而第二

或三階段靠廠內或廠外移動式設備。在事故後第一階段為實現爐心冷卻功能用消防車或移動式消防泵，明顯地不合宜。(3)請以第一次審查會議投影片中的圖表與照片更新報告內容，加強 FLEX 策略相關論述。

台電公司第 1 次答覆說明：(1)(i)第 2 章與第 3 章已重新編排，在第二章說明 FLEX 策略與 ESEL 的關係，因此在這節當中說明且列出在篩選 ESEL 時，須列入的固定式系統或已安裝的 FLEX 設備，並說明相關系統納入 ESEL 的理由；而在第三章「設備選擇邏輯及 ESEL 之建立」再進一步根據第二章所納入之系統，依據該系統功能詳細說明須納入清單之組件；(ii)已修訂報告為「提出 ESEL 所需安全功能相關系統」；(iii)根據 EPRI 導則，ESEP 主要針對「爐心冷卻」及「圍阻體功能維持」二項安全功能進行評估及補強，且由於核二廠之用過燃料池不在圍阻體內，因此未納入本案。惟核二廠用過燃料池相關評估另有「核二廠用過燃料池完整性再評估報告」進行中，該評估案所引用之頻譜與本案相同，因此其安全功能也將會有適當且完整的評估；(iv)已於送審報告本文 3.1.1 節，將無須第三階段(Phase 3)策略，僅延續第一階段(Phase 1)或第二階段(Phase 2)減緩策略即可之相關說明納入報告。(2)已將報告內容在事故後第一階段，爐心隔離冷卻 (Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)系統因低壓力不可用後，使用消防車或移動式消防泵之相關敘述，移至事故後第 2、3 階段，並同步修正報告內容。(3)已依審查意見將投影片中的圖表與照片納入報告以加強 FLEX 策略相關論述。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，核二廠 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，基於在 ELAP 事件期間執行深度防禦所需之 FLEX 策略來達成 NEI 12-06 [6]所要求之爐心冷卻與圍阻體之功能。台電公司亦已於本章清楚說明核能二廠加速耐震評估設備清單(ESEL)選擇與 FLEX 策略之關係，並依委員意見修訂

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，因此針對安全停機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。核二廠 ESEP 評估報告第 3 章針對 ESEL 清單的選擇程序及安全停機路徑(包括：爐心冷卻及圍阻體成功路徑)的挑選邏輯進行說明；故本章說明核二廠 ESEP 評估報告第 3 章用設備選擇程序及 ESEL 清單內容的審查情形。

### 二、審查情形

針對 ESEL 清單的品保及數量議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)考量國震中心本身並未非/具備合格之核工專業，本案 ESEP 所建立之 ESEL 有無請原廠 AE 或其他之顧問公司執行或審查？否則台電及國震中心如何能確保在此方面之品質？(2)比較核二、三廠之 RLGM，核三廠高於核二廠，但需進一步評估之項目及改善清單之數量，請說明之。

台電公司答覆：(1)核能二廠 ESEL 選擇程序係由電廠具備合格核工專業運轉人員(如核子反應器高級運轉員執照)組成 ESEP 專案小組執行，小組成員具有包括運轉、機械、儀電、土木、電氣、儀控、修配、改善等電廠安全運轉相關專長。由核二廠考量電廠實際運轉狀態及相關程序提出 ESEL 清單，並依 EPRI 3002000704 導則針對 ESEL 之篩選原則撰寫篩選報告，送台電公司專案小組之各單位進行審查後，再提送國外耐震餘裕評估專家審查確認後最終納入 ESEP 報告；經由上述程序建立之 ESEL 清單，應能確保其適切性及品質。以上內容補充說明於修訂報告之「3.0 設備選擇程序及加速耐震評估設備清單(ESEL)」。(2)核二、三廠機組型式不同，所對應設備數量型號亦不同，且廠址條件(地質條件)不同，造成地盤反應分析及土壤結構互制分析結果不同，因而耐震需求及設備耐震容量均不相同，故設備耐震餘裕不同，數量上亦不同。

經審查答覆內容，可以接受。

有關 ESEP 案與耐震安全餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)案之差異，及兩機組間差異議題，審查小組提出 4 項審查意見：(1)請補充說明本案與 SMA 耐震評估案之安全停機路徑及設備列表(Equipment List)之差異。(2)原則上，核能設施中具安全功能之設備或維持安全功能的設備，不可與其他核能設施共用，或在同一核能設施中也不應共用。(i)事故後第 2 階段(Phase 2)兩個機組共用移動式柴油發電機與匯排流，補充說明與判斷是否適當；(ii)核二廠包含 2 個機組而基於前述原則同一電廠內 2 機組安全相關設備不應共用，但報告“所提 ESEL 清單各項設備均以一號機作為代表，由於兩部機組並未存在差異性，因此未特別列出”，如此無法判斷相關設備有無共用或共用是否適當，故不可被接受。(3)請簡要說明核二廠 1 機與 2 號機之評估/結果差異；(4)請列表比對說明核能二廠 1、2 號機加速耐震評估程序報告之差異性。

台電公司第 1 次答覆：(1)耐震餘裕評估(SMA)乃根據 USNRC Generic Letter 88-20, Supplement 4 及 USNRC 報告 NUREG-1407 規定容許之 EPRI 方法，篩選兩串安全停機路徑設備進行評估。根據 EPRI NP-6041 導則，耐震餘裕評估須保證強震發生時電廠能安全停機(熱停機或冷停機)並維持穩定狀態達 72 小時，相關安全停機之系統設備需涵蓋一組主要成功路徑(Success Path)及另一組候補成功路徑。ESEP 的 ESEL 清單則依 EPRI 3002000704 導則以及 NEI 12-06 採用之 FLEX 策略挑選出一條安全停機成功路徑所需之設備，且僅限達成爐心冷卻及圍阻體功能，符合 EPRI 3002000704 導則 3.2 Selection of Expedited Seismic Equipment List (ESEL)篩選原則的設備。SMA 與 ESEP 兩者在建立耐震評估設備所遵循的導則不同，SMA 涵蓋兩條安全停機成功路徑上設備，ESEP 僅挑選一條安全停機路徑設備，且可排除某些設備，因此所需評估設備較少，僅少部分與 SMA 重疊。(2)(i)第 2 階段 FLEX 策略使

用 KS.2-02-03「1500kW 移動式柴油發電機供電至 OA1 緊急應變程序」，將以二部 1500kW 移動式柴油發電機分別供電給 1/2A3 緊急匯流排(一部 1500kW 移動式柴油發電機經由 BKR OA107 供電至 OA1 匯流排，再經由 OA105 供電至 2A3 緊急匯流排；另一部 1500kW 移動式柴油發電機經由 BKR OA103 二次側供電至 1A3 緊急匯流排)。KS.2-02-04 策略「移動式 480V 200kW 柴油發電機連接至 LC 1(2)B3 之作業程序」將二台移動式 480V 200kW 柴油發電機分別連接至 1B3 及 2B3 匯流排。(ii) 此說明為陳報 ESEP 篩選原則說明所述內容，ESEP 正式報告應分別針對 2 部機 ESEL 列出個別的設備名稱，核二廠將分別修訂附錄 A 及附錄 B，並修訂報告本文。(3)在 ESEP 所執行各階段中，廠內#1 與#2 之差異分別說明如下：(i)加速耐震評估設備清單(E Expedited Seismic Equipment List, ESEL)建立：針對核二廠而言，選擇邏輯一致，ESEL 設備一致；(ii)評估基準地動(Review Level Ground Motion, RLGM)決定：針對核二廠而言，第一階段以  $FIRS_1$  作為 ESEP 評估依據，即  $RLGM_1$  之 PGA 為 0.74g；第二階段以  $FIRS_2$  作為 ESEP 評估依據，即  $RLGM_2$  之 PGA 為 1.272g；(iii)設備現場履勘：經由現場履勘以及結果，可發現廠內#1 及 #2 之設備、設備型號、設備所在結構均一致；(iv)設備耐震容量值(High Confidence of Low Probability of Failure, HCLPF)評估：位於控制室設備因所在位置之樓板反應譜之差異，造成設備 HCLPF 值有些微差異。(4) 針對核能二廠 1、2 號機加速耐震評估程序報告之差異性說明增加表格說明。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)、(3)及(4)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i)答覆說明請彙整於報告修訂版中；(ii)附錄 A 序號 63-69 之設備編號無法區分 1 號機或 2 號機，即無法確認有無共用情形；報告中本文表中之設備編號應全面更新與重新確認。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)已補充答覆內容於 3.1.1 章節中；(ii)

附錄 A 中序號 63-69 之設備皆屬盤內 RELAY 設備，核二廠無針對盤內組件進行編號，目前標示的編號為電氣編號，為避免誤解共用情形，已於設備編號加註#1 或#2 以及設備描述欄位中說明，以區分 1 號機或 2 號機。另報告本文該表已依審查意見更新。經審查答覆內容後，可以接受。

有關原規劃之 RLGM<sub>1</sub> 已被 FIRS<sub>2</sub> 超越，ESEL 清單等相關評估內容須更新之議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)因核二廠 ESEP 原規劃之 RLGM<sub>1</sub> (PGA=0.74g) 已被 FIRS<sub>2</sub> (PGA=1.272g) 超越，針對此點台電公司僅於報告 8.3 節稍有著墨，報告附錄一之 ESEL 內容仍為依 RLGM (PGA=0.74g) 之篩濾結果。請依最新 FIRS 結果，更新 ESEP 報告 ESEL 及相關內容。(2)請台電公司依第二階段 ESEP 評估相關內容及結論作為核二廠「台灣地區核能電廠加速耐震評估程序報告」撰寫主軸，並詳述第一階段及第二階段 ESEP 之差異性。

台電公司第 1 次答覆說明：(1)已依據審查意見要求，全面改寫 ESEP 報告。(2)已修正。經審查答覆內容後，可以接受。

有關與美國 Columbia 電廠(CGS) ESEP 報告比對議題，審查小組提出審查意見：考量美國西部電廠僅 Columbia 電廠有提出 ESEP 報告 (ML16028A319)，其章節在第 3.1 節有針對 Power-Operated Valves、Pull Boxes、Termination Cabinets 等各項元件作探討，第 5.2 節、第 5.3 節對 RLGM 有針對方法論及模式的說明，第 6.3 節討論現場履勘作法及發現等內容，第 6.5 節說明電驛的功能性評估，第 6.6 節說明現場履勘發現的解決方案；惟台電公司提出之 ESEP 報告並無以上章節，請比對並提出相關內容及說明。

台電公司第 1 次答覆：增列以下章節內容分別說明如下：(i)3.1.2 動力驅動閥(Power Operated Valves)、3.1.3.拉線盒 (Pull Boxes)、3.1.4. 端接機櫃 (Termination Cabinets)、3.1.5. 關鍵監控儀器 (Critical Instrumentation Indicators)、3.1.6. 第 2、3 階段管路連結，針對

Power-Operated Valves、Pull Boxes、Termination Cabinets 等各項元件作探討；(ii)第 5.1、5.2 節、第 5.3 節對 RLGM 有針對方法論及模式的說明；(iii)第 6.3 節討論現場履勘作法、發現及其解決方案等內容、第 6.5 節說明電驛的功能性評估。

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) 新增納入報告章節的中譯部分，請再檢視確認其適切性(例如，虛假閘門操作)；(ii)新增 3.1.6 章節段落末尾漏譯” However, any active valves in FLEX Phase 2 and Phase 3 connection flow path are included in the ESEL”；(iii)新增納入報告所述有包含在 ESEL 中，請在 ESEL 列表中標註對應的項目。例如：「在 ELAP 事件期間仍需持續保持賦能的動力驅動閘列入 ESEL」；「ESEL 中包含手動操作達成 FLEX 策略的部分 MOVs 和 AOVs」；「端接櫃亦包含在 ESEL 中」；「關鍵指示器和記錄器通常位於面板/機櫃上，並作為單獨的組件包含在內；但是儀表指示器之耐震評估包含在面板/櫃體耐震評估」，以及上述第(ii)項漏列組件等；(iv)CGS 第 3.1.7 節對電驛評估的原則，並未增列納入報告加以說明；(v)CGS 第 5.1 節列出 2SSE(安全停機地震)，請說明核二廠未並列出 GMRS 與 2SSE 之適切性；(vi)CGS 第 6.6 節說明現場履勘發現的解決方案列舉 8 項，請說明核二廠之情況。

台電公司第 2 次答覆：(i)已重新檢視並修改報告 3.1.2；(ii)已補譯並修改報告 3.1.6；(iii)在 ESEL 篩選列入之動力驅動閘即為 ELAP 事件期間仍持續通電的動力驅動閘，篩選不列入欄位也有說明手動操作之 MOVs 和 AOVs，關鍵指示儀表皆有獨立進行耐震分析檢核；(iv)已增列 3.1.7；(v) 2 倍 SSE 不適用於本廠，本廠直接採用 SSHAC 程序之結果(GMRS\FIRS)，將於第 5 章增列說明；(vi)已增列 6.6 節。針對 ESEL 之現場履勘發現，僅有部分項目之錨定耐震評估可於現場履勘篩選中確保無耐震疑慮，其餘設備組件進一步執行詳細 HCLPF 計算。

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：(i)

請提供 ESEL 的 EXCEL 試算表電子檔，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 RAIs 意見之欄位。註：報告附錄二請視需要列出必要之欄位；(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。

台電公司第 3 次答覆：(i)ESEL 的 EXCEL 試算表電子檔，已依審查意見於 ESEL 增加設備類型、爐心/圍阻體功能及用於 FLEX 策略期間欄位說明，並於附錄 B 增列必要欄位。以上於對應修正報告附錄 A 及附錄 B 內容之 Mark-up 中說明；(ii)已提出相關品保程序文件。

針對台電公司第 3 次答覆說明，審查小組提出第 4 次審查意見：(i)XLS 檔案中：未說明大修期間；(ii)核二廠的 FIRS 的 PGA 大於 1.2g，請說明反應爐是否已納入 ESEL 進行評估，評估方法及結果如何？

台電公司第 4 次答覆：(i)依審查委員意見於附錄 A 之 ESEL 清單中增加大修期間說明，內容包含大修期間可用/不可用及其替代設備或方案。內容詳閱附錄 A；(ii)(a)依據 EPRI 3002000704 中 ESEP 導則及 ESEL 排除項目執行 ESEL 設備選擇，其中某些特定 SSCs 可被排除，如結構體、管線、手動閥及核能蒸汽供給系統組件等，主要係因電廠在後續執行長期機率式地震安全度評估(SPRA)時將會視需求而納入評估，反應爐(RPV)屬於核能蒸汽供給系統組件之範疇，故依照導則不需納入 ESEL 進行評估，因此 RPV 非在 ESEP 之評估範圍內。(b)RPV 雖未在 ESEP 之評估範圍內，ESEP 之評估目的係在達成爐心冷卻與圍阻體安全功能，故達成爐心冷卻與圍阻體安全功能之相關設備皆已納入評估，故可確保發生重大外部事件導致延時性喪失交流電源事件時用於維護或恢復反應爐與圍阻體冷卻的設備具備足夠耐震性。(c)此外，為考量 RPV 失效後果的嚴重性，於設計時都會考量相當程度的耐震餘裕，以確保在面臨超越設計基準地震時，其 RPV 仍可維持安全性，無耐震疑慮，屬

於高耐震能力設備。參考過去 SGH 公司針核二廠一次側系統(Primary System)耐震評估計算書，RPV 失效模式中最嚴重且主要失效模式為 RPV 基底錨固失效導致喪失完整性，在計算書所採用反應器廠房之樓板反應譜，在自然頻率為 8.46 Hz 所對應 Sa 值為 1.84g，基於此所評估之 HCLPF 為 1.3g。若基於核二廠 FIRS<sub>2</sub> (PGA=1.272g)下所建立反應器廠房之樓板反應譜，考量 PRV 自然頻率為 8.46 Hz，所對應樓板反應譜值為 2.91g，以線性縮放方式保守評估，仍可滿足 ESEP 之 FIRS<sub>2</sub> (PGA=1.272g)的需求。經審查答覆內容，可以接受。

有關 ESEL 清單中標示相關引接點是否符合 EPRI 3002000704 導則議題，審查小組提出審查意見：EPRI3002000704 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。

台電公司第 1 次答覆：依據 EPRI3002000704 導則 3.2 節所述，ESEL 的選擇僅需將 FLEX 策略當中的一串成功路徑及其引接點篩選納入評估，而核二廠 ESEL 清單當中已列出相關引接點，如消防車或移動式消防泵經 RHR B 管路注水入反應爐、移動式 480V 200kW 柴油發電機連接至 LC 1(2)B3、1500kW 移動式柴油發電機供電至 OA1、移動式空壓機供給 SRV/ADS 氣源等，相關操作策略之引接點皆已納入 ESEL，並依相關篩選原則進行評估。

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：請

在 ESEL 清單中標示相關引接點，並請說明 OA107(1500kW 移動式柴油發電機之引接點)未列入 ESEL 清單之適切性，並檢討類似情況之引接點。

台電公司第 2 次答覆:(i)依審查意見於附錄 A 中標示移動式設備之相關引接點。(ii)由於 1500kW 移動式柴油發電機之引接點位於 OA107 包含於 OA1 BUS(編號#351)，故未再列入 ESEL，將依審查意見增列 OA107 於 ESEL(#430)，並更新報告內容列出核二廠加速耐震設備清單共 430 項，其中篩選入現場設備耐震巡查 214 項。檢討類似移動式設備之引接點皆已列入 ESEL。

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：請參考「與美國 Columbia 電廠(CGS) ESEP 報告比對議題」之本次審查意見辦理。

台電公司第 3 次答覆：已參照該議題之審查意見辦理，並修訂附錄 A 及附錄 B。

針對台電公司第 3 次答覆說明，審查小組提出第 4 次審查意見：請參考「與美國 Columbia 電廠(CGS) ESEP 報告比對議題」之本次審查意見辦理。

台電公司第 4 次答覆：已參照該議題之審查意見辦理，並再修訂附錄 A。經審查答覆內容，可以接受。

有關爐心冷卻功能之事故後第 1 階段之 RHR 相關設備清單未列入 ESEL 清單之議題，審查小組提出審查意見：依據 ESEP 報告第 3.2.(一).1 節說明，反應爐壓力小於  $5.74 \text{ kg/cm}^2$  後，無法再使用 RCIC 補水，則改採 KS.1-01-05 策略「使用消防車或移動式消防泵經 RHR B 管路注水入反應爐程序(未經 KC-130AB09、KC-130AB22、EJ-106QB04)」，以維持反應爐的壓力、水位控制，惟查證附錄一 ESEL 清單中顯示，RHR B Injection Valve E12-F042B 並未列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。

台電公司第 1 次答覆：已依審查意見將 RHR B Injection Valve E12-F042B 列入 ESEL 設備篩選清單中，其評估結果符合 RLGM 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：答覆說明承諾將依審查意見將 RHR B Injection Valve E12-F042B 列入 ESEL 設備篩選清單中，並修訂報告將 RHR B Injection Valve E12-F042B 列入 ESEL 設備篩選清單理由增列於報告 3.1.1.(三).14.(3)節第 1 區餘熱移除系統相關設備篩選邏輯說明中，惟 RHR B Injection Valve E12-F042B 係為第 2 區餘熱移除系統設備，並非屬於第 1 區餘熱移除系統設備，相關修訂說明是否適當，請澄清。同時，ESEL 設備篩選清單所增列之 RHR B Injection Valve E12-F042B 項目，但設備說明卻為 RHR B HX 1E-40B2 OULT DW ISO VLV，相關設備說明是否正確，亦請澄清。

台電公司第 2 次答覆：(i)當 RCIC 不可用，由 FLEX 設備來進行補水時需經過 1E12-F042B 及其管路，應將 1E12-F042B 列入餘熱移除系統設備，非第 1 區餘熱移除系統，依審查意見修訂報告；(ii)依審查意見修訂 1EJ-HV-165(1E12-F042B)之設備說明為 RHR B INJECTION VLV。。

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：答覆說明承諾將依審查意見修訂報告 3.1.1.(三).14.(3)節說明，並於表 3.1-15 修訂 1EJ-HV-165(1E12-F042B)之設備說明為 RHR B INJECTION VLV，惟查證一、二號機評估報告附錄 A-ESEL 清單項目序號#59 及#88 設備說明並未同步進行修訂，請澄清。同時，二號機評估報告 3.1.1.(三).14.(3)節將 2EJ-HV-165(2E12-F042B)誤植為 1EJ-HV-165(1E12-F042B)，亦請澄清。

台電公司第 3 次答覆：(i)依審查意見修訂 ESEL 序號#59 及#88 設備說明為 RHR A INJECTION VLV 及 RHR B INJECTION VLV；(ii)依審查意見修訂二號機評估報告 3.1.1.(三).14.(3)節，將 1EJ-HV-165(1E12-F042B)修改為 2EJ-HV-165(2E12-F042B)。以上亦於對

應修正報告內容之 Mark-up 中說明。經審查答覆內容，可以接受。

有關圍阻體功能之事故後第 2、3 階段之隔離開關等相關設備清單未列入 ESEL 清單之議題，審查小組提出審查意見：依據 ESEP 報告第 3.2.(二).2 節說明，為確保圍阻體安全功能之維持，第二階段將使用 FLEX 減緩策略 KS.2-02-03「1500kW 移動式柴油發電機供電至 OA1 緊急應變程序」供電至 1/2A3 緊急匯流排，同時，表 2.1-3 亦顯示 ESEL 所需設備包括隔離開關 DS A9-2/A10-2 及斷路器 0A107 與 1500kW DG 引接點，惟查證附錄一 ESEL 清單中顯示，隔離開關 DS A9-2/A10-2 及斷路器 0A107 與 1500kW DG 引接點並未列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。

台電公司第 1 次答覆：因隔離開關 DS A9-2/A10-2 為移動式柴油發電機併入 1A7 BUS 之引接點，但由於 1A7 BUS 並未納入 ESEL 做進一步評估，故 DS A9-2/A10-2 應一併於報告中刪除該項組件。另，0A107 則由於將整個 0A1 BUS(編號#351)納入 ESEL，故未再特別列出該項組件。已於表 2.2-3(原表 2.1-3)修正。

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：台電公司答覆說明為確保圍阻體安全功能之維持，第二階段將使用 FLEX 減緩策略 KS.2-02-03「1500kw 移動式柴油發電機供電至 0A1 或 1/2A7 緊急應變程序」藉由 0A1 匯流排供電至 1/2A3 緊急匯流排，而非藉由 1/2A7 匯流排供電，故將刪除隔離開關 DS A9-2/A10-2 組件之評估，惟斷路器 0A107 雖已併入 0A1 匯流排納入 ESEL 設備篩選清單中，但斷路器 0A107 與 1500kW DG 引接點仍未列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。

台電公司第 2 次答覆：由於 1500kW 移動式柴油發電機之引接點位於 0A107 包含於 0A1 BUS(編號, #351)，故未再列入 ESEL，將依審查意見增列 0A107 於 ESEL(#430)，並更新報告內容列出核二廠加速耐震設備清單共 430 項，其中篩選入現場設備耐震巡查 214 項。經審查答

覆內容，可以接受。

另有關 RCIC 蒸汽供給旁通閥等設備未納入 ESEL 清單及設備編號誤植等議題，審查小組提出 4 項審查意見：(1)依據 ESEP 報告第 3.2.(三).14.(1)節說明，RCIC 起動後，相關各閥將自動開啟或關閉，改變閥位狀態，各閥包括閥體、斷路器、電驛等均納入評估，惟查證附錄一 ESEL 清單中顯示，RCIC Steam Supply Bypass Valve E51-F095 並未列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。(2)依據 ESEP 報告附錄一顯示 RCIC Turbine Cooling Water Supply Valve E51-F046 及 MCC 1C3D 均納入 ESEL 設備清單中，惟查證電廠電氣圖 E-0142 及 E-3082 顯示 E51-F046 操作電源及 MCC 1C3D Supply Breaker 1B302 控制電源均源自於 400A BUS 1DC，但電廠並未將電池組 DC、充電器 1RDBC CH 及其相關 SWGR 盤面列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。(3)依據 ESEP 報告附錄一顯示 RCIC Steam Drain Pot 洩水閥 E51-F025/F026 及 RCIC Turbine Exhaust Drain Pot 洩水閥 E51-F004/F005 均納入 ESEL 設備清單中，但查證發現因應相關 Drain Pot 手動旁通洩水需求所增設之旁通閥 105UB04、105A3B01 及 105SB06 則未列入 ESEL 設備篩選清單中，請澄清。(4)查證 ESEP 報告附錄一第 49/78 項有關 RHR A/B 最小流量止回閥評估，發現 RHR A/B 最小流量止回閥 E12-F046A/B 誤植為 E12-F048A/B，請改善。

台電公司第 1 次答覆：(1)已將 E51-F095 補列入 ESEL 設備篩選清單中。(2)已依審查意見將電池組 DC、充電器 1RDBC CH 及其相關 SWGR 盤面列入 ESEL 設備篩選清單中，其評估結果符合 RLGM 要求。(3)105UB04 及 105SB06 為既有之手動隔離閥，DCR 新增之為動閥為 105A3B01 及 105A3B02，已依委員要求將評估結果列入清單。(4)已將 RHR A/B 最小流量止回閥 E12-F048A/B 修正為 E12-F046A/B。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 ESEL 清單選擇程序係由電廠具備合格核工專業運轉人員組成專案小組執行，並考量電廠實際運轉狀態及符合導則之程序提出 ESEL 清單，並依 EPRI 3002000704 導則[5] 針對 ESEL 之篩選原則撰寫篩選報告後，提送國外顧問專家執行審查後納入 ESEP 報告，應能確保 ESEL 清單品質。台電公司同時亦已針對本案及耐震餘裕評估案之差異性明確說明，且依審查小組意見參考美國 Columbia 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。此外，有關兩部機組評估之差異性，台電公司亦已列表充分說明。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。因核二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 FIRS 與 SSE。本章說明核二廠 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，主要係確認核二廠的 FIRS、SSE 以及其控制點位置是否符合相關導則要求，並釐清核二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

針對核二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：

針對地震動反應譜圖形阻尼比及對應的年超越頻率議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)圖 4.1-1 及圖 4.1-2 地震反應譜應註明所對應之阻尼比。(2)第 4 章應列表顯示出平均年超越頻率(MAFE)  $1 \times 10^{-4}$  及  $1 \times 10^{-5}$  所對應的均佈危害反應譜(UHRS)及 GMRS。

台電公司第 1 次答覆：(1)原圖 4.1-1 及圖 4.1-2(更新為圖 4.1-4 及圖 4.1-8)地震反應譜係考量阻尼比為 5%所建立，已補充說明於報告中。(2)已補充於第 4.1 及 4.2 節。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i)有關 4.1 節之敘述採用“包絡地震動反應反應譜上限值作為第一階段地震動反應譜，稱

之 GMRS<sub>1</sub>”，因而列出表 4.1-1 和表 4.1-2，請再增列一表，只要列出週期(頻率)和 GMRS<sub>1</sub> 值；(ii)第 37 頁~44 頁的圖與表中所顯示的 9 組不同地盤反應值，編號意義為何？(iii)有關 4.2 節，圖 4.2-1 之標題顯示為 GMRS<sub>2</sub>，但是圖上方及圖左下角仍用 GMRS (應該為 GMRS<sub>2</sub>)，請修正；(iv)圖 4.2-2 之標題顯示 FIRS<sub>2</sub>(應該為 FIRS<sub>2</sub>)，但是圖上方及圖左下角仍用 FIRS(應該為 FIRS<sub>2</sub>)，請修正；(v)圖 4.2-3 之標題顯示 GMRS<sub>2</sub>，但是圖上方仍用 FIRS。另外，為何圖 4.2-3 的 GMRS<sub>2</sub> 曲線與圖 4.2-1 不同？(vi)如第 1 點建議，請再增列一表，依序列出週期(頻率)、 $1 \times 10^{-4}$  MAFE UHRS、 $1 \times 10^{-5}$  MAFE UHRS、水平 GMRS<sub>2</sub> 值。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)已增列於表 4.1-13；(ii)第 1 個字元代表電廠，第 2 個字元表示水平向(H)或垂直向(V)，第 3 及第 4 個字元代表採用參考波速剖面資料別，最後 4 個字元表示所使用土壤非線性曲線別。以 2HP1G32a 為例，2 表示核二廠；H 表示水平向；P1 表示參考剖面地層波速資料；G32a 表示使用土壤非線性曲線 Group 3 中的 G3a 與 G2a；(iii)已修正 4.1 節之圖；(iv)已修正 4.2 節之圖；(v)部分誤植，修正 4.2 節之圖；(vi)已增列該表。經審查答覆內容後，可以接受。

有關垂直地震反應譜及各階段所產出的地震反應譜定義與來源等議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)請簡要說明垂直向的 FIRS 是如何產生？(2)ESEP 中的 RLGM 應該只有一個定義，建議將報告中所採用的 FIRS 改為 RLGM<sub>2</sub>，報告中原所述的 RLGM (PGA = 0.74g)應該另外取名為 RLGM<sub>1</sub>，亦建議詳細敘述報告中核二廠 SSE、評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE)、RLGM、FIRS 的定義與來源。

台電公司第 1 次答覆說明：(1)(i)第一階段提出之垂直向 FIRS (FIRS<sub>1</sub>)為國家地震工程研究中心執行「地震危害重新評估計畫」於 108 年計畫執行階段產出。分析程序主要包含建立 TWGR 壓力波速剖面 (TWGR Vp profile)、依據廠區鑽孔資料建立場址 Vp 參考剖面、提出地層材料受正向應力作用時之模數衰減曲線與阻尼比曲線，並使用波速剖

面修正方式(Vs Profile Correction Approach)進行二次垂直向地盤反應分析，根據年超越機率為  $1E-4$ 、 $1E-5$  之地震動強度來求得廠區垂直向地盤放大函數。此階段的分析考量了波速剖面、非線性材料的不確定性，且為各參數模型組合分析成果的包絡反應譜；(ii)第二階段所採用之垂直向 FIRS 係由水平向 FIRS 乘上 V/H ratio 所得。其中 V/H ratio 為水平向與垂直向譜加速度比值，為地震規模、週期之函數。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，改採經驗模型並以邏輯樹同時考量台灣與國外的 V/H ratio 模型。詳細執行情序可參照國家地震工程研究中心之(NCREE, 2021)報告，亦補充於報告「4.1 第一階段地震動反應譜(GMRS<sub>1</sub>)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS<sub>1</sub>)」及「4.2 第二階段地震動反應譜(GMRS<sub>2</sub>)及反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS<sub>2</sub>)」中。(2)(i)RLGM 為執行 ESEP 之評估基準，主要依據地震危害重新評估結果之 GMRS/FIRS 決定。核能二廠第一階段執行 ESEP 所採用之評估基準地動(RLGM)，且於 108 年 12 月 17 日提送至 AEC 之 RLGM 稱之為 RLGM<sub>1</sub>；經參與式同行審查小組(Participatory Peer Review Panel, PPRP)於 110 年 2 月 9 日審查同意之 FIRS 稱之為 FIRS<sub>2</sub>，為第二階段執行 ESEP 所採用之 RLGM，稱之 RLGM<sub>2</sub>；(ii)SSE 為安全停機地震，係參考電廠終期安全分析報告(FSAR)定義；(iii)RLE 為執行 SMA 所採用之評估基準地震，即電廠 103 年完成「營運中核一、二及三廠耐震安全餘裕評估計畫」所採用之評估基準地震(Review Level Earthquake, RLE)，係依據 103 年「核能電廠耐震安全再評估精進作業」之地震危害度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議之會議決議而定。該次營運中核能電廠耐震餘裕評估(SMA)所用的評估基準地震(RLE)，係透過比較兩階段反應譜 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定。1.67 倍 SSE 的反應譜形採用美國核管會文件 NUREG-1407 建議之核能規範 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜(median rock spectrum)；尖峰地表加速度(PGA)值依據美國核管會

SECY-93-087 文件訂為安全停機地震(SSE) PGA 值的 1.67 倍。DSHA 為 103 年依據地質新事證完成之定值法地震危害度分析平均值結果加一倍標準偏差的地震動反應譜。1.67 倍 SSE 及 DSHA 反應譜的控制點位置同在反應器廠房基礎面。以上增列於報告 4.1、4.2、5.1、5.2 中說明。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：相關圖與表請依照「地震動反應譜圖形阻尼比及對應的年超越頻率議題」第(2)項審查意見與答覆說明修正。

台電公司第 2 次答覆說明：已增列表 4.1-13，修正 4.2 節之圖。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，核二廠 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(FIRS)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。另核二廠 ESEP 評估報告亦已針對各階段所產出之 GMRS 及 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二廠廠址特有之水平與垂直地震動反應譜之阻尼比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

本章說明核二廠 ESEP 評估報告第 5 章評估基準地動(Review Level Ground Motion, RLGM)的審查內容。主要審查標的為核二廠 ESEP 評估程序所使用的評估基準地動，以及樓板反應譜建置方式。以下說明審查情形。

### 二、審查情形

針對核二廠 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：

針對 RLGM 與 RLE 之比較圖，審查小組提出審查意見：圖 5.1-1 之 RLE 的來源和意義為何？

台電公司第 1 次答覆：圖 5.1-1 之 RLE 為執行 SMA 所採用之評估基準地震，即台電公司 103 年完成「營運中核一、二及三廠耐震安全餘裕評估計畫」所採用之評估基準地震，係依據「核能電廠耐震安全再評估精進作業」之地震危害度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議之會議決議而定。該次營運中核能電廠耐震餘裕評估(SMA)所用的評估基準地震(RLE)，係透過比較兩階段反應譜 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定。1.67 倍 SSE 的反應譜形(spectral shape)採用美國核管會文件 NUREG-1407 建議之核能規範 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜；尖峰地表加速度(PGA)值依據美國核管會 SECY-93-087 文件訂為安全停機地震(SSE) PGA 值的 1.67 倍。DSHA 為 103 年依據地質新事證完成之定值法地震危害度分析平均值結果加一倍標準偏差的地震動反應譜。1.67 倍 SSE 及 DSHA 反應譜的控制點位置同在反應器廠房基礎面。針對核二廠而言，RLE 之 PGA 訂為 0.67g。

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：RLE

既由 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定，為何圖 5.1-2 仍發生 SSE 大於 RLE 的情況？

台電公司第 2 次答覆說明：1.67 倍 SSE 係指安全停機地震(SSE)之尖峰地表加速度(PGA)值的 1.67 倍，而反應譜型採用美國核管會文件 NUREG-1407 建議之核能規範 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜，因此 1.67 倍 SSE 的反應譜形與 SSE 之反應譜型相異。故雖為取大值原則決定，但所包絡之反應譜為 DSHA 及 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜。根據「核二廠耐震安全餘裕評估報告」，針對核二廠 RLE NUREG/CR-0098=0.67g 與 DSHA (PGA=0.581g)反應譜比較，因 1.67 倍 SSE 可包絡 DSHA，最終執行 SMA 係以 1.67 倍 SSE 作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.67g。核能二廠執行 ESEP 之第一階段評估基準地動(RLGM<sub>I</sub>)與 SSE 及 RLE 做圖形比較。

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：在台電公司第 2 次答復說明中，答復紅字為 DSHA (PGA=0.677g)，但圖中綠線之 DSHA (PGA=0.581g)，並不一致。在低頻(0.1Hz)附近，RLE 仍低於 DSHA，並未包絡 DSHA。

台電公司第 3 次答覆說明：(i)針對核二廠 DSHA 之 PGA 應為 0.581g，第 2 次答復說明中為誤植；(ii)RLE 係透過比較兩階段反應譜 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定。針對核二廠而言，因 1.67 倍 SSE 在 1-10Hz 之範圍內可包絡 DSHA，最終執行 SMA 係以 1.67 倍 SSE 作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.67g。RLE 之 PGA 訂為 0.67g。綜合以上，修正答覆及圖如下：RLE 係電廠於 103 年完成「營運中核一、二及三廠耐震安全餘裕評估計畫」所採用 RLE，係透過比較兩階段反應譜 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定。1.67 倍 SSE 係指安全停機地震(SSE)之尖峰地表加速度(PGA)值的 1.67 倍，而反應譜形採用 USNRC 文件 NUREG-1407 建議之核能規範 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜，因此 1.67 倍 SSE 的反應譜

形與 SSE 之反應譜型相異。故雖為取大值原則決定，但所包絡之反應譜為 DSHA 及 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜。DSHA 為 103 年依據地質新事證完成之定值法地震危害度分析平均值結果加一倍標準偏差的地震動反應譜。(DSHA 之 PGA=0.581g)。針對核二廠而言，因 1.67 倍 SSE 在 1-10Hz 之範圍內可包絡 DSHA，最終執行 SMA 係以 1.67 倍 SSE 作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.67g。RLE 之 PGA 訂為 0.67g。經審查答覆內容後，可以接受。

有關土壤與結構互制分析(Soil-Structure Interaction, SSI)及所產出的樓板反應譜(In-Structure Response Spectra, ISRS)議題，審查小組提出 3 項審查意見：(1)在計算 ESEL 內設備/組件時所需之 ISRS 是如何產生並未在 ESEP 報告內交代。(2)因為核二廠兩機組均採用 ESEP 流程圖中的 Scenario 4 路徑，需要計算廠房的 ISRS，然而兩機組 ESEP 報告在第五章均未說明 ISRS 的估算方法。此外，是否有核二廠兩機組廠房的 ISRS 計算書？(3)(i)本案 10000 年回歸期 FIRS 的 PGA 為 1.272g，請說明本案所使用之結構與土壤互制(SSSI)方法論及其於本案之適用性；(ii)請說明 SSI 之分析模型(含空間離散模式、土層與結構材料性質、無限域波傳條件之考量、輸入地動及位置)，以及與 ISG-17 導則內容要求之差異性；(iii)請台電公司於 ESEP 報告中詳細說明安全停機路徑相關廠房各樓層反應譜(ISRS)、SSI 方法論以及所依據之導則。

台電公司第 1 次答覆：(1)&(2)針對 ESEL 設備/組件所需之 ISRS 是基於 RLGM 所建立，以有限元素建立設備/組件所在結構物之整體模型，並參考「地震危害重新評估計畫」成果報告所建議之土層參數，依據 ASCE 4-16 執行土壤結構互制分析所建立，廠內各結構物 ISRS 詳細執行程序及結果列於「地震危害重新評估計畫」之「台灣地區核能電廠結構動力分析報告(ESEP 用樓板反應譜)」中。

(3)(i)本案 SSI 分析主要係參照 ASCE 4-16 Fig.C5-2 建議流程，並做必要之調整後進行，分析所用軟體為 SASSI，採用 ASCE 4-16 第 5.4 節

所述之柔度體積法(flexible volume method)運算。由於本次分析之地震已屬超越設計基準之地震，理論上土壤及部分結構已有非線性或開裂之行為發生，因此在進行正式 SSI 分析前，將先進行一次前置分析，確認結構應力分佈情況，並參考 ASCE 4-16 第 3.2 及 3.3 節之建議，依據不同應力等級調整結構之勁度及阻尼，將結構非線性或開裂之行為納入考量後再進行正式 SSI 分析，而土壤非線性部分則以等值線性法模擬。由於此一做法已將土壤及結構非線性之情況納入考量，故於此地震等級下應屬合宜。

(ii)SSI 之分析模型(含空間離散模式、土層與結構材料性質、無限域波傳條件之考量、輸入地動及位置)，以及與 ISG-17 導則內容要求之差異性分述如下：

(A)SSI 之分析模型：本案 SSI 分析係以有限元素(包含 Solid、Shell、Beam 及 Nodal Mass 等元素)建立整體模型，結構材料性質依據原始計算書內容給定，而土層性質、無限域波傳、輸入地動及位置等參數則係參照國震中心(NCREE, 2021)報告，詳細內容可參閱「台灣地區核能電廠結構動力分析報告(ESEP 用樓板反應譜)」。

(B)與 ISG-17 導則內容要求之差異性說明：(a)採用 GMRS 評估時，核二廠三組初始波速參考剖面(Reference Profile, RP)之平均波速值當作 BE 剖面，選取 COV=1 作為 UB 與 LB 剖面進行運算，並確認 UB 與 LB 能包絡 RP。(b)以放大係數進行線性調整之方式調整輸入運動 FIRS，使其 BE、LB、UB 案例分析所得之地表運動反應譜能包絡 GMRS。(c)先進行一次前置分析，確認結構應力情況，並參考 ASCE 4-16 3.2、3.3 節，依據不同應力等級調整結構勁度及阻尼，以考量結構開裂行為。(d)綜上，本案所用之輸入運動、土壤參數之選取與 SSI 執行之方法等，均已依循 ISG-017 導則所要求之精神，朝保守側去進行 SSI 分析。

(iii)核二廠各廠房 ISRS 建立主要流程簡要說明如下：

(A)建立各廠房基礎高程基礎輸入反應譜：依照原 SPID 報告中 FIRS 之建立程序、土柱模型(soil column)、地層參數與輸入運動等參數進行等值地盤反應分析，以求得各評估目標廠房(target building)基礎高程露頭處(outcropping)之基礎輸入反應譜，做為該廠房建立 ISRS 之基準，與 GMRS 及 FIRS 等反應譜具有地震危害一致性。

(B)建立目標廠房之土層剖面參數及目標廠房基礎底面之地層層間(within)地震加速度歷時，包括：

1. 第一階段(基於  $RLGM_1$ )：(a)各目標廠房係以三組參考剖面(Reference Profile)之初始波速平均值做為 BE 波速剖面，並選用  $COV=1$  做為 UB 與 LB 波速剖面進行地盤反應分析。(b)採用程序(A)及程序(a)產出之基礎輸入反應譜及 BE、LB、UB 波速剖面，以 SHAKE 進行等值線性法迭代運算，求得應變譜和(收斂後)之土壤剖面，並確認收斂後之 UB 剖面與 LB 剖面是否能包絡程序(a)中三組參考剖面之波速，若否則需調整  $COV$  值後重新進程序(b)。此外，同時確認褶積運算(採用收斂後之 BE、LB、UB 波速剖面)所得之地表運動反應譜能否包絡 GMRS，若否則需以線性調整之方式放大基礎輸入反應譜後重新進程序(b)。
2. 第二階段 (基於  $RLGM_2$ )：(a)於  $FIRS_2$  評估時，BE、LB、UB 之波速剖面係直接採用程序(A)完成時所用之土柱模型及地層參數。(b)採用程序(A)產出之基礎輸入反應譜及 BE、LB、UB 波速剖面，以 SHAKE 直接進行褶積運算(不再進行線性迭代運算)求得地表運動反應譜，並確認此反應譜能否包絡 GMRS，若否則需以小波局部調整或線性調整之方式放大基礎輸入反應譜後重新進程序(b)。

經由上述程序即可求得兩水平 EW 向、NS 向及垂直向土壤剖面動態特性參數(包含剪力波與壓力波波速及土壤阻尼比)，以及於目標廠房基礎底面之兩水平向及垂直向地層層間(within)地震加速度歷時，此結果將做為後續 SASSI 程式分析時之自由域控制點輸入地震。

- (C)依照廠房結構設計與竣工圖面資料建立三維有限元素結構模型，並於執行 SSI 分析前，先進行一次前置分析，確認結構應力情況，並參考 ASCE 4-16 3.2、3.3 節，依據不同應力等級調整結構勁度及阻尼，以考量結構開裂行為。
- (D)依上述廠房結構模型、地層動態特性參數與自由場控制點輸入運動等參數，以 SASSI 程式進行 SSI 分析，並依所需之樓板點位輸出三方向之 ISRS。本案建立 ISRS 所用之分析參數與分析程序應可符合 NUREG-0800 標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP)之 3.7.1 Seismic Design Parameters 與 SRP 3.7.2 Seismic System Analysis 相關規定要求。

以上說明於 ESEP 報告中增列「5.3 節建置樓板反應譜之方法」及「附錄 F-核能三廠結構動力分析報告(ESEP 採用樓板反應譜)清單」。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(2)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(1)及(3)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(1)回復內容與核三廠之相同提問有差異，請說明與核三廠的作法有無相異之處。(2)(i)請補充說明在正式 SSI 分析前所進行的「前置分析」為何?又如何依據不同應力等級調整結構之勁度及阻尼，將結構非線性或開裂之行為納入考量。(ii)SHAKE 或 STRATA 為建構在一維波傳理論基礎的程式，然 SASSI 為建構在廣義的三維理論。請說明 SSI 分析時，如何橋接一維與三維之間的土壤材料模式及相關參數，並列出目前 SASSI 所使用的土壤材料模式(constutive model)。(iii)圖 5.3-1 文字太小不清楚，請修正。

台電公司第 2 次答覆：(1)核二廠與核三廠之執行方法相同，原回覆內容補充說明如下:針對 ESEL 設備/組件所需之 ISRS 是基於 RLGM 所建立，以有限元素建立設備/組件所在結構物之整體模型，並參考「地震危害重新評估計畫」成果報告所建議之土層參數，依據 ASCE 4-16 執行土壤結構互制分析所建立。廠內各結構物 ISRS 詳細執行程序及結果列於「地震危害重新評估計畫」之「台灣地區核能電廠結構動力分析

報告(ESEP 用樓板反應譜)」中。核二廠 SSI 分析主要參照 ASCE 4-16 Fig.C5-2 建議流程，分析所用軟體為 SASSI，採用 ASCE 4-16 第 5.4 節所述之柔度體積法(flexible volume method)運算。在進行正式 SSI 分析前，先進行一次前置分析，確認結構應力分佈情況，並參考 ASCE 4-16 第 3.2 及 3.3 節之建議，依據不同應力等級調整結構之勁度及阻尼，將結構非線性或開裂之行為納入考量後再進行正式 SSI 分析，而土壤非線性部分則以等值線性法模擬。各評估目標廠房 ISRS 建立主要流程簡要說明如「土壤與結構互制分析及樓板反應譜議題」第(3)項審查意見之第 1 次答覆說明。(2)(i)所謂「前置分析」係指採用與正式分析相同模型，並將所有結構材料假設為線性進行第一次 SSI 分析，分析流程與正式分析完全一致，待分析完成後將各元素最大應力值輸出，並參考 ASCE 4-16 第 3.2.2 節(c)項之說明，當正向應力值大於  $7.5\sqrt{f_c'}$  或剪應力值大於  $3\sqrt{f_c'}$  時，則應考量混凝土發生開裂，並依據 ASCE 4-16 第 3.2 節表 3-1 修改阻尼，及第 3.3 節表 3-2 修改勁度。以上說明補述於 5.2 節；(ii)SASSI 程式係於頻率域分析(意即彈性模式)，且進行 SSI 分析時只能針對單一方向之輸入運動進行分析，但輸出時可考量在基於單方向輸入運動下彈性材料之三維波傳效應(如在控制點輸入 X 向水平加速度歷時運動，可計算得出結構體在 X 方向、Y 方向、Z 方向之受震反應)，之後再參考 ASCE 4-16 第 4.3.3 節之建議，將產出之反應譜採平方和開根號(square-root-of-the-sum-of-squares, SRSS)之方法組合，最後再取包絡最大值結果。SASSI 程式之基本假設乃是基於一維自由場水平層狀地盤之地層材料，性質包含與剪應變相符之剪力波速(水平向分析)、壓力波速(垂直向分析)或材料包松比(Poisson's ratio)(根據彈性力學上述三者參數有相依關係，程式中只要提供其中兩個參數即可進行運算)、控制點輸入運動、結構元素模型與開挖土壤模型，視結構分析模型為 2D 或 3D，再以柔性體積法(Flexible Volume Method)來建構控制點到結構輸出點之間的轉換函數，故 SSI 分析過程符合傳統彈性力學與應力波傳之基本

假設；(iii)已修正。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 RLE 的定義、ISRS 的預測過程與方法等議題，審查小組提出審查意見：(i)圖 5.1.1 中藍色線(RLE)所指為何？另外，計算確定性保守失效餘裕(Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)容量時，如何決定非彈性消能因子  $F_{\mu}$ ？(ii)依據 EPRI 3002000704 Section 7: ESEP Report 要求，除評估基準地動(RLGM)亦應敘述 ISRS 之預測過程或方法。但在報告 6.4 功能性評估出現之 ISRS 僅限於定義 HCLPF，而之前亦未敘述 ISRS 之預測過程或方法(process/method to estimate ISRS)；(iii)依 108 年專家會議，“…以包絡反應廠房基礎輸入地震反應譜上限值最為現階段廠房基礎輸入地震反應譜 (FIRS)…現階段以包絡反應廠房基礎輸入地震反應譜上限值作為 ESEP 之評估基準的震動(RLGM)…”。根據 110 年 PPRP 小組核定之 FIRS 重新評估，新增 1 改善項目。圖 8.3-1 所示兩個頻譜有差異，補充說明其原因。

台電公司第 1 次答覆：(i)圖 5.1-1 之 RLE 係台電公司 103 年完成「營運中核一、二及三廠耐震安全餘裕評估計畫」所採用之評估基準地震(Review Level Earthquake, RLE)，係依據 103 年「核能電廠耐震安全再評估精進作業」之地震危害度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議之會議決議而定。該次 SMA 評估所用的 RLE，係透過比較兩階段反應譜 1.67 倍 SSE 及 DSHA 結果以包絡取大值原則進行決定。1.67 倍 SSE 的反應譜形採用美國核管會文件 NUREG-1407 建議之核能規範 NUREG/CR-0098 所訂岩盤條件中值反應譜；尖峰地表加速度(PGA)值依據 USNRC SECY-93-087 文件訂為安全停機地震(SSE) PGA 值的 1.67 倍。DSHA 為 103 年依據地質新事證完成之定值法地震危害度分析平均值結果加一倍標準偏差的地震動反應譜。1.67 倍 SSE 及 DSHA 反應譜的控制點位置同在反應器廠房基礎面。在 CDFM 中非彈性消能因子係視設備/組件之非線性行為不同而定，依據 EPRI NP-6041 規定執行；(ii)在耐震餘裕評估中針對 ESEL 設備/組件所需之 ISRS 是基於 FIRS 所建

立，並參考地震危害評估結果所建議之土壤參數考量土壤結構互制效應之影響。後續將增列 5.3 節簡要說明本案 ESEP 之 ISRS 之產出及依據，目前核二廠各機組廠房之 ISRS 執行程序及結果詳列於台電公司委託國震中心及中興工程顧問公司執行地震危害重新評估計畫之成果報告：「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(ESEP 用樓板反應譜)」；(iii)第一階段(108 年專家建議)之 FIRS，為一個考量非線性模型不確定性的包絡反應譜，主要原因是在進行廠區地盤反應分析時，其所採用之非線性模型僅來自過去電廠鑽探與地質報告之彙整，模型上存在較大的不確定性，因此，為保守考量因而採用包絡反應譜作為 RLGM。第二階段之 FIRS 之建立，為台電公司委請國震中心針對各核電廠廠址建立高信度地盤反應分析模型，進而參照 NUREG/CR6728 進行 Approach 3 求得控制點高程之危害度曲線，依循 RG 1.208 完成廠區之 FIRS。

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：請在 6.4.3 節中加註 ISRS 詳見 5.3 節。

台電公司第 2 次答覆：已在 6.4.3 節中加註「ISRS 詳見 5.3 節」。以上答覆內容，經審查答覆內容後，可以接受。

有關廠房結構動力分析報告，審查小組提出 2 項審查意見：(1)有關【核二廠結構動力分析報告—反應器廠房】報告：(i)該報告先以 ABAQUS 軟體建立有限元素模型(FEM)，並進行模型驗證，接著由 SASSI 進行 SSI 分析。報告中使用了薄殼單元 S4R，固體單元 C3D8R，及梁單元 B31。請說明這些單元是否亦使用於 SASSI？如果不是，請列出 SASSI 相關單元的型式及其參考文獻，並說明如何確保 SASSI 的頻率及振態分析結果與 ABAQUS 一致？(ii)承上，上開所提 ABAQUS 薄殼單元及固體單元皆採用了縮減積分(Reduced Integration, RI)的技巧以提升計算速度，然而 RI 單元需進行沙漏模態控制(Hourglass control)，讓單元免於 Rank deficiency，以讓求解時不會出現 Hourglass mode。請說

明送審報告分析時如何進行 Hourglass control 並確保震動模態不會背離真實物理現象?。(2)(i)所提核二廠七本廠房結構動力分析報告，FEM 模型之驗證僅針對結構部分，對於岩土部分並未提供相關驗證說明，尤其是 SSI 分析所取的岩土範圍是否合理，報告中並未有合理交代。另請列表說明各廠房結構動力分析之近域地表土壤之最大剪應變量為何?(ii)請提供符合品保程序的 SSI 分析軟體的 V&V 驗證分析報告，並附上輸入及輸出檔光碟。V&V 例題須包含 RLGM 等級之 SSI 分析，並與時域 SSI 方法進行比較，進行時域 SSI 分析時，請考慮靠近地表岩土的非線性效應。

台電公司第 1 次答覆：(1)(i)ABAQUS 所用元素於 SASSI 中均有相應之元素，而兩者間之主要差異在於 ABAQUS 中實體元素及板元素均使用減積分元素，與 SASSI 中使用全積分元素不同；(ii)為確保兩者分析頻率及振態分析結果能維持一致，避免因採用減積分元素與全積分元素造成之剪力自鎖(Shear Locking)或沙漏不穩定化(Hourglass Instability)等情況，於建模時即需確保在厚度方向有足夠層數之元素，尤其是實體元素(Solid Element)此一行為更為明顯；(iii)經進一步比較減積分元素與全積分元素之分析結果，顯示板元素幾無明顯差異，而對於實體元素，當厚度方向具有四層以上之元素時，減積分元素與全積分元素之差異即十分有限；(iv)綜上，於建模時便需注意應具有足夠之元素數量，以確保在不同程式間仍能維持相同結果；(v)惟為符合現有常見之分析程序，並維持與其他廠房所採用分析軟體之一致性，故將原有 ABAQUS 模型改為以 SAP2000 模型進行驗證。(2)(i)審查意見所述之「SSI 分析所取的岩土範圍」係是指在 SASSI 分析中 SITE 模組所建立之自由場土層輸入參數，所列之岩土範圍為 300m，是依據「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置計畫」最終成果(FIRS<sub>2</sub>)所採用之現地波速分層(經由 SASW+MAM 頻散曲線所評估之波速剖面分層)，在深度 270m 至 630m 之後便與 TWGR 相連接，加上以往核一廠、核三廠擴充地質調查現地

鑽探波速剖面深度最深差不多亦為 300m，為了保留廠址 site-specific 現地波速剖面資料以及與其餘各廠分析一致性，在產出 FIRS<sub>2</sub> 分析時核能二廠自由域地層深度範圍取至 300m，此波速及阻尼參數為產出 FIRS<sub>2</sub> 中 9 個地盤反應分析案例之應變相符(strain-compatible)之自由場地層剖面參數，係經由美國電力研究所(EPRI)之 Seismic Evaluation Guidance App. B-7.0 Hazard-Consistent, Strain-Compatible Material Properties (HCSCP)相關分析程序所得之結果。各廠房結構動力分析之近域地表土壤之最大剪應變量已做表列出；(ii)SASSI 因係於頻率域分析，故一般在頻率域驗證其分析成果，而時間域之成果則可與 Lamb(1904)水平向及垂直向之解析解驗證，詳細驗證結果可參閱 SSI 分析軟體之 V&V 驗證分析報告。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i)核二廠第二階段 ESEP 之【台灣地區核能二廠結構動力分析報告】中所引用之文獻，請說明報告中之土壤參數資料是否為最新調查結果？若否，請以案例方式提出保守性說明；(ii)有關本案 SPRA 所引用之廠房結構動力分析報告，請使用最新之土層參數資料，本項納入重要管制追蹤事項。

台電公司第 2 次答覆：(i)核二廠第二階段 ESEP 之【台灣地區核能二廠結構動力分析報告】中所引用之文獻之土壤參數資料為最新調查結果；(ii)遵照辦理。經審查答覆內容後，可以接受。

有關第一階段及第二階段地盤反應分析及土層剖面參數比較，審查小組提出審查意見：(i)第一階段分析採用三組參考土層剖面之依據為何？請補充說明，必要時請提列於參考文獻；(ii)不論是第一階段或第二階段的地盤反應分析，皆引用台電公司其他的技術報告，故應提列於參考文獻之中；(iii)第一階段與第二階段地盤反應分析，應於報告中有相互比較說明，特別是兩者差異之處(例如：土層剖面參數、V/H ratio 考量等)，以增進報告的可讀性。

台電公司第 1 次答覆：(i)第一階段分析所採用之三組參考土層剖面係依據國家地震工程研究中心(NCREE)執行「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置計畫」於 108 年產出之階段結果，主要是由 Kenneth Stokoe 教授之德州大學團隊檢視各核電廠既有之 PS-logging 速度井測原始波形，並重新判識得出較可信之地層波速資料，經由計畫技術整合專家與外部專家充分討論取得共識，以此三組參考土層波速剖面進行各電廠地盤反應分析；(ii)已將相關文獻增列於報告參考資料中；(iii) (3)第一階段與第二階段比較地盤反應分析差異已增列於「附錄 M-第一階段及第二階段地盤反應分析及土層剖面參數比較」中說明，簡述說明如表。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，核二廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，先選定  $RLGM_1$  做為第一階段 ESEP 評估的評估基準地動，該反應譜雖未能涵蓋最新地震危害評估結果( $FIRS_2$ )，但核二廠已進一步以  $FIRS_2$  為評估基準地動( $RLGM_2$ )，完成第二階段 ESEP 評估，可確保核二廠完成 SPRA 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(ELAP)事件時，可達成安全停機及維持圍阻體完整性等功能。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 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

本章說明核二廠 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]執行，並採用 CDFM 方法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

針對核二廠 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：

針對現場履勘及耐震餘裕評估方法等議題，審查小組提出 4 項審查意見：(1)110 年 6 月 23 日會議簡報第 33 頁 CDFM 法計算 HCLPF 之公式運用仍有疑義，請附以一計算實例說明之。(2)現場履勘有否與以往不同團隊履勘的不一致結果？(3)請補充說明 RLGM 與用 CDFM 計算 HCLPF 之地震需求(Ds)的關係；(4)核二廠 1 號機的書面報告第 43 頁  $HCLPF = F_s \cdot F_\mu \cdot PGA$ ，與口頭報告不同，請說明 PGA 的定義為何？ $F_\mu$  為非彈性消能因子，如何計算？

台電公司第 1 次答覆：(1)已增列計算例於附錄 H-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例。(2)本次現場履勘結果大致與過去差異不大，主要差異及說明如下：(i)部分設備在過去耐震評估(如耐震餘裕評估(SMA))後有經過補強；(ii)本案 RLGM 與過去差異較大，地震經驗法則篩選下，在功能性耐震篩選無可篩除設備。(3)&(4)依據 EPRI NP-6041 說明在 CDFM 中，PGA 係指執行評估時所採用的評估基準地震之尖峰地表加速度。如在核二廠 FSAR 中，係指 SSE (0.4g)；在 SMA 中是指

RLE(0.67g)，故在 ESEP 評估報告中係指 RLGM。針對 HCLPF 分析之計算式，HCLPF 值與 RLGM 之 PGA 值之關係為  $HCLPF = F_s \cdot F_\mu \cdot PGA_{RLGM}$ 。其中  $F_s$  為彈性強度因子； $F_\mu$  為非彈性消能因子； $PGA_{RLGM}$  為 RLGM 之 PGA 值。 $F_s$  與  $D_s$  之關係式可表示為  $F_s = (C - D_{NS}) / (D_s + \Delta C_s)$ 。其中  $C$  為設備/組件耐震強度容量； $D_{NS}$  為非地震載重下之需求； $\Delta C_s$  為地震作用下所減低之耐震容量。 $D_s$  為在 RLGM 下設備/組件之線彈性地震反應。在 CDFM 中非彈性消能因子係視設備/組件之非線性行為不同而定，依據 EPRI NP-6041 規定執行。

針對台電公司第 1 次答覆說明，第(1)及(2)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(3)及(4)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(1)報告內容已有所修訂，請再補充說明在 RLGM 下設備/組件之線彈性受震反應  $D_s$  如何求得，需要那些參數。(2) (i)未說明非彈性消能因子  $F_\mu$ ，如何計算？僅說明依照 EPRI NP-6041，但在 EPRI NP-6041 中如何計算？(ii)在 HCLPF 計算書中有那些組件採用非彈性消能因子  $F_\mu$ ，使用此非彈性消能因子  $F_\mu$  的時機為何？該值又如何計算？

台電公司第 2 次答覆說明：(1)基於 RLGM 下建置設備/組件所在結構物位置之樓板反應譜(依 EPRI NP-6041 建議針對設備種類選取適當阻尼比之樓板反應譜)，再依評估錨錠或功能性之破壞模式計算設備/組件之受震反應  $D_s$ ，此參數視與設備/組件耐震容量( $C$ )相同之物理參數，可為應力、剪力、彎矩、加速度等。各設備計算流程及所需參數於設備計算書中詳加說明，增列計算 HCLPF 流程於 6.4 節。(2)(i)一般結構構件幾乎皆具備韌性容量，若容許構件進入非彈性，會增加構件耐震餘裕度。非彈性消能因子  $F_\mu$  之物理意義為使系統達其韌性容量  $\mu$  之評估基準地震力與達到降伏地震力之比值。EPRI NP-6041 中建議，構件若屬非脆性破壞時  $F_\mu$  可取 1.25，若屬脆性破壞  $F_\mu$  可取 1；(ii)在 HCLPF 計算書中之非彈性消能因子  $F_\mu$  之採用依據 EPRI NP-6041 所述亦可參照 ASCE 4，依據不同設備組件種類分別採用。

針對台電公司第 2 次答覆說明，第(4)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(3)項部分審查小組提出第 3 次審查意見：請台電公司將第 2 次答復說明補充於 6.4.2 節。

台電公司第 3 次答覆說明：已補充於 6.4.2 節，並於對應修正報告內容之 Mark-up 中說明。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 DCR 改善設備之第一、二階段之 HCLPF 值計算差異議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)請列表補充說明 4 項 DCR 改善前後以新的 RLGM (即 PPRP 核定之 FIRS)計算 HCLPF 的數值結果，含容量、需求和各因子的比較。(2)請從核二廠第一階段改善補強設備擇 1，與第二階段改善設備 1 個，分別詳列 2 階段評估中 HCLPF 之計算與結果。

台電公司第 1 次答覆：(1)已補充說明於附錄 H-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例。(2)已補充說明於附錄 H-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例。

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：(1)附錄 H 之設備編號：1C50 之八、計算 HCLPF 值採用參數比較中，請補單位。是否需要再補入表 8.2-1 之其它 3 項 DCR 之補強改善設備 HCLPF 分析計算案例？(2)(i)附錄二所指為何？除附錄編號更新亦應在報告本文中適當地引用附錄內容；(ii)附錄 H 之圖 5&6 解析度不佳；(iii)在控制廠房之改善設備 1C50 (高程 30 ft) 與在輔助廠房之關鍵設備 1KA-HV-132(高程 21.83ft) 為何評估用相同的 RLGM？(iv)改善設備 1C50 之「七、HCLPF 分析說明(以關鍵破壞模式為例) 錨定分析比較」之下需補上  $RLGM_1$  與  $RLGM_2$ ，整個分析最後應加文字說明簡單結論；(v)關鍵設備 1KA-HV-132 之「六、計算 HCLPF 值採用參數比較」重新確認與更正，整個分析最後應加文字說明簡單結論。

台電公司第 2 次答覆：(1)增列 VC20A 設備之補強改善 HCLPF 分析計算案例。然針對其他二項 DCR，主要是排除其他地震與空間交互

作用因素或改以手動方式達成原系統功能，故無 HCLPF 值比較，針對其他二項 DCR 說明如下：K1-4599/K2-4600 新增 BYPASS LINE 以手動的方式來取代 1E51-F025/F026/F004/F005 之功能，以旁通管路及閘門，並配合手動操作來達成原系統設計功能。K1-4601/K2-4602 FLEX 設備引接點支撐耐震力強化，在符合消防法規的前提下降低 F 牆體高度提升耐震能力，以避免事故期間倒塌而損壞 FLEX 設備引接點。(2) (i) 「附錄二」為誤植，應為「附錄 A」，同時已修訂於報告本文，並適當地引用附錄內容；(ii)已重新繪製圖 5 & 6；(iii) RLGM 為評估基準地動，並以相同基準建立設備所在結構位置之 ISRS，以各自 ISRS 做為評估之耐震需求；(iv)已增補  $RLGM_1$  及  $RLGM_2$ ，並加上結論說明分析結果；(v)已增補說明採用參數來源及計算程序，並加上結論說明分析結果。

經審查台電公司第 2 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 3 次審查意見：(i) 附錄編號已修正但本文中未引用。(iv) 附錄 H 之 1C50 最後未見任何文字說明評估整體結論。(v) 附錄 H 之 1KA-HV-132 缺乏設備說明且分析仍嫌簡略；例如設備頻率為何？為何評估僅針對“功能性破壞”？又所謂“功能性破壞”實際為何？另外表 6 中  $g_{max}$  不同為何所對應的 seismic capacity 相同為 7.07g？後續如何求得 HCLPF？相關細節仍待說明以釐清問題。

台電公司第 3 次答覆：(i)相關附錄引用處如下說明：附錄 A: 3.0 節、3.1.1 節，附錄 B: 6.7 節，附錄 C: 4.1 節，附錄 D: 3.0 節、6.3.2 節，附錄 E: 6.3.1 節，附錄 F: 5.3 節(iv) 補充附錄 H 之評估整體結論如下：1C50 係由 1C50 本身錨定破壞所控制，即基底錨定不足，可能造成傾倒或滑移。二個階段評估基準地動評估之差異主要在於建立樓板反應譜之輸入地震不同，故採用樓板反應譜不同，即耐震需求反應譜不同，依據 HCLPF 分析評估結果可知，補強改善前，基於  $RLGM_1$  評估之 HCLPF 為 0.27g，基於  $RLGM_2$  評估之 HCLPF 為 0.197g，均小於評估基準地動，

故進行改善補強作業。補強改善後，基於 RLGM<sub>2</sub> 評估之 HCLPF 為 1.303g，大於評估基準地動。(v)補充附錄 H 之 1KA-HV-132 設備之計算說明在計算書中有詳述，包含設備說明及 HCLPF 分析說明。功能性破壞係指喪失正常運作上之功能性。關於表 6 中  $g_{max}$  及其 Seismic capacity 於報告中補充說明。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 ESEP 評估設備 HCLPF 值列表及相關計算書，審查小組提出 4 項審查意見：(1)報告中附件二 SSCs (Structures System Components) 的 HCLPF 值與 RLGM (ISRS)值的比對，未列出各 SSCs 所要比對的 RLGM 值。(2)送審報告中，6.5 節和附件二所列各 SSCs 的 HCLPF 值，是否有詳細計算書？(3)附件二的表中在評估方法一欄，SSCs 中顯示 New Analysis 的意義與計算書為何？(4)ESEL 清單中 HCLPF 值與 RLGM 值比對時，是否有雖然大於 RLGM 值，但是很接近的組件？

台電公司第 1 次答覆：(1)附件二所列 HCLPF 值係基於第一階段 RLGM 評估，各設備所採用之 ISRS 亦是基於 RLGM 所建置。核二廠第一階段 RLGM 之 PGA 值為 0.74g，第二階段 RLGM 之 PGA 值為 1.272g，故各 SSC 所要比對之 RLGM 之 PGA 值分別為第一階段 0.74g、第二階段 1.272g。(2)6.5 節和附件二所列各 SSCs 的 HCLPF 值有詳細計算書，增列「附錄 G-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 值分析計算書清單」。(3)附件二的表中在評估方法一欄顯示 New Analysis 之 SSC 係指非用線性縮放方式取得耐震容量或耐震需求，係重新建立結構模型計算，有計算書說明。(4)以 RLGM<sub>2</sub> 做為評估基準下，大於 RLGM 之設備中，以 1 號機為例，HCLPF 值最小者為 1KA-HV-132，其值為 1.272g，已補充說明於附錄 H-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(1)、(2)及(4)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(3)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i)未在 ESEP 報告中說明何謂 New Analysis；(ii)用 New Analysis 一詞是否恰當？用 Structural integrity analysis 並不恰當，請依照審查會議上所提

意見重新修正。

台電公司第 2 次答覆：(i)已補充說明於附錄 B；(ii)參考國外電廠用詞，以 New Analysis 表示，係指該設備非用線性縮放方式取得耐震容量或耐震需求，而是依據 RLGM 建立新的輸入歷時以及結構模型重新執行動力分析取得耐震容量或耐震需求所需之參數進行評估。經審查答覆內容後，可以接受。

有關送審報告與美國參考電廠 Perry 電廠之 ESEP 報告差異議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)核二廠參考 Perry 電廠之 ESEP 報告，第 5.2 節對 RLGM 有針對方法論的說明，第 6.3 節討論現場履勘作法及發現等內容，第 6.5 節說明電驛的功能性評估，請台電公司比對並提出相關內容及說明；(2)核二廠 ESEP 報告的附錄七，列出 USNRC 對參考廠之 RAIs，惟台電公司僅簡單回應、未回應、或有漏列；請台電公司重新檢視參考廠對 USNRC RAIs 的回應，並逐項提出核二廠對應之回應或澄清說明。

台電公司第 1 次答覆：(1)核能二廠係與 Perry 電廠之 ESEP 報告比較，結果已增列說明於「附錄 K-Perry 電廠 ESEP 報告與核能二廠 ESEP 報告比較」，除參照 EPRI 及 USNRC 格式及要求內容撰寫外，亦參考 Perry 電廠之 ESEP 報告內容撰寫。(2)已補充說明附錄 J(原附錄七)-Perry 電廠對 USNRC RAIs 回應文件執行內容與核能二廠 ESEP 執行比較。經審查答覆內容後，可以接受。

有關 ESEP 評估所引用之計算書清單及相關報告之品保議題，審查小組提出 3 項審查意見：(1)ESEL 內設備/組件之 HCLPF 之計算書應在參考資料內。(2)本案相關計算書應有明細清單列於附錄，並應補附完整計算書光碟檔。(3)請台電公司加強落實核二廠相關計算書品質及品保程序，避免遺漏及繕打錯誤。有關 HCLPF 計算部分，亦請務必再次檢核確認。請提出相關計算書清查工作內容及紀錄。

台電公司第 1 次答覆：(1)已補充於參考資料內，並增列附錄 G-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 值分析計算書清單。(2)已增列附錄 F-核能二廠結構動力分析報告(ESEP 採用之樓板反應譜)清單、附錄 G-核能二廠 ESEP 設備 HCLPF 值分析計算書清單，相關計算書亦已提交。(3)已依據審查意見提送之核二廠 HCLPF 計算書，並經台電公司以及國震中心重新檢視審查，並佐以相關品質文件紀錄表。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(2)及(3)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(1)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：請解釋為何有些設備組件以  $RLGM_1$  與  $RLGM_2$  做評估基準所得之 HCLPF 值似乎有矛盾的差異，舉 Battery Charger (Tag number 1RDBACH)的 HCLPF 為例：HCLPF(anchorage)前/後為 1.49g/0.91g; HCLPF(functionality)前後為 6.06g/0.84g。

台電公司第 2 次答覆：審查意見所列 HCLPF 值(即 HCLPF(anchorage)前/後為 1.49g/0.91g；HCLPF(functionality)前後為 6.06g/0.84g)並非同一設備之 HCLPF 值。以 1 號機為例，針對 Battery Charger (Tag number 1RDBACH)及 Battery on Racks (Tag number 1RDBA)而言，HCLPF 值說明如後。審查意見所指 0.91g 及 0.84g 應分別為 1GDBB(Battery on Racks)之 Anchorage 及 Functionality 之 HCLPF 值。針對 ESEL 設備在不同階段( $RLGM_1$ 、 $RLGM_2$ 、SMA)評估之 HCLPF 值亦已列於報告附錄 B-加速耐震評估設備 HCLPF 值列表。經審查答覆內容後，可以接受。

有關「控制室天花板」、「馬達控制中心(MCC)」，及「控制面板」等 3 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出 2 項審查意見：(1)「控制室天花板」計算書：(i)第 16 頁，此設備可以乘上延展性折減係數的原因？(ii)第 17、21 頁， $S_{ar}=1.7S=6.154$  非 5.112 (除非 Y 值較小)，但報告中並未提及 Y 值(錯誤的值算出的 SF 較低)；(iii)第 18 頁，內容  $1.7*S_c$  應為  $1.7*Fb_a$ 。請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算

與合格與否。(2)(i)「馬達控制中心(MCC)」計算書：第 30 頁，Design Input 參數， $hg=H/2$ ， $H=90$  因此  $hg$  應為 45 (不過  $hg=56$  算出來的 SF 較小)，請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。(ii)「控制面板」計算書：(a)第 54 頁，公式中  $w_n$  應該為  $no_b$ ， $ftw$  為  $Ta$ ， $fsw$  為  $Va$  計算出  $IR \neq 1$ ，SF 應下修(或是報告中公式有誤)；(b)第 59、60 頁，計算出 SF 應為 1.97 才能使  $IR=1$ ， $HCLPF=2.51$ 。請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：(1)「控制室天花板」計算書：(i)原第 16 頁所顯示天花板之破壞模式屬於鋼材之韌性破壞，故應考量非彈性能量消散因子，故依據 EPRI NP-6041 乘上延展性折減係數。另本計算書所考量天花板之各種破壞模式中，僅有 Hold down Posts 受壓之挫屈破壞 (SF<sub>3</sub>) 為屬脆性破壞，故無需考量延展性折減係數，其他破壞模式皆屬於鋼材之韌性破壞，均需要考量延展性折減係數；(ii)原第 17、21 頁之  $Sar$  為  $Y$  以及  $1.7S$  兩者中取小者，其中  $Y$  為 A36 螺桿降伏拉力強度，計算式及計算值為  $36 \text{ ksi} * 0.142 \text{ in}^2 = 5.112 \text{ kips}$ ，而  $1.7S = 1.7 * 3.620 = 6.154$ ，故  $Sar$  取 5.112。為避免誤解，增列以上補充說明於計算書第 16 頁及第 20 頁。由以上可知， $Sar$  值無異動，故不影響該設備之 HCLPF 值計算及結果；(iii)原第 18 頁中  $S_m$  之算式說明誤植，第 17 頁原  $S_m$  算式說明為「 $Y \text{ or } 1.7 * S_c$ 」，應修正為「 $Y \text{ or } 1.7 * Fb_a$ 」，其數值無異動，故不影響該設備 HCLPF 值之分析與結果。(2)(i)「馬控制中心(MCC)」計算書：原第 30 頁， $hg$  之算式說明為誤植，應刪除[ $=H/2$ ]；(ii)「控制面板」計算書：(a)原第 54 頁處之算式說明多處誤植。原  $w_n$  應修正為  $no_b$ 、 $ftw$  應修正為  $Ta$ 、 $fsw$  應修正為  $Va$ ，並將更正  $ft1$ 、 $ft2$ 、 $ft3$  及  $ft$  算式說明如下：

原  $ft1 = M/(w/2)$  應修正為  $=SF * M/W/2$ ；

原  $ft2 = M/d/(w_n/2)$  應修正為  $=SF * M/D/(no_b/2)$ ；

原  $ft_3 = SF * Wt * sa_v / w_n$  應修正為  $= SF * Wt * sa_v / no_b$  ；

原  $ft = ((SF * fc_1 * ft_1 + SF * fc_2 * ft_2 - ((Wt / w_n) - SF * fc_3 * ft_3)) / 1000)$  應修正為  $= (fc_1 * ft_1 + fc_2 * ft_2 - ((Wt / no_b) - fc_3 * ft_3) / 1000)$  ；

原  $fv_1 = SF * fc_1 * V / w_n$  應修正為  $= SF * fc_1 * V / no_b$  ；

原  $fv_2 = SF * fc_2 * V / w_n$  應修正為  $= SF * fc_2 * V / no_b$  ；

原  $IR = SRSS(ft / ft_w, fv / fv_w)$  應修正為  $= SRSS(ft / Ta, fv / Va)$  ；

以上數值無異動，故不影響該設備 HCLPF 值之分析與結果。(b)第 59、60 頁之  $ft_1$  算式說明誤植，原  $ft_1 = M / (2 * 24 + 12 + 3 * 20)$  應修正為  $ft_1 = M / W / 2$ 。經重新分析計算後，其 SF 值有異動，原  $SF = 2.21$  變為  $SF = 1.83$ ，HCLPF 值變為 2.328g，仍大於 RLGM，此破壞模式非控制此設備(1C55)之 HCLPF 值，故不影響該設備最終之 HCLPF 值結果。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i) 「控制面板」計算書答覆說明(a)提到：「以上數值無異動，故不影響該設備 HCLPF 值之分析與結果」。事實上相關數值皆有異動，而且設備 1C55 的 HCLPF 由 2.811g 降低為 2.328g，雖然新計算的 HCLPF 值仍大於 RLGM，不影響判定結果，但建議修正「數值無異動」的敘述。(ii) 「控制面板」計算書答覆說明(b)敘述提到：「此破壞模式非控制此設備(1C55)之 HCLPF 值，故不影響該設備最終之 HCLPF 值結果。」；計算書第 6 頁 Table 1-1 共列出六項設備，由計算書第 7 頁 Table 2-1 亦可看出 2.328g 是設備 1C55 的控制 HCLPF 值，本計算書所檢核的 control panel 設備共有 6 個(1C55 只是其中之一)，回應中所指的「該設備」應有 6 個，故所提答覆說明(b)的敘述應該適度修正。

台電公司第 2 次答覆：(i)針對原答覆說明(a)中之「以上數值無異動，故不影響該設備 HCLPF 值之分析與結果」修正為「以上數值雖有異動，且設備 1C55 之 HCLPF 由 2.811g 變為 2.328g，但設備 1C55 之

HCLPF 值仍大於 RLGM，不影響合格判定結果」。(ii)針對原答覆說明(b)中之「其 SF 值有異動，原 SF=2.21 變為 SF=1.83，HCLPF 值變為 2.328g，仍大於 RLGM，此破壞模式非控制此設備(1C55)之 HCLPF 值，故不影響該設備最終之 HCLPF 值結果。」修正為「其 SF 值有異動，原 SF=2.21 變為 SF=1.83，HCLPF 值變為 2.328g，以上數值雖有異動，但設備 1C55 之 HCLPF 值仍大於 RLGM，不影響合格判定結果」。以上答覆說明及計算書修訂內容，經審查答覆內容後，可以接受。

有關「RHR 等泵浦」及「汽機廠房」等 2 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i)「RHR 等泵浦」計算書：第 34 頁，表格所列參數 Ntd，及 35 頁，表格所列參數 F3\_1 計算出的數字有誤差。請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。(ii)「汽機廠房」計算書：第 17、18 頁 Equivalent Static force 的 Ultimate shear strength, vu 經計算結果與報告不同(小於報告中數據)，請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：(i)「RHR 等泵浦」計算書：原第 34 頁表格所列參數 Ntd 以及原第 35 頁表格所列參數 F3\_1 之數值無誤，補充 Ntd 及 F3\_1 算式說明， $Ntd = (-1 + SF * fa3 * Sa_v) * Wt$ ； $F3_1 = Ndts + Ntd$ 。由以上可知，數值無變動，僅補充說明，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。(ii)「汽機廠房」計算書：第 17、18 頁，vu 之計算式經確認無誤，惟因單位換算造成誤解，為避免誤解，在算式說明考量單位換算，增加算式說明之補充。以上補充說明不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。

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：答覆說明(i)提到「數值無變動，僅補充說明，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果」，然經檢視新舊計算書第 34 頁後發現，事實上數值已有變動，雖然不應影響 HCLPF 計算，但建議修正「數值無變動」的敘述。

台電公司第 2 次答覆：針對原答覆說明(1)中之「數值無變動，僅補充說明，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。」修正為「數值雖有異動，但該設備之 HCLPF 值仍大於 RLGM，不影響合格判定結果」。以上答覆說明及計算書修訂內容，經審查答覆內容後，可以接受。

有關「迴轉攔汙柵清洗泵指示器」及「RHR 熱交換器」計算書等 2 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i) 「迴轉攔汙柵清洗泵指示器」計算書：第 15、16 頁，在計算垂直向 SF 值時，計算書上所求得的 SF 值為  $TRS/ISRS=5.478$ ，但以垂直頻率 15.75 Hz 查圖後，所得到的結果約為 7.33，與計算書上的結果有落差。(ii) 「RHR 熱交換器」計算書：(a)第 35 頁，Maximum support load, upper 的計算，不確定 41.4k 的來源。(b)第 36 頁，若照所列 Flooded cg 的算式算出的 w 應該是負的？請說明後面括號內“78”的意思何？(c)第 36、37 頁，計算書上未特別寫在計算水平需求加速度時需要再乘以 0.8，但在計算垂直需求加速度時卻不用乘？請澄清並修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：(i) 「迴轉攔汙柵清洗泵指示器」計算書：本計算書求取 SF 時，為確保其保守性，取基礎頻率以上之頻率範圍中 SF 最小值。故以 SF 值最小值進行垂直向 HCLPF 計算，所對應頻率為 29.11Hz。(ii) 「RHR 熱交換器」計算書：(a)在第 35 頁之 Maximum support load, upper 計算採用 41.4k 係取自於 GE Drawing 762E982 文獻之所得值：The SSE support design loads (includes dead weight, operating, seismic and nozzle loads)，(b)括號內“78”表乘以 78 (The HX is 53.75” in diameter, 327” tall, has a flooded weight of 78 kips, and the flooded c. g. is at elevation 141.75” (above the bottom.))，公式誤植，應修正如下：Total weight:  $W + 327w = 78$ ，Flooded cg:  $30W + 3272 w / 2 = 141.75 \times 78$ ， $W = 12.6 k$ ， $w = 0.1996 \approx 0.200 k/in$ 。(c)熱交換器為 EPRI NP-6041 導則所列設備，實際上是在於水平及垂直向皆乘上延展性折減係數，因此在於三

向都有折減後確認其強度較弱處在於垂直向後得其值(原垂直向為  $1.272/(0.997g*0.8/0.85)$ )。以上修正後不影響該設備最終控制之 HCLPF 值。

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：答覆說明(i)提到「以 SF 值最小值進行垂直向 HCLPF 計算，所對應頻率為 29.11Hz」，請確認所述 29.11 Hz 是否造成最小 SF 值？

台電公司第 2 次答覆：在「迴轉攔汙柵清洗泵指示器」計算書中，進行垂直向 HCLPF 計算係取基礎頻率以上之頻率範圍中 SF 最小值。此設備垂直向基礎頻率為考量基礎頻率之不確定性，取 J32-201 文獻表中所採用值之 85%，即  $18.83 \text{ Hz} * 0.85 = 15.75 \text{ Hz}$ ，15.75 Hz 以上所對應 SF 值最小值之頻率為 29.11Hz。其 TRS 及 ISRS 分別為 11.12g 及 2.0301g，故  $SF = 5.478$  為最小 SF 值。以上答覆說明及計算書修訂內容，經審查答覆內容後，可以接受。

有關「緊要寒水器」及「緊要寒水膨脹槽及氣水分離器」計算書等 2 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i) 「緊要寒水器」計算書：(a)第 20 頁，check csplitting failure 及 Controlling strenght 有錯字，請修正。(b)第 22 頁，最後比較需求容量比時，Maximum demand capacity ratio,  $\max(IR\_f, IR\_n, IR\_vp, IR\_vl, IR\_nv)$ ，多出一個參數 IR\_f，但前面都沒算到，請澄清？(ii) 「緊急冷凍水膨脹槽及汽水分離器」計算書：(a)第 21 頁，Welding Parameters, Aw 單位應為 in。另請說明 Sw2 與 W2 有何不同？(b)第 22 頁，Evaluation for longitudinal load，算出來的 HCLPF 值為 49.285 g，此值極大，是否合理？請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：(i) 「緊要寒水器」計算書中：(a)原第 20 頁中之錯字為誤植，已修正為 Check splitting failure 及 Controlling strength 於報告第 16 頁中。(b)IR\_f 為誤植，已在報告中刪除，如報告第 19 頁。(ii) 「緊要寒水膨脹槽及氣水分離器」計算書：(a)原第 21 頁

之 Welding Parameters, Aw 單位誤植，已修正為 in，如報告第 22 頁。W2 亦為誤植，應為 Sw2。已修正於計算書中第 23 頁。(b)原第 22 頁所評估計算之 HCLPF 值係依據設備現況參數及焊道縱向剪力破壞模式計算所得，此為其中一種破壞模式，且是依據該設備補強後狀態之計算結果，然而，該設備需要評估之破壞模式包含焊道縱向剪力破壞、焊道側向剪力破壞及焊道和金屬板之界面破壞，評估結果顯示其耐震容量值 (HCLPF 值)係由焊道和金屬板之界面破壞控制，其 HCLPF 值為 2.124g，並非由焊道縱向剪力破壞控制。以上修正後不影響該設備最終控制之 HCLPF 值。

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：比對新舊計算書之 Table 2，答覆說明(2b)中的 2.124g 為舊 HCLPF 值，所提「以上修正後不影響該設備最終控制之 HCLPF 值」之敘述應該是「不影響 HCLPF 值的合格判定」較為恰當？

台電公司第 2 次答覆：針對原答覆說明(2b)中之「以上修正後不影響該設備最終控制之 HCLPF 值」修正為「以上修正後不影響該設備 HCLPF 值合格判定」。以上答覆說明及計算書修訂內容，經審查答覆內容後，可以接受。

有關「RHR 儀器架」之 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：「RHR 儀器架」計算書：(a)第 24 頁，括弧後應為 W/w-n，但依照這公式算出來的 ft 值不一樣，為 4.8；(b)第 29 頁，同上，ft 值算出來不一樣，上方數值帶入為 3.4。(c)第 29 頁，所列 wn 數量為 18，應為 12+10=22？(d)第 29 頁，HCLPF 值(5.79)，應為  $4.18 * 1.272 = 5.31$ ？(e)第 31 頁，ft1 公式後半部應為  $2 * w$ 、ft2 公式後半部應為  $no\_b/2$ 。請澄清修正並檢查以上問題是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：「RHR 儀器架」計算書：(a)原第 24 頁之 ft 算式說明誤植，經重新分析計算，影響 HCLPF 值之計算結果。原 ft 算式說明為  $[(SF * ft1 * fc1 + SF * ft2 * fc2 - (W - wn - SF * fc3 * ft3)) / 1000] = 3.7$ ，應於

第 24 頁修改為  $[=SF*ft1*fc1+SF*ft2*fc2-((W/wn)-SF*fc3*ft3)/1000] = 3.72$ ，故原錨定 HCLPF 值為 5.101g，修正後為 4.007g，仍大於 RLGM。此設備之錨定容量係由功能性破壞所控制，故以上修正不影響該設備最終 HCLPF 值。(b)第 29 頁之 ft 算式說明誤植，略影響數值及 HCLPF 值之計算及結果。原 ft 算式說明為  $[(SF*ft1*fc1+SF*ft2*fc2- (W-wn-SF*fc3*ft3))/1000]=3.7$ ，應於第 29 頁修改為  $[=SF*ft1*fc1+SF*ft2*fc2-((W/wn)-SF*fc3*ft3)/1000]=3.73$ ，以上修正影響鉸道破壞 HCLPF 值，原鉸道破壞 HCLPF 值為 5.79g 修正，修正為 5.32g。此設備之錨定容量係由螺栓破壞所控制，故以上修正不影響該設備錨定最終 HCLPF 值。(c)經由 S04(H22-P018)之螺栓配置圖確認後，原第 29 頁之計算及公式說明誤植，應為 wn1，短向塞鉸數量基於保守考量，原採值為 10，改採值為 6；wn 塞鉸總數仍採值為 18。由於 wn1 值之改變，造成 ft1 值隨之變動，故影響此破壞模式(鉸道破壞)之 HCLPF 值，由 5.79g 變為 5.32g。但此破壞模式(鉸道破壞)並非此設備(S04(H22-P018))錨定容量最終控制之破壞模式，此設備之錨定容量係由螺栓破壞所控制，其 HCLPF 值為 3.015g，故此修正不影響該設備錨定容量最終 HCLPF 值。(d)承上，此破壞模式(鉸道破壞)之 HCLPF 值，由 5.79g 變為 5.32g，但此破壞模式(鉸道破壞)並非此設備錨定容量最終控制之破壞模式，故此修正不影響該設備錨定容量最終 HCLPF 值。(e)第 31 頁之 ft1 之算式說明無誤，為  $SF*M1/w/2$ 。而 ft2 算式說明誤植，但其數值無誤，故不影響其 HCLPF 之計算及結果。原 ft2 算式說明為  $[=SF*M/d/no\_b]$ ，應於第 31 頁修正為  $[=SF*M2/d/(no\_b/2)]$ 。綜合以上，本計算書之修正不影響該設備最終 HCLPF 值。

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：(i)所提答覆說明(i)、(ii)、(iii)、(iv)皆提到「以上修正不影響該設備最終 HCLPF 值」，但事實上是有影響 HCLPF 值計算，但不影響 HCLPF 值的合格判定？請修訂相關答覆說明。(ii)另外，請補充說明 2 號機上述相

同的設備，是否有一併修改？且 HCLPF 值的合格判定是否有影響？

台電公司第 2 次答覆：(i)修正答覆說明如下：(a)「此設備之錨定容量係由功能性破壞所控制，故以上修正不影響該設備最終 HCLPF 值。」修正為「此設備耐震容量係由錨定容量及功能性容量所決定，經評估後由功能性破壞所控制，以上修正僅影響錨定 HCLPF 之計算，不影響功能性 HCLPF 之計算，故不影響該設備最終控制之 HCLPF 值以及 HCLPF 值的合格判定。」(b)「此設備之錨定容量係由螺栓破壞所控制，故以上修正不影響該設備錨定最終 HCLPF 值。」修正為「此設備耐震容量係由錨定容量及功能性容量所決定，經評估後由功能性破壞所控制，以上修正僅影響錨定 HCLPF 之計算，不影響功能性 HCLPF 之計算，故不影響該設備最終控制之 HCLPF 值以及 HCLPF 值的合格判定。」(ii)針對 2 號機相同設備之計算書，均參照 1 號機計算書之審查意見修訂，不影響 HCLPF 值的合格判定。以上答覆說明及計算書修訂內容，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，核二廠 ESEP 評估報告確實已依 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。有鑑於兩階段評估基準地動反應譜存在差異性，除確保 ESEL 清單結構/設備都是以最新地震危害度分析結果(FIRS<sub>2</sub>)進行檢核之外，審查小組亦要求台電公司應對關鍵結構/設備提出詳細的耐震餘裕計算檢核、驗證與比較，以確保耐震安全符合可接受標準。經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

本章說明核二廠 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，詳細列出核二廠 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說明審查情形。

### 二、審查情形

核二廠 ESEP 評估之 ESEL 項目，共有 ESEL 清單編號 1EK-HV-109(1E51-F013)等 31 項，因其位處於圍阻體乾井內，故於現場履勘時無法進行檢視。對此，審查小組對本章內容進行檢視，確認本章表 7.1-1 已提供該 31 項無法現地檢視元件的敘述、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然依據 EPRI NP-6041 導則所提供之方法。該 31 項無法進行現場履勘之設備利用過去執行 SMA 的耐震巡查紀錄資料或電廠大修時提供照片及電廠設計圖說來進行評估。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，核二廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核二廠 ESEP 評估無法現場履勘之 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依據 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

本章說明核二廠 ESEP 評估報告第 8 章 ESEP 評估結果及結論的審查內容。主要審查標的為核二廠 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宏觀性的回顧與檢視。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

針對核二廠 ESEP 評估報告第八章 ESEP 評估結果及結論，以及全部章節相關內容，本會審查小組審查情形彙整如下：

針對報告格式及第 8 章具體結論等相關議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)依照 EPRI-3002000704 報告[5]所敘述核電廠 ESEP 報告的格式和比對美國相關核電廠 ESEP 報告格式，核二廠兩本 ESEP 報告的格式有部分章節不太相同，如：第三章、第四章、第五章、第六章、第八章，請解釋報告中各章與標準格式的差異？(2)在本案 ESEP 報告撰寫方面，除應以 PPRP 核定之 FIRS 分析結果為主之外，第八章應有具體結論，以呼應本案執行目的與成果。另有關報告封面撰寫人、複審人以及簽署人等，建議加列簽署日期。另外，簽署順序排列應調整撰寫人為先，其次為複審人，再其次為簽署人。

台電公司第 1 次答覆：(1)已重新調整章節編排，依照 EPRI-3002000704 報告所述格式並比對美國相關核電廠 ESEP 報告格式修訂。(2)核二廠 ESEP 報告撰寫以 PPRP 核定之 FIRS 分析結果為主，且增列「8.4 結論」，且報告封面已修正。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(1)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(2)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(i)答覆說明未勾

選須修訂報告內容，請改正；(ii)8.4 結論中對於完成改善後的核二廠 ESEL 設備耐震能力應該提出具體數據說明。

台電公司第 2 次答覆：(i)已於上述答覆說明勾選。(ii)已增修 8.4 結論。經審查答覆內容後，可以接受。

有關結構/設備改善清單項目議題，審查小組提出審查意見：核二廠 ESEP 評估報告第 48 頁有 206 項設備組件需進一步評估；但改善項目清單卻只有 8 項，請進一步說明。

台電公司第 1 次答覆：經現場履勘篩選後，ESEL 設備中有 213 項(原 206 項)需進行進一步耐震餘裕評估，其中有 10 項 Relay 相關設備屬 Realy 型號無須評估、relay chatter 可接受或採手動復歸等狀態，無須執行 HCLPF 值分析。其餘設備進一步執行 HCLPF 值分析評估後，有 199 項設備之 HCLPF 值大於 RLGM，即代表設備在 RLGM 等級地震作用下可維持安全停機功能，4 項設備 HCLPF 值小於 RLGM，則需進一步規劃改善計畫。(第一階段)改善項目清單之 8 項分別說明如下：

ESEL Item #	設備編號	DCR案號	說明
395	1C50	K1-4597/K24598	HCLPF < RLGM <sub>1</sub>
315	GN-HS-711	C50盤增加角鋼固接及錨定螺栓	
316	GN-HS-712		
220	1VC20A	K1-4603/K2-4604 強化槽基座耐震力	HCLPF < RLGM <sub>1</sub>
26	1EK-HV-155	K1-4599/K2-4600 新增BYPASS LINE	經現場履勘，改已手動操作
27	1EK-HV-156		
135	133D3B01	K1-4601/K2-4602 降低防火牆高度，強化引接點支撐能力	為避免有地震交互作用影響
136	133D3B02		

經審查答覆內容後，可以接受。

有關報告各章節相關專有名詞及文獻引用等議題，審查小組提出審查意見：(i)摘要部分之 “美國核能管制委員會 (United States Nuclear

Regulatory Commission, USNRC)”建議修正，以與本文“美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC)”一致。(ii)英文專有名詞第一次出現須完整說明，但之後即縮寫表示、不用重複說明。“多樣化與具變通性策略 (Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)”第一次出現，而之後再出現的“多樣化與具變通性策略 (Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)”，應更正為“多樣化與具變通性策略 (FLEX)；(iii)表 2.1-2 缺最下邊界的框線、應補正；(iv)所有的表都應該要有編號與標題。

台電公司答覆：(i)統一修正為美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC)；(ii)~(iv)已依審查意見修正。

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：(i)美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)”定義(摘要)之後同一專有名詞“美國 NRC”未統一，即“美國核管會”；(ii)為與報告本文內容一致，摘要結尾應更正為“…針對 HCLPF 容量低於 RLGM 之設備，已於 2021 年 7 月 31 前完成改善作業…”。

台電公司第 2 次答覆：(i)已統一修正為美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC)，之後則統一表示為美國核能管制委員會(NRC)；(ii)已修正摘要結尾。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，台電公司已依審查小組意見，並依 EPRI 3002000704 導則[5]之標準格式，參考美國電廠相關報告，修訂報告章節格式及對應內容。台電公司雖先以「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置計畫」於 108 年產出之第一階段評估基準地動(RLGM<sub>1</sub>)進行 ESEP 評估；後續再根據該計畫最終成果，即由參與式 PPRP 小組審查同意之第二階段反應器廠房基礎輸入地震反應譜(即 FIRS<sub>2</sub> 或 RLGM<sub>2</sub>)，經與 RLGM<sub>1</sub> 比較後，顯示以 RLGM<sub>1</sub> 作為 ESEP 評估程序仍未具保守性，故

台電公司以最新地震危害度分析結果(FIRS<sub>2</sub>)為評估基準地動(RLGM<sub>2</sub>)，進行第二階段之 ESEP 評估。經耐震現場履勘及篩選評估後，在核能二廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之 430 項設備組件中，有 214 項需進行設備耐震容量值評估，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。對於耐震容量值低於評估基準地動之設備，台電公司於第一及第二階的 ESEP 評估分別識別出 8 項及 1 項設備組件需進一步採取改善措施，核二廠已完成該 9 項改善作業。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能二廠 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)台電公司核二廠已根據 EPRI 3002000704 導則[5]要求，基於核二廠在 ELAP 事件期間執行深度防禦所需之 FLEX 策略來達成 NEI 12-06 [6]所要求之爐心冷卻與圍阻體之功能。台電公司亦已於報告第 2 章清楚說明核能二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，經審查確認可以接受。
- (二)核二廠 ESEL 清單選擇程序係由核電廠具備合格核工專業運轉人員組成專案小組執行，並考量電廠實際運轉狀態及相關程序提出 ESEL 清單，並依 EPRI 3002000704 導則[5]針對 ESEL 之篩選原則撰寫篩選報告後，提送國外顧問專家執行審查後納入 ESEP 報告，可確保 ESEL 清單品質。台電公司同時亦已針對本案及耐震餘裕評估案之差異性明確說明，且依審查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 清單的電子檔案等佐證資料。此外，有關兩部機組評估之差異性，台電公司亦已列表充分說明，經審查確認可以接受。
- (三)核二廠 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(FIRS)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。另核二廠 ESEP 評估報告亦已針對各階段所產出之 GMRS 及 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二廠廠址特有之水平與垂直地震動反應譜之阻尼比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)核二廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，先選定  $RLGM_1$  做為第一階段 ESEP 評估的評估基準地動，該反應譜雖未能涵蓋最新地震危害評估結果( $FIRS_2$ )，但核二廠已進一步以  $FIRS_2$  為評估基準地動( $RLGM_2$ )，完成第二階段 ESEP 評估。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 ISRS，綜合審查小組對本章審查結果，經審查確認可以接受。

(五)核二廠 ESEP 評估報告確實已依 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。有鑑於兩階段評估基準地動反應譜加速度存在差異性，除確保 ESEL 清單結構/設備都是以最新地震危害度分析結果( $FIRS_2$ )進行檢核之外，審查小組亦要求台電公司應對關鍵結構/設備提出詳細的耐震餘裕計算檢核、驗證與比較，以確保耐震安全符合可接受標準。經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)核二廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核二廠 ESEP 評估無法現場履勘之 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，仍依據 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，將依 EPRI 3002000704 導則[5]之標準格式，並參考美國核電廠相關報告，修訂報告章節格式及對應內容。台電公司雖先以「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置計畫」於 108 年產出之第一階段評估基準地動( $RLGM_1$ )進行 ESEP 評估；後續再根據該計畫最終成果，即由參與式同行審查小組(PPRP)確認同意之第二階段反應器廠房基礎輸入地震反應譜(即  $FIRS_2$  或  $RLGM_2$ )，經與  $RLGM_1$  比較後，顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 評估程序仍未具保守性，故台電公司以最新地震危害度分析結果( $FIRS_2$ )為評估基準地動( $RLGM_2$ )，進行第二階段之

ESEP 評估。經耐震現場履勘及篩選評估後，在核能二廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之 430 項設備組件中，有 214 項需進行設備耐震容量值評估，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。對於耐震容量值低於評估基準地動之設備，台電公司於第一及第二階的 ESEP 評估分別識別出 8 項及 1 項設備組件需進一步採取改善措施，該 9 項核二廠已完成改善作業，可確保核二廠完成 SPRA 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(ELAP)事件時，可達成安全停機及維持圍阻體完整性等功能。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能二廠 1、2 號機「加速耐震評估程序(ESEP)報告」報告內容與結果，經本會審查小組嚴格審查檢視後可以接受。

## 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, US Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 1997.
3. USNRC RG 1.208, A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion, U.S. Nuclear Regulatory Commission 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. Order EA-12-049, “Order Modifying Licenses with Regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events,” 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
DSHA	Deterministic Seismic Hazard Analysis 定值式地震危害度分析
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 Alternating Current Power 延時性喪失交流電源
FEM	Finite Element Method 有限元素法
FIRS	Foundation Input Response Spectra 反應器廠房基礎輸入地震反應譜
FIRS <sub>1</sub>	Phase 1 Foundation Input Response Spectra 第一階段反應器廠房基礎輸入地震反應譜
FIRS <sub>2</sub>	Phase 2 Foundation Input Response Spectra 第二階段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
FSAR	Final Safety Analysis Report 終期安全分析報告
HCLPF	High Confidence of Low Probability Failure 高信心度低機率失效
HID	Hazard Input Document

	地震危害度輸入文件
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 國家地震中心
NEI	Nuclear Energy Institute 美國核能協會
MAFE	Mean Annual Frequency of Exceedance 平均年超越頻率
MCC	Motor Control Center 馬達控制中心
PGA	Peak Ground Acceleration 最大地表加速度
PPRP	Participate Peer Review Penal 參與式同行審查小組
PSHA	Probabilistic Seismic Hazard Analysis 機率式地震危害度分析
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling (System) 爐心隔離冷卻(系統)
RG	Regulatory Guidance 美國核能管制委員會管制導則
RHR	Residual Heat Removal (System) 餘熱移除(系統)
RLE	Review Level Earthquake 評估基準地震
RLGM	Review Level Ground Motion 評估基準地動
RLGM <sub>1</sub>	Phase 1 Review Level Ground Motion 第一階段評估基準地動

RLGM <sub>2</sub>	Phase 2 Review Level Ground Motion 第二階段評估基準地動
RPV	Reactor Pressure Vessel 反應爐壓力容器
SFP	Spent Fuel Pool 用過燃料池
SMA	Seismic Margins Assessment 耐震餘裕評估
SPID	Screening, Prioritization and Implementation Details 地震危害與篩選
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
SRP	Standard Review Plane 標準審查計畫
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
TWGR	Taiwan Generic Rock 台灣通用岩盤