

安全審查報告

送審單位	台灣電力公司
報告名稱	核一、二、三廠耐震度評估 相關技術報告

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 111 年 5 月

摘要

有鑑於福島事故經驗教訓及恆春與山腳斷層系統等地質新事證可能帶來的潛在地震危害，原能會在福島事故後針對各廠進行全面性的總體檢，並要求台電公司辦理各廠之地震安全度評估，而核電廠各項結構、設備及組件之耐震度曲線(fragility curve)則為地震安全度評估之關鍵基石。原能會專家審查小組於針對台電公司所提交之核一、二、三廠耐震度評估相關技術報告(共 67 冊)內容進行嚴格檢視與審核後，確認相關技術報告於建立耐震度曲線之程序與方法論均可符合 ASME 安全度評估(Probabilistic Risk Assessment, PRA)標準、IEEE 設備測試規範，以及 EPRI 1025287 等相關技術導則的建議與要求。

台電公司於 107 年 4 月提交各廠耐震度評估計算書。由於當時台電公司的資深地震危害度分析專家委員會等級三程序(SSHAC Level 3)的地震危害重新評估尚未完成，故原能會僅先針對耐震度評估相關技術報告之耐震度曲線建立程序與方法論內容進行審查，以確認該報告之技術內涵符合上述相關技術導則之要求。

綜合審查小組對本案審查結果，台電公司所提交之核一、二、三廠耐震度評估報告之技術內涵均能符合 ASME PRA 標準、IEEE 設備測試規範，以及 EPRI 1025287、EPRI NP-6041-SL、EPRI TR-103959、EPRI 1009288、EPRI 1019200、EPRI 3002004396 等導則建議與要求，經審查後確認可以接受。惟在執行 SSHAC Level 3 地震危害重新評估程序並完成各廠場址特有地震危害度曲線及廠址地震動反應譜建置之後，台電公司應重新檢視該批耐震度評估報告內容之合理性，並依審查意見及相關承諾事項更新相關報告內容；再依據 ASME PRA 標準之要求，建立符合電廠實際運轉狀況的完整地震安全度評估(SPRA)模式，並以不確定度分析，揭露所引用參數對地震風險的影響程度，以使 SPRA 模式能提供足夠的風險洞見，未來提送 SPRA 報告時則需依本會相關審查意見辦理。

目錄

第一章 前言	1
一、本案緣起.....	1
二、審查過程.....	2
第二章 核一、二、三廠耐震度評估.....	6
一、概述.....	6
二、審查範圍及相關技術議題.....	6
(一) 耐震度評估工作流程議題	6
(二) 品保、同行審查及名詞統一相關議題.....	8
(三) 輸入地震力、廠房結構動力分析及反應譜等相關議題.....	10
(四) 現場耐震履勘及耐震設備清單議題.....	17
(五) 兩機組差異性議題.....	29
(六) 結構耐震度計算方法議題	35
(七) 廠房結構耐震度評估報告議題.....	42
(八) 設備耐震議題.....	54
第三章 審查總結.....	58
參考文獻	61

第一章 前言

一、本案緣起

100年3月11日，日本發生地震矩規模 Mw 9.0 的東北太平洋近海隱沒帶大型逆衝帶地震，所引發的巨大海嘯導致東京電力公司所屬的福島第一核能電廠發生爐心熔毀核子事故。為此從國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)至世界各國管制單位，咸希望能從福島事故中記取教訓，以改進並強化相關管制作為。美國核能管制委員會(United State Nuclear Regulatory Commission, USNRC)則組成了近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)進行調查與檢討，隨後提出報告並提出 12 項改善建議，其中第 2.1 項有關地震的部分，USNRC 於 101 年 3 月 12 日以法令信函(10 CFR 50.54(f) Letter[1])方式，要求美國核能電廠持照者，必須遵照 NTTF 小組建議事項辦理相關作業。

在 NTTF 小組所建議的第 2.1 項(以下簡稱 NTTF 2.1)，地震危害重新評估部分，係指 USNRC 要求運轉中核能電廠場址需依目前最新資訊與最新方法重新評估核電廠場址特有之地震危害，若重新評估的結果高於核電廠原設計基準，後續則需對結構、系統與組件(Structures, Systems, and Components, SSCs)執行機率式地震安全度評估(Seismic Probabilistic Risk Analysis, SPRA)，以充分了解核電廠之耐震能力在遭遇超越設計基準地震時是否足夠。

為滿足 NTTF 2.1 的安全評估要求，美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)於 102 年提出了 EPRI 1025287 報告[2]，以提供美國電力業者進行核電廠耐震評估的最新導則(註：該導則已於 102 年 2 月被 USNRC 所認可)，而該導則第 6 章則更詳細說明執行 SPRA 時，進行耐震度評估(Seismic Fragility Analysis, SFA)曲線的建立除須符合美國機械工程師學會(American Society of Mechanical Engineering, ASME) PRA 標準[3]的要求外，可以引用的導則包括：EPRI NP-6041[4]、EPRI

TR-103959[5]、EPRI 1009288[6]、EPRI 1019200[7]、EPRI 3002004396[8]等導則，該導則裡面亦詳述耐震設備可以引用之 IEEE 測試規範[9]。

有鑑於福島事故經驗教訓及恆春與山腳斷層系統等地質新事證可能引致的潛在地震危害，原能會(以下簡稱本會)於 101 年 11 月因應福島事故總體檢開立之核管案件 JLD-10101 核管案，要求台電公司依 USNRC NTF 2.1 建議事項重新評估地震廠外危害，並辦理地震安全度評估，以了解各廠於遭遇超越設計基準地震時之爐心熔毀與早期輻射外釋風險；而機率式地震危害度分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)及耐震度評估(Seismic Fragility Analysis, SFA)，兩者所產出的危害度曲線(Hazard Curve)及耐震度曲線(Fragility Curve)乃為構成地震安全度評估的重要基石。

台電公司於 107 年 4 月提交各廠耐震度評估計算書。由於當時台電公司之資深地震危害度分析專家委員會等級三程序(Seinior Seismic Hazard Analysis Committee Level 3, SSHAC Level 3)之地震危害度評估程序尚未完成，故本會僅先針對台電公司所提 67 冊(詳表 1.1 之耐震度報告審查清單)耐震度評估之相關技術報告內容進行審查，以確認該批報告之耐震度曲線建立之程序與方法論及技術內涵均能符合 EPRI 1025287[2]第 6 章所述相關技術導則之要求。

二、審查過程

台電公司於 107 年 4 月提交各廠耐震度評估計算書報告，經本會在完成程序審查後，立即聘請國內相關領域專家學者及本會同仁組成專案審查小組，進行專業實質審查作業。107 年 12 月 19 日，本會辦理 SPRA 耐震度評估報告第一次審查會議，提出第一批審查意見 35 項。由於報告數量眾多，為求謹慎，本會於 108 年 1 月 30 日召開技術執行說明會議，由台電公司委託執行本計畫之國外顧問公司列席說明本案相關技術執行細節，審查小組則將相關意見納入本審查案之第二批審

查意見。108年2月13日，本會辦理第二次審查會議，審查小組針對第一批審查意見之答覆說明進行審視，第一批35項審查意見共有22項獲得結案。於該會議後，審查小組再提出28項第二批審查意見。108年6月26日，本會辦理第三次審查會議，經審查後第一批審查意見累計有31項獲得結案，第二批審查意見累計有15項獲得結案；換言之，第一批及第二批尚有未結案審查意見共17項。108年8月5日，台電公司針對17項未結案審查意見提出答覆說明，經本會審查小組審查之後，仍有4項審查意見未獲同意結案。台電公司於108年12月2日針對剩餘4項未結案審查意見進一步提出答覆說明，經本會審查小組審查之後，確認已無後續審查意見，並同意全數審查意見結案，台電公司則依審查意見於109年2月提交相關定稿版報告。

經完成上述審查過程後，本會提出台電公司「核一、二、三廠耐震度評估相關技術報告」之安全審查報告。本安全審查報告分為三章，第一章為前言，第二章為核一、二、三廠耐震度評估，主要針對各大項重要技術議題說明審查意見及答覆內容進行說明，第三章則說明審查總結。

表 1.1 耐震度評估相關技術報告審查清單

項次	報告名稱
1	核一廠地震設備清單建立
2	核二廠地震設備清單建立
3	核三廠地震設備清單建立
4	核一廠地震設備現場勘查
5	核二廠地震設備現場勘查
6	核三廠地震設備現場勘查
7	耐震評估同行審查報告
8	核二廠 AGASTAT 電驛耐震測試工作報告
9	核二廠 AGASTAT ETR 電驛耐震測試結果
10	Seismic Fragility Evaluation of Chin Shan Unit 1 Condensate Storage Tank
11	Seismic Fragility Evaluation of Emergency Pump House Structure
12	Seismic Fragility Evaluation of Unit 1 Main Control Room Ceiling
13	Seismic Fragility Evaluation of Masonry Block Walls
14	Seismic Fragility Evaluation of Chin Shan Combination Structure
15	Seismic Fragility Evaluation of the 3A and 4A Power Centers
16	Seismic Fragility for Loss of Off-Site Power
17	Seismic Fragility of Air Handling Unit AH-15 in the Combination Structure
18	Seismic Fragility Evaluation of Motor Control Centers in the Chin Shan Nuclear Power Plant Unit 1 Combination Structure
19	Seismic Fragility Evaluation of the Chin Shan Fifth Diesel Generator Building
20	Seismic Fragility of the Emergency Diesel Generators
21	Seismic Fragility Evaluation of Chin Shan 850,000 Gallon Diesel Oil Storage Tank
22	Fragility Analysis of the Chin Shan Primary System
23	Generic Functional Seismic Fragility Evaluation of Equipment in the Chin Shan Nuclear Power Plant 5th Diesel Generator Building
24	Seismic Fragility of CSCW Surge Tank TK-7-1A
25	Seismic Fragility of the RHR and CS Pumps
26	Seismic Fragility Evaluation of the Kuosheng 5th Diesel Generator
27	Seismic Fragility of the 125V DC Switchboard Batteries 1 & 2
28	Generic Functional Seismic Fragility Evaluation of Equipment in the Chin Shan Nuclear Power Plant Combination Structure
29	Seismic Fragility of Heat Exchangers in the Combination Structure Cooling Water System
30	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Auxiliary Building Essential AC Power 480V MCC's
31	Seismic Fragility Evaluation of the Kuosheng Unit 2 High Pressure Core Spray Pump
32	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Diesel Generator Building
33	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Control Building

34	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Essential AC Power 480V Load Centers 2B3 and 2B4
35	Seismic Fragility of Kuosheng Unit 2 125V DC Distribution Panels
36	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Primary System
37	Seismic Fragility Evaluation of Motor Control Center 0C5A in the Kuosheng Nuclear Power Plant 5th Diesel Generator Building
38	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Reactor Auxiliary Building
39	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 ECW Intake Structure
40	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Condensate Storage Tanks
41	Seismic Fragility of Kuosheng Unit 2 Batteries 2ODBG, Battery Chargers 2ODBGCH1/2, RCIC Pump 2EK-2P-41, Emergency Water Chillers 2GJ-2VC13A/B, & DG Fuel Oil Transfer Pumps 2JA-2P-22A/B/C/D
42	Seismic Fragility of Kuosheng Unit 2 RHR Heat Exchangers
43	Seismic Fragility Evaluation of the Kuosheng Fifth Diesel Generator Building
44	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng 5th Emergency Diesel Generator Fuel Oil Storage Tank
45	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Division 3 Emergency Diesel Generator Control Panel 2G03
46	Seismic Fragility Evaluation of Kuosheng Unit 2 Emergency Circulating Water Pumps 2EH-2P-4A and 2EH-2P-4B
47	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 Auxiliary / Control Building
48	Seismic Fragility of Maanshan Unit 2 Diesel Generator Building
49	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – Component Cooling Water Building
50	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – 5th Diesel Generator Building
51	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – 4.16kV Switchgear
52	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – Inverters
53	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – 120V AC Distribution Panels
54	Seismic Fragility of Maanshan Unit 2 EAC and RCS 480V Motor Control Centers
55	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – 125V-DC Motor Control Centers
56	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 - ECHW Chillers
57	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 - Air Handling Units, Horizontal Pumps, CCW Surge Tank, and NSCW Traveling Screens
58	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – Emergency Diesel Generators
59	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 Diesel Fuel Oil Storage Tanks
60	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 - CCW Heat Exchanger A
61	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 - CCW Heat Exchanger B
62	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan 5th Emergency Diesel Generator Fuel Oil Storage Tank
63	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 Condensate Storage Tank
64	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 Refueling Water Storage Tank
65	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Unit 2 – EAC 480V Load Centers
66	Seismic Fragility Evaluation of Maanshan Primary System
67	核一、二、三廠兩機組地震風險差異分析報告

第二章 核一、二、三廠耐震度評估

一、概述

本章說明審查小組對台電公司所提交之耐震度評估報告檢視後所提出之審查意見及答覆內容。審查小組主要依據 ASME PRA 標準、美國電機電子工程師學會(Institute of Electrical and Electronics Engineers, IEEE)設備測試規範，以及 EPRI 1025287、EPRI NP-6041、EPRI TR-103959、EPRI 1009288、EPRI 1019200、EPRI 3002004396 等導則建議與要求，嚴格檢視台電公司所提之耐震度評估報告相關內容之方法論是否符合相關規範、標準及導則規定。

二、審查範圍及相關技術議題

本會審查小組依據前一節所述導則建議與要求，嚴格檢視台電公司所提耐震度評估報告相關內容，審查小組提出之審查意見經彙整後包括以下各大項重要議題：

- 耐震度評估工作流程議題。
- 品保、同行審查及名詞統一相關議題。
- 輸入地震力、廠房結構動力分析及反應譜等相關議題。
- 現場耐震履勘及耐震設備清單議題。
- 兩機組差異性議題。
- 結構耐震度計算方法議題。
- 廠房結構耐震度評估報告議題。
- 設備耐震議題。

以下第(一)至(八)小節，分別針對上述各大項議題之審查發現及過程提出說明。

(一) 耐震度評估工作流程議題

1. 有關耐震評估工作流程，審查小組提出 RAI-II-22 及 RAI-I-09 審查意見：(1)請澄清本案所採行之耐震評估流程是否為 USNRC NTTF2.1 版

本？或 USNRC 認可之 EPRI 1025287 導則之流程圖？並說明其差異性。(2)請簡要說明本案耐震度計算分析之工作時程。

針對上述兩項審查意見，台電公司答覆說明如下：(1)USNRC NTTF 2.1 版本與 EPRI 地震危害與篩選(Screening, Prioritization and Implementation Details, SPID)導則的差異在於 SPID 導則之 Step 3 又區分 Step 3a~3f。USNRC 於 NTTF 2.1 中，要求所有核能電廠重新進行地震危害分析，對於地震動反應譜(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)大於安全停機地震(Safety Shutdown Earthquake, SSE)反應譜的機組，USNRC 要求以執行 SMA 或 SPRA 的方式，釐清機組設備與結構物在耐震設計方面的合適性。對於被要求進行 SPRA 的機組，則必須透過 SPRA 提出符合現行電廠設計、運轉與維護的風險洞見，以作為 USNRC 在提出相關管制作為之依據。美國電力研究所於 EPRI 1025287 報告中，針對 GMRS 只有在高頻區域超越 SSE 的機組，提出在高頻區域確認耐震設計的替代評估方法，以加速持照業者完成地震風險再評估工作，相關評估則依據 EPRI 3002004396 報告進行。而對於被要求執行 SPRA 的機組，在 EPRI 3002004396 報告第 5 章中，亦提出在高頻區耐震能力分析中之評估安全因子的導則。核一、二、三廠依各廠址地震危害再評估之結果，確認 GMRS 在低頻與高頻區段均超越 SSE，因此需依據 NTTF 2.1 之要求執行 SPRA，並在進行設備與結構物耐震能力評估時，則已納入 EPRI 3002004396 報告第 5 章之相關要求。(2)有關本案耐震度計算的整體時程為 102 年至 105 年，其計算中引用之地震危害分析為 101 年至 102 年間，核一、二廠考量山腳斷層由 74 公里延伸至 114 公里與核三廠考量恆春斷層新事證之地震危害分析結果。經審視台電公司上述答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

- 2. 審查小結：**有關本案耐震評估工作流程，審查小組確認符合相關導則對評估工作流程之要求。

(二) 品保、同行審查及名詞統一相關議題

1. 有關名詞統一相關議題，審查小組提出 RAI-I-01 審查意見：Fragility 在一般建築結構分析上普遍使用「易損性」，但基於「易損性」無法表達此針對核電 SSC 耐震度的評量意涵，故請統一用「耐震度」取代「易損性」。

針對上述審查意見，台電公司答覆如下：經查本案耐震評估相關報告中，僅於耐震能力評估同行審查報告內容中將 Fragility 翻譯為易損性，由於該同行審查報告為第三方獨立審查報告，因此台電公司無法進行該報告之修訂，將來若與 Fragility 有關之報告或簡報資料，皆將依審查意見統一譯為耐震度。經審視台電公司上述答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

2. 有關同行審查相關議題，審查小組提出 RAI-I-12 及 RAI-I-13 審查意見，綜合如下：在【核能電廠設備與結構物耐震能力評估同行審查意見回覆】報告中，為何核一廠的細部要項 HLR-SFR-E4 在同行審查結果(表 2.2)被勾選為「不適用」，附錄 A 的意見回覆也未提及，同行審查最終結果(表 4.1)卻改勾選為「符合」？另針對同行審查結果(表 2.2 至表 2.4)被勾選「不符合」，經由意見回覆(附錄 A 至附錄 C)後，同行審查最終結果(表 4.1 至表 4.3)改勾選為「符合」的細部要項，請提出完整說明。

針對上述審查意見，台電公司綜合答覆如下：細部要項 HLR-SFR-E4 主要內容為地震履勘期間在空間效應影響中應考量地震引致水災及火災的潛勢，而核一廠現場勘查報告有關空間效應之評估，除考量地震時相鄰近 SSCs 有無潛在碰撞可能外，亦針對地震時其設備失效是否造成潛在的水災與火災進行評估，該報告亦於【第五章 勘察發現】中指出會因地震失效造成水、火災潛勢之設備，因此同行審查最終結果研判為符合。另在該同行審查報告中，於初審被評

為不符合且經意見回覆後複審結果為符合的細部要項共8項，其中核一、二、三廠分別有3項、1項及4項。主要之初審意見為針對部分計算書之失效模式判定、分析模型、參數引用等需進一步澄清說明，而經審查意見回覆澄清及更新相關計算書後，複審結果認為可符合各細部要項要求。經審視台電公司上述答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

3. 有關品保相關議題，審查小組分別提出 RAI-I-28 及 RAI-I-29 審查意見：(1) **【Generic Functional Seismic Fragility Evaluation of Equipment in the Chin-Shan Nuclear Power Plant Combination Structure】** 報告名稱與品保簽字報告名稱 **【核一廠 4.16 KV Switchgear 3&4 耐震評估報告】** 明顯不同，請澄清；(2)請補齊所提送之各廠設備清單建立、各廠現場勘查及耐震評估同行審查報告等七本報告之相關品質文件，包括耐震評估同行審查委員簽名文件，以及執行設備現場巡查人員之資格證明。

針對上述審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)本計算書封面名稱已修訂為 **【Seismic Fragility Evaluation of the 4.16 KV Switchgear 3 & 4 in the Chin Shan Nuclear Power Plant】**；(2)已提供審查意見所提之七份報告之品保程序文件，以及執行現場勘查人員之資格證明，以及耐震評估同行審查委託計畫書封面。

針對 RAI-I-28 項之答覆說明，審查小組認為可以接受，然有關 RAI-I-29 之答覆說明，審查小組進一步提出審查意見：請依照本案巡查日期、地點及對應之巡察報告，表列補充說明所提具備設備現場巡查證照之人員，分別執行了本案那幾次巡查。

台電公司進一步答覆：在本 SPRA 計畫中，針對核一、二、三廠於 101 年~102 年間共進行 3 次地震現場巡查工作，各次巡查工作參與人員及巡查日期等資訊詳如答覆說明之列表所示。

審查小組再進一步提問：請補充說明本案各巡查日期對應產出之巡察報告。

台電公司再進一步答覆說明：本案各巡查日期與對應報告如答覆說明列表所示，其中「SPRA 地震現場巡查(1)」由美國 SGH 公司針對核一、核二、核三廠依據各廠耐震設備清單(Seismic Equipment List, SEL)所作之地震現場巡查，其目的為依據 EPRI NP-6041 之篩選評估工作表單(Seismic Evaluation Work Sheet, SEWS)進行各廠 SSCs 之篩濾評估，而「SPRA 地震現場巡查(2)」為因應原能會先前審查意見，執行補充現場巡查。相較於 SGH 公司針對各廠 SEL 清單進行之全範圍現場巡查，本次補充巡查重點僅就各廠部分系統評估兩部機地震風險之差異性。另有關巡查人員及資格部分，本案遵循之評估導則 EPRI 1025287 中，僅針對耐震度評估同行審查人員要求需完成耐震資格同業認證團體(Seismic Qualification Utility Group, SQUG)或其他地震巡查相關訓練，對於實際執行地震現場巡查人員並無明確規定其資格要求(如 EPRI 1025287 第 6-69 頁所述)。美國 SGH 公司執行之「SPRA 地震現場巡查(1)」主要針對各廠 SEL 中所列 SSCs 進行地震篩濾評估，有別於該次地震現場巡查，由核研所執行之「SPRA 地震現場巡查(2)」僅針對部分設備進行雙機組差異性評估。經審視台電公司上述答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

4. **審查小結：**有關品保、同行審查及名詞統一用語等相關議題，除第三方獨立審查報告之外，台電公司承諾依照審查意見修正相關報告並統一相關用語，並已補提相關人員資格證明等品質文件，故審查小組認為可接受。

(三) 輸入地震力、廠房結構動力分析及反應譜等相關議題

1. 有關輸入地震力及參考地震(Reference Earthquake, RE)議題，審查小組分別提出審查意見 RAI-II-01、RAI-II-02、RAI-II-04、RAI-II-13 及

RAI-I-22：(1)所提 RE 雖在 SSHAC Level 3 的 PSHA 結果出來之後仍需再更新，但目前所採之 RE 仍需清楚交代；(2)如何藉由 SSE 經過 SMA 再到 RE 得到表列各個剪力牆對應 RE 的剪力/彎矩值，請再提出說明，並請提供有關 RE 地震的樓板反應譜(In-Structure Response Spectrum, ISRS)的 128192-CA-097 計算書之第 11 項參考文獻，以供審查；(3)技術審查會議簡報所顯示之測試反應譜(Test Response Spectrum, TRS)所在樓版高程是在 74 ft 或 80 ft？並請補附均佈危害反應譜(Uniform Hazard Response Spectrum, UHRS)產生 ISRS 之節點 6 桿件模型；(4)一般地震力於水平方向皆為雙向地震力，於建立耐震度曲線時，如何考量不同方向之地震力？及水平雙向地震力之效應？(5)報告中若有進行時間歷時分析，請列出所採用的地震歷時記錄為何？

針對上述審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)現階段核一、二、三廠耐震度評估所引用之 RE 為依據台電公司於 104 年完成之地震危害度分析結果，而本案耐震度評估所引用之基準地震為年超越頻率 $10E-4$ UHRS 之尖峰地表加速度(Peak Ground Acceleration, PGA)，核一、核二、核三分別為 0.59g、0.71g、1.03g，其輸入地震之高程位置皆定義為反應器廠房基礎面延伸岩層露頭面，相關 RE 地震反應譜內容已修訂於會議簡報中；(2)在「編號：128192-CA-097 計算書」中，比對輔助廠房各樓層集中質量桿件模型(Lumped Mass Stick Model)之中值 RE 與 SSE 地震之零秒週期反應加速度(Zero Period Acceleration, ZPA)，分別求得兩個水平方向之比例放大因子，其比例放大因子計算結果分別為 1.09 及 1.02，再依這些比例放大因子乘上各主要剪力牆在 SSE 地震之載重(剪力與彎矩)，並求得在 RE 等級下之剪力牆地震輸入中值載重。有關「編號：128192-CA-097 計算書」之第 11 項參考文獻為 SMA 計畫中所完成之反應器輔助廠房(Reactor Auxiliary Building, RAB)的土壤與結構互制(Soil-Structure

Interaction, SSI)分析，非本次 SPRA 耐震度評估所產出之計算書，該計算書已於 SMA 計畫執行階段中完成相關審查作業，而在本案「編號：128192-CA-097 計算書」中該參考文獻係用於以調修(scaling)方式決定核二廠 RAB 廠房在 RE 地震下之 ISRS，另第 11 項參考文獻已於審查意見回覆時提供；(3)技術審查會議簡報中所顯示之節點 6 之 ISRS 為進出控制廠房(Access Control Building, ACB) 74 ft 高程處，其節點 6 平面位置與高程皆源於 SMA 計畫之「編號：11C4032-CAL-007 Rev.1 計算書」中，另節點 6 平面位置與高程等相關資訊已依審查意見修訂，並已修訂相關簡報內容；(4)依據 EPRI TR-103959 有關地震分量對於某一特定方向之組合以 Newmark 100-40-40 法則或 SRSS (Square Root of the Sum of the Squares)定義皆為中值之評估方法 (Median-centered Method)，倘若以其他準則進行地震組合，例如各方向最大反應之絕對值疊加，由於該組合方式非 EPRI TR-103959 中定義之中值地震分量評估方式，因此尚需進一步評估其與中值地震組合方法間之不準度；(5)本案評估 SSC 之輸入地震力為依據 SMA 計畫中 RLE 等級之樓層反應譜，以隨機振動理論將其地震反應調修至本案 UHRS 等級之地震力進行耐震度評估，並以 EPRI TR-103959 分離變數法計算各安全因子及其對應之不準度，非重新進行時間歷時分析。

針對上述審查意見 RAI-I-22 之答覆說明，審查小組認為可以接受；針對 RAI-II-01、RAI-II-02、RAI-II-04 及 RAI-II-13 等四項意見之答覆，審查小組進一步提出複審意見：(1)請直接將回復內容附於答覆說明表，經審閱後再議；(2)請提出比例放大因子計算結果分別為 1.09 及 1.02 的佐證資料，並請直接附於答覆說明表；(3)請直接將修訂簡報之內容於答覆說明表；(4)請說明 EPRI TR-103959 中以 Newmark 100-40-40 法則進行有關地震分量之組合方法。亦請說明本案採用 SRSS 法疊加法，並非 Newmark 100-40-40 法則，並請將第三

次審查會議之說明，加入答覆報告中。

針對上述複審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)依審查意見將簡報修訂內容回復如下：(i) The Reference Earthquake (RE) is the mean $1.0E-4$ UHRS at the KNPS site developed through a site-specific PSHA (2015 INER)，(ii) All sources of earthquake fault near the KNPS was considered in the PSHA (including Shanchiao fault)，(iii) The PGA of the horizontal UHRS is $0.71g$ and the vertical UHRS is defined at two-thirds of the horizontal component，(iv) The elevation of input ground motion is defined as the excavated surface of RB foundation on the bedrock；(2)有關比例放大因子之佐證資料記錄於「編號：128192-CA-097 計算書」第 44 頁表 3 中，並已列出供參；(3)已將簡報修訂內容回復如下：(i) The mean $1.0E-04$ UHRS has been developed in MNPS PSHA，(ii)The $1.0E-04$ UHRS-ISRS were scaled from the RLE-ISRS (SMA project)，(iii) The 5% damped UHRS-ISRS at node 6 of the ACB model was used to calculate the seismic demand of the Inverter (at elevation 74 ft)；(4)在 EPRI TR-103959 第 3-26 頁中，說明 Newmark 100-40-40 法則為先定義單一方向地震反應之 100% 為主要方向。並考慮其他方向地震反應之 40% 同時作用在主要方向上，最後進行疊加以求得 SSCs 在主要方向上之總地震反應，重覆此流程可獲得不同之載重組合，並以其總地震反應最大者進行後續評估。然而本案剪力牆之基底剪力主要引用美國貝泰公司「編號：C17E1.1-7.2 計算書」之應力分析結果，該基底剪力或彎矩皆以 SRSS 方法進行不同地震分量組合，非採 Newmark 100-40-40 法則。由於本案所引用之應力計算書為以 SRSS 原則進行地震分量組合，因此在評估地震分量不準確度因子時需依 SRSS 原則為考量進行評估，然而無論是 SRSS 或 Newmark 100-40-40 法則在 EPRI TR-103959 中皆定義為中值之評估方法，故其知識不準確度 β_u 為 0，但因應地震本身具備之不確定性，因此

在分析時仍會給定其隨機不準度 β_r ，另外若結構或設備對於某一特定水平方向之地震反應影響較顯著時，則需在結構反應參數內之水平方向最大反應因子進行細部評估。經審視上述答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

2. 有關廠房結構動力分析與反應譜等議題，審查小組分別提出審查意見 RAI-II-03、RAI-II-16、RAI-I-20 及 RAI-I-21：(1)技術審查會議簡報有提到結構反應因子之 $\beta_u=0.09$ 及其說明與簡報表列數值似乎不一致，請再說明；(2)技術審查會議簡報提到，於計算設備之需求反應譜 (Required Response Spectrum, RRS) 時，係將評估基準地震 (Reviewed Level Earthquake, RLE) 下的 ISRS 以隨機振動理論將之調修至年超越頻率 $10E-4$ 的 UHRS-ISRS，計算書應載明所採用之隨機振動理論為何及其方法？另外，年超越頻率 $10E-4$ 的 UHRS-ISRS 係基於 SGH 公司的「編號：128192-CA-121 計算書」文件。對於年超越頻率 $10E-4$ 的 UHRS-ISRS 之建立方法，宜有所說明；(3)結構耐震度分析中若考慮土壤與結構互制 (Soil-Structure Interaction, SSI)，此時之土壤彈簧與阻尼如何律定？；(4)目前結構耐震度的計算上都是採用集中質量桿件模型，儘管簡化模型可以利用標準差參數的大小來考慮不確定性，然而如何確定所採用的參數大小符合實際現況？

針對上述審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)在耐震度評估中，整個結構反應之不準度需考量地震反應譜形狀、地表運動不一致、地震反應譜阻尼、結構動力分析模型、模態組合、地震分量組合、SSI 等參數，而技術審查會議簡報第 20 頁中之內容為整個結構之反應因子及其不準度，但第 21 頁簡報僅為整個結構反應參數中之其中一項參數，即 SSI 之不準度，因此兩者有所差異；(2)由於大部分計算書皆引用安全相關重要廠房之 UHRS-ISRS 的評估結果，因此本案有關 UHRS-ISRS 之分析皆以額外的計算書中進行評估，例如核二廠安全相關結構之 UHRS-ISRS 於 SGH 公司「編號：128192-CA-

060~063 計算書」中進行評估，核三廠則於「編號：1128192-CA-120 ~ 125 計算書」中進行評估，其評估方法及結果皆記錄於該計算書中，而主要評估流程已依審查意見補充；(3)本案 SSCs 結構分析之輸入地震力，為依據 SMA 計畫中 RLE 等級之樓層反應譜以隨機振動理論，將其地震反應調整至本案 UHRS 等級之地震力進行耐震度評估，並以 EPRI TR-103959 分離變數法計算各安全因子及其對應之不準度，非重新進行 SSI 分析；(4)耐震度評估主要為求得設備或結構在已知地震強度下的失效條件機率，目的為求得其失效的機率分佈曲線以供 PRA 分析。在評估過程中需要考量各安全因子與其相應的不準度以建立其機率分佈曲線，而不同方式或資料來源所評估設備的安全因子中值也會有所不同，唯其所對應的不準度也相應不同；例如精確模型之分析結果較簡化模型準確，因此在決定不準度時，其簡化模型之不準度也應較大，使用不同模型分析結果之差異皆會反映在其失效機率分佈曲線中，EPRI TR-103959 第三章提供相關輸入參數之參考。

針對上述審查意見 RAI-I-20 及 RAI-I-21 之答覆說明，審查小組認為可以接受；針對 RAI-II-03 及 RAI-II-16 項，審查小組則進一步提出覆審意見：(1)所提都指的是結構反應因子之 SSI 的 β_u ，請說明簡報第 20 頁與第 21 頁中 β_u 的值的差異；(2)(i)本答覆說明了隨機振動理論調修方法，上述說明是否宜加入報告書或計算書中？；(ii)對於年超越頻率 $1.0E-4$ UHRS-ISRS 之建立方法，則未於答覆文及簡報中說明。(iii)請將隨機振動理論調整方法及與年超越頻率 $1.0E-4$ UHRS-ISRS 之建立方法說明加入報告書中。能譜密度(Power Spectrum Density, PSD)表達振動系統穩態反應的隨機特性，反應譜(Response Spectrum, RS)乃是振動系統的最大反應，在指定超越機率下，由隨機反應可以推算最大反應；亦即 PSD 和 RS 的互換需藉助超越機率，請說明此超越機率的指定值。

台電公司進一步答覆說明如下：(1)在簡報第 20 頁表格中 SSI 因子之「-」符號代表其不準度尚需額外進行個案評估，非 0.0，因此於第 21 頁即針對其 SSI 因子計算其不準度，其結果為 0.09；(2)由於本案需進行耐震度評估之 SSC 相當多，且大部分 SSC 皆需引用其少數重要廠房之樓層反應譜進行評估，以核二廠為例，包含控制廠房、輔助廠房、反應器廠房、柴油機廠房，因此有關重要廠房之樓層反應譜則另外獨立成立計算書，以便本案需進行耐震度評估之 SSC 皆可引用其評估結果，而樓層反應譜建立方法及結果皆已記錄於各重要廠房相應之樓層反應譜計算書中。另外，針對個別 SSC 之耐震度評估，則於計算書中說明其分析所需樓層反應譜之選用原則，而其樓層反應建立方法則不重覆說明。由於 SMA 計畫在本計畫執行前，已針對各廠在 RLE 下重要結構廠房進行 SSI 分析，並產出相應之 ISRS，因此本計畫即以隨機振動理論為原則，將 SMA 計畫產出之 RLE-ISRS 進行調整以求得本計畫所需之年超越頻率 $1.0E-4$ UHRS-ISRS，其隨機振動理論調整方法與年超越頻率 $1.0E-4$ UHRS-ISRS 之建立方法等資訊皆亦記錄於上述重要廠房之樓層反應譜計算書中。另有關 PSD 和 RS 的轉換，在本計算中依據 Davenport, A.G.、Der Kiureghian、Igusa, T. and A. Der Kiureghian 等人提出理論所發展之軟體 PSDSP 進行分析，其轉換主要由 PSD 之隨機統計特性及以各週期對應之等值過零率(equivalent zero crossing rate)求得之峰值因子(peak factor)以推算最大反應 RS，又本案為依據平均年超越頻率 $1.0E-4$ UHRS 轉換為 PSD 並進行調修程序，其超越機率為萬分之一。經審視上述答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

3. **審查小結：**有關參考地震(RE)、輸入地震力及廠房結構動力分析與反應譜等議題部分，審查小組認為台電公司所採之 RE、SSI 分析模式與輸入參數、樓層反應譜之計算，設備測試與評估之 TRS 及 RRS 如何決定，皆已有清楚說明，故審查小組認為可接受。

(四) 現場耐震履勘及耐震設備清單議題

1. 有關耐震設備清單相關議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-02、RAI-I-03、RAI-I-11 及 RAI-I-24：(1)請說明如何建立 SEL，是否有依據 EPRI 1025287 導則 6.4.3 節之方式建立 SEL？與之前各廠的 SEL 有何差別或增減？(RAI-I-02&03)；(2)因應日本福島核子事故後新增之設備，以及曾經更換之設備，如何反映於 SEL？無論新增或更換之設備的功能性和重要性為何，只要不在 SPRA 的事件樹和故障樹中，是否就不需要評估耐震度？(3)請台電公司澄清以高信心度低失效機率 (High Confidence Low Probability of Failure, HCLPF) 加速度值作為 SEL 篩選方法時的 SMA 方法(EPRI 或 NRC)依據。

針對上述審查意見，台電公司分別答覆如下：(1) EPRI 1025287 報告 6.4.3 節係建議引用耐震容量篩濾值，在無法經由履勘程序篩濾掉的潛在低耐震容量 SSCs 中，透過比對耐震容量篩濾值，挑選出具備潛在高風險 SSCs，然後再針對所挑選出的 SSCs 進行耐震評估工作，以有效減少耐震評估資源的浪費。本案執行時，已先行完成各電廠 SMA 工作，因此不再需透過前述引用耐震容量篩濾值的方法，來減少需進行耐震能力評估的 SSCs 數量，所有未能在現場履勘程序篩濾掉的 SSCs，均以 EPRI 1025287 報告的評估方法進行耐震評估。依本案各電廠地震設備清單建立報告所述，建立 SEL 之目的在建立一個涵蓋潛在影響受評電廠地震風險之設備與結構物清單，以作為後續耐震能力評估之依據，有關 SEL 建立之方法，則依據各電廠地震設備清單建立報告第 2.2 節之說明，以各電廠廠內事件安全度評估 (PRA) 模式所模擬的設備為主，另外再加入因應地震分析所需納入考慮的結構物、管路、通風管、電纜托架、過濾器、熱交換器等隨機失效機率極低的被動式設備，以及事故發生期間無須操作但可能影響系統功能的手動閥、電動閥、氣動閥等設備。核一、二、三廠前次完成的 SPRA 模式，為 1990 年代因應台電公司安全度評估(PRA)模

式活態化之委託研究計畫，將早期於 1980 年代完成之 SPRA 模式轉植於個人電腦，由於當時業界尚未發布 PRA 模式發展之相關導則或指引，因此並未透過系統化方式建立 SEL。本次送審之 SPRA 模式，係依據 ASME PRA 標準 SPR-D1 之要求，透過 SEL 之建立，以輔助 ASME PRA 標準第 5-2.2 節進行設備與結構物耐震評估；(2)地震設備清單應納入與風險相關的所有設備與結構物，經過更換或耐震補強之設備，將依設備實際現況進行耐震能力相關評估工作。有關台電公司在各電廠斷然處置程序書中所新增之移動式救援設備，目前並未納入地震前端事件樹與安全功能故障樹中。在完成設備與結構物耐震能力評估後，如評估對象進行補強或更換，則需重新依實際狀況進行耐震能力評估，以使評估結果符合設備或結構物現況，並實際反應至風險指標評估結果。至於後續新增的設備，若經評估為可能顯著影響地震風險指標評估結果時，則需於地震前端事件樹之成功準則中，評估是否有進行耐震能力評估之需求；若新增設備經評估沒有顯著影響地震風險指標評估結果時，則可保守排除於地震前端事件樹評估範圍之外，無需進行新增設備之耐震能力評估；(3)台電公司在執行本案 SPRA 時，已先行完成各電廠 SMA 評估工作，因此在進行 SPRA 所要求的耐震能力評估時，參考 SMA 所完成的耐震能力評估結果，作為定義具備高耐震能力設備與結構物之依據。對於在 SMA 中所評估 HCLPF 耐震容量高於 1.0g 之設備與結構物，將不再重新進行耐震評估工作，直接引用以 CDFM 方法所評估之結果，對於 SMA 所評估 HCLPF 耐震容量顯著低於 1.0g 以及經評估具備高風險顯著性的設備與結構物，則重新以細部耐震能力評估方式進行實際耐震容量與不確定性參數之計算，以避免較保守的耐震能力評估結果，影響 SPRA 所提供風險洞見之代表性，並符合 ASME PRA 標準中，有關分析方法與使用參數必須盡可能與實際現況相符的要求。經審視上述答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

2. 有關耐震設備清單之破壞模式議題，審查小組提出審查意見 RAI-II-28：因應地震再評估之核三廠地震安全度評估模式建立報告第5章表5-1，所提供21份核三廠耐震度報告，並未涵蓋上述所有破壞模式。請針對以下問題提出澄清說明：(i)表5-1中氣渦輪發電機之60萬公升儲油槽、控制室的部分破壞模式(例如控制室天花板等)、反應器壓力邊界(Reactor Coolant Pressure Boundary, RCPB)的反應器廠房內部結構破壞模式、廠用海水系統(Nuclear Service Cooling Water, NSCW)以及其他功能的部分或全部破壞模式，並未包括在上述21份耐震度報告，請補充提出。(ii)所提21份耐震度報告，有部分功能的破壞模式，並未列在表5-1，例如，編號10的125DC馬達控制中心(Motor Control Center, MCC)，編號12的部分設備，編號21的控制棒套管，請針對表5-1並未完整列出相關分析結果，提出澄清說明。(iii)表5-1所列HCLPF值的正確性，請重新檢討。例如，包括但不限於編號21的蒸汽產生器有三種破壞模式之HCLPF值分別是0.86g, 1.45g, 1.17g，表5-1列出1.45g。請針對上項意見，針對核一、二廠相關報告一併檢討並提出說明。

針對上述審查意見，台電公司答覆如下：(i)由於本案耐震評估報告數量多，依要求先將各電廠SPRA報告表6-1所示，具潛在高風險顯著性且實際使用於風險量化的耐震評估報告送審。另氣渦輪發電機儲油槽之耐震能力，經由初步評估後其HCLPF值僅有0.15g，由於氣渦輪發電機系統為備用廠外電源供應，考慮其耐震能力顯著低於廠外電源系統，在SPRA模式中不考慮其風險效益。(ii)表3-1所列之125VDC SWGR，即為送審報告編號10所述的125VDC MCC，設備編號為A/B/C/D-PK-F001。考慮核三廠已設置強震自動急停系統(設定點為核三廠OBE)，且控制棒急停相關SSCs的耐震能力高，因此未納入地震風險量化模式中。(iii)蒸汽產生器之失效模式在核三廠提供西屋公司之設計資料後，重新另以單獨耐震能力評估報告進行

計算，由於其 HCLPF 值高達 1.45，因此未列入 SPRA 風險量化模式中。

針對台電公司上開答覆說明，審查小組進一步提出複審意見：
(i)所提答覆說明僅針對氣渦輪發電機儲油槽乙項，請針對原提審查意見各項逐一說明在地震 PRA 的考慮與否、原因及適切性。另在核三廠地震 PRA 模式有考慮氣渦輪發電機之效益，與所提答覆說明不一致，請再澄清。(ii)所提答覆說明僅針對編號 10、編號 21 兩項，請針對原提審查意見各項逐一說明在地震 PRA 的考慮與否、原因及適切性。(iii)針對耐震能力不足之設備(例如：各廠氣渦輪發電機、核三廠柴油帶動輔助飼水泵等)，或 FLEX 設備，在地震前端樹或地震事件樹之救援不宜考量其效益。(iv)耐震度分析在原報告第五章僅有概要的說明及分析結果參數列表。更新報告時應有總結摘要報告；報告內容請依照土木結構、機械結構與設備進行分門別類，彙整相關耐震度分析報告之重要資訊(包括：對應之計算書報告、分析導則依據、重要輸入資料來源、分析評估程序，以及評估結果等)，將此總結摘要報告列為附錄，而各結構物、系統、組件之計算書則為附件。

針對上述複審意見，台電公司進一步答覆：(i)表 5-1 所列各項設備或結構物，均有對應之耐震能力評估報告，考量本案耐震能力報告數量多，依要求先將各電廠 SPRA 報告表 6-1 所示具潛在高風險顯著性且實際使用於風險量化的耐震評估報告送審，未送原能會審查之耐震能力評估報告，均屬具高耐震能力之設備或結構物，並未納入地震風險指標量化程序中，這些未參與風險量化的設備或結構物，經評估並未影響地震風險指標之量化結果。考量各電廠氣渦輪發電機系統儲油槽之耐震能力顯著低於廠外電源供應相關設備，因此本案送原能會審查之地震安全度評估模式，均未考慮其在地震下的風險效益。(ii)表 5-1 所列各項設備或結構物，均有對應之耐震能

力評估報告，考量本案耐震能力報告數量多，依要求先將各電廠 SPRA 報告表 6-1 所示，具潛在高風險顯著性且實際使用於風險量化的耐震評估報告送審，以核三廠為例，共有 21 份耐震能力評估報告送原能會進行審查，未送原能會審查之耐震能力評估報告，均屬具高耐震能力之設備或結構物，並未納入地震風險指標量化程序中，這些未參與風險量化的設備或結構物，經評估並未影響地震風險指標之量化結果。(iii)台電公司將依據 ASME PRA 標準之要求，建立符合電廠實際運轉狀況的 SPRA 模式，並以不確定度分析，揭露所引用參數對風險的影響程度，以使 SPRA 模式所提供的風險洞見，足以代表電廠實際狀況，並作為未來規畫抑低地震風險措施之依據。(iv)台電公司未來提送 SPRA 報告將依原能會審查意見辦理。

針對台電公司上開答覆說明，審查小組再進一步提出複審意見：未來提送 SPRA 更新版報告時，請一併提送具高耐震能力之設備或結構物之評估報告，以佐證相關評估屬實。

針對上述複審意見，台電公司進一步答覆：遵照辦理。經審視上述答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

3. 有關現場履勘議題，審查小組提出審查意見 RAI-I-04、RAI-I-05 及 RAI-I-18：(1)各核電廠已經執行過多次現場履勘，然會議簡報中指出本案現場履勘是依據 EPRI NP-6041-SL，是否有遵照 EPRI 1025286？以及所特別提到的新增/替換組件，及是否有包括用過燃料池(Spent Fuel Pool, SFP)及圍阻體完整性的系統？如何經由現場勘查分類出高耐震容量設備？請補充現場履勘之 SEWS 表單案例並簡要說明之(RAI-I-04&05)；(2)現場履勘時若發現材料老劣化或明顯與原設計不符時，其耐震力如何評估，請加以具體說明並於流程圖中補充。另於計算 SSCs 強度時是否考慮材齡自然老劣化因子，以及如何決定材料目前的強度？

針對上述審查意見，台電公司答覆：(1) EPRI NP-6041-SL 報告

為提供核能業者在執行 SPRA 或 SMA 評估時，進行現場履勘所需指引，並以各設備類別的特定條款(caveat)，作為判定潛在具耐震疑慮設備與結構物之依據。EPRI 1025286 報告則為因應 USNRC NTTF 2.3 之要求，提供業者進行設備與結構物設計基準驗證所需的程序指引，主要目的在於規範如何定義執行現場履勘範圍及抽樣方式。由於 NTTF 2.3 的目的僅為確認設備之現狀是否與設計資料相符，並非進行耐震能力評估，依據 EPRI 1025286 報告第 4 章有關現場勘查之要求，執行現場勘查人員必須依其經驗及所接受訓練等專業知識，以工程判斷的方式，由錨固、空間效應等方面定義可能發生現況與設計資料未能相符的設備，這些具有疑慮的設備，後續將再經由 EPRI 1025286 報告第 5 章所提供的指引，確認設備現況與設計資料的相符性。本案各電廠地震設備清單建立報告第 2.1 節提到，建立 SEL 之目的為建立一個能涵蓋潛在影響受評電廠地震風險之設備與結構物清單。由於 SPRA 所量化的風險指標包括源自於爐心燃料所引發的燃料受損發生頻率(Core Damage Frequency, CDF)，以及早期輻射大量外釋頻率(Large Early Release Frequency, LERF)，因此各廠 SEL 包含與維持圍阻體完整性之設備，但不須包含與維持用過燃料池內燃料完整性相關的設備與結構物。在進行現場勘查時，依據 EPRI NP-6041-SL 報告所提供之特定條款逐一確認，若有設備具備與特定條款相符的耐震疑慮特徵，則視為未能具備高耐震容量之設備，後續將透過耐震能力評估方式，確認實際耐震能力相關參數。以核三廠 A1EPH-E04 設備之 SEWS 表單為例，該設備適用 EPRI NP-6041-SL 中 MCC 之 SEWS 表單，其特定條款包含櫃體本身、電驛、錨固、地震空間效應等四類檢核內容，本案例由國外專業顧問組成之耐震審查團隊(Seismic Review Team, SRT)評估後，雖設備無潛在的地震空間效應，但其錨固與櫃體本身尚有待確認之特定條款，因此後續仍需進行耐震能力評估；(2)當現場勘查時發現與設計資料不

符、螺栓或錨固異常等狀況時，將通知電廠相關訊息，並由電廠維護與改善相關人員進行補強或更換等改善作業，在進行耐震能力評估時，則依據改善後的設備現況進行耐震能力相關參數之計算。另外，由於設備的老化效應已於環境驗證中有考量，且環境驗證優先於設備耐震驗證，因此在設備耐震度評估時一般不另外考慮設備老化效應。

針對台電公司對 RAI-I-04 及 RAI-I-05 之答覆說明，審查小組認為可以接受。針對 RAI-I-18 審查小組則進一步提出複審意見：有關材料老化或劣化不單指設備，尚包括其他 SSC。答覆中僅針對設備答覆並不完整。核電廠的 SSC 耐震能力與構造型式及材料強度等有關，因此實在看不出環境驗證與耐震驗證有何關聯，環境驗證又如何能確保耐震能力？

針對上開複審意見，台電公司答覆說明如下：核電廠設備在環境驗證時已針對其未來生命週期中可能遭遇最嚴峻之外在環境對設備造成之潛在影響進行驗證，並確保通過驗證之設備在其生命週期中其功能可正常運作，且在地震現場勘查期間，若有發現潛在劣化且足以影響 SSCs 錨固耐震能力之情形，亦將記錄於現場巡查表單中，並於後續設備錨固之耐震度評估計算中納入考量。

針對台電公司答覆說明，審查小組第三次提問：(i)材料老化或劣化不單指設備，尚包括其他 SSCs (含結構構件)。第一與第二次答覆文中僅針對設備錨固耐震能力答覆似乎並不完整。(ii)核電廠的 SSCs 耐震能力與構造型式及材料強度等有關，答覆文中請舉例具體說明環境驗證與 SSCs 耐震驗證之關聯性，及環境驗證如何確保耐震能力合於需求。

針對上開複審意見，台電公司第三次答覆：有關結構混凝土中值強度之評估無論是在 EPRI TR-103959 Sec. 6 或美國核能學會(US Nuclear Energy Institute) NEI 07-13 報告 Sec. 2.3.1 主要考量混凝土 28

天測試強度與混凝土齡期效應，此為目前國際間結構耐震度評估中混凝土中值強度的通案性作法，本計算書亦依據該導則決定其混凝土中值強度，並進而評估其不準度。然而有關混凝土老劣化情形，一般會由電廠相對應之程序書進行劣化管理。以核二廠為例，在程序書 173.7 中，即針對重要廠房結構製定期結構監測計畫，並將其劣化情況分類，針對各劣化類別評估其對結構之影響性，若劣化現象評估為不可接受且對結構會造成相當程度之影響時，則應採取相應之補強措施以確保結構之安全性，而針對可接受之劣化現象，將於後續之結構監測中持續追蹤管理，另外在進行耐震度評估之現場勘查時，若發現有混凝土老劣化狀況，將通知電廠相關訊息，並由電廠維護或改善相關人員納入上述結構監測計畫中進行劣化評估與管理。另外就設備而言，核電廠設備在環境驗證時已針對其未來生命週期中可能遭遇最嚴峻之外在環境對設備造成之潛在影響進行驗證，並確保通過驗證之設備在其生命週期中其功能可正常運作，且在地震現場勘查期間，若有發現潛在劣化且足以影響 SSCs 錨固耐震能力之情形，亦將記錄於現場巡查表單中，並於後續設備錨固之耐震度評估計算中納入考量。環境驗證之目的為確保安全相關設備於其生命週期內，除正常運轉條件外，亦考量其可能遭遇之異常環境下可正常發揮其安全功能，以電氣櫃為例，一般在放置於耐震測試平台驗證其耐震能力前，已針對其設備進行該環境驗證要求之處理因此耐震測試平台之驗證結果亦已反應設備在未來生命週期內之老劣化情形，故一般設備耐震度計算時，所引用之耐震測試報告結果已將老化效應與運轉環境造成之影響納入考量。經審視上述答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

4. 針對【核三廠現場勘查報告】，審查小組提出審查意見 RAI-I-17 及 RAI-I-19：(1)報告第 6 節，SSC 耐震評估分類中共有三個類別，其中是否顯著影響核電廠安全為重要分類指標之一，有關影響核電廠安

全之判斷原則為何？是否與安全停機路徑有關？請加以說明；(2)報告圖 6.1 之流程圖步驟 4 提到「在評估設備經過 SMA 計畫評估後是否屬於低耐震能力設備的過程中，考慮核三廠地震危害曲線，以年超越頻率大於每年 $1.0E-7$ 次作為評估的門檻值，所對應的地表加速度約為 $3.0g$ ，若依耐震能力通用數據所換算的設備 HCLPF 值約為 $1.0g$ 」。(i)請於報告書中以系統化的方式敘明本案耐震度分析與先前 SMA 分析結果之關聯性。是否以 SMA 之 HCLPF 值作為篩選設備之門檻？(ii)一般以 SMA 計算 HCLPF 值時需要設定評估基準地震力 (RLE)，其中，年超越頻率 $1.0E-7$ 與地表加速度 (PGA) $3.0g$ 是否為基準地震力，其選定之依據為何？(iii)而由 PGA 換算設備 HCLPF 值時，由於設備附著結構之動力放大效應，HCLPF 值一般會大於 PGA。但報告中之設備 HCLPF 值為 $1.0g$ 小於 PGA，其計算公式為何請說明。(iv)一般由 SMA 之 CDFM 方法所求得之 HCLPF 值亦可用以推算耐震度曲線，因此亦可比較耐震度分析與 SMA 分析結果之差異。

針對上述 2 項審查意見，台電公司答覆如下：(1)在定義設備與結構物是否顯著影響核電廠安全時，係以整體地震風險作為考量，評估時由熟悉各廠 PRA 模式之工程師，將因地震失效時會直接造成爐心燃料受損，或造成多重安全相關系統失效的設備與結構物，視為顯著影響核電廠安全，並非只限於 SMA 中所定義「安全停機路徑」涵蓋之設備與結構物；(2)台電公司在執行本案 SPRA 時，已先行完成各電廠地震餘裕評估工作，因此在進行 SPRA 所要求的耐震能力評估時，參考 SMA 所完成的耐震能力評估結果，作為定義具備高耐震能力設備與結構物之依據，對於在 SMA 中所評估 HCLPF 耐震容量接近或高於 $1.0g$ 之設備與結構物，將不再重新進行耐震評估工作，直接引用以 CDFM 方法所評估之 HCLPF 耐震容量，對於 SMA 所評估 HCLPF 耐震容量顯著低於 $1.0g$ 以及經評估具備高風險顯著性

的設備與結構物，則重新以細部耐震能力評估方式進行實際耐震容量與不確定性參數之計算。核三廠 SPRA 使用 HCLPF 耐震容量 1.0g，作為前述是否進行細部耐震能力評估之參考值，係經由廠址危害度曲線之年超越頻率 1E-7 之地表加速度推估而得，由於 CDFM 方法所評估之耐震能力相對保守，並考量核三廠因地震引發的爐心熔損發生頻率為每年 1E-5 之量級，因此使用前述年超越頻率 1E-7 之地表加速度所推估之評估參考值，預估將不會顯著影響地震風險指標 CDF 之量化結果。依據本案送原能會審查之核三廠地震安全度評估模式建立報告第 6 章之說明，在進行核三廠地震前端事件樹量化時，並未將 HCLPF 耐震容量大於 1.0g 之設備與結構物納入量化模型，此舉將會對所評估地震風險指標引入低估風險的不確定性，因此在該報告第 13.2.5 節中進行引用前述相關評估方法之風險指標不確定性評估，評估結果證實所低估的風險對整體分析結果沒有顯著影響。另外本報告 HCLPF 值 1.0g 指的是設備耐震能力換算至地表所相應之地表耐震能力(PGA)，非設備所在該樓層位置之耐震能力，其與 PGA 值 3.0g 之關聯為設備高信心低失效機率之耐震能力值與耐震能力中值之差異，而設備耐震能力中值一般都大於其 HCLPF 值。

針對上開 2 項意見答覆說明，審查小組進一步提問：(1)有關「評估時由熟悉個廠安全度評估(PRA)模式之工程師」之敘述似乎太過主觀及籠統，是否有較客觀的判定標準，請具體說明；(2)針對審查意見第(i)點之答覆，請補充說明採用 HCLPF 耐震容量 1.0g 作篩選門檻值之依據。審查意見第(ii)與(iii)點與地表加速度約為 3.0g 及以年超越頻率大於每年 1E-7 作為評估的門檻值有關，應詳細說明原因。第(iv)項審查意見則並未具體答覆。

針對上述 2 項複審意見，台電公司進一步答覆：(1)在定義設備與結構物是否顯著影響核電廠安全時，係以整體地震風險作為考量，依據個廠系統設計及廠內事件安全度評估模式，將因地震失效

時會直接造成爐心燃料受損，或造成多重安全相關系統失效的設備與結構物，視為顯著影響核電廠安全，並非只限於地震安全餘裕評估(SMA)中所定義「安全停機路徑」涵蓋之設備與結構物。(2)台電公司在執行本案 SPRA 時，已先行完成各電廠地震餘裕評估工作，因此在進行 SPRA 所要求的耐震能力評估時，參考 SMA 所完成的耐震能力評估結果，作為定義具備高耐震能力設備與結構物之依據，對於在 SMA 中所評估 HCLPF 耐震容量接近或高於 1.0g 之設備與結構物，將不再重新進行耐震評估工作，直接引用以 CDFM 方法所評估之結果，對於 SMA 所評估 HCLPF 耐震容量顯著低於 1.0g 以及經評估具備高風險顯著性的設備與結構物，則重新以細部耐震能力評估方式(separation of variables, SOV)進行實際設備與結構物耐震容量之計算，以避免較保守的耐震能力評估結果，影響 SPRA 所提供風險洞見之代表性，並符合 ASME PRA 標準中，有關分析方法與使用參數必須盡可能與實際現況相符合的要求。有關 HCLPF 耐震容量 1.0g 之分析假設，係以核三廠廠址危害曲線之年超越頻率 $1.0E-7$ 之地表加速度約為 3.0g 作為耐震能力中值，再依 EPRI 1025287 報告所提供之不確定性參數 β_R 及 β_U 通用值，推估 HCLPF 耐震容量約為 1.0g。由於以 HCLPF 耐震容量低於 1.0g 作為是否執行設備與結構細部耐震能力評估之參考值，屬於本案執行地震安全度評估之分析假設，因此本案在完成風險指標評估後，另以參數不確定性評估之方式，確認所定義的 HCLPF 耐震容量 1.0g，不會影響整體風險指標的評估結果。已依第二次審查意見列出 HCLPF 值小於 1.0g 之重要結構廠房之 SMA 與 SGH 公司耐震評估結果比對。由於 SMA 為以 CDFM 定論式評估方法進行 SSC 耐震能力評估，其評估結果主要用於檢核電廠安全停機路徑相關 SSC 耐震餘裕是否足夠，並針對耐震餘裕不足之 SSC 進行補強，而 SPRA 則以機率式評估方法進行 SSC 耐震評估，其結果主要用以決定 SSC 因地震事件下之失效機率，並作為 SPRA

量化分析之輸入，整體評估仍以最後量化結果(CDF 與 LERF)較具有實質意義，因此雖由 SMA 與 SPRA 計畫皆可得到相同 SSC 之震耐 HCLPF 值，但兩者在本質上與分析過程中仍有相當程度的差異。

針對 RAI-I-17 項審查意見，審查小組認為可以接受，而針對 RAI-I-19 項之答覆說明，審查小組進一步提出複審查意見：答覆文中「有關 HCLPF 耐震容量 1.0g 之分析假設，係以核三廠廠址危害曲線之年超越頻率 $1.0E-7$ 之地表加速度約為 3.0g 作為耐震能力中值，再依 EPRI 1025287 報告所提供之不確定性參數 β_R 及 β_U 通用值，推估 HCLPF 耐震容量約為 1.0g。」，請說明所採用之不確定性參數 β_R 及 β_U 之通用值為何？並將上述重要說明加入報告書中。請將第三次審查會議中之說明，加入答覆說明中。並請加註 HCLPF 耐震容量 1.0g 僅作為篩選之標準。

台電公司進一步提出答覆說明如下：在 EPRI 1025287 報告中敘明，因應 SPRA 需求之核電廠 SSCs 耐震度評估包含以定值式 CDFM 分析結果推估 SSCs 耐震度及分離變數(SOV)兩種分析方法。SOV 需針對評估過程中各項不準度分別計算，以 CDFM 推估 SSCs 耐震度之方法較為簡單且快速，且 SEL 中大多數 SSCs 非具地震風險顯著性，因此若將所有 SSCs 皆以較為複雜之 SOV 方法進行細部分析並無具體之效益，故 EPRI 1025287 報告 6.4 節中，提供不確定性參數通用值以作為定值式 CDFM 分析結果 HCLPF 耐震容量與耐震度評估中值 A_m 之轉換依據，其中不確定性參數通用值 β_R 為 0.24， β_U 為 0.26~0.38。本案於進行 SSCs 耐震能力評估時，於分析假設中參考核三廠地震危害分析結果，引用 SSCs 的 HCLPF 耐震容量 1.0g 作為篩選標準，將 HCLPF 耐震容量大於 1.0g 的 SSC 視為具備高耐震能力及低風險顯著性，並排除於後續風險指標量化模型之外，此舉將於風險指標評估量化結果引入不確定性，因此本案亦依據 ASME PRA 標準之要求，針對以 HCLPF 耐震容量 1.0g 作為耐震容量篩選標準之分

析假設，進行不確定度分析，分析結果顯示這些排除於量化模型外的高耐震能力 SSCs，並未顯著影響整體風險指標評估結果，且不影響依據量化結果所得之風險洞見。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

5. **審查小結：**有關現場耐震履勘及耐震設備清單之建立，台電公司已依據相關標準及導則之要求，由專業顧問組成之 SRT 團隊執行現場耐震履勘、篩濾並建立耐震設備清單，並考慮結構與設備老劣化效應以程序書加以管理。亦承諾未來提送 SPRA 更新版報告時，將一併提送具高耐震能力之設備或結構物之評估報告，以佐證相關評估屬實，故審查小組認為可接受。

(五) 兩機組差異性議題

1. 針對現場勘查及耐震設備清單之兩機組差異性相關議題，審查小組提出 RAI-I-08、RAI-I-31 及 RAI-I-35 等 3 項審查意見：(1)請重點說明各廠可能的雙機組差異；(2)各廠之 SMA 分別於 103 至 104 年間完成，距今有段時間，請說明結構老劣化對兩部機組差異之影響。請補充各廠兩部機組現場照片(核一：125V DC MCC；核二：爐心隔離冷卻(Reactor Core Isolation Cooling, RCIC)泵及 RCIC 汽機；核三：蓄壓槽及輔助飼水 S 泵室空調)，以提供比對及佐證無顯著劣化及空間效應影響；(3) 本報告結論雖然指出兩部機組無差異，但除現場巡查之外也應該檢視 DCR 紀錄，以確認 SPRA 的評估範疇是否存在差異。

針對上述 3 項審查意見，台電公司分別答覆說明如下：(1)核一、二、三廠 SPRA 模式評估方法主要包含地震危害評估、耐震能力評估以及事故序列分析等三個分析流程，其中主要會因兩機組差異而有較顯著影響的為設備耐震能力評估。雖然各廠兩部機組設備在設計上一致，但現場劣化情形與空間效應的不同，將會影響不同機

組設備耐震能力評估的結果，因此有關各廠兩機組設備在耐震能力上的差異，將取決於各廠兩機組現場巡查結果是否一致。在核一、二、三廠兩機組地震風險差異分析報告中，考量 SMA 計畫已分別針對各廠兩部機進行現場巡查，並於報告內以「未發現兩部機有顯著差異」為結論，基於 SMA 計畫的執行成果，因此有關各廠兩機組設備耐震能力差異之分析範圍僅針對未列於 SMA 計畫但於原 SPRA 模式中有所納入考量之地震設備清單進行分析，可定義出須進行補充現場巡查以確認兩機組差異的在核一、二廠為 RCIC 系統，核三廠為蓄壓槽安全注水與汽機驅動之輔助飼水系統，其現場巡查結果顯示前述分析範圍內之現場設備皆無發現顯著劣化導致影響耐震能力及空間效應等情況，因此在風險評估量化的考量上，核一、二、三廠兩機組設備的耐震能力評估結果並無顯著差異；(2) 考量核一廠 SMA 計畫已針對兩部機進行現場勘查，並於報告內以“未發現兩部機有顯著差異”為結論，基於 SMA 計畫的執行成果，本次補充現場巡查僅針對未列於 SMA 計畫但於原 SPRA 計畫中有所納入考量之 SEL 進行現場勘查。由於 SMA 計畫中除安全停機第一線系統之外，支援系統也納入該計畫分析範圍內，包含交流電系統、直流電系統、緊急循環水系統、緊急冷卻水系統、空調系統等，考量 SPRA 計畫中與 RCIC 有關的支援系統已涵蓋於 SMA 計畫分析範圍內，因此核一廠 125V DC MCC 將不需納入本次補充巡查 SEL 中。有關核二、三廠兩部機組之現場巡查結果顯示上述設備現場錨固狀態皆無顯著劣化，請參見現場巡查照片；(3) 在 SPRA 的評估範疇中，屬 SMA 範圍內經評估不符合 RLE 之設備，皆已針對兩部機進行補強，因此無兩部機因設計變更不同而有耐震能力上的差異。另外有關 SMA 範圍外的設備，在核一、二主要為 RCIC 系統，核三為蓄壓槽注水(ACC)與輔助飼水系統(AFW)，下表為整理各廠歷年與前述系統有關之 DCR。經查核一、二、三廠與上述系統有關之 DCR 總數分別 44 項、16 項、123

項，其中核一、二、三廠與耐震評估有關的分別為 4 項、2 項、18 項，主要內容為管路支撐設計或材質變更，然而這些 DCR 於兩部機組皆有改善，因此並無僅針對一部機組進行設計變更而造成兩部機組耐震能力差異的情形。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

2. 針對兩機組輸入地震動及 RCIC 之差異性等相關議題，審查小組另提出 RAI-I-30、RAI-I-33 及 RAI-I-34 等 3 項審查意見：(1)報告第 3 頁提及”所定義之地震危害評估基準點皆為反應器廠房”，請問是指反應器廠房哪裡？根據 RG1.208，由機率式地震危害分析(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)所計算得到的 UHRS 通常會選在一個相對堅硬的通用岩盤(generic rock)，以讓 PSHA 研究所引用的 GMPE 都可以適用。然後再透過地盤反應分析將震波由通用岩盤的位置算至各安全相關廠房基礎位置。由於各廠房屋落位置不同，岩土層的材料性質及分佈剖面也有所不同，因此不同機組的地震動強度可能不同，此外震波的不連貫性(Seismic Wave Incoherence)應加以嚴格檢視評估。請台電公司針對此點清楚論述；(2) 由於當年核一、二廠 SMA 並未納入 RCIC 系統，因此為了瞭解兩部機組 RCIC 是否差異應更為謹慎。除了現場巡查排除現場狀況與劣化情況差異之外，請台電公司針對核二廠兩部機組 RCIC 歷來相關請修與維護紀錄等進行比對，進一步佐證兩部機組 RCIC 無顯著差異；(3) 報告第 17 頁表格 4.2 所列，請補充說明篩濾準則以增進報告的可讀性。

針對上開 3 項審查意見，台電公司答覆說明分別如下：(1)本案所引用之地震危害分析報告已考量每個電廠現有兩部機組，故 UHRS 分析的基準點採用各廠反應器廠房中間位置做為代表，另外廠房基礎下方 30 公尺之土壤剪力波速(V_{s30})以各廠補充地質調查於廠區內各鑽孔位置(鑽孔分布範圍涵蓋二部機組)之平均值代表該廠區範圍內之平均土壤參數進行計算，因此所求得之反應器廠房基礎地

震反應非僅適用於單一機組；(2)經查核二廠歷年與 RCIC 系統有關之請修與維護紀錄共 59 件，經整理與 SPRA 中 RCIC 地震設備清單有關之設備維修紀錄，共 24 件，其中主要原因為閥洩漏、汽機設備運轉或測試異常、儀控指示異常等與設備正常運轉效能有關之維修，並無與設備現場錨固或支撐劣化影響設備耐震能力之維修，因此就設備請修與維護而言，兩部機組 RCIC 的設備在耐震上並無顯著差異性；(3)設備耐震容量現場勘查主要目的，在於根據過去地震經驗，保守的確認那些設備具高耐震度，而經評估符合 EPRI-NP 6041-SL 中所有篩濾特定條款，無須進一步評估者，則歸類於高耐震容量設備，即可進行篩濾。在本次 RCIC 地震補充現場巡查清單中，主要為閥類、管線類及水平泵類等共 36 個項目，其中大多數的設備屬閥類與管線類，且經評估皆符合 EPRI-NP 6041-SL 中所有篩濾特定條款(設備特定條款、空間效應交互影響條款等)，屬於高耐震容量設備，且於現場勘查中並無發現現場有劣化導致與設計資料不符，因此這類設備可篩濾於 SPRA 模式中。另外依據美國 NEI 報告” Criterion for Capacity-based Selection of SSCs for Performing Fragility Analysis in a Seismic Risk-based Evaluation” 將 SEL 中 SSCs 分為三個類別，其中有關閥類與管路系統皆屬於本固抗震(Inherently Rugged)類，該類設備在地震事件下的失效機率相當低，因此被歸類為高耐量容量的管線與閥類，皆可篩濾於 SPRA 模式中且不影響總體風險評估結果。

針對台電公司上開答覆說明，審查小組進一步提出複審意見：
(1)請補充說明目前 UHRS 所定義的高程位置，以及震波的不連貫性對兩機組的影響；(2)請將前述答覆酌予納入報告本文適當章節位置之增補修訂；(3)請將前述答覆酌予納入報告本文適當章節位置之增補修訂，並另請針對美國 NEI 報告” Criterion for Capacity-based Selection of SSCs for Performing Fragility Analysis in a Seismic Risk-based Evaluation” ，說明本案執行時，採參及未採參之內容。

針對上開 3 項複審查意見，台電公司進一步答覆說明如下：(1)核一、二、三廠所引用之 UHRS 其高程位置皆定義為反應器廠房基礎面延伸岩層露頭面，另外震波的不連貫性在 SSC 耐震度評估中主要考量對於單一廠房其基礎較大之結構，其基礎平面位置的兩個角落之地震波傳遞到達時間不同，將使整體結構反應在高頻範圍有下降的現象，並非針對不同機組造成之影響；(2)將針對原能會建議將回覆內容修訂於【核一、二、三廠兩機組地震風險差異分析報告】中（註：已提修訂報告）；(3)(i)將針對原能會建議將回覆內容修訂於【核一、二、三廠兩機組地震風險差異分析報告】中。（註：已提修訂報告）(ii)本案在進行耐震能力篩濾分析時，若其設備屬於該 NEI 報告中定義之耐震能力相當高的設備(inherently rugged SSCs)，則可逕行篩濾，另外非屬耐震能力相當高的設備，則依據 RAI-I-19 回覆中所述之以風險基礎下進行之篩濾分析。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

3. 針對 RCIC 相關儀控系統不須列入的理由，審查小組亦提出 RAI-I-32 項審查意見：報告第 7~8 頁僅針對 RCIC 相關閥類、水平泵、空調設備、熱交換器、管路系統等五個類別，列出待巡查 SSCs。惟 RCIC 相關儀控故障，是否也有可能導致設備不可用，故請補充說明 RCIC 相關儀控系統不須列入的理由或補充儀控設備的巡查結果，確認安全。

針對上開審查意見，台電公司答覆說明：RCIC 儀控系統有關的設備主要為直接裝設在管路上或儀控架上的傳送器，由於這類設備的自重很輕，其因地震產生的慣性力也因此不高，導致這類型設備相較於其他電廠主要 SSCs 而言，具有相當高耐震能力，進而可篩濾於地震清單中，而地震現場巡查工作將著重於耐震能力較弱的設備中。

審查小組進一步分別提出複審查意見：核二廠輔機廠房一樓廊

道現場 RCIC 儀器架(編號 1S-003 盤與 2S-003 盤)是否應該納入耐震度評估，或請提出 RCIC 儀器架耐震能力證明文件，請補充說明。

針對上開複審查意見，台電公司進一步答覆說明：在 SEL 建置時與 RCIC 儀控系統相關設備，另外納入其他安全功能中，其中主要可分為控制室內的設備與控制室外的設備，而屬於控制室內的儀控設備皆屬 SMA 分析範圍，因此其耐震能力於兩機組並無顯著差異，另外控制室外的儀控架 1S-003 與 2S-003，由於兩部機該儀控架皆位於輔助廠房-40 呎樓層，且錨固方式皆為填塞鐸，又依據 SMA 有關核二廠儀器架耐震評估計算書中，該樓層同類型且同為填塞鐸之儀控架其耐震能力介於 2.9g~4.4g，具相當高的耐震能力，因此未納入兩部機差異分析中，但未來在 SPRA 更新時，考量 SEL 完整性，有關儀控架等儀控設備將一併納入 SEL 中。

針對上述答覆說明，審查小組又進一步分別提出複審查意見：同意核二廠輔機廠房一樓廊道現場 RCIC 儀器架(編號 1S-003 盤與 2S-003 盤)於現階段援引其他類似型式儀器架耐震能力之計算，但需注意現場儀器架的實體錨定狀況，請補充說明 RCIC 儀器架(編號 1S-003 盤與 2S-003 盤)現場巡查之查對結果與原設計圖之比對。

針對上開複審查意見，台電公司進一步答覆說明：現階段有關 RCIC 儀器架(編號 1S-003 盤與 2S-003 盤)之現場實體錨定狀況確認，因應審查意見，本案已於 108 年 7 月中旬，針對前述儀器架現場錨固狀況進行確認，除針對兩部機錨固狀況差異性、現場錨固劣化情形進行檢核外，亦進行現場錨固與原設計圖之比對工作，巡查比對結果經評估顯示兩機組 RCIC 儀器架現場皆以填塞鐸進行錨固，所有填塞鐸孔皆已鐸接，其現場錨固型式皆與原設計圖一致，另錨固狀態皆無顯著劣化或有缺鐸道之情形，另外未來在 SPRA 更新時，考量 SEL 完整性，有關上述儀控架將納入 SEL 中，並一併進行耐震現場巡查工作。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以**

接受。

4. **審查小結：**有關兩機組差異性議題，台電公司已進行兩部機組地震風險差異性之系統化評估，就整個 SPRA 風險評估流程重新檢視，並已確認各廠兩機組設備耐震能力評估結果一致，且在 SPRA 評估過程地震危害度分析與事故序列分析結果並無因兩機組而有顯著差異，台電公司亦承諾未來在 SPRA 更新時，考量 SEL 完整性，有關 RCIC 儀控架將納入 SEL 中，並一併進行耐震現場巡查工作，因此審查小組認為可以接受。

(六) 結構耐震度計算方法議題

1. 有關結構耐震度計算方法及參數更新相關議題，審查小組提出 RAI-I-06 及 RAI-I-07 等兩項審查意見：(1)在耐震度計算分析方面，請簡要說明是使用 CDFM 方法還是分離變數法；(2)各廠已經執行過多次耐震度計算分析，絕大多數 SSCs 之前已有計算成果。此次是完全重新計算，還是根據之前既有的分析修正該 SSC 的部分安全因子？

針對上述 2 項審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)台電公司在執行本案 SPRA 時，已先行完成各電廠地震餘裕評估工作，因此在進行 SPRA 所要求的耐震能力評估時，參考 SMA 所完成的耐震能力評估結果，作為定義具備高耐震能力設備與結構物之依據，對於在 SMA 中所評估 HCLPF 耐震容量接近或高於 1.0g 之設備與結構物，將不再重新進行耐震評估工作，直接引用以 CDFM 方法所評估之結果，對於 SMA 所評估 HCLPF 耐震容量顯著低於 1.0g 以及經評估具備高風險顯著性的設備與結構物，則重新以分離變數法進行實際耐震容量與不確定性參數之計算，以避免較保守的耐震能力評估結果，影響 SPRA 所提供風險洞見之代表性，並符合 ASME PRA 標準中，有關分析方法與使用參數必須盡可能與實際現況相符合的要求；(2)核一、二、三廠前次完成的 SPRA 模式，為在 1990 年代因應

安全度評估(PRA)模式活態化計畫，距今已有超過 20 年未針對耐震能力評估進行更新，考量目前業界對於核能電廠設備與結構物耐震能力的分析方法與相關規範，均於 1990 年後陸續發表，因此近期所完成之 SMA 及本案 SPRA 所涉及之耐震能力評估，均以目前業界引用之方法與參數，重新進行所有耐震能力相關參數之評估。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

2. 有關結構耐震度計算方法及參數更新相關議題，審查小組另提出 RAI-I-10、RAI-I-14、RAI-I-26 及 RAI-I-27 等 4 項審查意見，綜合成 3 項說明如下：(1)結構反應係數和設備反應係數各有其隨機和知識不確定性，在估算設備的耐震度時，假設此兩個反應係數為統計獨立來整合標準差，如何確認統計獨立的假設？若此兩個反應係數為低度正相關時，設備耐震度的提昇程度為何？(2)本報告之耐震度分析採用 1994 年 EPRI TR-103959 報告之方法，而不是較新的 EPRI 1002988 報告之方法，請說明原因，並敘明報告中採用新舊方法的部份。另 EPRI 3002000709 技術報告中提供較新的耐震度曲線參數即：中值(A_m)、隨機不準度(β_r)與知識不準度(β_u)，是否用於參考比對計算之結果；(3)請各以一分析例及測試例說明設備耐震度之計算，以及與 EPRI 3002004396 導則之差異性。並請提供本案與之前耐震度分析結果列表，並擇要說明差異(RAI-I-26&27)。

針對上述審查意見，台電公司分別答覆如下：(1)在 EPRI TR-103959 中，其設備耐震度模型定義為雙對數常態分佈曲線，並以中值(A_m)、隨機不準度(β_r)與知識不準度(β_u)決定其設備失效之耐震度曲線，而設備耐震能力中值為其所考量各項參數中值之乘積，相應設備耐震能力中值之對數標準差的平方為其各參數中值對應之對數標準差的平方總和，其原因為對數常態分佈的特性，非考量各參數中值間之獨立與相依性；(2)在 2002 年 EPRI 1002988 技術報告中，主要內容為彙整在個廠廠外事件檢查(Individual Plant Examination of

External Events, IPEEE)專案期間美國各電廠之提交內容，並討論所使用耐震度評估方法與 PRA 標準之技術要項符合等級之間的相符性(CC-1 至 CC-3)，該報告亦總結以 EPRI TR-103959 之方法論進行耐震度評估為最具通案性且符合多數 PRA 標準之技術要項，因此本案在評估耐震度時，整體主要分析流程及方法論仍以 EPRI TR-103959 為主，另外 2009 年 EPRI 出版之耐震度評估更新報告 EPRI 1019200，其相關更新內容皆有納入本案耐震度評估計算書中。另外在 EPRI 3002000709 中，主要內容為整個 SPRA 的評估導則，與耐震度的評估方法相關內容為第四章，其中僅提供分析流程通案性說明及須考量的各項參數，並未針對各項參數說明其給定範圍或細部評估方式，因此於該章節亦提供進行耐震度評估可參考的技術報告，而 EPRI TR-103959 亦為其中一份參考文件，且其評估時考量的各項參數皆與 EPRI 3002000709 第四章內容相同；(3) (i)依原能會審查意見辦理，將於第二次審查會議中簡報說明。(ii)核一、二、三廠前次完成的地震安全度評估(SPRA)模式，為在 1990 年代因應安全度評估(PRA)模式活態化之計畫，距今已有超過 20 年未針對耐震能力評估進行更新，考量目前業界對於核能電廠設備與結構物耐震能力的分析方法與相關規範，均於 1990 年後陸續發表，且核一、二、三廠已依據 SMA 之結果，進行許多耐震補強工作，因此本案所執行之耐震能力評估結果，在整體分析理論方法上並無顯著差異，但在評估過程中所引用數據與參數，以及所評估設備現況則有較顯著之差異。

針對上開答覆說明，審查小組進一步提出第二次審查意見：(1) (i)精準而言，設備耐震能力由各項參數的乘積所組成，此即 SOV 的精神，這些參數皆視為隨機變數。對數常態分佈可由中值和對數標準差來定義，在各項參數皆為對數常態分佈的假設下，設備耐震能力依然是對數常態分佈。隨機不準度描述各項參數本身的隨機不確定性，知識不準度描述各項參數中值的估計不確定性。各項參數中

值的估計誤差也是隨機變數，為了方便也假設是對數常態分佈，而且與對應參數統計獨立。統計獨立的對數常態隨機變數的乘積也是對數常態分佈，其中值為各隨機變數中值的乘積，其對數標準差的平方為各隨機變數之對數標準差的平方總和。(ii)就單一參數而言，中值的估計若是滿足不偏性，估計誤差的中值就是 1。因此，考慮了中值的估計誤差之後，參數的中值依舊是那個估計值(A_m)，但對數標準差的平方為隨機不準度(β_r)的平方加上知識不準度(β_u)的平方。(iii)因為設備耐震能力為各項參數的乘積，故中值為各隨機變數中值的乘積，但除非各項參數為統計獨立，否則設備耐震能力之對數標準差的平方就不是各項參數之對數標準差的平方總和。(iv)一般而言，各項參數與中值的估計誤差為統計獨立，但各項參數彼此不一定統計獨立，此項審查意見仍針對後者提問；(2)請將答覆內容加入報告書中。另則，有關耐震度評估更新報告 EPRI 1019200，計算書中若有引用新報告之內容應加以註明；(3)請依照技術審查會議委員之意見修訂簡報，並提交本會。

針對上開 3 項複審意見，台電公司進一步答覆說明如下：(1)在設備耐震度計算中，設備反應因子的組成包含設備頻率、設備阻尼、設備組態組合、設備地震輸入分量組合，這些參數控制了由地表地震輸入傳遞及透過廠房結構物放大至設備所在位置之設備反應，且這些參數一般而言在美國業界均假設與結構反應彼此互相獨立，另外在模擬廠房結構之動力反應時，其結構物與裝設於結構上之主要設備及附屬系統將以質量與相對勁度計算之頻率來決定是否須納入整體結構之動力分析模型中，然而一般而言，在核電廠中錨固於廠房結構之設備其質量與相對勁度均較整體結構要小很多，因此在分析時一般在實務上核電廠 SSCs 耐震度評估都視結構反應與設備反應為統計獨立。誠如審查意見所言，在精準的考量下，各項參數間的相依性可能會影響其評估結果，然而參數間的相依性在工程

分析實務上難以準確評估其相依程度，因此 EPRI 於 1994 年發行 EPRI TR-103959 耐震度評估方法論，以分離變數法的精神，定義出各項足以影響耐震度評估中值安全因子與不準度參數，以統計獨立的方式進行合併，最後以雙對數常態分佈模型求得其核電廠 SSCs 在地震下之失效機率，該方法論受 USNRC 認可使用，並於美國業界廣泛應用於評估核電廠 SSCs 之耐震度，而在 SPRA 中有關其重要 SSCs 之耐震度評估亦引用該方法論進行評估；(2)本次提報原能會有關耐震度計算書有引用到耐震度評估更新報告 EPRI 1019200 之計算書為 17 本，而這 17 本計算書中於封面、內文或參考資料等處皆已註明引用之 EPRI 1019200 報告；(3)已依審查意見修訂簡報，並附於本次 RAI 回覆之補充資料中。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

3. 有關結構耐震度計算時，鋼筋混凝土老劣化之考量、引用之規範等議題，審查小組提出 RAI-II-12、RAI-II-14、RAI-II-15、RAI-II-23 等 4 項審查意見：(1)於計算混凝土與鋼筋強度之中值時，皆使用混凝土之設計強度再乘上強度增加因子，但皆未考量材料現況之實際強度。請補充說明於決定材料強度中值時如何考量材料因材齡老化之折減因子？是否可能採用經實際採樣之現值，或使用文獻中之老化模型？尤其我國三座核電廠皆位於海邊，環境較一般建物不同；(2)於計算核電廠中 RC 構造物之耐震容量時，常採用 EPRI TR-103959 中所提到之 ACI 規範公式以計算 RC 構件之強度，其中 ACI 規範之年份為何？與新規範有何差異？(3)於計算安全因子時，參考地震力 (A_{REF})為何不直接採用 SSE，而是採用 $mean\ 10^{-4}\ UHRS$ 之地震力？如此，則需要多一道程序，將各構件已知之 SSE 地震力需求以調整因子調整至 $mean\ 10^{-4}\ UHRS$ 之地震力需求；(4) 1994 年 EPRI TR-103959 報告出版後已有更新報告，請台電公司說明後續更新之狀況，及本案採取之因應作法。

針對上開 4 項審查意見，台電公司答覆說明分別如下：(1)核電廠設備在環境驗證時已針對其未來生命週期中可能遭遇最嚴峻之外在環境對設備造成之潛在影響進行驗證，並確保通過驗證之設備在其生命週期中其功能可正常運作，且在地震現場勘查期間，若有發現潛在劣化且足以影響 SSCs 錨固耐震能力之情形，亦將記錄於現場巡查表單中，並於後續設備錨固之耐震度評估計算中納入考量；(2)一般而言，核電廠中大多安全相關廠房結構為鋼筋混凝土剪力牆結構，這類型結構主要由剪力牆與樓版抵抗其地震側向力，其剪力牆的高長比一般都小於 2，如 EPRI TR-103959 圖 3-6 所示，剪力牆之對角剪力強度依據 ACI 公式計算之結果較實際剪力牆實驗結果要保守許多，因此在 EPRI TR-103959 中，其剪力牆之中值對角剪力強度一般係引用 Barda 方程式去反應剪力牆之真實強度；(3)若直接由 SSE 之耐震需求來求強度因子，則需額外考慮一項修正因子去反應 SSE 之耐震需求至 RE 之耐震需求(i.e., mean $1.0E-4$ UHRS)的差異，在早期 SPRA 中，此修正因子一般考慮於結構反應因子內之反應譜形因子，此作法主要依據 RE 與 SSE 設計地震動比值去縮放 SSE 耐震需求以求得 RE 耐震需求，主要應用在無 RE 等級之樓層反應譜的分析案例中。然而本案 SPRA 計畫中之三個核電廠，在耐震度評估已有相應於場址特有 UHRS 之真實樓層反應譜(亦考量結構物埋入地表下及 SSI 效應)，因此相較於上述之縮放方法，本案依據場址特有之樓層反應譜可求得更真實關鍵結構構件之耐震需求；(4)台電公司於第一階段 SPRA 中所進行的設備及結構物耐震度評估，係依據 EPRI TR-103959 之方法論進行，評估時可大致區分為結構與設備兩大類別，但在定義破壞模式與評估安全因子時則必須考慮應力計算結果、錨固方式、耐震測試方法、耐震測試結果等許多與設計細節相關重要因素，以確認主要破壞失效模式與後續分析內容；EPRI 1019200 為 2009 年 EPRI 出版之耐震度評估更新報告，其相關更新內容皆有納入

本案耐震度評估計算書中。另外 EPRI 於 2018 年 9 月發行之 EPRI 3002012994 報告，其內容主要整合自 1994 年以來與耐震度評估相關之技術報告，該報告亦為目前最新之耐震度評估技術報告，且美國業界已陸續依據該報告進行核電廠耐震度評估，唯該報告目前尚未受到 NRC 認可，因此未來若該報告受到 NRC 認可使用後，後續於 SPRA 更新時，其耐震度評估將引用該報告進行更新。

針對上開 RAI-II-14、RAI-II-15 及 RAI-II-23 等 3 項答覆說明，審查小組認為可以接受，惟針對 RAI-II-12 項答覆說明，審查小組進一步提出複審查意見：(i)本項審查意見原旨之材料老化或劣化不單指設備，尚包括其他 SSCs (含結構構件)。答覆文中僅針對設備錨固耐震能力答覆並不完整。(ii)核電廠的 SSCs 耐震能力與構造型式及材料強度等有關，請舉例具體說明環境驗證與 SSCs 耐震驗證之關聯性，及環境驗證如何確保耐震能力合於需求。

針對上開複審意見，台電公司進一步答覆說明如下：有關結構混凝土中值強度之評估無論是在 EPRI TR-103959 第 6 節或 NEI07-13 第 2.3.1 小節主要考量混凝土 28 天測試強度與混凝土齡期效應，此為目前國際間結構耐震度評估中混凝土中值強度的通案性作法，本計算書亦依據該導則決定其混凝土中值強度，並進而評估其不準度，然而有關混凝土老劣化情形，一般會由電廠相應之程序書進行劣化管理。以核二廠為例，在程序書 173.7「維護法規結構檢查及檢測」中，即針對重要廠房結構製定期結構監測計畫，並將其劣化情況分類，針對各劣化類別評估其對結構之影響性，若劣化現象評估為不可接受且對結構會造成相當程度之影響時，則應採取相應之補強措施以確保結構之安全性，而針對可接受之劣化現象，將於後續之結構監測中持續追蹤管理，另外在進行耐震度評估之現場勘查時，若發現有混凝土老劣化狀況，將通知電廠相關訊息，並由電廠維護與改善相關人員納入上述結構監測計畫中進行劣化評估與管理。另

外就設備而言，核電廠設備在環境驗證時已針對其未來生命週期中可能遭遇最嚴峻之外在環境對設備造成之潛在影響進行驗證，並確保通過驗證之設備在其生命週期中其功能可正常運作，且在地震現場勘查期間，若有發現潛在劣化且足以影響 SSCs 錨固耐震能力之情形，亦將記錄於現場巡查表單中，並於後續設備錨固之耐震度評估計算中納入考量。環境驗證之目的為確保安全相關設備於其生命週期內除正常運轉條件外，亦考量其可能遭遇之異常環境下可正常發揮其安全功能，以電氣櫃為例，一般在放置於耐震測試平台驗證其耐震能力前，已針對其設備進行該環境驗證要求之處理，因此耐震測試平台之驗證結果亦已反應設備在未來生命週期內之老劣化情形，故一般設備耐震度計算時，所引用之耐震測試報告結果已將老化效應與運轉環境造成之影響納入考量。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

4. **審查小結：**本案在進行耐震度評估時，整體主要分析流程及方法論以 1994 年 EPRI 相關報告為主，另外將 2009 年出版之耐震度評估更新報告之內容已納入本案評估計算書中。考量工程分析實務可行性，各項參數均假設與結構反應彼此互相統計獨立，該方法論之假設已受美國核能管制單位 NRC 認可，並於美國業界廣泛應用於評估核電廠之耐震度分析。此外，台電公司亦承諾後續於 SPRA 更新時，其耐震度評估將引用最新 EPRI 報告進行更新。因此，有關結構耐震度計算方法論及分析流程，**審查小組認為可以接受。**

(七) 廠房結構耐震度評估報告議題

1. 針對核二廠第 5 台柴油發電機廠房耐震度評估報告，審查小組提出審查意見 RAI-I-23：報告中是利用相對勁度來分配側向地震力至各剪力牆，但一樓無論在東西向或南北向的剪力牆並不連續，這樣的分配是否合理正確？

針對上開審查意見，台電公司答覆說明：報告中相關剪力牆強度為依據 EPRI TR-103959 之分析方法進行評估，其中在地震力分配中，僅保守將完整無開口之剪力牆納入強度計算，並以強度因子最小的剪力牆區塊決定主要中值耐震度，其評估流程參照 EPRI TR-103959 第 6 章之分析案例進行評估，另外分析中有關構件材質、引用公式、地震力合併等因素所產生之不準度乃依據 EPRI TR-103959 之建議值給定。針對上述答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

2. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告，審查小組共提出 RAI-II-05~09 等 5 項審查意見，其中 RAI-II-07 及 RAI-II-09 等兩項意見為有關剪力牆安全係數及使用之地震力，分述如下：(1)在計算書中，剪力牆 AK 的初步分析由撓曲剪力的安全係數 1.15 控制，因低於對角剪力的安全係數 1.61 之故，為何剪力牆 AK 的詳細分析造成撓曲剪力的安全係數提昇至 1.57，而對角剪力的安全係數依然不變？抗剪面積沒有增加嗎？(2)同樣是 1 萬年回歸期的 UHRS，為何「編號：128192-CA-097 計算書」的圖 6 和「編號：128192-CA-133 計算書」的圖 7 不一樣？

針對上開 2 項審查意見，台電公司答覆說明分別如下：(1)剪力牆 AK 在初步分析時並不考慮與主牆體橫向交會處翼牆之有效斷面強度，其強度因子由撓曲強度控制(初步分析之對角剪力強度為 34601.84 kips 大於撓曲剪力強度 24634.92 kips，詳計算書第 20~21 頁)，其計算結果為 1.15，然而翼牆有效斷面中之鋼筋會增加整體剪力牆 AK 之撓曲強度，因此經細部評估後其撓曲強度因子計算結果為 1.57，由於對角剪力強度評估公式中，其強度主要由牆面內方向之高長比決定，因此相較於撓曲強度而言，其翼牆斷面之鋼筋與斷面積對於對角剪力強度並無明顯增加；(2)「編號：128192-CA-097 計算書」的圖 6 和「編號：128192-CA-133 計算書」的圖 7 雖同為 1 萬年回歸期的 UHRS，而「編號：128192-CA-097 計算書」為引用核二廠

PSHA 之結果，其 PGA 為 0.71g，「編號：128192-CA-133 計算書」為引用核三廠 PSHA 之結果，其 PGA 為 1.03g，兩份計算書評估標的為不同廠址之 SSC，因此在分析時引用之 UHRS 亦不同。針對上開台電公司之答覆說明，**審查小組認為可以接受。**

3. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告，審查小組提出 RAI-II-05 審查意見：在「編號：128192-CA-097 計算書」中，表 5 的基底剪力和基底傾倒力矩之調整請依表 3 的樓層比例係數對樓層剪力和樓層傾倒力矩調整後的累計值檢核之。

針對上開審查意見，台電公司答覆說明分別如下：本案例針對關鍵剪力牆 AK 其基底剪力和基底傾倒力矩依各樓層比例係數進行調整，其結果顯示依各樓層比例係數調整後其剪力牆 AK 之基底剪力為 21,666 kips，高於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底剪力 (21,505 kips) 約 0.75%，兩者無明顯差異，另外調整後的基底傾倒力矩為 1,480,567 kip-ft，低於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底傾倒力矩 (1,569,111 kip-ft) 約 5.64%，所得之基底傾倒力矩仍較為保守，因此在計算書中針對關鍵剪力牆 AK 之基底剪力和基底傾倒力矩之評估結果仍為合理。

而針對上開答覆說明，審查小組進一步提出第二次審查意見：為何此處 SSE 的傾倒力矩為 1461057 kip-ft，而原始表 5 中 SSE 的傾倒力矩為 1439551 kip-ft？此外，請額外說明第一個表中的 SSE 剪力耐震需求如何求得？是以表 2 的 SRSS 計算得之嗎？無論是振態或方向的組合，也無論是何種組合律，基本原則是最後才採用組合律，不能先用 SRSS 組合兩方向的反應值，再推算其它反應值。剪力牆 AK 的基底剪力和基底傾倒力矩宜再檢核。

針對上開複審意見，台電公司第二次答覆說明如下：(1) 有關此處 SSE 等級之傾倒力矩與表 5 之差異約 1.5%，其原因為此處之傾倒力矩為直接依樓層總剪力(南北與東西向以 SRSS 方式組合)與樓層高

度計算而得，而表 5 之傾倒力矩為引用美國貝泰公司計「編號：C17E1.1-7.2 計算書」(表單 259)之應力分析結果，其計算方式分別以南北與東西向地震輸入造成之傾倒力矩再以 SRSS 方式組合，此為兩者差異約 1.5%之原因，另外此處第一個表中的 SSE 剪力耐震需求為引用美國貝泰公司「算書編號：C17E1.1-7.2」(表單 259~269)之應力分析結果。另依據審查意見，分別計算南北與東西向之反應值，最後才採用 SRSS 進行不同方向之組合，並重新針對剪力牆 AK 的基底剪力和基底傾倒力矩進行檢核，其檢核結果顯示依各樓層比例係數調整後其剪力牆 AK 之基底剪力為 21,928 kips，高於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底剪力(21,505 kips)約 2.0%，兩者無明顯差異，另外調整後的基底傾倒力矩為 1,498,490 kip-ft，低於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底傾倒力矩(1,569,111 kip-ft)約 4.5%，所得之基底傾倒力矩仍較為保守，因此依審查意見重新檢核，其在計算書中針對關鍵剪力牆 AK 之基底剪力和基底傾倒力矩之評估結果仍為合理。

針對上述答覆說明，審查小組進一步提出第三次審查意見：依據台電公司第二次答覆所提供的表格，(i)為何節點高程 56.83 ft 有 SSE 剪力耐震需求(N-S) 1282 kip，在節點高程 38.83 ft 的 SSE 剪力耐震需求(N-S)不升反降至 1084 kip？這代表節點高程 56.83 ft 的 SSE 樓層剪力(N-S) 198 kip 需具負號，也代表這一樓層的樓層剪力與上、下樓層的樓層剪力反向，明顯與第一振態的振形不符，請解釋。(ii)RE 的基底剪力計算值為 21,928 kip，依然有誤，組合律（表格採用 SRSS）必須最後才採用，因此必須在南北向和東西向分別計算基底剪力，再以 SRSS 組合之。

針對上開複審意見，台電公司第三次答覆說明如下：(i)根據美國貝泰公司「編號：C17E1.1-7.2 計算書」之部分構件設計應力分析結果，其為考量 6 種因地震造成之等效載重，並依各等效載重之輸入

求得對應於構件之設計輸出反力。以主要方向為東西向之 AK 牆對 N-S 向地震輸入而言，其 AK 牆之設計應力除考量南北向與東西向整體結構等效載重輸入(F1、F2)對 AK 牆之影響外，仍考慮結構之不對稱性產生之扭矩載重(F3)，因此可看出 AK 牆之 SSE 剪力耐震需求由 1282 kips 反降至 1084 kips 的主因為扭矩效應(F3)所造成。(ii) 依據審查意見建議，分別計算南北向和東西向基底剪力，最後再以 SRSS 進行組合，其檢核結果 RE 地震的基底剪力計算值為 21675 kips，高於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底剪力(21505 kips)約 0.8%，兩者仍無明顯差異，另外調整後的基底傾倒力矩為 1476274 kip-ft，低於「編號：128192-CA-097 計算書」中之基底傾倒力矩(1569111 kip-ft)約 6.3%，所得之基底傾倒力矩仍較為保守，因此在計算書中針對關鍵剪力牆 AK 之基底剪力和基底傾倒力矩之評估結果仍為合理。另由於 AK 牆為東西向，故其主要承載之剪力亦由東西向之地震造成，由於南北向地震主要由輔助廠房南北向之剪力牆承載，因此由表中資料亦可觀察到南北向地震對 AK 牆造成之應力輸出即相當小。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

4. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告之鋼筋混凝土材料標準差及 ISRS，審查小組提出 RAI-II-06 及 RAI-II-08 之審查意見：
(1)在計算書中，第 29 頁中間的混凝土抗壓強度對數標準差為 0.15，鋼筋降伏強度對數標準差為 0.08，為何在下方兩者皆降至 0.05？
(2)在計算書中，未附 1 萬年回歸期 UHRS-ISRS 的圖，若以圖 6 的 5% 阻尼比 UHRS 來比較，為何圖 10 的 7% 阻尼比反應譜下降很多？

針對上開 2 項審查意見，台電公司答覆說明分別如下：(1)材料強度的不確定性，例如本案混凝土與鋼筋分別為 0.15 與 0.08，依此可推估材料強度下限值，並進而推估整體剪力牆強度因子之下限值，最後依據中值材料強度與下限值材料強度所分別推估之整體剪

力牆強度因子之比值可求得因材料強度不確定性對整體剪力牆強度因子不準度之影響，其分析結果顯示本案例材料強度之不確定性對於整體剪力牆中值強度因子並無顯著的影響，因此在本計算書中有關材料強度對於整體剪力牆中值強度因子的不確定性給定 0.05；(2) 在計算書中圖 10 之反應譜加速度較圖 6 之反應譜低，其原因為圖 6 之 UHRS 為自由場之地震輸入，而圖 10 的反應譜為 RAB 結構內部基礎位置考量埋入地表下及土壤結構互制效應之反應譜，且圖 10 之阻尼比 7% 較圖 6 之阻尼比 5% 大，此亦為造成其反應譜加速度值下降之原因。

而針對上開 2 項答覆說明，審查小組進一步提出第二次審查意見：(1) 既然「無顯著的影響」，為何不沿用原值？或乾脆取為 0？非用 0.05 不可？(2) 圖 10 之最大地表加速度約為 0.53g，圖 6 之 ZPA 為 0.71g，最大地表加速度與阻尼比無關，基礎剛性夠的話，深度因素和互制效應影響也沒有那麼大。

針對上開 2 項複審意見，台電公司第二次答覆說明如下：(1) 本計算中有關材料強度之不確定性對於整體剪力牆中值強度因子並無顯著的影響，但一般而言，若不確定性參數取 0，代表材料強度與整體剪力牆中值強度因子毫無關聯，尚不合理，因此在評估時仍給定不準度之標稱值(Nominal Uncertainty Value) 0.05 代表其無顯著影響。若針對本案材料強度之變異與中值強度因子之不準度進行評估，在本計算書中混凝土與鋼筋之中值強度分別為 5.28 ksi 與 69 ksi，原對數標準差分別為 0.15 與 0.08，依此推估相對於中值材料強度在一倍標準差之下限值分別為 4.545 ksi 與 63.7 ksi。又依此材料下限值重新計算在一倍標準差之強度因子分別為 1.54 與 1.56，相對於原計算書之中值強度因子 1.61 而言，其不準度分別為 0.045 與 0.032。因此在本計算書中有關材料強度對於整體剪力牆中值強度因子的不確定性給定 0.05 尚為合理；(2) 核二廠廠址岩盤中各層土壤條件具有相當程

度之變化，其剪力波速由岩盤表面約 1800 ft/sec 變化至岩盤表面下 10 英呎約 2300 ft/sec，因此可預期土壤結構互制對質量相當大之 RAB 其結構內部樓層反應與自由場之參考地震輸入亦會有相當程度之影響。

針對 RAI-II-08 項答覆說明，審查小組認為可以接受，而針對 RAI-II-06 項答覆說明，審查小組進一步提出第三次審查意見：在正常情況下，不管是需求或強度因子，只要低估不確定性（如標準差），一定低估破壞機率或高估安全係數，顯著影響與否端賴最終結果而定。既然已有對數標準差估計值，為何不直接採用？若要採用任一固定值，何不選用較高標準差？如此一來，不用掛慮顯著影響與否。

針對上開複審意見，台電公司第三次答覆說明如下：不管是需求或強度因子，只要低估不確定性，將有可能低估破壞機率或高估安全係數，且顯著影響與否端賴最終結果而定，而在 EPRI TR-103959 中定義之強度因子(F_c)包含彈性強度因子(F_s)與非彈性能量吸收因子(F_u)，其中在評估 F_s 之不準度時，需考量材料強度與構件強度評估公式(例如在 EPRI TR-103959 中引用之 Barda 剪力牆對角剪力破壞之中值強度預測公式)本身之不確定性對最終 F_s 之影響，非僅以材料本身或評估公式之不準度決定，因此在計算書中，混凝土及鋼筋強度本身之不準度僅為階段性計算結果，仍需反映至最終強度因子並觀察其造成之不確定性。在 EPRI TR-103959 中並非所有參數因子對應之不準度皆要求進行細部分析，針對部分參數因子而言，該報告彙整參考文獻及相關研究成果定義其不準度建議值，以利工程師更快速且有效率進行選取，以剪力牆結構之強度因子而言，影響其不準度主要由強度預測公式造成(相關原文摘錄如下)，因此對於影響較不顯著之材料不確定性對強度因子不準度之影響常以一標稱固定值代表，另本案若針對材料強度以降低一倍標準差之強度重新檢

核造成強度因子 F_s 之不準度影響，其混凝土或鋼筋強度之不確定性對 F_s 不準度約 0.03~0.05，亦與 EPRI TR-103959 第 6 章剪力牆結構計算例中材料強度對 F_s 造成之不準度評估結果相符(表 6-9 中，混凝土與鋼筋強度不確定性對整體強度因子之影響分別為 0.03 與 0.04)，鑑於此觀察結果，本案在分析時即保守統一選用較高之標準差 0.05 分別做為混凝土與鋼筋強度對強度因子造成之不準度尚為合理。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

5. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告之剪力牆基本振動模態、載重組合及強度計算規範依據，審查小組提出 RAI-II-10、RAI-II-17 及 RAI-II-26 等 3 項審查意見：(1)請提供剪力牆 AK 的基本振動模態；(2)報告中之分析所考慮的載重組合及其對應的載重因子應該要明列，同時註明極限承载力是基於哪一種載重組合；其他報告亦請比照辦理；(3)報告中分析混凝土剪切強度(V_c)時亦考量了垂直方向對剪力牆所貢獻的壓力(N_a)，請說明 N_a 計算公式的規範依據，以及垂直地震對 N_a 之考量。

針對上開 3 項審查意見，台電公司分別答覆說明如下：(1)耐震度評估主要目的為評估其 SSCs 在地震下的失效機率，並以其分析結果作為後續 PRA 量化的輸入，相較於一般結構設計或檢核需較準度之工程計算，耐震度評估著重於 SSCs 之失效機率分佈，因此在分析時可由不同的評估方式或既有資料進行評估，唯其評估結果仍需計算其對應之不準度，而本計算中有關 RAB 剪力牆 AK 之基底剪力為依據核二廠 SSE 等級地震之應力分析計算書並以調修方式求得剪力牆 AK 在 RE 等級地震下之基底剪力，並非針對 RAB 重新進行動力分析，而其 SSE 等級地震之數值模型為美國貝泰公司於建廠初期針對 RAB 所建立之結構動力分析模型，該模型為集中質量桿件模型，因此無法得知特定牆面(例如牆 AK)動力反應特徵等資訊；(2)在地震耐震度評估中，依據 EPRI TR-103959 對安全因子之定義，需考慮的

載重組合為正常運轉載重(normal operating load, NOL)加上場址特有 UHRS 地震力，另外由於分析目的為進行 SSCs 之耐震度評估，以求得特定 SSCs 在地震下之失效機率，在分析時著重於 SSCs 之「中值」耐震能力與相應之不準度，因此評估時與於一般工程「設計」分析在載重因子要考慮一定程度的保守性有所不同，故在耐震度評估中，對於 NOL 及地震力之載重因子皆為 1；(3)計算書中混凝土貢獻之牆剪力強度(V_c)為依據 EPRI TR-103959 中公式(3-11)進行計算，其公式包含中值軸壓效應對混凝土剪力強度的影響，而軸壓力計算考量垂直重力載重和在水平地震下同時發生之 40%垂直方向地震載重(向上)，而垂直方向地震將減少軸壓對混凝土剪力強度之貢獻。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

6. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告之層間變位之檢核，審查小組提出 RAI-II-27 及 RAI-II-19 等 2 項審查意見，綜合如下：請說明層間變位角的檢核是反應爐輔助廠房每個樓層都進行，還是只針對一樓？如果屬於前者，報告中應該列出各樓層的層間變位角，同時說明該建築的層間變位角主要由一樓控制；如果屬於後者，報告中應說明為何只檢核一樓。報告所分析之核二廠輔助廠房實際結構體一、二樓皆屬地下樓層，三樓以上才是地上樓層。強震作用之下，地下樓層因為受到地層的限制，層間變位與剪力牆的剪變位，會與地上樓層的反應有所差異；如此一來，輔助廠房一樓的剪力牆是否仍是耐震度評估的關鍵？抑或是三樓地面層以上的剪力牆也應該一併檢核，請補充說明。

針對上開審查意見，台電公司分別答覆說明如下：依據 EPRI TR-103959 的有關結構非彈性能量吸引因子之評估方法中，當關鍵樓層剪力牆降伏時，整個結構系統各樓層之位移定義為系統降伏位移，而當地震側向力繼續增加時，關鍵樓層之層間位移角也隨之增加，直到到達 EPRI TR-103959 所定義之中值層間位移角時(0.5%)，

此時對應於關鍵樓層失效時之各樓層位移即定義為系統極限狀態之位移，依據上述定義之系統降伏狀態下各樓層之位移與系統極限狀態下之各樓層之位移，可進一步依 EPRI TR-103959 之公式(3-23)求得系統中值韌性值(median system ductility)，因此有關結構層間位移角在耐震度評估中，主要為決定結構之中值韌性容量，並非用於一般結構各層樓之層間位移角需低於規範限値之檢核，就 RAB 關鍵控制之剪力牆 AK 而言，該牆為由基底延伸至廠房頂部之完整高度剪力牆，而關鍵控制樓層的決定方式主要以整個牆高之耐震容量與需求比值(capacity/demand ratio)最小者控制，另在「編號：128192-CA-097 計算書」中，參考美國貝泰公司針對核二 RAB 之結構應力分析計算書之各樓層剪力牆基底剪力評估結果，該計算結果亦考量包含地表下側向回填土對結構物提供之側向勁度對整體 RAB 之影響，其結果顯示剪力牆 AK 之關鍵控制樓層為最底樓層，雖 RAB 地表下樓層外圍之回填土會提供 RAB 地表下樓層部分側向勁度，但所提供之側向勁度相當有限，並不足以束制整體結構之側向位移(回填土本身側向勁度甚低於足以束制結構變位之堅硬岩盤)，因此其剪力牆 AK 各樓層基底剪力之最大值發生於最低樓層。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

7. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告之地震力疊加方式相關議題，審查小組提出 RAI-II-18 項審查意見：請說明不同主軸方向的地震力疊加方式(是採用 100-30-30 法則還是 100-40-40 法則?)及依據規範。不同準則對應的不確定因子是否會隨之改變？

針對上開審查意見，台電公司分別答覆說明如下：在該計算書中，有關地震分量組合依據該計算書參考資料 14 之美國貝泰公司針對 RAB 應力分析計算書，其地震不同主軸方向之組合是以 SRSS 方式進行，另外依據 EPRI TR-103959 有關地震分量對於某一特定方向之組合以 Newmark 100-40-40 或 SRSS 定義皆為中值之評估方法。

針對前述答覆說明，審查小組進一步分別提出審查意見：在前述答覆中提到，該模型為集中質量桿件模型，因此無法得知特定牆面(例如牆 AK)動力反應特徵等資訊。若計算書因採用簡化模型而無法得知模態，後續要如何進行 SRSS 的模態疊加？理論上，SRSS 主要適用於自然振動頻率均勻分佈，不會產生模態耦合的結構。本案例是否合適？既然 EPRI TR-103959 有關地震分量對於某一特定方向之組合以 Newmark 100-40-40 或 SRSS 定義皆為中值之評估方法，就應該取兩種方法所得的保守值為準。請說明本案是採用 SRSS 法疊加法或 Newmark 100-40-40？是否有相關依據？

針對上開複審意見，台電公司進一步答覆說明：計算書中有關 RAB 剪力牆 AK 之基底剪力為引用美國貝泰公司「編號：C17E1.1-7.2 計算書」(表單 259)之應力分析結果並以調修方式求得剪力牆 AK 在 RE 等級地震下之基底剪力，其中在核二廠 SSE 等級地震之應力分析計算書中，係先將整體 RAB 結構模擬為集中質量桿件模型並進行結構反應譜分析以求得各樓層之等值靜載重，再依據該樓層中各結構元件之斷面性質進行應力分配以求得特定牆面之基底剪力或彎矩，亦非針對特定牆面直接進行結構動力分析。依據 EPRI TR-103959 第 3-19 頁中，說明在結構反應因子中，以 SRSS 進行模態疊加係定義為中值反應，然而不論是反應譜分析或是時間歷時分析皆會因為地震之不確定性而需要考慮隨機不準度，並依其結構之複雜程度(模態耦合性)一般介於 0.05~0.15，在本計算書中亦考量其分析結構相對複雜而產生相應之隨機不準度。然而本案剪力牆之基底剪力主要引用美國貝泰公司「編號：C17E1.1-7.2 計算書」之應力分析結果，該基底剪力或彎矩皆以 SRSS 方法進行不同地震分量組合，非 Newmark 100-40-40 原則。由於本案所引用之應力計算書為以 SRSS 原則進行地震分量組合，因此在評估地震分量不準確度因子時需依 SRSS 原則為考量進行評估，然而無論是 SRSS 或 Newmark 100-40-40

方式在 EPRI TR-103959 中皆定義為中值之評估方法，故其知識不準度 β_u 為 0，但因應地震本身具備之不確定性，因此在分析時仍會給定其隨機不準度 β_r ，另外若結構或設備對於某一特定水平方向之地震反應影響較顯著時，則需在結構反應參數內之水平方向最大反應因子進行細部評估。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

8. 針對核二廠反應器輔助廠房結構耐震度評估報告之剪力牆破壞模式相關議題，審查小組提出 RAI-II-25 項審查意見：報告中共考慮到三種 RAB 廠房牆體的破壞模式：面內剪切破壞、面內彎矩破壞，以及面內剪力摩擦破壞。請說明僅考慮此三種破壞模式是否足以評估出 RAB 廠房的耐震極限強度？為何不用考慮面外剪切及彎矩破壞？

針對上開審查意見，台電公司答覆說明如下：計算書中其廠房牆體的破壞模式主要參考 EPRI TR-103959 針對結構強度之定義，該報告針對核電廠鋼筋混凝土結構定義其地震側向力主要由剪力牆面內剪力強度為抵抗(剪力牆面外方向勁度甚低於面內方向勁度)，需考量面內剪切破壞、面內彎矩破壞，以及面內剪力摩擦破壞三種破壞模式，另外在該報告中其結構失效非定義其結構整體倒塌時之耐震極限強度，而是考量剪力牆因地震失效造成非彈性層間位移並使混凝土開裂，更進而造成錨固於結構上之安全相關設備喪失其錨固能力。

針對上開答覆說明，審查小組進一步提出第二次審查意見如下：請補充說明，當 RAB 廠房承受某一方向(例如南北向)的地震力時，與其垂直的方向(例如東西向)的牆，是否會先發生面外剪切及彎矩破壞？

針對上開複審意見，台電公司第二次答覆說明如下：以東西向之 AK 牆為例，其面外剪切或彎矩破壞為南北向之地震力所造成，但由於其面外方向之勁度相較其他南北向剪力牆要小很多，因此南北

向之地震力主要仍由南北向之剪力牆所承載，東西向之 AK 牆在受南北向地震力時所分配到之載重並不足以使其造成面外剪切及彎矩破壞，也因此在此 EPRi TR-103959 中所定義的各項破壞模式中，係以剪力牆之面內破壞為主。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

9. **審查小結：**有關廠房結構耐震度評估報告相關議題，台電公司已經針對審查小組所提出之各項廠房結構計算書上各項圖形及數據疑慮(包括：載重、樓層反應譜、樓層剪力、傾倒力矩、層間變位角、材料參數及安全係數等)提出澄清說明，並無違背相關學理及工程經驗，故審查小組認為可以接受。

(八) 設備耐震議題

1. 有關設備耐震測試相關議題，審查小組共提出以下 RAI-I-15 及 RAI-I-16 等 2 項審查意見：(1)在本報告中，設備測試規範採用 ANSI/IEEE C37.98 (1987)與 IEEE 344-1987，但二者已有更新版本即 ANSI/IEEE C37.98 (2013)與 IEEE 344-2004。請說明未採用較新的測試規範之原因；(2)在設備元件耐震度分析時需同時考量「喪失錨固破壞」與「功能性破壞」兩種評估方式，並以耐震能力較低者為主要破壞模式。而在功能性破壞之耐震度分析中，常以測試方法推估設備之耐震度。但以測試方法僅能求得設備耐震度曲線之中值(A_m)，而其隨機不準度(β_r)與知識不準度(β_u)如何求得，請於報告中說明。

針對上開 2 項審查意見，台電公司分別答覆：(1)依據核二廠終期安全分析報告(Final Safety Analysis Report, FSAR)第 3.10.1 節所規範之耐震能力驗證準則，有關核二廠耐震一級儀控與電氣設備耐震能力驗證之依據為 IEEE 344-1971，台電公司於執行審查意見所提兩項電驛耐震測試時，引用符合 FSAR 所規範之驗證準則，惟因 IEEE 344-1971 對於振動台軸數(與測試件轉向、次數有關)及相關測試細節

均不夠清楚，考量核二廠電驛採購規範係依據 EPRI NP-7147-SL, V2 (1995)圖 2-1 反應譜，所參考之 ANSI/IEEE C37.98 為 1987 版，故引用較相近之 IEEE 344-1987 版本作為測試規範，以符合管制單位對於引用耐震能力驗證準則之要求；(2)依據 EPRI TR-103959 藉由測試資料評估設備耐震度公式，在 EPRI TR-103959 報告針對公式中各因子給定不同條件下的建議值及其對應之不準度，以 FD 為例，若設備內容不含電驛且 TRS 由通用設備強固性反應譜(Generic equipment ruggedness spectra , GERS)一般性資料庫獲得，則 FD 為 1.45，隨機不準度(β_r)為 0.11，知識不準度(β_u)為 0.23，其餘各項參數及其不準度給定方式可參考 EPRI TR-103959 第 3 章。

針對 RAI-I-16 項答覆說明，審查小組認為可以接受，而針對 RAI-I-15 項答覆說明，審查小組進一步提出第二次審查意見如下：針對本案設備測試之項目，請說明新舊版測試規範的差異，及其對測試結果之可能影響。

針對上開複審意見，台電公司進一步答覆說明：依據核二廠 FSAR 3.10.1 所規範之耐震能力驗證準則，有關核二廠耐震一級儀控與電氣設備耐震能力驗證之依據為 IEEE 344-1971，本案兩只電驛耐震測試執行日期分別為 2014 年 3 月 28 日及 2014 年 4 月 23 日，測試時依據當時最新版本 ANSI/IEEE C37.98 (1987 年版)進行驗證，而 ANSI/IEEE C37.98(2013 年版)之更新版本發行日期為 2014 年 4 月 30 日，為在測試完成後所發行之版本。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

2. 有關緊急柴油發電機設備耐震度評估議題方面，審查小組提出 RAI-I-24 項審查意見：「編號：128192-CA-027 計算書」緊急柴油發電機耐震度評估報告：本案例考慮螺栓的拉力與剪力破壞，拉力破壞的部分係考慮側向地震力作用在柴油發電機質心造成彎矩所產生的拉應力，建議檢討垂直地震力所產生的拉拔破壞。另外，報告中未列

出簡易模型，無法判斷節點 8 位於何處。

針對上開審查意見，台電公司答覆說明：本計算書在計算拉力破壞時，其垂直力(包含地震垂直力與自重)已納入設備錨固之拉力計算中(詳計算書第 17 頁)。另節點 8 為聯合廠房高程 39.83 呎所在樓層，即本案設備錨固所在樓層。經審視台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

3. 有關 85 萬加侖柴油貯存槽設備耐震度評估議題方面，審查小組提出 RAI-I-25 項審查意見：「編號：128192-CA-028 計算書」核一廠 85 萬加侖柴油貯存槽耐震度評估報告：動水壓的計算是否已考量到各種不同儲存高度所對應的最大動水壓？

針對上開審查意見，台電公司答覆說明分別如下：本案燃油儲存槽之液位高度以在正常運轉中之維持液位高度進行液動力計算。經審視台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

4. 有關變流器(inverter)設備耐震度評估議題方面，審查小組提出 RAI-II-11、RAI-II-20 及 RAI-II-21 等 3 項審查意見：(1)請提供「編號：128192-CA-133 計算書」TRS 振動源，即輸入基底加速度的反應譜；(2)在「編號：128192-CA-133 計算書」報告第 19 頁中， $index_{3.5}$ 、 $index_{50}$ 的計算方式與定義應該於報告中說明，包括何謂 Match(..)? 何謂 freq (哪一個頻率)? (3)在「編號：128192-CA-133 計算書」報告第 17, 21, 及 24 頁中，應該說明何謂 lookup(..)? 何謂 freq (哪一個頻率)?

針對上開 3 項審查意見，台電公司答覆說明分別如下：(1)有關本計算書所引用水平及垂直方向之 TRS 詳如計算書中圖 6 所示。(2) $index_{3.5}$ 、 $index_{50}$ 為對應於 UHRS ISRS 數據檔中 3.5 Hz 與 50 Hz 之指標數，" Match(..)" 為 Mathcad 軟體中用於尋找這兩個指標所對應之函數值，以上為 Mathcad 軟體之語法，而" freq" 為 UHRS ISRS 數

據檔中所對應之頻率點向量；(3) ”freq” 為 UHRS ISRS 數據檔中所對應之頻率點向量(定義如計算書第 16 頁所示)，而 “Lookup” 為 Mathcad 軟體之語法，在本計算書中主要為尋找輸入之特定頻率下所對應之主要峰值反應譜加速度。經審視上述台電公司之答覆說明後，**審查小組認為可以接受。**

5. **審查小結：**有關設備測試相關議題方面，除依據 EPRI 相關報告之評估公式計算設備耐震度之外，台電公司亦於執行電驛耐震測試時引用符合 FSAR 所規範之驗證準則，並釐清本案設備測試之項目於新舊版測試規範之差異，故**審查小組認為可以接受。**

第三章 審查總結

綜合審查小組針對台電公司所提交核一、二、三廠耐震度評估相關技術報告(共 67 冊)之耐震度曲線建立程序及方法論內容，進行全面性檢視與審查結果，彙整各章審查結論並總結如下：

1. 有關本案耐震度評估工作流程，審查小組確認符合 NRC NTF 2.1 及 EPRI 1025287 導則流程之要求。
2. 有關品保、同行審查及名詞統一用語等相關議題，除第三方獨立審查報告之外，台電公司承諾依照審查意見修正相關報告並統一相關用語，並已補提相關人員資格證明等品質文件，故審查小組認為可接受。
3. 輸入地震力、廠房結構動力分析及反應譜等相關議題部分，審查小組認為台電公司所採之 RE、SSI 分析模式與輸入參數、樓層反應譜之計算，設備測試與評估之 TRS 及 RRS 如何決定，皆已有清楚說明，故審查小組認為可接受。
4. 有關現場耐震履勘及耐震設備清單之建立，台電公司已依據 ASME PRA 標準、EPRI NP-6041-SL、EPRI TR-103959 及 EPRI 1025287 報告導則要求，由專業顧問組成之 SRT 團隊執行現場耐震履勘、篩濾並建立耐震設備清單，並考慮結構與設備老劣化效應以程序書加以管理。此外，台電公司亦承諾未來提送 SPRA 更新版報告時，將一併提送具高耐震能力之設備或結構物之評估報告，以佐證相關評估屬實，故審查小組認為可接受。
5. 有關兩機組差異性議題，台電公司已進行兩部機組地震風險差異性之系統化評估，就整個 SPRA 風險評估流程重新檢視，並已確認各廠兩機組設備耐震能力評估結果一致，且在 SPRA 評估過程地震危害度分析與事故序列分析結果並無因兩機組而有顯著差異，台電公司亦承諾未來依 SSHAC Level 3 PSHA 結果進行更新時，有關 RCIC 儀控架將納入 SEL 中，並一併進行耐震現場巡查工作，因此審查小組認為可以接受。

6. 本案在進行耐震度評估時，整體主要分析流程及方法論以 1994 年 EPRI TR-103959 報告為主，另外 2009 年出版之耐震度評估更新報告 EPRI 1019200，其相關更新內容皆有納入本案評估計算書中。考量工程分析實務可行性，各項參數均假設與結構反應彼此互相統計獨立，該方法論之假設已受美國核能管制單位 NRC 認可，並於美國業界廣泛應用於評估核電廠之耐震度分析。此外，台電公司亦承諾後續於 SPRA 更新時，其耐震度評估將引用最新 EPRI 報告進行更新。因此，有關結構耐震度計算方法論及分析流程，審查小組認為可以接受。
7. 有關廠房結構耐震度評估報告相關議題，台電公司已經針對審查小組所提出之各項廠房結構計算書上各項圖形及數據疑慮(包括：載重、樓層反應譜、樓層剪力、傾倒力矩、層間變位角、材料參數及安全係數等)提出澄清說明，並無違背相關學理及工程經驗，故審查小組認為可以接受。
8. 有關設備耐震相關議題方面，除依據 EPRI TR-103959 評估公式計算設備耐震度之外，台電公司亦於執行電驛耐震測試時引用符合 FSAR 所規範之驗證準則，並釐清本案設備測試之項目於新舊版測試規範之差異，故審查小組認為可以接受。
9. 綜合審查小組對本案審查結果，台電公司所提交之 67 冊核一、二、三廠 SPRA 之耐震度評估相關技術報告之內容方法論符合 ASME PRA 標準、IEEE 設備測試規範，以及 EPRI 1025287、EPRI NP-6041-SL、EPRI TR-103959、EPRI 1009288、EPRI 1019200、EPRI 3002004396 等導則建議與要求，經審查可以接受。
10. 台電公司在執行 SSHAC Level 3 PSHA 程序，並完成各廠場址特有地震危害度曲線及廠址地震動反應譜建置之後，應重新檢視該批耐震度評估報告耐震度曲線內容之合理性，並依審查意見及相關承諾事項更新相關報告內容。再依據 ASME PRA 標準之要求，建立符合電廠實際運轉狀

況的 SPRA 模式，並以不確定度分析，揭露所引用參數對地震風險的影響程度，以使 SPRA 模式能提供足夠的風險洞見。

11. 台電公司在辦理 SPRA 更新及提送報告時，應將審查意見納入考量；有關台電公司於審查意見答覆說明之承諾事項，包括：(1)需一併提交具高耐震能力之設備或結構物之評估報告；(2)將 RCIC 儀控架納入 SEL 中，並一併進行耐震現場巡查工作；(3)引用最新 EPRI 報告更新耐震度評估等三項，本會皆納入管制要求，並由既有之管制案持續進行管制追蹤，以確認台電公司後續辦理情形。

參考文獻

1. USNRC, Request for Information Pursuant to Title 10 of the Code of Federal Regulations 50.54(f) Regarding Recommendations 2.1, 2.3, and 9.3, of the Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Daiichi Accident, ADAMS Accession No. ML12053A340, Mar. 12, 2012.
2. EPRI, *Seismic Evaluation Guidance, Screening, Prioritization and Implementation Details (SPID) for the Resolution of Fukushima Near-Term Task Force Recommendation 2.1: Seismic*, EPRI-1025287, February 2013.
3. ASME, Addenda to ASME/ANS RA-S-2008, “*Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications*,” ASME/ANS RA-Sa-2013, September 30, 2013.
4. *A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin*, Revision 1. EPRI, Palo Alto, CA: 1991. NP-6041SLR1.
5. *Methodology for Developing Seismic Fragilities*. EPRI, Palo Alto, CA: 1994. TR-103959.
6. *Seismic Fragility Application Guide*. EPRI, Palo Alto, CA: 2002. 1002988.
7. *Seismic Fragility Applications Guide Update*. EPRI, Palo Alto, CA: 2009. 1019200.
8. *High Frequency Program: Application Guidance for Functional Confirmation and Fragility Evaluation*, EPRI-3002004396, February 2013.
9. Institute of Electrical and Electric Engineers, *IEEE 344 Recommended Practice for Seismic Qualification of Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations*, IEEE Standard 344-1987, 1987.