

# 安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核能三廠 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)針對核三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，並提交核三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恆春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 程序針對核三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。

台電公司提交核三廠 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三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)核三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，可確保核三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 .....	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 .....	19
第 5 章 評估基準地動 .....	23
第 6 章 耐震餘裕評估方法 .....	36
第 7 章 無法檢視設備項目 .....	51
第 8 章 ESEP 評估結果 .....	52
第 9 章 審查總結 .....	57
參考文獻 .....	60
英文縮寫說明 .....	61

# 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「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] 內容提交核三廠「地震危害與篩選報告」(SPID 報告)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)，並提交核三廠加速耐震評估程序報告(以下簡稱 ESEP 報告)，以確保核三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 月提報核三廠執行第一階段 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三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 18 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「核能三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  $FIRS_2$  譜加速度值均低於  $RLGM_1$  之譜加速度；顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之耐震評估基準相較於  $FIRS_2$  仍具保守性，故核能三廠仍以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之評估及檢討基準，且無須進行第二階段之 ESEP 評估。

## 二、審查過程

台電公司於 110 年 1 月 29 日提交核三廠 1、2 號機之 ESEP 報告，並因應 PPRP 對核三廠 SPID 報告之審查意見修訂，於 110 年 2 月 26 日提交核三廠 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，針對核三廠部分提出第一批審查意見共 42 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，核三廠部分經第二次審查會議後，第一批審查意見已同意 25 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，核三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 報告耐震評估之相關計算書提出第三批審查意見(7 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 1 題未結案，第三批亦有 1 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三廠 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，核三廠 ESEP 評估報告第 2 章，針對核能三廠 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。本章則說明核三廠 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

核三廠 ESEP 評估報告第 2 章 FLEX 耐震執行策略概述之內容，主要是概要對核三廠 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 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 2.1-6，但圖表的說明卻出現在第三章(3.3.1 及 3.3.2)。(ii)報告用詞不精確，爐心冷卻不是「設備」而是「要實現的功能」或「安全功能」。(iii)於評估與說明部分，核三廠是否需要將用過燃料池冷卻(SFP cooling)納入「要實現的功能」。(iv)請參照案例 USNRC 文件 ML14353A059 的第 15-16 頁，及文件 ML14353A333 的第 7-8 頁，改寫並具體說明。如果第一階段(phase 1)廠內的固定設施與第二階段(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)FLEX 第一階段爐心冷卻的實現方法是以蒸汽產生器(Steam Generator, S/G)仍可使用為前提。是否有蒸汽產生器不可使用的情形或可能性？(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，並加強 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，圖表說明對應至第 2 章內。(ii)已修訂為「安全功能」。(iii)EPRI 3002000704 導則焦點置於爐心冷卻與圍阻體功能之強化，故「用過燃料池冷卻(SFP cooling)」不需列入 ESEP 要實現的功能。(iv)已依案例重新編排，並修訂加入 3.1 節之敘述「若第 2 階段即足夠實現 2 項安全功能，則不需第 3 階段策略取得廠外設備」。(2)爐心冷卻的實現方法包括爐心冷卻與餘熱移除(S/G 可使用)、爐心冷卻與熱移除(S/G 無法使用的 Modes 5 &6)等。爐心冷卻與熱移除(S/G 無法使用的 Modes 5&6)的實現方法在「2.2(一).3 爐心冷卻與熱移除(S/G 無法使用的 Modes 5&6)」，與「3.1.1(三)3 爐心冷卻與熱移除(S/G 無法使用的 Modes 5&6)」內說明。(3)已於相關圖 2.2.1~2.2.6 與圖 3.1.2~3.1.4 圖示中加註說明。

針對台電公司第 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：原則上第一階段(Phase 1)應使用廠內固定設施，而第二與三階段(Phase 2&3)採移動式設備以實現安全功能。但「3. 爐心冷卻與餘熱移除(在 Modes 5&6 且 S/G 不可使用時)策略」卻在事故後第 1 階段利用移動式柴油引擎，顯不適當。

台電公司第 2 次答覆說明：依據 NEI 12-06 3.2.3 Shutdown Modes 之說明，由於大修狀態占整個電廠運轉週期的比例僅一小部分，超過設計基準的事件正好發生在大修狀況時的機率較小。為了進一步降低停機時的風險，各電廠可透過有效的採用 FLEX 設備與程序指引以強化停機的安全。核三廠 ESEP 的參考電廠(BVPS)對於停機與更換燃料模式之策

略，說明於其 OIPs (Overall Integrated Plans)內(ML17095A276 文件第 3.11 節 Shutdown and Refueling Analyses)，BVPS 採用 USNRC 核准的 NEI 12-06 3.2.3 所述策略，採 FLEX 設備作為達成爐心冷卻與熱移除(S/G 無法使用的 Modes 5&6)安全功能的策略亦獲 USNRC 同意。核三廠已建立有效的程序以管理 FLEX 策略設備，維持 FLEX 策略設備可立即使用。若在 S/G 無法使用的 Modes 5&6 期間遭遇喪失停機冷卻時，核三廠須能夠立即使用 FLEX 策略以恢復關鍵的安全功能。

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：如報告所述，原則上第一階段應使用廠內固定設施，而第二與三階段才開始採移動式設備來實現安全功能。但「3. 爐心冷卻與餘熱移除(在 Modes 5&6 且 S/G 不可使用時)策略」卻好像強調在事故後第 1 階段即可利用移動式柴油引擎，並不適當。建議文字修正，在 Modes 5&6 且 S/G 不可使用時，即進入第 2 階段採用移動式柴油引擎、進行爐心冷卻與餘熱移除作業；第 3 階段與第 2 階段採相同策略。

台電公司第 3 次答覆說明：已修訂報告說明如下：「3. 爐心冷卻與餘熱移除(在 Modes 5&6 且 S/G 不可使用時)策略」核三廠已建立有效的程序以管理 FLEX 策略設備，維持 FLEX 策略設備可立即使用。在 S/G 無法使用的 Modes 5&6 期間，若遭遇喪失停機冷卻時，核三廠能夠立即進入第 2 階段策略，執行爐心冷卻與餘熱移除作業，使用 FLEX 策略的移動式柴油引擎帶動中壓注水泵，由更換燃料水儲存槽(Refueling Water Storage Tank, RWST)的 FLEX 策略引接點取硼液，補至反應爐冷卻水系統以恢復關鍵的安全功能。機組在 Mode 5 時(Modes 5:機組冷停機運轉模式)，可再開啟調壓槽動力釋壓閥將蒸汽排放以移除餘熱。在 Mode 6 時(Mode 6:機組更換燃料運轉模式)，更換燃料池滿水已有足夠的水量作熱沈，持續經池水自然蒸發移熱，再利用 FLEX 策略的柴油引擎帶動中壓注水泵進行硼液補充。持續的硼液補充能力則利用消防車補充硼液至 RWST，事故後第 2、3 階段採相同的策略。爐心冷卻與餘熱

移除(在 Modes 5&6 且 S/G 不可使用時) 策略如圖 2.2-4。』」以上亦於對應修正報告內容之 Mark-up 中說明。經審查答覆內容後，可以接受。

### 三、審查小結

綜合審查小組對本章審查結果，核三廠 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三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。核三廠 ESEP 評估報告第 3 章針對 ESEL 清單的選擇程序以及安全停機路徑(包括：爐心冷卻及圍阻體的成功路徑)的挑選邏輯進行說明；故本章說明核三廠 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

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)核能三廠 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。由核三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，且在同一核能設施中也不共用。核能三廠包含 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，但報告中提到「ESEL 清單各項設備均以 1 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」，如此便無法判斷設備有無共用或共用是否適當，故不可接受；(3)請簡要說明各廠 1 號機與 2 號機之評估/結果差異；(4)請列表比對說明核能三廠 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)報告修訂為：「核能三廠 1 號機加速耐震評估設備清單(ESEL)如附錄 A，附錄 A 中亦說明各項設備篩選列入及不列入理由以及設備基本資訊」。2 號機之報告將同步修

訂。(3)在 ESEP 所執行各階段中，核三廠 1 號機與 2 號機之差異分別說明如下：(a)加速耐震評估設備清單(ESEL)建立：針對核三廠而言，選擇邏輯一致，ESEL 設備一致。(b)評估基準地動(RLGM)決定：針對核三廠而言，均以  $FIRS_1$  作為 ESEP 為評估基準地動，故核三廠之 RLGM 即  $RLGM_1$ ，其 PGA 為 1.306g，(c)設備現場履勘：經由現場履勘以及結果，可發現核三廠 1 號機與 2 號機之設備、設備型號、設備所在結構均一致。(d)設備耐震容量值(High Confidence of a 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)針對核能三廠 1、2 號機加速耐震評估程序報告之差異性增加表格說明。

針對台電公司第 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：附錄 A 中如序號 19~22 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。報告本文表中所列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：序號 19~22 之設備皆屬盤內 RELAY 設備，核三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，已於設備編號欄位中加上 RELAY 設備所在盤面，並在設備描述欄位中說明 1 號機或 2 號機以示區分。報告本文表中所列之設備編號亦已確認修正。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 CGS 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：已增列以下章節內容分別說明如下：(a) 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；(b)以 FIRS 作為 RLGM，故針對 FIRS 建立之方法論於 4.1 節說明，另在 5.1 節補充說明 RLGM 之決定方法及模式；(c)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(例如，虛假閥門操作)，請再檢視確認其適切性；(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閥列入 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)，請說明核三廠未並列出 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，請說明核三廠之情況。

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)核三廠 ESEL 列表中已列設備說明、包括設備的正常狀態與事故時需求狀態，端接櫃亦已含在 ESEL 中，關鍵指示器和記錄器亦分別於 ESEL 獨立列出；(iv)已增列 3.1.7；(v)2SSE 不適用於本

廠，本廠直接採用 SSHAC 程序之結果(GMRS/FIRS)，增列補充說明於 5.0; (vi)已增列 6.6 節。

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) 核二廠報告說明「針對關鍵指示儀表皆有獨立進行耐震分析，無使用 rule-of-the-box 的方式進行檢核」。請說明核三廠報告 3.1.5 節採不同做法之適切性；(ii)核三廠報告 3.1.7 節「所有可能會因電驛顫振導致意外動作」，但在附錄二列表內未發現汽機帶動輔助飼水泵(TDAFP)相關之電驛，請澄清；(iii)請參考「ESEL 清單中標示相關引接點是否符合 EPRI 3002000704 導則議題」之審查意見辦理。

台電公司第 3 次答覆：(i)依據核能三廠控制室主控制盤(JP001~JP014、JP17 及 JP018)採購規範 JS-210 之 4.01-B 項中說明係包含所要求之儀器、開關、指示燈、警報窗、嵌入式子盤、內線配線及相關組件，且主控制盤 JP001~JP014、JP017 及 JP018 等盤(包含組件)皆有經耐震分析，並皆有提供耐震測試報告，故依據 EPRI NP-6041 以及通用執行程序(Generic Implementation Procedure, GIP)提出評估方法，核三廠此類設備可依 rule-of-the-box 的方式進行檢核，以上說明亦將補充於報告 3.1.5 節中；(ii)TDAFP 相關之電驛加入列表，於附錄 A 中說明；(iii)已參照該議題之審查意見辦理。以上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 A-PK-F001 等設備經篩選不列入 ESEL 清單是否適宜之議題，審查小組提出審查意見：承【核三廠 ESEL(加速耐震評估清單)篩選原則報告】之本會審查意見 RAI-08，有關 A-PK-F001、B-PK-F001、C-PK-F001、D-PK-F001 等項經篩選不列入 ESEL 清單是否適宜，請續澄清。本會先前已於【核三廠 ESEL(加速耐震評估清單)篩選原則報告】之 RAI-08 指出 PK 系統(125kV 電池組)失電的影響範圍並不只有表格中所列之 BB-TE410、TE413，PQ 系統及其底下負載將受影響。即使只從 ESEL 的項目舉例，PQ 系統以及其下游 36 盤、61 盤、40 盤、48 盤、

50 盤、56 盤、16 盤等也都會因 PK 系統失電而受影響，且下游之 BB-TE410、TE413 等作為反應器冷卻水系統(RCS)溫度指示，EPRI 3002000704 並沒允許將監視儀器電源排除。請台電公司澄清 PK 系統失電影響範圍及將 PK 系統排除的做法是否符合 EPRI 3002000704 導則要求。關於台電公司於【核三廠 ESEL(加速耐震評估清單)篩選原則報告】RAI-08 之第三次答覆，本會意見如下。當 PK 系統失電時，汽機帶動輔助飼水泵(AL-P019)也會失去控制電源，失去轉速控制的情況下，有可能超速跳脫，並無法保證持續運轉，故核三廠於 570.20 喪失所有緊要交流電源程序書第 4 步及附錄 P 建立 AL-P019 失去控制電源而無法運轉時，手動調整 FC-UV002 以控制 AL-P019 之程序。台電公司於 ESEL 篩選原則報告審查意見 RAI-08 之答覆指出在 PK 系統失電後，AL-P019 不須運轉員立即進行操作便能依失能安全設計維持 S/G 水位明顯不合理。請台電公司重新評估影響及澄清是以 EPRI 3002000704 的哪一條準則排除斷路器？

台電公司第 1 次答覆：審查意見可總括分為 PK 系統失電造成 AL-P019 運轉疑慮與 PQ 系統匯流排(BUS)受影響而喪失監視電源兩部份，考量在事故暫態時，運轉員能獲得較佳系統參數之監控，台電公司將修訂 ESEL 清單，加入 A-PK-F001、B-PK-F001、C-PK-F001、D-PK-F001 等項篩選列入 ESEL 清單。在 PK 系統失電造成 AL-P019 運轉疑慮的部份：核三廠於每次大修均完成 TDAFP 汽機超速跳脫試驗(650-M-004)，以提升輔助飼水泵汽機實際轉速分別動作電氣超速跳脫與機械超速跳脫機構，驗證超速跳脫機構的可用性。可確保 TDAFP 汽機之轉速達超速跳脫設定點時可跳脫輔助飼水泵汽機，達到保護 TDAFP 的功能。當 PK 系統失電時，TDAFP 也會失去控制電源，在失去轉速控制的情況下，雖 TDAFP 有可能超速跳脫，但可預期超速跳脫機構正常動作停止 TDAFP 運轉，確保後續可持續運轉。核三廠於 570.20 喪失所有緊要交流電源程序書內，已備妥 TDAFP 失去控制電源時改為手動操作之程

序，在超速跳脫後仍可手動操作，完成補水功能。依據 EPRI 3002000704 導則之「3.2 Selection of Expedited Seismic Equipment List (ESEL): Controls for which plant procedures provide instructions for manual operation (in the event of control system, component, permissive, or interlock failures) that ensure performance of the required FLEX function are excluded.」的敘述中說明對於確保 FLEX 功能的控制系統、元件、連鎖等失效時，若電廠備妥程序書提供手動操作指引，確保 FLEX 達成所需之功能，則這些設備可以不列入。PK 系統失電造成 PQ BUS 受影響而喪失監視電源的部份：雖 PQ BUS 受影響而喪失監視電源，但在遭遇預想事件時，依核三廠的安全設計，運轉員可不需立即進行操作，二次側即會由失能開啟的蒸汽流徑，提供 AL-P019 驅動蒸汽，再由正常列置開啟的取水集管由冷凝水儲存槽(CST)取水，經失能開啟的補水流徑補水至 S/G，能維持 S/G 足夠的水位，若 AL-P019 因失去控制電源造成非預期跳脫，可依 570.20 程序書改為手動操作 FC-UV002，完成補水功能。因自然循環之設計，可確認 ESEP 要求之爐心冷卻功能與水量控制功能均能獲得確保，即使 PK 系統失電造成 PQ 系統以及其下游盤面失電，機組亦可維持於安全狀態。考量在事故暫態時，運轉員能獲得較佳系統參數之監控，台電公司將修訂 ESEL 清單，加入 A-PK-F001、B-PK-F001、C-PK-F001、D-PK-F001 等項篩選列入 ESEL 清單。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：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。

台電公司第 1 次答覆：依 EPRI 3002000704 指引之 Seismic Evaluation Guidance 導則，ESEL 要納入審查意見所述設備，而在導則 3.2 Selection of Expedited Seismic Equipment List (ESEL) 中亦說明“The following types of SSCs are excluded from the ESEP”其中包括“Manual valves 與 Piping”，引接點均屬“Manual valves 與 Piping”依導則說明可不需列入 ESEL。

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：請參考本議題核二廠之第 1 次答覆說明【依據 EPRI3002000704\_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....，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。】，重新提出本項之答覆說明。請在 ESEL 清單中標示相關引接點。

台電公司第 2 次答覆：依據 EPRI 3002000704 之 3.2 節所述，核三廠將 FLEX 策略的成功路徑相關引接點皆已納入 ESEL，如移動式高/中壓注水泵補水至 RCS、移動式中壓注水泵補水至 S/G、移動式柴油發電機供電至廠內緊要儀控電源與 480V 馬達控制中心(MCC)電源等引接點均已納入 ESEL，並依相關篩選原則完成評估，引接點已於附錄 A 中標示。

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、品保工作內容及紀錄。

台電公司第 3 次答覆：(i)ESEL 的試算表(EXCEL)電子檔案，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)已提供相關品保程序文件。

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：(a)請說明“用於 FLEX 策略期間(第 1 階段、第 2 階段、第 3 階段)”欄空白之原因，若該項在 3 個階段都不需使用，則該項納入 ESEL 之原因為何？(b)請說明“Reason Screened In (U1) 篩選列入原因”欄，在“Screened In ?篩選列入?”欄為 N 者，有些有敘述，有些為空白，請澄清。(c)請說明表中未列入 4 kV 移動式電源車引接點之原因。(d)未說明大修期間。(ii)核三廠的 FIRS 的 PGA 大於 1.2 g，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)(a)核三廠 ESEP 的設備清單(ESEL)係比照美國 BVPS 核電廠的 ESEL 建立方式，將成功路徑上可達成安全功能之所有設備列表，再依篩選原則進行篩選以完成 ESEL。上述在「用於 FLEX 策略期間(第 1 階段、第 2 階段、第 3 階段)」欄位中，僅針對有列入篩選設備填寫，空白欄位係未列入篩選設備，如#247~#252 等欄位。(b)在「Screened In ?篩選列入?»欄位中顯示為 N 者係表示該設備篩選後不列入，故僅會在「Reason Not Screened In 篩選不列入原因」中說明不列入之原因，而在「Reason Screened In (U1/U2)篩選列入原因」欄位內則顯示空白。反之，在「Screened In?篩選列入?»欄位中顯示為 Y 者係表示該設備篩選後列入，故僅會在「Reason Screened In (U1/U2)篩選列入原因」中說明列入之原因，而在「Reason Not Screened In 篩選不列入原因」欄位內則顯示空白。(c)核三廠 ESEP 的設備清單(ESEL)係比照參考電廠(BVPS)的 ESEL 所建立，且 ESEP 以及 FLEX 策略並無 4kV 移

動式電源車的規劃，故核三廠的 ESEL 未列入 4kV 移動式電源車，故無 4kV 移動式電源車引接點。(d)大修期間係指 ESEP 報告中所指 Mode 5、Mode 6 期間，其 ESEP 策略皆已在 ESEP 報告中說明，包含確保「爐心冷卻功能」與「圍阻體功能」的設備皆已列入 ESEL 清單中，為更清楚說明，已新增「大修期間」於報告中，並新增「大修期間」欄位於 ESEL 清單(詳見附錄 A)中。(ii) (a)依據 EPRI 3002000704 中 ESEP 導則及 ESEL 排除項目執行 ESEL 設備選擇，其中某些特定結構、系統、及組件(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，RPV 為考量其失效後果的嚴重性，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。(d)參考過去 SGH 公司針核三廠一次側系統(Primary System)耐震評估計算書(計算書 128192-CA-161)，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 128192-CA-161 所採用反應器廠房之樓板反應譜，在自然頻率為 7 Hz 所對應 Sa 值為 2.44 g，基於此所評估之 HCLPF 為 0.86 g。若基於核三廠 FIRS<sub>2</sub> (PGA = 1.384 g)下所建立反應器廠房之樓板反應譜，考量 PRV 自然頻率為 7 Hz，所對應樓板反應譜值為 1.51 g，以線性縮放方式保守評估 HCLPF 值仍有 1.87 g，結果仍可滿足 ESEP 之 FIRS<sub>2</sub> (PGA = 1.384 g)的需求。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，核三廠 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。因核三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。本章說明核三廠 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，主要係確認核三廠的 FIRS、SSE 以及其控制點位置是否符合相關導則要求，並釐清核三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

針對核三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)原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 章。

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，除了表 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 4.1 節的圖與表中所顯示的 9 組(或更多組)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 之標題顯示為 GMRS<sub>2</sub>，但是圖上方仍用 GMRS，請修正。(v)圖 4.2-3 之標題顯示 FIRS<sub>2</sub>，但是圖上方及圖左下角仍用 FIRS，請修正。(vi)圖 4.2-4 之標題顯示 FIRS<sub>2</sub>，但是圖上方仍用 FIRS，請修正。

台電公司第 2 次答覆說明：(i)已增列表 4.1-13 說明。(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 3HP1G32a 為例，3 表示核三廠；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、4.2 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)已修正 4.2 節之圖。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 應該另外取名為 RLGM<sub>1</sub>，亦建議詳細敘述報告中核三廠 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)第二階段提出之垂直向 FIRS (FIRS<sub>2</sub>)為「地震危害重新評估計畫」執行之最後成果。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。以上內容係參照國家地震工程研究中心執行「地震危害重新評估計畫」成果報告：「Summary of the Methodology and Results for GMRS and FIRS for Taiwan Nuclear Power Plants」(2021.02)，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)遵照辦理。(i) RLGM 為執行 ESEP 之評估基準地動，主要依據地震危害重新評估結果之 GMRS/FIRS 決定。核能三廠第一階段執行 ESEP 所採用之評估基準(RLGM)，且已於 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(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，稱之為 RLGM<sub>2</sub>。(ii)SSE 為安全停機地震，參考自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，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(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(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 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」議題之答覆說明修正。

台電公司第 2 次答覆說明：已修正。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，核三廠 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。另核三廠 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三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

本章說明核三廠 ESEP 評估報告第 5 章評估基準地動(Review Level Ground Motion, RLGM)的審查內容。主要審查標的為核三廠 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

針對核三廠 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，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(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。針對核三廠而言，RLE 之 PGA 訂為 0.72g。

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 5.1-1 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，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「核三廠耐震安全餘裕評估報告」，針對核三廠 1.67 倍 SSE(即初期 RLE NUREG/CR-0098=0.67 g)與 DSHA(即 DSHA 結果之 PGA=0.677 g)反應譜比較，為了包絡 DSHA，最終執行 SMA 時係以  $1.075 \times (1.67 \text{ 倍 SSE})$  作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.72 g。已將核能三廠用以執行 ESEP 之 RLGM 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：在低頻(0.1Hz)附近， $1.075 \times \text{RLE}$  仍低於 DSHA，並未包絡 DSHA。

台電公司第 3 次答覆說明：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。針對核三廠 1.67 倍 SSE(即初期 RLE NUREG/CR-0098 = 0.67 g)與 DSHA(即 DSHA 結果之 PGA=0.677 g)反應譜比較，係為了包絡 DSHA 之 1 至 10Hz 範圍，最終執行 SMA 係以  $1.075 \times$ 「1.67 倍 SSE」作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.72 g。故修正答覆內容及相關圖形，說明如下：「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』所採用之評估基準地震(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 係指安全停機地震之尖峰地表加速度(PGA)值的 1.67 倍，而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)，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 為於 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。針對核三廠 1.67 倍 SSE(即初期 RLE NUREG/CR-0098 = 0.67 g)與 DSHA(即 DSHA 結果之 PGA=0.677g)反應譜比較，為了包絡 DSHA 之 1 至 10Hz 範圍，最終執行 SMA 係以  $1.075 \times (1.67 \text{ 倍 SSE})$  作為最終之 RLE，即 PGA 為 0.72g。」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 是如何產生並未在報告內交代。(2)因為核三廠兩機組均採用 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，是否有核三廠兩機組廠房的 ISRS 計算書？(3)(i)本案 RLGM 的 PGA 為 1.306 g，請說明本案所使用之 SSI 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)請台電公司於報告中詳細說明安全停機路徑相關廠房 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 詳細執执行程序及結果列於「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。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。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:依照核三廠 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：

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，求得應變諧和(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 值後重新進行程序(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行程序(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 程式直接進行褶積運算(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。以上內容增列至報告第 5.2 節說明。

(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(beyond design basis)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台電公司委託國震中心執行「地震危害重新評估計畫」之成果報告:「Summary of the Methodology and Results for GMRS and FIRS for Taiwan Nuclear Power Plants」(2021.01)，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：(b.1)採用 GMRS 評估時，核三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.2)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。(b.3)先進行一次前置分析，確認結構應力情況，並參考 ASCE 4-16 第 3.2 及 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。(b.4)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，朝保守作法去進行 SSI 分析。(iii)核三廠各廠房 ISRS 建立主要流程圖簡要說明，請參見本次第(1)及(2)項部分之答覆說明，以上內容增列至報告第 5.2 節說明。

經審查台電公司第 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)項部分審查小組提出第 2 次審查意見：(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：(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。以上說明補述於送審報告第 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)已調整圖 5.2-1(原圖 5.3-1)尺寸。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  $F_{\mu}$ ”？報告本文無相關文字說明。(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(process/method to estimate ISRS)。在報告

“6.4 功能性評估”節 ISRS 雖出現但僅限於定義 HCLPF，而在此之前卻未曾敘述 ISRS 之預測過程或方法。(iii)依 108 年專家會議，「...以包絡反應器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)...現階段以包絡反應器廠房基礎輸入地震反應譜上限值作為 ESEP 之評估基準的地震動(RLGM)...」。報告另根據 110 年參與式同行審查小組核定之 FIRS 重新評估。如圖 8.3-1 所示兩個頻譜有所差異，補充說明其原因。(iv)圖 8.3-1 之水平向(Horizontal)反應中有部分 FIRS 譜加速度值大於 GMRS 值，對照計算公式可知彈性強度縮放因子  $F_s$  可能增加，但並不能就此推論 CDFM 容量一定增加或耐震餘裕是否足夠。至於垂直向反應 FIRS 譜加速度小於 GMRS 的影響等，應補充說明。

台電公司第 1 次答覆：(i)圖 5.1-1 之 RLE 係台電公司於 103 年完成「營運中核一、二及三廠耐震安全餘裕評估計畫」所採用之評估基準地震(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；尖峰地表加速度(PGA)值依據 1993 年 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)同「土壤與結構互制分析及所產出的樓板反應譜議題」審查意見之第 1 次答覆說明。(iii)第一階段 FIRS ( $FIRS_1$ )，為一個考量地盤反應分析模型參數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，其所採用之波速剖面與地層材料非線性參數僅來自過去電廠鑽探與地質報告之彙整，地層相關波速量測與室內土壤材料動態試驗之資料，其成果品質亦未能達到技術整合專家、國震中心團隊與外部專家認可，致使分析模型參數上存在較大的不確定性；各核電廠場址地層放大函數之評估，亦只針對 1E-4 與 1E-5 此二個年超越機率之地震動等級進行計算，並依據 RG 1.208 得出水平向與垂直向之 FIRS。因此，技術整合專家團針對各分析案例所得出的反應器廠房基礎高程反應譜結果，採取較保守的考量，以包絡方式建立最終 FIRS<sub>1</sub>。第二階段 FIRS(FIRS<sub>2</sub>)之建立，為台電公司委請國震中心針對各核電廠廠區建立高信度地盤反應分析模型，並依據地盤反應分析案例使用之參數變異性與可靠度來給定各案例權重因子，進而參照 NUREG/CR-6728 進行 Approach 3 求得控制點高程之場址土層危害度曲線(site-specific soil hazard curve)，依循 RG 1.208 完成廠區之水平向 FIRS。(iv)圖 8.3-1 係在未能重新執行結構動力分析以及對設備/組件 HCLPF 值重新分析之情況下，且假設結構/設備/組件反應屬線性，故能初步以線性縮放方式計算耐震需求，並推論因耐震容量不變，若耐震需求降低，HCLPF 值將提高，表示耐震餘裕在 RLGM 等級下足夠。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，審查小組提出審查意見：(1)有關【核三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(FEM)模型，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。請說明本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)所提核三廠各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 中實體元素及版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，顯示版元素幾無明顯差異，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」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 250m，是依據「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(FIRS<sub>1</sub>)所採用之參考剖面(reference profile)深度 250m 之波速參考剖面。核能三廠進行 SSI 分析前之自由域分析地層剖面乃是採用三組參考剖面之波速平均值當作 BE 案

例初始剪力波速剖面，並取 G 值的 COV=1 進而決定 LB、UB 案例相關應之剪力波速值，使得所產生之 UB、LB 初始剪力波速剖面能大致包含原有的三組參考剖面。核能三廠動力分析報告所採用之非線性曲線係依據「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，即產出 FIRS<sub>1</sub> 程序中給定的參考非線性曲線(reference nonlinear curve)群組中的 sub-group(a)，並選用各群組中阻尼最小之(a)曲線的原因為 FIRS<sub>1</sub> 乃是採用 18 組地盤反應分析案例之最大值包絡線，最後利用自由域分析 BE、LB、UB 案例分析所得之地表運動反應譜需包絡 GMRS 反應譜作為地震危害一致性(hazard consistent)的考量，確保分析所得之樓板反應譜能滿足 1E-4 年超越機率下的地震需求。各廠房結構動力分析之近域地表土壤之最大剪應變量做表列出；(ii)SASSI 因係於頻率域分析，故一般多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)附錄 H 中基於 RLGM<sub>2</sub> 之結構評估 SSI 所引用之土層參數資料是否為最新調查結果？若否，請依最新土層資料進行 SSI 分析，並更新相關分析結果。(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，本項納入後續管制追蹤事項。

台電公司第 2 次答覆：(i)附錄 H 中基於 RLGM<sub>2</sub> 之評估中 SSI 分析所引用之土層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)核能三廠第一階段分析所採用之三組參考土層剖面，主要係依據國家地震工程研究中心(NCREE)執行「核能設施地震危害重新評估」計畫過程中，所提出之「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告-馬鞍山核能發電廠」報告。接著由德州大學 K. Stokoe 教授之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核電廠地盤反應分析；(ii)遵照辦理，已將「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告-馬鞍山核能發電廠」(Seismic Hazard and Screening Report- Maanshan Nuclear Power Plant Units 1 and 2)增列於報告參考資料中；(iii)遵照辦理，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。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，核三廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，依地震危害度分析程序並考慮廠址地盤反應定出評估基準地動(RLGM<sub>1</sub>)，並與 SSE、RLE 及核三廠地震危害與篩選報告之反應器廠房基礎輸入反應譜(或稱 FIRS<sub>2</sub>)比較後，確認 ESEL 清單設備所在結構廠房之主要震動頻率對應之 FIRS<sub>2</sub> 譜加速度值均低於 RLGM<sub>1</sub> 之譜加速度；顯示以 RLGM<sub>1</sub> 作為 ESEP 之耐震評估基準相較於 FIRS<sub>2</sub> 仍具保守性。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

本章說明核三廠 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 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

針對核三廠 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( $D_S$ )的關係；(4)核三廠 1 號機的書面報告第 45 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)已增列計算實例於附錄 H-核能三廠 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(如耐震安全餘裕評估案)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。如在核三廠 FSAR 中，係指 SSE (0.4g)；在 SMA 中是指 RLE

(0.72g)。故在核三廠 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/組件之線彈性受震反應。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 流程於報告第 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之值做表列出。

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 次答復說明補充於報告第 6.4.2 節。

台電公司第 3 次答覆說明：已補充於報告第 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。

對比於 PPRP 審查小組後來決定之  $FIRS_2$  (即  $RLGM_2$ )，以  $RLGM_1$  進行 ESEP 評估是否仍然有效之議題，審查小組提出 3 項審查意見：(1) 請列表補充說明 2 項設備組件改善前後，以新的  $RLGM$  (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) 請以新的  $RLGM$  (PPRP 核定之  $FIRS$ ) 檢核不需改善的最關鍵設備組件中，前後 HCLPF 的變化；(3) 請從核三廠第一階段改善補強設備 2 擇 1 (投影片第 43 頁)，詳列補強前後第一階段評估，以及補強後第 2 階段評估之 HCLPF 的計算與結果。

台電公司第 1 次答覆：(1) 核三廠改善設備組件為 CST 及 RWST，改善前後之 HCLPF 的數值結果，含容量、需求和各因子的比較補充說明於「附錄 H-核能三廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例」。(2) 以第一階段  $RLGM$  評估下，大於  $RLGM$  之設備中，HCLPF 值最小者設備係由電驛主導，此外非由電驛主導之設備為 A3J-ZJ-P050、A3J-ZJ-P048 等泵。以  $RLGM_1$  及  $RLGM_2$  評估後 HCLPF 之差異補充說明於「附錄 H-核能三廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例」。(3) 已補充說明於「附錄 H-核能三廠 ESEP 設備 HCLPF 分析計算例」。

經審查台電公司第 1 次答覆說明，第(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) 請再補入表 8.2-1 之另一項 DCR 之補強改善設備 HCLPF 分析計算案例。(2)(i) 配合附錄編號更新亦應在報告本文中適當地引用附錄內容；(ii) 如摘要說明，設備所在結構物主頻段譜加速度值較  $RLGM_1$  對應頻率之譜加速度小，顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 評估及檢討基準相較 PPRP 核定之  $FIRS_2$

較為保守，故核三廠仍以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之評估及檢討基準。結構受震反應與能力隨地震輸入而變，但對照附錄之補強改善設備分析計算案例“七、HCLPF 計算(一)補強前後動態反應及應力之變化”中，為何補強前對 2 個不同的地震反應譜  $RLGM_1$  與  $RLGM_2$  的彎矩與剪力等結構受震反應值都一樣？另外補強後改為屋頂梁撓曲破壞主導， $RLGM_1$  對應頻率之譜加速度  $1.306 \text{ g} < \text{HCLPF} = 1.45 \text{ g}$  ( $1.45/1.306=1.11$ )，而  $RLGM_2$  對應頻率之譜加速度  $1.384 \text{ g} < \text{HCLPF} = 1.52 \text{ g}$  ( $1.52/1.384=1.098$ )，此例是否即說明  $RLGM_1$  評估未必較為保守？綜合以上整體的評估邏輯與結果論述應再加強。

台電公司第 2 次答覆：(1)已補入另一項 DCR 設備(RWST)之 HCLPF 分析計算案例。(2)(i)已依審查意見引用，(ii)針對“七、HCLPF 計算(一)補強前後動態反應及應力之變化”，補強前  $RLGM_2$  下彎矩與剪力值為誤植，已更正。本案例中， $RLGM_2$  下之受震反應是以線性放大方式計算，故所計算出之 HCLPF 為較為保守數值，然仍顯示在  $RLGM_2$  下 HCLPF 值高於  $RLGM_1$  下 HCLPF 值。此外，針對其他結構物之設備而言，比較  $RLGM_2$  與  $RLGM_1$  結果，雖於某些頻率段  $RLGM_2$  譜加速度大於  $RLGM_1$  譜加速度，惟 ESEL 設備所在結構物主頻段譜加速度低於對應之  $RLGM_1$  譜加速度，且執行 ESEP 所採用之樓板反應譜(耐震需求)乃基於高保守性考量所建立，顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之評估及檢討基準相較  $RLGM_2$  仍具保守性。

經審查台電公司第 2 次答覆說明，第(3)項部分經審查答覆內容後，可以接受；第(4)項部分審查小組提出第 3 次審查意見：結論「...然仍顯示在  $RLGM_2$  下 HCLPF 值高於  $RLGM_1$  下 HCLPF 值」仍有筆誤？

台電公司第 3 次答覆：修正結論及答覆如下：「本案例中顯示在  $FIRS_2$  下 HCLPF 值高於  $RLGM_1$  下 HCLPF 值。此外，針對其他結構物之設備而言，比較  $FIRS_2$  與  $RLGM_1$  結果，雖於某些頻率段  $FIRS_2$  譜加速度大於  $RLGM_1$  譜加速度，惟 ESEL 設備所在結構物主頻段譜加速度

低於對應之  $RLGM_1$  譜加速度，且執行 ESEP 所採用之樓板反應譜(耐震需求)乃基於高保守性考量所建立，顯示以  $RLGM_1$  作為 ESEP 之評估及檢討基準相較  $FIRS_2$  仍具保守性。」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)兩本報告中附件二 SSCs 的 HCLPF 值與  $RLGM$  (ISRS) 值的比對，未列出各 SSCs 所要比對的  $RLGM$  值。(2)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  $RLGM$  ( $RLGM_1$ ) 評估，各設備所採用之 ISRS 亦是基於  $RLGM_1$  所建置。核三廠  $RLGM_1$  之 PGA 值為 1.306 g，故各 SSC 所要比對之  $RLGM$  之 PGA 值核三廠為 1.306 g。(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-核能三廠 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 SSCs 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)以第一階段  $RLGM$  評估下，大於  $RLGM$  之設備中，HCLPF 值最小者設備係被電驛主導，此外非被電驛主導之設備為 A3J-ZJ-P050、A3J-ZJ-P048 等泵。

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。

有關本報告與美國參考電廠 Beaver Valley 電廠之 ESEP 報告差異議題，審查小組提出 2 項審查意見：(1)核三廠參考 Beaver Valley 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)核三廠 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，並逐項提出核三廠對應之回應或澄清說明。

台電公司第 1 次答覆：(1)核三廠係與 Beaver Valley 電廠之 ESEP 報告比較，結果已增列說明於「附錄 K-Beaver Valley 電廠 ESEP 報告與核能三廠 ESEP 報告比較」，除參照 EPRI 及 USNRC 格式及要求內容撰寫外，亦參考 Beaver Valley 電廠之 ESEP 報告內容撰寫。(2)遵照辦理，已補充修訂附錄 J (原附錄七)-BVPS 電廠對 USNRC RAIs 回應文件執行內容與核能三廠 ESEP 比較。

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)請參考核二廠附錄 K 比對做法，惟並未在附錄 K 增列「比較結果」。(2)附錄 J 並未提出詳細回應。

台電公司第 2 次答覆：(1)已修訂附錄 K：增列「比較結果」欄位於「附錄 K--Beaver Valley 電廠 ESEP 報告與核能三廠 ESEP 報告比較」；(2)已增補內容於附錄 J，簡述如下：(i)ESEP Clarification Question 1：針對在 3.1.5 節中說明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，在 6.1 節中說明儀表指示的地震評估可能包含在面板/櫃體地震評估(rule-of-the-box, ROB)中，要求說明清楚

HCLPF 評估計算中針對此類設備之 HCLPF 計算之說明；(ii)ESEP Clarification Question 2：要求針對表 7-1 中所列無法檢視設備提出解決方案說明。核三廠在 7.1 節中有針對此議題說明；(iii)ESEP Clarification Question 3：針對 5.2 節樓板反應譜建置所採用模型及土壤參數討論，核三廠針對此部分在 5.3 節中敘明；(iv)ESEP Clarification Question 4：因 BVPS 在 6.4 節中敘述所採用耐震評估方法為 CDFM，卻在表 7.1 中提到 Fragility 計算之  $\beta_c$ 、 $\beta_R$  及  $\beta_u$ ，並在附錄 b 中說明，因此要求澄清。針對核三廠而言，耐震餘裕評估係採用 CDFM，無 Fragility 之相關參數呈現，故無此疑慮須澄清；(v)ESEP Clarification Question 5：要求在 6.3.1 節中針對現場履勘有地震交互作用、現場履勘結果以及現場履勘時程提出說明，核三廠均已在第 6 章中說明；(vi)ESEP Clarification Question 6：針對附錄 A 之 ESEL 所列設備數量與附錄 B 中執行 HCLPF 之數量變化需進行說明，核三廠在附錄 A、3.1 節以及 6.2 節中說明。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三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。(2)已增列「附錄 F-核能三廠結構動力分析報告(ESEP 採用之樓板反應譜)清單」、「附錄 G-核能三廠 ESEP 設備 HCLPF 值分析計算書清單」，相關計算書亦已提供。(3)已依據審查意見，本次提送核三廠 HCLPF 計算書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。經審查答覆內容後，可以接受。

有關「RWST 及 CST 桶槽」、「輔助飼水泵」、「A/D 組電池及

充電器」以及「圍阻體噴灑隔離等 11 個閥門」等 4 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i) 「RWST 及 CST 桶槽」計算書：第 25 頁，Calculations rocking mode 表格中， $I_c$ 、 $I_r$  數字對不上，且 z 算式中的參數 m 並未標示，另請說明 Combined translation & rocking 表格中  $I_t$  為何？請澄清並修正並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格判定；(ii) 「輔助飼水泵」計算書：第 26 頁，公式“ $S = 36027 / 11.6 + / 25.1 + 30744 / 31.1 = 12514 \text{ psi}$ ”有缺項，且不知來源為何？另第 32 頁 Tension (ALL) 表格有誤差(約 1000)，請澄清並修正相關問題，並檢查其是否會影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(iii) 「A/D 組電池及充電器」計算書：第 24 頁，詳細的設計圖應在 Ref.[7]；第 29 頁，缺少 Factored strength in tension of anchor in anchor 以及 Factored shear strength direction 'b' of anchor 的詳細計算過程，第 35 及 40 頁之電池充電器- $S_{11s}$ 、 $S_{22s}$ 、 $n_s$ 、 $ss$ 、 $IR_w$  未知？請澄清並修正相關問題，並檢查其是否會影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(iv) 「圍阻體噴灑隔離等 11 個閥門」計算書：第 22 頁，A1J-BB-HV007、A1J-BB-V445A 的  $gmax_2$  內容有誤，請澄清提出修正並檢查其是否會影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司答覆：(i)  $I_c$  與  $I_r$  算式中 m1 係指 mt，然因單位換算造成數值不同。 $I_c$  算式中之 m1 應代入 mt，即由原「 $m1=200.4 (k\text{-s}^2/\text{ft})$ 」改為代入「 $mt=6447(\text{kips}/\text{g})$ 」故修正算式說明如下： $I_c$  算式說明由原「 $m1*(R^2/4 + hw^2/12)$ 」修正為「 $mt*(R^2/4 + hw^2/12)$ 」； $I_r$  算式由「 $I_c + m1*hc^2$ 」修正為「 $I_c + mt*hf^2$ 」。z 算式中 m 為誤植，應為  $I_r$ ，故 z 之算式說明修正為「 $c_r/(2*\text{SQRT}(k_r*I_r))$ 」。r1 算式中之  $I_t$  係指  $I_r$ ，故應修正算式說明為「 $(1-mt*hc^2/I_r)$ 」。以上修正算式說明，其數值無變動，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。

(ii) 第 26 頁算式應修正為「 $S = 36027 / 11.6 + 219179 / 25.1 + 21011 / 31.1 = 12514 \text{ psi}$ 」，其值無變動，故不影響 HCLPF 值之計算及結果。公式 S 係參照 EQDP M021 Rev. 2, AUXILIARY FEEDWATER PUMP

BINGHAM WILLAMETTE 之 M-021-87-3, SEISMIC STRESS ANALYSIS OF Q CLASS TURBINE DRIVEN PUMP 第 32 頁 Tension (ALL)表格數值無誤，為避免誤解，已補充數值計算，亦不影響 HCLPF 值之計算及結果。

(iii)第 24 頁詳細的設計圖之文獻引用誤植，已在第 22 頁中修正為 Ref.[7]。已針對原計算書第 29 頁中 Factored strength in tension of anchor in anchor 及 Factored shear strength direction 'b' of anchor 的計算過程進行補充說明，另已針對原計算書第 35 及 40 頁之計算參數 S11s, S22s, n\_s, ss, IR\_w 進行補充說明。相關補充算式說明，其數值無變動，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。

(iv)第 22 頁  $g_{max_2}$  之數值(8.24g)無誤，惟算式說明誤植。為避免誤解，算式原說明為  $\sqrt{22.1^2 + 21.9^2 + 23.89^2} = 8.24 g$ ，應修正為  $\sqrt{4.70^2 + 4.68^2 + 4.89^2} = 8.24 g$ 。修正後不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。

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「控制廠房變流器」、「控制室操作盤面」、「B/C 組電池及充電器」、「控制廠房變流器」，及「控制室機櫃」等 5 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i) 「控制廠房變流器」計算書：第 20、26 頁所列參考文獻有誤，且 SF 值應為 2.74，請澄清並修正，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(ii) 「控制室操作盤面」計算書：第 30 頁，S11w 計算是否有誤(應該為 8865.58 IN<sup>3</sup>)？請澄清並修正，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(iii) 「B/C 組電池及充電器」計算書：第 35、40 頁，在 8.1、8.2 的計算中缺少 S11s、S22s、ss、n<sub>s</sub> 的數值，請澄清並修正，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(iv) 「控制廠房變流器」計算書：第 20 頁，Fn\_v 寫為 rigid，但 Sa\_v 的數值對不上垂直的 response spectra，請澄清並修正，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(v) 「控制室機櫃」

計算書：第 45 頁，f1w、f2w 與依照前面數值算出來的值不一樣；請澄清並修正，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司答覆：(i)計算書中參考文獻已修正為 Ref.[7] (25kVA 變流器用安卡螺栓設計\_台電第三核能發電廠(JOB No.3520400170)，06/24/2016)經確認 SF 值應修正為 2.74，修正後錨定之 HCLPF 值由 5.76 g 並變更為 3.59 g，仍大於評估基準地動，且非最終控制之破壞模式，故不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果(該設備最終 HCLPF 值為 1.75 g)。此設備之錨定 HCLPF 值之修正一併更新於 ESEP 報告附錄 B 之項次 242 及 244。

(ii)原計算書第 30 頁之 S11w 數值無誤，惟算式說明誤植。為避免誤解，原算式說明為  $[(nw1+nw2) \times (1/12 \times dw \times tt^3) + nw1 \times dw \times tt \times (D1)^2 + nw2 \times dw \times tt \times (D2)^2 / D1]$  已修正為  $[(nw1+nw2) \times (1/12 \times dw \times tt^3) + nw1 \times dw \times tt \times (D1)^2 + nw2 \times dw \times tt \times (D2)^2] / D1$ ，修正後不影響該設備 HCLPF 值之計算及結果。

(iii)原計算書第 35、40 頁中計算參數值有遺漏之處(S11s、S22s、ss、n\_s)，已於計算書中補充說明，計算相關數值無變動，故補充修正後不影響該設備 HCLPF 值之分析計算及結果，相關內容已補充說明於第 35 及 37 頁。

(iv)第 20 頁中之 Fn\_v 係指設備垂直向之頻率，因設備堅固錨定，故屬 rigid，執行 HCLPF 分析時，基於保守考量，此處以全頻段比值最小值進行分析，故仍以保守考量估算，無調整該設備 HCLPF 值之計算及結果。

(v) Lw1 與 Lw2 為機櫃單邊焊接長度，計算焊道所受剪應力時，應同時考量機櫃前後左右焊道總長，計算書中之 f1w 與 f2w 算式已修正如下。  
f1w : Weld shear 1  $[F1 / ((Lw1 + Lw2) \times 2 \times tt)]$ ，  
f2w : Weld shear 2  $[F2 / ((Lw1 + Lw2) \times 2 \times tt)]$ 。修正後參數值不變，不影響設備最終所主導破

壞模式之 HCLPF 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「控制廠房及輔助廠房編號 AE1-PH-E01 等 3 組 480V MCC 馬達控制中心」及「配電盤」等 2 本 HCLPF 值結構計算書，審查小組提出審查意見：(i) 「控制廠房及輔助廠房編號 AE1-PH-E01 等 3 組 480V MCC 馬達控制中心」計算書：(a)第 38 頁，在計算  $V_s$  中，[15]計算為  $f_a \times n \times 0.6 \times A_{se} \times f_{utef}$ ，[16]計算為  $f_a \times A_{se} \times f_{utef}$ ，為什麼這兩篇計算會有差別？(b)第 25 頁，Natural frequency 為 Flexible 的頻譜圖是否為尋找該阻尼下的最大值？ $S_{a_h}$  看起來為最大值或頻率 1.7，但  $S_{a_v}$  落在頻率 0.6 或後方水平線；第 29 及 33 頁亦有類似問題。(c)第 36 頁，請說明 Number of edges,  $n_e$  為何？AN 有寫到  $\leq n \times A_{No}$ ，但 AN 為 373、 $A_{No}$  為 242、 $n$  為 1，請詳細說明 AN、 $A_{No}$  的概念。請澄清並修正以上相關問題，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否；(ii) 「配電盤」計算書：(a)第 25 頁，F2 數值對不上，應該要跟 F1 數值一樣？F3 跟 M1 的數值也對不上。(b)第 33 頁，F2、F3 數值相反了，第 36、44 及 47 頁也有類似問題，請澄清並修正以上相關問題，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司答覆：(i)(a)第 38 頁：根據 ACI-349-06 附錄 D，需依其錨定型式計算  $V_s$ ，故兩者需採用不同的計算公式。CAL\_015 的錨栓型式為 Cast-in headed bolts，需考量 0.6 倍強度折減，應採用 ACI-349-06 之 D-19 公式 CAL\_016 的錨栓型式為 Cast-in headed stud anchor，應採用 ACI-349-06 之 D-18 公式。惟 CAL\_016 之  $V_s$  算式說明有誤植，將修正為  $[f_a \times n \times A_{se} \times f_{utef}]$ ，不影響原 HCLPF 值。(b)第 25 頁、第 29 頁、第 33 頁：自然頻率註明之 flexible 僅代表櫃體水平向頻率為屬柔性，機櫃垂直向頻率通常可視為剛性。在計算  $S_{a_h}$  採保守考量取譜加速度最大值， $S_{a_v}$  則採 ZPA (Zero Period Acceleration) 即反應譜圖高頻末端呈現水平線之譜加速度值。為避免誤解，算式說明將加註  $f_n(h)=flexible$ 、

fn(v)=rigid。(c)第 36 頁：Number of edges, ne 係指錨錠基板邊界數量。AN、ANo 的定義係參照 ACI-349 之 Appendix RD，如圖上之說明，ANo 為單支螺栓最大破壞面積，AN 為單支螺栓或螺栓群受邊界與間距影響所得之破壞面積。故 AN 值受限於螺栓間距，算式應為  $3 \cdot h_{ef} \cdot s$ ，計算書中 AN 的 Notes[1]已修正為 Limited by anchor spacing  $3 \cdot h_{ef} \cdot (2 \cdot s)$ 。AN 參數值自  $373.68 \text{ in}^2$  修正至  $186.84 \text{ in}^2$ ，B-1E-PH-E04 之錨定 HCLPF 值自 1.98 g 修正至 1.35 g。

(ii) (a)第 25 頁：B-1E-PQ-F-001, B-1E-PQ-F-002 盤體皆為壁掛式盤體，螺栓鎖固於牆上而非地面，因此 Force2 (F2)應為盤體垂直向受力，Force3 (F3)應為盤體水平向受力，F2 與另一水平向 Force1 (F1)方向並不同。經確認，F2 算式與 F3 算式及其他算式有誤植，修正如下：

F2 : Force 2 (Vertical) [ $SF \times Sa_v \times Wt \times fa2$ ]

F3 : Force 3 (Horizontal coming out of wall) [ $SF \times Sa_h \times Wt \times fa3$ ]

M1 : Overturning moment 1 [ $(F3 - Wt) \times e2 - (F2 - Wt) \times hg$ ]

M2 : Overturning moment 2 [ $F1 \times hg - (F3 - Wt) \times e1$ ]

M3 : Torsion moment 3 [ $-F1 \times e2 + (F2 - Wt) \times e1$ ]

Nd : Factored tension load applied to anchor group

[ $(0, \text{ if compression}), (F3 - Wt) / nb + \text{abs}(M1) / S11b + \text{abs}(M2) / S22b$ ]

以上修正影響設備之 HCLPF 值，B-1E-PQ-F-001, B-1E-PQ-F-002 之錨定 HCLPF 值自 10.58g 修正至 10.53g。

(b)第 33 頁：P.33、P.36、P.44、P.47 所指之盤體皆為壁掛式盤體，螺栓鎖固於牆上而非地面，因此 Force2 (F2)應為盤體垂直向受力，Force3 (F3)應為盤體水平向受力。經確認，F2 算式與 F3 算式仍有誤植，F2 算式已修正為 Force 2 (vertical) per unit [ $SF \times Sa_v \times Wt \times fa2$ ]，F3 算式已修正為 Force 3 (horizontal) per unit [ $SF \times Sa_h \times Wt \times fa3$ ]，其他相關參數亦有修正。D1E-PQ-Z001 之錨定 HCLPF 值自 7.01g 修正至 7.05g。綜合以上，

HCLPF 值有異動之設備及其異動整理列表。

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。

有關控制廠房及輔助廠房編號 AE1-PH-E03 等 6 組 480V MCC 馬達控制中心及 125V DC 控制中心計算書，審查小組提出審查意見：(a)第 27 頁，S22s 及 I33s 計算有誤，應該為 80 in 及  $204 \text{ in}^2$ 。(b)第 29 頁，f3w 及 IR\_w 計算有誤，應該為 1903.73 lbs/in 及 0.302；V2\_s、M\_c 及 IR\_c 計算有誤，分別應該為 17629 lbs、5142.77 lbs-in 及 0.25。(c)第 32 頁，S22s 及 I33s 答案有誤，應該為 80 in 及  $90 \text{ in}^2$ 。(d)第 33 頁，f2w、f3w 及 IR\_w 計算有誤，應該分別為 638 lbs/in、2208 lbs/in 及 0.35。(e)第 34 頁，IR\_vl、M\_c 及 IR\_c 計算有誤，應該分別為 0.68、5961.6 lbs-in 及 0.29。(f)第 36 頁，S22s 及 I33s 的計算有誤，應該為 80 in 及  $90 \text{ in}^2$ 。該兩數值所影響之後續計算(如第 37 頁，f3w、IR\_w、Nd、V2\_s 及 IR\_n，第 38 頁，M\_c、Fall\_c 及 IR\_c 等)，請一併修正。(g)第 49 頁，Nb1 及 Vcp 計算有誤，應該為 36676 lbs 及 37900 lbs。(h)第 50 頁，Ncon 及  $\phi t \times Nn$  計算有誤，應該為 18950 lbs 及 14212 lbs。請澄清並修正以上相關問題，並檢查其是否影響 HCLPF 值之計算與合格與否。

台電公司第 1 次答覆：因應螺桿最大破壞面積修正而變更螺桿容量，故而降低各機櫃 SF 值與 HCLPF 值。修正前後 HCLPF 對照整理列表，修正後之錨定 HCLPF 仍通過檢核。計算書總頁碼第 27、29、32、33、34 及 36 頁之相關算式說明亦已修正：(a)第 27 頁：A1E-PH-E03 之 I33s 及 S22s 算式有誤植。S22s 算式應修正為  $4 \times (0.5B_{tot})^2 / (0.5B_{tot})$ 。I33s 算式應修正為  $4 \times ((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2) / \sqrt{((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2)}$ 。(b)第 29 頁：A1E-PH-E03 中，因 f3w 算式中的 S22w (應為  $4 \times dw \times 0.5B_{tot}^2 / (0.5B_{tot})$ )有誤植，故影響 f3w、IR\_w、M\_c、IR\_c、V2\_s 計算結果，同時影響 SF 值，故影響此設備之錨定破壞模式之 HCLPF 值，HCLPF 值由原 2.07g 修正為 1.41g。(c)第 32 頁：A1E-PH-E04 之 S22s 與 I33s 算式有誤植。S22s 算式應修正為  $4 \times (0.5B_{tot})^2 / (0.5B_{tot})$ 。I33s 算

式應修正為  $4 \times ((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2) / \sqrt{((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2)}$ 。(d)第 33 頁：A1E-PH-E04 之 f2w、f3w 及 IR\_w 算式中的 S22w 誤植。S22w 應為  $4 \times dw \times 0.5B_{tot}^2 / (0.5B_{tot})$  因上述之算式及 S22w 算式有誤植，故影響 f2w、f3w 及 IR\_w 計算結果，修正後 S22w、f2w、f3w 與 IR\_w 參數值為 720 in<sup>2</sup>、463 lbs/in、2545 lbs/in 與 0.41。此亦影響 SF 值，故影響此設備之錨定破壞模式之 HCLPF 值，HCLPF 值由原 1.97g 修正為 1.34g。(e)第 34 頁：承上，A1E-PH-E04 之 I33s 算式及 S22s 算式有誤植，故影響 V2\_s 及 f3w 計算結果，進而影響 IR\_vl、M\_c 及 IR\_c 計算結果，修正前 IR\_vl、M\_c 與 IR\_c 參數值為 0.48、14113 lbs-in 與 0.69，修正後 IR\_vl、M\_c 與 IR\_c 值為 0.4、6871 lbs-in 與 0.33。此亦影響 SF 值，故影響此設備之錨定破壞模式之 HCLPF 值，HCLPF 值由原 1.97g 修正為 1.34g。(f)第 36 頁：A1E-PH-E07 之 S22s 及 I33s 算式有誤植，S22s 應修正為  $4 \times (0.5B_{tot})^2 / (0.5B_{tot})$ 。I33s 算式有誤植，應修正為  $4 \times ((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2) / \sqrt{((D/2)^2 + (0.5B_{tot})^2)}$ 。因上述之 S22s、S22w 及 I33s 算式有誤植，故影響 f3w、IR\_w、Nd、V2\_s 及 IR\_n 計算結果，此亦影響 SF 值，故影響此設備之錨定破壞模式之 HCLPF 值，HCLPF 值由原 1.97g 修正為 1.34g。(g)第 49 頁：經確認 A-1E-PK-F-001 之 Nb1、Vcp 之算式及數值無誤，造成數值上有疑義係因前述參數 hef\_m 小數點後所取位數之誤差，應採精確值(8+3/16)計算，故不影響 HCLPF 值之結果。(h)第 50 頁：經確認 A-1E-PK-F-001 之 Ncon、φ t×Nn 之算式及數值無誤，造成數值上有疑義係因前述參數 hef\_m 小數點後所取位數之誤差，應採精確值(8+3/16)計算，故不影響 HCLPF 值之結果。綜合以上，HCLPF 值有異動之設備及其異動整理表列。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，核三廠 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/設備所在廠房結構震動頻率所對應的加速度值仍被合理涵蓋之外，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

本章說明核三廠 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，詳細列出核三廠 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

核三廠 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：A3J-BB-TE413、B3J-BB-TE410 及 A3J-SE-NE031)，因其位處於一次圍阻體內，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 3 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。該三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，核三廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核三廠 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

本章說明核三廠 ESEP 評估報告第 8 章 ESEP 評估結果及結論的審查內容。主要審查標的為核三廠 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

針對核三廠 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：

針對報告格式及第八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，核三廠 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，除應詳細說明所採用 RLGM 相較 PPRP 決定之 FIRS 較為保守之外，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)已針對 RLGM 之選用補充說明於 5.1 節，且增列「8.4 結論」，且報告封面已修正。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 2 項審查意見：(1)核三廠 ESEP 報告第 48 頁有 119 項設備組件需進一步評估；但改善項

目清單卻只有 2 項，請進一步說明。(2)根據台電公司陳報本會核三廠視察員 ESEP 改善資料，核三廠總共進行了#1 提升中壓注水泵引接點相關管線耐震等級等 21 項改善工程，然 ESEP 報告表 8.2-1 僅列出兩項，請說明兩者間之差異性。

台電公司第 1 次答覆：(1)經現場履勘篩選後，ESEL 設備中有 119 項需進行進一步耐震餘裕評估，即進一步執行 HCLPF 值分析評估，評估結果有 117 項設備之 HCLPF 值大於  $RLGM_1$ ，即代表設備在  $RLGM_1$  等級地震作用下可維持安全停機功能，2 項設備 HCLPF 值小於  $RLGM_1$ ，則需進一步規劃改善計畫；改善項目清單之 2 項分別說明如下。

ESEL Item #	設備編號	DCR 案號	說明
1	S3M-AP-T048	DCR-M1-5240P1&P2 /DCR-M2-5241P1&P2	HCLPF < $RLGM_1$ CST 桶槽耐震提升 (含槽身補強、扣具環樑補強)
79	S3M-BN-T034	DCR-M1-5238P2 /DCR-M2-5239P2	HCLPF < $RLGM_1$ RWST 桶槽耐震提升 (含扣具環樑補強)

(2)本公司陳報 ESEP 改善資料如下所示，本公司除依據 ESEP 識別出 2 項設備組件 (亦即報告表 8.2-1 需改善項目清單) 進一步採取改善措施如下表項次 18-21 之 ESEP 桶槽耐震補強，亦考慮後續執行深度防禦所需之多樣化與具變通性(FLEX)策略需求，故自主補強執行 FLEX 設備引接點耐震提升如下表項次 1-17，以因應並確保電廠完成長期性風險評估前之耐震安全。

	項次	改善案號	內容
引接點 與管線 自主補 強	1/2	FCR-M1-4739-05 /FCR-M2-4740-05	提升中壓注水泵引接點相關管線耐震等級
	3/4	FCR-M1-5077PH2P1-01 /DCR-M2-5227	提升高壓注水泵引接點耐震等級
	5/6	DCR-M1-5077PH2P2R1 / DCR-M2-5078PH2P2R1	高壓引接點界面管路耐震提升施工：移動式高壓注水泵可提供 40gpm/ 1500psig 注水至 RCS
	7/8	DCR-M1-5223/DCR-M2-5224	CST 供應中壓注水泵引接點 AP-V039 及其

			管線提升耐震
	9/10	DCR-M1-5225/DCR-M2-5226	CST 後備補水引接點及其管線耐震提升
	11/12	DCR-M1-5228/DCR-M2-5229	斷然處置 CTMT 淹水策略之引接點耐震自主補強
	13/14	FCR-M1-4942-02 /FCR-M2-4943-02	1.BN-V005 下游眼鏡型盲板改為加鎖手動閥 2.斷然處置消防水補水至 RWST 相關管閥改為耐震 1 級
	15	DCR-M0-5213 PART 1	5 萬噸生水池新增分流管線至修配大樓北側及 CST 南側固定式分配集管增設水帶連頭等
	16/17	MMR-M1-1550/ MMR-M2-1551	移動式柴油發電機分電盤改為快速連接頭，提升耐震與救援時效
桶槽補強	18/19	DCR-M1-5240P1&P2 /DCR-M2-5241P1&P2	CST 桶槽耐震提升（含槽身補強、扣具環樑補強）
	20/21	DCR-M1-5238P2 /DCR-M2-5239P2	RWST 桶槽耐震提升（含扣具環樑補強）

註：引接點依 ESEP 指引 EPRI 3002000704 Seismic Evaluation Guidance 屬於 ESEP 排除的 SSCs 種類如：手動閥、逆止閥和爆裂膜片閥，通常 SPRA 所考慮的某些特定 SSCs 可不需列入，電廠將視其需求在長期機率式地震安全度評估(SPRA)再將之納入。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 2 項審查意見：(1)核三廠報告內之核能二廠請改成核能三廠。(2) (i)請比照「美國電力研究所 (Electric Power Research Institute, EPRI)」專有名詞格式，修改表示成「美國核能管制委員會 (Nuclear Regulatory Commission, NRC)」(第 1 頁第 7-8 列)；(ii)英文專有名詞第一次出現請完整說明，之後即以縮寫表示，不重複說明。第一次出現「加速耐震評估清單(ESEL) (第 2 頁第 4 列)」應更正為「加速耐震評估清單 (Expedited Seismic Equipment List, ESEL)」，而之後再出現的「加速耐震評估清單(Expedited Seismic Equipment List, ESEL)」(第 2 頁第 10-11 列)應更正為「加速耐震評估清單(ESEL)」。「多樣化與具變通性策略 (Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)」於第 2 頁第 6-7 列第一次出現，而之後再出現的「多樣化與具變通性策略(Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)」(第 2 頁第 14-15 列，第 3 頁第 4-5 列)，應更正為「多樣化與具變通性策略(FLEX)」。「衍生失去所有交流電的情境 (Extended Loss of Alternating Current (AC) Power, ELAP)」於第 3 頁第 4-5

列第一次出現之後再出現的改縮寫表示，不重複說明，另外中文翻譯「延時性喪失交流電源(ELAP)」(第 4 頁第 2-3 行)應修正一致；(iii)參考文獻應依照文中引用順序進行編號。「EPRI 3002000704」最先出現在第 1 頁第 24 列但未加註編號，在「台灣地區核能電廠地震危害與篩選報告[3] (第 2 頁，第 1-2 列)」之後，再次出現才加編號[4](第 2 頁，第 9 列)。另外文獻引用格式應全文統一並一致；例如「EPRI 3002000704」與「EPRI 3002000704 [4]」多處交替出現；(iv)表 2.1-1 的表上下兩部分應合併重製(第 7 頁)；(v)爐心冷卻是安全功能，所以圖 3.2-1 對應的不應是設備之圍阻體(第 20 頁)；(vi)FIRS 數值列於表 4.1-1 及表 4.1-2(第 35-36 頁)，而非文字所述表 4.2-1 及表 4.2-2(第 32 頁，第 8 列)；本文說明「安全停機地震(SSE)如圖 4.2.1 所示(第 37 頁，第 3 列)」，故對應的圖號 4.3-1(第 38 頁)應更正。「…SSE 及 FIRS。 ，核…」(第 37 頁，第 15 列)多了一個“，”；(vii)表 8.2-1 之施工期程的欄位(第 49 頁)不應該只有限期完工日 109 年 12 月 31 日，應更正為具體的施工(計畫)起迄日期。

台電公司答覆：(1)已修正為核能三廠。(2) (i)已統一修正為美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)；(ii)已統一修正為 ESEL 加速耐震評估清單(Expedited Seismic Equipment List, ESEL)、多樣化與具變通性策略(Diverse and Flexible Coping Strategies, FLEX)、延時性喪失交流電源(Extended Loss of Alternating Current Power, ELAP)；(iii)已修正文獻順序；(iv)已重製表 2.1-1；(v)已修訂為“爐心冷卻功能”與“圍阻體功能”；(vi)已改寫修正；(vii)已修正表 8.2-1，補充說明施工(計畫)起迄日期。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<sub>1</sub>)進行ESEP評估；後續再根據該計畫最終成果，即由參與式同行審查(PPRP)小組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<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 評估程序仍具保守性。經現場耐震履勘及篩選評估後，在核能三廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之 257 項設備組件中，有 123 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，應進行改善作業共計 2 項，核三廠已完成該兩項改善作業。台電公司除依據 ESEP 評估識別出前開 2 項設備組件進一步採取改善措施外，亦考慮後續執行深度防禦所需之多樣化與具變通性(FLEX)策略需求，自主補強執行 FLEX 設備引接點耐震提升共 17 項，可確保核三廠完成 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，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。

## 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三廠 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)台電公司核三廠已根據 EPRI 3002000704 導則[5]要求，基於核三廠在 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 章清楚說明核能三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)核三廠 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)核三廠 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。另台電公司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三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)核三廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，依地震危害度分析程序並考慮廠址地盤反應定出評估基準地動(RLGM<sub>1</sub>)，並與 SSE、RLE 及核三廠「地震危害與篩選報告」之反應器廠房基礎輸入反應譜(或稱 FIRS<sub>2</sub>)比較後，確認 ESEL 清單設備所在結構廠房之主要震動頻率，對應之 FIRS<sub>2</sub> 譜加速度值均低於 RLGM<sub>1</sub> 之譜加速度；顯示以 RLGM<sub>1</sub> 作為 ESEP 之耐震評估基準相較於 FIRS<sub>2</sub> 仍具保守性。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，經審查確認可以接受。
- (五)核三廠 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值存在差異性，除確保 ESEL 清單結構/設備所在廠房結構震動頻率所對應的加速度值仍被合理涵蓋之外，台電公司已因應審查小組之要求，對關鍵結構/設備提出詳細耐震餘裕計算檢核、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，確認可以接受。
- (六)核三廠 ESEP 評估報告已依 EPRI 3002000704 導則[5]之規定，詳細列出核三廠 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<sub>1</sub>)進行 ESEP 評估；後續再根據該計畫最終成果，即由參與式同行審查(PPRP)小組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<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 評估程序仍具保守性。經耐震現場履勘及篩選評估後，在核能三廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之 257 項設備組件中，有 123 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，應進行改善作業共計 2 項，台電公司核三廠已於 109 年底前完成該兩項改善作業。台電公司除依據 ESEP 評估識別出前開 2 項設備組件進一步採取改善措施外，亦考慮後續執行深度防禦所需之多樣化與具變通性(FLEX)策略需求，自主補強執行 FLEX 設備引接點耐震提升共 17 項，可確保核三廠完成 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，經審查可以接受。

(八)綜合審查小組對台電公司所提交之核能三廠 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
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
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
S/G	Steam Generator 蒸汽產生器
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