

核能一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分協助審查；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；系統部分共召開 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)，其中核一廠部分提出 40 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一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，核一廠每部機兩條安全停機成功路徑上共有 1469 項設備與 530 項電驛，經評估後共有 13 項機電設備須進行補強（含磚牆和控制室天花板），電驛顫振部分經評估共有 14 項需進行補強改善，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 0.51g 時，仍能保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；將「強震期間因電驛接點顫動(Chatter)造成 5 號 EDG 非預期自動啟動之情境」列入運轉人員年度訓練課程；就原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較；將相關評估基礎品保文件納入管制作業，以及後續文件修訂等。所有後續管制要求事項，本會均將持續追蹤台電公司辦理情形。

章節目錄

摘 要.....	I
章節目錄.....	i
圖目錄.....	iv
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.....	7
1.3 審查結論.....	12
第 2 章 核能電廠簡介.....	13
2.1 概述.....	13
2.2 審查情形.....	16
2.3 審查結論.....	16
第 3 章 條列安全停機相關之設備.....	17
3.1 概述.....	17
3.2 審查情形.....	26
3.3 審查結論.....	30

第 4 章 耐震餘裕地震需求	31
4.1 概述	31
4.2 審查情形	39
4.3 審查結論	47
第 5 章 耐震餘裕篩選和現場耐震巡查	48
5.1 概述	48
5.2 審查情形	57
5.3 審查結論	65
第 6 章 未通過篩選的相關設備評估	67
6.1 概述	67
6.2 審查情形	68
6.3 審查結論	72
第 7 章 電驛顫振評估	73
7.1 概述	73
7.2 審查情形	74
7.3 審查結論	77
第 8 章 圍阻體完整性評估	78
8.1 概述	78

8.2 審查情形.....	78
8.3 審查結論.....	80
第 9 章 耐震餘裕評估結果	81
9.1 概述.....	81
9.2 審查情形.....	87
9.3 審查結論.....	87
第 10 章 新事證後續耐震餘裕結果更新情形	88
10.1 概述.....	88
10.2 審查情形.....	90
10.3 審查結論.....	96
參、審查總結.....	97
參考文獻.....	99
附錄一 審查作業重要歷程	102
附錄二 後續追蹤與管制要求事項	104

圖目錄

圖一：核一廠安全停機反應度控制系統	19
圖二：核一廠安全停機反應爐冷卻系統壓力控制系統	20
圖三：核一廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統	22
圖四：核能一廠安全停機餘熱移除系統	23
圖五：核能一廠安全停機完整系統	24
圖六：NUREG/CR-0098 中值反應譜(1g PGA)	36
圖七：核一廠水平向新評估基準地震反應譜比較	89
圖八：核一廠垂直向新評估基準地震反應譜比較	90
圖九：SMA/CR-0098 頻譜線性放大前後與 DSHA 地震頻譜比較....	92

表目錄

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣	25
表二：小應變土壤性質	33
表三：NUREG/CR-0098 控制點頻率與反應譜放大係數(1g PGA)....	35
表四：大應變土壤性質	37
表五：大應變上限土壤性質	38
表六：核一廠土建結構 HCLPF	54
表七：土建結構 HCLPF	81
表八：被動組件 HCLPF	82
表九：初步清查需進一步評估之機械和電氣設備清單	83
表十：初步清查需進一步評估之電驛清單	85
表十一：成立 DCR 進行改善之機械和電氣設備項目（含磚牆和控制 室天花板）	92
表十二：電驛顫振須進行更換	93

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」[1]，並於103年6月25日提出依本會審查意見重新修訂之更新報告。

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[2]，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[3]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)耐震餘裕節

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。

台電公司提出核一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 新事證後續耐震餘裕結果更新情形：說明依地質調查結果所進行危害度分析結果，與原 1.67 倍 SSE 進行比較，

取其大值作為評估基準地震，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，其中核一廠部份共提出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 月成立原能會列管-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 NRC GI-199 "Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern U.S. (CEUS) for Existing Plants"[4] 長期追蹤、記錄美國東部地區之地震記錄，歸納後發現該地區部分電廠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，NRC 建議這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) [5] 規範進行耐震安全餘裕評估。

台電公司為瞭解核一廠耐震餘裕度，於 100 年 7 月委託益鼎工程公司參照 NRC NUREG-1407 「Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities」及 EPRI NP-6041 「A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margins」。對核一廠進行耐震餘裕評估計畫，主要的工作作業內容包括：

作業 1：地震危害檢視

因應近來中央地質調查所公布山腳斷層為第二類活動斷層，及民國 95 年 12 月 26 日恆春西南外海發生 2 起規模 7.0 之地震，核三廠測量到 0.165g 之地表加速度，為核能電廠運轉 30 年來最大值，這些新事證應經詳細調查後，將結果納入核能電廠的地震危害度的評估內。台灣電力公司已另案委託核能研究所辦理「營運中核能電廠地質穩定性及地震危害度再評估計畫」[6]，在收集各種地質參數後，進行地震危害度評估時已盡量參酌多數專家的意見，以加權的方式訂出危害度曲線較為周延。地震危害度曲線亦是隨後在評估基準地震 (Review Level Earthquake, RLE) 訂定的參考，直接影響耐震評估的結果，因此對於核能研究所辦理之「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功能，且依 EPRI NP-6041-SLR1 要求能維持 72 小時。所有需要進行評估的項目將由顧問公司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

核一廠耐震餘裕評估工作主要依據 EPRI NP-6041-SLR1 進行。主要的目的為幫助電廠驗證其耐震餘裕並找出整體結構系統組件中之最弱環節。基本上這是一個保守定量的評估方式 (Conservative Deterministic Failure Margin, CDFM)，基本原則為：

- A. 採用較保守的耐震餘裕評估地震。
- B. 用於結構物與設備耐震餘裕的評估將採用中位法。

C. 設備組件耐震容量的評估必須是保守的。

綜合上述原則，可使用一種高信賴度低破壞率（High Confidence Low-Failure Probability, HCLPF）的數值作為耐震餘裕評估結果。EPRI NP-6041-SLR1 所定之 CDFM 評估準則可使用於結構物或設備組件，評估準則之詳細內容記載於 EPRI NP-6041-SLR1 第 6 章。

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-6041SLR1 規定。由專業人員與電廠現場運轉、維護人員進行現場巡查，以確認前所條列出的設備、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

樓層反應譜是為供設備耐震評估之用，以 RLE=0.5g 進行耐震餘裕評估所求得的设计樓層反應譜未考量新地質事證，因此以新的 RLE 重新進行動力分析，求得新的樓層反應譜，其過程與結果詳細記錄於「核一廠 SMA 總結報告」第 10 章。

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

經審查核一廠 SMA 總結報告第一章簡介及方法介紹，其中對台電公司所提耐震餘裕評估作業方法，審查委員提出 RAI-I-1，請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特殊要求(如美國核管會近期專案小組 NTTF 建議事項 2.1[7])、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) 分析與樓層反應譜重新估算與評估時程。針對評估內容如何考量日本福島事故後之特殊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[8] 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，但台電公司將再進行地震風險評估(Seismic Probabilistic Risk Assessment，簡稱 SPRA)，此方可符合 NTTF 要求(註：SPRA 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。

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 USNRC 1991 年的 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 RAI-I-2，請台電公司說明 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。又，Fukushima 及 NTTF 之可能影響，也請用上述算例一併說明之。台電公司答覆說明 NRC 方法與 EPRI 方法的差異最主要在於停機設備的篩選，設備巡查程序與耐震評估方法兩者是一致的。與 EPRI 方法考慮兩串停機路徑相比，NRC 方法所考慮的，著重於地震發生時能立即讓機組停機並爐心冷卻的重要系統，其包含所有安全停機系統。NRC 方法一開始需建立類似 SPRA 評估所使用的電廠故障樹(fault tree)路徑 (實際應為考慮事件樹與故障樹)，並以評估地震估算故障路徑中設備的耐震度(fragility)。因為以故障路徑為基礎，NRC 方法較容易找出整個電廠的易損性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，此種作法提供一定程度之保守性。以核一廠聯合廠房為例，原始 SPRA 耐震度評估報告結果轉換後之 HCLPF 約 1.1g，略高於本 SMA 評估所推得知 HCLPF=0.79g。台電公司說明已另外進行 SPRA 評估，將可使核電廠耐震評估與補強作業最後的結

果也符合 NTTF 要求。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 SMA 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，請台電公司澄清。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，本項由於後續是否須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。

美國 Diablo Canyon 電廠(DCPP)於建廠期間發現距廠區 3.5 英哩處發現 Hosgri 斷層，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。

針對台電公司報告中對於均以新事證描述台灣與美國作法部份，並未完整陳述兩者狀況，本會審查小組提出 RAI GA-I-001，請台電公司澄清。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” [9] 及 2009 年的 EPRI 1019200 ” Seismic Fragility Application Guide Update” [10] 等提出說明。台電公司答覆說明所有的結構與元件都經 CDFM 方法重新計算安全停機成功路徑上設備之 HCLPF 值，並未如 SPRA 計畫針對耐震度進行計算，亦未就各廠現有的易損性與重新計算後的 HCLPF 值做比較。另外，台電公司耐震餘裕評估工作只依據 EPRI NP-6041-SLR1 規範計算 SSEL 所

含設備之 HCLPF 值，1994 TR-103959 及 2009 EPRI 1019200 皆為耐震度計算指引，並不適用於 SMA 之 CDFM HCLPF 計算。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

SMA 評估 HCLPF 時包括結構體，其 HCLPF 小於 RLE 時，必需補強到 RLE 的水準。譬如某結構體已根據「核一廠耐震設計基準由 0.3g 強化為 0.4g 案」補強至 0.4g，但根據 SMA 評估案評估其 HCLPF 為 0.48g，未達 $RLE=0.51g$ ，因此勢必再提高補強標準讓 HCLPF 達到 0.51g。此兩案因評估基準不同，不能保證符合一案的補強結果也會符合他案的標準，審查委員提出 RAI-III-1，請台電公司就這兩個計畫的標準是否有點衝突，此結構體到底要補強到多少才合適進行澄清，同時兩案應並行比較其補強結果，調整至兩案均符合其標準的補強結果。台電公司答覆說明核一廠 SSE 由 0.3g 強化為 0.4g，為設計基準的補強，而 SMA 計畫所用之 HCLPF，為 95%信心度下 5%失效機率，二者補強設計標準不同，其實並無衝突；核一廠設計基準補強到 0.4g，SMA 補強到 RLE 以上，兩者皆須符合，另台電公司將依審查意見，並行比較兩案補強結果，並調整至兩案均符合其標準的補強結果。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

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/ANS RA-Sa-2009[11])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/ANS RA-Sa-2009 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 報告進版之同行審查評估報告中說明，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；GA-I-010 同行審查部分之後續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 之追蹤管制。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

核一廠位於新北市石門的天然峽谷，離台北市直線距離約 28 公里，佔地約為 245 公頃，廠區內裝置兩部 63 萬 6 千瓩汽輪發電機組，總裝置容量為 127 萬 2 千瓩。

核一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 4 型 (BWR/4)，每小時可產生每平方呎 985 磅壓力的飽和蒸汽 7,620,000 磅。1、2 號機分別於民國 67 年和 68 年併聯發電開始商業運轉。

地表反應譜

核一廠原始設計安全停機地震 (Safe-Shutdown Earthquake, SSE) 地表反應譜，地表加速度峰值為 0.3g。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。

核一廠主要的土建結構為：

1. 聯合結構廠房：主要提供具有結構整體性及阻絕性的包覆體，主要容納主要圍阻體、輔助系統、控制區域、廢料處理系統、柴油發電機。聯合結構廠房座落於一個共同基礎墊，依據 Seismic Category I 設計。

2. 二次圍阻體：位於聯合結構廠房內，主要用於包覆反應器及主要圍阻體壓力抑減系統，並包含燃料儲存區及其他輔助及支援設備。
3. 汽機廠房：為 Seismic Category II 結構，主要放置汽輪發電機、冷凝系統、飼水系統、通風設備及相關輔助設備。
4. 開關場
5. 緊急海水泵室
6. 生水儲存槽
7. 柴油發電機用油儲存桶槽及冷凝水儲存桶槽，為 Seismic Category I 設備
8. 行政大樓
9. 第五柴油機廠房，為 Seismic Category I 結構

下列 Seismic Category I 結構進行過動力分析：

1. 聯合結構廠房
2. 冷凝水儲存槽
3. 柴油發電機用油儲存桶槽
4. 緊急海水泵室
5. 第五柴油機廠房及儲油槽

聯合結構廠房為根據 ACI 318-63 Standard Building Code Requirement for Reinforced Concrete, Part IV-A Working strength design 進行設計，部分牆面的剪力及扭轉則根據 ACI 318-71。鋼結構則根據 American Institute of Steel Construction (AISC) "Specification for the Design, Fabrication, and Erection of Structural Steel for Buildings," 1969 版。

組件設備

General Electric (GE) 所提供的設備若必須維持下列條件則根據

SSE 設計確保其完整性及功用性：

- a. 冷卻系統壓力邊界整體性
- b. 確保反應器得以安全停機或避免或降低和 10 CFR Part 100 定義的廠外暴露

Ebasco 所提供的設備、系統和元件則依下列準則分類：

- a. 核一廠 Seismic Category I：結構、設備和系統的破壞若會導致超過 10 CFR 100 訂定之暴露臨界值或導致立即或長期冷卻系統失效則歸類為 Seismic Category I，所有 Category I 物件則根據 Section 3.7.2 of the FSAR[12] 進行動力分析。
- b. 核一廠 Non-Seismic Category I：結構、設備和系統的破壞若不會導致大量輻射外洩且不會造成反應器無法安全停機則歸為 Non-Seismic Category I。所有 Non- Category I 物件則根據 Uniform Building Code, Zone 3 conditions 設計。

管線和儀器管路系統

GE 公司所提供 ASME Class 1 管線系統根據 ASME B31.7, 1969 年版設計。Ebasco 公司所提供的元件則依 ANSI B31.1 supplemented by nuclear code case interpretations 設計。

管線系統之外的配送系統

根據 FSAR Sec. 3.10.5.1 配送系統，包含 cable tray、electrical conduits 和 bus duct supports 皆為剛性設計以避免任何的反應放大效應。FSAR 同時指出樓層 95' and 73.83' 之間 cable trays 和 bus supports 設計至 2.5g，同時指出樓層 67.33' and 39.83' 之間的 cable trays 和 bus supports 設計至 1.5g。絕大多數的配送系統均落在此兩種高程之間。HVAC ductworks 則置於相當剛性的門型懸吊鋼架。

2.2 審查情形

依 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-1 頁，廠址介紹應有地理環境、地質條件之描述，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 要求台電公司須再補充相關資訊於報告內容；另 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-2 頁，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，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。經台電公司補充澄清所提修訂核一廠 SMA 總結報告之廠址介紹，以及有關 DBE 適切性的結論，並增述山腳斷層海域調查結果之論述。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

綜合以上之敘述，由於台電公司將修訂報告補充核一廠圍阻體型式、建廠許可日期、商轉日期等相關資訊，以及電廠的耐震設計基礎，如分析方法、應用的法規或標準，及耐震設計要求。審查小組合理認為，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 第 8 章所規定內容。另對所提修訂核一廠 SMA 總結報告內容述及 DBE 的特性及適切性，增述山腳斷層海域調查結果之論述，應能符合目前新事證地質調查進度與現況。綜合本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 3 章 條列安全停機相關之設備

3.1 概述

(一) 成功路徑選擇基本假設

核一廠耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)是根據美國核管會(NRC) Generic Letter 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 所提及之方法論，該方法論為美國電力研究院(EPRI)技術報告 NP-6041-SLR1, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”。根據 EPRI NP-6041-SLR1，耐震餘裕評估須保證強震發生時電廠能安全停機(熱停機或冷停機)並維持穩定狀態達 72 小時，安全停機相關之系統設備需涵蓋一組主要成功路徑(Success Path)及另一組候補成功路徑。建立成功路徑包括以下步驟：

- 建立成功路徑邏輯圖 SPLD(Success Path Logic Diagram, 以下簡稱 SPLD)功能模型，SPLD 與事件樹(Event Tree)、故障樹(Fault Tree)相似，但不予量化。
- 確認達成主要成功路徑所需系統。
- 基於運轉及系統考量，確認達成候補成功路徑。
- 確認以上成功路徑之主要組件。

NP-6041-SLR1 成功路徑之建立係基於以下條件與假設：

- 廠外電源假設已喪失而且 72 小時之內不會恢復，但分析仍須考慮萬一廠外電源未喪失或恢復時可能造成之不利影響。
- 發生耐震餘裕評估地震(Review Level Earthquake, RLE)後，成功路徑必須能達成並維持穩定熱停機或冷停機 72 小時。

- 只考慮地震肇始之暫態事件及地震肇始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。
- 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，僅考慮單 Train 系統，多重或系統 Train 不需考慮。
- 地震可能造成電驛觸點震顫須另行評估。
- 只包括避免爐心損毀功能之系統。

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 之規定之外，並參照新版 ASME 2009 PRA 標準，第 10-2 節，High Level Requirements HLR-SM-B，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：

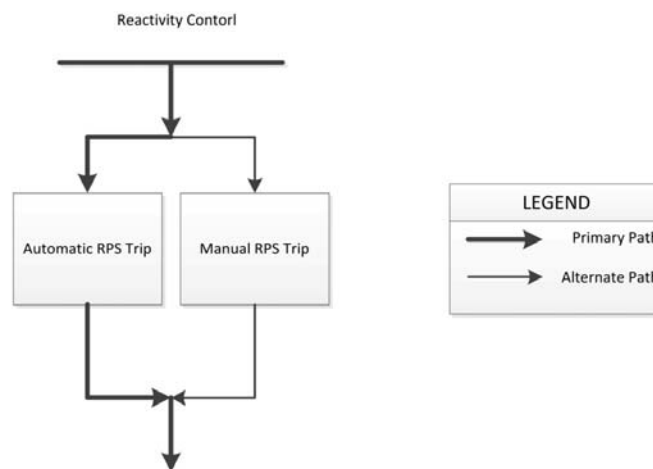
- 反應度控制(Reactivity Control)

- 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，安全停機第一個挑戰就是控制核子反應度，降低爐心功率並衰減熱能。正常時，當收到急停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急停。此系統有足夠的停機餘裕，即使本領最高之控制棒無法插入仍足以控制反應率。備用硼液系統(Standby Liquid Control System, 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。

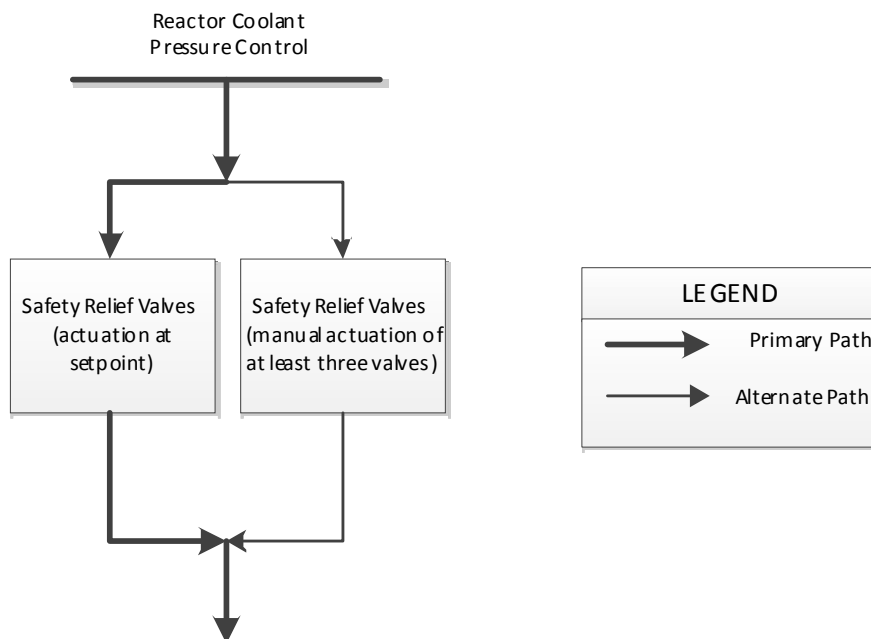
反應度控制是由反應爐保護系統(Reactor Protection System, RPS)與控制棒液壓控制系統(Control Rod Drive Hydraulic Control Unit, CRD/HCU)交互運作達成如圖一。RPS 包括急停所需啟動線路、警報、主動設備、以及被動設備，還有確認與監視急停狀態所需之設備。CRD 則包括插入控制棒所需之被動機械設備。



圖一：核一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急停時，主蒸汽隔離閥會自動關閉，反應爐冷卻系統(Reactor Coolant System, RCS)壓力將升高，需要釋壓及控制。壓力超過設定值時電廠會開啓安全釋壓閥(Safety Relief Valves, SRV) 控制 RCS 壓力。電廠另有自動降壓系統(Automatic Depressurization System, ADS)如圖二，但因其需運轉人員遵循緊急運轉程序(Emergency Operating Procedure, EOP) 操作，因此不包含在SSEL(Safe Shutdown Equipment List)內。關於後備安全停機成功路徑考慮，因如有需要安全釋壓閥可以人為操作，以容許低壓注水，由於安全釋壓閥數量多，可以滿足後備安全停機成功路徑的要求。



圖二：核一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

本節描述反應爐冷卻系統(RCS)水量控制所需安全停機設備。RCS 補水控制系統包含注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：

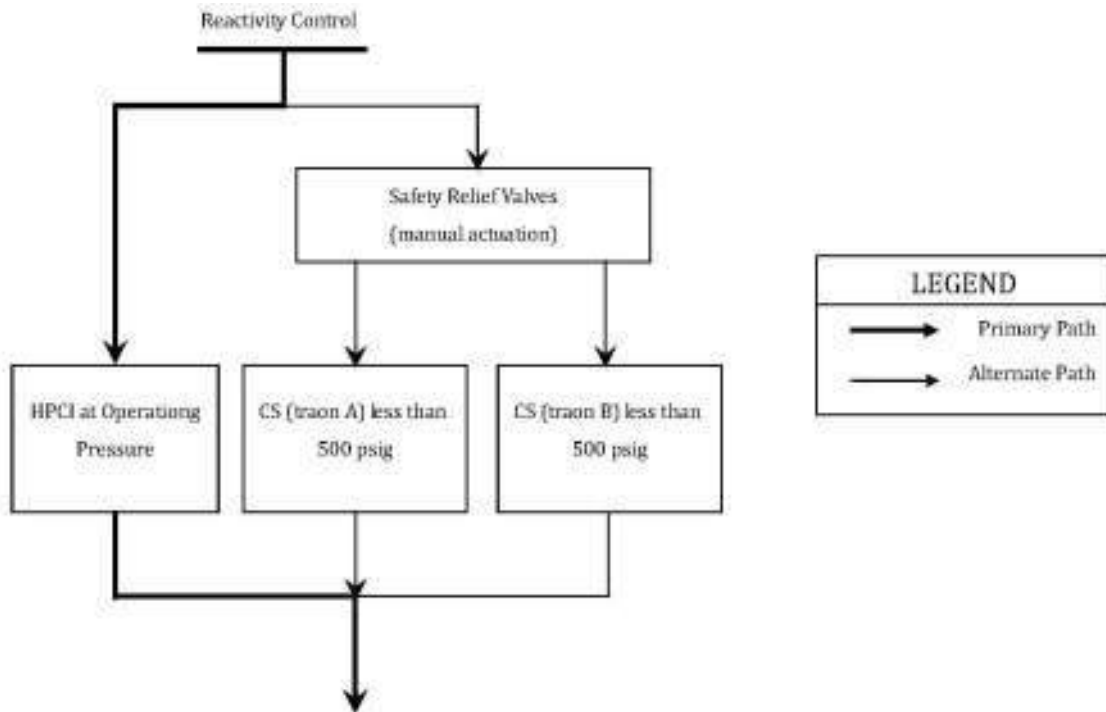
- 高壓爐心注水系統(High Pressure Core Injection System, HPCI)。正常補水功能是 HPCI 泵從冷凝水貯存槽(Condensate Storage Tank, CST)抽取然後注入反應爐，後備補水則選擇抑壓池(Suppression Pool)，因為抑壓池為耐震，HPCI 能力足夠維持小 LOCA 所需。正常補水也可以選擇 RCIC，但考慮小 LOCA 的不確定因素，仍然選擇 HPCI 為宜。
- 爐心噴灑系統(Core Spray System, CS)。爐心補水另一選擇是爐心噴灑系統且必須配合人工降爐壓至低於 500 psig，爐心噴灑系統只需一個 Train 因此非常可靠。CS 從抑壓池取水然後注入爐心，操作上至少需要三組 ADS 閥來降壓至低於 500 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, SRV)。安全停機設備包括安全釋壓閥。安全釋壓閥除了在釋壓後需能關閉之外並在安全停機時能提供人工釋壓，在主冷凝器無法工作時反應器冷卻系統壓力控制可以依靠安全釋壓閥人工釋壓，而且可以配合爐心噴灑系統運作時人工釋壓以控制水量。
- 一次圍阻體隔離系統(Primary Containment Isolation System, PCIS)。安全停機設備包括 PCIS 以確保小 LOCA 之後圍阻體

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。

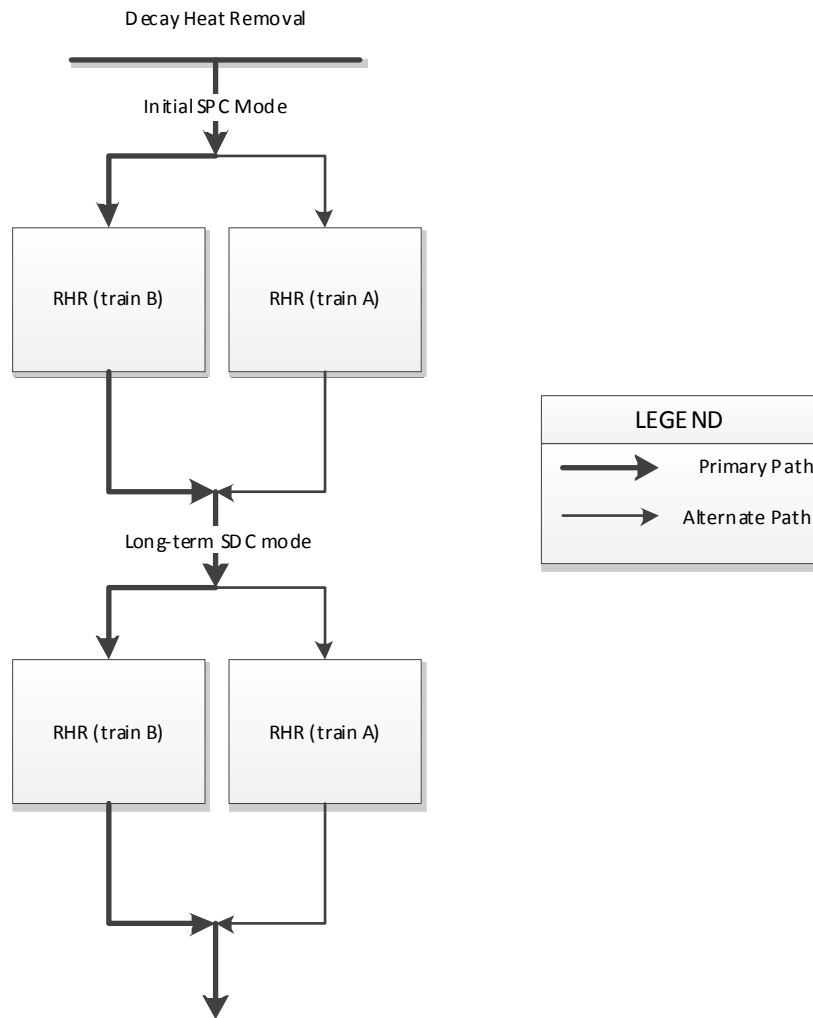


圖三：核一廠安全停機反應爐冷卻系統補水控制系統

餘熱移除

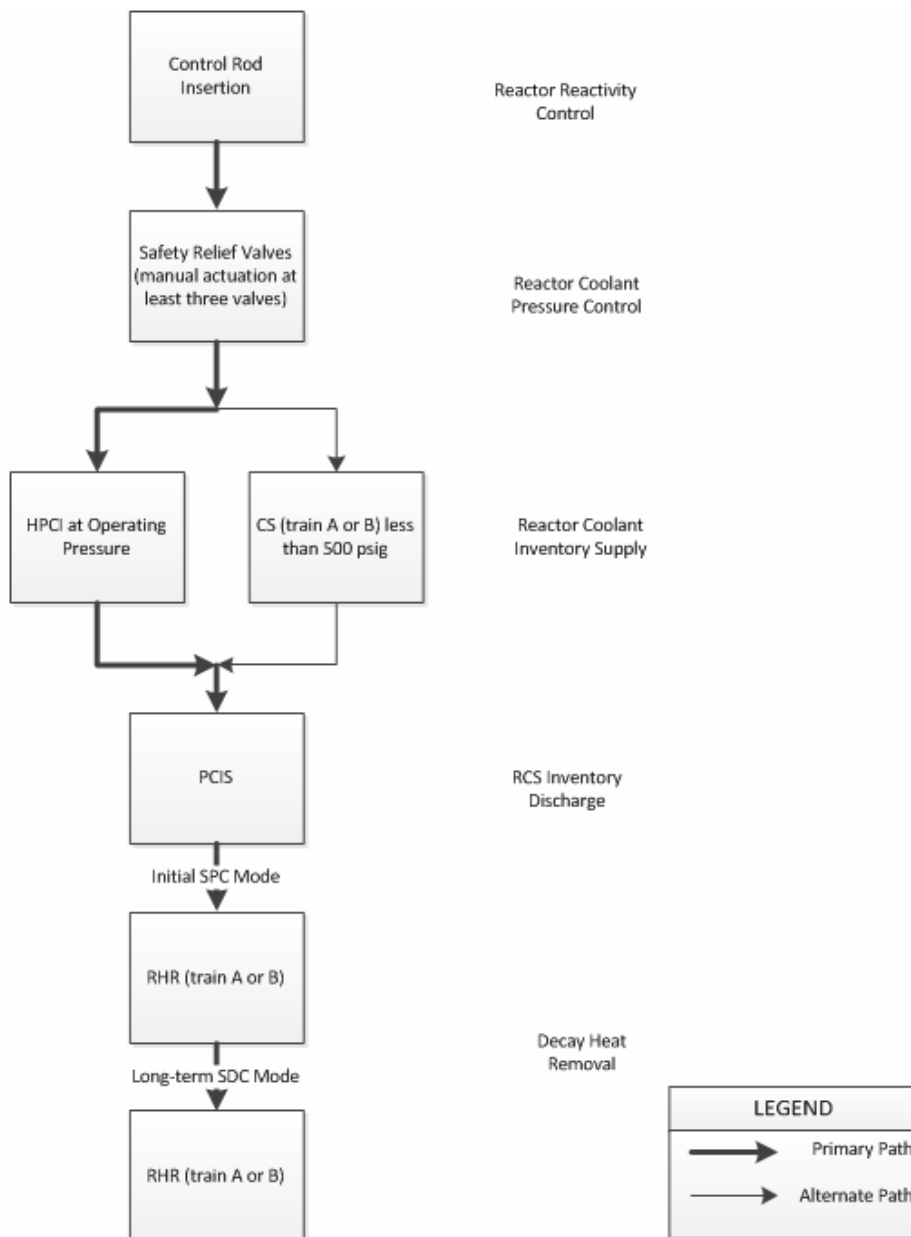
安全停機最後需要的功能就是餘熱移除，餘熱移除可以在熱停機或冷停機狀態下進行。核一廠緊急運轉程序要求運轉人員地震後進入冷停機狀態。初期一組(Loop)除餘熱系統(Residual Heat Removal, RHR)進入抑壓池冷卻模式(Suppression Pool Cooling, SPC)，另一組備用。後期一組除餘熱系統進入停機冷卻模式(Shutdown Cooling, SDC)，另一組仍備用如圖四。

取水與排水路徑與運轉模式有關，在 SPC 模式，RHR 經由 RHR 熱交換器從抑壓池取水與排水；在 SDC 模式，RHR 取水與排水均為反應爐。抑壓池水量足夠 72 小時任務。



圖四：核能一廠安全停機餘熱移除系統

核能一廠完整安全停機路徑如圖五。



圖五：核能一廠安全停機完整系統

支援系統

除了上述安全停機第一線系統之外，尚有支援系統必須確認，方法詳見 NP-6041-SLR1。第一線系統與支援系統之間關係見下表：

表一：第一線系統與支援系統關係矩陣

第一線 系統	與支援系統關係						
	ACP	DCP	ESW	CSCW	HVAC	ECCS	N2 BACKUP
RPS	X						
CRD/HCU							
HPCI	X	X			X	X	
SRVs		X					X
RHR	X	X	X	X	X	X	
CS	X	X			X	X	
SSMS	X	X					
PCIS	X	X					

所有以上所需之支援系統均加入安全停機設備(SSEL)中。

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極差之組件，耐震安全餘裕評估小組在民國100年10月11日至14日進行了初步現場巡查。現場巡查區域包括：

- Unit 1 and Unit 2 Combination Structure
- Switchgear Room
- RHR Pump Room
- HPCI Room
- Emergency Diesel Room
- Diesel generator Starting Air Room
- Unit 1 and Unit 2 Emergency Pump House
- Unit 1 and Unit 2 Fuel Storage Tank Area
- Unit 1 and Unit 2 Condensate Storage Tank Area

3.2 審查情形

經本會審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三（一）節成功路徑選擇基本假設說明時，發現台電公司說明安全停機相關之設備條列於核一廠 SMA 總結報告附件一，但經查證附件一 Table A-1~8 及 Table B-1~8 相關之 SSEL 清單，發現各安全停機相關系統之管路均未列於附件一 SSEL 清單中；同時，Torus 溫度儀器亦未列於附件一 Table A-7 SSMS 相關之 SSEL 清單中，乃提出 RAI CS-I-014 要求台電公司應平行展開檢視 SSEL 組件清單之完整性，同時，就如何取得相關 SSEL 組件清單，以及確保 SSEL 組件清單完整性之機制，請台電公司進行澄清。經台電公司澄清後，說明 NP-6041-SLR1 並無管線巡查紀錄表格相關規定，核一廠針對本案管線評估之做法係採用設計基準比較的方式進行，而非詳細計算每段管路的 HCLPF 值，依循 NP-6041-SLR1 之作法，並無建置清單之相關規定。另針對 Torus 溫度儀器則說明該等儀器乃歸類於 ATTS H21-P080 盤及 ATTS H21-P081 盤盤內組件，並已納入於附件一 Table A-1 及 Table A-3 相關之 SSEL 清單中。核一廠動員 17 位持照人員，從 Markup 的 P&ID 等資料上重新審視設備篩選，同時動員維護部門同仁重新檢視設備篩選清單，審視過程中由品質人員進行抽樣查證，針對差異部分則另送顧問公司澄清說明或評估。另經審查小組查證本項答覆內容有引用韌性因子 1.5 相關數值，請台電公司說明採用韌性因子 1.5 之合理性，並說明核一廠採用之技術基礎。台電公司澄清韌性因子 1.5 乃依據 ASCE/SEI 43-05[13] Table 8.1 設備系統之非彈性能量吸收係數 F_{μ} ，另依 Table 1.4 Structural Deformation Limits for Limits State 再評估管路 F_{μ} 即便採用 1.25 仍符合耐震之要求，而核一廠大管路系統均採用開槽對邊焊接，再依據 ASCE/SEI 43-05 Table 8.1 對照表中管路此焊接型態選取之韌性因子

1.5，另 NP-6041-SLR1 第 A-60 頁中提到現行管路是高耐震力(耐震餘裕可達 4 倍 SSE)無須再評估，台電公司依審查意見，核一廠韌性因子改採用 1.25 仍可符合耐震要求，惟相關設備管路 HCLPF 值計算結果仍應重新修訂至 SMA 總結報告內容。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三(二)節成功路徑選擇邏輯說明時，針對 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-4 頁及第 8-5 頁說明安全停機成功路徑之討論應包含停機程序書，乃提出 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。另審查委員查證台電公司所提核一廠 SMA 總結報告，亦提出 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。經台電公司澄清後，說明除須於程序書 520「喪失廠外電源(345kV 和 69kV 系統故障)」、程序書 1451「核一廠斷然處置程序指引」及程序書 540.7「EOP 輔助程序書」加註說明於發生 SSE 事件時，機組安全停機系統主要成功路徑及後備成功路徑之敘述，以提醒運轉員了解強震時所使用的安全停機成功路徑外，核一廠並已於 103 年 4 月 29 日進行模擬器情境驗證，證實若安全停機成功路徑選定後，依 EOP 流程操作，可以達成安全停機功能，同時，相關模擬器驗證劇本，將列入運轉持照人員再訓練定期訓練課程。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。併同 RAI-GA-I-004 部份，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。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三(二)2 節反應器冷卻系統壓力控制安全功能成功路徑選擇說明及第三(二)3 節反應器

冷卻系統水量控制安全功能成功路徑選擇說明時，發現核一廠 SMA 總結報告附件一說明 “The five ADS valves are credited for the SMA.”，又說明因運轉人員遵循 EOP 操作 inhibit ADS，故 “no credit is taken for ADS in this analysis.”，同時，核一廠 SMA 總結報告亦說明反應器冷卻系統排水須控制以減少水量損失，並選擇安全釋壓閥為其主要路徑之一，並說明 SRVs 釋壓後需能關閉，乃提出 RAI CS-I-015~016 請台電公司澄清說明另 5 個 Non-ADS SRVs 除不具備 ADS 功能外，其餘功能與此時 5 個 ADS SRVs 有何不同，是否亦具備 credit；以 5 個 ADS SRVs 之自動功能作為主要路徑，而以其手動功能作為後備路徑，但 SRVs 則為實際執行壓力控制之機械本體，是否有共因失效之虞；針對於發生地震期間，SRVs 均應同時避免發生 stuck open 或 stuck close 現象，以避免反應器冷卻系統壓力控制及反應器冷卻系統排水功能控制失效，亦請台電公司澄清 5 個 Non-ADS SRVs 是否亦列入 SSEL 清單之必要性。經台電公司澄清後，說明 5 個 Non-ADS SRVs 除不具備 ADS 功能外，其餘功能均與 ADS SRVs 相同，並已將 5 個 Non-ADS SRVs 列入附件一 Table A-4 相關之 SSEL 清單中，以確保成功路徑擁有足夠的多樣性。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三（二）3 節反應器冷卻系統水量控制安全功能成功路徑選擇說明時，發現台電公司說明 PCIS 系統為反應器冷卻系統排水控制之主要路徑之一，但經查部分諸如 B21-F016/F019、B31-F019/F020 等 PCIS 隔離閥均未列入 SSEL 清單中，乃提出 RAI CS-I-017 請台電公司澄清說明 PCIS 系統組件清單篩選之完整性。經台電公司澄清後，說明 SMA 評估案對於圍阻體的評估包括結構體與 PCIS 系統等，評估概念是假定圍阻體因地震造

成小破管(small LOCA)時，PCIS 可以發揮隔離功能，PCIS 設備評估清單由系統工程師依據核一廠 PRA 報告挑選重要設備建立，所有需由電力驅動的閥體均包含於 SMA 評估工作，但不是所有設備都納入評估。依據 NP-6041-SLR1 之說明，SMA 評估目的為使受評估各系統能成功達成爐心冷卻，評估範圍為防止爐心嚴重受損之各系統及各該系統之支援系統，並不包含降低事故嚴重性之各系統，因此，圍阻體隔離及完整性之安全功能中僅論及其可防止爐心冷卻功效。同時，電廠針對顧問公司提交 PCIS 系統清單進行清查後，已提出可疑項目交由顧問公司再核對，經顧問公司確認 PCIS 系統清單無須再列入 SSEL 清單。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三（二）5 節安全停機第一線系統之支援系統說明時，台電公司說明相關支援系統乃依據 NP-6041-SLR1 加以確認，表一則詳列第一線系統與支援系統關係矩陣，但經查證發現支援系統並未包含附件一 B.7 所述之 ECWS 系統，乃提出 RAI CS-I-018 請台電公司澄清說明，同時提出 RAI GA-I-005 請台電公司澄清說明是否與其他類似 SSEL 清單進行比較。經台電公司澄清後，說明 ECWS 系統係參考 NP-6041-SLR1 Table B-3 及 Table B-5 列為 HVAC 系統的支援設備，故未列在第一線系統與支援系統關係矩陣表中。同時，針對類似問題，核一廠除已進行火警後安全停機設備清單及核一廠 A-46 所挑選安全停機成功路徑之差異進行比較外，亦已由運轉持照人員重新審視設備篩選，並送顧問公司澄清說明或評估，將增列 V-130-342A/B、V-130-345A/B、HV-S-6A/B 及 HV-E-43A/B 等於 Table B-7 及 Table B-5 相關之 SSEL 清單中。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第三（二）6 節初步現場

巡查說明時，台電公司說明初步現場巡查目的在確認選擇之設備中是否含耐震能力極差之組件，經查證發現台電公司選擇 CS 系統為反應器冷卻系統水量控制安全功能後備路徑，且 N₂ BACKUP 亦為第一線系統之支援系統，但台電公司於 100 年 10 間所執行之初步現場巡查區域，並未涵蓋上述之區域，乃提出 RAI CS-I-019 請台電公司澄清說明。經台電公司澄清後，說明初步現場巡查目的在於確認 SSEL 清單的正確性，而正式的現場巡查則已涵蓋所有需巡查的區域與設備。同時，審查小組依據 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-6 頁說明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，故亦提出 RAI GA-I-006 請台電公司補充說明執行情況及文件，經台電公司澄清後，說明核一廠現場巡查作業時，均詳細記錄各設備之狀況並依 SEWS 上之檢核項目一一比對確認，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”，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。

3.3 審查結論

綜合以上之敘述，由於核一廠已參照 EPRI NP-6041-SLR1 執行成功路徑選擇，並參照其挑選設備原則執行 SSEL 組件清單之建置，配合核一廠重新平行展開檢視 SSEL 組件清單之完整性及建立相關管控機制，除了安全停機系統主要成功路徑及後備成功路徑，列入運轉持照人員訓練並修訂相關程序書，預定於 103 年 7 月 31 日前完成，將納入後續管制追蹤項目之外，其餘部分，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

計算核一廠結構樓層反應譜，目的在執行核一廠耐震餘裕評估時提供管線與設備地震輸入。計算包括以下結構物：

- 聯合結構廠房
- 主要圍阻體
- 生物屏蔽牆
- 反應器壓力容器

評估結構動力分析時包含土壤結構互制效應。緊要海水泵室因為地下建物且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

耐震餘裕評估的主要目的為確定電廠擁有足夠之餘裕以承受大於原設計之地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)，並辨識出電廠耐震設計最弱之環節。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 的地表反應譜可採用 NUREG/CR-0098[14] 中值岩石反應譜(Median Rock Spectra)，核一廠聯合結構廠房地基直接落於 EL-0.83 呎岩盤盤上。最大地表加速度(PGA)則依據 NRC SRM to SECY 93-087 定為 1.67 倍之設計地震地表加速度， $1.67 \times 0.30g = 0.5 g$

設計輸入

地震反應譜：

NRC NUREG/CR-0098 中值(50%)岩石反應譜，5%阻尼比。

最大地表加速度：

水平方向： $1.67 \times 0.30g = 0.5g$

垂直方向： $2/3$ 水平方向 = $0.33g$

結構模型：

本報告結構動力模型為核一廠 IEB 79-14[15] 設計基準模型，含一組水平模型與一組垂直模型。此電腦模型包含下列結構：

- 聯合結構廠房(Combination Structure Building)
- 一次圍阻體(Primary Containment Vessel)
- 生物屏蔽牆(Biological Shield Wall)
- 反應器壓力容器(Reactor Pressure Vessel)

土壤性質：

根據核一廠 FSAR Table 3.7-3，聯合結構廠房建廠時四周開挖至大埔岩層，平均標高大約從一號機 -9.33 呎至二號機-22 呎。一號機基礎樓版坐落於標高 -8.83 呎，底下有 6 吋厚防水混凝土。二號機基礎樓版亦坐落於標高 -8.83 呎，但底下是平均 9 呎之輕質混凝土。基礎四側回填礫石至 39.83 呎。

本報告假設大埔岩層深約 200 呎，下方岩盤剪力波速 3,500 呎/秒，地下水位標高 34.83 呎，詳如表二。

表二：小應變土壤性質

材料	剪力波速 Vs (呎/秒)	Poisson 比	剪力模數 G (psi)	楊氏模數 E (psi)
礫石 (未飽和)	700	0.438	12,600	36,000
礫石 (飽和)	700	0.487	12,600	37,500
大埔岩層	1,400	0.475	50,000	148,000

分析方法

核一廠聯合結構廠房為鋼筋混凝土結構，由於重量可觀且基礎埋入土層中達 47 呎，又加上大埔岩層並非硬質岩盤，因此執行結構動力分析時必須考慮土壤結構互制效應。其步驟如下：

1. 產生與評估反應譜相符合之加速度歷時(SpectraSA 程式)
2. 執行廠址土層動力分析以決定強震時土壤材料性質 (SHAKE 程式)
3. 計算土壤動力勁度或阻抗函數 (SUPELM 程式)
4. 計算結構動力特性，包含各模態頻率及振形(GTSTRUDL 程式)
5. 組合土壤與結構聯合模型，執行土壤結構互制分析(EKSSI 程式 [16])
6. 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[17]，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。此報告加速度歷時符合 NRC NUREG-0800, SRP Sec.3.7.1, R3, Option 1, Approach 2[18]（單組加速度歷時）。

由於核一廠聯合結構廠房相當對稱，本報告採用原設計基準動力模型假設，南北與東西兩個水平方向互相獨立，且兩個水平方向使用同一模型。

地震運動輸入於大埔岩層之上，於垂直振動時，不考慮土壤性質之衰減，即使用小應變材料性質進行動態分析。

計算內容

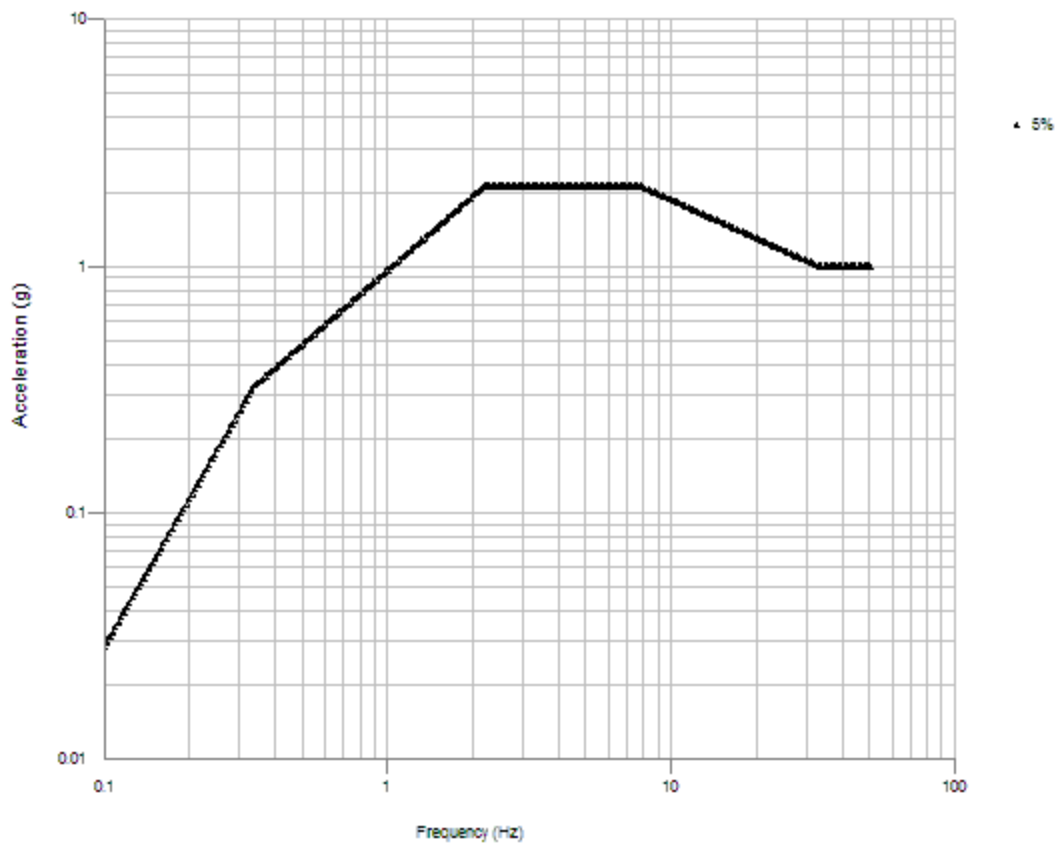
建立時間歷程：

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三。

表三：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

評估基準地震反應譜結果見下圖(1g PGA)。應用時水平地震乘以 0.5，垂直地震乘以 0.33。



圖六：NUREG/CR-0098 中值反應譜(1g PGA)

由以上定義之耐震餘裕評估基準地震，本計畫使用 S&A 電腦軟體 SpectraSA 產生加速度歷時，所產生之歷時符合 SRP Sec. 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。

強震下土壤性質：

實驗顯示強震下基礎土壤因應變而弱化，本報告使用電腦程式 SHAKE91 計算強震對土壤性質之影響。廠址土層包含大埔岩盤及上面覆蓋的礫石層。

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可由兩條曲線表示，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 SRP Sec. 3.7.2，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 2 倍
- 下限值(Lower Bound)，剪力模數除 2 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四。

表四：大應變土壤性質

土層	一號機		二號機	
	剪力模數 (ksf)	阻尼比 β	剪力波速 (ft/sec)	阻尼比 β
1	1,209	0.036	1,134	0.041
2	621	0.105	502	0.126
3	256	0.182	184	0.207
4	125	0.229	109	0.236
5	6,391	0.016	88	0.244
6	6,206	0.018	6,107	0.019
7	5,989	0.020	5,905	0.021
8	5,784	0.023	5,721	0.024
9	5,675	0.024	5,558	0.026
10	5,698	0.024	5,458	0.027
11	5,590	0.025	5,425	0.027
12	-	-	5,433	0.027

由於上列之土壤勁度明顯低於一般常見值，尤其是大埔岩盤之剪力模數，本報告另加入考慮上限土壤性質。根據 SRP Sec 3.7.2，上限土壤剪力模數使用原始估計之兩倍，下表列出大應變上限土壤性質。

表五：大應變上限土壤性質

土層	一號機		二號機	
	剪力模數 (ksf)	阻尼比 β	剪力波速 (ft/sec)	阻尼比 β
1	2,664	0.03	2,594	0.031
2	1,617	0.075	1,499	0.083
3	853	0.141	674	0.16
4	454	0.191	352	0.21
5	13,027	0.015	248	0.229
6	12,973	0.015	12,792	0.016
7	12,828	0.016	12,566	0.017
8	12,536	0.017	12,257	0.019
9	12,289	0.019	11,896	0.021
10	12,119	0.02	11,575	0.023
11	11,953	0.021	11,417	0.024
12	-	-	11,336	0.024

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 之一部分，此程式計算土壤阻抗函時將基礎簡化為剛性之圓盤，此簡化已證實對結果影響不大。

為了計算土壤阻抗函數，SUPELM 針對一號機、二號機在水平方向及垂直方向各執行一次。KINIT 為 SUPELM 附屬程式，用來計算 EKSSI 所需之地震輸入。

結構動力模型：

本案發展出聯合結構廠房一組水平模型與一組垂直模型，模型包

含聯合結構廠房、主要圍阻體、生物屏蔽牆、以及反應器壓力容器。原始動力模型使用 STARDYNE 程式，並將動力模型轉換為 GT STRUDL 並用之來計算模態。

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，結果證實轉換之模型與原始模型一致。

土壤結構互制分析：

土壤結構互制分析使用電腦程式 EKSSI。EKSSI 是由 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 需要之輸入包含：

- 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

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，水平及垂直向，所有水平反應譜包絡 1、2 號機結果並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[19] 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 Approach 2 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。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 假設剛性基礎因而大大簡化分析結果，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 $DSHA + 1\sigma$ 與 $1.67 \times SSE$ 較大者來進行 Outliers 篩選，並作為補強最低目標，即核一廠以 $1.67 \times SSE$ 再線性放大 2% 之頻譜，核二廠採用 $1.67 \times SSE$ 之頻譜，核三廠則取 $1.67 \times SSE$ 再線性放大 7.5% (0.72g) 之頻譜。針對台電公司答覆，審查委員要求台電公司依地震危害度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議決議事項第 1 項，提出 RLE 與其訂定基礎。並就所提現階段補強採用頻譜再補充說明其訂定基礎與合理性。台電公司再答覆澄清 RLE 訂定基礎係依據美國 NRC 文件 NUREG-1407 評估基準地震的選定建議，RLE 的地表反應譜可採用 NUREG/CR-0098 中值岩石反應譜，及 USNRC SRM to SECY-93-087, Page 7, Item 17: "The Commission approves the use of 1.67 times the Design Basis SSE for margin-type assessment of seismic events."。故新事證之危害度評估完成前先採用 $1.67 \times SSE$ 做為 SMA 之評估基準地震(RLE)。現階段 RLE 則採用 $1.67 \times SSE$ / 新事證定值法地震危害度分析結果加一保守度之大值進行評估篩選，故核一、二、三廠之 RLE 分別為 0.51 g、0.67 g、0.72 g。核一、二、三廠之設計補強分別採用 $1.6 \times SSE$ 、 $1.6 \times SSE$ 及 1.9 倍 SSE 原 FSAR 設計反應

譜。台電公司答覆說明經審查委員審查後可接受。

審查委員提出 RAI-I-9，要求台電公司說明 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[20] 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。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 $1.67 \times SSE$ /定值法之大值，故將核一、三廠之 RLE 再提增 2.3% 及 7.5% 至 $0.51g$ 及 $0.72g$ 。至於 HCLPF 該假設僅為初步粗略的估計，為了獲得更準確的測試值，可參考 TR-103959 第 4 節所提方法：approximate second moment approach、Monte Carlo Simulation 都可以使用。台電公司並說明若 $\beta_c = 0.4$ ，則 Median Fragility = 2.1 CDFM HCLPF 之公式正確，可直接由 HCLPF 轉換得到 Median Fragility。並說明 SMA 採用 CDFM 之 HCLPF₈₄ 為 84% 非超越機率，與 SPRA HCLPF₅₀ 為對應於中值不同。台電公司答覆說明經審查可接受。

針對核一廠 SMA 總結報告第四、(二)、4.節土壤性質(Page 27)本會審查小組提出 RAI-I-18，要求台電說明核一廠耐震設計基準由 $0.3g$ 強化為 $0.4g$ 案，聯合結構廠房地震歷時輸入控制點係位於基礎版所在高程 EL.-8.83 呎，SMA 案地震歷時輸入控制點係位於露頭(Outcrop)，或地質改良後混凝土(lean concrete)之表面；兩部機聯合結構廠房地質改良前 Outcrop 位置：1 號機 EL.-9.43 呎；2 號機 EL.-17.83 呎，然目前兩部機組所建立 demand 之 in-structure response spectrum 卻假設一樣高程之情形，是否合理。台電公司澄清說明核一廠耐震設計基準由 $0.3g$ 強化為 $0.4g$ 案與 SMA 案，地震歷時輸入位置皆為 EL.-8.83 呎(整地後之高程位置)。1 號機及 2 號機整地後之高程均為 EL.-8.83 呎。基礎與大埔層間填充以較大埔層堅硬之混凝土作為人造岩

石。分析時將填充混凝土假設為大埔層材料，此假設與原始設計一致，並符合工程實務，且反應將偏保守，故應屬合理。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。

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，經審查內容皆依據 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

耐震餘裕評估主要的概念為依據核電廠結構和設備在過往強烈地震下的耐震表現以及工程經驗，先行過濾篩選其中耐震強度相對高的結構和設備。如此一來，將可針對耐震度較可疑的結構或設備元件進行餘裕分析進而找出整體弱點。核一廠 SMA 案耐震餘裕篩選主要的依據準則為：

(一) 現場耐震巡查

由經過認證且具有經驗的工程師進行現場巡查，藉由現場檢視對於可能因地震而喪失功能的設備進行判斷，做為後續評估的依據。

(二) 地震經驗資料庫

核能電廠使用之設備，過去這些設備如果曾有發生大地震時仍保有正常功能，就可視為具有相當之耐震能力；或者核能電廠在進行新設備採購或執行類似 SPRA 研究時，曾對設備進行耐震能力驗證。蒐集上述資料組成資料庫，做為推斷類似核電廠設備之地震負載。

(三) 耐震餘裕篩選準則

核一廠篩選準則主要依據 NP-6041-SLR1 表 2-3 及 2-4，該二表主要分為三個篩選欄位，篩選欄位之適用性則依照選定之評估基準地震水平方向 5%反應譜峰值決定。根據核一廠 SMA 總結報告第十、(一)、3 節，新訂定之評估基準地震水平方向 5%反應譜峰值為 1.02g，因此核一廠耐震餘裕的篩選準即採用此標準，亦即該表第二欄位。

此外核一廠為確認選擇之設備中是否含耐震能力較差之組件，因此組成耐震安全餘裕評估小組在民國 100 年 10 月 11 日至 14 日進

行了初步現場巡查。現場巡查區域包括：

- Unit 1 and Unit 2 Combination Structure
- Switchgear Room
- RHR Pump Room
- HPCI Room
- Emergency Diesel Room
- Diesel generator Starting Air Room
- Unit 1 and Unit 2 Emergency Pump House
- Unit 1 and Unit 2 Fuel Storage Tank Area (Diesel Day Tank & 850,000 gallons)
- Unit 1 and Unit 2 Condensate Storage Tank Area

核一廠耐震安全餘裕評估小組再依據EPRI NP-6041-SLR1第二章步驟三及四，列出了所需巡查的設備清單，該清單詳列於該報告表六。基本上列於清單上所有有關電氣和機械設備的巡查結果，皆記錄於GIP (Generic Implementation Procedure) [21] 檢查清單因為相較於NP-6041-SLR1的檢查清單，其更具完整性。其中包含土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施如控制室天花板及電纜托架系統亦於巡查時一併檢視。GIP檢查清單主要包含四部分：

(1) 耐震容量與耐震需求比較

(2) 設備特定條款

(3) 錨定特定條款

(4) 地震交互影響特定條款

第一部分主要為評估電氣和機械設備本身的耐震容量。

第二部分為評估設備與地震經驗資料庫涵蓋設備之同質性。

第三部分為評估設備的錨定強度。過去地震經驗之結果顯示設備本身在強震下多數均能正常運作，設備主要的破壞模式多為其錨定強度不足導致。錨定強度之判定主要依據現場巡視、分析計算和工程判斷。

第四部分為評估設備受鄰近其他設備或物件的影響性。此部分主要為考量即使設備本身錨定強度足夠，但其周遭設備或物件可能因無足夠耐震容量而變形或崩塌進而影響該設備。

土建結構

一次圍阻體：

一次圍阻體基本上是一個倒立燈泡形狀的剛體容器，其下半部約 10' 埋入混凝土基座。上方 100.17' 處則有 shear lugs 連接聯合結構廠房，因此根據 NP-6041-SLR1, Table 2-3 第二欄位篩選準則，主要圍阻體可承受 0.5g PGA RLE，不需再進一步評估。

抑壓池：

核一廠抑壓池為馬克 I 號甜甜圈形狀的鋼造體(Torus)，位於聯合結構廠房基礎底層高程 EL-0.83' 並由 32 個圓柱型鋼體支撐，依 FSAR 第 3.8.2.4 節其原始設計水平向為 0.75g，垂直向為 0.27g，而當乾井因嚴重事故處理程序灌滿水時其設計水平加速度可達 0.86g，其設計阻尼比為 1%。經比對檢核 Torus 錨定螺栓位於基礎底層 1% 阻尼比

SSE 之樓層反應譜與 5% 阻尼比 RLE 之樓層反應譜，顯示 SSE 反應譜可包含 RLE 反應譜。FSAR Table 3.8-22 總結 Torus 設計結果，所有失效模式中重要的安全係數皆被審視，其地震力所造成應力非常有限，因此根據 NP-6041-SLR1, Table 2-3 第二欄位篩選準則，抑壓池可承受 0.5g PGA RLE。

聯合結構廠房：

聯合結構廠房為 Category I 混凝土剪力牆結構，混凝土結構根據 ACI-318-71 及鋼結構根據 AISC 第 7 版，並以 0.3g 設計基準地震進行分析設計。因此根據 NP-6041-SLR1, Table 2-3 第二欄位篩選準則，聯合結構廠房可承受 0.5g PGA RLE，不需進行再評估。

另特別對剪力牆進行耐震容量的估計，聯合結構廠房主要側向抵抗力維持於乾井四周反應器屏蔽牆與廢料廠房外牆區域，原始設計分析與計算重新被電廠檢視，反應器廠房與廢料廠房剪力牆對應 FSAR Table 3.8-8 及 3.8-9 設計剪力與設計容量，其 RLE HCLPF 值由下列公式定義出來：

$$RLE\ HCLPF = \frac{S_{SSE}}{S_{RLE} \times IR} \times RLE$$

S_{SSE} 為聯合結構廠房自然頻率之原始 SSE 反應譜加速度值(5% 阻尼比)， S_{RLE} 為聯合結構廠房自然頻率之 RLE 反應譜加速度值(7% 阻尼比)，聯合結構廠房基礎自然頻率位於反應譜尖峰區域， S_{SSE} 為 0.75g、 S_{RLE} 為 0.95g。

觀察反應器廠房外剪力牆位於高程 EL+56.83' 至 67.83' 區域有最高的交互作用比值 $IR=0.96$ ，此被定義為最極端破壞模式並用於聯合結構廠房剪力牆之 RLE HCLPF 容量。另反應器廠房剪力牆位於高程 EL+110' 至 137.5' 區域雖交互作用比值 $IR=1.0$ ，但經評估真實剪力情況可能比 FSAR 所述較為低，僅管如此，其剪力牆之剪力容量保守度

仍存在於許多設計規範。

剪力強度在 EPRI NP6041--SLR1 報告 Appendix L 中定義如下：

$$V_u = 6.8\sqrt{f'_c} - 2.8\sqrt{f'_c} \left(\frac{h_w}{l_w} - 0.5 \right) + \frac{N_A}{4l_w t_n} + \rho_{se} f_y$$

且進一步考量韌性破壞模式，使用韌性安全係數 1.25，因此修正型 IR 值為：

$$IR = \frac{0.96}{1.25} \times \frac{419}{649} = 0.50$$

最後，聯合結構廠房剪力牆 RLE HCLPF 值為：

$$RLE \text{ HCLPF} = \frac{0.75g}{0.95g \times 0.50} \times 0.5g = 0.79g$$

緊要海水泵室：

緊要海水泵室為 Category I 四層樓混凝土剪力牆結構，三樓以下均有回填土支撐。評估主要依據 1986 年更新過之 RG1.60 反應譜動力分析結果，並比較當時所採用的反應譜與 RLE，對結構反應進行比例調整 (scaling)，再與結構容量進行比較。評估結果指出，緊急泵室可承受 0.5g PGA RLE。詳細評估討論如下：

緊要海水泵室主要側向抵抗力為內外剪力牆區域，支撐在高程 EL-8' 的 4ft 寬基礎底版上，基礎底版又支撐在高程 EL-12' 的開放式混凝土沉箱，並座落於高程 EL-60' 大埔岩盤。緊要海水泵室在南側與東側回填至 EL39.33'，在北側取水口為高程 EL22'，在西側乾華溪為高程 EL-8'，混凝土強度未低於 3000psi。緊要海水泵室 RLE HCLPF 值利用 Ebasco & CTCI 於 1986 年 RG1.60 重新分析 SSE 的土壤互制效應 (SSI) 之計算結果，經審查東西向與南北向之基底剪力需求，東

西向剪力牆之基底剪力被定義為控制破壞模式。

新的 RLE 基底剪力需求依照前述 RLE 比較 SSE 反應譜在所對應之結構頻率及阻尼值，剪力牆容量則依 EPRI NP6041-SLR1 報告 Appendix L 方法計算。

比較 RG1.60 SSE 與 RLE 地表反應譜，在基礎頻率之反應譜加速度值各為 0.8g 與 0.95g，因此 scaling ratio 為

$$\frac{S_{RLE}}{S_{SSE}} = \frac{0.95}{0.8} = 1.2$$

剪力強度結果為

$$V_u = 6.8\sqrt{3000} - 2.8\sqrt{3000} \left(\frac{21}{12} - 0.5 \right) + 0.0137 \times 40,000 = 728 \text{ psi}$$

CDFM 容量與需求比為 728/185=3.93

最後，緊要海水泵室 RLE HCLPF 值為：

$$RLE \text{ HCLPF} = \frac{728 \text{ psi}}{185 \text{ psi}} \times 0.5g = 1.97g$$

結構體交互影響：

汽機廠房與聯合結構廠房大約相離 2 inches，汽機廠房與聯合結構廠房均為相當剛性之結構，其頻率皆高於 6Hz 以上，RLE 反應譜尖峰加速度值在 6Hz 與 7% 阻尼比下為 0.95g，兩結構相對位移估計約為 0.6 in，因此依據基本動力學計算，兩者之間不會發生碰撞。

擋水設施：

核一廠上游並無水壩相關擋水設施。

下表詳列核一廠土建結構 HCLPF 計算值。

表六：核一廠土建結構 HCLPF

廠房	HCLPF	破壞模式
聯合結構廠房	0.79 g	反應器廠房位於高程 EL+56.83' 至 67.83' 區域外部剪力牆。
緊要海水泵室	1.97 g	東西向高程 EL-8' 至 13.33' 剪力牆之基底剪力。

被動元件

NSSS 主要冷卻系統：

核一廠 NSSS 系統為 GE 公司第四代沸水式系統，其主要冷卻系統為反應爐、再循環管路、再循環泵及主蒸汽管路至第一個蒸汽隔離閥。根據 NP-6041-SLR1, Table 2-4 第二欄位篩選準則，對於 BWR 必須進行 IGSCC 評估，評估結果發現該現象不會發生，討論如下：

IGSCC 較容易發生於不銹鋼管路，在本案核一廠所選擇成功路徑系統有 HPCI、CS 及 RHR 系統，經審查前述三項系統管路，除 CS 系統並未使用不銹鋼管路外，發現 HPCI 取水進口管路有使用不銹鋼管，以及 3 段不銹鋼管路使用於 RHR 系統，全部曝露於大氣中，相關管段溫度較低，不易發生 IGSCC 問題。

NSSS 支撐基礎：

根據 NP-6041-SLR1, Table 2-4 第二欄位篩選準則，必須進行反應器支撐基座和基礎墊進行評估，討論如下：

反應器支撐基座為 27ft 高混凝土圓柱，平均半徑為 10'7"，厚度為 4.5'，並支撐 RPV 與生物屏蔽牆。原始反應器支撐基座和基礎墊設計計算文件，其設計應力與對應允許應力總結於 FSAR Table 3.8-16，以包含 OBE 之載重組合最為重要，在運轉中其設計靜載重為

7435 kips 與 OBE 地震動量為 10200 k-ft。

相關 OBE 之交互作用比率 IR 用於 RLE HCLPF 計算，並定義其破壞模式如下：

$$RLE\ HCLPF = \frac{S_{SSE}}{S_{RLE} \times IR} \times RLE$$

反應器支撐基座和基礎墊自然頻率之 S_{SSE} 及 S_{RLE} 皆為 1g。

HCLPF 計算結果如下表所示：

Item	Stress	Unit	Allowable	Calculated	IR	S_{SSE}/S_{RLE}	RLE HCLPF (g)
	Component						
RPV support pedestal	Concrete compression	psi	1800	997	0.55	1	0.90
	Steel tension	ksi	20	13.78	0.69	1	0.73
	Shear stress	psi	107.5	89.2	0.83	1	0.60
RPV support mat	Moment - top tension-mat inside of inner skirt)	k-ft/ft	116.6	93.2	0.80	1	0.63
	Moment - top tension-mat outside of inner skirt)	k-ft/ft	377.4	286	0.76	1	0.66
	Moment - bolt tension	k-ft/ft	183.1	128	0.70	1	0.72
Outer wedge of mat	Circumferential moment - bolt tension	k-ft/ft	170.7	147.6	0.86	1	0.58

反應爐內部元件和控制棒驅動組件支架：

反應器內部元件和控制棒系統皆座落於反應器基座上，評估主要為比較原始 SSE 和 RLE 在反應器基座頂部之地震需求，在依據 FSAR 中所列原始評估結果進行比例調整 (Scaling)，訂定新的耐震容量，評估討論結果如下表所示：

Components	Loading	Allowable (psi)	Calculated (psi)	IR	S_{SSE}/S_{RLE}	RLE HCLPF (g)	Note
Shroud support legs	Emergency	28380	19708	0.69	1	0.72	[1]
Stabilizer Bracket	Emergency	63960	37093	0.58	1	0.86	[1]
Vessel support skirt	Emergency	29530	14342	0.49	1	1.03	[1]
Top guide -highest stressed beam	Emergency	38081	15394	0.40	1	1.24	[2]
Top guide -beam end connections	Emergency	15232	6440	0.42	1	1.18	[2]
Core support	Emergency	38081	21660	0.57	1	0.88	[2]
Control rod drive housing	Emergency	20000	13150	0.66	1	0.76	[2]
Control rod drive						screened	[9]
In-core housing	Emergency	20000	15290	0.76	1	0.65	[2]
Fuel channels	Faulted	52000	17300	0.33	1	1.50	[3]
RPV stabilizer	Emergency	33000	22860	0.69	1	0.72	[4]
RPV support (ring girder)	Emergency	33000	22000	0.67	1	0.75	[5]
		33000	20000	0.61	1	0.83	[6]
		81000	60500	0.75	1	0.67	[7]
		30000	16000	0.53	1	0.94	[8]
CRD housing support						screened	[9]
Note							
[1]	FSAR Table 3.9A-7						
[2]	FSAR Table 3.9A-8						
[3]	FSAR Table 3.9A-9, loading unit is in-lb.						
[4]	FSAR Table 3.9A-12						
[5]	FSAR Table 3.9A-12 Top flange						
[6]	FSAR Table 3.9A-12 Bot. flange						
[7]	FSAR Table 3.9A-12 Vessel to girder bolt - bending						
[8]	FSAR Table 3.9A-12 Vessel to girder bolt - shear						
[9]	Seismic load is insignificant. Large seismic margin exists.						

配送系統：

根據 FSAR Sec. 3.10.5.1，配送系統包含 cable tray、electrical conduits 和 HVAC duct and supports 皆為剛性設計以避免任何的反應放大效應。FSAR 同時指出樓層 95' and 73.83'之間的 cable trays and bus supports 設計至 2.5g，同時指出樓層 67.33' and 39.83'之間的 cable trays and bus supports 設計至 1.5g。絕大多數的配送系統均落在此兩種高程之間。HVAC ductworks 則置於相當剛性的門型懸吊鋼架。RLE HCLPF 值計算結果如下：

$$RLE\ HCLPF = \frac{1.5g}{0.6g} \times 0.5g = 1.25g$$

基礎土壤評估

根據 FSAR，核一廠被歸類為岩石地質廠址，所有安全有關結構皆開挖並支撐在岩盤上，因此 RLE 並不會造成土壤液化。

5.2 審查情形

對於土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施的 Walkdown 作業，主要目的在確認是否有不正常的狀況，核一廠 SMA 案管線巡查方式乃依據 NP-6041-SLR1 之 Sec. 5 進行，針對代表性管線進行選取性目視檢查，評估是否有良好的管線支撐或有潛在的管線整體性破壞與掉落可能性，結構物及其他被動元件之評估係採用目視檢查及對照原始計算書或 FSAR 來判定，現場巡查中發現有不尋常現象則會紀錄於報告中。本會視察員因此亦於 103 年 4 月 2 日及 8 日針對電廠選定 1、2 號機之設備進行現場抽查，抽查結果有 13 項發現待電廠澄清，其主要發現為管路、導線管支架埋板缺少螺栓及部分支架固定於磚牆其固定耐震能力存有疑慮等，乃提出 RAI CS-I-022 及 CS-I-023 請台電公司澄清改善，台電公司答覆說明耐震安全餘裕評估小組於 100 年執行現場巡視，對現場需篩選之設備螺栓、基座狀況均有完整紀錄且評估其耐震力，應能確實反應當時的設備狀況，審視耐震安全餘裕評估小組巡查紀錄，發現耐震安全餘裕評估小組，主要工作是針對電廠設計與安裝之一致性進行查證。有關電廠現況管路支架完整性之確認則較無相關敘述，針對此項問題電廠均已開立 CAP 方式進行處理；電廠亦承諾利用機組大修維護及日常走動管理機制，將針對安全停機相關管路加強有關 SMA 耐震補強再巡視工作，核一廠自 103 年 4 月 9 日起陸續由維護部門分工認養廠區，對全廠一、二號機各系統廠房之機械及儀電設備、結構、支吊架等 Material Condition 作全面巡視，

該次巡視共提出 290 件缺失，所有缺失均已進入電廠 CAP 系統追蹤處理。之後本會視察員於 103 年 5 月 26 日核一廠 2 號機第 26 次大修期間，再次進行現場巡視確認相關缺失均已改善，惟，該次巡視新發現核一廠緊要海水泵室屬 1 號機電氣盤基座與電纜托架支撐有部分鏽蝕情形，電廠已於 103 年 6 月份 1 號機停機執行 SMA 案改善時一併改善。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

EPRI NP-6041-SLR1 第 8-3 頁指出，報告需有 Seismic Spatial Systems Interaction 段落。針對(1)核一廠如何確認沒有系統(或設備)間互相影響之情形；(2)是否有非耐震 1 級設備鄰近耐震 1 級設備之情形；(3)是否有 EPRI NP-6041-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，乃提出 RAI GA-I-007 要求台電公司補充納入 SMA 報告專有章節內說明。經台電公司澄清核一廠 SSEL 清單上各設備在 Walkdown 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，並舉核一廠 “125V DC STATION BATTERY 1”設備為例作說明，另巡查中若發現廠務管理不良等項目，由電廠循電廠管理程序開立相關表單交權責單位處置，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 第 8-3 頁，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 項隨即更換螺栓。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 即記錄了 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。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告內容，提出 RAI GA-I-011 請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。經台電公司澄清本案委託益鼎及 S&A 公司依 P&ID 圖確認停機路徑與相關系統，並由電廠提供各系統之設備清單建立 SSEL，條列安全停機相關之設備、組件及系統於第二次報告，並送請台電公司審查。此外，電廠動員十七位持照人員，從 P&ID 等資料上重新審視設備篩選；另動員維護重新檢視設備篩選清單，審視過程中有品質人員抽樣查證審視結果，有差異部分另送顧問公司澄清說明或評估。惟相關品保審查程序仍請台電公司說明，並重新檢視有關 SSEL 內有些以 CA(Chatter Acceptable)評估方式解決

outlier 之 relays 之合理性，台電公司針對 SMA 需提出評估結果與後續處置措施及品保作為再提出澄清對於 SMA SSEL 清單，電廠總共動員至少 17 名人力，維護單位 13 名，QC/QA 3 名。於 103 年 4 月 13 日由運轉副廠長召集上述人員同步進行審查，並統合各組清單確認完整性，從 Scoping 原則、系統邊界界定、支持系統選定及組件選定清列及 QC/QA 之全程參與，台電公司於 103 年 5 月 7 日全部審查完成。台電公司答覆說明經審查後可以接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第五章第（六）節土建結構，乃提出 RAI GA-I-014 要求台電公司比較核一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。經台電公司澄清說明地震 PRA 係採用的耐震能力 A_m 及對應的隨機不確定度 β_r 與知識不確定度 β_u 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，轉換公式為 $HCLPF = A_m * \exp(-1.65 * (\beta_r + \beta_u))$ 。本案 SMA 方法係依據 CDFM (Conservative Deterministic Failure Margin) 方式評估耐震力，經於現場 WALKDOWN 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，且黃皮書 PRA 係引用過去英文版 PRA 完成報告(核一廠 1991 年版)，僅有耐震能力評估結果，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，乃提出 RAI GA-I-015 和 CS-I-006 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』之教育訓練，並於 103 年 12 月 31 日前完成。計算分析部分係由駐廠顧問公司負責第一線審查，電廠及台電公司總處人員審查計算分析所使用之資料、數據及計算結果運用之正確性等，並安排有第三獨立單位(國震中心)進行同行審查，以確保本案計算部分之正確性。台電公司亦將依程序書 1117.05 規定，SMA 各次成果報告(定稿版)和計算分析書等基礎品保文件，納入電廠管制，並於 103 年 9 月 30 日前完成。台電公司對本案以強化品保作為，重新審視清查並請顧問公司評估，須增列 8 個項目，並於 2 號機 EOC-26 大修期間完成現場巡查，經評估確認並無增加未通過項目(outlier)。台電公司答覆說明經審查後可以接受，惟前述有關 SMA 各次成果報告(定稿版)和計算分析書等基礎品保文件，納入電廠管制，並於 103 年 9 月 30 日前完成，將列入後續管制追蹤事項。

經審查小組查證一次圍阻體和抑壓池依據 NP-6041-SLR1 Table 2-3 第二欄位篩選準則，來評估能否承受 0.5g PGA RLE，因而不需進行再評估之論述，提出 RAI CS-I-001 請台電公司說明上述結構符合

NP-6041-SLR1 Table 2-3 哪類 Type 型式，並提供符合其 Note 要求之相關佐證資料。經台電公司澄清核一廠一次圍阻體和抑壓池對應的 Type 型式為「Freestanding steel containment」，且符合該表 Note (c)及 (d)的要求。乾井圍阻體及抑壓池由二次混凝土圍阻體包覆，底部則由混凝土支撐包住。裙帶區域以混凝土充填並設計來抵抗圍阻體側傾與 RPV 組裝時可能發生的差異位移，另在高程 100.17' 處，乾井與聯合結構廠房間以剪力栓(shear lugs)連接，亦用來設計抵抗側向位移，因此能符合 Note (c)的要求。另抑壓池座落在聯合結構廠房基礎上(EL -0.83')，根據 FSAR Section 3.8.2.4，原耐震設計可承受水平向 0.75g 的地震力，比較該位置之樓層反應譜，SSE 可完全包絡 RLE，因此水平向也能符合 Note (d)的要求；惟針對垂直向 0.27g 地震力能否符合並包絡目前 DSHA+1 σ 之 RLE 需求仍須請台電公司澄清。台電公司澄清依『Nutech Report STP-12-123, Chin-Shan Nuclear Power Station Units 1 and 2 Design Report for Suppression Chamber Analysis, August 1985』[22] Table 6.0-11 內容，當設計地震發生時，support columns 會承受向上地震力 44.64 kips，此力量遠低於自重 166.54 kips，就原設計地震力為 0.3g 其產生的向上地震力為 44.64 kips，即使地震力放大為 0.5g，所算出的向上地震力也不可能大於自重 166.54 kips，因而應不致有 pull out 之現象。又 Torus 設計時主要是考量由側向地震力造成的彎矩 68.08 in-kips，除非垂直地震力高於自重，抵消自重後之剩餘力量可產生高於 68.08 in-kips 的彎矩，否則該物件之設計地震力仍由水平向地震力 govern；在 Table 6.0-11 中列出的 new load 都高於地震力 SSE，例如：因 Poolswell 產生的彎矩為 562.2 in-kips；因 Condensation Oscillation 產生的彎矩為 205.08 in-kips；因 SRV Discharge 產生的彎矩為 558.44 in-kips，因此針對整個 Torus 所承受的

Load 而言所考慮的非單一力量，而是多種載重組合，在 Table 6.0-11 中，SSE 顯然小於 new load，若有變動，在載重組合中的影響也不大，何況設計地震力仍由水平向地震力 govern，設計結果不會因為以 0.5g 垂直地震力重算而有變動。就整體而言，針對 Torus 之設計其 Seismic Load 並非主要的貢獻值 (Major Contributor)，又 Seismic Load 主要是由水平向地震力 govern 而非垂直向地震力，因此垂直向之 Seismic Load 影響不大，經分析 Torus 之相關 Load 後，核一廠 Torus 應可符合 SMA 評估之相關要求無安全虞慮。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依據 EPRI NP-6041-SLR1 列出需巡查設備清單，並說明土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施如控制室天花板及 raceway 系統亦於巡查時一併檢視，雖檢視結果未發現特殊不尋常現象；惟報告並未詳列相關組件清單及巡視範圍，且未提供相關巡查紀錄，乃提出 RAI CS-II-001 和 GA-I-012 請台電公司澄清。台電公司澄清雖 EPRI NP-6041-SLR1 並無結構物、管線等巡查紀錄表格相關規定，但相關被動元件設施的現場巡查作業，主要目的在確認是否有不正常的狀況，並針對代表性管線進行選取性目視檢查，評估是否良好的管線支撐或有潛在的管線整體性破壞掉落可能性，在檢視 SSEL 清單上閥體時，同時目視檢查其周遭之相連管線，另結構物及其他被動元件之評估係採用目視檢查及對照原始計算書或 FSAR 來判定。經審查台電公司第一次答覆說明對於土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施等清單，應說明巡視範圍及提出相關巡視紀錄及 EPRI-6041-SLR1 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成功路徑與後備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。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查委員查證台電公司所提核一廠 SMA 總結報告，針對是否要有至少兩條安全停機成功路徑，任一路徑是否要由不相同的設備、儀器乃至系統所組成，亦即這兩條安全停機成功路徑是完全相互獨立的，提出 RAI-I-10，請台電公司說明。台電公司澄清說明：通常主要及次要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。核一廠經 DSHA 及新土壤參數評估結果篩選需補強的設備總數為機械和電氣設備部份計 13 項（含磚牆及控制室天花板）及電驛顫振評估計 14 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)，其案例為 MAIN CONTROL ROOM AIR HANDLING UNIT 錨定之 HCLPF(=0.53g)。台電公司答覆說明經審查後可以接受，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

綜合以上之敘述，由於核一廠已參照 EPRI NP-6041-SLR1 之相關準則針對安全停機成功路徑之設備進行篩選，符合美國核管會 GL 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 規定之方法，電廠耐震安全餘裕評估執行之現場巡查，其重點雖著重在現場設備與設計圖面是否一致，但電廠後續已針對全廠設備，包含被選定之安全停機成功路徑設備進行設備完整性之巡視，審查小組評估可接受。至於巡查相關土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施等組件清單部分，台電公司說明土建結構、管線系統及其他相關被動元件設施如控制室天花板及 raceway 系統已於巡查時一併檢視，本會執行現場查證時，並未發現安全停機成功路徑上之管路系統與土建結構有所異常。經台電公司澄清在一次圍阻體抑壓池之評估說明，以及管路、支撐符合設計與其他相關被動元件設施已檢查完整狀況下，應已能確保被篩選設備之耐震餘裕。對於審查委員與本會審查小組審查意見與台電公司後續承諾辦

理事項，包括(1)未來 SPRA 提出後，台電公司可對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並研擬含補強之相對應對策；(2)於總結報告中列表說明兩條安全停機成功路徑的設備總數、初步評估後通過耐震餘裕篩選的設備個數、未通過耐震餘裕初步篩選但經再檢視(如收集資料)後 HCLPF 大於 RLE 的設備個數、以及需補強的設備個數；(3)於總結報告修訂版適當章節列表說明各類設備 HCLPF 之計算方式，以及(4)耐震巡查訓練與相關基礎文件納入核一廠品保文件管制部分，包括相關評估基礎品保文件納入管制於 103 年 9 月底完成，將一併列入後續管制要求追蹤事項。綜合審查委員與本會審查小組審查結果，合理認為台電公司本章報告內容可接受。

第 6 章 未通過篩選的相關設備評估

6.1 概述

台電公司所提報告顯示核一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 402 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、溫度計和阻尼器
- 設備具有顯著的錨定容量

6.2 審查情形

經審查小組查證設備本身耐震容量主要依據何種方法進行評估，設備本身耐震容量是否有未達 0.5g PGA RLE 之設備或組件，以及於 SEWS 何處提到各設備本身的耐震容量大小，乃提出 RAI CS-I-002、CS-I-004、CS-I-007 分別要求台電公司澄清說明本案評估依據方式為何。台電公司澄清評估設備或組件未達 RLE 的要求，被判定為 outlier 並列於報告設備清單內容，在 SEWS 清單內容“Seismic Capacity vs. Demand”處標示有 10 項特定條款 (Caveats)，若全數符合，則判定該設備能承受 RLE，若無法全部符合，則在“Notes”由 SRT (Seismic Review Team) 進行評估檢討，無法當場判定的設備，則須進行 HCLPF 值計算評估設備耐震容量大小，本案電氣和機械設備於 walkdown 時雖採用 GIP 的 SEWS，但是對於設備耐震容量的評估主要依據 NP-6041-SLR1 Table 2.4 的規則判定設備耐震容量，台電公司將判定方法修訂於核一廠 SMA 總結報告內容。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證計算書編號 11C4018-CAL-015 之 Core Spray A Room Cooler AH-13 設備在計算每支螺栓靜載重時假設受到壓應力，但依現場安裝情形，設備的自重係由角鋼傳遞至金屬底板，而金屬底板則由膨脹螺栓固定在樓板上，實際上膨脹螺栓不會承載設備的自重，對此螺栓應受到拉應力作用而非壓應力，乃提出 RAI CS-I-005 要求台電公司澄清螺栓在垂直向為何承受設備自重之壓應力作用。經台電公司澄清設備在地震發生時，除了承受三個軸向的地震力之外，重力仍為永遠存在的另一組外力，設備受到水平方向地震力而發生傾倒彎矩進而可能拉抬一側之螺栓，但此時重力所扮演的角色為將設備向下拉持，減少水平方向地震力造成的傾倒彎矩，進而減少螺栓拉

力，此螺栓拉力降低現象在此透過重力均分至所有螺栓方式反應 ($PDL = -Wa/8 = -0.358 \text{ kip}$)。此反應方式與計算水平方向地震力造成的傾倒彎矩再扣除重力所提供的回復彎矩得到淨彎矩，再以此淨彎矩計算螺栓的拉抬力的結果相同。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證本案 SEWS 所列設備清單僅為 1 號機設備，乃提出 RAI CS-I-007 要求台電公司提供 2 號機 SEWS 設備清單內容，並說明各設備本身 seismic capacity 和 demand 如何比對及比對結果為何。台電公司澄清 SEWS 適用於 1 號機與 2 號機設備，SRT 依據巡查結果，並未發現兩部機相同設備間有顯著差異。另設備功能性的耐震能力大多是以資料庫來判定，少數可依電廠曾經執行的 EQ 報告決定。各設備本身 Seismic Capacity 和 Demand 比對則依 EPRI NP-6041-SLR1 Table 2-4 規定進行，在 SEWS 的“Seismic Capacity vs. Demand”明列 10 項比對的過程。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告表二十四中列出 AH-23SA/B 兩項功能性篩選未通過清單(Outliers)，在 SEWS 清單中，並未說明 seismic capacity 和 demand 比對結果，乃提出 RAI CS-I-008 要求台電公司澄清該設備之耐震容量大小為何，以及 1 號機相同設備 AH-23A/B 為何可符合耐震要求。台電公司澄清原評估 AH-23SA 和 AH-23SB 時，因資料不足無法判定其功能是否符合需求而列為 outlier；後因補送設備之 TRS 供 S&A 公司比對，確認設備功能可符合需求，並已修訂原計算書內容。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證核一廠在 IEB 79-14 與 Torus Attached Piping project 案時，依據 NRC RG 1.60 重新建立水平與垂直方向 1:1 之樓層反應譜，並於 FSAR 3.7.1.1.1 Revised Design Response Spectra 敘明，乃提出 RAI CS-I-009 要求台電公司說明目前本案 HCLPF 檢核其垂直

方向依原始設計訂為水平方向的 2/3 能否符合重建設計反應譜之要求，以及本案 EPH 結構 HCLPF 計算案例用 IEB 79-14 建立 RG 1.60 反應譜檢核，而非原始設計反應譜等待澄清事項。經台電公司澄清核一廠之 DBE 自建廠以來現行持照基準水平向為 0.3g，垂直向為 $0.3g \times 2/3 = 0.2g$ ，從未改變現行持照基準。因此 FSAR 3.7.1.1.1 內容對於 RG 1.122 及 RG 1.60 僅適用於 IEB 79-14，並不涉及 Safety Related Equipment 及 CLB 之 DBE。FSAR P.3.7-11 (April 1988) 所述 Design basis 水平與垂直方向為 1:2/3，因 IEB 79-14 案已採用依 RG 1.60[21] 建立 Vertical/Horizontal 比值為 1:1 保守採用比 Design basis 較大值去進行 IEB 79-14 and Torus Attached Piping (TAP) 評估，仍未改變原始設計 1:2/3。經審查台電公司第一次答覆說明，仍要求台電公司針對 EPH 案例之 scaling ratio 所使用 S_{SSE} 利用 Original 與 IEB 79-14 兩案不同，造成 HCLPF 值計算結果差異性進行比較澄清。台電公司再答覆 EPH HCLPF 評估方式為主要為估算在 RLE 7% 阻尼比下所承受的地震力，再將此估算的地震力與結構斷面實際配筋情形所提供的耐震容量進行比較而得出 HCLPF 值。此 EPH 在 RLE 7% 反應譜下的地震力估算方式和原始設計反應譜和阻尼比並無關連。台電公司答覆說明經審查後可接受。

經審查小組查證本案計算書 11C4018-CAL-003R.0 之第 5.2.7 節 NSSS supports 和第 5.2.8 節 Reactor Internals 和 Control Rod Drive Housings 等設備 HCLPF 計算時，使用原始 SSE Floor Spectra (1% damping) 和自然頻率 9.5Hz 下之加速度作為 S_{SSE} ，乃提出 RAI CS-II-002 要求台電公司說明採用該頻譜之理由，並澄清未何不採用 IE Bulletin 79-14 所建制之 Floor Spectra 以進行分析計算。經台電公司澄清 IE Bulletin 79-14 案並不包括 NSSS Supports 及 Reactor

Internals 的重新分析，依據 FSAR Table 3.7-1 內容，NSSS Supports 及 Reactor Internals 使用 SSE Floor Spectra 且評估係依據 GE 的原始文件，比較 RLE 下新的負載與原始報告負載，若新負載與原始負載的比值小於原報告中的安全係數，則可判定設備耐震力符合要求。台電公司答覆說明經審查後可接受。

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。

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 之計算案例已於 3 月 20 日第 2 次審查會議中進行說明。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 須補強者：核一廠機械和電氣設備 13 項（含磚牆和控制室天花板）及電驛顫振 14 項改善後，將再請顧問公司進行各 outliers 之餘裕度計算，以確保電廠之 HCLPF 值將高於 RLE。針對台電公司答覆，審查委員要求台電公司明確答覆 RAI II-3，以了解此二路徑之 HCLPF 與 RLE 有多大的差距。台電公司再答覆澄清利用 EPRI SMA 方法篩出補強前主要及次要路徑的最低 HCLPF 分別為：核一廠主要

路徑錨定容量 HCLPF=0.3g，次要路徑錨定容量 HCLPF=0.3g；核二廠主要路徑錨定容量 HCLPF 0.22g，次要路徑功能容量 HCLPF=0.46g；核三廠主要路徑功能容量 HCLPF=0.47g，次要路徑功能容量 HCLPF=0.47g。台電公司答覆說明經審查後可接受。

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。

6.3 審查結論

綜合以上之敘述，由於核一廠已參照 EPRI NP-6041-SLR1 之相關準則對於無法立即篩選排除的設備進行評估，以確認能符合耐震容量，若全數符合 SEWS 清單內容“Seismic Capacity vs. Demand”特定條款，則判定該設備能承受 RLE，若無法全部符合，則由地震審查小組進行評估檢討，無法當場判定的設備，則須進行 HCLPF 值計算評估設備耐震容量大小，評估設備或組件未達 RLE 的要求，被判定為 outlier 並列於報告設備清單內容。審查小組抽查 AH-8、AH-13、NSSS support、Reactor internals、Control Rod Drive Housing、Cable Tray 等設備之 HCLPF 計算結果，確認台電公司已針對設備錨定耐震容量進行應力分析，基於抽樣審查和技術討論後，審查小組評估可接受。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

耐震餘裕評估所選定之安全停機成功路徑所包含的設備和元件，其中有部分於發生地震時，其功能性會受電驛顫振影響。而評估組件之影響所及，主要根據 EPRI NP-6041-SLR1 第三章及 ASME PRA Standard, Section 10-2 提供之準則進行。評估的準則主要為：

- 針對所選定之系統與組件之電驛顫振影響進行功能評估
- 功能評估結果為會影響安全停機功能者，進行耐震容量評估。
- 耐震容量與功能性評估之順序可是何者能更有效率進行而定。

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

電驛清單建立主要根據 SMA SSEL，並配合現場巡查、電路圖及其他相關文件建立，現場巡查工作於 101 年 2 月 22 日至 3 月 2 日執行，巡查主要為確認電驛形式及型號，巡查區域包括控制室、開關室、電池室、RHR 泵室、HPCI 泵室、柴油機室、緊急泵室、燃油儲存槽區域、CST 區域。

而電驛耐震容量篩選則主要根據 generic equipment ruggedness information in EPRI NP-7174-SL[23] and EPRI 109309[24] 取得。電驛的震度需求則依據 Stevenson and Associates Calculation 11C4018-CAL-020 所產生的 In-cabinet Response Spectra。

對無法通過耐震容量篩選的的電驛再進行系統功能性篩選，主要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。然後將待解決的電驛列出，此部分電驛為無法確定電驛顫動所造成的影響，而大部分皆因其型號無法被確認或根據現有的文獻耐震容量無法決定，最後即為無足夠之耐震容量且無法通過功能性篩選的電驛。

7.2 審查情形

針對電驛顫振評估結果，核一廠原提報告共有 20 項電驛歸類於篩選未通過 Outlier。本會於第 1 次審查會議決議事項中即要求就原報告以人員操作作為未通過耐震餘裕評估之因應措施部份，須審慎評估，並提出 RAI-I-14 要求澄清。台電公司於 103 年 4 月 7 日再提出 SMA 設備篩選未通過項目處置報告，說明已針對前述 20 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，經評估發現 32/DGA、32/DGB、51V/DGA、51V/DGB 四只電驛於強震期間，因接點顫動會分別引動 DGA 及 DGB 的 86 閉鎖電驛動作，此 86 閉鎖電驛動作後需由運轉員至現場復歸，以加裝隔離開關方式等相關改善項目。

核一廠 SMA 總結報告[1] 表二十六之備註說明 1 提及 32/DGA、32/DGB、51V/DGA 不影響 EDG 之供電，經審查小組比對台電公司「核一廠 SMA 設備篩選未通過項目處置報告」內容，EDG 之 32/DGA、32/DGB、51V/DGA 為會影響緊急供電之項目，兩者內容不同，乃提出 RAI CS-I-010 要求提供各篩選未通過 (outlier) 電驛評估之品保之件，台電公司說明核一廠 SMA 總結報告的說明是基於 EDG 在 LOCA 信號自動起動時狀態，而在「核一廠 SMA 設備篩選未通過項目處置報告」的說明是基於 EDG 在備用狀態，在 SMA 總

結報告改版時會將內容修正，由於 32/DGA、32/DGB、51V/DGA、51V/DGB 四只電驛於強震期間，因接點顫動會分別引動 DGA 及 DGB 的 86 閉鎖電驛動作，此 86 閉鎖電驛動作後需由運轉員至現場復歸，會影響 DGA 及 DGB 緊急供電，故仍應將上述電驛列為 outlier 待改善項目，顧問公司在執行本案評估作業時均依據該公司的品質程序進行，所以無篩選未通過電驛評估之品保文件。針對無品保文件如何確保評估結果的正確性，再請台電公司對顧問公司之評估結果，說明其審查機制。經台電公司再重新檢視審查原報告後，確認上述評估結果，以增列隔離開關方式改善，認為對顧問公司的原始評估已達到審查把關之功能，可確保評估結果與改善項目之正確性。台電公司答覆說明經審查後可接受。

審查小組對於電廠需更換電驛之規格大小，是否能與原件相符，如果有大小不符原件之情形，如何符合原耐震設計要求，乃提出 RAI CS-I-011 要求說明，台電公司指出規格不符為 42X-105-1F/1G，由既有之 GE Type CR2820B 改為 AGASTAT Series 7000(E7022ABLL)，經計算符合原耐震設計要求，並提供詳細評估計算。由於案內未對固定板上螺栓應鎖緊固定的強度，審查小組要求台電公司再澄清說明，台電公司說明依據 TOHNICHI 扭矩技術資料，M4.5 Torque 為 21.9kgf-cm，已提供現場維護部門進行鎖磅，並由品質人員確認完成。台電公司答覆說明經審查後可接受。

另對電驛 B21C-K14A 之更換為何以 DCR 方式執行，提出 RAI CS-I-012 要求說明，台電公司指出電驛 B21C-K14A 原型號為 GE HGA 電驛，因應耐震需求提升，更改型號為廠內其他已使用之 Class 1E 等級 GE HFA 151 電驛，故以 DCR 方式執行。台電公司答覆說明經審查後可接受。

另因審查小組於第 3 章發現兩串安全停機成功路徑有關之設備發現有所遺漏，故審查小組已要求重新平行展開檢視 SSEL 組件清單之完整性，同時認為有必要也重新審視原建立之電驛清單是否遺漏，乃提出 RAI CS-I-013 要求說明，台電公司答覆為無新增電驛 outlier 清單，但核一廠 SMA 總結報告第七(一)2 節提到”電驛清單主要根據 PRA model 和 SMA SSEL”此段說明有誤，因 PRA 數據與模式僅供 SMA 參考，SMA 主要係依據 EPRI 方法論進行評估，故本案與 PRA Model 改變而新增設備清單並無關係，台電公司已修正為“電驛清單主要根據 SMA SSEL”。台電公司答覆說明經審查後可接受。

另提共通意見 RAI GA-I-011 要求台電公司說明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，此部分皆已於前述說明，台電公司並於 103 年 4 月 13 日到 103 年 5 月 7 日再次確認清單之完整性，惟台電公司於回覆附件中各電驛之輸出接點分析，提及電驛 27X/3A 接點 5-6 之 Chatter，將會使 5 號 EDG 啟動，雖未對機組安全停機無影響，但發生 5 號 EDG 誤啟動，將影響運轉員對機組情境之研判，認為該電驛仍不應予以排除。台電公司說明接點 5-6 之 Chatter，造成 5 號 EDG 非預期自動啟動，雖然會增加運轉員對機組情境之研判負荷，但強震時間不會維持很久且 5 號 EDG 又是獨立的控制盤，對當時值班同仁之機組狀況研判影響，相較於 5 號 EDG 若能適時自動提供必要之電力，尚可接受，且電廠將編定程序書及運轉人員再訓練課程，以瞭解發生實際狀況時的因應能力。台電公司答覆說明經審查後可接受，惟相關編定程序書及運轉人員再訓練完成期限，將納入後續管制追蹤項目。

7.3 審查結論

綜合以上之敘述，由於核一廠已將無足夠之耐震容量且無法通過功能性篩選的電驛清單建立，並分別於 2 號機 EOC-26 大修及 1 號機 103 年 6 月計畫性停機，完成相關電驛更換。而針對電驛 27X/3A 接點 5-6 之 Chatter，將會使 5 號 EDG 啟動之議題，電廠將編定程序書及運轉人員再訓練課程，以瞭解發生實際狀況時的因應能力，本項納入後續管制追蹤項目。審查小組合理認為，台電公司已參照 EPRI 建議，在本耐震餘裕評估下，發生地震時，應已無會受顛振影響之電驛，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 8 章 圍阻體完整性評估

8.1 概述

需要保持圍阻體完整性的所需相關組件已經包含於原先的耐震巡查設備清單中，因此圍阻體完整性評估為 SMA 之部分工作。圍阻體完整性耐震巡查的主要目的為檢視是否有任何可能因地震造成的早期破壞脆弱性，這個包含圍阻體本身、隔離系統如閘體、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。

整體來說，經過圍阻體現場巡查，並無發現可能因地震造成的早期破壞脆弱性。

8.2 審查情形

經審查小組查證核一廠 SMA 總結報告第八章圍阻體完整性評估說明時，台電公司說明需要保持圍阻體完整性的所需相關組件已經包含於原先的耐震巡查設備清單中，經查證發現核一廠 SMA 總結報告表六所列耐震巡查設備清單，主要係依據 EPRI NP-6041-SLR1 第二章步驟三及四篩選自 SSEL 組件清單所建立之耐震巡查設備清單，與圍阻體完整性所需相關組件並無直接關係；同時，台電公司說明圍阻

體完整性耐震巡查為檢視是否有任何可以因地震造成早期破壞脆弱，包括圍阻體本身和隔離系統如閘體、機械、電氣系統穿越器及電廠特有的圍阻系統等，且說明相關隔離閘及其電磁閘、所有人員和設備進出通道、電氣和儀器設施穿越區域等經過現場檢視，並無特別不尋常發現，且無任何地震脆弱現象發現，經查證發現針對前述核一廠維持圍阻體完整性之圍阻體本身和隔離系統，台電公司並未能提供相關 SEWS 評估文件及現場巡查紀錄，乃提出 RAI CS-I-003、CS-I-020 及 CS-I-021 分別要求台電公司澄清是否已完整建立圍阻體完整性所需相關組件清單，及圍阻體本身和隔離系統等現場巡查的結果，並提供相關 SEWS 評估文件與現場巡查紀錄。經台電公司澄清說明，有關圍阻體完整性所需相關組件已經包含於原先的耐震巡查設備清單中，包含圍阻體本身、隔離系統如閘體、機械、電氣系統穿越器等。同時，電廠針對顧問公司提交 PCIS 系統清單進行清查後，已提出可疑項目交由顧問公司再核對，經確認 PCIS 系統清單無須再列入 SSEL 清單。而人員和設備進出通道均進行目視檢測，相關巡視紀錄已反應於紀錄中；機械穿越器評估則列於管路分析中；電氣系統穿越器檢視結果，並無地震脆弱現象，整體而言，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。經審查小組審查，由於針對前述人員和設備進出通道等之機械穿越器及電氣穿越器，並未能檢附相關現場巡查紀錄，台電公司澄清機械穿越器評估時視為管路的一部份，並以其 Bellow 所受之位移量為判定依據，本案管路評估時其 HCLPF 皆符合 SMA 要求，因此機械穿越器亦符合 SMA 耐震力要求。電氣穿越器質量輕，受地震慣性力影響甚微，可視為耐震構件，無地震脆弱之虞；再者依 NP-6041-SLR1 S-11 章節所述，地震巡察團隊 (SRT) 專業判斷能力旨在找出電廠耐震能力不足之設備，且評估哪些

設備能被排除(Screen out)；穿越管線即是被判定無弱化之設備無須巡查項目。經審查台電公司答覆，請台電公司就依 NUREG-1407 第 3.2.6 節再說明電廠巡視結果及如何確認圍阻體機械穿越器及電氣穿越器之完整性。台電公司答覆說明針對 SMA 案雖依規定已要求顧問公司執行現場巡視，其中針對圍阻體穿越器部分(含機械與電氣穿越器)，雖未將其納入巡視設備清單內，但於確實曾針對前述圍阻體穿越器執行現場巡視，只是未留下相關巡視紀錄，台電公司基於經營者之責任及為確認顧問公司執行現場巡視之落實程度，因此組成專案小組再次針對核一廠圍阻體穿越器執行現場巡視，巡視重點主要針對圍阻體穿越器與四周空間設備交互作用的影響進行檢查，檢查過程除有相關檢查表外，負責檢查人員亦有目視檢查證照及受過相關訓練。由相關檢查結果與紀錄顯示，核一廠圍阻體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，未發現任何地震脆弱現象發現及四周空間設備交互作用的影響，此外，核一廠兩部機組之圍阻體穿越器，於每次大修均須執行局部洩漏率測試(LLRT)，相關設備完整性應能獲得確保。台電公司答覆說明經審查後可接受。

8.3 審查結論

綜合以上之敘述，基於抽樣審查及人員討論之結果，台電公司已依 NUREG-1407 第 3.2.6 節再說明電廠巡視結果及確認圍阻體機械穿越器及電氣穿越器之完整性，審查小組合理認為，台電公司有關圍阻體完整性評估，應能符合美國核管會 GL 88-20, Supplement 4 及 NUREG-1407 規定之方法，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 9 章 耐震餘裕評估結果

9.1 概述

對於核一廠以地表加速度訂為 0.5g 之 NUREG/CR-0098 中值反應譜為評估基準地震的耐震餘裕度評估結果，包括：土建結構和被動組件的 HCLPF 值詳表七、表八，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九，以及需進一步評估之電驛清單詳表十。

表七：土建結構 HCLPF

Civil Structures	
Item	RLE HCLPF (g)
Primary containment (drywell)	Screened
Suppression pool (torus)	Screened
Combination structure	0.79
emergency pump house	1.97

表八：被動組件 HCLPF

Other components	
Item	RLE HCLPF (g)
Masonry walls	0.59
Control room ceiling	0.51
Impact between structures	Screened
Backup N ₂ supple line	Screened
NSSS support	
Item	RLE HCLPF (g)
RPV support pedestal	0.60
RPV support mat	0.63
Outer wedge of mat	0.58
Reactor internals	
Item	RLE HCLPF (g)
Shroud support legs	0.72
Stabilizer Bracket	0.86
Vessel support skirt	1.03
Top guide -highest stressed beam	1.24
Top guide -beam end connections	1.18
Core support	0.88
Control rod drive housing	0.76
Control rod drive	Screened
In-core housing	0.65
Fuel channels	1.50
RPV stabilizer	0.72
RPV support (ring girder)	0.67
CRD housing support	Screened
Raceways	
Item	RLE HCLPF (g)
Cable trays and conduits	1.25

表九：初步清查需進一步評估之機械和電氣設備清單

ID	Description	Anchorage	Block Wall	Control Room Ceiling	Notes
AH-8	CHILLER AREA AIR HANDLING UNIT				open item - shear load transfer path unclear
AH-9	CHILLER AREA AIR HANDLING UNIT				open item - shear load transfer path unclear
E-8-1A	CSCW-A heat exchanger	0.30			The capacity is limited by the shear in the longitudinal direction – all the shear must be taken by the two bolts in the unslotted saddle.
E-8-1B	CSCW-B heat exchanger	0.30			The capacity is limited by the shear in the longitudinal direction – all the shear must be taken by the two bolts in the unslotted saddle.
E-8-1C	CSCW-C heat exchanger	0.30			The capacity is limited by the shear in the longitudinal direction – all the shear must be taken by the two bolts in the unslotted saddle.
E-8-1D	CSCW-D heat exchanger	0.30			The capacity is limited by the shear in the longitudinal direction – all the shear must be taken by the two bolts in the unslotted saddle.
SST-3A	STATION SERVICE TRANSFORMER 3A	0.48			The capacity is controlled by the shear loads on the anchors - the shear capacity is limited due to the small edge distance from shell anchors that resist the shear and the edge of the concrete base pad.
SST-4A	STATION	0.48			The capacity is controlled by the

ID	Description	Anchorage	Block Wall	Control Room Ceiling	Notes
	SERVICE TRANSFORMER 4A				shear loads on the anchors - the shear capacity is limited due to the small edge distance from shell anchors that resist the shear and the edge of the concrete base pad.
TK-40-1A	Diesel Generator Fuel Oil Tank	0.43			The capacity is controlled by the base shear (sliding).
TK-7-1A	CSCW SURGE TANK	0.49			Using the normal operation fluid height of 11" above the mid-center of the tank per communication with TPC.

表十：初步清查需進一步評估之電驛清單

APPENDIX D - OPEN ISSUES								
COMPONENT ID U1	COMPONENT DESCRIPTION	Seismic Capacity (g)	Seismic Demand (g)	Capacity Reference	RLY TYPE	RLY MODEL	NOTES TEXT	FUNCTIONAL DWG
32/DGA	DIRECTIONAL POWER RELAY	2.17	5.22	SQRSTS 12GGP53C1A	GGP	12GGP53B1A		9891-G-345
32/DGB	DIRECTIONAL POWER RELAY	2.17	5.22	SQRSTS 12GGP53C1A	GGP	12GGP53B1A		9891-G-345
42X-105-1F	P-105-1F TIMING RELAY	0	3.64			UNIDENTIFIED	OPEN ITEM - NEED TO IDENTIFY RELAY MODEL	9891-B-354 (317) 8
42X-105-1G	P-105-1G TIMING RELAY	0	3.64			UNIDENTIFIED	OPEN ITEM - NEED TO IDENTIFY RELAY MODEL	9891-B-354 (318) 9
80X-111-7A	RELAY P-92-1A	0	5.22			UNIDENTIFIED	OPEN ITEM - NEED TO IDENTIFY RELAY MODEL	9891-G-354 (1250) 7
80X-111-7B	RELAY P-92-1B	0	5.22			UNIDENTIFIED	OPEN ITEM - NEED TO IDENTIFY RELAY MODEL	9891-G-354 (1270) 7
EDG-1-51V/DGA	VERY INVERSE TIME OVERCURRENT-GEN CIRCUITS	0	5.22	NO INDUSTRY DATA	IGC	12IGCV51A5A	OPEN ITEM. NO INDUSTRY DATA.	B115F02501 sheets 1 & 2 B115F01501 sheets 1 & 2
EDG-1-51/DGA	OVERCURRENT- CIRCUITS	3.99	5.22	SQRSTS 12IAC51A801A	IAC	12IAC51A101A	REQUESTED CLEARER PICTURES OF	B115F02501 SHEETS 1 & 2

APPENDIX D - OPEN ISSUES

COMPONENT ID U1	COMPONENT DESCRIPTION	Seismic Capacity (g)	Seismic Demand (g)	Capacity Reference	RLY TYPE	RLY MODEL	NOTES TEXT	FUNCTIONAL DWG
							DRAWINGS.	B115F01501 SHEETS 1 & 2
EDG-1-81/DGA	UNDER FREQUENCY RELAY DIESEL GEN.	0	5.22	NO INDUSTRY DATA	SFF	12SFF31A1A	OPEN ITEM. NO INDUSTRY DATA. REQUESTED CLEARER PICTURES OF DRAWINGS.	B115F02501 SHEETS 1 & 2 B115F01501 SHEETS 1 & 2
EDG1-87/DGA	DIFFERENTIAL RELAY DIESEL GEN.	0.36	5.22	SQRSTS SA-1	SA-1	SA-1	REQUESTED CLEARER PICTURES OF DRAWINGS.	B115F02501 SHEETS 1 & 2 B115F01501 SHEETS 1 & 2
EDG-2-51V/DGB	VERY INVERSE TIME OVERCURRENT-MOTOR CIRCUITS	3.99	5.22	SQRSTS 12IAC51A801A	IAC	12IAC52A101A	REQUESTED CLEARER PICTURES OF DRAWINGS.	B115F02501 SHEETS 1 & 2 B115F01501 SHEETS 1 & 2
EDG-2-51/DGB	VERY INVERSE TIME OVERCURRENT-MOTOR CIRCUITS	3.99	5.22	SQRSTS 12IAC51A801A	IAC	12IAC51A101A	REQUESTED CLEARER PICTURES OF DRAWINGS.	B115F02501 SHEETS 1 & 2 B115F01501 SHEETS 1 & 2
81/DGB	UNDER FREQUENCY RELAY DIESEL GEN.	0	5.22	NO INDUSTRY DATA	SFF	12SFF31A1A	OPEN ITEM. NO INDUSTRY DATA. REQUESTED CLEARER PICTURES OF DRAWINGS.	B115F02501 SHEETS 1 & 2 B115F01501 SHEETS 1 & 2
87/DGB	DIFFERENTIAL RELAY DIESEL GEN.	0.36	5.22	SQRSTS SA-1	SA-1	SA-1	REQUESTED CLEARER PICTURES OF	B115F02501 SHEETS 1 & 2

APPENDIX D - OPEN ISSUES

COMPONENT ID U1	COMPONENT DESCRIPTION	Seismic Capacity (g)	Seismic Demand (g)	Capacity Reference	RLY TYPE	RLY MODEL	NOTES TEXT	FUNCTIONAL DWG
							DRAWINGS.	B115F01501 SHEETS 1 & 2
MCC-3A-2-42	DG 1A FUEL OIL TRANSFER PUMP CONTACTOR RELAY	0	1.47	NO INDUSTRY DATA		A201K4CA		9891-B-354S (1250) 7
MCC-3A-4-42	CSCW OUTLET FROM WC-3 RELAY	0	1.47	NO INDUSTRY DATA		A201K4CA		9891-G-354S (394) 8
MCC-3A-6-42	ESSENTIAL CHILLED WATER PUMP CONTACTOR RELAY	0	1.47	NO INDUSTRY DATA		A201K4CA		9891-B-354S (317) 8
MCC-4A-6-42	ESSENTIAL CHILLED WATER PUMP CONTACTOR RELAYOR	0	1.47	NO INDUSTRY DATA		A201K4CA		9891-B-354S (318) 9
MCC-4A-2-42	DG 1B FUEL OIL TRANSFER PUMP CONTACTOR RELAYOR	0	1.47	NO INDUSTRY DATA		A201K4CA		9891-B-354S (1270) 7

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 新事證後續耐震餘裕結果更新情形

10.1 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，將核一廠 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。

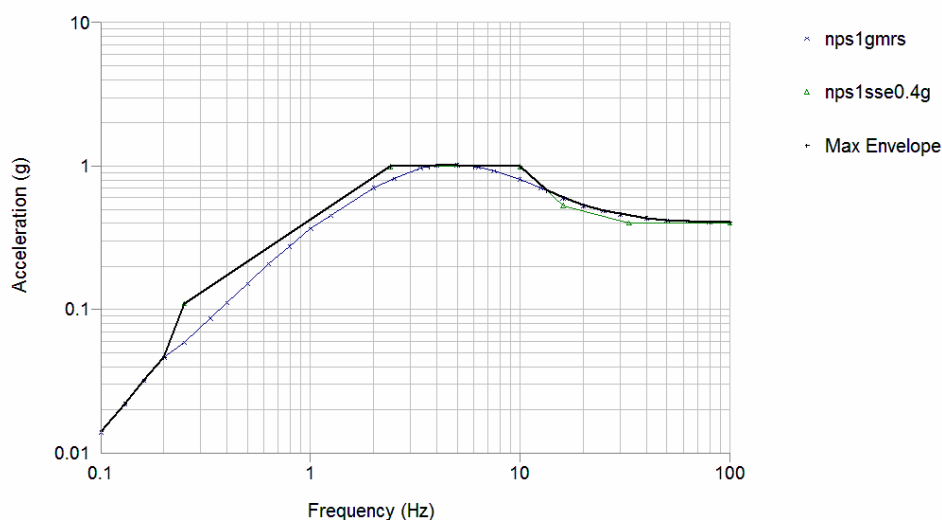
台電公司於所提報告第 10 章中，說明其假設山腳斷層長度為 114 公里，依據美國核管會 RG 1.208 (2007)規定，以機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, 簡稱 PSHA)、地盤反應分析等程序，依性能基準法(Performance-Based Approach)產生營運中核能電廠的地震動反應譜(Ground Motion Response Spectra, 簡稱 GMRS)以及地震危害度曲線(Seismic Hazard Curve)，做為後續核能電廠進行耐震餘裕評估(Seismic Margin Assessment, SMA)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、核一廠 SSE 及前述報告採用之地表加速度峰值定於 $1.67 \times \text{SSE}$ 即(0.5g)的 NUREG/CR-0098 中值岩石反應譜為評估基準地震的耐震餘裕度評估結果進行更新。

另核一廠正進行 DBE 提升評估工作，並將兩串安全停機成功路徑之 DBE 由 0.3g 提升至 0.4g，為保守考量，本次重新評估時也將 SSE 定義於 0.4g 進行。其工作方法將為根據包絡 GMRS 和 0.4g SSE 反應譜所得的水平及垂直反應譜 (Referred as to new RLE hereafter)，進行土壤互制分析 (Soil-Structure Interaction, SSI)，產生新的樓層反應

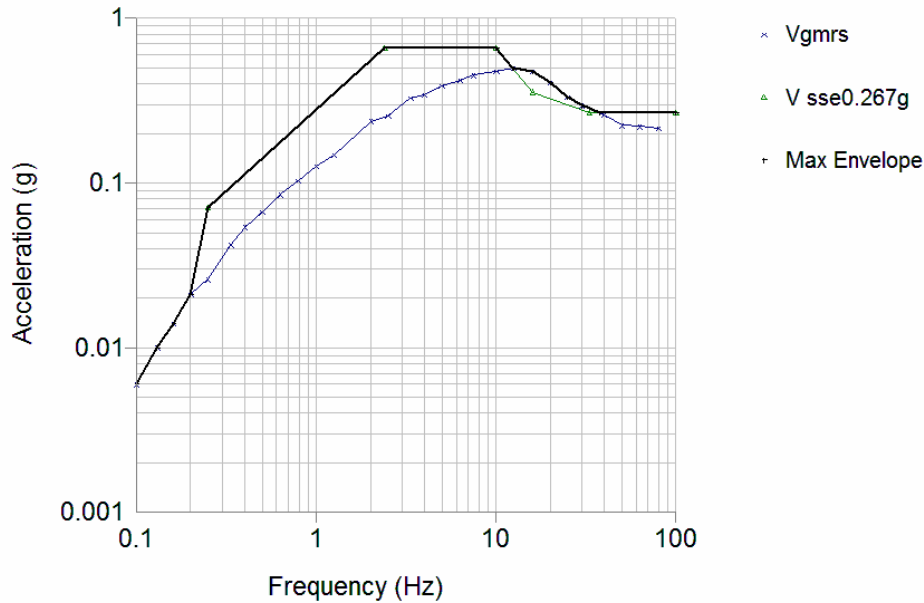
譜以供再評估使用。接著比對先前利用地表加速度訂為 0.5g 的 NUREG/CR-0098 中值反應譜 (Referred as to old RLE hereafter) 所產生的樓層反應譜與包絡後的新基準地震反應譜所產生的樓層反應譜進行比較，然後依據比較結果進行原始 HCLPF 比例縮放 (Scaling) 評估。

雖原評估作業所採用之 RLE (0.5g) 已幾乎包絡 GMRS (0.404g) 與 SSE (0.4g) 二組反應譜，應可直接採用原評估結果即可，但是在 peer review 時，peer review 審查委員要求應考慮核一廠最新地質調查資料，為回應委員要求，台電公司仍採用新的 RLE 重新進行評估作業，惟重新評估時將應用核一廠最新地質調查資料於動力分析中。

因此綜合上述考量台電公司說明保守採用兩組反應譜包絡後之反應譜及核一廠最新地質調查資料於動力分析之耐震餘裕評估結果作為最終成果，包絡後之水平向新評估基準地震與垂直向新評估基準地震則詳圖七及圖八。



圖七：核一廠水平向新評估基準地震反應譜比較



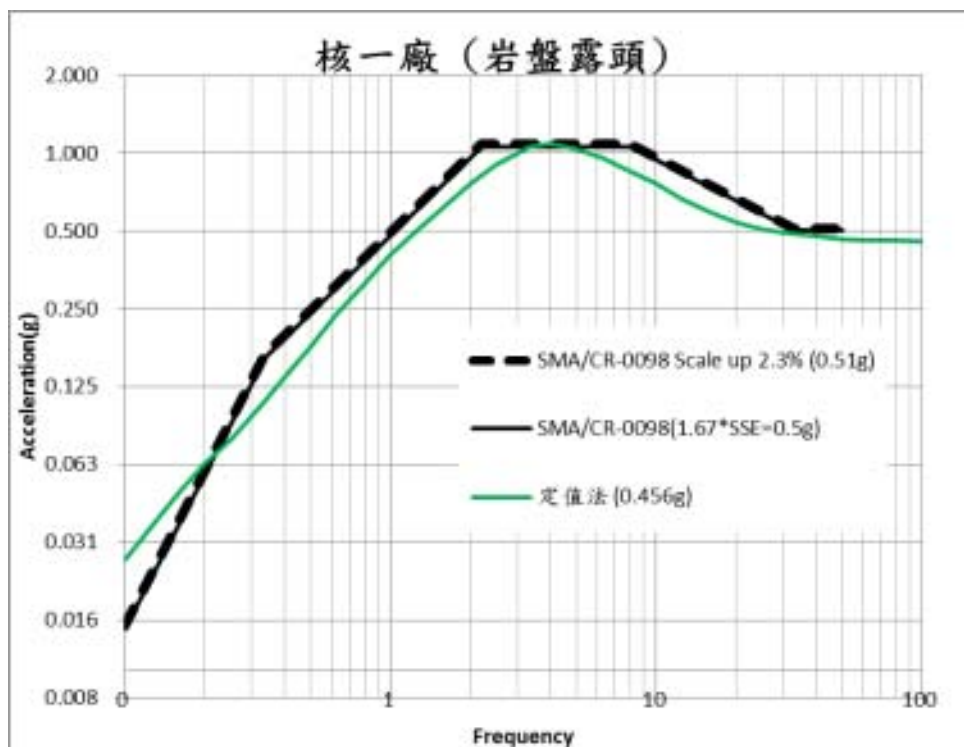
圖八：核一廠垂直向新評估基準地震反應譜比較

10.2 審查情形

台電公司原欲以 PSHA 過程所產生之 GMRS 與 SSE (0.4g) 二組反應譜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。

核一廠原評估基準地震(RLE)大部分頻率可包絡 DSHA 反應譜，因 DSHA 地震頻譜在約 3~5 Hz 區間峰值 1.084g 略高於現有 SMA 地震評估頻譜 1.06g，但現僅有 SMA 地震評估頻譜可供篩選，故以現有 SMA 地震評估頻譜線性放大 1.023 倍，即可包絡 DSHA 地震頻譜，基於此，核一廠篩選項目之準則由 0.50g 提昇至 0.51g，重新以 0.51g 為篩選基準詳圖九，加上核一廠於 102 年 12 月提出之核能一廠耐震安全餘裕評估計畫成果 SMA 總結報告，評估基準地震（岩盤處）依據（1）NUREG/CR-0098 之岩盤中值反應譜錨定在 0.5g（ $=1.67*0.3g$ ）；（2）山腳斷層長度 114 Km 之地震動反應譜（Ground Motion Response Spectrum, GMRS）（0.404g）而篩選出未通過項目（Outlier），經審查後可接受。



圖九：SMA/CR-0098 頻譜線性放大前後與 DSHA 地震頻譜比較

另新土壤參數進行土壤結構互制分析與樓層反應頻譜分析部分，台電公司已於前述總結報告修訂版新增第十一~十三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對應各章節內容。

因此經 DSHA 及新土壤參數評估結果重新審視後核一廠篩選未通過項目，包括機械和電氣設備共 13 項（含磚牆和控制室天花板）及電驛顫振有 14 項等須進行補強改善，相關處理狀況彙整如下表。

表十一：成立 DCR 進行改善之機械和電氣設備項目（含磚牆和控制室天花板）

項目	設備 ID	設備敘述	DCR/EMR 編號
1	E-8-1A	CSCW-A heat exchanger	DCR-C1-3465 DCR-C2-3466
2	E-8-1B	CSCW-B heat exchanger	
3	E-8-1C	CSCW-C heat exchanger	
4	E-8-1D	CSCW-D heat exchanger	
5	TK-7-1A	CSCW SURGE TANK	
6	MCC-4A-3	480V MOTOR CONTROL CENTER 4A3	DCR-C1-3547 DCR-C2-3548
7	AH-8	CHILLER AREA AIR HANDLING UNIT	DCR-C1-3463 DCR-C2-3464
8	AH-9	CHILLER AREA AIR HANDLING UNIT	
9	SST-3A	STATION SERVICE TRANSFORMER	
10	SST-4A	STATION SERVICE TRANSFORMER	
11	TK-40-1A	Diesel Generator Fuel Oil Tank	DCR-C0-3555
12	磚牆		DCR-C1-3545 DCR-C2-3546
13	主控制室天花板		DCR-C1-3543 DCR-C2-3544

表十二：電驛顫振須進行更換

項目	設備 ID	設備敘述	DCR/EMR 編號
1	32/DGA	DIRECTIONAL POWER RELAY	DCR-C1-3559 DCR-C2-3560
2	32/DGB	DIRECTIONAL POWER RELAY	
3	EDG-1-51V/DGA	VERY INVERSE TIME OVERCURRENT-GEN CIRCUITS	
4	EDG-2-51V/DGB	VERY INVERSE TIME OVERCURRENT-GEN CIRCUITS	
5	42X-105-1F	P-105-1F TIMING RELAY	EMR-C1-0507
6	42X-105-1G	P-105-1G TIMING RELAY	EMR-C2-0508
7	80X-111-7A	RELAY P-92-1A	EMR-C1-0602
8	80X-111-7B	RELAY P-92-1B	EMR-C2-0603
9	B21C-k14A	BUS POWER MONITOR RELAY	DCR-C1-3550 DCR-C2-3551
10	MCC-3A-2-42	DG 1A FUEL OIL TRANSFER PUMP CONTACTOR RELAY	依 751.2 程序書 (480V 馬達控制中心維護程序)進行不符合耐震需求電驛更新。更換電磁開關 (42 Ry 廠牌：Eaton / Cutler-Hammer)，更新後耐震能力值達到 1.47g 以上。
11	MCC-3A-4-42	CSCW OUTLET FROM WC-3 RELAY	
12	MCC-3A-6-42	ESSENTIAL CHILLED WATER PUMP CONTACTOR RELAY	
13	MCC-4A-6-42	ESSENTIAL CHILLED WATER PUMP CONTACTOR RELAYOR	
14	MCC-4A-2-42	DG 1B FUEL OIL TRANSFER PUMP CONTACTOR RELAYOR	

台電公司針對 SMA 案之評估與分析後，發現核一廠須補強項目，主要項目為電廠槽體支撐例如冷凝水槽、85 萬加侖油槽等與磚牆補強及部分保護電驛更換為較為耐震之電驛等，其中並包含控制室天花板全部進行更換與補強，電廠針對這些補強項目係以設計修改案 (DCR) 方式進行。

核一廠 2 號機相關 DCR 補強工作係利用 2 號機 EOC-26 大修期間進行施作，1 號機 SMA 案相關補強工作，則是電廠主動於 103 年 6 月 5 日~6 月 15 日期間停機進行，本會為確認電廠 SMA 案現場相關 DCR 改善案施作，是否符合設計要求與安全，因此進行現場施工查證與 DCR 文件的審查，經現場查證確認 SMA 案相關 DCR 施工現況與設計圖一致。DCR 文件查證則主要針對 DCR 文件內容之完整性，評估程序與流程檢驗等是否符合程序書要求等進行查證，經由 DCR 文件顯示，SMA 案相關 DCR 施工所使用之扭力扳手、銲接作業均有校正表與檢驗表確認合格，品質人員亦訂有品質查證點符合規定，惟，查證 2 號機 DCR-C2-3554 文件，發現冷凝水槽（CST）槽體電廠 SMA 小組評估需執行槽體固定螺栓加勁及槽頂桁架補強，但實際查證 DCR 施工文件，卻單只有執行 CST 槽頂桁架補強項目，經詢問電廠改善組，表示後續曾進行 CST 槽體耐震再評估，發現只需執行槽頂桁架補強即可，但 DCR 文件內並無相關資料補充說明，電廠立即補開立 FCR，補強修改 DCR 文件內容，其餘 DCR 文件則未發現缺失。

103 年 4 月 28 日~6 月 1 日針對 2 號機 EOC-26 大修期間執行 SMA 補強作業進行現場視察，包括控制室天花板全部進行更換與補強、CST 槽頂桁架補強、85 萬加侖油槽，以及聯合結構廠房等磚牆補強，相關視察發現摘述如下：(1)其中在控制室正執行天花板提升耐震工程，發現部份背盤無門且塑膠布未完全包覆，無法有效防止施工時灰塵進入設備，已立即提出請電廠改善；(2)進入 CST 槽體內部查看確認電廠搭架作業規定，電廠將底部鋪設橡膠墊避免搭架傷害 CST 槽體，未來完成工作後將進行清理，惟 RCIC、HPCI 取水口未覆蓋，已要求電廠改善；(3) 85 萬加侖油槽、CSCW 熱交換器補強及 125VDC

磚牆補強，亦進行現場查證並未發現缺失。上述發現多數屬廠務管理問題，均不影響 DCR 補強改善工程品質。

103 年 6 月 5 日~14 日針對 1 號機自主停機期間執行 SMA 補強作業進行現場視察，包括控制室天花板全部進行更換與補強、CST 槽頂桁架補強、以及 EDG A 台 86 閉鎖電驛邏輯改善等補強，現場視察發現摘述如下：(1)EDG A 台 SMA 改善後執行功能驗證時，發現 86 電驛線圈已過激磁燒焦，經重新查證發現跳脫機構有稍緊情形，電廠待更換機構零件後完成功能驗證；(2)控制室正執行天花板提升耐震工程及 CST 槽頂桁架補強，進行現場查證並未發現缺失。上述發現屬電驛維護測試問題，均不影響 DCR 補強改善工程品質。

綜合核一廠 SMA 案相關 DCR 改善工程查證結果，未發現明顯缺失，台電公司補強內容經審查可接受。

經審查小組查證台電公司所提核一廠 SMA 總結報告第十章表十九最終篩選未通過機械和電氣設備內容，依 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-6 頁，當設備不符合 SMA 強度準則，進行修改(modification)來符合要求應詳細討論，另依 EPRI NP-6041-SLR1 第 8-1 頁，報告應列出低於 10%耐震餘裕項目。乃提出 RAI GA-I-008、009 分別請台電公司澄清說明核一廠 SMA 總結報告表十九最終篩選未通過機械和電氣設備之處理情形。經台電公司澄清已於 103 年 4 月 7 日提送「核能一廠耐震餘裕評估設備篩選未通過項目處置報告」中，針對最終篩選未通過機械和電氣設備之處理情形包含完整評估及補強已有完整說明。另台電公司亦澄清第 8-1 頁該段文字之原意係指“文件準備所需人力工時，應少於耐震評估花費總人力工時之 10%。”，核一廠已於 103 年 5 月 29 日完成 2 號機及 6 月 15 日完成 1 號機補強作業。

10.3 審查結論

綜合以上之敘述，由於核一廠已依 103 年 3 月 11 日在本會召開「地震危度分析與設計地震檢討報告第五次審查會議」決議事項：核一廠現階段需以符合定值法(DSHA,PGA=0.456g)及 RLE=0.51g 作為耐震補強篩選準則，並於 4 月 7 日提送「核能一廠耐震餘裕評估(SMA)設備篩選未通過項目處置報告」，針對最終篩選未通過機械和電氣設備之處理情形包含完整評估及補強已有完整說明。在補強改善作為核一廠已於 2 號機 EOC-26 大修及 1 號機 103 年 6 月計畫性停機時，完成相關設備補強改善。經審查小組合理認為，台電公司已對須耐震補強之設備進行強化，提高設備耐震能力，可符合 NUREG-1407 和 NP-6041-SLR1 之要求，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。

參、審查總結

綜合本會聘請之審查委員與審查小組，就台電公司所提核一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，核一廠每部機各有 13 項機電設備(包括磚牆及控制室天花板)以及 14 項電驛振顫等須進行補強，已陸續於 103 年 4~6 月期間完成補強作業。經改善後，於發生評估基準地震 0.51g 時，仍能保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. 未來 SPRA 提出後，台電公司應對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並視需要研擬含補強之相對應對策。
3. 核一廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
4. 針對電驛 27X/3A 接點 5-6 之振顫，造成 5 號 EDG 非預期自動啟動，經審查評估結果尚可接受。電廠承諾將「強震期間因電驛接點顫動(Chatter)造成 5 號 EDG 非預期自動啟動之情境」列入運轉

人員年度訓練課程，以增進發生實際狀況時的因應能力。

5. 文件修訂：台電公司應就下列本會所提審查意見及其答覆內容，修訂總結報告與相關文件：

(1)於總結報告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。

(2)於總結報告修訂版適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。

(3)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] 益鼎工程顧問股份有限公司，「核能一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。
- [2] NUREG-1407, “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities,” USNRC, 1991.
- [3] NP-6041-SLR1, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1),” EPRI, August, 1991.
- [4] Generic Issue, GI-199 "Implications of Updated Probabilistic Seismic Hazard Estimates in Central and Eastern U.S. (CEUS) for Existing Plants," USNRC, 2005.
- [5] Generic Letter No. 88-20, Supplement 4, “Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities - 10CFR50.54(f),” USNRC, 1991.
- [6] 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。
- [7] 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.

- [8] SRM to SECY-93-087, “Policy, Technical, and Licensing Issues Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs,” USNRC, 1993.
- [9] TR-103959 “Methodology for Developing Seismic Fragilities,” EPRI, 1994.
- [10] EPRI Report 1019200 ”Seismic Fragility Application Guide Update,”EPRI, 2009.
- [11] 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.
- [12] Chinshan Nuclear Power Station (CSNPS) – “Final Safety Analysis Report (FSAR)”.
- [13] ASCE/SEI 43-05, “Seismic Design Criteria for Structures, Systems, and Components in Nuclear Facilities,” ASCE, 2005.
- [14] NUREG/CR-0098, “Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants,” USNRC, May, 1978.
- [15] A Final Report of USNRC IE Bulletin 79-14, E026-F-711-1, Revision 0, Prepared for TPC by Ebasco-CTCI Corporation, September 1986.
- [16] EKSSI Version 3.1, A Program for the Dynamic Analysis of Structures Including Soil-Structure Interaction Effects.

- [17] ASCE 4-98, "Seismic Analysis of Safety-Related Nuclear Structures".
- [18] NUREG-0800, "Standard Review Plan, Section 3.7.1 Seismic Design Parameters, Revision 3," USNRC, March, 2007.
- [19] NRC Regulatory 1.60, Design Response Spectra for Seismic Design of Nuclear Power Plants, Revision 1, December 1973.
- [20] Regulatory Guide 1.208, "A Performance-Based Approach to Define the Site-Specific Earthquake Ground Motion," USNRC, March 2007.
- [21] SQUG, Generic Implementation Procedure (GIP) for Seismic Verification of Nuclear Plant Equipment, Revision 3A, December 2001
- [22] Nutech Report STP-12-123, Chin-Shan Nuclear Power Station Units 1 and 2 Design Report for Suppression Chamber Analysis, August 1985
- [23] NP-7174-SL, "Seismic Ruggedness of Relays," EPRI, August, 1991.
- [24] EPRI Report 109309, "Seismic Qualification Reporting and Testing Standardization (SQURTS) V2.0", EPRI, November, 2009.

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

除了部分報告內容須依據審查意見修訂外，仍有以下後續要求台電公司辦理之事項，列入後續追蹤與管制要求如下：

1. 台電公司應依強震情境，檢討將本案 2 串安全停機成功路徑納入現行電廠相關異常或緊急操作程序書，並依承諾於 103 年 6 月底前完成程序書修訂，及於 103 年 7 月底前完成模擬器訓練。此外，並應列入運轉持照人員再訓練定期訓練課程，以熟悉大地震來襲時可從容達到安全停機的途徑。
2. 未來 SPRA 提出後，台電公司應對原 PRA、目前 SMA 與未來 SPRA 之 HCLPF 三者數值大小關係進一步比較，並視需要研擬含補強之相對應對策。
3. 核一廠應於 103 年 9 月底完成相關評估基礎品保文件納入管制作業。
4. 針對電驛 27X/3A 接點 5-6 之振顫，造成 5 號 EDG 非預期自動啟動，經審查評估結果尚可接受。電廠承諾將「強震期間因電驛接點顫動(Chatter)造成 5 號 EDG 非預期自動啟動之情境」列入運轉人員年度訓練課程，以增進發生實際狀況時的因應能力。
5. 文件修訂：台電公司應就下列對所提審查意見之答覆內容，修訂總結報告與相關文件：
 - (1)於總結報告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。
 - (2)於總結報告修訂版適當章節說明各類設備 HCLPF 之計算方式。
 - (3)本會 RAI-GA-I-010 之複審意見，就同行審查部分修訂相關報告。