

核能三廠耐震安全餘裕評估計畫
成果總結報告
原能會安全評估報告

行政院原子能委員會 核能管制處
中華民國 103 年 8 月

摘要

原能會(以下簡稱本會)鑒於經濟部中央地質調查所將山腳斷層與恆春斷層列為第二類活動斷層,與 96 年日本柏崎刈羽核電廠因強震停機事件之經驗回饋,要求台電公司規劃執行「核能電廠耐震安全再評估精進作業」,其內容包括:「海域、陸域地質調查」、「地震危害度分析與設計地震檢討」、「核電廠各安全相關結構、系統及組件(SSCs)耐震餘裕檢討及適當補強作為」等。其中「核電廠各安全相關結構、系統及組件(SSCs)耐震餘裕檢討及適當補強作為」乙項,台電公司於 102 年 12 月底正式向本會提報核一、二、三廠之耐震安全餘裕評估計畫總成果報告,並於 103 年 6 月 25 日提報依本會審查意見修訂後之報告。

台電公司之耐震餘裕檢討作業係參照美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, 以下簡稱 USNRC)於 1991 年提出之 NUREG-1407「Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities」及美國電力研究院(Electric Power Research Institute, 以下簡稱 EPRI)於 1991 年所提出 NP-6041-SLR1「A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margins (Revision 1)」之作法,執行核一、二、三廠之耐震餘裕評估。其評估要項包括(1)選定評估基準地震(Review Level Earthquake, 以下簡稱 RLE);(2)確立結構、系統與組件耐震需求,包含建立時間歷時、結構模型建立、土壤結構互制分析及樓層反應譜建立;(3)選擇安全停機成功路徑,包含路徑選擇、路徑介紹及選定結構、系統與組件;(4)耐震餘裕篩選,包含初步篩選、現場耐震巡查及耐震容量巡查;(5)耐震餘裕評估,針對安全停機成功路徑上各結構、系統與組件進行高信心水準與低損

壞機率(High Confidence Low Probability Failure，以下簡稱 HCLPF)分析；(6)電驛顫振評估；(7)配合地質調查成果修正評估內容等項。

本會於收到台電公司提送之報告後，隨即聘請相關領域之學者專家與本會同仁組成審查專案小組，其中學者專家擔任審查委員，就(1)選定評估基準地震、(2)結構、系統與組件耐震需求、(5)耐震餘裕評估及(6)電驛顫振評估等之技術方法論部份協助審查；本會同仁則就報告中之系統與地震巡查相關內容進行審查。本會審查主要以前述 NUREG-1407 及 NP-6041-SLR1 文件作為參考與依據。在技術方法論部份共召開 4 次審查會議，提出 27 項意見；系統部份共召開 3 次審查會議，核一、二、三廠共提出 128 項意見(含共通意見 15 項)，其中核三廠部份提出 79 項意見；期間並執行現場視察，針對所提文件與現場設備組件狀況進行現場查證，查證結果並反應於審查意見中。經彙總相關審查意見及建議，最後作成審查結論並提出本安全評估報告。

根據台電公司所提核三廠部分之評估報告及其回覆本會審查小組所提審查意見之補充說明，包括因應新土壤參數重新評估分析結果顯示，核三廠每部機兩條安全停機成功路徑上共有 1368 項設備與 816 項電驛，經評估後每部機共有 23 項機電設備與 1 項電驛需進行補強改善，均已陸續於 103 年 4~6 月期間完成補強或更換耐震能力符合要求設備之作業，本會亦派員進行補強設計文件之抽查與現場作業視察。綜合審查與視察結果，本案台電公司所採用 EPRI 耐震評估方法為美國大多數核能電廠所採用，台電公司採恆春斷層長度 41 公里之定值法地震危害度分析結果與 1.67 倍原安全停機地震值執行耐震餘裕評估，惟核三廠定值法地震危害度之反應譜在特定區間略高於 1.67 倍之地震反應譜，故改將 1.67 倍地震反應譜採線性放大 1.075 倍，以包絡定值法地震危害度反應譜；耐震餘裕評估結果未通過之設備並已

完成設備更新或補強作業，於發生評估基準地震 0.72g 時，仍能保有兩串安全停機路徑可用，使電廠能安全停機。

另就審查結果提出後續管制要求事項，包括將 2 串安全停機路徑納入電廠相關操作程序書與執行模擬器訓練；於 103 年 9 月底前完成圍阻體穿越管路設備耐震力 HCLPF 值評估及現場確認；就原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較；將相關評估基礎品保文件納入管制作業，以及後續文件修訂等。所有後續管制要求事項，本會均將持續追蹤台電公司辦理情形。

章節目錄

摘要.....	I
章節目錄.....	i
圖目錄.....	iv
圖目錄.....	iv
表目錄.....	v
壹 簡介.....	1
貳 審查結果.....	5
第 1 章 工作簡介及方法介紹.....	5
1.1 概述.....	5
1.2 審查情形.....	7
1.3 審查結論.....	14
第 2 章 核能電廠簡介.....	15
2.1 概述.....	15
2.2 審查情形.....	17
2.3 審查結論.....	18
第 3 章 條列安全停機相關之設備.....	19
3.1 概述.....	19
3.2 審查情形.....	29
3.3 審查結論.....	39
第 4 章 耐震餘裕地震需求.....	41
4.1 概述.....	41
4.2 審查情形.....	47
4.3 審查結論.....	56
第 5 章 耐震餘裕篩選和現場耐震巡查.....	58

5.1 概述.....	58
5.2 審查情形.....	60
5.3 審查結論.....	67
第 6 章 未通過篩選的相關設備評估	68
6.1 概述.....	68
6.2 審查情形.....	68
6.3 審查結論.....	72
第 7 章 電驛顫振評估	74
7.1 概述.....	74
7.2 審查情形.....	76
7.3 審查結論.....	84
第 8 章 圍阻體完整性評估	85
8.1 概述.....	85
8.2 審查情形.....	85
8.3 審查結論.....	89
第 9 章 耐震餘裕評估結果	90
9.1 概述.....	90
9.2 審查情形.....	94
9.3 審查結論.....	94
第 10 章 未通過篩選機械和電氣設備之處理	95
10.1 概述.....	95
10.2 審查情形.....	98
10.3 審查結論.....	104
第 11 章 新事證後續耐震餘裕結果更新情形	105
11.1 概述.....	105

11.2 審查情形.....	105
11.3 審查結論.....	106
參 審查總結.....	108
參考文獻.....	110
附錄一 審查作業重要歷程	112
附錄二 後續追蹤與管制要求事項	114

圖目錄

圖一：核三廠安全停機反應度控制系統	22
圖二：核三廠安全停機反應爐冷卻系統壓力控制系統	23
圖三：核三廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統	24
圖四：核三廠安全停機餘熱移除系統	25
圖五：核三廠 SMA 安全停機完整系統.....	26

表目錄

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣	27
表二：小應變岩盤材料性質	42
表三：土壤結構互制輸入土層小應變材料性質	42
表四：NUREG/CR-0098 控制點頻率與反應譜放大係數(1g PGA)....	45
表五：大應變最佳估計土壤性質	46
表六：核三廠土建結構 HCLPF	59
表七：核三廠被動元件 HCLPF	59
表八：土建結構 HCLPF	90
表九：被動組件 HCLPF	90
表十：未通過篩選機械和電氣設備清單	91

壹 簡介

因應經濟部中央地質調查所於民國 96 年 7 月及 98 年 12 月分別將山腳斷層及恆春斷層改列為第二類活動斷層，原能會（以下簡稱本會）要求台電公司規劃執行「核能電廠耐震安全再評估精進作業」，其內容包括：「海域、陸域地質調查」、「地震危害度分析與設計地震檢討」、「核電廠各安全相關結構、系統及組件(SSCs)耐震餘裕檢討及適當補強作為」等階段。台電公司於 102 年 12 月 31 日正式來函提出核能電廠「耐震餘裕安全評估計畫總成果報告」[21]。

耐震餘裕評估之主要目的為確認電廠擁有足夠之餘裕以承受大於原設計基準之安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)之地震，藉以辨識出核電廠耐震設計最弱之環節，並進行補強。美國核能管制委員會於 1991 年發行 NUREG-1407[14]，其中針對耐震部分列出兩個耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment，以下簡稱 SMA)方法，此兩個方法分別為由 USNRC 與 EPRI 所資助的兩個計畫所提出，在此將此兩方法稱為 NRC-sponsored 法與 EPRI-sponsored 法。兩種方法之差異在於計算系統與設備的 HCLPF 值方式。NRC-sponsored 法是採用易損性分析法(Fragility Analysis, FA)，保留了較多風險評估的作法，EPRI-sponsored 法則是主要採用定論式(Deterministic)的方法，其作法詳載於 EPRI NP-6041-SLR1[10]中。

台電公司之耐震餘裕檢討係參照 USNRC 於 1991 年提出之 NUREG-1407 及 EPRI 於 1991 年所提出 EPRI NP-6041-SLR1 之作法，執行核一、二、三廠之耐震餘裕評估。其評估要項包括(1)選定評估基準地震；(2)耐震餘裕地震需求，包含建立時間歷時、結構模型建立、土壤結構互制分析及樓層反應譜建立；(3)選擇安全停機成功路徑，包含成功路徑選擇、成功路徑介紹及選定系統或組件；(4)

耐震餘裕篩選，包含初步篩選、現場耐震巡查及耐震容量巡查；(5)耐震餘裕評估(各 SSCs 之 HCLPF 分析)；(6)電驛顫振評估；(7)配合地質調查成果修正評估內容等項。

台電公司提出核三廠之報告內容包括下列各章節：

- 第 1 章 工作簡介及方法介紹：說明執行耐震餘裕評估之參考文件、作法與廠址之地質特性。
- 第 2 章 核能電廠簡介：簡述電廠機組配置、原始設計安全停機地震、廠房土建結構、機電管線系統等。
- 第 3 章 條列安全停機相關之設備：說明成功路徑選擇基本假設與成功路徑選擇。
- 第 4 章 耐震餘裕地震需求：說明耐震餘裕評估基準地震之訂定方法，包含建立時間歷時、結構模型建立、土壤結構互制分析及樓層反應譜建立。
- 第 5 章 耐震餘裕篩選和現場耐震巡查：說明就土建廠房結構、機電設備進行耐震餘裕之篩選過程，包括現場耐震巡查執行情形。
- 第 6 章 未通過篩選的相關設備評估：說明針對未通過 1.67 倍 SSE 耐震餘裕評估之相關結構、設備組件之評估情形。
- 第 7 章 電驛顫振評估：說明以 1.67 倍 SSE 對電驛顫振評估情形與結果。
- 第 8 章 圍阻體完整性評估：說明與圍阻體完整性相關組件以 1.67 倍 SSE 之耐震餘裕評估作法與結果。
- 第 9 章 耐震餘裕評估結果：說明經 1.67 倍 SSE 耐震餘裕評估結果，須進行補強之土建結構與機電組件清單。

第 10 章 未通過篩選機械和電氣設備之處理：說明針對 1.67 倍 SSE 耐震餘裕評估之結果須進行補強之機電設備之補強作法。

第 11 章 核能三廠耐震安全餘裕評估設備篩選未通過項目處置：說明依地質調查結果所進行危害度分析結果，與原 1.67 倍 SSE 進行比較，取其大值作為評估基準地震，及垂直方向與水平方向為 1:1 之地表反應譜重新評估，並重新檢視耐震餘裕評估之結果。

本會於收到台電公司提送之報告後，隨即聘請相關領域之學者專家擔任審查委員，就(1)選定評估基準地震、(2)耐震餘裕地震需求、(5)耐震餘裕評估及(7)電驛顫振評估之技術方法論部份協助審查；本會同仁則組成審查小組就報告中之系統與地震巡查相關內容進行審查。本會審查主要以前述 NUREG-1407 及 NP-6041-SLR1 文件作為參考與依據。在技術方法論部份共召開 4 次審查會議，共提出 27 項意見；系統部份共召開 3 次審查會議，共提出 128 項意見，其中核三廠部份共提出 79 項意見，期間並執行現場視察，針對所提文件與現場設備組件狀況進行現場查證，查證結果並反應於審查意見中。經彙總相關審查意見及建議，最後作成審查結論並提出本安全評估報告。審查重要歷程詳參附錄一。

本安全評估報告內容概分為簡介、審查結果與審查總結等三章，各章節內容簡述於下：

壹 簡介：說明本案之緣由、審查歷程、台電公司提送報告內容與本會審查作業歷程。

貳 審查結果：說明對台電公司所提報告，分章說明台電公司報告內容、本會所提審查意見與台電公司答覆內容，以及審查結果。

參 審查總結：說明對台電公司提送報告內容之最終審查結論，包括後續追蹤事項等。

貳 審查結果

第 1 章 工作簡介及方法介紹

1.1 概述

台電公司報告說明經濟部中央地質調查所於民國 96 年 7 月及 98 年 12 月分別將山腳斷層及恆春斷層改列為第二類活動斷層。由於核一、二及三廠於 60 年代規劃建造時，上述新事證尚未發生，故均未列入考量，本會於民國 98 年 7 月成立本會列管-核能電廠管制追蹤案件處理表編號 MS-0-9804，要求台灣電力公司就山腳及恆春斷層新事證，評估對台灣三座運轉中核能電廠可能造成之危害。

根據 USNRC Generic Issue, GI-199 "Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern U.S. (CEUS) for Existing Plants" [6]長期追蹤、記錄美國東部地區之地震紀錄，歸納後發現該地區部分電廠因新事證之地震危害度大於建廠時之設計基準，將遭遇比其原先設計基準地震更大的地震危害，USNRC 建議此些電廠應重新進行運轉安全評估，例如可依循 Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) [7]規範進行耐震安全餘裕評估。

台電公司為瞭解核三廠之耐震餘裕度，參照 USNRC 於 1991 年提出之 NUREG-1407 及 EPRI 於 1991 年所提出 EPRI NP-6041-SLR1，對核三廠進行耐震餘裕評估計畫，該計畫主要的作業內容包括下列幾項：

作業 1、地震危害檢視

台電公司針對恆春斷層新事證，辦理「營運中核能電廠地質穩定性及地震危害度再評估計畫」[20]，依據收集之各種地質參數後，進行地震危害度評估，以加權的方式訂出危害度曲線。此地震危害度曲

線作為訂定評估基準地震的參考，將直接影響耐震評估的結果，因此對於「營運中核能電廠地質穩定性及地震危害度再評估計畫」有關地震危害度同步進行成果審查。

作業 2、選擇必要系統與組件並列出清單

為求安全停機，相關之設備、組件及系統均需檢查評估以確保強震下仍能維持應有之功能，且依 EPRI NP-6041-SLR1 要求能維持 72 小時。台電公司說明所有需要進行評估的項目由其承包廠商專業人員與電廠現場運轉、維護人員討論後提出。

作業 3、耐震容量巡查

評估挑選出之設備、組件及系統是否有足夠之 HCLPF，評估時之接受準則遵照 EPRI NP-6041-SLR1 規定。由專業人員與電廠現場運轉、維護人員進行現場巡查，以確認條列出的設備、組件及系統是否為安全停機相關之設備、組件及系統，並確認所選定項目可以進行安全停機之計算評估。

作業 4、選定評估基準地震

確保在評估基準地震下安全停機有關之結構、設備及組件應仍保有高度的可信度可持續安全運轉。評估基準地震係先選定 1.67 倍 SSE 為 RLE，再依「營運中核能電廠地質穩定性及地震危害度再評估計畫」廠址地表反應譜(Ground Motion Response Spectra, GMRS)進行耐震餘裕結果更新。

作業 5、樓層反應譜製作

依土壤-結構互制模型進行動力反應分析，據以製作樓層反應譜，以提供設備耐震評估之用。

作業 6、耐震餘裕評估

由耐震評估小組(Seismic Review Team, SRT)評估挑選出之設備、組件及系統是否有足夠之 HCLPF，評估時接受準則應遵照 EPRI NP-6041-SLR1 規定。

作業 7、電驛顫振

評估因地震引起之電驛顫振(Relay Chattering)之可能性，及其對安全停機的影響。

台電公司並於報告中說明本案經國家地震工程研究中心執行同行審查之歷程，並針對同行審查結果提出補充說明與更新。

1.2 審查情形

對台電公司所提耐震餘裕評估 (Seismic Margin Assessment, SMA) 作業方法，審查委員提出要求補充事項 RAI-I-1，就核電廠耐震安全餘裕評估之工作時程、評估內容如何考量日本福島事故後之強化要求(如美國核管會近期專案小組 NTF 建議事項 2.1[19])、耐震安全餘裕評估更新過程及結果、未來補強詳細設計作業等，要求台電公司提出補充說明。經台電公司逐項提出說明，其中工作時程部分，除說明耐震餘裕評估計畫自 100 年 7、8 月至 102 年底之工作細節，亦包括列表說明至 103 年 5 月同行審查之時程與提出核二、三廠採新地質土壤參數進行土壤結構互制 (SSI) 分析與更新樓層反應譜重新估算與評估時程。對於採新地質土壤參數進行土壤結構互制 (SSI) 分析與更新樓層反應譜重新估算乙項，台電公司於 102 年 12 月底提送之同行審查報告中，同行審查意見即認為應比照核一廠以新土壤參數進行分析評估，本會於第 1 次委員審查會議紀錄決議事項中亦要求台電公司補充說明本案因應各核電廠土層特性最新地質鑽探結果所作之後續分析與評估作業。台電公司於第 4 次委員審查會議中提出將此

列入後續第二階段時程，由於所提時程過長，本會要求台電公司依會議討論內容，儘速完成未結案同行審查意見之處理，並提出完整之同行審查報告陳送本會，若有後續辦理事項者，亦應一併說明對所提報耐震餘裕評估結果之影響程度與採行措施。台電公司再答覆將依據同行審查意見，探討核二、三廠採用新地質參數進行分析評估，以及說明由初步結果發現，對於核三廠新舊土壤性質差異不大，但對核二廠而言，從核二廠地質補充調查資料中顯示，新的土壤參數較原設計值來的更為堅硬。台電公司之後於 6 月 25 日提送之總結報告修訂版中新增第十三章中說明新土壤參數分析結果，包括廠址地層參數、新地質調查結果與原終期安全分析報告剪力波速比較、依新地層參數經土壤結構互制分析(SSI)所得之新樓層反應譜與原終期安全分析報告比較，並依新樓層反應譜重新針對機電設備，以及電驛顫振部分再進行評估。其中新樓層反應譜業經台電公司委託國震中心所聘請之學者專家進行同行審查認為可接受。依台電公司所提報告，核三廠部分，新土壤參數與原土壤參數所得之樓層反應譜差異不大，對原分析結果並無影響。針對新土壤參數計算之樓層反應譜於部分頻率未為原頻譜涵蓋，經台電公司提出說明，雖然新土壤反應譜值於特定頻率稍微超過舊土壤反應譜值，在工程實務上並不具影響性，一般而言，新土壤參數計算之樓層反應譜均較 FSAR 土壤之樓層反應譜稍低，因此原 SMA 之分析結果較保守，其所得之 outliers 已包絡新土壤分析的結果，不需另外再做額外計算。經本會審查小組審查後，台電公司補充答覆說明特定樓層的特定頻率重新進行評估之結果，核三廠檢核後並無新增未通過項目，內容經本會審查小組審查後可接受，惟為保持報告之完整性，要求台電公司納入報告之修訂內容，並列為後續追蹤事項。另報告中未說明土建廠房與反應爐內部組件/管線類之被動元件的評估

結果，經台電公司再補充說明，土建廠房與被動元件部分經評估 HCLPF 仍符合要求，此部分經審查可接受，後續將要求台電公司將評估結果增列於總結報告中。針對電驛顫振部分，由於核三廠係採 4.16kV 開關箱盤面自然頻率測試方式評估部分電驛之耐震性，審查委員與本會審查小組對其測試方式所得結果之代表性有意見，經台電公司說明核三廠已更換耐震能力符合之 187G 電驛，更換後已屬強固型，台電公司之答覆說明經審查委員審查後可接受，此部分之審查情形與結論詳參本報告第七章之審查意見 I-14 與 MS-II-020。針對評估內容如何考量日本福島事故後之強化要求與耐震安全餘裕評估更新過程及結果部分，台電公司說明由於本計畫在美國 NTTF 頒布前即已發包，台電公司參照美國核管會 NUREG-1407 與 SECY-93-087[17]文件，以 1.67 倍 SSE 與定值法地震危害度分析結果採計保守度 (DSHA+1 σ)較大者作為篩選基準，此雖未完整符合 NTTF 要求，但台電公司已另案進行地震風險評估 (Seismic Probabilistic Risk Assessment, 簡稱 SPRA)，以符合 NTTF 要求(註：SPRA 已列為核能安全總體檢核管案件 JLD-10101 之追蹤項目)，台電公司答覆內容經審查可接受。以上台電公司答覆內容經審查可接受，有關核三廠 4.16kV 開關箱盤面自然頻率問題詳見第七章 I-14 與 MS-II-020 之審查意見處理情形；對於新土壤參數分析與更新評估結果部分，將請台電公司依經審查可接受之答覆內容修訂報告，並列入後續管制要求與追蹤項目。

台電公司於 103 年 1 月 24 日第 1 次審查會議簡報中說明，根據美國核管會(USNRC) 1991 年的 Individual Plant Examination of External Events (IPEEE)，核電廠耐震安全餘裕評估以 SMA 或 SPRA 方式來進行，審查委員提出要求補充事項 RAI-I-2，要求台電公司說

明 USNRC 所建議的 SMA 方式，與本案所用 EPRI 的 SMA 方式，是否有所不同。另外，請提供至少一個算例，分別以 SMA 與 SPRA 方式進行評估，以供瞭解本案評估之耐震餘裕度，與地震風險或機率之對應關係。台電公司答覆說明 NRC 方法與 EPRI 方法的差異最主要在於停機設備的篩選，設備巡查程序與耐震評估方法兩者是一致的。與 EPRI 方法考慮兩串停機路徑相比，NRC 方法所考慮的，著重於地震發生時能立即讓機組停機並爐心冷卻的重要系統，其包含所有安全停機系統。NRC 方法一開始需建立類似 SPRA 評估所使用的電廠故障樹(fault tree)路徑（實際應為考慮事件樹與故障樹），並以評估地震估算故障路徑中設備的易損性(fragility)。因為以故障路徑為基礎，NRC 方法較容易找出整個電廠的易損性並計算出整廠的耐震餘裕。台電公司說明目前採用的是 EPRI 的方法，以兩串安全停機成功路徑篩選停機設備並評估，EPRI 方法將耐震力最弱設備的 HCLPF 視為整廠的 HCLPF 值，與 NRC 方法或 SPRA 相比，此種作法提供一定程度之保守性。以核一廠聯合廠房為例，原始 SPRA 耐震度評估報告結果轉換後之 HCLPF 約 1.1g，略高於本 SMA 評估所推得知 HCLPF=0.79g。台電公司說明已另外進行 SPRA 評估，將可使核電廠耐震評估與補強作業最後的結果也符合 NTTF 要求。審查委員再要求台電公司將第 2 次審查會議中所述所採用之 EPRI SMA 法，為美國大部分電廠所採用部份之相關說明納入報告完整論述之，並請就核二廠同行審查報告第 4 頁所述，包含 HCLPF 值最低之 3 個元件，可以進一步說明這 3 個元件與 HCLPF 值分別為何，並圖示指出這些元件在安全停機成功路徑上之位置。台電公司再次答覆提供統計結果並說明，美國電廠採用之評估方法總共有 4 種，而已進行評估總計 110 部機組中，與台電公司同樣採 EPRI SMA 分析者有 62 個，超過半數，

台電公司將會於報告中增訂圖表說明。另列表並說明在補強前核二廠 HCLPF 值最低之 3 項元件，分別為 480V AC MCC Bus (1C3E, 1C4E, 1C5B)、Standby Diesel Fuel Oil Day Tanks (1T-18A/B)與 ECW PUMP A。其中 ECW PUMP A 之 HCLPF 僅 0.02g，台電公司說明其為無相關資料所為之初步保守評估結果，但重新再評估後 HCLPF 應在 0.4~0.5g，此項經其再確認，台電公司說明核二廠兩部機共四台 ECW Pump，其 HCLPF 由於最初 piping 分析 Nozzle Load 採用參數非常保守，以致設備 HCLPF 非常低，後經資料收集並重新分析，piping 採用較為合理之 Nozzle Load，但其 HCLPF 仍小於 RLE，核二廠已提出設計修改進行補強，補強完畢後再重新評估 HCLPF 值結果為 0.88g。台電公司並依委員意見另外提供簡化後之電力系統圖，指出前述核二廠補強前 HCLPF 最低的三個元件於安全停機成功路徑所在位置與其支援系統。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

台電公司於 103 年 1 月 24 日第 1 次審查會議簡報中，說明 RLE 選擇對耐震餘裕結果只有間接影響，但例如核一評估總結報告說明，地震危害度是 RLE 訂定的參考，直接影響耐震評估結果，這兩個論點是否互相矛盾。另外就設備耐震餘裕低於 RLE 是否即需補強部分，一併提出 RAI-I-3，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明 RLE 之定義不會影響 HCLPF 或僅次要影響，惟如果調整 RLE，則 HCLPF 值是否大於 RLE 則是另一個需檢視的問題。至於當 HCLPF 小於 RLE 時，構件是否需補強則依管控需求而定，本項由於後續是否應補強須再檢視其故障是否影響安全功能而定，例如反應爐保護系統電源故障將造成反應爐保護系統動作，故可排除在補強範圍。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對美國 Diablo Canyon 電廠(DCPP)於建廠期間發現距廠區 3.5

英哩處發現 Hosgri 斷層之經驗，審查委員提出 RAI-I-17，要求台電公司參考該電廠在處理 Hosgri Fault 之作法。經台電公司答覆說明 Diablo Canyon 電廠之相關經驗，審查委員審查後可接受。對於台電公司採用 CDFM(Conservative Deterministic Failure Margin)方法計算構材、設備等之 HCLPF，考慮容許應力提高至極限強度等之 FS 及韌性提高其耐震能力等因素，得到 HCLPF 值，審查委員提出 RAI-II-1，要求台電公司說明如何證明其具有 95% confidence 而破壞或然率小於 5%之耐震能力，並請提供相關論文，以供參考。台電公司於 103 年 5 月 15 日會議中提出簡要說明，並提供美國 Robert P. Kennedy 於 1999 年 8 月在日本東京舉行之 OECD-NEA Workshop on Seismic Risk 研討會所發表以“ Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations”為題之論文。台電公司答覆內容經委員審查，認為本計畫使用 CDFM 方法計算結構體、設備、儀器等之 HCLPF，雖然較為簡單，但只要其評估程序及接受準則根據 EPRI NP-6041-SLR1 文件，其準確度應可接受。

針對台電公司估算耐震度(fragility)的方法一般有所謂的 FA 法及 CDFM 法，台電之前各廠在執行 SPRA 時亦已估算結構/組件之 fragility，亦即在本案執行之前各廠亦已存在各廠各結構/組件以 FA 法估算之耐震度 table。審查委員提出 RAI-II-5，要求台電公司就本計畫各結構/組件耐震度是否均以 CDFM 法重新計算、是否有參考各廠已存在之結構/組件耐震度，以及估算耐震度之方法是否也有參考 EPRI 較新的 1994 TR-103959 “Methodology for Developing Seismic Fragilities” [18]及 2009 年的 EPRI 1019200 “Seismic Fragility Application Guide Update” [5]等提出說明。台電公司答覆說明所有的結構與元件都經 CDFM 方法重新計算安全停機成功路徑上設備之

HCLPF 值，並未如 SPRA 計畫針對耐震度進行計算，亦未就各廠現有的易損性與重新計算後的 HCLPF 值做比較。另外，台電公司耐震餘裕評估工作只依據 EPRI NP-6041-SLR1 規範計算 SSEL 所含設備之 HCLPF 值，1994 TR-103959 及 2009 EPRI 1019200 皆為耐震度計算指引，並不適用於 SMA 之 CDFM HCLPF 計算。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對台電公司報告中對於均以新事證描述台灣與美國作法部份，並未完整陳述兩者狀況，本會審查小組提出 RAI GA-I-001，要求台電公司澄清。經台電公司提出說明美國中東部電廠(Central and Eastern U.S., CEUS) 依 Generic Issue, GI-199 進行評估後，美國核管會建議電廠應重新進行運轉安全評估，例如依循 NUREG-1407 規範進行耐震安全餘裕評估，國內亦參照 NUREG-1407 進行耐震餘裕評估，台電公司並刪除原報告「新事證」描述台灣與美國均遭遇相同問題之內容。台電公司答覆說明經審查後可接受。

針對同行審查(peer review)作業情形，台電公司同行審查報告敘及係依據 NUREG-1407 及 EPRI NP-6041-SLR1 內容執行，唯本會曾於 101 年函要求同行審查應採用 state-of-the-art 的標準(例如，ASME/RA-Sa-2009)為之，因此本會審查小組提出 RAI GA-I-010，請台電公司澄清。經台電公司答覆說明同行審查系由國震中心進行技術審查，至於系統部份則由電廠未參與評估作業之熟悉系統人員進行。本項經請台電公司就 ASME/RA-Sa-2009[15] Part 1-6.6 “Documentation”之 1-6.6.1 及 1-6.6.2 “Resolution of Peer Review Team comments shall be documented. Exceptions to the alternatives recommended by the Peer Review team shall be justified”內容提出澄清，經審查答覆內容，所提供 ASME/ANS RA-Sa-2009 1-6.6.1 要求與

同行審查、國震中心審查報告之比較表，說明非 PRA 故不適用顯為誤解該標準所指，應再比對 Part 10 SMA 的適用性。台電公司答覆說明已逐一比對 ASME/ANS RA-Sa-2009 Section 10-3 要求項目的適用性，審查小組審查後請就下列事項再持續辦理(1)有關 peer review report 執行部分應納入總結報告之附件，同時各 Support Requirement 必須逐項各別處理；(2)在本項第 4 次答覆之「GA-I-010 附件二」有關 Supporting Requirement 的處理，執行 peer review 項目不應採本會審查意見之答覆做為 peer review 之成果；(3) GA-I-010 附件一中提出 SM-D、SM-F 由國震中心於 SMA 報告進版之同業評估報告中說明，惟在 GA-I-010 附件二係 Scoping 審查報告，顯示 HLR 及 SR 執行之不一致，請改正。由於前述意見為文件內容完整之議題，不影響評估結果，因此將列入後續管制要求事項。

1.3 審查結論

經審查台電公司所提報告內容與對審查意見之答覆，已就耐震餘裕評估工作方法提出適當說明。對於新土壤參數部分，業經台電公司委託國震中心所聘請之學者專家進行同行審查認為可接受。核三廠總結報告修訂部份，屬文件完整性問題，不影響評估結果，將要求台電公司修訂報告，並列入後續管制要求追蹤事項；GA-I-010 同行審查部份之報告修訂部分將列入後續管制要求事項；SPRA 為日本福島事故後續強化作為，將由核能安全總體檢核管案件 JLD-10101 追蹤管制。綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容應可接受。

第 2 章 核能電廠簡介

2.1 概述

廠址介紹

核三廠位於台灣南部海岸，屏東縣墾丁南灣地區。廠區內裝置兩部 95.1 萬千瓩汽輪發電機組，總裝置(發電)容量為 190.2 萬千瓩。

核三廠兩部機組之設計完全相同，設備亦同時訂購。主要之蒸汽產生系統係採用美國西屋公司所承造之三迴路壓水式反應爐 (Pressurized Water Reactor, PWR)。一號機及二號機分別於民國 73 年和 74 年並聯發電開始商業運轉。

地表反應譜

核三廠原始設計安全停機地震地表反應譜 (Safe-Shutdown Earthquake, SSE)，地表加速度峰值為 0.4g。垂直方向之地表反應譜與水平反應譜比值為 1:1。

土建結構

為降低或避免核電廠在遭遇非正常運轉狀況或意外事件下所可能的後果，核電廠部分結構、系統和設備被歸類為安全相關等級。

核三廠主要的土建結構為：

1. 圍阻體
2. 輔助-控制廠房
3. 汽機廠房
4. 核機冷卻水廠房
5. 柴油發電機廠房
6. 緊急海水泵室

下列屬耐震一級 (Seismic Category I) 結構曾進行動力分析：

1. 圍阻體

2. 輔助-控制廠房
3. 核機冷卻水廠房
4. 柴油發電機廠房
5. 緊急海水泵室

核三廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report，以下簡稱 FSAR)[9] 3.8.1.2 及 3.8.3.2 條列說明混凝土結構為根據 ACI 318-71 Building Code Requirement for Reinforced Concrete, including 1974 supplement；鋼結構則根據 American Institute of Steel Construction (AISC) Manual of Steel Construction, 1969, 7th Edition including Specification for Design, Fabrication and Erection of Steel for Buildings, including Supplements Nos. 1 of Nov. 1970, No. 2 of Dec. 1971, and No. 3 of June 1974。

設備

核三廠 FSAR 3.9.2.2.1 條列安全有關 NSSS 設備耐震設計要求，包含試驗與分析，基本上根據 Westinghouse 規範。FSAR 3.9.2.2.2 條列安全有關非 NSSS 設備耐震設計要求，包含分析、試驗、合併分析與試驗。電氣設備規範則定義在 FSAR 3.10，必須符合 IEEE 344-1975[8]，Westinghouse NSSS 相關電氣設備規範或 Bechtel Balance of Plant 規範。

管線和儀器管路系統

根據 FSAR 3.8.1.2，核三廠管線系統設計根據 ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, 1974 版本含更新至 1975 年冬天之 Addenda。

管線系統之外的配送系統

根據電廠原設計計算書，Cable Tray 支撐和 HVAC Duct 支撐引用 Bechtel Design Guides C2.4 “Concrete Expansion Anchor” and C2.7 “Structural Design of Seismic Category I Supports for Electrical Cable

Trays,” and C2.39 “Structural Design of Seismic Category I HVAC Duct and Duct Supports”、AISC 7th edition 及 AISI – American Iron and Steel Institute, Specification for the Design of Cold-Formed Steel Structural Members, 1968 版。

2.2 審查情形

依 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-1 頁對廠址介紹之內容應包括地理環境、地質條件之描述，各廠 FSAR 第 2、3 章可作為資料來源。報告亦需有圍阻體型式、建廠許可日期、商轉日期等資訊，本會審查小組乃提出 RAI GA-I-002，要求台電公司須再於報告中補充相關內容，台電公司提出補充內容，說明核三廠之地形、區域地質、臨近區域地質構造、圍阻體型式，並敘明將增訂於總結報告中，台電公司答覆說明經審查後可接受。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提出之報告修訂版中，將前述內容修訂於報告中。

另 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-2 頁說明，應有電廠耐震設計基礎章節，描述電廠的耐震設計基礎，如分析方法、應用的法規或標準，及任何額外的耐震設計要求。本會審查小組乃提出 RAI GA-I-003 要求台電公司參考 EPRI NP-6041-SLR1 所列項目再補充相關資訊。經台電公司就設計基準地震的特性、評估設計基準地震的方法與設計基準地震的適切性提出補充說明，並敘明將增訂於總結報告中，台電公司答覆說明經審查後可接受。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提出之報告修訂版中，將前述內容修訂於報告中。

有關核三廠地表加速度峰值 0.4g，本會要求台電公司須澄清加速度峰值係位在基礎岩盤，且本會要求垂直方向之地表反應譜須為水平方向的 1/1，審查小組提出 RAI MS-I-002 要求台電公司再補充相關資訊。經台電公司就加速度峰值的位置、垂直方向與水平方向地表反應

譜為 1:1 並檢視對結果影響的適切性提出補充說明，並敘明將增訂於總結報告中，台電公司答覆說明經審查後可接受。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提出之報告修訂版中，將前述內容修訂於報告中。

2.3 審查結論

經審查台電公司所提報告內容與對審查意見之答覆，已就核能三廠廠址相關資訊提出適當說明，台電公司有關廠址介紹及核能三廠簡介之敘述，應能符合美國電力研究院 EPRI NP-6041-SLR1 報告第 8 章所規定之方法。綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 3 章 條列安全停機相關之設備

3.1 概述

(一) 成功路徑選擇基本假設

核三廠耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)是根據美國核管會(NRC) Generic Letter 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 所提及之方法論，該方法論為美國電力研究院(EPRI)技術報告 NP-6041-SLR1, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”。根據 EPRI NP-6041-SLR1，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，安全停機相關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。建立成功路徑包括以下步驟：

- 發展電廠特定之安全功能模型，建立成功路徑邏輯圖(Success Path Logic Diagram, SPLD)。
- 確認組成成功路徑所需之系統。
- 基於電廠運轉及系統考量，區分主要成功路徑與候補成功路徑。
- 確認以上成功路徑之主要組件。

EPRI NP-6041-SLR1 成功路徑建立基於以下條件與假設：

- 廠外電源假設因地震喪失且 72 小時內不會恢復，但分析仍須考慮萬一廠外電源未喪失或恢復時可能造成之不利影響。
- 成功路徑定義為地震後能達成並維持穩定熱停機或冷停機至少 72 小時。
- 只考慮地震肇始之暫態事件及地震肇始之小型冷卻管洩漏事件(相當於 1 吋管斷裂)。
- 安全功能成功定義在系統層級，亦即假如 Train A 相對耐震(Seismically Rugged)則 Train B 亦相同。

- 非地震造成之組件或系統失效，僅考慮系統由單 Train 構成之狀況，對於由多重串或多樣性串構成之系統不需考慮。
- 地震可能造成電驛觸點震顛及所需之運轉員操作須評估。
- 只包括避免爐心損毀功能之系統，及其支援系統。

GL 88-20, Supplement 4 另外規定使用 EPRI NP-6041-SLR1 方法必須符合以下兩條件：

- 非地震造成之組件或系統失效以及人員動作(Human Action)必須符合 NUREG-1407 規定。
- 圍阻體隔離以及救援系統必須依照 NUREG-1407 檢查，目的在找出早期圍阻體功能失效之弱點。

條列安全停機相關之設備除符合 EPRI NP-6041-SLR1 及 NUREG-1407 之規定外，並參照新版 ASME/ANS RA-Sa-2009 標準第 10-2 節，High Level Requirements HLR-SM-B 之 Supporting Requirements SM-B1 至 B8 等項目。

(二) 成功路徑選擇邏輯

EPRI NP-6041-SLR1 方法論對地震後安全停機並維持穩定狀態之評估包含以下四項安全功能：

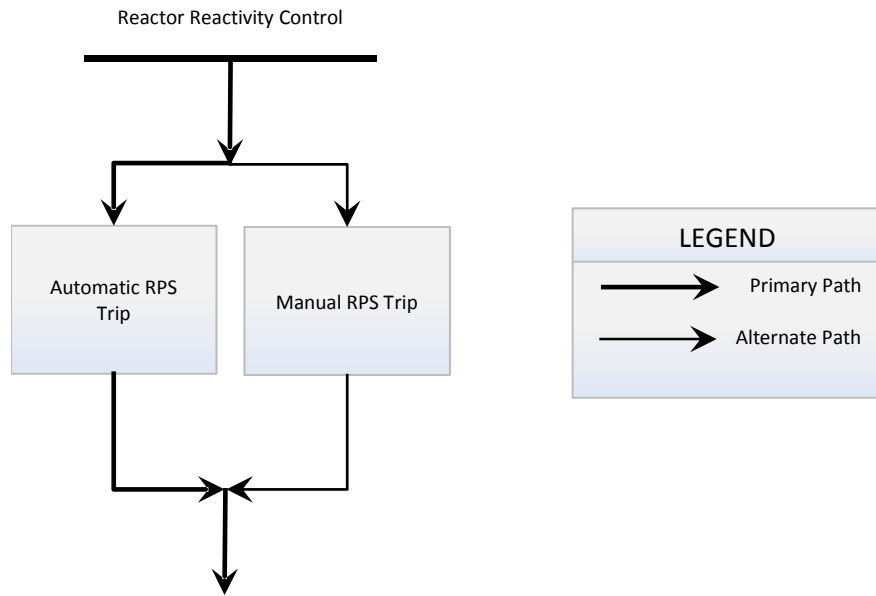
- 反應度控制(Reactivity Control)
- 反應爐冷卻系統壓力控制(Reactor Coolant System Pressure Control)
- 反應爐冷卻系統水量控制(Reactor Coolant System Inventory Control)
- 餘熱移除(Decay Heat Removal)

反應度控制

電廠發生大地震時，安全停機第一個挑戰就是控制核子反應度，降低爐心功率並衰減熱能。正常時，當收到跳機訊號後反應爐會自動停機，但也可經由人員操作由主控室執行跳機。另一可能是當失去外電造成控制棒馬達-發電機組失效時，控制棒會經由重力而插入。此系統有足夠的停機餘裕，即使效能最高之控制棒無法插入仍足以控制反應度，維持在次臨界狀況。

當反應爐冷卻系統(Reactor Coolant System, RCS)溫度下降時，需加硼以維持停機餘裕及次臨界狀態。此功能需要運作(Centrifugal Charging Pumps, CCP)注入硼液，水源可從燃料更換水儲存槽(Refueling Water Storage Tank, RWST)或 Boric Acid Tanks (BAT)，經由正常注水通路，或經由 Emergency Core Cooling System (ECCS)通路。

反應度控制是由反應爐保護系統(Reactor Protection System, RPS)與反應爐跳脫斷路器(Reactor Trip Breakers, RTB) 控制。RPS 包括跳機所需啟動線路、警報、主動設備、以及開啟 RTB 以切斷 Control Rod Drive Mechanisms(CRDM)電路之被動設備。RPS 同時亦包含確認與偵測跳機狀態之設備。



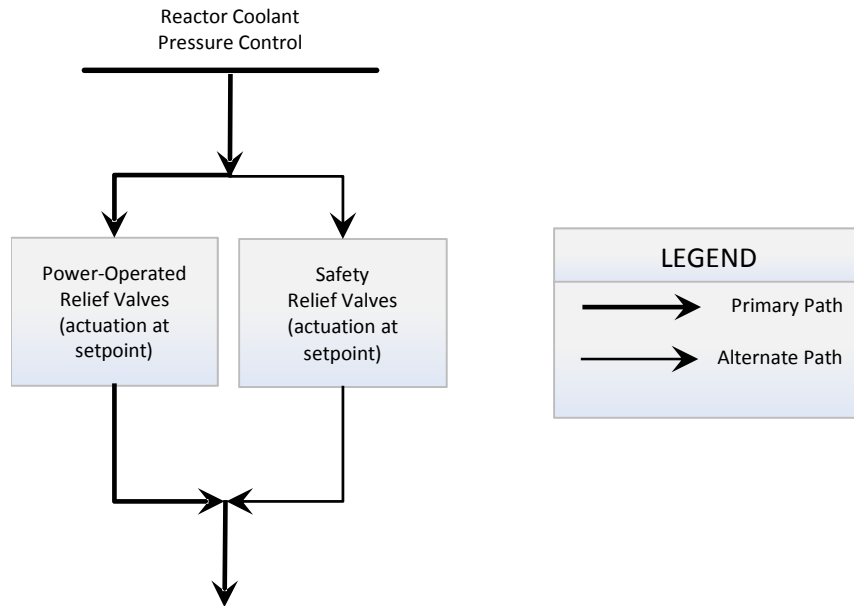
圖一：核三廠安全停機反應度控制系統

反應爐冷卻系統壓力控制

當失去外電時因 MFP 及 RCP 跳脫而跳機時，喪失二次側負載，反應爐冷卻系統(Reactor Coolant System, RCS)壓力將升高，需要釋壓及控制。

壓力控制有數條路徑，正常情況下可使用調壓槽噴灑系統 Pressurizer Spray Valves 減壓。但調壓槽噴灑系統需啟動 Reactor Coolant Pumps(RCP)，失去外電時 RCP 無法作用，因此不能依靠調壓槽噴灑系統。

兩組 Pressurizer 釋壓閥(Power-Operated Relief Valves, PORV)以及安全釋壓閥(Safety Relief Valves, SRV)，也可以提供壓力控制。核三廠耐震餘裕評估結果以 PORV 為主要壓力控制系統，而以 SRV 為第二路徑。PORV 共有三組需要直流電源操作 solenoids 以自動開啟閥組。PORV 也可以由主控室手動開啟。三組 SRV 為彈簧驅動達到預設壓力時會自動開啟不需任何輔助設備。



圖二：核三廠安全停機反應爐冷卻系統壓力控制系統

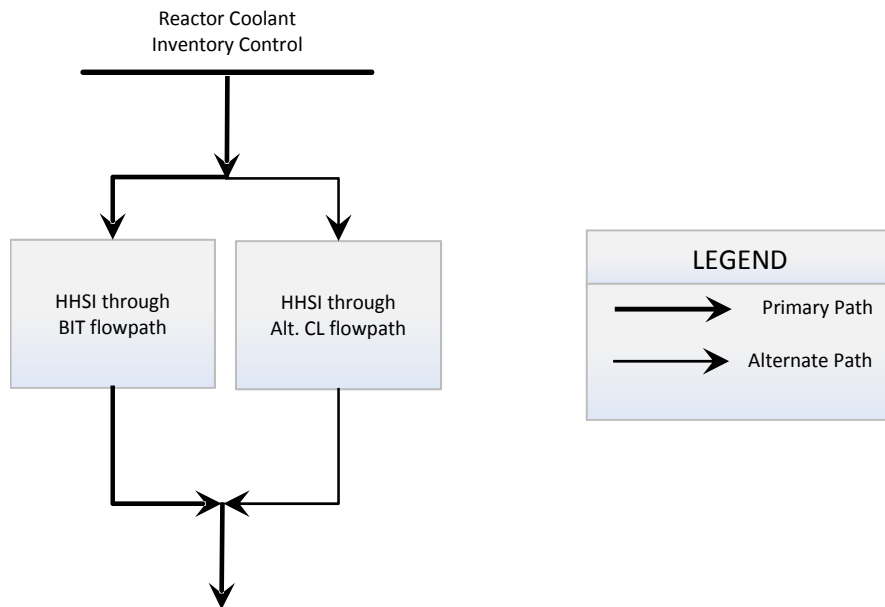
反應爐冷卻系統水量控制

反應爐冷卻系統(Reactor Coolant System, RCS)水量控制係為補償 RCS 水量損失，或是地震引起之小型冷卻水流失事件。核三廠補水路徑包括：

- a. Centrifugal Charging Pump(CCP)經由正常補水路徑。
- b. CCP 經由 BIT(Boron Injection Tank)路徑。
- c. CCP 經由 HHSI(High Head Safety Injection)至 RCS 冷端管路徑，需通過人力開啟動力閥 HV-20。
- d. CCP 經由 HHSI 至至 RCS 熱端管路徑。
- e. Residual Heat Removal(RHR) 泵經由 LHSI(Low Head Safety Injection)至 RCS 冷端管路徑。

核三廠評估結果選取 BIT 路徑(上述 b 路徑)為主要水量控制路徑。此路徑有平行列置之 CCP 及 Motor-Operated-Valve(MOV)但共用管線。另外從 CCP Discharge 至 RCS 有三組輔助路徑，一條到 RCS

冷管，兩條到 RCS 熱管。核三廠評估結果選擇到 RCS 冷端管為輔助路徑(上述 c 路徑)。



圖三：核三廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統

餘熱移除

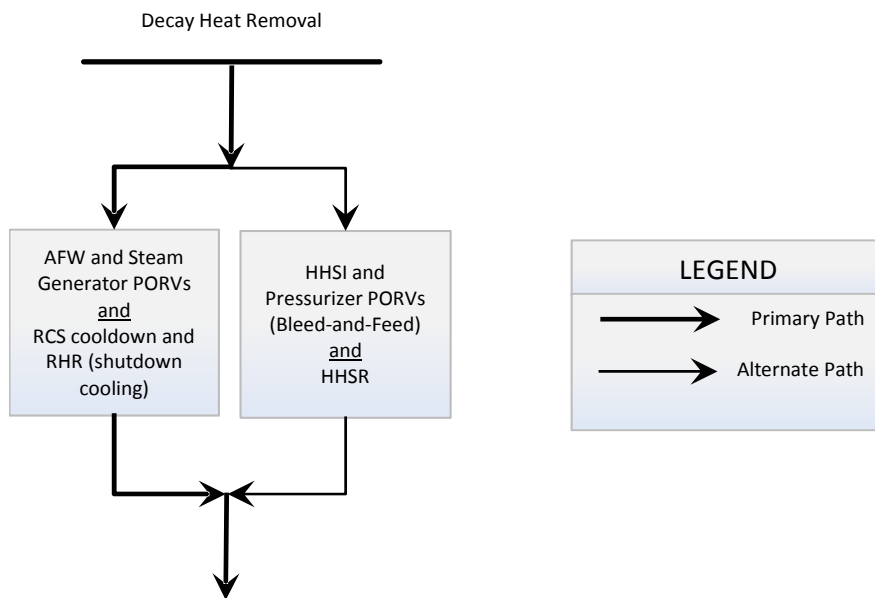
安全停機最後需要的功能就是餘熱移除，餘熱移除可以在熱停機或冷停機狀態下進行。

正常情況跳機後，爐心餘熱由輔助飼水系統和蒸氣產生器動力釋壓閥移除。RCS 溫度 176°C 以下時，改由 RHR 移除爐心餘熱。

機組由熱待機冷卻至熱停機約需 16 小時，需用水 1,041 噸(FSAR Table 9.2-12)。冷凝水儲存槽 (Condensate Storage Tank, CST) 可用容積 2,680 噸約可供使用 40 小時，CST 用完改用除礦水儲存槽 (Demineralized Storage Tank, DST)，DST 可用容積 378.5 噸約可供使用 6 小時。若輔助飼水泵改由生水取水，10 萬噸生水池約可供兩部機同時使用 32 天。以上水源需人力運作，而且 DST 與生水池耐震能力均不足因此並未納入耐震餘裕評估。若以上水源無法使用，運轉人

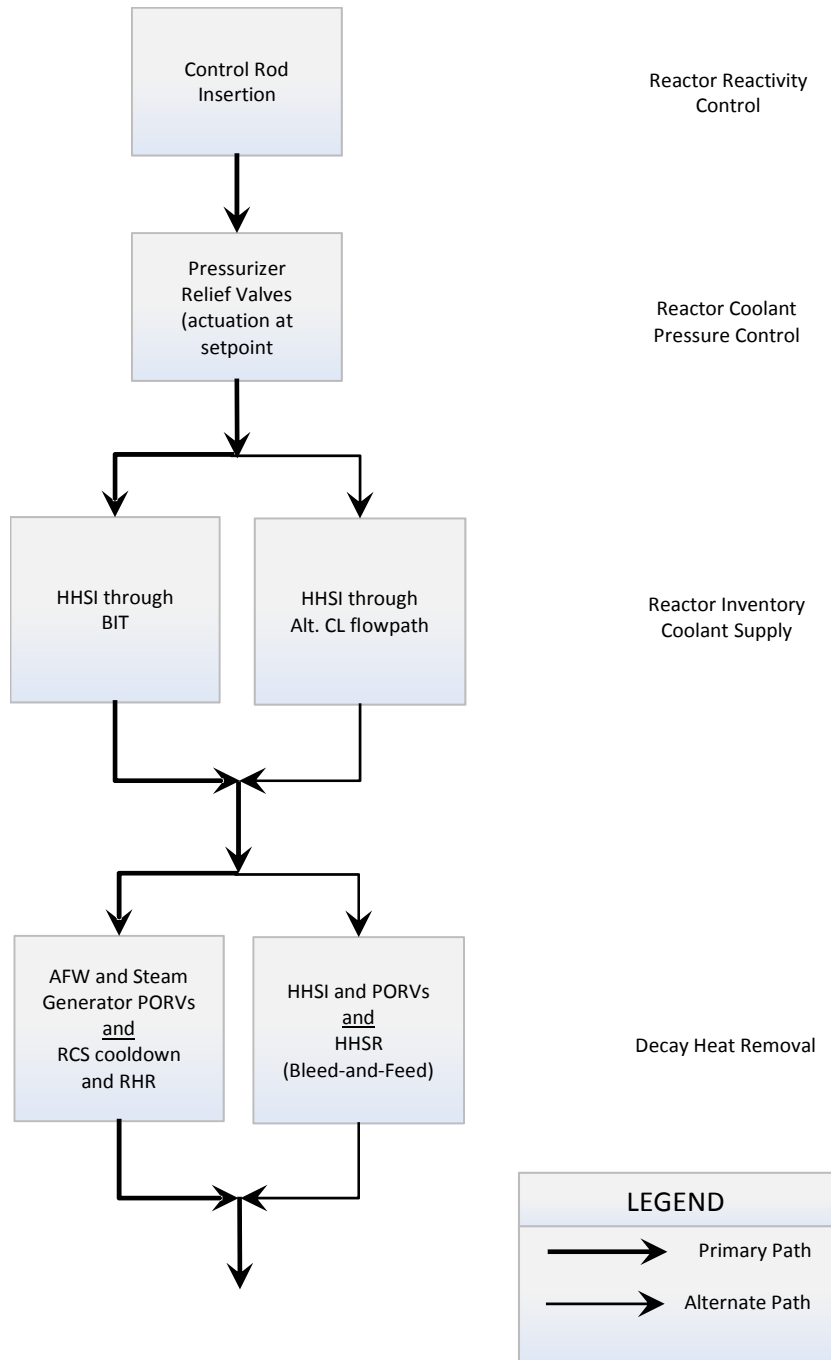
員可於用完 CST 水源之前，利用 RHR 熱交換器，移轉餘熱至核機冷卻水 CCW 系統。

當輔助飼水系統無法使用時，可以利用 CCP 及 Pressurizer PORV 執行 RCS 的 Bleed and Feed Cooling。CCP 注水入 RCS 加上 PORV 洩熱水至圍阻體(Containment)內將餘熱從 RCS 傳到圍阻體。Bleed and Feed 水源為 RWST，當 RWST 水位低於 32.5%時，可轉換至冷端再循環。此動作需控制室運轉員將 RHR 泵進口改至圍阻體再循環及水池，開啟 CCW 到 RHR 熱交換器的隔離閥。RHR 熱交換器提供足夠冷卻來維持 RCS 溫度。



圖四：核三廠安全停機餘熱移除系統

核三廠完整成功路徑(含暫態及小 LOCA)如下圖。



圖五：核三廠 SMA 安全停機完整系統

支援系統

除了上述安全停機第一線系統之外，尚有支援系統必須確認。第一線系統與支援系統之間關係見下表：

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣

	Matrix of Front-Line System Direct Dependencies on Support Systems				
FRONT LINE SYSTEM	DEPENDENCY				
	EPS-AC Power	EPS-DC Power	CCW	ECHW	NSCW
Instrumentation and Control (RPS)	X				
Pressurizer PORVs		X			
HHSI (CCPs)	X	X	X	X ¹	X
RHR	X	X	X	X ²	X
AFW	X	X		X	
PCS (Steam Generator PORVs)	X				
CCW	X	X		X	X
ECHW	X	X			X
NSCW	X	X			
EPS – AC Power		X ³			X

¹ The CCPs only require room cooling during the recirculation cooling mode.

² The RHR pumps only require room cooling during LPSR and decay heat removal modes (not during LHSI mode).

³ The EPS uses DC control power for circuit breakers and standby diesel generator field flashing.

所有以上所需之支援系統均加入安全停機設備清單 (Safe Shutdown Equipment List, SSEL) 中。

初步現場巡查

建立安全停機設備清單之前須執行初步現場巡查，目的在選擇強震後安全停機所需之設備同時確認成功路徑設備中是否含耐震能力不足之組件。核三廠耐震安全餘裕評估小組在民國 101 年 6 月 18 日

至 6 月 22 日進行了初步現場巡查。現場巡查區域包括：

- Control Room
- Switchgear Rooms
- Battery Rooms
- Emergency Diesel Generator Rooms
- Air handling unit rooms

核三廠經過現場巡查與開會討論之後，重要結論如下：

- 柴油發電機日用油槽並未固定於柴油發電機組基礎版上，需要單獨列在 SSEL。
- 柴油發電機啟動用空氣儲存槽並未固定於柴油發電機組基礎版上，需要單獨列在 SSEL。
- 輔助飼水(Auxiliary Feed Water, AFW) 穩壓槽 (Surge Tank) 的目的是為了解決兩個 AFW 泵的淨正吸入壓頭 (NPSH) 的問題。AFW 穩壓槽為 AFW 系統之一部分，需要單獨列在 SSEL。
- 在失去供應氣體的情況下，SG PORV (or atmospheric steam dump valves) 無法持續動作超過 72 小時。
- CST 有大約 75 萬加侖的水。AFW 在以每分鐘注水 380 加侖情況下，CST 僅可以運行 32 小時，因此需要額外的庫存冷卻水或其他停機冷卻方式。
- AFW 流量控制閥在失去供應氣體的情況下預設為開放，AFW 流量控制閥無法持續動作超過 72 小時。其附屬蓄壓器可提供該閥動作二次。AFW 流量控制閥主要控制所需的蒸汽產生器水位。當附屬蓄壓器用罄時，該閥體可以現場手動操作來控制蒸汽產生器水位，SMA 工作必須包含確保運轉人員在地震發生後可以順利到達閥所在地點。

- 在地震事件中，AFW 系統將繼續運轉，直到 RCS 到達攝氏 170 度，運轉人員啟動 RHR 系統保持安全停機狀態。
- 在緊急情況下，RCS 可以在 2 小時之內將系統冷卻至 RHR 可以啟動運轉的條件。在正常條件下，可以在四小時內完成冷卻。冷卻可以藉由使用 AFW 和蒸汽產生器 PORVs。
- PORV 在失去供應氣體的情況下預設為關閉。這些閥都沒有配備蓄壓器來提供所需動力空氣。當附屬蓄壓器用罄時，該閥體可以手動操作來控制蒸汽產生器水位，SMA 工作必須包含確保運轉人員在地震發生後可以順利到達閥所在地點。
- 如果運轉人員無法順利將 RCS 冷卻至 RHR 可以啟動運轉的條件，亦或 RHR 系統失效，根據緊急操作程序 EOP，運轉人員必須啟動 Feed and Bleed。
- 在三個 Pressurizer PORV 中需要至少兩個 PORV 已確保 Feed and Bleed 順利動作。PORV 為非空氣作動閥。
- 在喪失 CST 水源的情況下，AFW 可以使用替代水源。如 DST 或 FWST 可提供 AFW 所需水源，但該二水源並非耐震等級設計之水源。
- 主蒸汽隔離閥(Main Steam Isolation Valve, MSIV)通常在地震事件後不被關閉。如果地震事件引發了蒸汽產生器傳熱管破裂，那麼 MSIV 將被關閉。
- 緊急泵室濾網沖洗系統(Screen wash system)和迴轉攔污柵(Traveling screen)證實需要，以確保緊急廠用海水系統的成功運作。

3.2 審查情形

(一) 成功路徑選擇基本假設

經本會審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(一)節，說明耐震餘裕評估使用之方法論為美國電力研究院(EPRI)技術報告 NP-6041-SLR1, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”。EPRI NP-6041-SLR1 係美國核管會(NRC) Generic Letter 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 所列之耐震餘裕評估方法論。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(一)節，敘述核三廠耐震安全餘裕評估以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 小時為目標。達成目標之方式係選定一組主要成功路徑(Success Path)及另一組候補成功路徑，步驟包括：建立成功路徑邏輯圖(Success Path Logic Diagram, SPLD)、確認達成主要成功路徑所需系統、基於運轉及系統考量，確認達成候補成功路徑、確認以上成功路徑之主要組件等。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(一)節，敘述核三廠成功路徑建立之條件與假設包括：(1)廠外電源假設已喪失而且 72 小時之內不會恢復，但分析仍須考慮萬一廠外電源未喪失或恢復時可能造成之不利影響。(2)發生耐震餘裕評估地震(Review Level Earthquake, RLE)後，成功路徑必須能達成並維持穩定熱停機或冷停機 72 小時。(3)只考慮地震肇始之暫態事件，及相當於 1 吋管斷裂之小型反應爐冷卻水流失事件(Loss of Coolant Accident, LOCA)。(4)安全功能成功定義在系統層級，亦即假如 Train A 相對耐震(Seismically Rugged)則 Train B 亦相同。(5)非地震造成之組件或系統失效，僅考慮單 Train 系統，多重或系統 Train 不需考慮。(6)地震可能造成電驛觸點震顫須另行評估。(7)只包括避免爐心熔損功能之

系統。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(一)節，敘述 EPRI NP-6041-SLR1 安全功能成功定義在系統層級，亦即假如 Train A 相對耐震(Seismically Rugged)則 Train B 亦相同。復查計算書 11C4038-CAL-015，發現核三廠現有 NSCW 泵之馬達係分屬兩家供應商，卻僅分析 NSCW P-104 並假設另三台泵為相同，單純依照 EPRI 方法論執行可能不夠保守，因此提出 RAIMS-II-001，要求台電公司需須針對核三廠過去曾執行的修改作業(如 DCR)，清查可能造成 SSEL 不同串設備有差異之情況。台電公司答覆已清查 SSEL 中，是否有不同串設備且不同廠牌情形，結果僅有 2 項，即：(1)NSCW 泵浦之馬達分別有使用 GE、東元廠牌，經顧問公司評估，無論是 GE 或東元馬達，其 2 種馬達的耐震能力均比泵浦本身高，故此 4 台泵浦之耐震能力由泵浦耐震能力決定。(2)CCW Hx 之 A/B 串，因 B 串過去曾經執行 DCR 改善，故亦有不同，本項已由顧問公司評估，CCW Hx 之 B 串有原有錨定容量不足情形，已開立 NCD 並已完成改善。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提出之報告修訂版中，將前述內容修訂於報告中。台電公司答覆說明經本會審查小組審查後可接受。

(二) 成功路徑選擇邏輯

審查委員查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告，提出 RAI-II-2，要求台電公司說明於大地震來襲，核電廠之安全停機成功路徑為何，以及如果須靠人為操作，如何保證能在慌亂中找到此路徑。台電公司澄清說明於遭遇大地震時，電廠的運轉員優先依照 Emergency Operation Procedures (EOP)操作 SMA 之兩串安全停機成功路徑，電廠的操作員瞭解安全停機成功路徑，並會在需要的時候使

用。審查委員建議電廠操作員平時練習 Emergency Operation Procedures(EOP)操作時，要將找到並補強及格的安全停機主要成功路徑及次要路徑納入練習，以熟悉大地震來襲時可從容達到安全停機的目標。台電公司再就另項審查意見 RAI-GA-I-004 之答覆內容，以核三廠為例提出補充說明，包括將電廠操作員平時練習 Emergency Operation Procedures(EOP)操作時，要將找到並補強及格的安全停機主要成功路徑及次要路徑等納入練習，以熟悉大地震來襲時可從容達到安全停機的目標。台電公司並於 RAI-GA-I-004 後續答覆中說明於 6 月底前完成程序書修訂，並於 7 月底前完成模擬器訓練。RAI-II-2 答覆內容經審查後可以接受，與 RAI-GA-I-004 相同，將辦理情形列入後續追蹤事項。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二) 1 節反應度控制功能，發現報告敘述控制棒「有足夠的停機餘裕，即使效能最高之控制棒無法插入仍足以控制反應度，維持在次臨界狀況。」同時亦敘述「當反應爐冷卻系統溫度下降時，需加硼以維持停機餘裕及次臨界狀態。此功能需要運作 CCP 注入硼液，水源可從燃料更換水儲存槽或 BAT...」因此提出 RAI MS-II-010，要求台電公司澄清核三廠機組由滿載運轉至冷停機狀態，是否皆能維持次臨界狀態。若需硼酸水，則僅考慮 RWST 與 BIT 之硼酸水容積與濃度是否足夠。台電公司答覆以核三廠 1 號機週期 21 爐心壽命末期為例，計算將機組帶至冷停機、Xenon free 狀態之結果如下：(1)剛停機時(HZP、100% Eq Xe 狀態)，爐心有-3,837 pcm 的停機能力。(2)停機後反應爐因為 Xe 的變化(先增後減)和爐水溫度的改變而影響反應度的變化。在沒有加硼的狀況下，假設 RCS 降溫率為 55°C/Hr，反應爐將在停機 4 小時(RCS 溫度 70°C、Xe worth -1,300 pcm)回復臨界狀態；

假設 RCS 降溫率為 27°C/Hr, 反應爐將在停機 9 小時(RCS 溫度 50°C、Xe worth -1,945 pcm)回復臨界狀態。(3)不管降溫率如何, 在停機 72 小時、RCS 溫度達 68°F時, 反應爐將達到整個停機過程中增殖因素 (Keff)最大的狀態, 此時反應爐會有+5,289 pcm 的正反應度存在。(4)要維持停機後 72 小時、RCS 溫度降低至 68°F的狀態下, 反應爐次臨界且符合停機餘裕(含扣除最強棒卡棒、1,000 pcm 停機餘裕、100 ppm 測量誤差)要求的話, 約需加硼 660 PPM 才能達成。保守起見, 以加硼 700 PPM 計算, 所需硼酸全部由 RWST(2,400 PPM) 提供, 需要 17,479 加侖的硼酸量, 約只占 RWST 總量的 3.5%, 因此 RWST 水量足以維持反應爐停機後 72 小時的次臨界所需。由於反應爐冷卻系統水量控制功能即是由 RWST 取硼酸水注入 RCS, 因此機組均得以維持於次臨界狀態。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二) 2 節反應爐冷卻系統壓力控制功能, 發現報告說明不能依靠調壓槽噴灑系統。因反應爐冷卻系統水量控制功能選定 CCP 為動力來源, 而 Auxiliary Spray 可靠 CCP 運轉, 因此提出 RAI MS-I-003, 請台電公司說明反應爐冷卻系統壓力控制功能何不選擇 Auxiliary Spray。台電公司答覆輔助噴灑閥為空氣操作閥, 操作該閥須使用儀用空氣及非安全相關 125 VDC 電源(NK), 發生地震時可能已喪失功能, 故不選用輔助噴灑閥降壓。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二) 2 節反應爐冷卻系統壓力控制功能, 發現核三廠選擇調壓槽安全閥 (SRV)為候補安全停機成功路徑, 雖然其操作不需要輔助系統, 惟 SRV 之運作係依壓力設定點而開啟或關閉, 可能形成持續開關的振盪情形, 導致如同發生 LOCA 事故, 乃提出 RAI MS-I-003 請台電公司澄

清。台電公司說明其 SRV 屬瞬開型，依 EPRI TR-105872s-Safety and Relief Valve Testing and Maintenance Guide 所述，設計特性是當壓力達設定點時即 Pop Open，且不會有 Chatter 與 Flutter 的現象；當降壓至復歸壓力時立即恢復關閉狀態，不致發生開啟-關閉的振盪現象，故可做為反應爐冷卻水系統的壓力控制。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二)3 節反應爐冷卻系統水量控制功能，核三廠選擇到 RCS 冷端管路為候補安全停機成功路徑，且需「通過人力開啟動力閥 HV-20」。因 PRA 標準 SM-B6 要求「應確保成功路徑上被確認出的非地震失效模式與人為動作等的失效機率均夠低」，因此提出 RAI MS-I-004 請台電公司澄清。台電公司說明該操作係派員至輔助廠房 126 呎 A-1E-PH-E04-F4 的 MCC 盤送電，再由控制室人員操作開啟 BH-HV020。過程依程序書執行且操作設備位置明確，操作方式與步驟單純不複雜，運轉員訓練精熟，以人為操作 BH-HV20 開啟之失效率非常低，符合 SM-B6 的標準。類似問題如：RAI MS-I-005 之圍阻體再循環汲水池隔離閥 BH-HV005, 008、RAI MS-I-009 之 AFW 流量控制閥 AL-HV113, 114, 115，及 RAI MS-I-0010 之調壓槽動力釋壓閥 AB-PV501, 502, 503, 504, 505, 506。審查小組針對前述需人為操作之安全停機成功路徑，要求報告內應有專章彙整說明，台電公司已於修訂報告內增加表列。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二)3 節反應爐冷卻系統水量控制功能，發現使用相同之組件「HHSI」，因 PRA 標準 SM-B2 指出：「替代路徑所使用的組件也與主要成功路徑不同」，乃提出 RAI MS-I-006 請台電公司說明。台電公司答覆於注

水階段(Injection Phase)，考量單一主動元件故障，為確保系統可靠性，CCPs 兩串須連通；於長期冷卻循環階段(Recirculation Phase)，考量單一被動元件故障，須確保兩串有獨立性，CCPs 兩串須隔離。反應爐冷卻系統水量控制功能利用 HHSI 一串，即 CCP B 串經由 BIT 的冷端補水路徑為主要安全停機成功路徑；另一串 HHSI，即 CCP A 串經由 BH-HV020 的冷端補水路徑為後補安全停機成功路徑。基本上 HHSI 泵有兩台以上(A、B、S 台)，任一路徑皆至少有兩台 HHSI 泵可支應，若需隔離亦可以手動隔離。審查小組針對前述需手動隔離之安全停機成功路徑，要求報告內應有專章彙整說明，台電公司已於修訂報告內增加表列。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二) 4 節餘熱移除功能，發現使用相同組件「PORV、RHR」，因 PRA 標準 SM-B2 指出：「替代路徑所使用的組件也與主要成功路徑不同」，乃提出 RAI MS-I-006 請台電公司說明。台電公司答覆餘熱移除功能中，主要安全停機成功路徑為使用輔助飼水系統移除熱量，待反應爐冷卻水溫度降至低於 176°C 時，再由餘熱移除系統一串路徑執行降溫至冷停機狀態。而後補安全停機成功路徑先使用 CCP 及 PZR PORV 執行 RCS Bleed 及 Feed 的冷卻方式，待溫度降至低於 176°C 時，再由圍阻體再循環集水池取水，經餘熱移除系統一串路徑冷卻，持續降溫至冷停機。降至冷停機狀態有兩串組件系統設備(即 RHR A/B 串)，故符合 SM-B2 要求，移除衰變熱主要路徑可不限定使用何串，當主要路徑已選定一串時，則另一串則為替代路徑，故主要與替代路徑未有使用相同組件的狀況。至於出口連通閥 BH-HV014, 011，於長期冷卻循環階段(Recirculation Phase)，考量單一被動元件故障，為確保兩串有獨立性，RHR 兩串需手動隔離。審查小組針對前述需手動隔離

之安全停機成功路徑，要求報告內應有專章彙整說明，台電公司已於修訂報告內增加表列。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第三(二)5 節支援系統，發現未說明第一線系統與支援系統確認後，如何篩選出各系統所應涵蓋之設備，並完整納入 SSEL 中，因此提出 RAIMS-I-007 請台電公司說明。台電公司答覆第一線系統及支援系統確認後，係由顧問公司提供業界經驗做法，將成功安全停機所需四大安全功能的系統/設備，與持照人員確認可達成的運轉配置。按照前項已確定的系統/設備，以核三廠相關之 P&ID、SLD、CWD，進行標註兩條安全停機成功路徑上之主要設備，依此完成“Composite SSEL list”。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告附件一，發現外電維持可用或回復時的不良效應(adverse effects)僅在報告附件一 Reactivity Control 作討論，依 PRA 標準 SM-B3 中指出：「雖然地震餘裕評估(SMA)不考慮外電，但必須知道外電維持可用或回復時可能帶來的不良效應」，因此提出 RAIMS-I-038 請台電公司說明。台電公司答覆不良效應包括：(1)地震後外電回復或維持可用，若使已震壞的電器通電，可能引起短路火災。核三廠外電無自動復閉功能，外電喪失後恢復時不會自動供電。(2)部分注水泵在較長時間喪失外電時，管路內的水可能流光而使空氣跑入，尤其是取水端。當喪失外電，緊急柴油機(EDG)接受 LOV 信號將自動起動加載，安全相關泵浦停止時間短暫不會有管內水流失，亦不會發生水錘。(3)在強震後，於 SMA 評估假設兩條安全停機成功路徑，皆由 EDG 供應，而 EDG 若是由 LOV 動作而啟動，相關安全停機成功路徑的設備亦會依加載時序動作，不會有動作且導致功能無法正常運作之情形。(4)若發生喪

失外電又再復電的狀況後，若 EDG 仍正常運轉，運轉人員會評估強震後外電的穩定性狀況，再予以併入系統供電，此時設備皆已運作，亦不會有動作且導致功能無法正常運作之情形。(5)若發生喪失外電又再復電的狀況後，而電廠處於喪失所有緊要交流電源情形時，電廠將依 EOP 570.20(喪失所有緊要交流電源)之操作程序，將有關 DC 控制電源先切離，於外電回復後，依步驟將需要負載每隔 5 秒手動逐一加入，負載加入前需先量取絕緣，確認設備正常，有關安全停機成功路徑中 SSEL 的設備，並不會有動作且導致功能無法正常運作之情形。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告附件一，敘述 HV-19, 21 不納入 SSEL。因耐震評估係以地震後 1 吋管破管，72 小時期間內是否可將機組安全停機為情境，依核三廠程序書 570.07 「轉入冷端再循環」、570.08 「熱端及冷端再循環轉換」操作時會使用 BH-HV019, 021 注入 RCS 熱端，因此提出 RAI MS-I-043 及 RAI MS-II-009 請台電公司澄清說明。台電公司答覆：(1)依據 FSAR 15.6.5，避免 Boron precipitation 的熱端再循環只針對 1ft² 以上之 LOCA(Large LOCA)。1 吋以下之小破口 LOCA，在事故救援過程中，RCS 水位不會低於燃料頂部，爐心冷卻不會因 Boron precipitation 而劣化，不需啟動熱端再循環。(2)核三廠以模擬器模擬 1 吋破口約 224.9m³/hr 的保守洩漏值，並檢視相關程序書，目前相關程序書仍適用，且驗證結果確認於小 LOCA 下，以安全停機成功路徑執行機組降溫、降壓，可順利將機組置於冷停機狀態，過程中爐心皆處於滿水狀態，爐心溫度未有突升現象，證實並不需要熱端再循環的操作。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告附件一，

發現 SSEL 中未納入廠用海水系統供給非安全相關系統之隔離閥 EF-HV103, 203，若無法關閉則冷卻海水可能流失，因此提出 RAIMS-I-044 及 RAIMS-II-006，請台電公司澄清說明，並要求針對安全停機成功路徑邊界閥再檢視說明。台電公司答覆：EF-HV103, 203 為 AOV，於地震達 OBE 喪失氣源即會關閉或外電喪失而關閉，故在達強震(RLE)前即成功關閉。進行 SMA 評估時，此類喪失動力之閥歸屬為 passive valve，依 EPRI NP-6042-SL Table 2-4，需進行現場 walkdown 確認不會衝擊附近結構與設備。另外，核三廠已再依 P&ID 確認邊界閥，檢討結果將安全注水時需關閉之 CCP 最小流量隔離閥 BG-HV024, 025, 026、充水管路圍阻體隔離閥 BG-HV036, 037、安全注水兩串隔閥 BH-HV014, 011 等納入評估。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告附件一，敘述：「The success path selected for Maanshan was compared with the SMA success paths developed for similar pressurized water reactor (PWR) plants in the United States」，因此提出 RAIMS-I-040，要求台電公司說明對照廠為何？其安全停機成功路徑邏輯圖(SPLD)為何？並以專有章節說明結果之異同。台電公司答覆參考電廠為 Shearon Harris，並檢附其 SSEL 清單。本會審查小組就國外參考電廠與核三廠做比較並提出說明。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證第三章及相關附件，另提出 MS-I-008、MS-I-011、MS-I-039、MS-I-041、MS-I-042、GA-I-004、GA-I-005、GA-I-006、MS-II-007、MS-II-008 及 MS-II-018 等項之 RAI，請台電公司澄清說明，針對相關項目再做檢視後，台電公司已視需要納入修訂報告之內容。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經由本會審查小組之審查結果，對於初步篩選應列入評估之機電設備清單共增加 45 項，經台電公司重新評估耐震力結果，均符合核三廠耐震餘裕要求，故總數目未增加，並已納入台電公司於 103 年 6 月 25 日提送之總結報告修訂版內容中。台電公司答覆說明經審查後可接受。

3.3 審查結論

(一) 成功路徑選擇基本假設

綜合以上敘述，EPRI NP-6041-SLR1 係屬美國核管會 Generic Letter 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 所述之方法論；核三廠建立安全停機成功路徑之步驟、建立之條件與假設等均與 EPRI NP-6041-SLR1 相同；對於兩串設備是否有不同廠牌問題，亦已平行展開清查並加以澄清。經審查委員與本會審查小組審查後，合理認為台電公司本章節報告內容可接受。

(二) 成功路徑選擇邏輯

經審查核三廠係依照 EPRI NP-6041-SLR1 執行安全停機成功路徑選擇，並依照其挑選設備原則執行 SSEL 組件清單之建置。本會審查小組提出有關安全停機成功路徑設備、需人為操作之閥、主要/備用路徑之獨立性、設備篩選原則、安全停機成功路徑邊界、國外電廠之比較等，台電公司答覆說明經審查後可接受，依審查結果所增加應列入評估之機電設備清單已納入已總結報告修訂版內容中。針對台電公司承諾核三廠於 6 月底前完成將安全停機成功路徑之應用修訂於程序書，並於 7 月底前完成模擬器訓練，將列入後續管制追蹤事項。經審查委員與本會審查小組審查後，合理認為台電公司本章節報告內容可接受。

綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 4 章 耐震餘裕地震需求

4.1 概述

計算核三廠結構樓層反應譜目的在於執行核三廠耐震餘裕評估時提供管線與設備地震輸入。計算範圍包括輔助/控制廠房(Auxiliary/Control Building)、圍阻體廠房(Containment Building)及柴油機廠房(Diesel Generator Building)等。

評估結構動力分析時包含土壤結構互制效應。核機冷卻水廠房(Component Cooling Water Building)為單層結構物，土壤結構互制效應不明顯，建物內設備使用耐震餘裕評估基準地震地表反應即可。緊急海水泵室(Emergency Pump House)為地下建物，土壤結構互制效應不明顯，建物內設備使用土層同高程反應即可。

評估基準地震選定方法

台電公司根據美國 NRC 文件 NUREG-1407 評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE) 的選定建議，RLE 的地表反應譜採用 NUREG/CR-0098[12] 中值岩石反應譜(Median Rock Spectra)，核三廠安全有關廠房地基直接落於岩盤上。最大地表加速度(PGA)依據 USNRC SRM to SECY-93-087 定為 1.67 倍之設計地震地表加速度， $1.67 \times 0.40g = 0.67 g$ 。

設計輸入

1. 地震反應譜：採用 NUREG/CR-0098 中值(50%)岩石反應譜，5% 阻尼比。
2. 最大地表加速度：水平方向： $1.67 \times 0.40g = 0.67 g$ ；垂直方向： $2/3$ 水平方向 = $0.45g$ 。

3. 結構模型：台電公司所提報告結構動力模型為核三廠設計基準模型，含以下三組模型。
- 輔助/控制廠房(Auxiliary/Control Building)
 - 圍阻體廠房(Containment Building)
 - 柴油機廠房(Diesel Generator Building)
4. 土壤性質：根據核三廠貝泰(Bechtel)開挖圖 C-ZZ-003 及 C-ZZ-004，核三廠地面高程 99 呎，所有安全有關廠房建廠皆開挖至岩盤。根據核三廠 FSAR Appendix 2A 岩盤材料性質如表二、表三：

表二：小應變岩盤材料性質

岩盤深度 (呎)	剪力波速 V_s (呎/秒)	Poisson 比	剪力模數 G (ksf)	單位重 (pcf)
All	1,850	0.4	13,286	125

表三：土壤結構互制輸入土層小應變材料性質

土層	土層頂端高 (ft)	厚度 (ft)	剪力模數 (ksf)	單位重 (pcf)	Poisson 比
1	99	11	13286	125	0.4
2	88	14	13286	125	0.4
3	74	3.25	13286	125	0.4
4	70.75	11.75	13286	125	0.4
5	59	20	13286	125	0.4
6	39	40	13286	125	0.4
7	-1	50	13286	125	0.4
8	-51	50	13286	125	0.4

9	-101	50	13286	125	0.4
10 (halfspace)	-151		13286	125	0.4

分析方法

核三廠輔助/控制廠房、反應爐廠房及柴油機廠房均為鋼筋混凝土結構，由於重量可觀且基礎埋入土層中至岩盤，又加上基礎岩盤並非硬質岩盤，因此執行結構動力分析時必須考慮土壤結構互制效應。土壤結構互制分析步驟如下：

1. 產生與評估反應譜相符合之加速度歷時 (SpectraSA 程式)
2. 執行廠址土層動力分析以決定強震時土壤材料性質 (SHAKE 程式)
3. 計算土壤動力勁度或阻抗函數(Impedance Function) (SUPELM 程式)
4. 計算 Kinematic Interaction 相容之輸入歷時 (KINIT 程式)
5. 計算結構動力特性，包含各模態頻率及振形 (GTSTRUDL 程式)
6. 組合土壤與結構聯合模型，執行土壤結構互制分析 (EKSSI 程式)
7. 計算樓層反應譜 (SpectraSA 程式)

得出地震反應譜之後，使用 SpectraSA 電腦程式建立地震歷時步驟如下：

1. 根據 Random Vibration 理論估算 Ensemble Power Spectral Density (PSD) Function
2. 建立 Random Phase Angles
3. 利用反向傅氏轉換產生地震歷時
4. 依據 Random Vibration 理論反推的地震歷時為穩態反應，其強

度在整個時間區間相當，但實際地震的強度為逐漸增大，然後進入穩態時段，最後逐漸減小。因此必須加以修正，修正方法為將地震歷時乘上時間窗，包含揚升時段、穩態時段與下降時段。本報告時間窗是依據 ASCE 4-98[1]，TABLE 2.3-1。

5. 計算地震反應譜
6. 比較計算反應譜與目標反應譜
7. 修正 PSD，重複步驟 3 至 6 直到收斂為止

執行土壤結構互制分析時，需要輸入與評估反應譜相符合之加速度歷時。台電公司報告說明加速度歷時符合 USNRC NUREG-0800, Standard Review Plan (SRP) 3.7.1, Revision 3, Option 1, Approach 2 [13](單組加速度歷時)。

設計基準地震標高通常定義在建廠時「開挖後」之地表，即岩盤頂部。耐震餘裕評估基準地震作用在「開挖後」之岩盤頂部。

計算內容

1. 建立時間歷程：

耐震餘裕評估基準地震根據 NUREG/CR-0098 中值岩盤反應譜。評估基準地震反應譜控制點頻率與反應譜放大係數見表四。評估基準地震反應譜應用時水平地震乘以 0.67，垂直地震乘以 0.45。台電公司報告說明由以上定義之耐震餘裕評估基準地震，使用 S&A 電腦軟體 SpectraSA 產生加速度歷時，所產生之歷時符合 SRP Section 3.7.1, Rev 3 規範。總計產生三組獨立之加速度歷時，可同時使用於三個地震方向。

表四：NUREG/CR-0098 控制點頻率與反應譜放大係數(1g PGA)

	地表 最大值	中值 5%阻尼 放大係數	反應譜 最大值
加速度(g)	1	2.12	2.12
速度(in/s)	36	1.65	59.4
位移(in)	20.1	1.39	28.0
頻率控制點：			
最大位移與速度交點			0.338 Hz
最大速度與加速度交點			2.19 Hz

2. 強震下土壤性質：

實驗顯示強震下基礎土壤因應變而弱化，台電報告使用電腦程式 SHAKE91 計算強震對土壤性質之影響。廠址土層包含基礎岩盤。

SHAKE 計算水平土層受強震時之動力反應，由應變值求出弱化後之剪力模數及阻尼比，此步驟需重覆進行直至收斂為止。土壤隨動力變形而弱化由兩條曲線表示，一條代表剪力模數與應變的關係，一條代表阻尼比與應變的關係。

耐震餘裕評估時需考慮土壤性質之不準度，根據 ASCE 4-98，土壤結構互制分析考慮以下三組土壤性質：

- 最佳估計值(Best Estimate)，見表五
- 上限值(Upper Bound)，剪力模數乘 1.5 倍
- 下限值(Lower Bound)，剪力模數除 1.5 倍

SHAKE 分析時，耐震餘裕評估基準地震控制點皆置於岩盤頂上，在收斂後，大應變土壤性質見表五。

表五：大應變最佳估計土壤性質

土層	剪力模數 (ksf)	阻尼比 β	剪力波速 (ft/sec)	修正後 Poisson 比
1	12,828	0.010	1,818	0.404
2	12,192	0.014	1,772	0.410
3	11,976	0.015	1,756	0.412
4	11,734	0.016	1,739	0.414
5	11,390	0.018	1,713	0.417
6	10,976	0.021	1,681	0.420
7	10,680	0.023	1,659	0.423
8	10,551	0.024	1,649	0.424
9	10,437	0.024	1,640	0.425

3. 土壤阻抗函數：

土壤結構互制分析所需之基礎動力勁度由電腦程式 SUPELM 計算。SUPELM 是土壤結構互制分析程式 EKSSI [3]之一部分，此程式計算土壤阻抗函數(Impedance Function)時將基礎簡化為剛性之圓盤，台電公司報告中說明此簡化已證實對結果影響不大。

為了計算土壤阻抗函數，SUPELM 針對最佳估計、下限及上限土壤性質在水平方向、垂直方向及扭動(Torsion)方向各執行一次。KINIT 為 SUPELM 附屬程式，用來計算 EKSSI 所需之地震輸入。

4. 結構動力模型：

核三廠各安全有關廠房之相對位置為互相獨立，基礎樓層之間留有縫隙並填充軟性材料。各廠房結構之間基本上相隔 1 英尺。土壤結構互制分析不考慮廠房與廠房之互相影響。

所有設計基準結構動力模型均重新輸入並轉換為 GT STRUDL 模型，轉換之模型在使用前需經過驗證，所有水平模型與垂直模型模

態頻率皆做比較，台電公司報告表示結果證實轉換之模型與原始模型一致。報告中亦列出核三廠各廠房設計基準結構動力模型。

5. 土壤結構互制分析：

台電公司報告說明土壤結構互制分析使用電腦程式 EKSSI。該程式係由美國麻省理工學院(MIT)教授 Eduardo Kausel 於 1980 年代發展成功，在美國核能界已使用多年。EKSSI 之輸入包含：

- 節點座標及質量
- 結構模態〔堅硬地盤〕，包含頻率及振態
- 結構阻尼比(7%)
- 土壤阻抗函數
- 加速度歷時輸入

6. 樓層反應譜：

土壤結構互制分析軟體 EKSSI 產生各樓層反應加速度歷時。使用 SpectraSA 計算並包絡樓層反應譜，包括了土層性質變化。計算包含所有耐震餘裕所需之樓層反應譜圖，包括 1%、2%、3%、4%、5%、7%及 10% 阻尼比，東西、南北及垂直向，圍阻體廠房水平反應譜可以應用在東西向或南北向。

4.2 審查情形

經審查委員審查發現台電公司於 103 年 1 月 24 日審查會議簡報說明中提到，建立地震歷時使用電腦軟體 SpectraSA 產生三個方向一組之加速度歷時，以包絡評估基準地震。一般而言，使用同一方向很多組加速度歷時進行反應譜分析後才需要取包絡線。例如，核一評估總結報告說明，為產生與反應譜相符之加速度歷時。兩者說法顯然有所不同，審查委員提出 RAI-I-4，要求台電公司再確認“取包絡線評

估基準地震”說明是否有誤；若經確認需要取包絡線，也請說明包絡線之取法，與提供相關規範之內容以供進一步判斷是否適當。台電公司回覆澄清包絡有不同方法。產生人工合成地震歷時，採包絡相應之反應譜，與包絡不同地震歷時而得之反應譜是不同的。而反應譜包絡準則定義於美國核管會 Standard Review Plan 3.7.1, Rev. 3, II. ACCEPTANCE CRITERIA, 1. Design Ground Motion, B. Design Time Histories, Option 1: Single Set of Time Histories。針對台電公司答覆內容，審查委員審查後認為目前房屋結構耐震評估所用地震紀錄數最少要求三組甚至以上。然而，本次核電廠耐震評估僅用一組，就目前一般結構工程師認知似顯然不足。因此，審查委員要求台電公司：(1) 提出設計法規依據與具體內容，以供進一步討論與確認相關分析之適正性。(2) 請繪出各廠各方向人造歷時的 5% 阻尼反應譜，與評估和補強反應譜作一比較。台電公司再回覆澄清說明美國 NRC 法規 SRP 3.7.1 允許使用一組人工地震歷時來分析，使用多組地震力的本意是想避免與結構頻率相近時地震強度會降低，所以在 SRP 3.7.1 中有規定須先檢核 PSD 來釐清在所有頻率帶中無明顯強度降低的現象發生才可使用，並提供各廠比較圖。對於前述答覆內容，審查委員進一步要求台電公司：(1) 提供 PSD 檢核例及說明；(2) Chinshan 反應譜圖旁 RLE RS 是否應更正為 RLE NS，另外對應之 PGA 值建議不要標示在圖上、視需要另外於報告中作文字說明。此外，就 Kuosheng 反應譜圖旁 KS-SSE，與其他圖之 RG1.60 是否相同提出說明與統一標示，以避免混亂。(3) 繪出各廠兩水平方向的人造地表加速度歷時，並比較之。台電公司再答覆澄清：(1) 修正有關先前人造歷時的回復敘述應予修正，根據 NRC SRP 3.7.1 Option 1 Approach2 所產生的人造歷時，並無 PSD 的要求。在 Approach2 中，對於使用 SPECTRASA 所

產生的人造歷時有 4 個檢核要求，本案所使用的人造歷時均滿足 4 個檢核要求。並依委員所提意見提出修改後之各廠反應譜比較圖，以及提出三個電廠之人造地表加速度歷時圖。台電公司答覆說明經審查委員審查後續提意見要求台電公司將相關文字、圖表說明及核一水平兩向採相同地震歷時之原因整理後一併反應於審查報告最終版；核一廠兩水平方向的人造地表加速度歷時相同，其原因為兩水平方向的尺寸和側向勁度配置完全相同，還是結構系統無扭轉耦合效應。台電公司答覆說明由於建築物是正方形且兩方向都接近對稱，所以兩方向都採相同地震歷時。台電公司將修訂報告內容，答覆說明經審查委員審查後可接受。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提出之報告修訂版中，將前述內容，包括增加核一水平兩向採相同地震歷時之原因與所使用人造歷時所符合檢核要求之說明，以及將核二、三廠所產生三組人造地表加速度歷時圖納入報告中。另外，委員建議台電公司於報告中將水平向與垂直向設計加速度反應譜與目標反應譜列入，台電公司於 7 月 9 日來函中依委員意見提出核一、二廠相關反應譜與核一廠三個地震方向之人造地表加速度歷時圖(核三廠原已列入報告)，並說明將列入總結報告修訂版，委員認為可接受，本項將列入後續文件修訂之追蹤事項。

以核一評估總結報告 113 頁為例，福島事件後以機率方法重新評估反應譜 GMRS，以及電廠現有安全停機反應譜 SSE，經比較若 SSE 完全包絡 GMRS 則不須進行下一步耐震餘裕評估更新，否則取兩者包絡線為 RLE 重新進行評估。審查委員提出 RAI-I-5，考慮恆春斷層調查工作仍在進行中，故核三廠目前重新評估所用的 RLE 仍可能不保守，故後續補強設計之作業時程與方法，建議審慎考慮後重新訂定之。台電公司澄清預計恆春斷層調查成果短期可能難有結論，甚至需

依 NTF 2.1 要求進入 SSHAC Level 3 的會議程序，約費時 2 至 3 年。因此台電公司擬先依 $RLE=1.67SSE$ 的評估結果，先進行補強。針對台電公司答覆內容，審查委員審查後認為依據第二次審查會議討論說明，核三廠 RLE 為 1.67 倍 SSE 再線性放大 7.5% 進行評估，補強是以 1.9 倍 SSE 為目標，台電公司回覆內容與討論內容明顯有落差。台電公司再回覆澄清說明 SMA 計畫之 RLE 更新為 $1.67 \times SSE$ 與新事證定值法之大值，核三廠之 RLE 由 $1.67 \times SSE$ 再線性放大 7.5% 後確認可包絡新事證定值法之頻譜，另以 1.9SSE 作為補強目標。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

由於 GMRS 已完成，審查委員提出 RAI-I-8，GMRS 完成後是否要配合 SPRA 再進行類似的分析，依據 GMRS 初步分析，核三廠之反應譜明顯高於初步設定之 RLE，即 $1.67 \times 0.4g = 0.67g$ 之反應譜，本 SMA 計劃是否仍照 $RLE=0.67g$ 之反應譜進行。台電公司答覆澄清核一、二、三廠之 RLE 取 $DSHA+1\sigma$ 與 $1.67 \times SSE$ 較大者來進行 Outliers 篩選，並作為補強最低目標，即核一廠以 $1.67 \times SSE$ 再線性放大 2% 之頻譜，核二廠採用 $1.67 \times SSE$ 之頻譜，核三廠則取 $1.67 \times SSE$ 再線性放大 7.5% ($0.72g$) 之頻譜。針對台電公司答覆，審查委員要求台電公司依地震危害度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議決議事項第 1 項，提出 RLE 與其訂定基礎，並就所提現階段補強採用頻譜再補充說明其訂定基礎與合理性。台電公司再答覆澄清 RLE 訂定基礎係依據美國 NRC 文件 NUREG-1407 評估基準地震的選定建議，RLE 的地表反應譜可採用 NUREG/CR-0098 中值岩石反應譜，及 USNRC SRM to SECY-93-087, Page 7, Item 17: “The Commission approves the use of 1.67 times the Design Basis SSE for margin-type assessment of seismic events”。故新事證之危害度評估完成前先採用 $1.67 \times SSE$ 做為 SMA 之評估基準地震(RLE)。現階段 RLE 則採用 $1.67 \times SSE$ /新事證定

值法地震危害度分析結果加一保守度之大值進行評估篩選，故核一、二、三廠之 RLE 分別為 0.51 g、0.67 g、0.72 g。核一、二、三廠之設計補強分別採用 1.6×SSE、1.6×SSE 及 1.9 倍 SSE 原 FSAR 設計反應譜。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

審查委員提出 RAI-I-9，要求台電說明 GMRS 反應譜其對應的回歸期取多少年。台電公司答覆說明 GMRS 乃根據美國核管會 Regulatory Guide 1.208[16]而發展，回歸週期基本上採 10,000 年，視危害度曲線特性而定，也可能提高至 100,000 年。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。針對 GMRS，台電公司將於經 SSHAC 會議確認後再另案提出，本案並未採用。

當產生與 RLE 反應譜相符之人工地表加速度時，若三方向加速度歷時獨立產生，並不符合三方向地震紀錄的真實現象，以此輸入進行三維動力分析和計算樓層反應譜，結果可能不保守，審查委員提出 RAI-I-11，要求台電公司就其對 SMA 之影響如何提出說明。台電公司答覆澄清雖然三方向加速度歷時獨立產生，但三維動力分析和計算樓層反應譜時三方向同時動作。另人造歷時根據 SRP 3.7.1 產生，如同 RAI-I-4 之回覆說明。關於兩個彼此正交運動之潛在相關性效應的問題：為了保證保守，當組合不同地震方向，對於不同方向取絕對值相加作法，假設 Z 為垂直向，最大地震分別用於 X 向及 Y 向，針對兩種情況(|X| + |Z| and |Y| + |Z|)之大值進行設計，較現代之分析已採用同時三方向之輸入，各向之反應可採 SRSS 進行組合，這種作法是可接受的，因為最大地震已同時作用於兩個水平向。在三向歷時分析時三方向歷時被同時作用（詳 SRP 3.7.1 Page 3.7.1-9），各歷時各為獨立（互不相關），其中彼此垂直之歷時的相關性需小於 0.16，此效應也約等同 SRSS。對於台電公司答覆，審查委員續提意見，要求就(1)真實

地震紀錄三個方向最大值和強動發生時機會很接近，獨立產生的人造地表加速度歷時無此特性，所得土層特性參數和樓層反應譜會不保守，以 100-40-40 方法產生的地震需求亦然；(2)回歸期超過 1 萬年反應譜所對應的地震規模在 6、7 以上，真實地震紀錄的總延時可長達 70 秒，為何人造地表加速度歷時的總延時只取 25 秒；(3)垂直向和水平向反應譜的比例關係已重新檢討，為何不需重做 SSI。台電公司答覆澄清：(1)「相同的地震在兩個水平方向同時發生」的假設是保守的，美國 NRC 接受因為兩個水平方向產生的 SRSS 反應。(2)人造地表加速度歷時的總延時，台電公司答覆為參考 ASCE 4-98 表 2.3-1 建議的強動延時(strong motion duration)。(3)在 SSI 分析中，垂直地震假設為垂直向上傳遞的壓力波，土壤性質的弱化只受剪力波影響，不受壓力波影響，所以實質上垂直的反應可假設為線性。審查委員續提意見：人造地表加速度歷時的強動延時若取 20 秒，原先耐震餘裕分析的 HCLPF 稍高於 RLE 的設備，其結果是否不變？台電公司以核一廠為例澄清強動延時 13 秒與 20 秒之樓層反應譜比較，無顯著差異，對分析結果影響不大。台電公司答覆經審查委員審查後續提出強動延時 13 秒與 20 秒之樓層反應譜因在同一最佳評估地層參數(BE)下，執行擬線性土壤與結構互制分析(SSi)而得，故無顯著差異。不同延時的人造地表加速度歷時非線性土壤與結構互制分析所得的地層參數應有差異，或許會造成樓層反應譜的顯著差異。爾後因應土壤參數的更新，再進行非線性土壤與結構互制分析時，宜考慮不同延時人造地表加速度歷時對擬線性地層參數和隨後樓層反應譜之影響。台電公司答覆說明重新計算樓層反應譜(FRS)來比較時，SSI 已經考慮使用 SHAKE 計算土壤弱化(soil degradation)，沒有顯著差異的原因可能是土壤弱化接近水平或輸入地表反應譜接近土壤結構點。台電公司答覆

說明經審查委員審查後可接受。

對於若土層動力特性已進入非線性，計算結構系統之振態頻率和振形的意義為何，審查委員提出 RAI-I-12 要求台電公司澄清，台電公司答覆說明在 SSI 分析中，地震作用下之土壤變形可進入非線性。強震下之土壤性質乃根據震動變形大小決定。SSI 之分析結果是依等值勁度及調整阻尼值計算之等值線性結果。另於第二次審查會議討論說明，一般工址耐震設計考慮垂直向地震與水平向地震之振幅強度比 (V/H) 取 2/3，但核三廠經調查應改用 1.0。目前 SSI 分析是用等值線性法進行，審查委員要求台電公司說明核三廠 SSI 分析是否因此要重新進行才合理。台電公司答覆說明在 SSI 分析中，垂直地震假設為垂直向上傳遞的壓力波，土壤性質的弱化只受剪力波影響，不受壓力波影響，所以實質上垂直的反應可假設為線性。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

SMA 計畫可接受之結果是 plant HCLPF 之 fragility 大於 plant RLE，由於核一、二、三廠在考慮新事證的地震危害度分析中引用之若干斷層參數結果尚有疑義，本案所用之 RLE 保守性仍待釐清，因此，審查委員提出 RAI-I-13 要求台電公司澄清。台電公司答覆說明現行 SMA 評估是否符合 full scope 的要求，依 NUREG-1407 的規定來看，所做的 SMA 符合 full scope 的要求。對於台電公司答覆，審查委員續提意見，第二次審查會議中所提的 SMA full scope，非指 NUREG-1407 所指之 full scope，詳如 USNRC JLD-ISG-2012-04 section 4.2 SMA Scope Issues。台電公司再答覆澄清其於 3 月 20 日第二次審查會議中所提 SMA full scope 非屬委員所指 JLD-ISG-2012-04 section 4.2 之 full scope，為避免混淆，未來將避免採用” SMA full scope” 用詞。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

審查委員提出 RAI-I-16，要求台電公司說明各核電廠 plant fragility(應包含：median value、beta R、beta U、HCLPF)如何決定與其採用之 methodology 依據，及各核電廠最終進入篩選的 SSC (Structure、System、Component)清單為何。台電公司答覆說明電廠整廠的易損性無法由現階段的 SMA 求得，現有的 HCLPF 是依 EPRI NP-6041-SLR1 的方法計算，它是考慮一定破壞機率下的保守考量。若依現有 EPRI 的 SMA 方式考量電廠整廠的耐震度，則在所有未通過篩選者進行補強改善後，三座電廠的 HCLPF 分別為 0.5g, 0.67g, 及 0.67g，而依照 EPRI 報告 TR-103959，耐震度計算為 Median Fragility = 2.1 CDFM HCLPF， $\beta_c = 0.4$ 。對台電公司答覆，審查委員針對台電公司於 3 月 20 日審查會議簡報中說明各廠之補強反應譜，其中核一/核三的補強反應譜 ZPA 值是 $0.5 \times 1.02 = 0.51g$ 及 $0.667 \times 1.075 = 0.72g$ ，因此要求台電公司再澄清所回答之 0.5g 及 0.67g 是否正確，並確認所回復之數值及是否所有 SSC 的 median fragility 都假設等於 2.1 乘以其 HCLPF。台電公司答覆說明本計畫之 RLE 須更新為 $1.67 \times SSE$ /定值法之大值，故將核一、三廠之 RLE 再提增 2.3%及 7.5%至 0.51g 及 0.72g。至於 HCLPF 該假設僅為初步粗略的估計，為了獲得更準確的測試值，可參考 TR-103959 第 4 節所提方法：approximate second moment approach、Monte Carlo Simulation 都可以使用。台電公司並說明若 $\beta_c = 0.4$ ，則 Median Fragility = 2.1 CDFM HCLPF 之公式正確，可直接由 HCLPF 轉換得到 Median Fragility。並說明 SMA 採用 CDFM 之 HCLPF₈₄ 為 84%非超越機率，與 SPRA HCLPF₅₀ 為對應於中值不同。台電公司答覆說明經審查委員審查可接受。

由於樓層反應譜 ISRS 之產生為 SMA 工作之重要項目之一，審查委員提出 RAI-II-6，要求台電公司就土壤及結構 model 及所採

damping 值與設計分析之差異簡要說明之，並以一圖例說明本案所產生的 ISRS 與 FSAR 所載之 floor response spectrum 之差異。台電公司提出核一廠聯合廠房、核二廠控制廠房與核三廠控制廠房之反應譜比較圖，包括相同與不同 damping ratio 比較之反應譜，台電公司答覆內容經審查委員審查可接受。

針對總結報告第四章土壤結構互制分析之參數，審查小組提出 RAI-KS-I-015 請台電公司補充說明(1)因應核二廠土層特性最新地質鑽探結果所作之後續分析與評估；(2)具體工作項目(含同行審查)與時程規劃；(3)確認是否需重新進行土壤結構分析與各樓層反應譜分析；(4)確認其結果是否影響目前核二廠所提報的 outliers 清單。台電公司澄清說明(1)/(2)目前 SMA 耐震評估準則是依 1.67SSE 及定值法來篩選，並處理篩選未通過之設備補強措施；另國震中心 peer review 所提土壤效應重新評估，台電公司會另行辦理，本階段暫不作處理。(3) SMA 係依據 FSAR 土壤參數進行評估，不須考慮最新地質鑽探結果。台電公司於 4 月底請國震中心進行同行審查時，亦將要求國震中心現階段按此辦理。(4)因 CR-0098 岩石中值反應譜已包絡定值法及 GMRS，因此 outlier 清單差異估計應不致太大。針對台電公司答覆審查委員續提意見(1)台電公司所述「本階段暫不作處理」應有充足的理由；(2)若現階段台電公司認為確有另案辦理之必要，則應提出具體事由，併附工作項目(含同行審查)與未來時程規劃；(3)國震中心乃扮演同行審查角色，台電公司不應對其要求如何；(4)是否影響目前核二廠所提報之未通過篩選清單或補強清單，仍應有具體分析結果佐證。台電公司答覆澄清(1)/(2)/(4)核二廠唯一被認可的設計基準，是根據建廠時土壤鑽探的結果來訂定，此設計基準業經核准在案，SMA 評估亦是以此參數為基礎，新鑽探結果需進一步確認。(3)國震中心

進行同行審查依合約辦理，即 SMA 係依據 FSAR 土壤參數進行評估，不須考慮最新地質鑽探結果，現階段按此辦理審查。審查小組續提意見要求台電公司依照 SMA 第四次審查會議決議事項，儘速就同行審查意見要求對依新土壤(地層)參數進行分析部分提出辦理結果。台電公司之後於 103 年 6 月 25 日來函提送之總結報告修訂版中新增第十三章中說明新土壤參數分析結果，包括廠址地層參數、新地質調查結果與原終期安全分析報告剪力波速比較、依新地層參數經土壤結構互制分析(SSI)所得之新樓層反應譜與原終期安全分析報告比較，並依新樓層反應譜重新針對機電設備，以及電驛顫振部分再進行評估。其中新樓層反應譜業經台電公司委託國震中心所聘請之學者專家進行同行審查認為可接受。針對台電公司所提內容，委員與審查小組亦提出問題請台電公司澄清，台電公司答覆與辦理情形經審查可接受，對於依新土壤參數重新進行土壤結構互制分析與樓地板反應頻譜分析，以確認是否有新增未通過項目與進行補強部分，其審查情形詳參本報告第 1、7、10 章。

本會審查小組提出 RAI MS-I-012，要求台電公司依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-1 之敘述，未來恆春斷層新事證若完成調查，如需要重新進行 SMA，則新事證資料需納為 SMA 報告之附件。台電公司承諾辦理，本會審查小組無進一步意見。

4.3 審查結論

台電公司所提耐震餘裕評估作業報告第四章耐震餘裕地震需求說明評估基準地震(RLE)選定方法、設計輸入、分析方法和計算內容，並提供所有耐震餘裕所需之樓層反應譜圖，經審查內容皆依據 NRC 文件且符合 EPRI NP-6041-SLR1，針對核三廠新土壤參數分析結果重

新評估需增修訂列入總結報告乙項，將列入文件修訂之後續管制要求追蹤事項。綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 5 章 耐震餘裕篩選和現場耐震巡查

5.1 概述

本章依美國 EPRI NP-6041-SLR1 第二章之步驟四「系統及組件選擇巡查 (Systems and Element Selection Walkdown)」及步驟五「現場耐震巡查 (Seismic Capacity Walkdown)」進行耐震餘裕篩選和現場耐震巡查。

台電公司執行核三廠耐震安全餘裕評估計畫，其耐震巡查團隊成員均擁有碩士以上工程學歷，以及五年以上核能電廠相關工程經驗，且均已完成 Seismic Qualification Utility Group (SQUG 耐震驗證公用設施) Walkdown Screening and Seismic Evaluation 以及 IPEEE Add-On 訓練課程。

台電公司核三廠耐震安全餘裕評估計畫經篩選後可得耐震巡查設備清單共計 348 項。台電核三廠現場耐震巡察分為二階段進行，第一階段於 2012 年 5 月間，正逢一號機大修期間。第二階段於 2012 年 6 月間，期間二座機組均為運轉中狀態。第一次階段巡查包含圍阻體內設備、在運轉狀態下無法開啟檢視的重要電氣設備等，第二階段耐震巡查包含廠區大部分可進入之區域以及第一階段未包含的設備。耐震巡查工作主要係針對一號機進行，二號機耐震巡查時主要進行確認工作並找出與一號機之顯著差異處。

台電公司報告亦說明核三廠配有兩座完全相同的機組，耐震巡查工作主要針對一號機進行，二號機耐震巡查時主要為進行確認工作並找出顯著差異處，巡查的結果並未發現兩座機組顯著差異處。設備 HCLPF 計算則根據其設備分類、所在位置、錨定方式及螺栓或焊道分佈方式進行分組。在同一組的設備中，則利用挑選出耐震容量判定為最低的設備進行分析，該設備定為該組設備的主容量控制設備。

如前述，所有設備均需進行功能性評估。設備本身支撐固定的評估亦需進行，但其中有 62 個小型固定於牆面的壓力計及液位計，由於其重量極輕且經檢查後具有充足強度的固定，因此予以篩選剔除。另有 39 個 AOV，58 個 MOV、6 個溫度計以及 6 個 HVAC Dampers 皆屬於 in-line 元件，並無錨定評估需求，列為 Not Applicable (NA)。表六與表七分別為核三廠土建結構與被動元件之 HCLPF 值。

表六：核三廠土建結構 HCLPF

廠房	HCLPF	破壞模式
圍阻體	1.22 g	西南方蒸汽生器區間牆(100' to 148')底部彎矩破壞
輔助-控制廠房	0.78 g	東西向剪力牆剪力破壞
柴油發電機廠房	0.79 g	西側 100 呎至 110 呎之南北向剪力牆平面內彎矩破壞
核機冷卻水廠房	1.90 g	東側之南北向剪力牆平面內彎矩破壞
緊急海水泵室	1.45g	南側側底層東西向剪力牆剪力破壞

表七：核三廠被動元件 HCLPF

項目	HCLPF	主要破壞模式
NSSS 主要冷卻系統	Screened	
NSSS 支撐基礎	1.22 g	蒸汽產生器區間牆之橫向支撐梁過應力
反應爐內部元件	1.22 g	保守的採用 NSSS 支撐基礎的 HCLPF
控制棒驅動組件	1.07 g	切線向拉桿過應力

支架		
控制室天花板	1.32 g	地震防擺支撐螺栓剪力破壞
Cable trays and conduits	0.74 g	側撐元件應力超出容許值
HVAC ducting and supports	1.96 g	側撐元件挫屈
管線系統	0.88 g	初步評估結果

5.2 審查情形

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，依 EPRI NP-6041 page 8-3 提出 RAI GA-I-007，指出報告需有 Seismic Spatial Systems Interaction 段落，故要求台電公司說明：(1)核三廠如何確認沒有系統(或設備)間互相影響之情形。(2)是否有非耐震 1 級設備鄰近耐震 1 級設備之情形。(3)是否有 EPRI NP-6041 page 2-26 所述之廠務管理不良、未固定之氣瓶、未固定之重型設備、水槽耐震支撐不足、管路有弱點等，並要求補充納入 SMA 報告專有章節內說明。台電公司答覆說明篩選評估工作表 (Seismic Evaluation Work Sheet, SEWS) 之檢核項目有檢核系統或設備互相影響的情形，廠務管理不良者亦均列舉於 SEWS 中，並開立 CAP 後續處理。本項台電公司已澄清說明，並提出報告更新之做法。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI GA-I-012 要求台電公司進一步說明對管線系統之現場巡查情形，並提供巡查紀錄備查。台電公司說明依據 EPRI NP-6041 Section 2 及 Section 5，針對代表性管線進行選取性目視檢查，評估是否有潛在的管線整體性破壞掉落可能

性，而 EPRI NP-6041 Appendix F 對管線、廠房穿越管、系統互相影響仍有相關的巡查重點說明。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明之（四）土建結構時，提出 RAI GA-I-014 請台電公司比較說明核一、二、三廠土建結構在本次評估之 HCLPF 值與過去電廠曾經進行過 PRA 分析之 HCLPF 值，並詳細補充說明造成這些差異的具體原因。台電公司澄清說明地震 PRA 係採用的耐震能力及對應的隨機不確定度與知識不確定度評估風險，故在評估廠房耐震力時主要計算上述參數，並未引用 HCLPF 評估風險，須另外轉換 HCLPF 值。SMA 方法係依據 CDFM(Conservative Deterministic Failure Margin)方式評估耐震力，經於現場巡查與設計規範等資料直接評估 HCLPF 值，並非計算 A_m 與 β_r 與 β_u ，故在方法與目標上不同於 SPRA，且核三廠黃皮書 PRA 係引用過去英文版 PRA 評估報告(核三 1987 年出版)，由於相關耐震力計算書已無法查證，故 SMA 與黃皮書之 SPRA 耐震力之差異難以比較。審查小組查證台電公司問題答覆，要求台電公司進一步從評估方法上或學理上論述採用不同評估方法計算同一棟建築結構物 HCLPF 值，有所差異的詳細原因。台電公司再提出說明，估算 A_m 、 β_u 、 β_r 及 CDFM 數值時均含有誤差，因此由 PRA 及 SMA 方法分別計算之 HCLPF 不會相同。台電公司現正進行 SPRA 更新計畫，屆時將可依據現行最新技術要求評估，更適切且較符合現況之耐震力，將有利比對兩項耐震力評估方法差異與不同。台電公司答覆說明經審查後可以接受，惟未來 SPRA 提出後，台電公司應對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並研擬含補強之相對應對策，本項將列入後續管制要求事項。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI GA-I-015 要求台電公司：(1)本案在本會執行文件審查與現場視察時，發現電廠人員對設備篩選、現場巡視及計算分析等並不熟悉，現階段對於 SMA 相關資料和計算分析書等基礎品保文件之保存並不完整，請檢討並儘速建置相關品質文件保存作業。(2)依台電公司於 103 年 4 月 7 日來函提出之各廠耐震餘裕評估設備篩選未通過處置報告內容，其採行 RLE 與篩選未通過清單已有變更，請於審查確認後提出 SMA 報告修訂版。台電公司答覆表示：(1)將安排辦理「SMA 設備篩選、現場巡視」之教育訓練，以提升尚未熟悉人員對作業之熟悉度，並於 103 年 12 月 31 日前完成。計算分析部分將請駐廠顧問公司提供電廠支援，並將依核三廠程序書 1106.02 規定，把顧問公司提供之耐震餘裕評估(SMA)各次成果報告(定稿版)和計算分析書等基礎品保文件，納入核三廠管制，並於 103 年 9 月 30 日前完成，本項承諾時程將列入後續管制追蹤事項。(2)有關採行 RLE 與篩選未通過清單之變更，已於進版時予以新增。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-013 要求台電公司提供本次耐震巡查團隊 (SRT) 成員學經歷資料，以證實 SRT 成員資格符合 EPRI-NP-6041 之要求。台電公司說明有關耐震巡查團隊 (SRT) 成員學經歷資料，可參考 SMA 總結報告附件五 Resumes of Seismic Walkdown Team。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-014 要求台電公司說明耐震巡查準備應針對結構圖、設備列置圖、耐震設計基準或特

殊事項等之查證結果進行說明。台電公司已答覆說明，並將補充於 SMA 總結報告第五章之（二）耐震巡查準備和初步篩選，已提出更新報告之做法。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-015 要求台電公司提供耐震餘裕巡查之執行清單，包括日期（時間）、巡查目的、巡查項目等。台電公司答覆說明耐震巡查團隊（SRT）共計執行 1 次的初步現場巡查（Preliminary walkdown）及 2 次的耐震巡查（Seismic walkdown）；耐震巡查項目為 SMA 總結報告表九上之所有項目，巡查日期則記錄於 SMA 總結報告附件六之 SEWS（Screening Evaluation Worksheet）清單中。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-016 要求台電公司補充耐震餘裕巡查程序之概要說明。台電公司答覆說明於進行耐震餘裕巡查前召開起始會議，說明巡查目的、團隊組成、聯絡人員，以及巡查團隊事前研讀電廠文件圖面等。本項要求台電公司將此說明補充於 SMA 總結報告第五章之（三）耐震餘裕巡查，已提出更新報告之做法。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-017 要求台電公司再補充說明進行哪些現場巡查，以及歷次之主要工作內容。台電公司答覆說耐震巡查團隊（SRT）共計執行 1 次的初步現場巡查（Preliminary walkdown）及 2 次的耐震巡查（Seismic walkdown），耐震巡查項目為 SMA 總結報告表九上之所有項目，巡查日期則記錄於 SMA 總結報告附件六之 SEWS（Screening Evaluation Worksheet）

清單中。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-018 要求台電公司澄清說明哪裡是「乾井」區。台電公司答覆表示「乾井」為「圍阻體」之筆誤，進版時會予以修訂。本項台電公司已澄清說明，並已提出更新報告之做法。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-019 要求台電公司提供核三廠 SMA 使用之條款內容。台電公司答覆說明該條款內容係 EPRI NP-6041 Appendix F 中 SEWS (Screening Evaluation Worksheet) 記載各設備之檢查項目。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查說明時，提出 RAI MS-I-020 要求台電公司說明：納入 SSEL 之設備是否有未進行現場巡查之項目？若不進行現場巡查，請說明篩除作業如何執行及篩除準則為何？本項答覆與 RAI 編號 MS-I-008 相同。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

本會審查小組亦抽查共 12 項結構或組件之 HCLPF 計算書，以了解其評估分析情形，抽查之計算書如下表，抽查結果共提出 RAI-MS-I-022、024、028、RAI-MS-II-002~004，請台電公司澄清，各項 RAI 之審查情形分述如下。

項次	計算書編號 (CAL)	分析內容
1	003	輔助-控制廠房
2	005	柴油發電機廠房
3	009	風扇及空調單元

4	010	電池組
5	011	馬達控制中心
6	011	配電盤
7	012	熱交換器
8	013	控制盤面
9	015	泵
10	018	桶槽
11	020	進水口結構
12	021	電驛

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第五章有關計算書 11C4038-CAL-015，提出 RAI MS-II-002、MS-II-003 及 MS-II-004 要求台電公司提供核三廠在 NSCW 泵分析耐震能力計算所採資料之正確性及佐證資料，並須審查確認包括結構物及組件 HCLPF 分析過程之參數及假設。台電公司答覆說明做法，已提出更新報告之做法。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

本會審查小組於 103 年 4 月 14 日至 16 日於核三廠進行耐震安全餘裕評估現場查證，針對「餘熱移除」安全功能停機路徑所選之設備進行現場查證。經查 348 項耐震巡查設備皆依美國 EPRI NP-6041 附錄 F 建立篩選評估工作表（Seismic Evaluation Work Sheet, SEWS）。依循「餘熱移除」安全功能停機路徑設備之篩選評估工作表，於輔助廠房現場比對查證餘熱移除系統（BC）、輔助飼水系統（AL）、主蒸汽系統（AB）之泵、閥及熱交換器等，經查各篩選評估工作表之紀錄未有跟現場不一致之發現，且亦未發現有地震交互影響之問題。

經審查委員查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告，針對是否要有至少兩條安全停機成功路徑，任一路徑是否要由不相同的設備、儀器乃至系統所組成，亦即這兩條安全停機成功路徑是完全相互獨立的，提出 RAI-I-10，請台電公司說明。台電公司澄清說明：通常

主要及次要安全停機成功路徑是完全相互獨立的，某些共同管路及組件如果耐震度夠，是允許被納入安全停機成功路徑的。針對答覆內容，審查委員要求台電公司(1)列表統計各廠各條安全停機成功路徑的設備總數、兩條安全停機成功路徑的共同設備總數、不需耐震餘裕分析的設備總數和需補強的設備總數；(2)提供各廠各條安全停機成功路徑需耐震餘裕分析的設備其 HCLPF 的分佈圖。台電公司答覆提出設備篩選流程示意圖，核三廠各條安全停機成功路徑，主要路徑計 541 項設備、備用路徑計 582 項（總數：1089 項）及核三廠兩條安全停機成功路徑的共同設備總數 34 項。至於兩條路徑上之設備均已完成耐震餘裕評估，無不需經耐震餘裕分析的設備。核三廠需補強的設備總數為機械和電氣設備部份計 53 項，電驛顫振評估計 10 項。台電公司並應審查委員要求，提供電廠各條安全停機成功路徑經耐震餘裕分析的設備，其 HCLPF 稍高於 RLE 的個數，並提供最接近 RLE 的設備計算例，其中核三廠 HCLPF 位於 0.72 ~ 0.75 g 之組件有 14 組，其案例為 INVERTER A-1E-PQ-N001 功能容量之 HCLPF(=0.72g)。台電公司答覆說明經審查委員及本會審查小組審查後可以接受，惟建議台電公司於總結報告中列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、初步評估後通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕初步篩選但經再檢視(如收集資料)後 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數，台電公司答覆說明將列入總結報告修訂版中，本項將列入後續管制要求事項。

審查委員另認為並非直接以耐震度曲線估算 HCLPF，因此建議台電公司於總結報告適當章節列表說明各類設備 HCLPF 之計算公式，台電公司就 HCLPF 之計算方式提出說明，委員認為可以接受，本項將請列入總結報告修訂版中，並列入後續管制要求事項。

5.3 審查結論

本章經查耐震巡查團符合美國 EPRI NP-6041 人員資格要求，耐震餘裕巡查有依美國 EPRI NP-6041 附錄 F 建立篩選評估工作表，綜合以上審查結果，台電公司所提報告內容與對審查意見之答覆，經審查已就耐震餘裕篩選和現場耐震巡查提出適當說明。對於審查委員與本會審查小組審查意見與台電公司後續承諾辦理事項，包括(1)未來 SPRA 提出後，台電公司可對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並研擬含補強之相對應對策；(2)於總結報告中列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、初步評估後通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕初步篩選但經再檢視(如收集資料)後 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數；(3)於總結報告適當章節列表說明各類設備 HCLPF 之計算方式，將一併列入後續管制要求追蹤事項；(4)耐震巡查訓練與相關基礎文件納入核三廠品保文件管制部分，並應於 103 年年底完成其他耐震巡查訓練；相關評估基礎品保文件納入管制於 103 年 9 月底完成；將一併列入後續管制要求追蹤事項。綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 6 章 未通過篩選的相關設備評估

6.1 概述

台電公司所提報告顯示核三廠無法立即篩選排除而需執行進一步耐震評估的機電設備共計 348 項，其設備耐震餘裕評估主要考慮因素如下：

- 設備本身之耐震容量(functionality check)，不包含錨定或控制室天花板
- 設備錨定耐震容量
- 控制室天花板耐震容量

耐震容量主要以 RLE 的 PGA 值表示，最終整體的耐震容量則為上述各容量的最小者。

設備本身耐震容量

電氣和機械設備的耐震容量主要依據電廠耐震設計 SQDP 評估。因為 SMA 現場巡查僅考慮電廠設計，基礎錨定表面氧化並不會影響耐震功能。除非鏽蝕已造成材料損失，否則 SMA 現場巡查並不會特別指出。

設備錨定耐震容量

所有設備的錨定均已進行評估，除了以下設備：

- 附屬於管線系統上之設備 – 閥、溫度計和阻尼
- 設備具有顯著的錨定容量

6.2 審查情形

針對單一設備、儀器或乃至能達成安全停機成功路徑上之系統，

審查委員提出 RAI-I-7 要求台電公司說明如何計算其具有 0.5g 以上所規定 HCLPF 之耐震地表加速度，並提供較簡捷的理論分析方法並含有示範例說明計算的過程。台電公司澄清說明其評估程序及接受準則於 EPRI NP-6041-SLR1 第 6 章中充分解釋，並提供 HCLPF 計算方法及桶槽算例之簡短摘要。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對各廠各條安全停機成功路徑經耐震餘裕分析的設備，審查委員於 RAI-I-10 後續審查時，要求台電公司提供其 HCLPF 稍高於 RLE 的個數及最接近 RLE 的設備計算例。台電公司澄清說明核一廠 HCLPF 位於 0.5 ~ 0.55 g 之組件有 42 組(僅涵蓋錨定容量，功能性容量靠經驗法則篩選)；核二廠 HCLPF 位於 0.67 ~ 0.70 g 之組件有 22 組；核三廠 HCLPF 位於 0.72 ~ 0.75 g 之組件有 14 組。核一廠設備：MAIN CONTROL ROOM AIR HANDLING UNIT 錨定之 HCLPF(=0.53g)；核二廠設備：125V DC BUS 功能容量之 HCLPF(=0.67g)。核三廠設備：INVERTER A-1E-PQ-N001 功能容量之 HCLPF(=0.72g)。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

審查委員提出 RAI-I-15 要求台電公司於會議簡報時，以核一、二、三廠具代表性之某一結構、系統、組件(SSCs)為例，說明 fragility 之計算。台電公司答覆澄清有關 HCLPF 之計算例，台電公司並於 3 月 20 日第 2 次審查會議中就 HCLPF 之計算例進行說明。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對台電公司所評估的三個核能電廠安全停機的兩條成功路徑，審查委員提出 RAI-II-3 要求台電公司說明各廠的兩條安全停機成功路徑 HCLPF 值及其主要的控制因素為何。台電公司答覆澄清本計畫核一、二、三各採用 0.51g、0.67g、0.72g 作為評估基準地震(RLE)，

所篩出的 outliers：核一廠 Outliers：機械和電氣設備 22 項、電驛顫振 20 項及地震交互影響 34 項；核二廠 Outliers：機械和電氣設備 24 項、電驛顫振 90 項；核三廠 Outliers：機械和電氣設備 53 項、電驛顫振 10 項。未來經改善後，將再請承商進行各 outliers 之餘裕度計算，以確保電廠之 HCLPF 值將高於 RLE。針對台電公司答覆，審查委員要求台電公司明確答覆 RAI II-3，以了解此二路徑之 HCLPF 與 RLE 有多大的差距。台電公司再答覆澄清利用 EPRI SMA 方法篩出補強前主要及次要路徑的最低 HCLPF 分別為：核一廠主要路徑錨定容量 HCLPF=0.3g，次要路徑錨定容量 HCLPF=0.3g；核二廠主要路徑錨定容量 HCLPF 0.22g，次要路徑功能容量 HCLPF=0.46g；核三廠主要路徑功能容量 HCLPF=0.47g，次要路徑功能容量 HCLPF=0.47g。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對整廠的 HCLPF，審查委員提出 RAI-II-4 要求台電公司說明其定義為何，三個核能電廠其整廠的 HCLPF 為若干。台電公司答覆澄清因 SMA 不具“fault tree logic”，故並未具“全廠 HCLPF 值”，然可保守地將兩串安全停機成功路徑上最低 HCLPF 值視為“全廠 HCLPF 值”。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

核三廠之 RLE 之 ZPA 在垂直方向與水平等值(非 2/3)，審查委員提出 RAI-II-7 要求台電評估此修正對既有分析結果，尤其是重要 SSC 的 HCLPF 值影響，並做必要之修正。台電公司答覆說明在 SSI 分析中，垂直地震假設為垂直向上傳遞的壓力波，土壤性質的弱化只受剪力波影響，不受壓力波影響，所以實質上垂直的反應可假設為線性。審查委員續提意見(1)請台電依審查委員第三次審查會議之意見，修正回覆意見；(2)核三廠 SMA 設備篩選未通過項目處置報告摘要第 4 點說明，依垂直向與水平方向為 1:1 之反應譜重新評估增加 6 項

Outlier，經顧問公司複核後確認可滿足要求。請台電補充說明上述 6 項與各項修正前、後與最後確認之 HCLPF 值。台電公司應補充說明上述 6 項與各項修正前、後與最後確認之 HCLPF 值。台電公司再澄清說明(1)其所提「核三廠 SMA outliers 處置報告」內水平/垂直項反應譜之比已經採用 1:1；(2)台電公司提供 6 項 Outliers 修正前後之 HCLPF 值。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

核三廠 SMA 設備篩選未通過項目處置報告 31 頁第 4 項，初步評估 RLE 時桶槽側位移量判斷為 0.3”，顧問公司再評估為 5.77”。審查委員針對兩次評估結果差異，提出 RAI-III-2 要求台電說明原因與後續對應方法。台電公司澄清說明原先 0.3"滑動量的計算乃依據 NP-6041-SLR1 Appedix Figure C-21，不包括後來計算的垂直地震力。考慮垂直地震力的影響，則採用 ASCE 43-05 [2]Appendix A.1 規範，此 5.77”的滑動量，包含了 Appendix A.1 建議的安全係數 2.0。台電公司答覆說明經審查委員審查後，要求台電公司說明後續(補強)對應方法，並修訂報告。台電公司答覆說明目前桶槽之補強對應方法為在桶槽四周，設置直徑 1.2m 長度 15m 的場鑄基樁，CST 周圍設置 23 支直徑 1.2m 之場鑄基樁，RWST 周圍設置 17 支直徑 1.2m 之場鑄基樁，FOST 周圍設置 14 支直徑 1.2m 之場鑄基樁並配合支撐環樑及環基礎版，以補強水平側向支撐力，台電公司於 4 月初起即以 DCR 辦理上述工作，預定於 6 月底前完成補強。台電公司已修訂報告，答覆說明經審查委員審查後可接受。

針對台電公司所提各廠 SMA 設備篩選未通過項目處置報告，審查小組提出 RAI-GA-013 請台電公司提供 SMA 設備篩選未通過項目處置報告有關震動台測試報告與自然頻率測試與重評估結果之相關文件與台電公司內部品保審查文件。台電公司答覆澄清盤面自然頻率

測試，由台電公司修護處振研隊執行，依修護處品保要求，由修護處執行者確認及其上一級主管審查，測試儀器在有效期限內；執行過程由電廠電氣人員在現場執行確認。電驛顫振測試委由核研所進行震動台測試，相關測試依核研所品保程序進行。盤面自然頻率測試報告前已提供，提供核研所震動台測試報告。審查小組就台電公司答覆續提意見(1)請補充說明台電公司內部品保審查文件。(2)本項盤面自然頻率測試報告請依 RAI-MS-II-020 提出澄清。台電公司再答覆澄清：(1)相關自然頻率測試，對於敲擊點及量測方式，係顧問公司建議量測方式，並由修護處負責執行。至於結果審核程序，則依修護處品保要求，由修護處執行者確認及上一級主管審查，測試儀器在有效期間內；執行過程由電氣、品質人員在現場執行確認查證。(2)相關盤面已全數重測，並提供測試結果。審查小組就台電公司答覆續提意見請台電公司(1)補鏈之 forcing function vs frequency 圖，(2)FRF 是單次還是幾次敲擊之平均？(3)台電答覆是固定敲擊點及單點量測點；但”單點敲擊及單點量測”略顯不足，(4)此一共 19 個 cubic 聯結之大盤，依結構幾何形狀來看，其 fundamental frequency 可能是 front to back 而非 side to side。本項後續審查情形詳參本報告第七章 RAI-MS-II-020，台電公司答覆說明經審查後可接受。

本章送審查之報告有資料不齊情況、有部分項目之錨定容量或功能容量數值與 SMA 計算書所載數值不同，顯非定案版，台電公司須提出最終之處理做為之說明，本會提出 RAI MS-I-021、MS-II-019。台電公司已提出修訂報告，答覆說明經本會審查後可接受。

6.3 審查結論

綜合以上審查結果，台電公司所提報告內容與對審查意見之答

覆，經審查已就未通過篩選的相關設備評估提出適當說明，另有關電氣盤面自然頻率測試部份其結果，經審查可接受，詳參本報告第 7 章編號 RAI-MS-II-020。綜合審查委員與本會審查小組之審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 7 章 電驛顫振評估

7.1 概述

台電公司所提報告第 7 章說明電驛顫振評估之依據文件、評估方式與結果等，各項內容簡述如下：

電驛顫振評估

本耐震餘裕評估所選定成功路徑包含的設備和元件，有許多的功能性會因電驛顫振而影響，台電公司評估的準則主要根據 EPRI NP-6041-SLR1 第三章節及 ASME/ANS RA-Sa-2009 PRA 標準 Section 10-2 及 ASME/ANS RA-S-2008 addenda 等文件提供之準則進行。評估的準則主要為：

- 在選定系統及組件中，依電驛顫振動作後果，進行功能性評估。
- 顫振動作後果為不可接受之電驛，做地震容量評估。
- 功能性評估及地震容量評估，那一種評估最有效率優先執行。

電驛顫振評估結果

方法簡介：

電驛顫振評估主要根據 EPRI NP-6041-SLR1 第三章節及上述 ASME PRA 標準 Section 10-2 提供之準則進行。評估工作主要包括下列部分：

- 確認會造成系統出現突發或非預期動作的電驛
- 確認包含上述電驛的設備(cabinets/switchgear/MCCs, generally referred to as cabinets in this report)
- 決定電驛和設備的耐震容量
- 依據耐震容量對電驛和設備進行篩選

電驛清單建立：

電驛清單主要根據 PRA model 和 SMA SSEL，並配合現場巡查、

電路圖及其他相關文件建立。現場巡查主要為確認電驛形式及型號。

電驛耐震容量篩選：

電驛耐震容量主要根據 EPRI NP-7174-SL[11]報告之 generic equipment ruggedness information 及 EPRI 109309 [4]取得。電驛的震度需求則依據台電公司所提供 Stevenson and Associates 計算書 11C4038-CAL-021 所產生的 In-cabinet Response Spectra。

電驛系統功能性篩選：

台電公司作法為針對無法通過耐震容量篩選的的電驛再進行功能性篩選，主要目的為過濾那些即使發生電驛顫動，系統安全功能仍不會被影響的電驛。

需運轉人員動作的電驛：

有些耐震容量不足且無法通過系統功能性篩選分析之電驛強震後可能會鎖住(lockout)，因而需要運轉人員動作。EPRI-6041-SL 方法容許運轉人員動作。

電驛顫振現象可能發生但不影響其功能的電驛：

經過評估後，所有電驛在評估基準地震下均可維持其既定之功能。

(一) 電驛顫振篩選未通過項目

經評估，核三廠無電驛顫振篩選未通過項目。

(二) 需運轉人員動作(OA) 電驛

4.16kV SWGR 開關箱(A-1E-PB-S01)盤面，五種電驛(187G、186-2、159GY、159G 及 181U)初步功能評估列入 OA 項目，經開關箱量測自然頻率，重估電驛的耐震需求值與頻率響應資料後，4.16kV 開關箱(SWGR)第一盤 Side-to-side 在約 9Hz 頻率有一峰值，雖然相角變化不大，但保守認定為盤體基本頻率(fundamental frequency)。若以

9Hz 頻率評估，則 2 部機 A、B 串緊急柴油機 187G 電驛耐震能力不足，因電驛顫振後會造成 lock-out，經功能評估後仍須列入 OA 項目。核三廠已規劃並於 103 年 6 月 17 日完成更換耐震能力符合之 187G 電驛。更換後已屬強固型，即可移出 OA 項目，強震後不需運轉人員動作。

另在 186-2、159GY、159G 及 181U 等四種電驛經功能性評估再篩選後，重評電驛顫振為可接受的(CA)；此四種電驛強震後須運轉人員動作 OA 項目已排除，評估過程說明如下：

此四只為 D/G 非緊急跳脫電驛，依 D/G 線路圖檢討電驛動作功能，在 LOV/SI 時，四只電驛均被 Block 住，若有短時間一分鐘顫振，不會影響 D/G 執行其安全功能，重評後為 CA 可接受項目，可移出 OA 項目。

7.2 審查情形

針對電驛顫振評估結果，核三廠共有 10 項電驛歸類於需採人員操作復歸方式處理。本會於第 1 次審查會議決議事項中即要求就原報告以人員操作作為未通過耐震餘裕評估之因應措施部份，須審慎評估，並提出 RAI-I-14 要求澄清。台電公司於 103 年 4 月 7 日再提出 SMA 設備篩選未通過項目處置報告，說明已針對前述 10 項電驛重新進行功能性評估、執行震動台測試或盤面自然頻率測試方式進行再評估，結果 10 項電驛之顫振現象可能發生但均無須運轉人員動作排除。針對其重新評估結果，本會陸續提出 RAI-GA-I-011 及以下各項 RAIs，要求提出執行測試之相關報告與品保文件，與就 103 年 4 月 7 日報告所載有 10 項由原評估電驛顫振為可接受(Chattering Acceptable)之再評估結果，以及說明是否所有盤面皆進行測試，以及就本會執行

核三廠視察結果發現原盤面自然頻率測試之執行方式僅為局部模式之測試結果代表性問題提出澄清。經台電公司提出相關文件，說明有 10 項由原評估電驛顫振為可接受(Chattering Acceptable)之再評估結果。本會審查小組就台電公司答覆續提意見，(1)提出鎚擊之 forcing function vs frequency 圖，(2)FRF 是單次還是幾次敲擊之平均？(3)台電公司答覆是固定敲擊點及單點量測點；但“單點敲擊及單點量測”略顯不足，(4)此一共 19 個 cubic 聯結之大盤，依結構幾何形狀來看，其 fundamental frequency 可能是 front to back 而非 side to side。台電公司答覆澄清說明(1)提供 Forcing Function 圖；(2) FRF 是 3~5 次敲擊之平均；(3)說明敲擊及量測方式；(4)每一個開關箱都有量測 front to back，及 side to side (19 盤連接)，保守取兩者之最低值來代表其 fundamental frequency。針對台電公司答覆，為確保設備之耐震能力及測試結果的有效性與代表性，本會 103 年 6 月 18 日召開會議，請台電公司就核二、三廠之電氣盤面自然頻率測試作業提出說明，包括核三廠部分之 4.16kV 開關箱的敲擊測試。本會並另增聘一位委員(具振動學專長)與原審查委員，就台電公司簡報說明進行審查與提問，經討論後委員基本上同意台電公司核三廠 4.16kV 開關箱的的自然頻率測試結果，並要求建立完整報告，載明測試及分析的方式與結果，以及將執行情形與結果增修訂於總結報告。台電公司於 103 年 6 月 25 日來函提出總結報告修訂版中，說明依地質調查結果所得之新土壤參數進行土壤結構互制分析與樓地板反應頻譜分析，經本會審查小組審查後，台電公司針對特定樓層的特定頻率重新進行評估提出之結果，核三廠並無新增未通過項目，相關審查結果詳參第一章。台電公司針對核三廠需運轉人員動作(OA)電驛重新評估，2 部機 A、B 串緊急柴油機 187 G 電驛耐震能力不足，因電驛顫振後會造成 lock-out，

更換成耐震能力符合之 187G 電驛。另四只為 D/G 非緊急跳脫電驛，重評後為 CA 可接受項目，可移出 OA 項目。台電公司答覆說明，經審查委員及本會審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).2 節電驛清單建立時，發現台電公司總結報告對清單的完整性，未清楚交代，乃提出 RAI GA-I-011 請台電公司確定電驛顫振清單之完整性，包括敘明資料庫來源、廠家建立方式、電廠參與及確認其完整性與正確性之方式等之品保程序進行澄清。經台電公司澄清後，說明安全停機成功路徑設備之選擇方式及再審查確認，並說明品保審查程序及 REVIEW TEAM 審查的獨立性。審查小組對於電驛之評估方式仍有意見，請台電公司重新檢視各廠有關 SSEL 內已 CA(Chatter Acceptable)評估方式解決 outlier 之 relay 之合理性，另也提出部分處置方法應屬 OA 而非 CA。台電公司說明對於 SSEL 清單經功能評估為 CA 項目，再度請運轉人員逐項檢視後，對 CA 可接受再做補充說明，並澄清 CA 與 OA 歸類之評估原則。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(一)節電驛顫震評估說明時，發現台電公司總結報告所用以評估電驛功能性的準則使用英文語句敘述，而非統一使用報告本文採用之中文，乃提出 RAI MS-I-022 請台電公司將此評估準則採中文敘述。台電公司已將評估準則翻譯成中文。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節評估工作包括「電驛和設備的耐震容量」時，發現台電公司總結報告電驛的評估牽扯到設備本身的耐震容量，但報告中未交代如

何確認設備的耐震容量，乃提出 RAI MS-I-023 請台電公司於附件七須提出設備耐震容量的評估方式及說明。經台電公司澄清後，說明具有電驛設備的耐震容量評估（錨定部份及功能性部份）則歸屬於該設備之相關耐震評估，評估方式因各設備種類、固定方式而異，並指出電驛設備的耐震容量評估對應的計算書標題及編號。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).2 節電驛清單建立時，發現報告說明電驛清單主要根據 PRA model 和 SMA SSEL，並配合現場巡查、電路圖及其他相關文件建立，而現場巡查主要為確認電驛型式及型號，但台電公司電驛之現場巡查內容其僅為 EPRI NP-6041-SLR1 現場巡查內容的一部分，並未包含對電盤耐震、安裝是否恰當之檢視，乃提出 RAI MS-I-024 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，說明電驛巡查人員僅針對電驛型式及型號，電盤耐震、安裝則為 SRT 之巡查工作，評估工作涵蓋於耐震巡查作業。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).5 節需運轉人員動作的電驛說明時，台電公司又對該章節的電驛進行重新評估，電驛強震後須運轉人員動作 OA 已排除，由於該項之電驛清單有變動，乃提出 RAI MS-I-025 請台電公司更新報告。台電公司於更新報告時仍於第七章保留原評估結果，重新評估及處置之內容則列入第十二章「電驛顫振(OA)項目之處理」。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).6 節電驛顫振現象可能發生但不影響其功能的電驛時，發現該章節編排不良，致其敘述排於表十三及表十四之後，使讀者不易對第七

章第(二)節有完整的了解，乃提出 RAI MS-I-026 請考量放置於表十三及表十四之前，或採更適宜之方式為之。經台電公司澄清後，說明將進版更新，使易於查閱，然檢視更新後之報告，並未對此部分重新編排，仍有編排不良之狀況，惟此部分不影響報告的正確性。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七列出之 Appendix B through G，與 Appendix A 有關係卻未說明清楚，乃提出 RAI MS-I-027 請台電公司對於 Appendix B through G 與 Appendix A 的對應關係，是否涵蓋 Appendix A 全部項目進行澄清。經台電公司澄清後，說明 Appendix A 係為依據電氣示意圖列出組件 SSEL 清單，於 Appendix B through F 為由 Master Relay List 再展開，Appendix G 係表列出電驛安裝之盤面編號。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七第 4.1.7 節 Relay with Non Vulnerable Contacts 意涵為何、與第 4.1.3 節 Relay Functional Screening 有何差異未說明清楚，乃提出 RAI MS-I-028 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，說明 Relay with Non Vulnerable Contacts 為不涉及設備安全功能之非屬弱點接點，Relay Functional Screening 為評估列入顫震可接受 CA 項目。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七之 Appendix B 引用 Maanshan Wyle Report 57550 Pg. 7、SQRSTS Test No.: 9S008SE、SQUG Advisory 2004-02 Pg. 15、ROB= Rule of Box (Qualified as part of MCC) 等資料

未說明清楚，乃提出 RAI MS-I-029 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，說明此部分為 EQ 報告、業界使用之耐震測試報告及容量評估使用之箱體法則。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七之 Appendix C - Functionally Screened 有多個需要運轉員行動的項目，乃提出 RAI MS-I-030 要求台電公司此部分應納入專章節或附錄處理(如 Appendix F 或第七章表十四等)。經台電公司澄清後，說明增加運轉人員逐項檢視後對 CA 可接受再作補充說明。審查小組再度提出 CA 與 OA 之歸類使人困惑，經台電公司澄清後，說明評估 CA 與 OA 歸類之原則，若運轉員係依據既有程序書或訓練去操作，評估列入顫震可接受 CA 項目，而不算進新 OA 項目。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七之 Appendix G - Essential Relay Cabinet List 在附件七內文未加以陳述，乃提出 RAI MS-I-031 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，Essential Relay Cabinet List 係為與電驛顫振評估相關盤面。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現報告附件六巡查結果說需進一步評估 relay chatter，但在附件七電驛顫震分析中沒有，乃提出 RAI MS-II-012 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，台電公司回覆此部分打字錯誤，將 YES 誤打為 NO，於進版時更新附件六。台電公司答覆說明，

經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七附錄 A 中電驛容量參考文獻 Maanshan Wyle Report 57550 Pg. 7，186-1 型號應為 HEA61A223，但在附件七附錄 A 中 186-1 型號為 12HEA61B237，兩者並不一致，乃提出 RAIMS-II-013 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，附件七中評估所列電驛 186-1 型號為 12HEA61B237 與 HEA61A223 屬相同 HEA TYPE，其外型把手、內部結構、操作電源均相同，僅接點有差異。HEA61 型電驛(186-1)其內部單一接點為獨立設計，每一組結構均相同，且不會互相干擾，單一接點耐震能力可獨立驗證，故同型同結構設計，經評估僅接點安裝數量不同，可接受引用相同 TYPE 電驛之報告。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第七章第(二).1 節方法簡介時，發現對應的附件七 Appendix A 有許多下列敘述之電驛：Chatter could close equipment breaker if open (no seal-in). The control room operator could trip the breaker as necessary. Chatter could trip equipment breaker if closed (no seal-in). The control room operator could close the breaker as necessary.而報告表十四未納入這些需運轉人員行動之狀況，乃提出 RAIMS-II-014 請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，運轉員可於控制室中得知線路斷路器是否關閉或跳脫(開啟)，因發生電驛顫振之非 seal-in 線路斷路器仍可維持其功能且不需【額外的運轉行動(new OA)】去復歸該線路，運轉員可藉由現有程序及訓練，自行判斷是否需要採取動作，且使用現有程序及訓練非屬【額外的運轉行動(new OA)】之範疇。惟此非額外運轉行動的作為，不納入 OA 而列為 CA，仍易使人困惑，故要求台電公司於報告中釐清定義。台電公司已將相關定義納入報告，說明篩選原則

為若斷路器 Close 或 Open，在控制室運轉員接受到指示(如警報、指示燈)，由於電驛顫震，斷路器的控制線路沒有閉鎖(Seal-in or Lockout)，線路功能保持原正常狀態，運轉員評估狀況即採取必要行動，運轉員係依據既有程序書或訓練去操作，立即可由運轉員操作復歸，評估列入顫震可接受 CA(Chatter Acceptable)項目。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

在審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第七章第七章第(二).1 節方法簡介之設備之耐震容量，發現報告電廠目前以敲擊法解決電氣盤內電驛耐震能力，此種方式有待澄清，以 4.16kV SWGR A2E-PBS01-13 為例：自然頻率判定圖示不清楚(heading 語意不清，及少 phase angle)；盤面板自然頻率為 local mode，非盤體之 global mode，故以目前的敲擊測試結果無法更改原先那些 relay 耐震不足之結論，乃提出 RAI MS-II-020 請台電公司進行澄清。台電公司重新評估 4.16kV 開關箱 SWGR (A-1E-PB-S01)盤面，4.16kV 開關箱 (SWGR)第一盤 Side-to-side 在約 9Hz 頻率有一峰值，保守認定為盤體基本頻率(fundamental frequency)。若以該頻率評估，則 2 部機 A、B 串緊急柴油機 187 G 電驛耐震能力不足，因電驛顫振後會造成 lock-out，經功能評估後仍須列入 OA 項目。核三廠已更換耐震能力符合之 187G 電驛，更換後已屬強固型，即可移出 OA 項目，強震後不需運轉人員動作。另在 186-2、159GY、159G 及 181U 等四種電驛經功能性評估再篩選，此四只為 D/G 非緊急跳脫電驛，依 D/G 線路圖檢討電驛動作功能，在 LOV/SI 時，D/G 緊急起動後此四只電驛均被 Block 住，不會跳脫。若有短時間一分鐘顫振，不會影響 D/G 執行其安全功能，重評後為 CA 可接受項目，可移出 OA 項目。台電公司答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

另依新土壤參數重新分析結果對電驛振顫評估結果之影響部份，經台電公司提出重新評估結果，已確認並無新增未通過項目與須補強情形，相關審查及後續追蹤詳參第 1 章。

7.3 審查結論

核三廠已依審查意見重新檢視電驛清單，原評估耐震容量不足且無法通過功能性篩選電驛，亦已經更換為具足夠耐震能力之電驛，綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 8 章 圍阻體完整性評估

8.1 概述

需要保持圍阻體完整性的所需相關組件已經包含於原先的耐震巡查設備清單中，因此圍阻體完整性評估為 SMA 之部分工作。圍阻體完整性耐震巡查的主要目的為檢視是否有任何可能因地震造成的早期破壞脆弱性，這個包含圍阻體本身、隔離系統如閥體、機械電氣系統穿越及電廠特有的圍阻系統如點燃器和主動式密閉系統。

所有需由電力驅動的閥體均已包含於 SMA 評估工作。相關隔離閥及其電磁閥有經過現場檢視，並無特別不尋常發現。

所有人員和設備進出通道也予以檢視，並無任何地震脆弱現象發現。

電氣和儀器設施穿越區域皆為焊接組成之緊密防漏鋼支撐，無任何地震脆弱現象發現。

整體來說，經過圍阻體現場巡查，並無發現可能因地震造成的早期破壞脆弱性。

8.2 審查情形

經本會審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第八章圍阻體完整性評估說明時，台電公司說明需要保持圍阻體完整性的所需相關組件已經包含於原先的耐震巡查設備清單中，經查證發現表六所列之耐震巡查設備清單，主要係依據 EPRI NP-6041-SLR1 第二章步驟三及四篩選自 SSEL 組件清單所建立之耐震巡查設備清單，與圍阻體完整性所需相關組件並無直接關係；同時，台電公司說明圍阻體完整性耐震巡查為檢視是否有任何可能因地震造成早期破壞脆弱，包括圍阻體本身和隔離系統如閥體、機械、電氣系統穿越器及電

廠特有的圍阻系統等，且說明相關隔離閥及其電磁閥、所有人員和設備進出通道、電氣和儀器設施穿越區域等經過現場檢視，並無特別不尋常發現，且無任何地震脆弱現象發現，經查證發現針對前述核三廠維持圍阻體完整性之圍阻體本身和隔離系統，台電公司並未能提供相關 SEWS 評估文件及現場巡查紀錄，乃提出 RAI MS-I-032 請台電公司澄清(1)是否已包括：圍阻體噴灑系統、高/低容積排氣系統、氫氣再結合等系統，(2)圍阻體隔離閥本體的穿越器，(3)針對所有人員和設備進出通道、電氣和儀器設施穿越區域等，須要提出評估細節及佐證文件。經台電公司澄清後，說明圍阻體噴灑系統、氫氣再結合系統等不需要列為 SMA 評估項目，而高/低容積排氣系統已列入評估（詳如 SSEL Table B-5），會將高/低容積排氣系統列入評估主要是考量該項設備可以在達到成功安全停機程中增加深度防禦。同時，本案主要在評估成功路徑上能提供安全停機並維持穩定狀態之設備，故只評估閥體，圍阻體隔離閥本體的穿越器則參考美國電廠做法，採用目視檢查。根據 NUREG-1407 敘述，圍阻體完整性耐震巡查的主要目的為檢視是否有任何因地震造成的早期破壞脆弱性，對於電氣和儀器設施穿越區域，核三廠廠參考美國電廠做法，經現場檢視後並未發現任何地震脆弱現象，故評估合格。經本會審查小組審查指出，EPRI NP-6041-SLR1, Rev. 1 係 1991 年版本，當時並未將 Large Early Release 納入考量，故所提篩選原則並不能滿足圍阻體完整性評估之要求。須依據 ASME/ANS-RA-Sa-2009 之 SM-F2「在廠內事件 PRA 模型中確認對於早期大量輻射外釋頻率有重要貢獻的結構、系統、組件或其組合，應計算它們的地震 HCLPF 能力」要求執行。此項目關切的重點在於地震引致的圍阻體功能早期失效。NUREG-1407 指出這些功能為圍阻體完整性、圍阻體隔離、旁通的預防與不同圍阻體設計下的某

些特定系統(例如氫氣點火系統、抑壓池等)。目視檢查如何確認閘門、電纜等穿越器填封在地震下仍能維持其既定之功能，台電公司亦須提出澄清說明。經台電公司再度提出澄清說明，指出核三廠一、二號機分別於民國 101 年 5 月、100 年 5 月執行圍阻體整體洩漏率測試 (ILRT)，測試結果均符合標準，證實圍阻體完整性良好。核對核三廠全部圍阻體穿越件(含人員和設備進出通道、電氣穿越件及備用穿越件)，依篩選準則(台電公司提供總結報告之附件十四)進行評估，圍阻體隔離系統閘體在地震中可視為強固，被動穿越件失效可能性很小。核三廠圍阻體穿越件在圍阻體外側皆有剛性支撐，無發現任何不正常或不尋常的現象。核三廠人員通道、設備通道設屬於被動穿越件，現場也予以檢視，並無發現任何不正常或不尋常的現象。考量大量早期輻射外釋(Large Early Release)因素，將主蒸汽隔離閘(AB-HV108、208、308)及圍阻體排淨系統(GT-HV105、106、107、108、123、124、125、126)相關設備列入 SSEL。經本會審查小組審查後指出，圍阻體整體洩漏率測試結果均符合標準，僅能證實圍阻體在現況下完整性良好，並不具佐證本案核三廠在要求之 RLE 地震下具相同之耐震能力及完整性。依 NUREG/CR-4734 報告(1986 年版)係敘述美國核電廠圍阻體隔離系統閘體在地震中可視為強固，惟我國地震環境之危害遠超過美國核電廠，直接引用 NUREG/CR-4734 報告(當時美國核電廠甚至尚未執行 SMA)並不具核三廠穿越器耐震能力之佐證。僅敘述該被動穿越件失效可能性很小，故不須列入 SSEL 清單；惟該失效可能性非指在地震危害之環境下，故無法做為合理不納入 SSEL 清單之佐證。所敘述被動穿越件經現場也予以檢視，未發現任何不正常或不尋常的現象，亦同上述說明，且無法確認其與圍阻體結構有相當之能力，故並不具核三廠穿越器耐震能力之佐證。考量更新

後之報告，針對大量早期輻射外釋未將圍阻體噴灑系統、氫氣再結合器等系統 SSC 納入 SSEL，不能符合 ASME/ANS-RA-Sa-2009 之要求。台電公司再答覆稱 PRA 文件、NUREG-1407 及 NRC 仍在許多文件引用 NUREG/CR-4734，即視為一有效之 SMA 方式，分析假設在爐心熔損時是失效的，故圍阻體噴灑系統、氫氣再結合系統不須列入 SMA SSEL。在 NUREG-1407 已評估圍阻體結構穿越件、列入 SSEL 內之圍阻體穿越件閥體皆已完成評估、圍阻體穿越件屬管路支撐的一部份其 HCLPF 值為 0.88g；台電公司並補充核三廠圍阻體穿越件閥體的篩選標準及篩選結果。經本會審查小組再度審查後指出，採用 SMA 方法論即並未能適切處理有關 LERF 議題，故本會於 101 年 11 月 30 日會核字第 1010019699 號函之 101 年 11 月 20 日會議紀錄，決議事項已提出 SMA 須依 AMSE/ANS-RA-Sa-2009 標準執行之要求(即該標準之 Part 10)。之前，本會審查意見已提出須依 SM-F2「在廠內事件 PRA 模型中確認對於早期大量輻射外釋頻率有重要貢獻的結構、系統、組件或其組合，應計算它們的地震 HCLPF 能力」。惟 EPRI-SMA 方法論僅處理爐心熔損，故引述或採用 NUREG/CR-4334 時，係做簡化假設有關於圍阻體系統是失效的；同樣地，在 SMA 方法論未適切處理有關 LERF 議題，故依總結報告修訂版附件十四、附件十五提出圍阻體穿越器篩選準則及評估清單，仍須將可能與 LERF 有關組件做評估並提出其 HCLPF 值，並針對圍阻體旁通或 ILOCA 項目提出處置做法。在 PRA 考量 LERF 時，核三廠的圍阻體噴灑系統有重要貢獻，故須如上所述「應計算它們的地震 HCLPF 能力」，故台電公司應再針對圍阻體噴灑系統組件做評估並提出其 HCLPF 值。台電公司再答覆提出依據現有 PRA 模式(PEPRA 2.0 版本)，執行廠內事件 LERF 量化，計算圍阻體噴灑泵 BK-P028、BK-P029 起動失效、運轉

失效及共因失效，風險重要度(RAW)均小於 1.05，故圍阻體噴灑系統不列入 SMA 分析，經本會審查小組審查後可接受；以及核三廠將於 103 年 9 月底前完成再執行圍阻體穿越管路設備耐震力 HCLPF 值評估及現場確認，補作巡視紀錄等項，其辦理情形將列入後續追蹤事項。

8.3 審查結論

綜合以上之敘述，基於抽樣審查及人員討論之結果，除圍阻體穿越管路設備耐震力 HCLPF 值評估及現場確認，補作巡視紀錄等須於 103 年 9 月底前完成，將列入後續管制要求追蹤事項外；綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容應可接受。

第 9 章 耐震餘裕評估結果

9.1 概述

台電公司所提報告第 9 章內容為就依核三廠 1.67 倍安全停機地震所進行耐震餘裕評估工作的各項結果，包括：土建結構及被動組件的 HCLPF 值，詳表八及表九，所有數值皆不低於 0.67g；依初步清查與 HCLPF 評估結果所得到需進一步評估之機械和電氣設備清單詳表十。

表八：土建結構 HCLPF

廠房	HCLPF
圍阻體	1.22 g
輔助-控制廠房	0.78 g
柴油發電機廠房	0.79 g
核機冷卻水廠房	1.90 g
緊急海水泵室	1.45g

表九：被動組件 HCLPF

Items	HCLPF
NSSS 主要冷卻系統	Screened
NSSS 支撐基礎	1.22 g
反應爐內部元件	1.22 g
控制棒驅動組件支架	1.07 g
控制室天花板	1.32 g
Cable trays and conduits	0.74 g

HVAC ducting and supports	1.96 g
管線系統	0.88 g

表十：未通過篩選機械和電氣設備清單

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
2	A-1-DC-Z-074	NSCW TRAVELLING WATER SCREEN A-Z074	0.88	0.53
10	A-1E-PH-E02	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E02 (DIESEL GEN BLDG)	1.29	0.66
11	A-1E-PH-E03	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E03 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
12	A-1E-PH-E04	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E04 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
13	A-1E-PH-E05	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E05 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
14	A-1E-PH-E06	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E06 (NSCW INTAKE STRUCTURE)	UNK	0.94
15	A-1E-PH-E07	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E07 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
24	A-1E-PQ-X-001	VOLTAGE REGULATING XFMR A-1E-PQ-X01	1.51	0.58
25	A-1E-PQ-X-002	VOLTAGE REGULATING XFMR A-1E-PQ-X02	1.51	0.58
83	A-1J-EF-P-103	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-103	0.56	0.85
84	A-1J-EF-P-104	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-104	0.56	0.85

88	A-1J-GD-PDS-103	NSCW PUMP HOUSE EXHAUST FAN A-F094 DIFFERENTIAL PRESSURE SWITCH	>5	UNK
89	A-1J-GD-TIS-103	NSCW PUMP ROOM (TRAIN A) TEMPERATURE SWITCH	>5	UNK
93	A-1J-GN-PT-030	WIDE RANGE CONTAINMENT PRESSURE 030 TRANSMITTER	>5	UNK
102	A-1J-ZJ-P011	BENCHBOARD UNIT AUX ELECT DISTR	>5	UNK
109	A-1J-ZW-P002	NSCW PUMP HOUSE TRAIN A LOCAL CONTROL PANEL	>5	UNK
117	A-1M-EG-T-058	CCW A SURGE TANK	0.78	UNK
121	A-1M-GJ-T-030	AIR SEPARATOR	0.5	0.68
135	A-1M-KJ-T-044	DIESEL FUEL OIL STORAGE TANK	0.62	NA
143	B-1-DC-Z-075	EMERG TRAVELING SCREEN (NSCW STRUCT) B-1E-DC-Z075	0.88	0.53
151	B-1E-PH-E02	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E02 (DIESEL GEN BLDG)	1.29	0.66
152	B-1E-PH-E03	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E03 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
153	B-1E-PH-E04	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E04 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
154	B-1E-PH-E05	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E05 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
155	B-1E-PH-E06	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E06 (NSCW INTAKE STRUCTURE)	UNK	0.94
156	B-1E-PH-E07	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E07 (AUXILIARY BLDG)	1.29	0.47
165	B-1E-PQ-X-001	VOLTAGE REGULATING XFMR B-1E-PQ-X01	1.51	0.58

166	B-1E-PQ-X-002	VOLTAGE REGULATING XFMR B-1E-PQ-X02	1.51	0.58
221	B-1J-EF-P-105	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-105	0.56	0.85
222	B-1J-EF-P-106	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-106	0.56	0.85
226	B-1J-GD-PDS-203	NSCW PUMP HOUSE EXHAUST FAN B-F095 DIFFERENTIAL PRESSURE SWITCH	>5	UNK
227	B-1J-GD-TIS-203	NSCW PUMP ROOM (TRAIN B) TEMPERATURE SWITCH	>5	UNK
231	B-1J-GN-PT-031	WIDE RANGE CONTAINMENT PRESSURE 031 TRANSMITTER	>5	UNK
240	B-1J-ZJ-P012	BENCHBOARD UNIT AUX ELEC DISTR	>5	UNK
247	B-1J-ZW-P003	NSCW PUMP HOUSE TRAIN B LOCAL CONTROL PANEL	>5	UNK
255	B-1M-EG-T-059	CCW B SURGE TANK	0.78	UNK
259	B-1M-GJ-T-031	AIR SEPARATOR	0.5	0.68
273	B-1M-KJ-T-045	DIESEL FUEL OIL STORAGE TANK	0.62	NA
285	C-1E-PQ-X-001	REG XFMR C-1E-PQ-X01	1.51	0.58
300	D-1E-PQ-X-001	REG XFMR D-1E-PQ-X01	1.51	0.58
309	N-1J-BC-HY-603A	I/P CONVERTER FOR N-1J-BC-HV-603A	>5	UNK
310	N-1J-BC-HY-603B	I/P CONVERTER FOR N-1J-BC-HV-603B	>5	UNK
311	N-1J-ZJ-P003	OPERATORS CONSOLE T-G	>5	UNK
343	S-1M-AP-T-048	CONDENSATE STORAGE TANK	0.65	NA
346	S-1M-BN-T-034	REFUELING WTR STORAGE TK	0.64	NA

備註：UNK 為資料不足，數值待進一步查證確定。

9.2 審查情形

本章內容所載土建結構及被動組件的 HCLPF 值內容與台電公司報告第 6 章內容相同；至於機械與電氣設備部份，僅為進行耐震餘裕評估之初步結果，其最終結果則載於第 10 章，對本章相關內容審查情形詳參本報告第 6、10 章。

本章送審查之報告有資料不齊情況、有部分項目之錨定容量或功能容量數值與 SMA 計算書所載數值不同，顯非定案版，台電公司須提出最終之處理做為之說明，本會提出 MS-I-033。台電公司提出修訂報告之答覆說明，經本會審查小組審查後可接受。

9.3 審查結論

經審查台電公司所提本章內容，係摘述其他章節或將於後續章節載明進一步評估結果，因此未就此章提出審查結論，相關審查意見與結論詳見其他章節。

第 10 章 未通過篩選機械和電氣設備之處理

10.1 概述

對於不符合 SMA 強度準則之設備，均已依顧問公司之改善建議及設計，並按電廠 DCR 與 NCD 管制程序完成改善，改善後設備之錨定容量與功能容量再由顧問公司評估，其錨定容量與功能容量之 HCLPF 值均達 0.74g 以上，確認符合要求。台電公司提出 DCR、NCD 修改及施工後重新評估結果如下：

最終未通過篩選機械和電氣設備共 23 項，扣除重複 2 項及 DSHA 分析推導出的，未通過組件經 DCR 管制程序完成改善者共 20 項（每部機），經 NCD 管制程序完成改善者共 3 項（每部機），合計共 23 項（每部機），DCR、NCD 修改及重新評估結果清單，如表十一。圍阻體再循環集水池原本評估為 inherently rugged，因此沒有進一步詳細計算。但 2 號機 DCR-M2-4612 施工後集水池濾網已變更，經詳細評估計算符合耐震需求。

表十一：未通過篩選機械和電氣設備之電廠修改及重新評估結果

項目	設備編號	設備敘述	DCR或NCD編號/摘要	改善後重新評估結果 (HCLPF)
1	A-1J-EF-P-103	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-103	DCR-M1-4711、DCR-M2-4712/ 增加EF-P103、P104、P105、P106 泵的錨定容量工程。	錨定容量0.75g 功能容量0.85g
2	A-1J-EF-P-104	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-104		
3	B-1J-EF-P-105	NUCLEAR SERVICE CLG WTR PUMP P-105		
4	B-1J-EF-P-106	NUCLEAR SERVICE		

		CLG WTR PUMP P-106		
5	A-1M-GJ-T-030	AIR SEPARATOR	DCR-M1-4688、DCR-M2-4689	錨定容量0.97g 功能容量0.89g
6	B-1M-GJ-T-031	AIR SEPARATOR	/提升緊要寒水機AIR SEPERATOR GT-T030/031的耐震能力。	
7	A-1M-KJ-T-044	DIESEL FUEL OIL STORAGE TANK(DFOST)	DCR-M1-4715、DCR-M2-4716/ 改善提升DIESEL FUEL OIL STORAGE TANK	錨定容量0.81g
8	B-1M-KJ-T-045	DIESEL FUEL OIL STORAGE TANK(DFOST)	KJ-T044/T045支撐錨定之耐震能力。	
9	S-1M-BN-T-034	REFUELING WTR STORAGE TANK(RWST)	DCR-M1-4717、DCR-M2-4718/ 改善提升RWST更換燃料用水儲存槽BN- T034支撐錨定之耐震能力。	錨定容量0.74g
10	S-1M-AP-T-048	CONDENSATE STORAGE TANK(CST)	DCR-M1-4713、DCR-M2-4714/ 改善提升Condensate Storage Tank AP- T048支撐錨定之耐震能力。	錨定容量0.76g
11	A-1E-PH-E02	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E02 (DIESEL GEN BLDG)	DCR-M1-4720、DCR-M2-4721/ 提升MCC盤A2EPH-E02等10只MCC依S&A提供可符合功能容量要求頻率予增設支撐。	錨定容量>1.29g 功能容量>1.04g
12	B-1E-PH-E02	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E02 (DIESEL GEN BLDG)	自然頻率測試結果(含品保審查文件)及SMA評估結果詳附件十一。	
13	A-1E-PH-E03	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E03 (AUXILIARY BLDG)		錨定容量>1.29g 功能容量>1.38g
14	A-1E-PH-E04	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E04 (AUXILIARY BLDG)		
15	A-1E-PH-E05	480 V MOTOR CONTROL CENTER		

		(AUXILIARY BLDG)		
16	A-1E-PH-E07	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E07 (AUXILIARY BLDG)		
17	B-1E-PH-E03	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E03 (AUXILIARY BLDG)		
18	B-1E-PH-E04	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E04 (AUXILIARY BLDG)		
19	B-1E-PH-E05	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E05 (AUXILIARY BLDG)		
20	B-1E-PH-E07	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E07 (AUXILIARY BLDG)		
21	A-1E-PH-E06	480 V MOTOR CONTROL CENTER A-1E-PH-E06 (AUXILIARY BLDG)	一號機：NCD 103017、二號機：NCD 103003 /重新檢討施作(A1EPH-E06)，提升耐震能力。	錨定容量0.90g 功能容量0.89g
22	B-1E-PH-E06	480 V MOTOR CONTROL CENTER B-1E-PH-E06 (AUXILIARY BLDG)	一號機：NCD 102034、二號機：NCD 103009 /重新檢討施作(B1EPH-E06)，提升耐震能力。	錨定容量0.90g 功能容量0.89g
23	B-1M-EG-X-041	CCW HEAT EXCHANGER B	一號機：NCD 103019、二號機：NCD 103010 /重新檢討施作(B1MEG-X041)，提升耐震能力。	錨定容量0.78g 功能容量0.84g
	Not Assigned	Containment Recirculation Sump Strainer ¹	DCR-M1-4611、DCR-M2-4612	錨定容量0.93g 功能容量1.22g

¹: The original sump strainer is considered to be inherently rugged and is screened. The

current DCR-M2-4612 is only implemented for the Unit 2 sump strainer modification. If the same modification approach is used for Unit 1 sump strainer, the HCLPF of Unit 1 strainer is expected to be identical to the Unit 2 strainer.

10.2 審查情形

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現報告未詳細說明對於未通過篩選之處置方式。依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-6，當設備不符合 SMA 強度準則，進行修改(modification)來符合要求應詳細討論。乃提出 RAI GA-I-008 要求台電公司說明各廠最終未通過篩選機械和電氣設備之處理情形。經台電公司澄清後，說明已於 103 年 4 月 7 日另行陳報「核三廠耐震餘裕評估(SMA)設備未通過項目處置報告」，對於不符合 SMA 強度準則之設備均請顧問公司提供改善建議，再委請泰興顧問公司設計後，按電廠 DCR 與 NCD 程序管控執行改善，列出須改善項目清單。本會要求台電公司應更新報告納入 DCR/NCD 清單。台電公司已於更新報告將此部分納入。補強作業期間本會亦派員進行抽查，包括一號機 (DCR-M1-4711)/二號機(DCR-M2-4712)「增加 EF-P103、P104、P105、P106 泵的錨定容量」、一號機(DCR-M1-4688)/二號機 (DCR-M2-4689)「提升緊要寒水機 AIR SEPERATOR GT-T030/031 的耐震能力」、一號機(DCR-M1-4715、DCR-M1-4717、DCR-M1-4713)/二號機(DCR-M2-4716、DCR-M2-4718、DCR-M2-4714)「改善提升燃油儲存槽(FOST)、更換燃料用水儲存槽(RWST)、凝結水儲存槽 (CST) 等支撐錨定之耐震能力」，以及兩部機 DCR-M1-4720、DCR-M2-4721「提升 MCC 盤 A2EPH-E02 等 10 只 MCC 依 S&A 提供可符合功能容量要求頻率予增設支撐」等，抽查結果發現核三廠均依設計圖面完成改善。另外亦抽查一號機(NCD

103019)、二號機(NCD 103010)「重新檢討施作(B1MEG-X041)提升耐震能力」以及一號機 DCR-M1-4611、二號機 DCR-M2-4612 圍阻體再循環集水池濾網之設計文件，確認其補強後耐震能力符合要求。台電公司並於 103 年 6 月 25 日來函提送之總結報告修訂版中新增第十一章，說明篩選未通過之 24 項(除上述 23 項外，及 4.16kV 電驛更新一項)機電設備後續補強改善作法與重新評估之 HCLPF 值。綜合審查與現場視察結果，台電公司答覆內容與辦理情形經審查可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-1，報告應列出低於 10%耐震餘裕項目，然而報告中未列出。乃提出 RAI GA-I-009 要求台電公司增訂報告。經台電公司澄清後，說明該段文字之原意係指“文件準備所需人力工時，應少於耐震評估人力工時之 10%”。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，參閱 103 年 4 月 7 日台電公司來函提供之 SMA 設備篩選未通過項目處置報告，發現台電公司未充分說明震動台測試，乃提出 RAI GA-I-013 要求台電公司補充有關震動台測試報告與自然頻率測試與重評估結果之相關文件與台電公司內部品保審查文件。台電公司澄清自然頻率測試結果如 GA-I-013 附件一，並將 SMA 重新評估結果新增列入報告本章「DCR、NCD 修改及施工後重新評估結果」小節中，台電公司提供之評估結果改由 MS-I-020 管制追蹤。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現該章節敘述表十七所述未通過篩選機械和電氣設備共有 45 項，其中 21 項經過進一步的資料收

集，重新審視後，可將其移除。然而第十章沒有表十七(應為表十八)，項次數目不匹配，非 45 項，而是 21 項，乃提出 RAI MS-I-034 要求台電公司說明各廠最終未通過篩選機械和電氣設備之處理情形。經台電公司澄清後，說明表示將修改原先敘述為原第九章表十七所述之未通過篩選機械和電氣設備共有 45 項，其中 21 項(詳第十章表十八)重新審視後可將其移除。台電公司更新報告後已將本章敘述大幅改寫，已無原本敘述不清楚的內容。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現該章節列出最終未通過篩選機械和電氣設備，未再陳述如何改善，乃提出 RAI MS-I-035 要求台電公司說明如何評估是否可以接受，或規劃如何補強。經台電公司澄清後，說明已於 103 年 4 月 7 日另行陳報「核三廠耐震餘裕評估(SMA)設備未通過項目處置報告」，對於不符合 SMA 強度準則之設備均請顧問公司提供改善建議，再委請泰興顧問公司設計後，按電廠 DCR 與 NCD 程序管控執行改善，列出須改善項目清單。本會要求台電公司應更新報告納入相關內容。台電公司已於更新報告將此部分納入，並說明改善後設備之錨定容量與功能容量再由顧問公司評估，其錨定容量與功能容量之 HCLPF 值均達 0.74g 以上，符合要求。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現表十八「未通過篩選機械和電氣設備之處理」之備註[12]因為此組件為 redundancy 可以移除，備註[13]核三將採人工清理方式進行處理，備註[14]經審查確認通過。這些討論並不充分，乃提出 RAI MS-I-036 及 MS-I-037 要求台電公司

說明備註[12]組件採 redundancy 設計係針對機械、電氣等強化因應隨機故障之能力，但在地震事件下，除非 redundancy 組件採更高耐震設計，否則，此假設並不合理；備註[13]針對人工清理方式進行處理，須再澄清說明執行方式；備註[14]此項要有審查細節及佐證文件。經台電公司澄清後，說明(1)此 redundancy 組件已採更高耐震設計，A/B-PQ-X001 可以由 A/B-PQ-N001 供電，而 A/B-PQ-N001 耐震能力比 A/B-PQ-X001 高；(2)重新評估後 A-1-DC-Z-074/B-1-DC-Z-075(NSCW TRAVELLING WATER SCREEN) 錨定容量為 0.85g、功能容量為 0.78g；(3)再經由 SRT 工程判斷合乎 RLE。並於水平垂直改為 1:1 評估時，重新計算評估 C/D-PQ-X001 耐震能力，更新計算書。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現有關桶槽施工項目：(1)儲槽原採取基礎與地面磨擦力評估耐震力，如依相同評估方法，請提出採擴大儲槽基礎面且滿足本會要求 RLE 的分析結果。(2)請針對美國核電廠在類似工作(如 RWST 為 outlier)，瞭解美國核電廠桶槽之原設計及補強做法之結果。(3)桶槽採環樑、擴基及基樁的方式強化耐震力，請提出有關設計所採標準或規範。乃提出 RAIMS-II-005 要求台電公司說明如何審查內容。經台電公司澄清後，說明(1)不採用與原儲槽基礎連結之改善方式。而擬於儲槽周圍設置場鑄基樁支撐環樑及環基礎版，不與原結構相連(避免影響原儲槽結構)，以提供在發生大地震下，儲槽不足的水平抵抗力，本改善方案已由顧問公司複核完成，改善後之儲槽耐震 HCLPF 值可提高至 0.74g 以上。(2)國外類似案例之桶槽採不銹鋼桶槽，外無混凝土桶槽補強之相關資訊。(3)目前環樑及環基礎版僅提供不足之水平地震力，依據混凝土設計規範

ACI 318 95 設計環樑及環基礎版，與原桶槽(含基礎)結構彼此互相獨立，因此 DCR 已針對原始設計之規範進行敘述說明。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現二號機新安裝的圍阻體再循環集水池濾網，在該案 DCR 中耐震能力是以 SSE 分析，但耐震餘裕報告中未將此組件納入重新評估的範疇。乃於視察時要求台電公司納入重新評估的範疇，台電公司於視察結束前提出重新評估之計算書草稿，錨定容量及功能容量符合評估基準地震要求，但此計算書草稿尚未完成品保程序，故審查小組提出 RAIMS-II-005 要求計算書草稿之正確性及合理性應經台電公司審查。經台電公司澄清後，說明二號機新安裝的圍阻體再循環集水池濾網評估結果錨定容量 0.93g，功能容量 1.22g。計算分析部分係由駐廠顧問公司負責第一線審查，台電公司核電廠及總處人員會審查計算分析所使用之資料、數據及計算結果運用之正確性。台電公司並於報告進版時補充說明一、二號機圍阻體再循環集水池濾網不同的狀況。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

經審查小組查證台電公司所提核能三廠 SMA 總結報告第十章未通過篩選機械和電氣設備之處理時，發現報告表十八「未通過篩選機械和電氣設備之處理」中 NSCW 迴轉攔污柵 A-1-DC-Z-074、B-1-DC-Z-075 功能容量 0.53g，其處理方式是採人工清理。然而 NSCW 迴轉攔污柵在地震後可能無法使用人工迴轉，且人工清理須考慮人力及時間，該處可能遭垃圾阻塞，影響 NSCW 泵靜正吸水頭，對安全停機有潛在風險。又 NUREG-1407 附錄 D 7.11 Draft Generic Letter 88-20, Supplement 4, Appendix 4, Section 4.2.2, Item 6, for SMA method, calls for calculation of HCLPF values "with or without nonseismic

failures and human actions." This item should be clarified to state that it does not apply to the EPRI SMA methodology. We understand that was the intent because, in the EPRI SMA method, success paths are chosen avoiding unreliable equipment and unrealistic human recovery actions. (Ref. D.1)因此 EPRI SMA 方法論中安全停機成功路徑的選取應避免使用不可靠的設備及不切實際的人員恢復行動，採人工清理方式處理 NSCW 迴轉攔污柵可能不符合 NUREG-1407 對 EPRI SMA 方法論的要求。乃提出 RAIMS-II-016 要求台電公司重新考量。經台電公司再次評估後，更改其評估結論，迴轉攔汙柵功能容量更新為 0.78g，並說明原評估是以(designed to 5% SSE FRS curve.)進行評估，但經查迴轉柵原採購規範為(requirement for SSE is 3%)，原設計規範已有較高之設計負載。原顧問公司計算採(frame stress is shear stress)計算，但原廠家為 bending stress，經顧問公司重新以原廠家設計計算結果，可達 0.78g。台電公司答覆說明，經審查小組審查後可接受。

另依新土壤參數進行土壤結構互制分析與樓地板反應頻譜分析部份，台電公司於 103 年 6 月 25 日來函提送之總結報告修訂版中新增第十三章，說明依新土壤參數分析結果所得之新樓層反應譜重新針對機電設備再進行評估情形與結果，該新樓層反應譜業經台電公司委託國震中心所聘請之學者專家進行同行審查認為可接受。依台電公司所提報告，核三廠部分因新土壤參數評估結果，無新增未通過初步篩選之元件；經本會審查小組審查提出在一些樓層的特定頻率，新土壤參數評估結果未被原土壤參數之結果包絡，須再重新執行評估確認。本項經審查台電公司提報之修訂答覆內容後，重新評估的結果顯示並無新增未通過項目，此部分雖不影響評估結果，但台電公司須納入修訂報告，本項將列入後續管制追蹤事項。

10.3 審查結論

綜合以上之敘述，基於抽樣審查及人員討論之結果，台電公司有關未通過篩選機械和電氣設備之處理，應能符合美國核管會 Generic Letter 88-20, Supplement 4 及美國核管會報告 NUREG-1407 規定之方法，對於總結報告修訂版第十三章所列新土壤參數下重新評估篩選雖未有新增未通過元件之結果，並不影響評估結果，惟台電公司仍須納入並修訂報告，列入後續管制要求追蹤事項。綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容應可接受。

第 11 章 新事證後續耐震餘裕結果更新情形

11.1 概述

在進行耐震餘裕評估作業之初，台電公司係先參照美國 NUREG-1407，採用 NUREG/CR-0098 的中值反應譜，將核三廠 SSE 之 1.67 倍作為評估基準地震，於因應恆春斷層新事證所進行地震危害度分析結果完成後，再就兩者反應譜進行比較，若原 SSE 之 1.67 倍之反應譜未能包絡新事證之反應譜，則需依較大之反應譜重新進行分析評估。

11.2 審查情形

台電公司原欲以 PSHA 過程所產生之 GMRS 作為耐震餘裕評估之評估基準地震比較基礎，惟在本會執行地震危害度分析報告審查時發現，台電公司所執行之機率式地震危害度分析報告，其仍有斷層參數等參數選用不確定性因素。同時其尚未依照美國核管會 RG 1.208 經資深地震危害分析委員會議(SSHAC)討論確認，其聘請之同行審查專家於審查報告中亦提出此看法。鑒於該資深地震危害分析委員會議尚需費時數年方可完成，本會於 102 年 11 月 25 日發函檢送本會第三次審查意見時，併同該函說明現階段耐震餘裕評估 (SMA) 之審查級地震(RLE)，宜先考量採用定值法地震危害分析結果再加上 1 個標準偏差，以含括不確定性。之後，本會再於 103 年 3 月 4 日發函要求台電公司應綜合目前提送之地震危害分析結果與不確定性之考量，提出各種反應譜曲線，並至少與現行核電廠 FSAR 文件、目前提報耐震餘裕評估採用之 1.67 倍 SSE 之反應頻譜等進行綜合比較，以作為論證 RLE 保守性之客觀基礎。復於 103 年 3 月 21 日函送「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

次審查會議紀錄之決議事項中，說明現階段核能電廠耐震餘裕評估 RLE 之考量，至少應兼採 1.67 倍 SSE 與新事證定值法地震危害度分析結果加保守度之較大值。

台電公司依 103 年 3 月 21 日函所檢附「地震危度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議」決議事項要求，以恆春斷層 41 公里之定值法危害度分析結果加計保守度所得之 $PGA=0.677g$ 反應譜及 1.67 倍 $SSE=0.67g$ ，作為選定 RLE 之比較基礎。經重新比較兩項反應譜，台電公司考量核三廠 DSHA 反應譜在約 3~7 Hz 區間略高於「現有 SMA 地震評估 ($RLE=0.67g$) 頻譜」，故採現有「SMA 地震評估 ($RLE=0.67g$) 頻譜」線性放大 1.075 倍，以包絡 DSHA 反應譜；故核三廠以 $0.67*1.075 = 0.72g$ 作為評估基準地震 (RLE) 進行篩選。在台電公司原提報 SMA 總結報告所採用之核三廠地表反應譜，其垂直方向定為水平方向的 2/3，與 FSAR 之要求不符合；經審查委員意見再以垂直方向與水平方向為 1:1 之地表反應譜重新評估。核三廠可能發生電驛顫振 (Chattering) 現象的電驛項目，經核三廠依顧問公司建議做測試，提出更新之結果及處置，本項後續審查情形詳參本會審查小組 RAI MS-II-020。

另新土壤參數進行土壤結構互制分析與樓地板反應頻譜分析部份，台電公司已於前述總結報告修訂版新增第十三章，提出分析結果與重新檢核並未新增未通過項目，其審查情形詳參本報告第 1、7、10 章。

11.3 審查結論

經審查台電公司所提報告內容與對審查意見之答覆，已就恆春斷層新事證所進行地震危害度分析結果加計保守度與 1.67 倍的 SSE 反

應頻譜進行比較，經將 1.67 倍的 SSE 反應頻譜線性放大後之 0.72g 反應譜，可包絡恆春斷層新事證定值式地震危害分析結果，並據以進行篩選。綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容應可接受。

參 審查總結

綜合本會聘請之審查委員與審查小組，就台電公司所提核三廠之耐震安全餘裕評估計畫總成果報告，與台電公司對所提審查意見提出之補充說明內容進行審查結果，本案台電公司所採用 EPRI 耐震評估方法為美國大多數電廠所採用。台電公司於完成山腳、恆春斷層第一階段調查工作後，即展開耐震餘裕評估並完成設備更新或補強改善作業(核三廠每部機有 23 項機電設備以及 2 項電驛振顫等須進行補強，已陸續於 103 年 4~6 月期間完成之作業)。經改善後，於發生評估基準地震 0.72g 時，仍能保有兩串安全停機路徑可用，使電廠能安全停機。

綜合目前審查結果，仍有後續要求與管制追蹤事項，分別說明如下：

1. 台電公司應依強震情境，檢討將本案 2 串安全停機成功路徑納入現行電廠相關異常或緊急操作程序書，並依承諾於 103 年 6 月底前完成程序書修訂，及於 103 年 7 月底前完成模擬器訓練。此外，並應列入運轉持照人員再訓練定期訓練課程，以熟悉大地震來襲時可從容達到安全停機的途徑。
2. 未來 SPRA 提出後，台電公司應對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並視需要研擬含補強之相對應對策。
3. 核三廠應於 103 年 9 月底前完成圍阻體穿越管路設備耐震力 HCLPF 值評估及現場確認與完成補作巡視紀錄。
4. 核三廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
5. 文件修訂：台電公司應就下列本會所提審查意見及其答覆內容，

修訂總結報告與相關文件：

- (1) 於總結報告列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、初步評估後通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕初步篩選但經再檢視(如收集資料)後 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數。
- (2) 於總結報告適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。
- (3) 將經審查可接受之新土壤參數分析與評估結果修訂總結報告。
- (4) 依審查結果將土建廠房與被動元件之評估分析結果、新土壤參數之剪力模數等增訂入總結報告修訂版。
- (5) 依本會 RAI-GA-I-010 之複審意見，就同行審查部分修訂相關報告。

參考文獻

- [1] ASCE 4-98, “Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures”.
- [2] ASCE/SEI 43-05, “Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities,” ASCE, 2005.
- [3] EKSSI Version 3.1, A Program for the Dynamic Analysis of Structures Including Soil-Structure Interaction Effects.
- [4] EPRI Report 109309, "Seismic Qualification Reporting and Testing Standardization (SQRSTS) V2.0", EPRI, November, 2009.
- [5] EPRI Report 1019200 " Seismic Fragility Application Guide Update," EPRI, 2009.
- [6] Generic Issue, GI-199 "Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern U.S. (CEUS) for Existing Plants," USNRC, 2005.
- [7] Generic Letter No. 88-20, Supplement 4, “Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities - 10CFR50.54(f),” USNRC, 1991.
- [8] IEEE STD 344-1975, “IEEE Trial-Use Guide for Seismic Qualification of Class I Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations,” IEEE, 1975.
- [9] Maanshan Nuclear Power Station (MSNPS) – “Final Safety Analysis Report (FSAR)”.
- [10] NP-6041-SLR1, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1),” EPRI, August, 1991.
- [11] NP-7174-SL, "Seismic Ruggedness of Relays," EPRI, August, 1991.
- [12] NUREG/CR-0098, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants,” USNRC, May, 1978.

- [13] NUREG-0800, “Standard Review Plan, Section 3.7.1 Seismic Design Parameters, Revision 3,” USNRC, March, 2007.
- [14] NUREG-1407, “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities,” USNRC, 1991.
- [15] ASME/ANS RA-Sa-2009, “Addenda to RA-S-2008, Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” ASME/ANS, 2009.
- [16] Regulatory Guide 1.208, “A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion,” USNRC, March 2007.
- [17] SRM to SECY-93-087, “Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs,” USNRC, 1993.
- [18] TR-103959 “Methodology for Developing Seismic Fragilities,” EPRI, 1994.
- [19] 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 Dai-Ichi Accident,” March 12, 2012.
- [20] 核能研究所，營運中核能電廠地質穩定性及地震危害度再評估計畫「恆春斷層為 41 公里之核三廠 PSHA 敏感度分析及 GMRS 分析報告」，中華民國 102 年 4 月。
- [21] 泰興工程顧問股份有限公司，「核能三廠耐震安全餘裕評估計畫成果總結報告」，中華民國 102 年 12 月。

附錄一 審查作業重要歷程

日期	作業內容
102.12.31	台電公司提交核一、二、三廠耐震安全餘裕評估計畫成果總結報告。
103.01.24	召開外聘委員第一次審查會議。
103.02.11	函送外聘委員第一次審查會議紀錄及決議事項。
103.02.19	函送外聘委員第一次審查意見。
103.03.07	台電公司提交外聘委員第一次審查意見答覆說明。
103.03.20	召開外聘委員第二次審查會議。
103.03.25	函送外聘委員第二次審查會議紀錄及決議事項。
103.03.27	台電公司提交外聘委員第一次審查意見答覆說明（修訂版）。
103.04.07	函送外聘委員第二次審查意見。
103.04.16	函送本會審查小組第一次審查意見。
103.04.16	台電公司提交外聘委員第二次審查意見答覆說明。
103.04.17	召開外聘委員第三次審查會議。
103.04.21	召開本會審查小組第一次審查會議。
103.04.22	函送外聘委員第三次審查會議紀錄及決議事項。
103.04.22	台電公司提交審查小組第一次審查意見答覆說明。
103.04.23	函送本會審查小組第二次審查意見。
103.04.28	台電公司提交審查小組第二次審查意見答覆說明。
103.04.29	召開本會審查小組第二次審查會議。
103.05.02	函送本會審查小組第二次復審意見。
103.05.02	函送外聘委員第三次審查意見。
103.05.05	函送本會審查小組第一次復審意見。
103.05.13	台電公司提交外聘委員第三次審查意見答覆說明。
103.05.14	召開外聘委員第四次審查會議
103.05.20	函送外聘委員第四次審查會議紀錄及決議事項。
103.05.21	召開本會審查小組第三次審查會議。

103.05.22	台電公司提交外聘委員第三次審查意見答覆說明（修訂版）及審查小組第二次審查意見答覆說明。
103.05.28	函送外聘委員第四次審查意見。
103.06.04	函送本會審查小組第三次審查意見。
103.06.13	函送本會審查小組第四次審查意見。
103.06.18	召開電驛震顫自然頻率測試作業審查會議
103.06.20	召開本會安全評估報告初稿審查討論會議
103.06.25	台電公司提交 SMA 總結報告修訂版。
103.06.27	台電公司提交同行審查報告修訂版。
103.06.30	台電公司提交核一、二、三新土壤參數分析補充報告。
103.07.04	函送本會對 6 月 25 日 SMA 總結報告修訂版之附件 13 之審查意見。
103.07.07	函送本會對 6 月 30 日核一、二、三新土壤參數分析補充報告之審查意見。
103.07.08	函送本會審查小組第五次審查意見。
103.07.09	台電公司提交 SMA 總結報告修訂版之附件 13 審查意見答覆說明。
103.07.09	台電公司提交核一、二、三新土壤參數分析補充報告審查意見答覆說明。
103.07.11	台電公司提交 SMA 總結報告修訂版之附件 13 審查意見答覆說明(修正版)。
103.07.15	台電公司提交核一、二、三新土壤參數分析補充報告審查意見答覆說明(Rev.1)。
103.07.16	台電公司提交審查小組第五次審查意見答覆說明。
103.07.24	函送本會對核一、二、三新土壤參數分析補充報告審查意見答覆說明(Rev.1)之審查意見。
103.07.24	函送本會對 7 月 11 日 SMA 總結報告修訂版之附件 13 審查意見答覆說明(修正版)之審查意見。

附錄二 後續追蹤與管制要求事項

1. 台電公司應依強震情境，檢討將本案 2 串安全停機成功路徑納入現行電廠相關異常或緊急操作程序書，並依承諾於 103 年 6 月底前完成程序書修訂，及於 103 年 7 月底前完成模擬器訓練。此外，並應列入運轉持照人員再訓練定期訓練課程，以熟悉大地震來襲時可從容達到安全停機的途徑。
2. 未來 SPRA 提出後，台電公司應對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並視需要研擬含補強之相對應對策。
3. 核三廠應於 103 年 9 月底前完成圍阻體穿越管路設備耐震力 HCLPF 值評估及現場確認與完成補作巡視紀錄。
4. 核三廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
5. 文件修訂：台電公司應就下列對所提審查意見之答覆內容，修訂總結報告與相關文件：
 - (1) 於總結報告列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、初步評估後通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕初步篩選但經再檢視(如收集資料)後 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數。
 - (2) 於總結報告適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。
 - (3) 將經審查可接受之新土壤參數分析與評估結果修訂總結報告。
 - (4) 依審查結果將土建廠房與被動元件之評估分析結果、新土壤參數之剪力模數等增訂入總結報告修訂版。
 - (5) 依本會 RAI-GA-I-010 之複審意見，就同行審查部分修訂相關報告。