

核能二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)，其中核二廠部份提出 39 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二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，核二廠每部機兩條安全停機成功路徑上共有 1211 項設備與 1094 項電驛，經評估後每部機共有 20 項機電設備與 23 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，目前因山腳斷層尚未完成 114 公里之全段調查，台電公司先以可涵蓋山腳斷層 114 公里同時錯動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，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 0.67g 時，仍能有兩串安全停機成功路徑可用，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；完成人員地震巡查訓練與於 2 號機大修期間執行一次圍阻體完整性相關之現場巡查；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；儘速執行兩部機 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再量測與驗證作業與分析，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
表目錄.....	v
壹 簡介.....	1
貳 審查結果.....	4
第 1 章 工作簡介及方法介紹.....	4
1.1 概述.....	4
1.2 審查情形.....	6
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.....	17
第 3 章 條列安全停機相關之設備.....	18
3.1 概述.....	18
3.2 審查情形.....	25
3.3 審查結論.....	38
第 4 章 耐震餘裕地震需求.....	39
4.1 概述.....	39
4.2 審查情形.....	46
4.3 審查結論.....	54
第 5 章 耐震餘裕篩選和現場耐震巡查.....	56
5.1 概述.....	56

5.2 審查情形	62
5.3 審查結論	78
第 6 章 未通過篩選的相關設備評估	80
6.1 概述	80
6.2 審查情形	80
6.3 審查結論	84
第 7 章 電驛顫振評估	85
7.1 概述	85
7.2 審查情形	86
7.3 審查結論	90
第 8 章 圍阻體完整性評估	92
8.1 概述	92
8.2 審查情形	92
8.3 審查結論	93
第 9 章 耐震餘裕評估結果	95
9.1 概述	95
9.2 審查情形	100
9.3 審查結論	100
第 10 章 未通過篩選機械和電氣設備之處理	101
10.1 概述	101
10.2 審查情形	106
10.3 審查結論	109
第 11 章 新事證後續耐震餘裕結果更新情形	110
11.1 概述	110
11.2 審查情形	110

11.3 審查結論.....	112
參 審查總結.....	113
參考文獻.....	115
附錄一 審查作業重要歷程	117
附錄二 後續追蹤與管制要求事項	119

圖目錄

圖一：核二廠安全停機反應度控制系統	20
圖二：核二廠安全停機反應爐冷卻系統壓力控制系統	21
圖三：核二廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統	23
圖四：核二廠安全停機餘熱移除系統	24

表目錄

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣	24
表二：小應變岩盤材料性質	40
表三：土壤結構互制輸入土層小應變材料性質	41
表四：NUREG/CR-0098 控制點頻率與反應譜放大係數(1g PGA)....	43
表五：大應變最佳估計土壤性質	44
表六：核二廠土建結構 HCLPF	60
表七：核二廠被動元件 HCLPF	61
表八：土建結構 HCLPF	95
表九：被動組件 HCLPF	95
表十：例外機械和電氣設備清單	96
表十一：未通過篩選機械和電氣設備經再評估可移除項目	101
表十二：最終未通過篩選機械和電氣設備	104

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 法是採用耐震度分析法(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 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 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。

台電公司提出核二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 例外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 新事證後續耐震餘裕結果更新：說明依地質調查結果所進行危害度分析結果，與 1.67 倍 SSE 進行比較，取其大值作為評估基準地震，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，其中核二廠部份共提出 39 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。

台灣電力公司為瞭解核二廠之耐震餘裕度，參照 USNRC 於 1991 年提出之 NUREG-1407 及 EPRI 於 1991 年所提出 NP-6041-SLR1，對核二廠進行耐震餘裕評估計畫，該計畫主要的工作作業內容包括下列幾項：

作業 1、地震危害檢視

台電公司針對山腳斷層新事證，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)、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，核二廠部分因新土壤參數評估結果，新增未通過初步篩選之機電元件共有 8 項，再經重新依耐震補充資料與盤面自然頻率測試後，重新評估其 HCLPF 值大於 0.67g；在電驛顫振部分，新增 21 項未通過項目，其中 20 項核二廠已更換為無電驛顫振現象之數位式電驛；另 1 項僅於平時偵測試驗時方有作用，於 LOCA 事故或廠外電源失電時均會自動隔離之電驛，則採加裝隔離開關方式，平時加以隔離，偵測試驗時手動恢復可用。本項經審查台電公司提報之修訂版告內容後，機電元件部分可以接受，惟其第(三)節表二十一所述新土壤參數下初步篩選未通過元件數目為 41 件，與第十一章表十四未採新土壤參數下之未通過元件數目為 51 件，數據上並不一致，經檢視表二十一將部分經補強後 HCLPF 符合要求之項目，如 MCC 1C3E/1C4E/1C5B 排除，但如緊急柴油發電機燃油日用槽油位開關 1LSHL-137/138/159/160 已改善完成者又未

排除，以致造成數據上之差異，此部分不影響評估結果，但易造成誤解，後續將要求台電公司修訂報告。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；針對表十九地質調查結果所列不同深度之對應 Shear Modulus 數值與剪力波速，經審查發現 Shear Modulus 數值與核二廠 FSAR[9]之參數值相同，應有錯誤，乃要求再詳細說明由鑽孔結果如何得到表十九之參數，並說明如何由表十九參數得到剪力波速，經台電公司提出澄清，說明表十九確實誤植為 FSAR 之參數值，並提出修訂後之數值，並將於後續修訂總結報告；另外，報告中僅列出控制廠房/反應爐廠房/反應爐輔助廠房/柴油機廠房四棟建築物某個樓層之新反應譜，要求台電公司說明評估結果是否可涵蓋位於其他樓層之設備組件。台電公司答覆說明已對四個廠房重新進行土壤與結構互制分析，並產生新的所有樓層反應譜，所有列入停機路徑之設備元件也都依據新樓層反應譜重新評估及計算 HCLPF 值，此部分經再查 6 月 25 日所提送之總結報告修訂版表二十已列出設備元件之新 HCLPF 值，台電公司之答覆可接受。新土壤參數之電驛顫振部分，由於核二廠針對 4.16kV 開關箱盤面係採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以敲擊測試方式所得結果之代表性有意見，經台電公司說明採盤面兩側加固提昇剛性方式再補強，並先以分析方式評估耐震性，之後再進行測試方式確認之。台電公司再提出自然頻率分析結果，經審查委員審查仍有意見，此部分後續之審查情形與結論詳參本報告第七章之審查意見 I-14 與 KS-II-001。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 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 4.16kV 開關箱盤面自然頻率問題詳見第七章 I-14 與 KS-II-001 之審查意見處理情形；對於總結報告修訂版第十三章表二十一所列新土壤參數下初步篩選未通過元件數目問題，將要求台電公司修訂報告，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 方法的差異最主要有於停機設備的篩選，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耐震度(fragility)。因為以故障路徑為基礎，

NRC 方法較容易找出整個電廠的耐震度並計算出整廠的耐震餘裕。台電公司目前採用的是 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，此種作法是最保守的。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 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 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，亦未就各廠現有的耐震度與重新計算後的 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，要求台電公司澄清。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；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。核二廠總結報告修訂版第十三章表二十一所列新土壤參數下初步篩選未通過元件數目與土建廠房、被動元件之分析結果與、新土壤參數之剪力模數，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 同行審查部分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

核二廠位於台灣北海岸，靠近基隆市，台北市東北方 19.2 公里。廠區內裝置兩部 98.5 萬千瓩汽輪發電機組，總裝置容量為 197 萬千瓩。

核二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奇異公司所承造之沸水式反應爐第 6 型 (BWR/6)。一號機及二號機分別於民國 70 年和 72 年併聯發電開始商業運轉。

地表反應譜

核二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則定為水平方向的 2/3。

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。

核二廠主要的土建結構為：

1. 反應爐廠房，包括圍阻體與反應爐廠房內部
2. 反應爐輔助廠房
3. 汽機廠房
4. 燃料儲存廠房
5. 控制廠房
6. 柴油發電機廠房
7. 緊要海水泵室

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

1. 反應爐廠房
2. 反應爐輔助廠房
3. 控制廠房
4. 柴油發電機廠房

核二廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report，以下簡稱 FSAR) 3.8.1.2 條列說明混凝土結構為根據 ACI 318-71 Building Code Requirement for Reinforced Concrete；鋼結構則根據 American Institute of Steel Construction (AISC) Manual of Steel Construction, 1970, 7th Edition including Specification for Design, Fabrication and Erection of Steel for Buildings。

設備

核二廠 FSAR 3.9.2.2.1 條列安全有關核能蒸汽供給系統(NSSS)設備耐震設計要求，包含試驗與分析，基本上根據 GE 規範。FSAR 3.9.2.2.2 條列安全有關非核能蒸汽供給系統(Non-NSSS)之設備耐震設計要求，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 344-1971[8]，GE NSSS 規範，或原設計顧問公司 Bechtel 之 Balance of Plant 規範。

管線和儀器管路系統

根據 FSAR 3.8.1.2，核二廠管線系統設計根據 ASME, Boiler and Pressure Vessel Code, 1971 版本含更新至 1972 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，電纜槽(Cable Tray)支撐引用 Bechtel Electrical and Civil/Structural Design Guide No. 14 及 AISI – American Iron and Steel Institute, Specification for the Design of Cold-Formed Steel Structural Members, 1968 版，HVAC Duct 支撐亦相同。

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，說明核二廠之地形、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。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。

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，已就核能二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一廠簡介之敘述，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

耐震餘裕評估是根據美國核管會(USNRC) 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。

美國核管會通函 GL 88-20, Supplement 4 另外規定假如使用 EPRI 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 NP-6041-SLR1 及 NUREG-1407 規定外，並參照新版 ASME 2009 PRA 標準第 10-2 節 High Level Requirements HLR-SM-B 之 Supporting Requirements SM-B1 to B8。

(二) 成功路徑選擇邏輯

條列安全停機相關之設備使用的成功路徑邏輯基本上定義於 NP-6041-SLR1 第三章。安全停機並維持穩定狀態須包含以下四項安全功能：

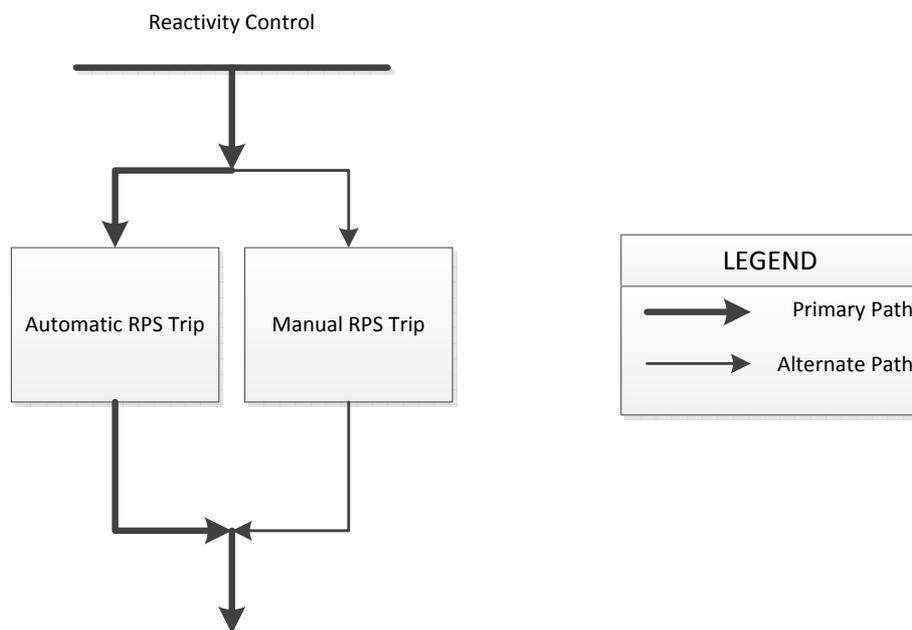
- 反應度控制(Reactivity Control)
- 反應爐冷卻系統壓力控制(Reactor Coolant System Pressure Control)
- 反應爐冷卻系統水量控制(Reactor Coolant System Inventory Control)
- 餘熱移除(Residual Heat Removal)

反應度控制

電廠發生大地震時，機組安全停機的首要動作為將控制棒快速插

入，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。此系統有足夠的停機餘裕，即使 1 支本領最高之控制棒未插入仍足以維持反應爐在次臨界之停機狀態。備用硼液系統(Standby Liquid Control System, 簡稱 SBLC)不含在內，因為 SBLC 無法提供快速停機而且造成運轉人員壓力。

核二廠反應度控制是由反應爐保護系統(Reactor Protection System, 簡稱 RPS)與控制棒液壓控制系統(Control Rod Drive Hydraulic Control Unit, 簡稱 CRD/HCU)共同達成如圖一。RPS 包括將控制棒急停插入所需啟動線路、警報、主動設備、被動設備，以及確認與監視跳機狀態所需之設備；CRD 則包括插入控制棒所需之被動機械設備。

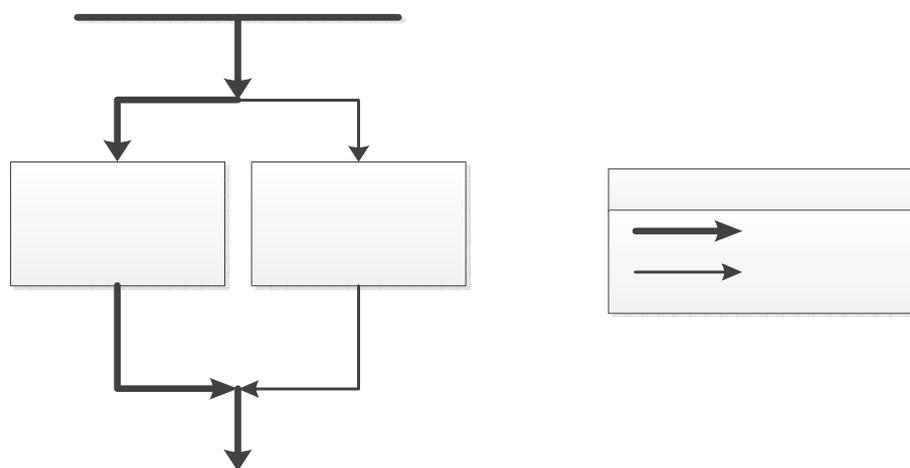


圖一：核二廠安全停機反應度控制系統

反應爐冷卻系統壓力控制

當機組失去外電時而跳機時，主蒸汽隔離閥會自動關閉，反應爐冷卻水系統(Reactor Coolant System, 簡稱 RCS)壓力將升高，需要釋壓

及控制。壓力超過設定值時電廠會開啓安全釋壓閥(Safety Relief Valves,簡稱 SRV) 控制 RCS 壓力。電廠另有自動降壓系統(Automatic Depressurization System, 以下簡稱 ADS) 如圖二，但因其需運轉人員遵循緊急運轉程序 (Emergency Operating Procedure, 簡稱 EOP) 操作，因此不包含在 SSEL (Safe Shutdown Equipment List, 簡稱 SSEL) 內。關於候補成功路徑考慮，如有需要安全釋壓閥可以人為操作，以容許低壓注水，安全釋壓閥數量可以滿足候補成功路徑的要求。



圖二：核二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

RCS 補水控制系統包含補水控制及減少水量損失兩項如圖三。

a. RCS 補水

RCS 補水可經由以下路徑：

- 高壓爐心噴灑系統(High Pressure Core Spray System, 簡稱 HPCS)：正常補水功能是 HPCS 泵從冷凝水貯存槽(Condensate Storage Tank, 簡稱 CST)抽取然後注入反應爐。候補補水則選擇抑壓池(Suppression Pool)，因為抑壓池較為耐震，HPCS 能力足

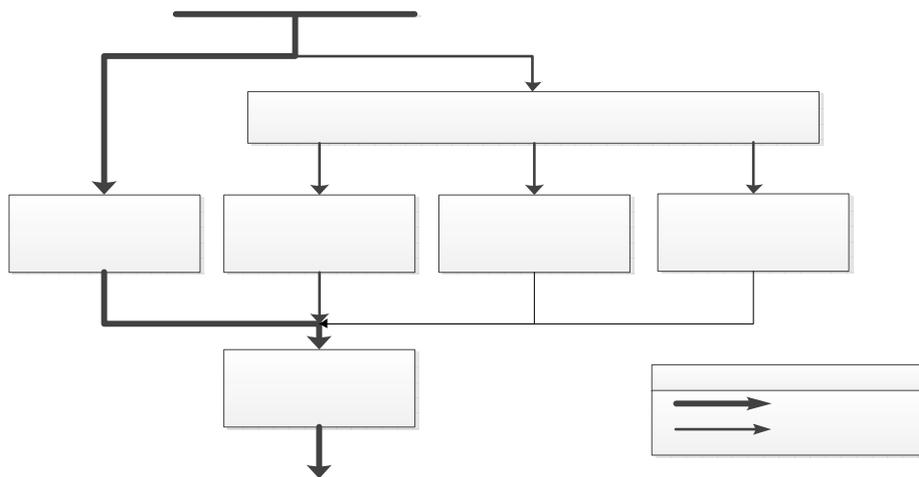
夠維持小 LOCA 所需。正常補水也可以選擇 RCIC，但考慮小 LOCA 的不確定因素，仍然選擇 HPCS 為宜。

- 低壓爐心噴灑或注水系統：爐心補水另一選擇是低壓爐心噴灑系統 (Low Pressure Core Spray System, 簡稱 LPCS) 或低壓爐心注水系統 (Low Pressure Coolant Injection System, 簡稱 LPCI)，必須配合人工降爐壓至低於 383 psig。爐心注水或噴灑系統只需一個串，因此非常可靠。LPCS 或 LPCI 從抑壓池取水然後噴灑或注入爐心，操作上至少需要 3 只 ADS 閥來降壓至低於 383 psig。

b. RCS 排水

反應爐冷卻系統排水須控制以減少水量損失，以下為兩條主要路徑：

- 安全釋壓閥 (Safety Relief Valves, 簡稱 SRV)：安全停機設備包括 SRV，以確保 SRV 能再度關閉並容許人工操作控制反應爐壓力。
- 一次圍阻體隔離系統 (Primary Containment Isolation System, 簡稱 PCIS)：安全停機設備包括 PCIS，以確保發生小 LOCA 時之圍阻體隔離。這部分耐震評估主要集中在早期圍阻體失效功能，設備包括 PCIS 隔離閥。



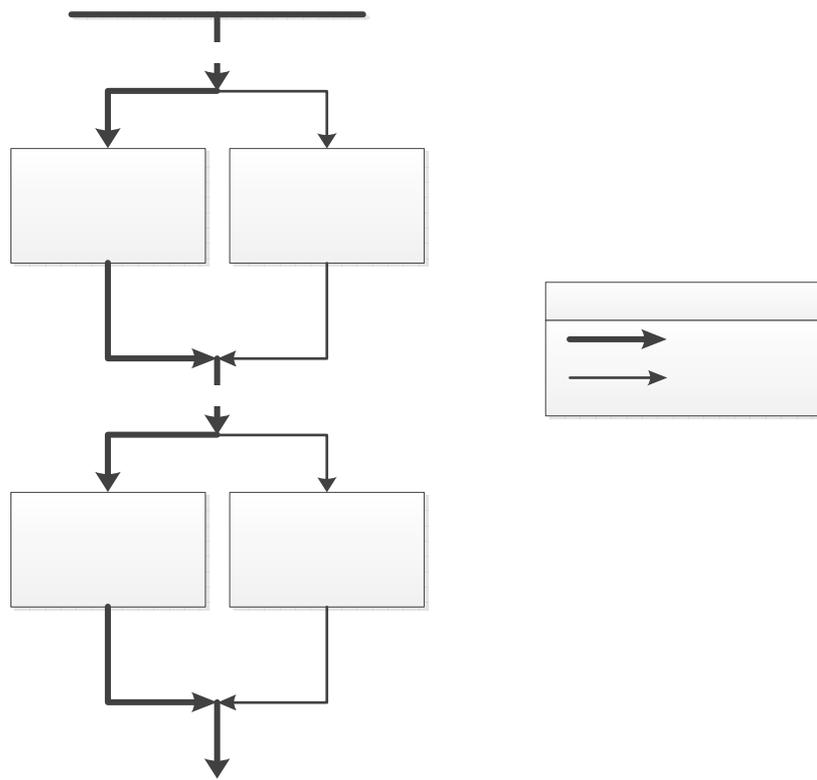
圖三：核二廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統

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。核二廠緊急運轉程序要求運轉人員地震後進入冷停機狀態。初期一組餘熱移除系統(Residual Heat Removal, 簡稱 RHR)進入抑壓池冷卻模式(Suppression Pool Cooling, 簡稱 SPC)，另一組備用。後期一組餘熱移除系統進入停機冷卻模式(Shutdown Cooling, 簡稱 SDC)，另一組仍備用如圖四。

取水與排水路徑與運轉模式有關，在 SPC 模式，RHR 從抑壓池取水，經 RHR 熱交換器後回至抑壓池；在 SDC 模式，RHR 從反應爐取水後，經由 RHR 熱交換器後回至反應爐。抑壓池水量足夠 72 小時任務。

HPCS at Operating Pressure



圖四：核二廠安全停機餘熱移除系統

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表一，所有所需之支援系統均加入安全停機設備列表(SSEL)中。

RHR (tra

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣

第一線系統	與支援系統關係					
	ACP	DCP	ECW	HVAC	ECHW	ECCAS
RPS	X	X				
CRD/HCU						
HPCS	X	X	X	X		X
SRVs		X				
RHR	X	X	X	X	X	X

LPCS	X	X	X	X	X	X
SSMS	X	X				
PCIS	X	X				

初步現場巡查

建立安全停機設備之前須執行初步現場巡查，目的在確認選擇之設備中是否含耐震能力差之組件，耐震安全餘裕評估小組在民國 101 年 2 月 22 日至 3 月 2 日進行了初步現場巡查。現場巡查區域包括：

- Control Room
- Switchgear Rooms
- Battery Rooms
- RHR Pump Rooms
- HPCS Pump Room
- LPCS Pump Room
- Emergency Diesel Rooms
- HPCS Diesel Room
- Emergency Pump House
- Fuel Oil Storage Tank Area
- CST Area

3.2 審查情形

經本會審查小組查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告第三（一）節成功路徑選擇基本假設說明，台電公司說明安全停機相關之設備條列於總結報告附件一，但查證附件一 Table A-1~8 及 Table B-1~6 相關之 SSEL 清單，提出 RAI-KS-I-003 要求台電公司澄清說明 (1)各安全停機相關系統之管路均未列於附件一 SSEL 清單中。表 A-4 Safety Relief Valves 僅列出 7 只 ADS 閥，另如 RWCU 系統之閥門未列入；(2)表 A-5 RHR 抑壓池冷卻模式未將抑壓池溫度儀器列入；(3)台電公司除應平行展開檢視 SSEL 組件清單之完整性外，另應澄清說

明台電公司如何取得相關 SSEL 組件清單，以及確保 SSEL 組件清單完整性之機制為何。台電公司澄清說明：(1)NP-6041-SLR1 並無管線巡查紀錄表格相關規定，SMA 案對於管線評估做法係採用設計基準比較的方式進行，管線系統則依據 NP-6041-SLR1 規定，來比較 SSE (RC structure 5% Design Basis Damping per FSAR Table 3.7-1)和 RLE(RC structures 7% per NP-6041-SLR1 Table 4-1)的地表反應譜。評估結果發現，在主要結構頻率區間，RLE7% 地表反應譜約高出 SSE5% 地表反應譜 1.26 倍；另外考量保守韌性因子 1.5 之後，HCLPF 至少為 $0.67\text{ g} * 1.5 / 1.26 = 0.80\text{ g}$ 。故不需再列入評估。(2)16 只 SRV 中，僅 7 只 ADS 閥屬於 ECCS 之設備(即安全停機成功路徑之設備)，故 SMA 評估中僅列 ADS 系統；其餘 9 只 SRV 未屬 ECCS，故不需列入評估清單。(3)RWCU 非屬 ECCS 之設備，且機組跳脫即隔離，無執行安全停機功能，故不需列入評估清單。(4)NP-6041-SLR1 附錄 B 主要考量在於，抑壓池冷卻對於安全停機(爐心融毀)部份，其作用為降低及減輕事故程度，故相關溫度偵測元件不需列入評估清單。審查小組要求台電公司再澄清：(1) (a)此 HCLPF 至少為 0.80g 與報告表八所述 HCLPF 為 0.67g 不同，且未列於 HCLPF 計算書中，應修訂增列。並請提出所述 EPRI-6041-SLR1 內容、NRC 文件與 ASCE 43-05[2] Table 8-1 佐證採用韌性因子 1.5 之保守性；(b)有關阻尼比 (damping ratio) 之採用，基本上應回歸核二廠 FSAR 文件所述；(c)台電公司答覆在 SSE 採用 5%，而 RLE 卻採 7%，請補充說明其合理性。(2)/(3) 9 只 SRV 不列入評估清單之理由不夠充分；並未就失效排水功能部分提出說明。(4) 請台電公司澄清抑壓池冷卻對喪失廠外電源時(MSIV 關閉，SRV 開啟洩壓)是否不影響安全停機功能(72 小時)。經台電公司澄清說明：(1) EPRI-6041-SLR1 內容、NRC 文件與 ASCE 43-05 Table

8-1 佐證採用韌性因子 1.5 之保守性值。對安全設備管線依法規限制規定需承受 sustained load (持續負荷) 管重、流體運轉重、occasional load (間斷負荷) 地震力、SRV、振動等、expansion load (膨脹負荷) 熱膨脹應力。在管線設計容許應力值，可供安全運轉。(2)/(3)對報告中 3-6 頁 b.RCS 排水項目，以原報告之附件一.4.1.5. RCS Inventory Discharge 說明，The discharge from the RCS is controlled by minimizing the loss of inventory through various paths.對 SRV 降(洩)壓為利於 ECCS 補水功能，依核二廠 EOP 基礎，只要操作 4 只 SRV 即可達到反應爐緊急洩壓供低壓 ECCS 補水狀態，7 只 ADS/SRV 已提供 3 只備用。(4)機組在發生喪失廠外電源時，緊急柴油發電機會自動起動供電至 1/2A3、1/2A4 緊要匯流排。當緊要匯流排復電後，在此期間反應爐壓力仍高，需以開啟安全釋壓閥洩壓，在反應爐壓力未降至 9.34Kg/cm² 以下時，餘熱移除系統不需執行停機冷。審查小組審查後，其中第(1)項併入 RAI-KS-II-02 討論；第(2)/(3)/(4)項應參考核一廠作法，將 SRV、抑壓池相關溫度偵測元件列入 SSEL。同時針對排水之修訂說明並不合理，要求重新答覆。經台電公司澄清說明：(2)/(3)項核二廠 16 只 SRV 皆為相同設備且同為 ASME 設計，此 16 只 SRV 均裝置於乾井中 MSIV 管路上，互為鄰近；雖然其中 7 只因另具備 ADS 功能而列入 SSEL 中巡查並留有 SEWS 紀錄，但實際巡查時，另外 9 只 SRV 仍一併巡查，只是未另於 SEWS 紀錄，此 9 個 Non-ADS/SRVs 除不具備 ADS 功能外，設備結構及其餘功能與此 7 個 ADS/SRVs 並無二致。原報告中 3-6 頁 b 有關 RCS 排水項目之敘述將維持原內容，不予修訂；第(4)項抑壓池溫度偵測元件，於總結報告進版時將列入 HPCS (table A-3) 清單中，核二廠抑壓池溫度偵測元件，裝設圍阻體抑壓池邊支撐架上，初評 HCLPF 符合 RLE 值。審

查小組再審查後，要求第(4)項提供抑壓池溫度偵測元件之 HCLPF 值(含如何計算)。經台電公司澄清說明：相關抑壓池溫度偵測元件，裝設於圍阻體抑壓池邊支撐架上，初步計算 HCLPF 值 2.06g。另查台電公司於 103 年 6 月 25 日所提送之總結報告修訂版中已將其他不具 ADS 功能之 SRV 列入 SSEL 中，另修訂內容並未將抑壓池溫度偵測元件列 HPCS (table A-3) SSEL 內，將要求補列，並列入後續管制要求追蹤事項。

經本會審查小組查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告第三(二)節成功路徑選擇邏輯，發現依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-4/8-5，安全停機成功路徑之討論應包含停機程序書，因此提出 RAI-GA-I-004，要求台電公司補充說明安全停機成功路徑選定後，是否有任何因選定停機路徑而需修改之程序書或設備。台電公司澄清說明停機路徑本為原電廠設計之部份，分為主要安全停機成功路徑與後備成功路徑，皆屬電廠內原有之安全停機設備，對安全停機之需求，運轉人員已有充份認識。電廠運轉人員對所需執行安全停機、行動已有相關之課程訓練。僅須於相關程序書加註明主要安全停機成功路徑或後備成功路徑等資訊，以提醒運轉員了解強震時所使用的安全停機成功路徑。審查小組再要求台電公司提出程序書修訂與人員訓練時程。台電公司再答覆說明將依強震情境，檢討 EOP 執行流程，及核對 SMA 2 串安全停機成功路徑，以確認均已列入於 EOP 中。而利用模擬器驗證程序書是否有足夠指引至使用 SMA 2 串路徑，已於 5 月 2 日執行完成，初步驗證二種劇本均可達成安全停機；台電公司承諾預定於 6 月底前完成程序書修訂，並於 7 月底前完成模擬器訓練。台電公司答覆說明經審查後可接受，其辦理情形將列入後續追蹤事項。

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 EOP 操作時，要將找到並補強及格的安全停機主要安全停機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作法。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 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途徑。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。台電公司答覆說明經審查後可接受。與 RAI-GA-I-004 相同，將辦理情形列入後續追蹤事項。

經本會審查小組查證 SMA 總結報告第三（二）節，提出 RAI-GA-I-005，要求台電公司就(1)是否與其他類似核電廠地震餘裕評估所使用的類似 SSEL 清單進行比較；如是，請提出比較結果；如否，請執行比較，說明異同。(2)是否與各廠防火計畫之安全停機設備清單做比較；如是，請提出比較結果；如否，請執行比較，說明異同，並請說明品保審查程序。台電公司已提出顧問公司所提供與核二廠同型之美國 Grand Gulf 電廠資訊，其主要差異在圍阻體 Performance 評估範圍有不同。防火計劃與耐震餘裕之安全路徑部份，經核二廠運轉組及改善組於 4 月 25 日～5 月 8 日比對『SMA 安全停機成功路徑所

列的設備(SSEL)與防火評估安全停機設備結果』(依據「FINAL REPORT OF `10 CFR 50 APP. R FIRE PROTECTION EVALUATION FOR KUOSHENG NUCLEAR POWER STATION」 - Table 5.4(Unit 1) & Table 5.5(Unit 2) SAFE SHUTDOWN EQUIPMENT LIST，共 339 項)，其中相同設備共 170 項，核二廠在 103 年 4 月 25 日及 5 月 2 日，對於 Grand Gulf 電廠附錄 B、table 1，及防火評估安全停機與 SMA 成功路徑所列的設備(SSEL)差異，召集運轉、改善組所有審查人員，對審查原因、方法、重點、注意等事項相互討論，再對清單執行全面再審查。對顧問公司所提供之 PCIS 隔離清單之完整性部份，審查結果有穿越器編號 47 之 MOV AA-HV-301/302 應列入 SSEL 中評估，相關現場照片、閥測試報告，已送請顧問公司確認 HCLPF 值；上述 2 管閥為耐震一級設計，接受 level 2 低水位信號動作隔離，其下游尚有平時關閉之隔離閥隔離。審查小組再要求台電公司就與 Grand Gulf 電廠不同部分，提出詳細說明。台電公司澄清說明 Grand Gulf 電廠 SSEL 列表報告中，列入評估項目主要為：反應度控制、反應壓力控制、反應爐水量控制、餘熱移除等四大安全功能、圍阻體完整性隔離閥，此部分與核二廠相同。並針對 Grand Gulf 電廠有，而核二廠無評估項目，或核二廠有而 Grand Gulf 電廠無評估項目予以說明。核二廠對圍阻體部份為 SSEL 之 PCIS A-8 內著重針對大或不尋常的破裂項目(large breaches)評估，對圍阻體完整性隔離閥部份，亦請顧問公司再評估以求完整。對顧問公司所提供之 PCIS 隔離清單之完整性，台電公司再檢視結果有 MOV AA-HV-301/302 須列入清單，經評估確認其 HCLPF 值為 0.75/0.77g，符合 RLE 耐震需求。審查小組再要求台電公司再就 Grand Gulf 電廠有而核二廠無對應評估項目內容，提出補充說明，包含(1)第 1 項核二廠之燃料池在強震後，仍為安全狀態之依

據。(2)第 5/9 項所述” SMA 評估之初始條件，為未發生爐水流失事故(LOCA)之狀況”，依提送報告第三章 3-3 頁所述假設條件包括小 LOCA，前述說明意指為何？與所述組件關聯性為何？(3)第 6 項所述爐心隔離冷卻系統(RCIC)之閥已列入評估，惟 RCIC 應未列入安全停機串；另本項 MOV AA-HV-301 /302 為需增訂入 SSEL 者，請修訂報告。台電公司澄清說明(1)用過燃料池位處燃料廠房（耐震 I 級結構建築物）一樓，用過燃料池池體為混凝土結構，內襯 1/4 吋不銹鋼板，初步計算 HCLPF 值至少 0.71g；(2) 『報告第三章 3-3 頁所述假設條件包括小 LOCA』意指 NP-6041-SL 建立安全停機成功路徑，只考慮地震肇始暫態事件之小型主冷卻管洩漏事件、小斷管或小爐水流失事故事件(Loss of Coolant Accident, LOCA)，相當於 1 吋管斷裂。相關 WIDE RANGE S/P LEVEL SW 及 CGCS 屬大 LOCA 之評估範圍，不在此次 SMA 評估範圍，上述組件亦不屬二串安全停機成功路徑評估範圍；(3) 此次 SMA 二串安全停機成功路徑評估範圍並未包括 RCIC 系統，第 6 項所述爐心隔離冷卻系統(RCIC)之閥（ EK-143/144 二閥），係配合 PCIS 完整性(穿越器 No.46)作評估。另台電公司將修訂報告，台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組查證 SMA 總結報告第三（二）節時，發現依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-6，初步現場巡查或正式巡查時所篩除的設備(即認定符合耐震要求)需經 2 位 SRT 成員認可，提出 RAI-GA-I-006，要求台電公司補充說明執行情況及文件。台電公司答覆說明 Walkdown 作業時，均詳細紀錄各設備之狀況，並依 SEWS 上之檢核項目逐一比對確認，該設備是否需進行 HCLPF 計算，或依據 NP-6041-SLR1 那種規定可判定合格，或 SRT 成員如何依經驗判斷該設備合格，均詳載於 SEWS 的”Comments”欄中，SEWS 上也記載巡

查時間與負責的 SRT 成員。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組查證 SMA 總結報告第三(二)節，提出 RAI-GA-I-011，要求台電公司說明如何確定安全停機設備清單與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。台電公司答覆說明：有關 SMA 專案的安全停機設備與電驛清單，專案進行之初係由顧問公司將成功安全停機所需四大安全功能的系統，與電廠持照人員討論後，再依 Markup 的管線儀器圖(P&ID)及相關系統圖面(如電氣圖、GEK 圖)等資料上進行設備篩選；核二廠並於 103 年 4 月 11 日另召集相關人員討論，並由儀控組、電氣值班主任、運轉值班持照人員，重新就成功安全停機所需四大安全功能的系統/設備進行核對及確認，有差異部份另送顧問公司澄清說明或評估。審查小組再要求台電公司於 5 月上旬提出評估結果與後續處置措施，並請說明品保審查程序。台電公司再說明 SMA 評估設備清單，除顧問公司專案執行之自我品管程序外，核二廠再動員運轉值班人員，從 Markup 的 P&ID 等資料上重新審視設備篩選；另亦由改善、電氣、儀控等維護部門同仁重新檢視設備篩選清單，有差異部份則送請顧問公司澄清說明或評估，SSEL 清單新增 28 項，其中 24 項經與顧問公司討論屬重複為 RPS(A-1)failure safe 保護跳脫設備，不需列入；剩餘 4 項(1GJ-FISL-111/117、1EH-PDISL-224/239)須列入 SSEL 清單，並於 5 月 8 日由 SRT 現場 walkdown 後，HCLPF 值評估結果為 1.62g；同時並說明將修訂評估報告內容，相關品保紀錄亦已清查完整備查。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組審查 SMA 報告第三章之(二)，提出 RAI-KS-I-004，就(1)依 NUREG -1407 第 3.2.6 節，對 SMA 報告第三章之(二).6” 初步

現場巡查”所列巡查區域，安全停機成功路徑相關 SSC 途徑應不限於所列區域，例如電纜/管路可能在走道或管道間區域，亦有可能在乾井內，要求台電公司具體說明現場巡查實際執行範圍(區域與組件設備)，以確認選擇之設備中是否含耐震能力極差之組件；(2)經查報告附件一附錄 F 之耐震巡查設備清單中，並未將所有可能造成一次圍阻體隔離閥 PCIIV 或穿越器納入(另參考審查意見 RAI-KS-I-013)，要求台電公司澄清巡查清單選定之原則與其完整性；(3)要求台電公司再說明圍阻體完整性相關設備組件之現場巡查情形，包括巡查之組件設備清單(閥門、機械電氣系統穿越器及電廠特有的圍阻系統如點燃器和主動式密閉系統、編號)。台電公司澄清說明：(1) NUREG -1407 第 3.2.6 節僅針對大或不尋常的破裂項目(large breaches)，並非做全面性的餘裕評估也不涵蓋潛在的、微小的圍阻體問題(minor containment performance issues)；穿越器本身的弱點(如填封物、穿越器冷卻系統，the inflatable seals and penetration cooling systems)不屬於大的破裂項目(not an issue for large breaches)，一般均不列入 SSEL 清單中。在 SMA 精神下，圍阻體評估主要為防止早期巨大洩放(Large Early Release, LER)，填封物、穿越器冷卻系統不被認為是隔離系統，因此即使如填封物失效造成之洩漏也視為非 LER。另即使沒有 backup air supply 亦不會造成 inflatable seals 短期內喪失壓力，故不會造成 LER，即無需列入 SMA 項目；(2)所有包含 SSEL 設備之區域，均列入現場巡查，SSEL 設備也同時進行檢視；管路及導線管檢查以抽樣方式進行，SSEL 設備之耐震容量則分別記載於 SEWS 及相關之 HCLPF 計算資料中。(3)相關圍阻體完整性之評估，係採用目視檢查及審查原始計算書來判定，現場巡查並無特定之 SEWS，僅紀錄於報告中。審查小組審查後要求台電公司：(1)依 3.2.6 節所述：a rigorous fragility analysis is

needed only at review levels greater than 0.3g, 請說明核二廠執行情形。(2) 報告內容為”所有需由電力驅動的閘體均已包含於 SMA 評估工作。相關隔離閘及其電磁閘有經過現場檢視，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。”與答覆稱非全面檢查不同。(3)“僅紀錄於報告中”係指另有報告或 SMA 報告本文，同時所有巡視應有品保紀錄，請再澄清說明。台電公司再澄清說明如所提總結報告之第八章”圍阻體完整性評估”中所述，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。顧問公司亦對圍阻體審核分析執行情形提出進一步說明。審查小組再要求台電公司就以下 3 點提出補充說明：(1)對現場巡視內容之說明並未明述空間交互作用 (spatial interactions), 請補充說明。(2)提出穿越器編號 47 之 MOV AA-HV-301 /302 之 HCLPF 值確認結果，且需修訂報告，請補提。(3)由前次答覆稱並未留下相關巡視紀錄，此不符品保要求，請提檢討因應措施(如補執行)。台電公司澄清說明(1)現場巡查時已依 SEWS 檢核表逐一確認 SSEL 清單上各系統(或設備)間是否有互相影響之情形，而巡查結果並未發現系統、設備或管路有交互影響之情形。(2)編號 47 穿越器之 MOV AA-HV-301 /302，經評估確認其 HCLPF 值分別為 0.75 /0.77g，符合 RLE 耐震需求 (同 GA-I-005 說明)，並於進版時修訂報告。(3)對於圍阻體現場巡查原始手寫紀錄並未保留，僅記載相關說明於報告內，核二廠將於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作巡視紀錄。本項有關圍阻體完整性之清單部分之答覆說明，及現場巡視內容空間交互作用之答覆說明經審查後可以接受；至於第(3)項核二廠將於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作

巡視紀錄部分，將列入後續管制追蹤事項。

審查小組對 SMA 報告附件一之 3.2 節所述 The equipment list was initially based on a PRA that has not been updated in a few years. Although the final equipment list was confirmed by plant drawings and walkdowns, there remains some small level of uncertainty. The equipment identifiers were not consistent in the plant documentation. Although the uncertainty is small, there could be some inconsistencies in the equipment identification at the subcomponent level.”，提出 RAI-KS-I-011，要求台電公司澄清如何處理此問題。台電公司答覆說明依顧問公司回覆表示，本段註記之「不確定」，意指設備編號(ID)之不一致性；主要原因是核二廠有交互使用 GE 編號及貝泰編號之情形，顧問公司於查文件編號、現場巡查時需多耗時間確認與澄清說明，並已於現場巡查時澄清，並將依上述答覆修訂原報告內容，說明” The listed has been confirmed by interviewing with TPC and during the walkdowns. The final list should be complete.”。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組依所參照之 NRC NUREG-1407 第 3.2.5.1 內容，在進行清單之建立必須由 fuller set，以避免漏失重要設備組件，乃提出 RAI-KS-I-012，要求台電公司說明參考廠為何，如何避免”mask plant differences regarding defense-in-depth”；另其所述 the minimum set of equipment is selected 之作法是否符合 NUREG-1407 should begin with the fuller set, and it recommends that this narrowing be documented in detail.之作法，包括其品保審查程序(同 RAI-GA-I-011)。台電公司澄清說明：(1) 核二廠以 Grand Gulf Nuclear Station 為 SMA 參考廠；(2) 有關 SMA 專案的安全停機設備與電驛清單，專案進行之初係由顧問公司將成功安全停機所需四大安全功能的系統，與持照人員討論後，

再依 Markup 的 P&ID 及相關系統圖面(如電氣圖、GEK 圖)等資料上進行設備篩選，核二廠於 103 年 4 月 11 日另召集相關人員討論，並由儀控組、電氣值班主任、運轉值班持照人員，重新就成功安全停機所需四大安全功能的系統/設備進行核對及確認。除顧問公司專案執行之自我品管程序外，核二廠再動員運轉值班人員，從 Markup 的 P&ID 等資料上重新審視設備篩選；另亦由改、電、儀、等維護部門同仁重新檢視設備篩選清單，有差異部份則送請顧問公司澄清說明或評估。經核二廠審查人員重新審查篩選，並經顧問公司確認後，有四項（1GJ-FISL-111/117、1EH-PDISL-224/239）需再加入 SSEL 清單，核二廠已安排顧問公司於 103 年 5 月 9 日現場 walkdown 後，經顧問公司判定符合 RLE。核二廠並重新審查 497 項評定為 CA Relay 清單，結果 CA 須更改為 NC 者 106 項，其餘審查同意 391 項中，需增列圖面或設備者 10 項，刪除參考圖面者 2 項，電驛號碼或名稱更正者 6 項，位置更正者 1 項。電驛顫振（CA 部份）比照 SSEL 清單審查程序，由核二廠資深儀控、電氣人員重新審查後，經電氣、儀控及改善組及顧問公司討論後確認將修訂。台電公司將再修訂報告，同時相關品保紀錄相關品保紀錄已清查完整。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組對 SMA 報告第三章之(二).3.b”RCS 排水”中說明兩條主要路徑包括 SRV 及 PCIS，但表六之耐震巡查設備清單中 SRV 僅列出 7 只 ADS 閥，而 PCIS 閥僅將 MSIV 納入，且未將 igniters 列入，乃提出 RAI-KS-I-013，要求台電公司說明此清單是否符合 NUREG-1407 之 3.2.6 節原則，並檢討清單之完整性。台電公司澄清說明：(1)屬安全停機並維持穩定狀態四項安全功能之系統及其組件均已列入 SSEL，並進行現場巡查及紀錄於 SEWS 或計算資料中。

(2)NUREG-1407 Section 3.2.6 僅針對大或不尋常的破裂項目(large breaches)，並非做全面性的餘裕評估也不涵蓋潛在的、微小的圍阻體問題(minor containment performance issues)；穿越器本身的弱點(如填封物、穿越器冷卻系統，the inflatable seals and penetration cooling systems)不屬於大的破裂項目(not an issue for large breaches)，一般均不列入 SSEL 清單中。圍阻體真正的 SMA 衝擊為早期巨大洩放(Large Early Release, LER)，填封物、穿越器冷卻系統不被認為是隔離系統，因此即使如填封物失效造成之洩漏也視為非 LER。(3)16 只 SRV 中，僅 7 只 ADS 屬於 ECCS 之設備(即安全停機成功路徑之設備)，故 SMA 評估中僅列 ADS 系統；其餘 9 只 SRV 未屬 ECCS，故不需列入評估清單。PCIS 清單中，對影響爐心安全(爐心融毀)相關設備，才列入評估清單，igniters 為事故後，用以降低及減輕事故程度，故未列入評估清單。依上述說明，僅需針對 Large Early Release(LER)項目，故僅列入 MSIV。審查小組再要求台電公司：(1)就其失效對”排水功能之影響提出澄清；(2)igniters 為 NUREG-1407 所列需就圍阻體進行評估之案例，請提出可排除之理由依據。台電公司再答覆說明報告中 3-6 頁 b.RCS 排水項目，應依附件一.4.1.5. RCS Inventory Discharge 說明。Discharge 語譯為排水非合適，應以 RCS 『排放降壓』譯詞，SRV 降(洩)壓為利於 ECCS 補水功能，無失效排水功能部分之說明，若 SRV 就 open，核二廠有緊急應變程序書執行運轉操作。對 RCS 排水擬進版修訂「RCS 降(洩)壓」避免誤解(同 RAI-KS-I-003 之修訂)。對 SRV 降(洩)壓為利於 ECCS 補水功能，依核二廠 EOP base，只要操作 4 只 SRV 即可達到反應爐緊急洩壓供 ECCS 補水狀態，7 只 ADS/SRV 已提供 3 只備用。另 SMA 為 beyond design basis，因此 PRA 對 SMA 的設備選擇影響很大，此與 Table 4-13 of

NUREG/CR-4334 相符。至於 Hydrogen igniters 被歸類為 Functional Group B (Containment Overpressure Protection)，而 SMA 僅需評估 Functional Group A (Reactor Subcriticality and Emergency Core Cooling Early)。Hydrogen igniters 僅在 Group A systems 失效時才需評估，而 SMA 評估則為確保 RLE 時，Group A 系統功能存活，因此 Group B 系統均假定能維持功能而不需列入 SMA SSEL。審查小組審查後，有關排水之修訂說明(同 RAI-KS-I-003)，台電公司再答覆為維持原內容，不予修訂。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經由審查結果，對於初步篩選應列入評估之機電設備清單共增加 15 項，故總數目由原來之 321 項增加為 336 項，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。

3.3 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，已就耐震餘裕評估之安全停機成功路徑選擇基本假設提出適當說明，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。其中台電公司於 103 年 6 月 25 日所提送之總結報告修訂版並未將抑壓池溫度偵測元件列 HPCS (table A-3) SSEL 內乙項，屬報告內容完整性問題，將要求補列並列入後續管制要求追蹤事項；針對台電公司承諾核二廠於 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，以及核二廠將於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作巡視紀錄等項，將列入後續管制追蹤事項。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 4 章 耐震餘裕地震需求

4.1 概述

計算核二廠結構樓層反應譜目的在於執行核二廠耐震餘裕評估時提供管線與設備地震輸入。計算範圍包括反應爐廠房、反應爐輔助廠房、控制廠房及柴油發電機廠房等。

評估結構動力分析時包含土壤結構互制效應。緊要海水泵室為地下建物，結構土壤互制效果不明顯，建物內可以保守使用土層反應譜即可。

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)，核二廠的結構廠房地基直接落於砂岩盤上。最大地表加速度 (PGA) 依據 USNRC SRM to SECY-93-087[17] 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二廠設計基準模型，含以下四組模型。
 - 控制廠房 (Control Building)
 - 反應爐廠房 (Reactor Building)
 - 輔助廠房 (Auxiliary Building)

- 柴油機廠房(Diesel Generator Building)

4. 土壤性質：根據核二廠 FSAR Table 3.7-3，所有安全有關廠房建廠皆開挖至岩盤，岩盤頂平均標高約高於平均海平面 9.83 呎(約 3 公尺)，平均高於平均海平面 39.37 呎(約 12 公尺)，因此回填土平均厚度約 30 呎。根據核二廠 FSAR Table 3.7-4,岩盤材料性質如表二：

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)
0'至 10'	1,800	0.4	12,960	125
10'至 20'	2,300	0.35	21,600	135
20'以下	2,300	0.35	21,600	140

根據核二廠 FSAR Table 2.5-15，回填砂土材料性質如下：

乾土重：115 pcf

潮濕土重：125 pcf

飽和土重：130 pcf

Poisson 比：0.30 to 0.45

動力剪力模數： 0.3×10^6 psf 至 4×10^6 psf

表三為土壤結構互制輸入土層及小應變材料性質。

分析方法

核二廠控制廠房、反應爐廠房、輔助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座至岩盤，然而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：

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	0	14.37	1,190	125	0.375
2	-14.37	7.63	2,540	130	0.45
3	-22.0	8.0	3,510	130	0.45
4	-30.0	6.0	12,960	125	0.4
5	-36.0	4.0	12,960	125	0.4
6	-40.0	6.75	21,600	135	0.35
7	-46.75	0.5	21,600	135	0.35
8	-47.25	2.75	21,600	135	0.35
9	-50.0	0.75	21,600	140	0.35
10	-50.75	19.25	21,600	140	0.35
11	-70.0	20.0	21,600	140	0.35
12	-90.0	40.0	21,600	140	0.35
13	-130.0	50.0	21,600	140	0.35
14	-180.0	50.0	21,600	140	0.35
15 (halfspace)	-230.0			140	0.35

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，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，核二廠為平均海平面 9.83 呎(約 3 公尺)，即岩盤頂部。耐震餘裕評估基準地震亦為作用在「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。廠址土層包含由砂岩、頁岩及砂頁岩互層組成之岩盤與上層覆蓋的回填層與土層。

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	513	0.035	364	0.453
2	1,182	0.014	541	0.478
3	1,766	0.021	661	0.476
4	11,293	0.017	1,706	0.415
5	11,201	0.018	1,699	0.416
6	19,470	0.015	2,155	0.369
7	19,380	0.015	2,150	0.369
8	19,328	0.016	2,147	0.370
9	19,272	0.016	2,105	0.370
10	19,000	0.017	2,090	0.373
11	18,549	0.018	2,065	0.376
12	18,171	0.020	2,044	0.380
13	17,778	0.022	2,022	0.383
14	17,509	0.022	2,007	0.385

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：

核二廠各安全有關廠房互相獨立，基礎樓層之間留有 1/2 英吋縫隙並填充軟性材料 RODOFOAM。各廠房結構之間基本上相隔 1 英尺，除了反應爐廠房與輔助廠房之間最小距離為 6 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。報告中亦列出核二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%、5%、7% 及 10% 阻尼比，東西、南北及垂直向，反應爐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 日審查會議簡報中說明提到，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。

經審查委員審查發現本計畫 SMA 進行土壤結構互制時所採用的程式為 EKSSI，但核一廠耐震設計基準由 0.3g 強化為 0.4g 案所採用的程式為 SASSI，審查委員提出 RAI-I-6，要求台電公司說明兩者最大的不同點為何，及那一種做法較為精準。台電公司答覆澄清：在美國 EKSSI 及 SASSI 廣泛應用於土壤結構互制分析。主要差異在 EKSSI 假設剛性基礎因而簡化分析結果。兩者之分析結果顯示相近。台電公司答覆說明經審查委員審查，認為本計畫 SMA 進行土壤結構互制時所採用的程式為 EKSSI，EKSSI 假設剛性基礎因而簡化分析結果，此外本計畫上構採用於 Stick 結構模型，所以配合 EKSSI 程式可謂適當，精確度可接受。

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 $DSHA + 1$ 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 $1.67 \times \text{SSE}$ 做為 SMA 之評估基準地震(RLE)。現階段 RLE 則採用 $1.67 \times \text{SSE}$ /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 $1.6 \times \text{SSE}$ 、 $1.6 \times \text{SSE}$ 及 1.9 倍 SSE 原 FSAR 設計反應譜。台電公司答覆說明經審查後可接受。

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為多少年。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 10000 年，視危害度曲線特性而定，也可能提高至 100000 年。台電公司答覆說明經審查後可接受。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、HCLFP)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耐震度無法由現階段的 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 x 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後可接受。

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，台電公司答覆說明經審查後可接受。

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 要求台電公司補充說明(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(合同行審查)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要求台電公司澄清，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。

4.3 審查結論

經審查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

算內容與對審查意見之答覆說明，並提供所有耐震餘裕所需之樓層反應譜圖，內容皆依據 NRC 文件且符合 EPRI NP-6041-SLR1，針對新土壤參數分析結果需增修訂於總結報告部分，以及 7 月 9 日來函所提核一、二廠水平向與垂直向設計震譜與人造加速度歷時圖列入總結報告乙項，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

EPRI NP-6041-SLR1 第二章詳述了執行耐震餘裕評估所需採行的步驟，其中第四個步驟為系統及組件選擇巡查 (Systems and Element Selection Walkdown)、第五個步驟為現場耐震巡查 (Seismic Capacity Walkdown)。

耐震巡查團

台電公司報告說明耐震巡查團(Seismic Review Team, SRT)所有成員均為擁有碩士以上工程學歷且有五年以上核能電廠相關工程經驗以及均已完成 Seismic Qualification Utility Group (SQUG) Walkdown Screening and Seismic Evaluation 以及 IPEEE Add-On 訓練課程，其成員簡歷載於提送報告之附件六。

耐震巡查準備和初步篩選

建立安全停機設備之前須執行初步現場巡查，目的在確認選擇之設備中是否含耐震能力較差之組件，耐震安全餘裕評估小組在民國 101 年 2 月 22 日至 3 月 2 日執行了初步現場巡查。現場巡查區域如台電公司報告第 3.2.1 節所述。

為確認安全停機設備選擇與核二廠緊急運轉程序相符，耐震安全餘裕評估小組在民國 101 年 2 月 23 日與核二廠運轉人員會談以確定所選定之符合核二廠緊急運轉程序，會談結果主要確認挑選出的安全停機設備，以及確認緊急運轉程序書(EOP)和相關操作人員的培訓。

耐震餘裕巡查

台電公司依據 EPRI NP-6041-SLR1 第二章步驟三及四，列出了所需巡查的設備清單，現場耐震餘裕巡查工作的目的為：

1. 篩選出耐震巡查團隊依據現場耐震巡查判斷即可立即判定為具有高於評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE) 的 HCLPF (High Confidence Low Probability of Failure) 的相關設備。
2. 找出需要進行 HCLPF 評估計算的設備。
3. 加入耐震巡查團隊依據現場判斷需進行進一步評估的設備。

EPRI NP-6041-SLR1 附錄 F 列出各種設備耐震巡查時可使用的檢查清單 (Seismic Evaluation Work Sheet, SEWS)。

檢查清單主要包含四部分：(1) 設備特定條款 (Equipment Caveats) (2) 電驛特定條款 (Relay Caveats) (3) 錨定特定條款 (Anchorage Caveats) (4) 地震交互影響特定條款 (Seismic Interaction caveats)。依照各設備的特性，不相關的特定條款則予以移除。

若設備符合該設備特定條款，則可假定該設備在 RLE 下仍可維持運轉，該設備在暫時排除錨定及地震交互影響因素下，可判定為具有 0.5g 的 HCLPF。然而，核二廠的 RLE 為 0.67g，滿足設備特定條款並不足以確保設備之功能性。因此必須依據原有測試或分析結果進行評估。SRT 成員除了進行現場巡查之外，同時與電廠運轉及相關人員進行意見交換，並收集所有與巡查設備相關的各種存於電廠的文獻資料，並進行資料閱讀。耐震巡查團隊搜尋核二廠之耐震評估文件 (Seismic Qualification Data Package)，用以建立設備的耐震能力，文件主要來源有三：

1. Seismic Qualification Data Packages (SQDP)：1980 年代末，核二廠將各設備可得知耐震評估資料整理、審查並集結成 SQDP。耐震巡查團隊則針對相關 SQDP 進行審閱。相關的 SQDP 則在檢查清單中列出。

2. GE Specifications：GE 針對其所提供之設備均有訂定相關之規範要求，包含耐震能力要求。耐震巡查團隊則針對相關 GE Specifications 進行審閱，在檢查清單中列出相關的 GE Specifications。
3. Design Change Requests (DCRs)：檢查清單中的部分設備曾經經過 DCR 替換或修改，耐震巡查團隊針對相關 DCRs 進行審閱，相關的 DCRs 亦會在檢查清單中列出。

檢查清單中針對相關的電驛進行評估的主要目的為：(1)決定該設備是否具有因地震引起顫動而導致設備功用失效的必要性電驛；(2)決定該電驛是否可依據電路分析篩選剔除；(3)決定該電驛是否可通過地震篩選。台電公司說明本報告已列出具有必要性電驛的相關設備(載於提送報告附件八)。

為了符合錨定特定條款之要求，通常需進行錨定評估計算。若進行錨定評估計算則可得出特定的 HCLPF 值，該值可能高於或低於篩選界定值 0.67g。但若經由耐震巡查團隊判定分析評估並不需要，例如以四個膨脹螺栓固定於牆面上的小型配電盤，則該設備可被認定為具有大於 0.67g 的 HCLPF。

若設備符合地震交互影響特定條款，通常代表設備附近並無顯著或有效的交互影響考量。若現場巡查時發現可能的交互影響效應，則必須進行交互影響分析。常見的例子為空心磚牆 (Concrete Masonry Walls)，若某一設備直接鄰近空心磚牆，則該空心磚牆的 HCLPF 必須分析計算。經過巡查，核二廠並無空心磚牆。在耐震巡查過程中，若未發現地震交互影響問題，該設備的地震交互影響特定條款為 NA (Not Applicable)或 Yes。

最後，該設備的整體 HCLPF 則取決於設備本身功能容量、錨定

容量及交互影響容量之最小值。

台電公司報告亦說明核二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 36 個 AOV 以及 44 個 MOV 屬於 in-line 元件，並無錨定評估需求，列為 NA (Not Applicable)。表六與

表七分別為核二廠土建結構與被動元件之 HCLPF 值。

表六：核二廠土建結構 HCLPF

廠房	HCLPF	破壞模式
反應爐廠房	1.10 g	反應爐廠房與反應爐輔助廠房於反應爐輔助廠房高點發生碰撞造成反應爐廠房內襯鋼板破裂
反應爐輔助廠房	0.71 g	基礎版(Base mat)剪力破壞
控制廠房	0.69 g	EL. -40'至 EL. -20'剪力牆剪力破壞
柴油發電機廠房	0.73 g	EL. 40'南北向剪力牆剪力破壞
緊要海水泵室	0.77 g	整體結構物滑動超過 4"造成穿越管線斷裂

表七：核二廠被動元件 HCLPF

Items	HCLPF	主要破壞模式
NSSS 主要冷卻系統	排除	
NSSS 支撐基礎		
Reactor Pressure Vessel Skirt	0.73 g	用於固定反應爐裙撐於反應爐基腳的螺栓破壞
CRD Housing Restraint Beam	2.68 g	側撐梁應力超出容許值
Recirculation Pump Support	0.67 g	懸吊於生物屏蔽牆的支撐鋼架應力超出容許值
反應爐內部元件和控制棒驅動組件支架		
Core Spray Nozzle	0.74 g	管嘴焊道應力超出容許值
Shroud	0.92 g	爐心支持鍛件於繫版處應力超出容許值
Shroud head	0.93 g	爐心支持鍛件頂版定位梢應力超出容許值
Shroud support	0.87 g	爐心支持鍛件基腳挫屈
Core support plate	0.96 g	爐心支柱頂版應力超出容許值
Top guide	0.74 g	格狀梁應力超出容許值
Control rod drive	0.95 g	檢流管筒應力超出容許值
Control rod drive tube	0.94 g	控制棒驅動桿導管法蘭彎應力超出容許值
Control rod drive housing	0.95 g	控制棒驅動桿導管支撐組件應力超出容許值
LPCI coupling	1.46 g	接合器於側撐至爐心支持鍛件處應

		力超出容許值
Steam dryer bracket	1.52 g	側撐架應力超出容許值
Fuel assemblies	1.17 g	燃料棒過彎斷裂
控制室天花板	0.67 g	原始廠家振動台測試未指出主要破壞模式
Cable trays and conduits	0.71 g	側撐元件應力超出容許值
HVAC ducting and supports	0.93 g	側撐元件挫屈
管線系統	0.67 g	初步評估結果

基礎土壤評估

台電公司報告說明根據核二廠 FSAR，其被歸類為岩石地質廠址，所有安全有關結構皆開挖並座落在岩盤上，因此發生 RLE 地震，並不會造成土壤液化。

5.2 審查情形

經審查小組查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查，發現依 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-3 頁，指出報告需有 Seismic Spatial Systems Interaction 段落，乃提出 RAI-GA-I-007，要求台電公司說明：(1)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-SLR1 第 2-26 頁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，並要求台電公司補充納入 SMA 報告專有章節內說明。台電公司澄清說明：SSEL 清單上各設備在現場巡查時均會確認有沒有系統(或設備)間互相影響之情形，此為檢核表(SEWS)之檢核項目之一。巡查

中若發現廠務管理不良等項目，循電廠管理程序交權責單位處置，不再納入 SMA 報告說明。審查小組審查認為台電公司並未針對問題答覆，再要求台電公司 (1) 就執行細節與完整性提出說明；(2)說明巡查發現與處理結果，並補充納入 SMA 報告說明。台電公司再澄清說明：(1)依 EPRI NP-6041- SLR1 page 8-3, SMA 報告須針對電廠地震設計基準內 Seismic Spatial Systems Interaction 內容說明，本次 SMA 工作內容包含 Seismic Interaction。如有非耐震 1 級設備鄰近耐震 1 級設備均於組件之 SEWS 內交代，各設備在現場巡查時均會確認有沒有系統(或設備)間互相影響之情形，此為 SEWS 之檢核項目；(2) 廠務管理不良者均列舉於 SEWS 中，如項目 1DBG、BATTERY SET DIV III 現場留有清潔毛刷、項目 1T-81H、ACCUMULATOR, ADS ADV HAV-F041C 廢棄物等立即移除，項目 1GU04、1RU04、ECW PUMP 1P-4A/B AUXILIARY CONTROL PANEL 項核二廠以 DCR4118、4119 處理，1RC3C52N、EMER WATER CHILLER RLY PNL 項隨即更換螺絲。審查小組查證台電公司答覆(1)/(2)所述並不合理，再要求重新答覆。台電公司再澄清說明：本案現場巡查時已依 SEWS 檢核表逐一確認 SSEL 清單上各系統(或設備)間是否有互相影響之情形，例如：1EJ-HV-194 CORE INJECTION INLET MOV 之 SEWS 即紀錄了 Is valve free from influence by adjacent elements?、No other interaction concerns?、Is valve free from interaction effects?等項目；而巡查結果並未發現系統、設備或管路有交互影響之情形，亦無非耐震 1 級設備與鄰近耐震 1 級設備相互影響之情形。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二廠 SMA 總結報告第五章耐震餘裕篩選和現場耐震巡查，乃提出 RAI-GA-I-012，要求台電公司

說明管線系統之現場巡查情形，並提供巡查紀錄備查。台電公司澄清說明 SMA 案管線巡查方式乃依據 NP-6041-SLR1 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。代表性管線的選取則為 SRT 檢視 SSEL 清單上設備時，同時目視檢查其周遭之相連管線；例如 ECW 泵即因現場巡查管線，發現管路之管嘴力量，可能對泵浦造成額外應力之疑慮，進而審查管路應力計算書後，要求須補強。審查小組查證台電公司問題答覆過於簡略，再要求說明 EPRI-6041 之符合情形，包括查證重點、如何選擇”代表性管線”與巡視區域。台電公司再答覆說明：(1)顧問公司依 NP-6041-SLR1 的巡查準備步驟，成立耐震巡查團(SRT)，與電廠現場運轉、維護人員等進行系統、元件選擇巡查與耐震容量巡查工作。對系統、元件選擇巡查(System and Element Selection Walkdown)經 SRT 巡查後，確認了安全停機成功路徑(主要與後備)的範圍，耐震容量巡查即依已被確認的主要安全停機成功路徑與後備安全停機成功路徑及其支援系統的組件、結構、支系統、裝置與管閥等進行巡查。(2)有關管閥巡查依 NP-6041-SLR1 Section 5(Seismic Capability Preparatory Work and Walkdown)中 Piping and Valves 章節所述的巡查重點執行。(3)NP-6041-SLR1 Appendix F 提供巡查各組件、設備的核對清單，及對管線、廠房穿越管、系統互相影響仍有相關的巡查重點提出相關說明(3)針對核二廠現場巡查提出相關說明。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二廠 SMA 總結報告第五章第(四)節土建結構，乃提出 RAI-GA-I-014，要求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，且核二廠黃皮書 PRA 係引用過去英文版 PRA 評估報告(核二 1985 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，更適切性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。

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。台電公司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，審查小組提出 RAI-GA-I-015 要求台電公司(1)檢討並儘速建置相關品質文件保存作業；(2)審查確認後提出 SMA 報告修訂版。台電公司答覆澄清(1)將安排辦理『SMA 設備篩選、現場巡視』之加

強教育訓練，並於 103.12.31 前完成。計算分析部分將請駐廠顧問公司提供電廠支援，並將依核二廠程序書 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，納入核二廠管制，並於 103.09.30 前完成。(2)總結報告進版時會予以新增。台電公司答覆內容經審查，有關耐震巡查訓練部分，針對本會審查小組 RAI-KS-I-004 提問之答覆中說明將於 103 年 9 月 2 號機大修再就圍阻體穿越器部分執行一次現場確認，補作巡視紀錄，因此，前述有關圍阻體部分巡查訓練應於 2 號機大修前完成，本項併同相關承諾時程將列入後續管制追蹤事項。

經審查小組查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告第五章之(二)，對於緊急循環水系統可以在迴轉攔污柵和柵欄清洗泵失效時，仍可持續運轉七十二小時乙項，提出 RAI-KS-I-005，要求台電公司說明其基礎為何。台電公司澄清說明 ECW 水源來自於集水池，集水池內海水為海堤外部海水以滲透方式進入池內，因此池內海水相對清潔，集水池內平時並無大型垃圾漂浮，例行性之運轉測試也未如正常進水口迴轉攔污柵有大量的垃圾。如發生柵欄清洗泵不可用時，第一時間請運轉值班人員至現場，依程序內容確定，該區之緊急循環水系統為可用狀態，持續可提供電廠停機所需之熱沉。再可動員維護人員進廠，協助清理可能因吸入之垃圾。若發生迴轉攔污柵不可用時，要立即動員維護人員進廠，以電力或現場之小吊車進行拉動迴轉攔污柵，將可能吸入之垃圾處理。綜合上述，因緊急循環水系統集水池的透水層設計即已排除大量及大型垃圾入侵，故在迴轉攔污柵和柵欄清洗泵失效時，仍可持續運轉七十二小時，人力清理只是後備之應變作法。台電公司並說明如發生柵欄清洗泵或迴轉攔污柵不可用時，其均依程序書 574.39 內容採取必要措施。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二廠 SMA 總結報告第五章之(三)，對於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，提出 RAI-KS-I-006，要求說明二號機巡查之區域設備為何，以及如何確認無顯著差異。台電公司澄清說明 2 部機之 SSEL 設備，屬安全設備且為平行對稱配置之設計，耐震巡查小組均於現場進行巡查，巡查結果具一致性。對於台電公司答覆，審查小組要求再說明實際巡查設備區域為何。台電公司再說明進行 Walkdown 作業時，各設備之狀況均依 SEWS 上條列之檢核項目逐一核對確認並詳細紀錄，故設備是否需進行 HCLPF 計算，或可依據 NP-6041-SLR1 何規定判定合格，或 SRT 成員如何依經驗判斷該設備合格，均詳載於 SEWS 的”Comments”，SEWS 上也記載巡查時間與負責的 SRT 成員。現場巡查區域包括乾井、MST、反應器廠房、緊要泵室等，現場巡查設備時，會同時目視檢查其周遭之相連管線。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二廠 SMA 總結報告第五章之(五).4，對於管線系統經評估，HCLPF 至少為 0.67 g，提出 RAI-KS-I-007，要求台電公司再詳細說明評估情形。台電公司澄清說明：(1). NP-6041-SLR1 並無管線巡查紀錄表格相關規定，SMA 案對於管線評估做法係採用設計基準比較的方式進行，管線系統則依據 NP-6041-SLR1 規定，來比較 SSE (RC structure 5% Design Basis Damping per FSAR Table 3.7-1) 和 RLE(RC structures 7% per NP-6041-SLR1 Table 4-1)的地表反應譜。(2).評估結果發現，在主要結構頻率區間，RLE 7% 地表反應譜約高出 SSE5% 地表反應譜 1.26

倍；另外考量保守韌性因子 1.5 之後 (per NP-6041-SLR1, piping is very ductile, this position is also stated in multiple NRC documents, per ASCE 43-05 Table 8-1 welded pipes at Limit State B, 1.5 is appropriate factor to apply), HCLPF 至少為 $0.67\text{ g} \times 1.5 / 1.26 = 0.80\text{g}$ 。針對台電公司答覆，審查小組審查發現答覆結果與提送報告表八所述 HCLPF 為 0.67g 不同，且未列於 HCLPF 計算書中。應修訂增列；並要求提出所述 EPRI-6041 內容、NRC 文件與 ASCE 43-05 Table 8-1 佐證韌性因子 1.5 之保守性。台電公司再提出 ASCE 43-05 Table 8-1 之 limit state B，並說明核二廠安全設備管線依法規規定需承受下列 (a)sustained load (持續負荷) 管重、流體運轉重；(b) occasional load (間斷負荷) 地震力、SRV、振動；(c) expansion load (膨脹負荷) 熱膨脹應力等，管線在設計時均保留有相當的容許應力值，可供安全運轉。對於答覆說明，經審查認為採用 ASCE 43-05 Table 8-1 之 limit state B 之合理性仍待釐清。後續審查情形詳參 RAI- KS-II-002。

經審查小組查證台電公司所提核能二廠 SMA 總結報告第五章 (五).1 & 表八，提出 RAI- KS-I-014，要求說明報告中所載：根據奇異公司 New Load 評估報告，相關 NSSS 冷卻系統具有相當餘裕承受相關外力組合，而且含有地震力的外力組合皆非控制載重組合，因此可以判定 NSSS 冷卻系統在 RLE 地震下仍可正常運作”之依據為何。台電公司澄清說明依據 GE 公司文件 NEDO-25417 判定 NSSS 冷卻系統在 RLE 地震下仍可正常運作，其內容詳如附計算書 11C4032-CAL-21 之說明。台電公司再依審查意見提出 GE NLDAE summary report 表 2-1 資料以佐證之，台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組於 4 月 8、14 日執行台電公司核能二廠 SMA 現場巡查，發現 2 號機 HPCS/ RHR B/ LPCS pump Room、MCC 2C3A/B/C/D

及 2C4A/B/C/D，以及 1 號機緊急柴油機 DIV I/II/III 與 1/2 號機 ECW 泵室等區域有部份馬達電線之導線管接頭鬆脫、工作梯未固定等問題，除已開立注意改進事項要求核二廠檢討改善外，並提出 RAI-KS-I-016，請澄清是否影響耐震功能。台電公司澄清說明異常項目均已改正完畢，其中馬達電線之導線管接頭等軟性導線管不擔負耐震功能，工作梯已固定，缺失已不影響相關設備耐震功能，相關檢討改善已列入 4/22 『廠房內物件放置管理要點討論會議』中檢討。台電公司並依審查小組要求，進一步說明該電氣導線電氣導線管為 1 吋軟管，長度約 1 米，其內包含有 9 心 AWG#14 電纜一條，兩者總重量約 2 公斤。依核二廠壓接鉗校正接受標準，AWG#14 導線接線端子壓接後每條導線須能承受 23 公斤持續 1 分鐘不受損。該軟管內電纜共有 9 條導線，且 MOV 與導線管係在同一水泥結構物內，地震時兩者之相對移位有限。由於導線整體抗拉強度遠大於其所承受之重量，且電纜與 MOV 間係軟性連接，導線管接頭未接妥，因此地震時應不致因電線拉扯導致產生損壞。同時核二廠將於大修時將原有軟管換裝為不銹鋼軟管，以防止其接頭脫開。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-KS-II-002~008，要求台電公司澄清，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	009	1C3E 480V AC MCC BUS
2	018	ECW PUMP A
3	021	控制廠房
4	021	反應爐支撐裙板 Reactor Pressure Vessel Skirt

5	021	反應爐爐心導架 Top guide/CRD housing restraint beam
6	021	管線系統
7	021	RECIRC. PUMP SUPPORT
8	021	控制室天花板
9	012	High Pressure Core Spray (HPCS)-1C25
10	013	125VDC BUS-1DA
11	013	DIESEL GENERATOR DIV III FUEL TRANSFER PANEL
12	013	DIESEL GENERATOR DIVISION I LOAD SEQUENCER

經審查小組查證台電公司核二廠 HCLPF 計算書 11C4032-CAL-021 Rev 0，參照 EPRI NP-6041-SLR1 Tables 2.3 and 2.4，核二廠屬第三欄，其中應針對管線系統進行評估，而 SMA 報告第五章表八亦載明管線系統之 HCLPF 值為 0.67g，查台電公司所提供之核二廠 HCLPF 計算書，包括 11C4032-CAL-021 Rev 0”HCLPF Analysis for Passive Components”等，並無管線系統之評估計算書，提出 RAI-KS-II-002 要求台電公司澄清。台電公司澄清說明：管線系統依據 NP-6041-SLR1，可比較 SSE (RC structure 5% Design Basis Damping per FSAR Table 3.7-1 和 RLE(RC structures 7% per NP-6041-SLR1 Table 4-1)的地表反應譜結果。經評估結果發現，在主要結構頻率區間，RLE7% 地表反應譜約高出 SSE5% 地表反應譜 1.26 倍；另外考量保守韌性因子 1.5 之後 (per NP-6041-SLR1, piping is very ductile, this position is also stated in multiple NRC documents, per ASCE 43-05 Table 8-1 welded pipes at Limit State B, 1.5 is appropriate factor to apply)，HCLPF 至少為 $0.67 \text{ g} * 1.5 / 1.26 = 0.80 \text{ g}$ 。上述之作法尚未考慮原管線設計時之容量安全係數。審查小組查證台電公司問題答

覆，再要求：確認後再提出報告修訂之 mark-up。請確認核二廠是否符合 ASCE 43-05 表 8-1 之 limit state B 條件。台電公司澄清後，再說明：(1)提供相關 FSAR Table 3.7-1、NP-6041-SLR1 Table 4-1、ASCE 43-05 Table 8-1 等資料。(2)ASCE 43-05 Table 8-1 之 limit state B 依 Table 1-4 說明。核二廠對安全設備管線依法規限制規定需承受下列敘述應力設計 (a) sustained load (持續負荷) 管重、流體運轉重等 (b) occasional load (間斷負荷) 地震力、SRV、振動等 (c) expansion load (膨脹負荷) 熱膨脹應力。在管線設計容許應力值，可安全運轉。(3) 進版修訂 Markup：管線系統經評估，HCLPF 至少為 0.80g。審查小組再要求台電公司就 ASCE Ttable 8-1 limit state B 之適用性與 HCLPF 值提出補充說明。台電公司答覆說明 ASME Code 之耐震一級管路於設計時均保留相當的餘裕(容量安全係數)，因此依 ASCE 43-05 Table 8-1 Inelastic Energy Absorption Factor 若採用 Limit State-C 值 1.25 (即 ASCE 43-05 Table 1-4 Limit State-C Limited Permanent Distortion Minimal Damage)進行評估，HCLPF 將為 $0.67 \text{ g} * 1.25 / 1.26 = 0.66468 \text{ g}$ ，雖然僅微低於 0.67g，但由於管線設計之餘裕(至少 10%)及管路材質為鋼材具有相當之韌性，再加上以 ASME Code 之設計是保守度餘裕，HCLPF 至少為 0.73g。同時並就說明 NP-6041-SLR1 中 A、BASIS FOR SEISMIC CAPACITY SCREENING GUIDELINES FOR STRUCTURES , EQUIPMENT AND SUBSYSTEMS 內 Tests of Raceways Installed in Earlier Plants Piping Systems 章節亦有相關 ASME Code 之設計保守說明。經審查後要求台電公司舉例佐證核二廠管線設計確有至少 10%之餘裕。台電公司澄清說明以核二廠緊要冷卻水系統管路 76A 管線應力分析報告說明為例，對(1)Sustained Loads 管線自重最大計算應力和容許應力比 $3305\text{psi}/15000\text{psi}=0.22$ 此餘裕相當大，(2) Occasional Loads (level B，管線自重+OBE) 最大計算

應力和容許應力比=0.593，(3) Occasional Loads (level D，管線自重+SSE) 最大計算應力和容許應力比=0.580。上述三項顯示本管線最大計算應力距容許應力均有 40%以上之設計餘裕。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核二廠 HCLPF 計算書 11C4032-CAL-021 Rev 0，提出 RAI-KS-II-003 要求台電公司提具體數據說明 it was shown that the seismic loading plus normal operating loading is not the critical loading combination and it is believed that a large margin exists for the seismic plus normal operating loading condition。台電公司澄清後，說明：GE NLDAE summary report 的表 2-1 中列出了在評估中包括 NL(正常載重)+seismic 地震載重(OBE 或 SSE)的所有載重組合，而其後各節，亦討論在不同的重大載重組合 (critical loading combination)下，個別 NSSS 組件的評估。GE 原就認為此類 NL+seismic 不屬於重大(critical) 的載重組合，故不列入 critical loading。NSSS 組件一直是以承受一般(normal)載重併同地震載重、SRV 排放(discharge)載重、chugging loading、及其他由大 LOCA 造成的熱力載重來設計。根據 NP-6041-SLR1，SMA 僅一般(normal)載重需要併同地震載重評估，地震載重之外的其他載重一般都比地震引致的載重高好幾倍，這是在技術團體界中互相認可的情況和事實。所以，排除這些載重後，就產生了很多設計上的餘裕，可以來容納超越設計基準的地震。NRC NUREG-1061 報告中亦討論了 NSSS 和管路系統的地震耐受強度。台電公司再依審查意見提出 GE NLDAE summary report 表 2-1 資料以佐證之，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核二廠計算書 11C4032-CAL-021R.0 之第 5.3.2 節 CRD housing restraint beam 設備

HCLPF 計算時，僅以原設計 SSE 下的 Faulted loading condition 所得之安全係數，直接乘上 RLE 之 Peak Ground Acceleration，簡單引用 safety factor=4 以計算 HCLPF，未考慮設備所處樓層下 SSSE 和 SRLE 間之比值關係，提出 RAI-KS-II-004 要求台電公司澄清說明其合理性。台電公司澄清後，說明：依據第 5.4 節對 NSSS 內部組件的評估，RLE demand 未超過 4 倍的 SSE demand；失效載重條件(faulted loading condition)除包含地震載重外也包括其他流體載重，故直接將整個失效載重(faulted loading)放大來檢視設計基準載重(容量)是否符合，已是非常地保守，因為 SMA 中其他不需被包含的非地震載重(通常比地震載重大很多)也一併被放大了。審查小組查證台電公司問題答覆，再要求：本項請依答覆內容提出報告修訂 mark-up，台電公司澄清後，再說明：(1)主要結構頻率區間，RLE 7% 地表反應譜約高出 SSE5% ，地表反應譜 1.26 倍為 SSSE 和 SRLE 間之比值。故 HCLPF 將會調整 $2.68/1.26=2.12g$ 。(2)提出報告修訂 Markup 內容。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核二廠計算書 11C4032-CAL-021R.0 之第 5.5 節 Control Room Ceiling，HCLPF 計算時使用 ductility factor=1.25，並說明核二廠 Control Room Ceiling 是採用 welding 和 bolting 方式組合，其中焊接方式若為填角焊接，則因填角焊接應為脆性破壞模式，在計算 HCLPF 時能否採用 ductility factor =1.25，提出 RAI-KS-II-005 要求台電公司澄清說明。另若可使用 ductility factor，請說明使用 ductility factor 之先備條件，並請說明 Control Room Ceiling 現況包括有無生鏽、斷裂、固定等問題。台電公司澄清說明：(1)由於完整的控制室天花板震動台測試報告在編寫報告時尚未收到，因此評估報告採簡化方式執行，核二廠近來已找出完整測試報告

(AETL Report 5430-7874)。詳細評估可藉由震動台測試報告的測試反應頻譜(TRS, Test Response Spectra)與控制室天花板所在樓層的 RLE 樓層反應頻譜(FRS, Floor Response Spectra)的比較來執行。震動台測試報告敘述了多處局部模式基礎頻率。在三個方向所測得最小頻率約為 19Hz, 整體的全域模式(global mode)的頻率預期會更高。(2)TRS 在關注的頻率範圍中, 其水平及垂直方向皆可包絡 RLE FRS, 有很大的餘裕包容 RLE, 故可宣稱 HCLPF 大於 0.67g。而藉由檢視來決定 HCLPF 值, 使用至少 2 倍的安全係數是被認可的, 故指派 $HCLPF = 2 \times 0.67g = 1.34g$ 。基於此方法, 未採用延展係數(ductility factor = 1.25)。計算書 11C4032-CAL-021R.0 將納入此處討論的更完整評估內容後改版。(3)控制室空調系統全年度運轉, 溫度、濕度均處於控制良好狀態, 天花板支架經再檢視後, 確認並無生鏽、斷裂等問題, 並提出照片佐證。台電公司並提出報告修訂內容。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核二廠計算書 11C4032-CAL-021R.0 之第 5.4.6 節 Top Guide 設備 HCLPF 計算時, 使用 inelastic energy absorption factor, $F_u = 1.25$, 採用該 Factor 時代表 Top Guide 有塑性變形, 若發生塑性變形, 可能造成燃料間之間隙變化, 致發生控制棒插入問題, 提出 RAI-KS-II-006 要求台電公司澄清說明。台電公司澄清後, 說明:(1)安全係數為失效載重應力(faulted loading stress)與容許應力之比, 由此而定的安全係數為極端保守。在先前的討論當中, 失效載重(faulted loading condition)不僅包含地震載重, 也包含無須涵蓋於 SMA 評估當中之不隨地震改變的非地震載重, 因此, 單因地震造成的實際應力值將遠低於失效載重應力。(2)非地震載重所造成的應力(主要為流體載重)遠大於地震力所誘發的應力。基於上述二

項理由，在正常載重加上 RLE 地震事故期間，頂部導架樑柱(top guide beam)可預期仍維持彈性。審查小組查證台電公司問題答覆，再要求就 seismic 在 load combination 所佔比率提出說明，以確認答案內容之合理性。台電公司答覆說明：(1)已提供相關 GE NEDO-25417 Table 2-34 資料；(2)依 Table 2-34 第 5、6 項次比較，地震力約佔 50%。審查小組查證台電公司問題答覆，再要求台電公司就 ASCE Ttable 8-1 limit state B 之適用性，包括 Top Guide 是否允許塑性變形與 HCLPF 值提出補充說明。台電公司再依 Table 2-34 of GE Report NEDO-25417, "Kuo Sheng NSSS New Loads Design Adequacy Evaluation Final Summary"，提出相關澄清說明：(1)因為 SSE 小於 2 倍的 OBE，以 PM+ PB maximum stress for the OBE case：loading combination 為 $NL + (U-\Delta P) + OBE + SRV = 20,767 \text{ psi}$ 。將 OBE case 乘以 2，故可得出 $NL + SSE + SRV \text{ load}$ 小於 $20,767 * 2 = 41,534 \text{ psi}$ 。(2)壓力對 Top Beam 及 chugging loads 的作用為可忽略，不需列入。(The effect of pressure is negligible for the top beam and the chugging loads do not have to be combined with seismic in SMA.) (3)使用此最大 SSE stress 41,534 psi，不使用延展係數時 (=1)之 $HCLPF = 0.73g$ 。由於台電公司答覆未就如何得到 $HCLPF = 0.73g$ 提出說明，故再要求澄清。台電公司對 Top Guide 計算 limit state B 值與 HCLPF 值再依 GE Report NEDO-25417, "Kuo Sheng NSSS New Loads Design Adequacy Evaluation Final Summary", Table 2-34 之澄清說明如下：(1)因 SSE 小於 2 倍的 OBE，以 PM + PB maximum stress for the OBE case：loading combination 為 $NL + (U-\Delta P) + OBE + SRV = 20,767 \text{ psi}$ 。將 OBE case 乘以 2，故可得出 $NL + SSE + SRV \text{ load}$ 小於 $20,767 * 2 = 41,534 \text{ psi}$ 。(2)壓力對 Top Beam 及 chugging loads 的作用為可忽略，不需列入。(The effect of pressure is negligible for the top beam and the

chugging loads do not have to be combined with seismic in SMA.) (3)使用此最大 SSE stress 41,534 psi，不使用延展係數時 (=1)之 HCLPF = 0.73g。(Using the maximum SSE stress of 41,534 psi, HCLPF = 0.73g with F= 1.0. No ductility factor is applied.)，台電公司並將修訂計算書內容。台電公司答覆說明經審查後可以接受，計算書修訂部分列入管制追蹤事項。

經審查小組查證台電公司核二廠計算書 11C4032-CAL-009R.0 之第 6.3.1 節 Motor Control Center 1C-3E anchor 評估時，採用 force combination 100-40-40 rule，計算時 Factor 2=-1 而非使用 Factor 2=1，提出 RAI-KS-II-007 要求台電公司澄清說明。台電公司澄清後，說明：(1) 此處(-1)用法是特意用來消除前面已指明的偏心值”e2”的負值，以產生出錨定的最大載重(最保守的狀況)。此(-1)用法在隨後的傾覆彎矩和扭轉彎矩的計算式中已予以修正(再加負號)。審查小組查證台電公司問題答覆，再要求：再確認計算結果之合理性。電公司澄清後，再說明：經顧問公司再計算確認，Factor 2=-1 改為+1，HCLPF 由 1.89g 增至 2.35g。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核二廠計算書對於相同設備，例如 ECW PUMP/DC 配電盤/DC 蓄電池組/DG/MCC 幾乎均以其中 1 組進行評估，提出 RAI-KS-II-008 要求台電公司澄清說明是否已確認其設計配置均相同。台電公司澄清說明於現場巡查及審查電廠各文件，對同設備型式比較及確認，設備 HCLPF 計算則根據其設備分類、設備形式、所在位置（地震力輸入位置）、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。審查小組查證台電公司問題答覆，再原意見為請澄清說明是否已確認其設計配

置均相同，答覆內容未就此意見提出完整答覆，再要求說明。台電公司澄清後，再說明：前述設備特性相同者，以其中一組進行評估，若特性不同，則分別評估。審查意見所舉 1DA/1DB 設備相同以 A 組進行評估，而電池組 A/B 因評估當時設備數量不同，故分別進行評估。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查委員針對台電公司對 RAI-I-2 答覆中有關核二廠 ECW PUMP A 之 HCLPF 僅 0.02g 部分，要求台電公司澄清。台電公司說明其為首次保守評估結果，但重新再評估後 HCLPF 應在 0.4~0.5g，此項經請再確認，台電公司說明核二廠兩部機共四台 ECW Pump 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。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

經審查委員查證台電公司所提核能二廠 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，要求台電公司說明。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，核二廠各條安全停機成功路

徑，主要路徑計 329 項設備、備用路徑計 339 項（總數：620 項）及核二廠兩條安全停機成功路徑的共同設備總數 48 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。核二廠需補強的設備總數為機械和電氣設備部份計 24 項，電驛顫振評估計 90 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，其中核二廠 HCLPF 位於 0.67 ~ 0.70 g 之組件有 22 組，其案例為 125V DC BUS 功能容量之 HCLPF(=0.67g)。台電公司答覆說明經審查委員審查後可以接受，惟要求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，因此要求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

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，並視需要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；(4)耐震巡查訓練與相關基礎文件納入核二廠品保文件管制部分，包括於 2 號機大修前完成圍阻體部分之巡查訓練，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；以及(5)反應爐 Top Guide 之 HCLPF 計算書修訂部分，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二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 321 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(SSC)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 計算例進行說明。台電公司答覆說明經審查後可接受。

針對台電公司所評估的三個核能電廠安全停機的兩條安全停機成功路徑，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。台電公司答覆經審查委員審查後提出關於核二 HCLPF 最低元件部份，與 RAI-I-2 回答有差異。台電公司答覆說明因同行審查時，元件 ECW PUMP A(1P-4A)之設計及圖面尚未蒐集完備，故 HCLPF 先採用保守值 0.02g，後經資料收集齊全計算後，取更精準之 HCLPF 值為 0.22g。另於 RAI-I-2 答覆已說明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。台電公司答覆說明經審查後可接受。

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 要求台電公司提供 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-KS-II-001 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要求台電公司(1)補鉅之 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。本項審查結果可接受，後續並將 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再量測驗證與執行有限元素或鋼構動力分析，以及要求將分析與再量測驗證執行情形與結果納入總結報告部分，列入後續追蹤管制事項，審查情形詳參本報告第 7 章 RAI-KS-II-01。

針對 SMA 報告表九”各設備之 HCLPF”中下列項目內容，審查小組提出 RAI-KS-I-008 要求台電公司提出澄清(1) 1T-32 HPCS DIESEL FUEL OIL DAY TANK 之備註欄稱”此為埋入地下桶槽，因此無相關錨定元件，另 1T-17A/B 亦為地下桶槽，但未有備註，請確認此備註欄之正確性。(2) 1S-73A/B/C ECW sluice gate 之備註欄為”無須功能

性評估。錨定破壞將造成匝門掉落，導致無法取水”，但其功能容量為 $>5g$ ，請澄清該 HCLPF 值如何決定與備註欄之意指為何。(3) 1VD07/08 DIESEL GENERATOR ELECTRICAL PANEL 1G12/07 COOLING FAN DIV I/II 之備註欄為”無相關圖面及耐震評估報告可供評估。此處 HCLPF 評估為依據現場量測資料”，請說明如何量測。台電公司答覆澄清(1)將於進版時，修訂表九 1T-17A/B 之備註欄為 [3]。(2)此處主要考量為「錨定破壞將造成匝門掉落，導致無法取水」，因匝門之錨定容量大於 RLE. 為可接受，匝門為鋼板結構，功能容量 $>5g$ ，僅需考量錨定即可。備註說明[7]，將於改版時修訂為『無須功能性評估』。(3)設備評量測說明如計算書 11C4032-CAL-010 之 p62、78、80。台電公司將修訂報告內容，答覆說明經審查小組審查後可接受。

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，後續有關 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再量測驗證與執行有限元素或鋼構動力分析，以及將分析與再量測驗證執行情形與結果納入總結報告部分，將列入後續追蹤管制事項，詳參本報告第 7 章 RAI-KS-II-1。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 Section 10-2 of the ASME /ANS RA-Sa-2009/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。

電驛顫振評估情形與結果

電驛顫振評估主要工作包括下列部分，詳細之評估情形、電驛清單、耐震容量與功能評估結果，載於台電公司提送報告之附件八：

- 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)
- 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

電驛清單之建立主要根據風險評估(PRA) model 和耐震餘裕評估之安全停機設備清單(Safety Shutdown Equipment List，簡稱 SSEL)，並配合現場巡查、電路圖及其他相關文件。現場巡查主要為確認電驛形式及型號。電驛耐震容量篩選主要根據 EPRI NP-7174-SL[11]中

generic equipment ruggedness information 和 EPRI 109309[4]取得。電驛的震度需求則依據計算所產生的 In-cabinet Response Spectra 而定。

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。

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閉鎖(lockout)，EPRI NP-6041-SLR1 中說明，若電驛若發生電驛顫振現象，可在可接受的時間範圍內經由運轉人員執行回復動作(Operation Action)，則可以運轉人員操作方式處理。台電公司於報告中表十列出需要運轉人員操作回復歸的電驛。

7.2 審查情形

針對電驛顫振評估結果，核二廠原提報告共有 90 項電驛歸類於需採人員操作復歸方式處理。原能會於第 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 90 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，結果有 12 項評估結果為由備用狀態轉為執行安全功能狀態，10 項再查證資料確認耐震能力大於耐震需求；18 項經震動台測試結果確認耐震能力大於耐震需求；48 項盤面自然頻率測試結果亦皆通過，經評估屬不影響系統安全功能者。僅有第 I/II 區緊急柴油發電機負相序電驛 2 項，以加裝隔離開關方式改善。針對其重新評估結果，本會陸續提出 RAI-GA-I-013、RAI-KS-I-001、RAI-KS-I-002、RAI-KS-II-001，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 6 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 6 項由原評估電驛顫振為可接受(Chattering Acceptable)之再評估結果為由備用狀態轉為執行安全功能運轉狀態，另已重新就各盤面逐盤進行自然頻率測試，結果有 1A303、1A306、1A310 盤面電驛區耐震容量不足，經以設計改善案加裝勁條補強之後，兩個盤面經再測試結果與進行耐震餘裕評估後，結果已符合耐震需求，台電公司並說明將就重新評估結果修訂報告。審查小組就台電公司答覆續提意見請台電公司(1)提出錘擊之 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。台電答覆澄清說明(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(13 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，包括核二廠部分之 1A3/1A4/1A5 開關箱將以於開關箱側向(side to side)與牆壁間將裝形鋼強化剛性之方式改善，並將進行分析確認其改善後之自然頻率。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先以分析方式確認核二廠電氣盤面剛性強化後之耐震評估，惟要求再佐以適當的自然頻率測試

方式(如 shaker)與測試位置再執行測試，以驗證改善結果，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，並重新就電驛顫振進行評估之結果，新增 21 項未通過項目，其中 20 項核二廠已採設計修改方式(DCR-K1-4365/K2-4366)更換為無電驛顫振現象之數位式電驛；另 1 項於僅於平時偵測試驗時方有作用，於 LOCA 事故或廠外電源失電時均會自動隔離之電驛，則採加裝隔離開關方式，平時加以隔離，偵測試驗時手動恢復可用。台電公司並提出對開關箱強化後重新評估分析結果，A3/A4 部分引用文件說明其盤面原自然頻率至少為 10Hz，經加固後採計 Blevins, Formulas for Natural Frequency and Mode shape, Van Nostrand Reinhold, 1979 年文獻之內容，應有 2.0 之強化因數，而其結論認為強化後 side to side 之頻率至少為 21Hz，而 A5 則由測試報告顯示 2 個開關箱之自然頻率為 17Hz，因此補強後至少為 33Hz 以上，符合耐震需求，後續將另請國內學術或其他研究單位以 SHAKER 方式執行自然頻率量測，驗證其分析結果。經審查，委員認為所引用文件使用的兩條公式是針對均勻斷面梁，需滿足以下兩項條件：(1)Switchgears 與儀器櫃必須是緊密的接合，亦即非僅接合在幾個離散點，且質量是均勻分布；(2)在感興趣範圍內 RC 牆在支撐處的頻率響應函數必須是平坦的，並且其柔度必須遠小於儀器櫃在該自由度的柔度，故要求具體說明是否符合前述條件。針對 A3/A4 盤面結論為最小頻率 21Hz 部分，須提補充說明或其他詳細分析以佐證之，並請就 A5 盤面部分所引用根據文件(SQDP-M1-101)之適用性提出說明。針對引用文獻之兩個條件部分，台電公司說明開關箱體以螺

栓鎖在同一高度，門除鉸接側外其餘皆鎖在開關箱主構架之周圍，沿著同一高度之盤體剛度相當均勻。質量部分除斷路器外，大致上也是相當均勻。由於斷路器之質量位於較低之位置，所以開關箱 side-to-side 之基本模態由鋼構架所控制。另由於 R/C 牆較設備更為剛硬，故可忽略牆體變位對設備產生之影響，忽略設備與土木結構桿件之互制為實務上之標準作法，此項經委員審查可接受。針對 A3/A4 部分，台電公司說明 A3 和 A4 比測試樣品更多之櫃體(測試為兩個櫃體，而實際為 13 個櫃體)造成彎矩變形減少和頻率提高。同時在振動台試驗中，電氣監控的 45 個頻道被記錄於震盪紀錄儀中。這些頻道在地震作用前、期間及作用後，被用於確認用電連續性、電流與電壓等級、錯誤操作、電譯顫振、繼電器其電譯顫振小於 2.0 毫秒之驗收標準和繼電器之操作時機(地震作用前、期間及作用後)等，其測試頻譜亦包絡新土壤參數下之樓層反應譜，此部分經審查委員審查，認為為謹慎計，台電公司仍須以能涵蓋適當頻率之有效 in-situ 測試及有限元素或鋼構動力分析，分別求取自然頻率來驗證此工程判斷及以 uniform beam 粗估加勁效果之合適性。台電公司再答覆說明因開關箱內部質量分佈目前並無詳細數據，若進行有限元素或鋼構動力分析時，建模(model)的質量難以與真實情況吻合，分析結果無法取得真實頻率，故不建議進行該分析。台電公司並將委由兩個單位獨立平行進行自然頻率量測。審查委員審查後認為若實測結果可確認原分析結果，則不需另行分析，而答覆所述分析結果無法取得真實頻率，則原以 uniform beam 理論初估所獲得之自然頻率即無立論基礎。另考慮 in-situ 測試之時程與結果可能無法短時間內獲得確認，因此仍應佐以有限元素或鋼構動力分析，分別求取自然頻率來驗證此工程判斷及以 uniform beam 粗估加勁效果之合適性。在 A5 部分，台電公司提出

SQDP-M1-101 報告並說明由 2.2 節 Wyle 報告 58747 之試驗結果，單一模組 Side-to-side 之共振頻率為 13Hz；雙模組產生共振之頻率為 17Hz，由 1A5 單個模組之頻率 13Hz 增加至兩個模組之頻率 17Hz 來判斷，由彎曲梁(bending beam)轉變換至剪力梁 (shear beam)之行為，當將數個模組連接在一起時，其頻率會增加，此部分經委員審查發現 SQDP-M1-101 報告係參考核三 EQDP-E006A(Wyle report No. 58747) 的是 13.8KV Switchgear，非 4.16KV switchgear，因此請台電公司再澄清。本項經台電公司重新以 2 只 4.16kV 開關箱的測試報告所得 9Hz 自然頻率加計 2.0 之強化因數之 18Hz 進行分析，其耐震需求仍低於耐震容量，台電公司答覆說明經審查可接受，惟將要求台電公司將 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率分析、再量測驗證與執行有限元素或鋼構動力分析執行情形與結果納入總結報告，併同自然頻率再量測驗證與執行有限元素或鋼構動力分析作業，列入後續追蹤管制事項。

另外，針對核二廠以 DCR-K1-4365/K2-4366 將 20 只未通過電驛顫振評估之保護電驛更換為數位式電驛部分，本會亦派員抽查其設計修改文件，查證其耐震與電磁干擾(EMI)之品質文件，確認符合要求。電廠並於 6 月 11~20 期間進行更換與測試作業，本會並派員抽查其作業情形，包括一/二號機 DIV III 緊急柴油發電機、一/二號機緊急寒水機 A 台及 LPCS 馬達保護電驛現場施工及測試作業等，視察結果無異常發現。

7.3 審查結論

核二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部份亦已經設計修改案進行補強或將隔離開關予以處理完成，後續有關 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再量測

驗證與執行有限元素或鋼構動力分析作業，以及將分析與再量測驗證執行情形與結果納入總結報告部分，將列入後續追蹤管制事項。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應可接受。

第 8 章 圍阻體完整性評估

8.1 概述

台電公司所提報告說明圍阻體完整性耐震巡查的主要目的為檢視是否有任何可以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。

台電公司說明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

參照美國核管會一般通函 GL 88-20 Supplement 4 內容，採用 EPRI 方法必須依照 NUREG-1407，針對與圍阻體早期功能失效相關的隔離與救援系統進行檢查。NUREG-1407 第 3.2.6 節內容說明，針對評估基準地震大於 0.3g 者，應針對圍阻體完整性相關之耐震度 (fragility) 進行仔細分析，同時應進行現場巡查，以確認相關結構設備是否有不正常之情形，審查小組提出 RAI-KS-I-004 要求台電公司說明巡視與耐震度分析情形。台電公司答覆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得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，並針對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進行巡視，惟有關圍阻體 performance 的現場巡查原始手寫紀錄並未保留。至於分析部

分，係對 containment 審核其原設計基礎計算，並且計算 containment 結構的 HCLPF 值。對 containment 機械穿越器包含於 piping 的分析中，管路系統 HCLPF 已列於報告中估算。台電公司並說明將修訂報告，增列上述說明。本項經審查，審查小組再要求台電公司就以下 3 點提出補充說明：(1)對現場巡視內容之說明並未明述空間交互作用 (spatial interactions)，請補充說明。(2)提出穿越器編號 47 之 MOV AA-HV-301 /302 之 HCLPF 值確認結果，且需修訂報告。(3)由前次答覆稱並未留下相關巡視紀錄，此不符品保要求，請提檢討因應措施(如補執行)。台電公司澄清說明(1)現場巡查時已依 SEWS 檢核表逐一確認 SSEL 清單上各系統(或設備)間是否有互相影響之情形，而巡查結果並未發現系統、設備或管路有交互影響之情形。(2)編號 47 穿越器之 MOV AA-HV-301 /302，經評估確認其 HCLPF 值分別為 0.75 /0.77g，符合 RLE 耐震需求 (同 GA-I-005 說明)，並於進版時修訂報告。(3)對於圍阻體現場巡查原始手寫紀錄並未保留，僅記載相關說明於報告內，核二廠將於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作巡視紀錄。本項有關圍阻體完整性之清單部分之答覆說明，及現場巡視內容空間交互作用之答覆說明經審查後可以接受，至於第(3)項核二廠將於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作巡視紀錄部分，將列入後續管制追蹤事項。至於圍阻體完整性之清單部分之意見，詳參本報告第 3 章內容。

8.3 審查結論

綜合以上之敘述，台電公司所提報告內容與對審查意見之答覆，經審查已就圍阻體完整性評估提出適當說明，其中核二廠於 103 年 9 月份 2 號機大修再執行一次現場確認，補作巡視紀錄部分，將列入後續管制追蹤事項。綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司有

關圍阻體完整性評估，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，故可接受。

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 章內容為就依核二廠 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
反應爐廠房	1.10 g
反應爐輔助廠房	0.71 g
控制廠房	0.69 g
柴油發電機廠房	0.73 g
緊要海水泵室	0.77 g

表九：被動組件 HCLPF

Items	HCLPF
NSSS 主要冷卻系統	Screened
NSSS 支撐基礎	
<i>Reactor Pressure Vessel Skirt</i>	0.73 g
<i>CRD Housing Restraint Beam</i>	2.68 g
<i>Recirculation Pump Support</i>	0.67 g
反應爐內部元件和控制棒驅動組件支架	
<i>Core Spray Nozzle</i>	0.74 g

<i>Shroud</i>	0.92 g
<i>Shroud head</i>	0.93 g
<i>Shroud support</i>	0.87 g
<i>Core support plate</i>	0.96 g
<i>Top guide</i>	0.74 g
<i>Control rod drive</i>	0.95 g
<i>Control rod drive tube</i>	0.94 g
<i>Control rod drive housing</i>	0.95 g
<i>LPCI coupling</i>	1.46 g
<i>Steam dryer bracket</i>	1.52 g
<i>Fuel assemblies</i>	1.17 g
控制室天花板	0.67 g
Cable trays and conduits	0.71 g
HVAC ducting and supports	0.93 g

表十：例外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
1	10U04	HPCS SERVICE WATER PUMP 1P-116 AUXILIARY CONTROL PANEL	0.54	UNK
45	1C3C12X	DIV I RPS-1C3C XFMR 480-120V	4.05	UNK
48	1C3E	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
58	1C4E	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
65	1C5B	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
121	1F-67A	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
122	1F-67B	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK
123	1F-67C	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK
134	1GC1B49EP A2	RPS BUS YB ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK
135	1GC1C24EP A2	RPS BUS YA ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK
136	1GC3C12EP A2	RPS BUS YA ALTERNATEELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK
137	1GC4C13EP A2	RPS BUS YB ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK
138	1GC4C50N	EMER WATER CHILLER RLY PNL	UNK	NA
165	1GU04	ECW PUMP 1P-4B AUXILIARY CONTROL PANEL	0.67	UNK
168	1LSHL-137	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18B LEVEL SWITCH	NA	UNK
169	1LSHL-138	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18B LEVEL SWITCH	NA	UNK
170	1LSHL-159	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18A LEVEL SWITCH	NA	UNK
171	1LSHL-160	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18A LEVEL SWITCH	NA	UNK
182	1P-22A	STANDBY DIESEL FUEL OIL	>5	0.57

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
		TRANSFER PUMP		
183	1P-22B	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
184	1P-22C	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
185	1P-22D	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
186	1P-35A	HPCS DIESEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
187	1P-35B	HPCS DIESEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
192	1P-4A	ECW PUMP A	low	0.74
193	1P-4B	ECW PUMP B	low	0.74
204	1RC1B49EP A1	RPS BUS YB ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK
205	1RC1C24EP A1	RPS BUS YA ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK
206	1RC3C12EP A1	RPS BUS YA ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK
207	1RC3C52N	EMER WATER CHILLER RLY PNL	UNK	NA
208	1RC4C13EP A1	RPS BUS YB ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
213	1RU04	ECW PUMP 1P-4A AUXILIARY CONTROL PANEL	0.67	UNK
219	1S-08	Drywell Pressure Instrument Panel A	4.42	0.66
220	1S-09	Drywell Pressure Instrument Panel B	2.21	0.46
221	1S-10	Drywell Pressure Instrument Panel C	2.21	0.46
223	1S-11	Drywell Pressure Instrument Panel D	2.21	0.46
240	1T-102A	DIESEL GENERATOR DIV I LUBE OIL SUMP TANK	>5	0.63
241	1T-102B	DIESEL GENERATOR DIV II LUBE OIL SUMP TANK	>5	0.63
248	1T-18A	STANDBY DIESEL FUEL OIL DAY TANK	0.49	0.49
249	1T-18B	STANDBY DIESEL FUEL OIL DAY TANK	0.49	0.49
252	1T-38A	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5
253	1T-38B	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5
254	1T-38C	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5
255	1T-38D	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5
256	1T-38E	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5
257	1T-38F	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5
258	1T-38G	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5
259	1T-38H	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5
290	1VA2G	HPCS PUMP ROOM COOLING UNIT	UNK	1.05

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
320	1YA	120V AC RPS BUS A	1.07	UNK
321	1YB	120V AC RPS BUS B	1.07	UNK

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。

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

台電公司所提報告第 10 章，乃就報告第 9 章所述例外機械和電氣設備(本報告表十)共 51 項，經過進一步的資料收集，重新審視後，列出可將其移除之項目共 27 項，如表十一，其可移除之原因包括失效動作後為安全，例如反應爐保護系統之電源；或是已改善，如已更換螺栓；或經再依改善資料重新評估 HCLPF 值，如緊急柴油發電機空氣儲存槽錨定容量。報告中列出最終之未通過機械和電氣設備，共計 24 項，如下表十二。

表十一：未通過篩選機械和電氣設備經再評估可移除項目

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量	備註
45	1C3C12X	DIV I RPS-1C3C XFMR 480-120V	4.05	UNK	[22]
121	1F-67A	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK	[23]
122	1F-67B	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK	[23]
123	1F-67C	TRAVELING SCREEN	UNK	UNK	[23]
134	1GC1B49 EPA2	RPS BUS YB ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK	[22]
135	1GC1C24 EPA2	RPS BUS YA ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK	[22]
136	1GC3C12 EPA2	RPS BUS YA ALTERNATEELECTRIC	0.67	UNK	[22]

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量	備註
		PROTECTION ASSEMBLY # 2			
137	1GC4C13 EPA2	RPS BUS YB ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 2	0.67	UNK	[22]
138	1GC4C50 N	EMER WATER CHILLER RLY PNL	UNK	NA	[24]
165	1GU04	ECW PUMP 1P-4B AUXILIARY CONTROL PANEL	0.67	UNK	[25]
204	1RC1B49 EPA1	RPS BUS YB ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK	[22]
205	1RC1C24 EPA1	RPS BUS YA ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK	[22]
206	1RC3C12 EPA1	RPS BUS YA ALTERNATE ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK	[22]
207	1RC3C52 N	EMER WATER CHILLER RLY PNL	UNK	NA	[24]
208	1RC4C13 EPA1	RPS BUS YB ELECTRIC PROTECTION ASSEMBLY # 1	0.67	UNK	[22]
213	1RU04	ECW PUMP 1P-4A	0.67	UNK	[25],

No.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量	備註
		AUXILIARY CONTROL PANEL			
252	1T-38A	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5	[26]
253	1T-38B	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	0.58	>5	[26]
254	1T-38C	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	>0.84	>5	[27]
255	1T-38D	COMP AIR STORAGE TNK DIV I	>0.84	>5	[27]
256	1T-38E	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5	[26]
257	1T-38F	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	0.58	>5	[26]
258	1T-38G	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	>0.84	>5	[27]
259	1T-38H	COMP AIR STORAGE TNK DIV II	>0.84	>5	[27]
290	1VA2G	HPCS PUMP ROOM COOLING UNIT	>0.67	1.05	[28]
320	1YA	120V AC RPS BUS A	1.07	UNK	[22]
321	1YB	120V AC RPS BUS B	1.07	UNK	[22]

備註：

UNK 資料不足，數值未知待定

- [22] RPS 是以 FAILURE SAFE 方式設計，失電不影響安全，所以並無問題。
- [23] 核二將藉由人力清理異物方式避免堵塞。
- [24] 核二已置換螺栓，此錨錠問題已解決。
- [25] 核二已澄清 1GU04/1RU04 不是 PUMP CONTROL PANEL，而是風扇，只會造成環境高溫，不會影響 PUMP 運轉功能，只會影響 PUMP 長期壽命。
- [26] 核二澄清此為地板層，不需補強。
- [27] 根據所提供 DCR，HCLPF>0.84。
- [28] 已澄清，HCLPF>0.67。

表十二：最終未通過篩選機械和電氣設備

NO.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
1	10U04	HPCS SERVICE WATER PUMP 1P-116 AUXILIARY CONTROL PANEL	0.54	UNK
48	1C3E	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
58	1C4E	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
65	1C5B	480V AC MCC BUS	1.89	0.49
168	1LSHL-137	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18B LEVEL SWITCH	NA	UNK
169	1LSHL-138	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18B LEVEL SWITCH	NA	UNK
170	1LSHL-159	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18A LEVEL SWITCH	NA	UNK

NO.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
171	1LSHL-160	DIESEL FUEL OIL DAY TANK 1T-18A LEVEL SWITCH	NA	UNK
182	1P-22A	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
183	1P-22B	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
184	1P-22C	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
185	1P-22D	STANDBY DIESEL FUEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
186	1P-35A	HPCS DIESEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
187	1P-35B	HPCS DIESEL OIL TRANSFER PUMP	>5	0.57
192	1P-4A	ECW PUMP A	low	0.74
193	1P-4B	ECW PUMP B	low	0.74
219	1S-08	Drywell Pressure Instrument Panel A	4.42	0.66
220	1S-09	Drywell Pressure Instrument Panel B	2.21	0.46
221	1S-10	Drywell Pressure Instrument Panel C	2.21	0.46
223	1S-11	Drywell Pressure Instrument Panel D	2.21	0.46
240	1T-102A	DIESEL GENERATOR DIV I LUBE OIL SUMP TANK	>5	0.63
241	1T-102B	DIESEL GENERATOR DIV II LUBE OIL SUMP TANK	>5	0.63
248	1T-18A	STANDBY DIESEL FUEL OIL DAY TANK	0.49	0.49

NO.	設備 ID	設備敘述	錨定 容量	功能 容量
249	1T-18B	STANDBY DIESEL FUEL OIL DAY TANK	0.49	0.49

10.2 審查情形

經審查報告中所載經耐震餘裕評估結果未通過項目(即前述表十二), 審查小組提出 RAI-GA-I-008, 要求台電公司說明後續補強情形。台電公司答覆說明機械/電氣設備需補強每部機共計 20 項(另 4 項經以耐震資料重新評估後符合要求), 均已成立設計修改案進行補強, 於 103 年 4 月 7 日所提送之處置報告中已提出其補強內容與時程, 於 5 月 21 日再答覆說明兩部機各 20 項均已完成補強作業, 補強作業期間本會亦派員進行抽查, 包括一號機 DIV I(DCR-K1-4342)/二號機 DIV I/II(DCR-K2-4343)「依 SMA 報告增設緊急柴油發電機燃油傳送泵結構補強設計, 以提升耐震能力」、一號機 DIV I(DCR-K1-4344)/二號機 DIV I/II(DCR-K2-4345)「修改緊急柴油發電機 LUBE OIL SUMP TANK 結構補強設計」、二號機 DIV I(DCR-K2-4349)「4.16 kV ESF BUS 2A304 之 146 電驛下游新增一 Q 級控制開關」, 以及兩部機 DCR K1-4350/DCR-K2-4351「緊急海水泵進口管路補強」等, 抽查結果除緊急海水泵室取水管路於牆面錨定板固定方式因現場狀況限制, 其中兩只螺栓改由銲接方式, 電廠已依程序進行設計圖面修訂外, 其餘抽查結果均依設計圖面完成改善。另外亦抽查 DCR-K1-4211/DCR-K2-4212: STANDBY DIESEL FUEL OIL DAY TANK 補強與 DCR-K1-4350/DCR-K2-4351: ECW PUMP A/B 進口管路補強之設計文件, 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 20 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。

經審查報告中表十九最終例外機械和電氣設備為 24 項，審查小組提出 RAI-GA-I-009，要求台電公司依 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-1，報告列出低於 10%耐震餘裕項目，並增訂報告，台電公司答覆澄清 EPRI NP-6041-SLR1 page 8-1 該段文字之原意係指「文件準備所需花費，應少於耐震評估花費之 10%」。台電公司答覆內容經審查可接受。

經審查報告中所載 27 項例外機械和電氣設備可移除項目(即前述表十一)，有關編號 290 之 HPCS PUMP ROOM COOLING UNIT VA2G 乙項之錨定螺栓缺損、1F-67A//B/C 之迴轉攔汙柵採用人工清除異物方式避免堵塞、1GC4C50N/1RC3C52N 之緊急寒水系統盤面固定螺栓備註欄載明已解決，但該項錨定容量仍為”資料不足，數值未知待定”、緊急柴油發電機起動空氣儲存槽 1T-38A/B/E/F 所載錨定容量(0.58g)低於 RLE 之情況下何以不需補強等，提出 RAI-KS-I-009，要求台電公司澄清。台電公司答覆說明 VA2G 乙項之錨定螺栓缺損已補足；並就人力清除迴轉攔汙柵說明處理情形；針對緊急寒水系統盤面固定螺栓部分，經重新評估結果為 $>0.67g$ ；至於 1T-38A/B/E/F 等槽係位於地面，其 HCLPF 值應為 $2.73g$ ，至於位在鋼架上之 1T-38C/D/G/H 等槽，其 HCLPF 值應修訂為 $0.84g$ 。台電公司並將修訂報告內容。台電公司答覆內容經審查可接受。

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，核二廠部分因新土壤參數評估結果，新增未通過初步篩選之機電元件共有 8 項，分別為直流電力系統 1DA/DB/BC/DD 盤面、HPCS/LPCS 儀器盤面 1S-01/02 與 AA-HV-301/302，經再重新執行盤面自然頻率測試與依耐震補充資料重新評估後，其 HCLPF 值大於 0.67g。本項經審查台電公司提報之修訂版告內容後，針對機電元件部分可以接受，惟其第(三)節表二十一所述新土壤參數下初步篩選未通過元件數目為 41 件，與第十一章表十四未採新土壤參數下之未通過元件數目為 51 件，數據上顯不合理，經檢視表二十一將部分經補強後 HCLPF 符合要求之項目，如 MCC 1C3E/1C4E/1C5B 排除，但如緊急柴油發電機燃油日用槽油位開關 1LSHL-137/138/159/160 已改善完成者又未排除，以致造成數據上之差異，此部分不影響評估結果，但易造成誤解，將要求台電公司修訂報告，本項將列入後續管制追蹤事項。

經審查報告第十章表十五，審查小組提出 RAI-KS-I-010，要求台電公司針對「最終例外機械和電氣設備」，說明執行 DCR 所使用之設備及組件，其品質等級為何，耐震等級是否符合 SMA 之耐震要求（1.67 倍之設計地震地表加速度，0.67 g）。台電公司答覆澄清，核二廠 DCR 設計完成後，另送顧問公司再確認是否符合 SMA 耐震需求。電氣盤之固定強化為耐震 I 級設計。柴油發電機之燃油傳送泵、潤滑油 Sump Tank、緊要冷卻水泵等 DCR 於連接設備介面部份以 Q 級材質，及耐震 I 級設計。針對台電公司答覆，審查小組續提意見：(1) 請台電公司確認結果；(2) 耐震 I 級設計語意不明確，請台電公司再

說明；(3) SMA 報告中所提 DCR 之設計及使用設備之耐震要求應達 0.67g 以上，而非以耐震 I 級為標準。台電公司再答覆說明(1)經顧問公司確認符合；(2)以核二廠原 FSAR 設計基準 1.6 倍進行耐震設計補強，再送顧問公司確認是否符合 SMA 耐震需求。台電公司答覆內容經審查可接受。

10.3 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，已就未通過篩選的機械與電氣設備處理提出適當說明，對於總結報告修訂版第十三章表二十一所列新土壤參數下初步篩選未通過元件數目與土建廠房、被動元件之分析結果，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。綜合本會審查小組審查結果，台電公司依 1.67 倍安全停機地震進行篩選過程，應能符合 EPRI NP-6041-SLR1 之內容，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，係先參照美國 NUREG-1407，採用 NUREG/CR-0098 的中值反應譜，將核二廠 SSE 之 1.67 倍作為評估基準地震，於因應山腳斷層新事證所進行地震危害度分析結果完成後，需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。台電公司於所提報告第 11 章中，說明其假設山腳斷層長度為 114 公里，依據美國核管會 RG 1.208 (2007)規定，以機率式地震危害度分析 (Probabilistic Seismic Hazard Analysis, 簡稱 PSHA)、地盤反應分析等程序，依性能基準法(Performance-Based Approach)產生營運中核能電廠的地震動反應譜(Ground Motion Response Spectra, 簡稱 GMRS)以及地震危害度曲線(Seismic Hazard Curve)，做為後續核能電廠進行耐震餘裕評估 (Seismic Margin Assessment, SMA)時評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE)。台電公司於報告中所載水平及垂直向各個反應譜比較，其中包括山腳斷層為 114 公里之 GMRS、核二廠 SSE 及前述報告採用之地表加速度峰值定於 1.67SSE 即(0.67g)的 NUREG/CR-0098 中值岩石反應譜，比較結果發現 RLE 地表加速度峰值定於 0.67g 的 NUREG/CR-0098 中值岩石反應譜，除了在低於頻率 0.3Hz 之外，主要頻率範圍區間可以完全包絡其他二組反應譜。台電公司說明因此採用 RLE 為 0.67g 的 NUREG/CR-0098 岩石中值反應譜之耐震餘裕評估結果作為最終成果。

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。

台電公司最後提出山腳斷層 114 公里之定值法危害度分析結果加計保守度所得之 $PGA=0.581g$ 反應譜及及 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， 1.67 倍的 SSE 反應頻譜在主要頻率範圍區間仍可包絡山腳斷層新事證定值式地震危害分析結果，故原以 1.67 倍 SSE 進行評估結果仍適用，經審查後可接受。

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，提出分析結果與新增未通過項目與補強措施，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，已就山腳斷層新事證所進行地震危害度分析結果與 1.67 倍的 SSE 反應頻譜進行比較，1.67 倍的 SSE 反應頻譜可包絡山腳斷層新事證定值式地震危害分析結果，原以 1.67 倍 SSE 進行評估結果仍適用，經審查後可接受。

參 審查總結

綜合本會聘請之審查委員與審查小組，就台電公司所提核二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（核二廠有 20 項機電設備以及 23 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 0.67g 時，仍能有兩串安全停機成功路徑可用，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. 核二廠應於 103 年 9 月 2 號機大修前完成人員地震巡查訓練，並於 2 號機大修期間執行一次圍阻體完整性相關之現場巡查確認與完成巡視紀錄。
3. 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。
4. 核二廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
5. 核二廠應儘速執行兩部機 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再

量測與驗證或分析佐證作業。

6. 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)103 年 6 月 25 日所提送之總結報告修訂版第十三章應說明表二十一所列新土壤參數下初步篩選未通過元件數目置入原則，並與第十一章表十五有一致性，以免混淆。
- (2)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。
- (3)依對本會審查意見 RAI-KS-I-003 答覆承諾，將抑壓池溫度偵測元件列入總結報告 HPCS (table A-3) SSEL 清單中。
- (4)於總結報告修訂版中列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕篩選但 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數。
- (5)於總結報告修訂版適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。
- (6)將 7 月 9 日來函所提核二廠水平向與垂直向設計震譜與人造加速度歷時圖列入總結報告。
- (7)依 RAI-KS-II-006 答覆內容修訂反應爐 Top Guide 之 HCLPF 計算書。
- (8)將 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率分析與再量測驗證執行情形與結果納入總結報告。
- (9)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 (SQURTS) 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 344-1971, “IEEE Trial-Use Guide for Seismic Qualification of Class I Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations,” IEEE, 1971.
- [9] Kuosheng Nuclear Power Station (KSNPS) – “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] 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「山腳斷層為 114 公里之核一二廠 PSHA 敏感度分析及 GMRS 分析報告」，中華民國 102 年 10 月。
- [21] 泰興工程顧問股份有限公司，「核能二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. 核二廠應於 103 年 9 月 2 號機大修前完成人員地震巡查訓練，並於 2 號機大修期間執行一次圍阻體完整性相關之現場巡查確認與完成巡視紀錄。
3. 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。
4. 核二廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
5. 核二廠應儘速執行兩部機 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率再量測與驗證或分析佐證作業。
6. 文件修訂
 - (1)103 年 6 月 25 日所提送之總結報告修訂版第十三章應說明表二十一所列新土壤參數下初步篩選未通過元件數目置入原則，並與第十一章表十五有一致性，以免混淆。
 - (2) 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。
 - (3)依對本會審查意見 RAI-KS-I-003 答覆承諾，將抑壓池溫度偵測元件列入總結報告 HPCS (table A-3) SSEL 清單中。
 - (4)於總結報告修訂版中列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總

數、通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕篩選但 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數。

- (5)於總結報告修訂版適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。
- (6)將 7 月 9 日來函所提核二廠水平向與垂直向設計震譜與人造加速度歷時圖列入總結報告。
- (7)依 RAI-KS-II-006 答覆內容修訂反應爐 Top Guide 之 HCLPF 計算書。
- (8)將 A3/A4/A5 開關箱加固後之自然頻率分析與再量測驗證執行情形與結果納入總結報告。
- (9)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。