

調 查 報 告

壹、調查緣起：本案係委員自動調查。

貳、調查對象：台灣電力股份有限公司、核能安全委員會。

參、案由：西元2015年行政院原子能委員會(現為核能安全委員會)要求台灣電力股份有限公司針對核電廠進行地震危害再評估，依循美國「地震危害分析資深專家委員會」所訂定第3層級之程序，考量距核一、二、三廠320公里範圍內所有可能震源，進行機率式地震危害評估，歷時超過4年，共花費新臺幣4.98億元，提出核一、二、三廠之地動加速度值分別為0.698g、1.272g、1.384g，遠遠超過建廠當時設計的防震係數0.3g、0.4g、0.4g，疑凸顯三座核能電廠之防震能力堪憂。究各核電廠之耐震能力是否足夠？後續安全工作為何？均有深入調查之必要案。

肆、調查依據：本院113年5月16日院台調壹字第1130800087號函。

伍、調查重點：

- 一、我國核電廠之耐震能力是否足夠。
- 二、我國核電廠執行地震危害重新評估之後續安全工作。
- 三、核能安全委員會對於上開耐震評估及耐震補強之審查情形。
- 四、斷層帶對我國核電廠之影響評估。
- 五、海嘯對我國核電廠之影響評估。
- 六、其他應調查事項。

陸、調查事實：

本案經調閱台灣電力股份有限公司(下稱台電公司)

、核能安全委員會(下稱核安會)等機關卷證資料¹，並於民國(下同)113年8月28日請台電公司、財團法人國家實驗研究院國家地震工程研究中心(下稱國震中心)及核安會等機關人員到院簡報，114年1月10日諮詢前美國Sandia國家實驗室卓鴻年博士、國立中央大學(下稱中大)應用地質研究所李錫堤教授及國立臺灣大學(下稱臺大)地質科學系暨研究所陳文山教授等學者專家，再於114年6月25日邀請經濟部次長賴建信、經濟部國營司司長胡文中、經濟部能源署副署長吳志偉、台電公司董事長曾文生、國震中心副主任吳俊霖、核安會主任委員陳明真、行政法人國家災害防救科技中心(下稱災防中心)主任陳宏宇等機關人員到院座談，茲綜整調查事實如下：

一、我國核電廠現況

(一)核電廠基本資料，如下表：

表1 我國核電廠基本資料

核電廠	機組	商轉日期	役期屆滿日期 (停機時間)	進入除役時間	裝置容量(萬瓩)
金山核能發電廠 (核一廠)	1號機	67年12月	107年12月5日	107年12月6日	63.6
	2號機	68年7月	108年7月15日	108年7月16日	63.6
國聖核能發電廠 (核二廠)	1號機	70年12月	110年12月27日 (110年7月2日)	110年12月28日	98.5
	2號機	72年3月	112年3月14日	112年3月15日	98.5
馬鞍山核能發電廠 (核三廠)	1號機	73年7月	113年7月27日	113年7月27日	95.1
	2號機	74年5月	114年5月17日	114年5月18日	95.1
龍門中心(核四廠)	1號機	資產維護 管理	-	-	135
	2號機		-	-	135

註1：運轉執照到期日(役期屆滿)即停機日。

註2：核二廠1號機因用過燃料池滿貯而提前退場，於110年7月2日停機。

資料來源：台電公司

¹ 核安會以113年6月20日核安字第1130009071號、同年12月4日核安字第1130017854號及114年2月13日核安字第1140001925號函復；台電公司以113年6月19日電核技字第1130013989號、同年12月3日電核技字第1130028653號及114年2月13日電核技字第1140005043號函復。

(二)用過核子燃料貯存情形：(表2)

1、核一廠及核二廠各兩部機用過核子燃料已近滿貯，須待室外乾式貯存(下稱乾貯)設施啟用，方可將反應爐內用過核子燃料全部移出，並俟室內乾貯設施啟用，方可將用過燃料池內用過核子燃料全部移出。

(1) 核一廠室外乾貯設施於113年12月18日完成熱測試、114年1月20日提出運轉執照申請，核安會目前審查中。

(2) 核二廠室外乾貯設施於114年1月動工興建，預估116年完工並取得運轉執照。

(3) 核一廠及核二廠室內乾貯設施，台電公司進行招標作業中。

2、核三廠兩部機用過燃料池足供運轉40年所需。

(1) 1號機於113年7月27日運轉執照屆期停止運轉後，於同年8月4日將用過核子燃料全數退移至用過燃料池。2號機於114年5月17日運轉執照屆期停止運轉後，用過核子燃料亦將全數退移至用過燃料池。

(2) 用過燃料池內之用過核子燃料，須待核三廠室內乾貯設施興建完工啟用，才能進行移出作業。目前台電公司進行招標文件研擬中。

表2 各核電廠用過核子燃料貯存情形

名稱	機組	反應爐內(束)	用過燃料池(束)	乾貯場(束)	總量(束)
核一廠	1號機	296	2,982	112	6,874
	2號機	408	3,076		
核二廠	1號機	624	4,808	-	10,868
	2號機	624	4,812		
核三廠	1號機	0	1,879	-	3,785
	2號機	157	1,749		

註：核一廠於113年12月18日完成室外乾貯設施熱測試作業，從1號機用過燃料池移出112束用過

核子燃料到乾貯設施。

資料來源：核安會，114年4月10日更新

3、各核電廠用過核子燃料預計退出期程，如下表：

表3 各核電廠用過核子燃料預計退出期程

名稱	反應爐內完全退出時間	用過燃料池內完全退出時間
核一廠	115年12月	123年8月
核二廠	117年8月	124年7月
核三廠	114年6月	124年12月

資料來源：台電公司

(三)各核電廠用過核子燃料於爐心、用過燃料池的實際溫度及安全容許溫度：(表4、表5)

- 1、核一廠及核二廠各機組運轉執照已屆期，停止運轉，進入除役階段。用過核子燃料仍暫貯在反應爐及用過燃料池內，由反應爐停機冷卻水系統及用過燃料池冷卻水系統提供冷卻。
- 2、核三廠1號機於113年7月27日停止運轉，進入除役階段。用過核子燃料於同年8月4日全數移至用過燃料池，由用過燃料池冷卻水系統提供冷卻。
- 3、核三廠2號機於114年1至2月(停機前)，反應爐內核子燃料由反應爐冷卻水系統提供冷卻，爐水溫度約為308℃。用過燃料池內貯存之用過核子燃料，由用過燃料池冷卻水系統提供冷卻。
- 4、依核安會「核能電廠用過燃料池貯存格架改裝安全分析報告審查規範」，在正常情況下，由用過燃料池冷卻水系統執行冷卻時，池水溫度不得超過60℃。

表4 各核電廠爐水、用過燃料池水的實測溫度(註1)

電廠	機組	爐水溫度(°C)	用過燃料池水溫度(°C)	備註
核一廠	1號機	24.6~25.3	24.3~25.1	用過核子燃料暫存於反應爐及用過燃料池
	2號機	24.9~25.4	24.1~24.6	
核二廠	1號機	20.0~21.4	24.3~24.9	用過核子燃料暫存於反應爐及用過燃料池
	2號機	19.0~21.9	24.8~25.4	
核三廠	1號機	31.7~32.9	27.5~29.8	用過核子燃料暫存於用過燃料池
	2號機	308(註2)	25.8~27.9	爐心及用過燃料池內均有核子燃料

註1：上表溫度為114年1月27日至2月3日之數據，實際溫度隨季節會有變化。

註2：核三廠2號機當時為運轉中機組。

資料來源：核安會

表5 各核電廠用過核子燃料於爐心、用過燃料池的實際溫度

電廠	反應爐爐水實際溫度(°C)	用過燃料池池水實際溫度(°C)
核一廠(註1)	23~37	22~37
核二廠(註2)	19~35	23~38
核三廠	-(註3)	24~47

註1：核一廠於除役過渡階段，爐心開蓋並與用過燃料池連通，監視爐水溫度並維持水位高於燃料棒。

註2：核二廠於除役過渡階段，爐心開蓋並與用過燃料池連通，監視爐水溫度並維持水位高於燃料棒。

註3：核三廠機組停止運轉後，用過核子燃料即自爐心退出，存放至用過燃料池。

資料來源：台電公司

二、我國核電廠進行地震危害評估之緣起

(一)100年3月11日日本福島核災事故後，美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC，下稱美國核管會)組成近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)提出一系列改善建議，要求全美核電廠須依循NTTF所提建議事項執行作業並提供訊息，包含重新評估廠址的地震危害。

(二)原行政院原子能委員會(下稱原能會，112年9月27日改制為核安會)因應日本福島核災事故之核電廠總體檢，要求台電公司依循美國「地震危害分析資深專家委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)」所訂定第3層級(Level 3)之程序

(下稱SSHAC Level 3)²，針對國內各核電廠進行機率式地震危害分析，再依分析結果，作為核電廠耐震評估之安全基準，針對安全停機與爐心冷卻，以及用過燃料池等安全相關的結構、系統、組件，評估其耐震性，確認在強震下，能夠維持其安全功能，包括：

- 1、依SSHAC Level 3程序，執行「NTTF 2.1」**地震危害重新評估**(Seismic Hazard Reevaluation)，包括「**機率式地震危害度分析**(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)」以及「**地震動反應譜**(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)」建置，期能瞭解核電廠地震動潛勢現況。
- 2、依美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)1025287(SPID)導則內容，執行**地震危害再評估**，並需考量距廠址320km內震源、地震動衰減特徵、場址放大效應等重點，提交「**地震危害與篩選**(Screening, Prioritization and Implementation Details, SPID)報告」及「**加速耐震評估程序**(Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)報告」。

(三)據核安會說明：

- 1、核電廠耐震評估之安全基準，均為依SSHAC Level 3程序所得到的地震危害分析結果，而執行耐震評估的範圍則會視機組停止運轉、除役或繼續運轉，應維持安全功能的廠房結構及系統設備，而有不同：

² 1. 地震危害評估過程(SSC, GMC, SA)複雜，且分析所輸入的資料具有不確定性，NRC認為應該要透過「SSHAC程序」來降低知識不確定性，以提升結果的合理性。

2. NRC於西元2011年日本福島核災事故後，要求全美核電廠採「SSHAC Level 3」程序(NUREG-2117：第3級或第4級均具等效嚴謹程度與公證力度)。

- (1) **停止運轉**：反應爐已在停機狀態，耐震評估範圍包括爐心冷卻及用過燃料池相關結構、系統及組件。
 - (2) **除役**：在用過核子燃料仍未移出反應爐及用過燃料池前(如核一廠、核二廠)，耐震評估範圍與核電廠停止運轉相同；若用過核子燃料已全部移至用過燃料池(如核三廠1號機)，則評估範圍為用過燃料池相關結構、系統及組件。
 - (3) **繼續運轉**：耐震評估範圍包括安全停機、爐心冷卻及用過燃料池等相關結構、系統、組件。
- 2、核一廠已停機多年，核二廠及核三廠亦已停機，燃料餘熱及安全風險大幅降低，台電公司依核安會要求，按SSHAC Level 3程序，完成各核電廠的「機率式地震危害分析」，並參照NRC認可的業界導則作法，完成當時進入除役之核一廠的爐心冷卻系統設備，與當時運轉中之核二廠及核三廠的安全停機與爐心冷卻系統設備，以及各核電廠用過燃料池完整性的耐震評估及補強。若發生超越設計基準地震時，機組可安全停機及維持爐心冷卻與用過燃料池的完整性。
- 3、核電廠進入除役階段，則不再對與燃料安全及除役作業無關的設備(例如發電設備等)進行維護保養。核一廠部分設備(如氣渦輪機、主發電機、輸電線路等)已拆除，電廠行政組織及運轉維護人力，也因應除役作業需求而調整，與運轉期間已有相當差異。
- 4、核電廠除役期間，在用過核子燃料移出反應爐及用過燃料池前，核安會要求台電公司仍需持續維持用過核子燃料安全相關結構、系統及設備組件之耐震安全。

三、台電公司辦理情形

(一)台電公司成立專案小組，並於104年4月委託國震中心辦理「核能設施地震危害重新評估案」：

1、「台灣地區核能設施地震危害評估專案計畫」：

(1)計畫期程：104年6月-108年12月。

(2)召開會議：專題研討會+大型工作會議共13次。

(3)主要產出：參考岩盤之地震危害計算輸入文件(HID)。

2、「台灣地區核能電廠地震動反應譜建置專案計畫」：

(1)計畫期程：107年3月-109年12月。

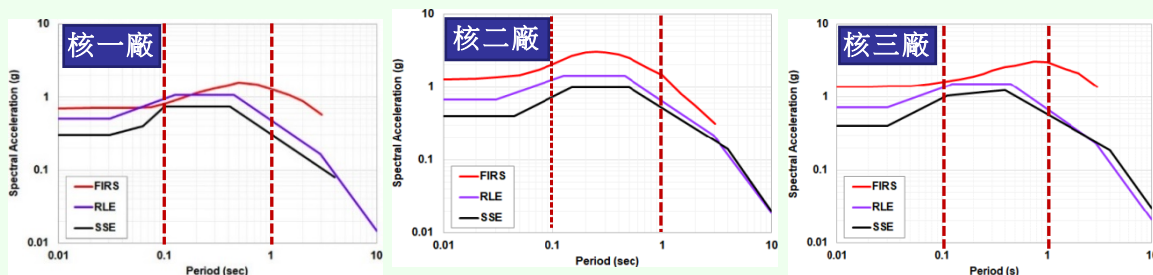
(2)召開會議：專題研討會+大型工作會議共18次(部分以線上會議形式召開)。

(3)主要產出：各廠廠址危害度曲線、反應器廠房地震輸入反應譜(FIRS)，以及地震與危害篩選(SPID)報告。

(二)當時核一廠屬「除役」電廠，核二廠及核三廠屬「繼續運轉」電廠，台電公司依據NRC要求，以營運中核電廠之標準，並依SSHAC Level 3程序辦理地震危害重新評估，依EPRI SPID導則之篩選程序，各廠評估結果，反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)之最大地動加速度(PGA)值，分別為核一廠0.698g、核二廠1.272g及核三廠1.384g，皆高於安全停機地震(SSE)之PGA值(即原始建廠設計基準值，核一廠為0.3g、核二廠為0.4g、核三廠為0.4g)³。(圖1)

³ 最大地動加速度(PGA)：1g=980gal。「gal」是加速度的單位，1gal=1cm/sec²。

依交通部中央氣象署(下稱氣象署)資料(<https://scweb.cwa.gov.tw/zh-tw/history/details/09201747.P99>)，921大地震時，南投縣魚池鄉日月潭氣象站測得之最大PGA值高達989.22gal、南投縣名間鄉新街國小測站測得之最大PGA值為983gal，皆已超過1g。



縱軸:Spectral Acceleration(加速度反應譜)、橫軸:Period(週期)

- FIRS:反應器廠房基礎輸入地震反應譜，地盤反應分析結果之輸出控制點位於反應器廠房基礎面輸出反應譜。其PGA值，核一廠為0.698g、核二廠為1.272g、核三廠為1.384g。
- RLE:評估基準地震，為102年執行耐震安全餘裕評估時所採用之審查地震水準。其水平向PGA值，核一廠為0.51g、核二廠0.67g、核三廠為0.72g。
- SSE:安全停機地震，為原始建廠設計基準值。其水平向PGA值，核一廠為0.3g、核二廠為0.4g、核三廠為0.4g。

圖1 我國核電廠依SSHAC LEVEL 3程序進行地震危害評估結果

資料來源：台電公司

(三)SSHAC Level 3會議之參與人員：

1、台電公司委託國震中心以SSHAC Level 3程序執行機率式地震危害評估計畫。計畫執行前，國震中心依SSHAC導則，從地球科學、地質學、地震工程、大地工程、土木工程等專業領域邀集計畫參與人員(附件一)，並提交核安會確認。

2、SSHAC Level 3會議計畫執行時之重要核心技術評估成員，簡要說明如下：

(1) **總技術整合專家小組(PTI)**：負責整合協調震源特徵(SSC)與地動特徵(GMC)兩方的共同研究議題與成果，由具PSHA經驗且熟悉臺灣地震環境之專家組成，成員包括：臺大羅俊雄教授、美國加州柏克萊大學(下稱柏克萊大學)Norman Abrahamson教授及中央研究院地球科學研究所(下稱中研院地科所)林正洪副所長等人。

(2) **參與式同儕審查小組(PPRP)**：PPRP成員需依其地震危害度相關專業知識以及執行SSHAC經驗，隨著計畫的執行檢視計畫執行程序與作業成果，以確保評估過程品質符合SSHAC導則要求，

成員包括：美國LCI顧問公司(下稱LCI公司) William Lettis博士、美國加州州立大學北嶺分校茅聲燾教授、中大馬國鳳教授及柏克萊大學Yousef Bozorgnia教授等人。

(3) **震源特徵評估整合專家小組(SSC TI Team)**：由熟悉臺灣地區地震、地質環境以及具PSHA經驗之國內外專家擔任，成員包括：中研院地科所黃柏壽特聘研究員、國震中心葉錦勳組長、中大林殿順副教授、財團法人中興工程顧問社(下稱中興社)鄭錦桐博士及LCI公司Kevin Clahan專業地質師等人。

(4) **地動特徵評估整合專家小組(GMC TI Team)**：由熟悉地震動預估模式、臺灣強地動特性及具PSHA經驗之國內外專家擔任，成員包括：中大溫國樑教授、美國加州運輸部(Caltrans)資深研究員Brian Chiou博士、中興社林柏伸博士、中研院地科所邱宏智研究員及臺大黃尹男副教授等人。

3、上述國內外專家中，Norman Abrahamson、William Lettis、Yousef Bozorgnia、Kevin Clahan及Brian Chiou皆具備執行SSHAC Level 3程序之豐富經驗；而William Lettis、Kevin Clahan、Brian Chiou、馬國鳳、林正洪、黃柏壽、葉錦勳、林殿順及鄭錦桐等，皆具備豐富地質專業。因此，台電公司委託國震中心所提SSHAC Level 3計畫參與人員之專業能力皆符合SSHAC導則要求。

四、依「地震危害與篩選(SPID)報告」結果，執行「加速耐震評估程序(ESEP)」、「用過燃料池完整性評估」及「機率式地震安全度評估(Seismic Probabilistic Risk Assessment, SPRA)」

(一)地震危害與篩選(SPID)報告

1、111年10月定稿版，結論摘要：

- (1) 核一廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」檢核準則，採用…
…分析所得之反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)，其在**全部週期點皆高於SSE**，意即FIRS在0.1至1秒以及小於0.1秒的檢核週期範圍超過SSE。基於目前核一廠在除役過渡階段，反應器爐槽仍有用過燃料，有關地震耐震及風險評估作業，將視核一廠相關核管案件或除役計畫重要管制事項之承諾事項辦理。
- (2) 核二廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」(EPRI, 2013)檢核準則，經由……地盤反應分析，所得FIRS在**全部週期點皆高於SSE**，意即FIRS在0.1至1秒以及小於0.1秒的檢核週期範圍超過SSE。後續核二廠應執行機率式地震風險評估(SPRA)、高頻設備耐震評估與用過燃料池耐震評估。針對短期應對措施，核二廠應儘速執行加速耐震評估程序(ESEP)。
- (3) 核三廠地震危害重新評估結果，根據「SPID Guidance (EPRI 1025287)」檢核準則，採用…
…分析所得之反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)，其在**全部週期點皆高於SSE**，意即FIRS在0.1至1秒以及小於0.1秒的檢核週期範圍超過SSE。後續核三廠應執行機率式地震風險評估(SPRA)、高頻設備耐震評估與用過燃料池耐震評估。

2、核安會審查情形：

原能會於110年1月至111年12月間，邀請相

關專家學者與該會專業人員組成審查小組進行審查後，同意台電公司所有的審查意見答覆說明及報告修訂。相關安全審查報告並公開上網⁴。

表6 「地震危害與篩選(SPID)報告」核安會審查重點及結論摘要

審查重點	重要審查結論摘錄
震源構造及廠址地層	台電公司已參採SSHAC評估結果，詳述核一、二、三廠地層構造及顯著震源構造，經審查確認可以接受。
PSHA分析程序	台電公司已執行SSHAC Level 3地震危害度評估程序，建構機率式地震危害度分析(PSHA)之地震危害輸入文件，且獲PPRP審查小組之簽署認可，經審查確認可以接受。
地盤反應分析(場址放大效應)	台電公司已進行地盤反應分析，分析輸入資料與參數合理性，以及最終結果，皆已提出佐證說明，經審查確認可以接受。
地震危害成果總檢	台電公司已依EPRI導則之篩選程序，提出地震危害評估成果總檢，並經確認後續仍須執行機率式地震安全度評估(SPRA) 高頻設備耐震評估以及用過燃料池完整性評估，經審查確認可以接受。
短期對應措施	台電公司報告依EPRI導則之要求，說明SPRA執行完成前的短期對應措施(ESEP)，經審查確認可以接受。

註：PPRP (Participate Peer Review Panel)，參與式同行審查小組。

資料來源：核安會

(二)加速耐震評估程序(ESEP)

台電公司依最新廠址地震危害重新評估結果完成各核電廠加速耐震評估程序(ESEP)，評估結果核一廠不需進行補強作業、核二廠需進行5項控制盤面設備補強作業、核三廠需進行2項桶槽(冷凝水儲存桶槽、更換燃料儲存水桶槽)補強作業，並於110年7月完成耐震補強作業。核二廠及核三廠ESEP評估結果於111年11月17日獲核安會准予備查，核一

⁴ 原能會於111年12月27日備查核一、二、三廠之地震危害與篩選(SPID)報告，相關安全審查報告並公布於該會網站：

1. 核一廠「地震危害與篩選(SPID)報告」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/share/file/regulation/0bXatlivBpYRg7qyoBbotQ_.pdf
2. 核二廠「地震危害與篩選(SPID)報告」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/share/file/regulation/dtDI62rDA17x7ge04nH~nQ_.pdf
3. 核三廠「地震危害與篩選(SPID)報告」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/share/file/regulation/71ts5pBE53NT7a7QjYtjRw_.pdf

廠ESEP評估結果於113年6月6日獲核安會准予備查，可確保強震時達成至少一串安全停機及維持圍阻體完整性等功能，確保核電廠正常運轉之安全。

1、111年8月核二廠、核三廠及113年1月核一廠之定稿版，結論摘要略以：

- (1) 核一廠……經耐震現場履勘及篩選評估後，顯示在核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之**28項**設備組件中，有**26項**設備組件需進一步進行設備耐震容量值(HCLPF值)評估，以確認加速耐震評估設備清單(ESEL)設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。評估結果顯示核一廠加速耐震評估設備清單(ESEL)設備HCLPF值皆高於評估基準地震動(RLGM)，不需進行改善作業，可因應電廠完成長期性風險評估前之耐震安全。
- (2) 核二廠加速耐震評估程序(ESEP)……，結果顯示在核二廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之**430項**設備組件中，有**214項**設備組件需進一步進行設備耐震容量值(HCLPF)評估，以確認加速耐震評估設備清單(ESEL)設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。根據兩階段評估結果，耐震容量值(HCLPF)低於評估基準地震動之設備需進行改善作業，第1階段及第2階段耐震容量值(HCLPF)低於評估基準地震動之設備為1C50、1GN-HS-711、1GN-HS-712、1VC20A以及1VR9A，核二廠已依據陳報原能會作業規劃期程分別於109年12月31日及110年7月31日前完成改善作業，改善後設備之耐震容量值(HCLPF)均高於評估基準地震動，以因應並強化核二廠在完成長期性風險評估前之耐震安

全。

- (3) 核三廠……經耐震現場履勘及篩選評估後，在核三廠加速耐震評估設備清單(ESEL)之257項設備組件中，有123項需進行設備耐震容量值(HCLPF)評估，以確認加速耐震評估設備清單(ESEL)設備之錨定、結構完整性或功能性之耐震容量。對於耐震容量值(HCLPF)低於評估基準地震動之設備，應進行改善作業共計2項，即冷凝水儲存桶槽(S1M-AP-T048)與更換燃料儲存水桶槽(S1M-BN-T034)，核三廠已依據陳報原能會之作業規劃期程，於109年12月31日前完成改善作業，改善後設備之耐震容量值(HCLPF)均高於評估基準地震動，可因應並強化核三廠在完成長期性風險評估前之耐震安全。

2、各核電廠經加速耐震評估程序(ESEP)評估改善項目如下表。

表7 加速耐震評估程序(ESEP)改善補強情形

電廠	核一廠 (評估基準0.698g)	核二廠 (評估基準1.272g)	核三廠 (評估基準1.384g)
改善項目	不需進行改善作業，無改善項目	1. 控制盤(1C50)錨定能力提升 2. RCIC新增符合耐震要求管閥 3. 提升防火牆耐震以避免強震事故影響FLEX設備 4. 強化緊急寒水機膨脹槽耐震能力 5. 強化SGTS耐震能力	1. CST桶槽耐震提升 2. RWST桶槽耐震提升
完成時間	—	109年12月31日、110年7月31日	109年12月31日

資料來源：台電公司

3、核安會審查情形：

- (1) 台電公司參照EPRI3002000704導則，建立耐震設備清單並進行現場履勘，進行安全停機結構設備組件耐震評估，並依評估結果進行強化。

於109年12月及110年7月分別完成核三廠及核二廠安全停機路徑補強，原能會亦派員視察現場耐震強化施工作業，確保強震時機組能夠安全停機。台電公司於110年1月提交核二廠及核三廠之「加速耐震評估程序(ESEP)報告」，原能會於110年1月至111年12月期間進行審查後，同意台電公司所有的審查意見答覆說明及報告修訂，並於111年11月17日備查「加速耐震評估程序(ESEP)報告」。

(2) 因核一廠無須補強，台電公司另於111年7月提交核一廠ESEP報告，經核安會於113年6月6日備查成果報告。

(3) 「加速耐震評估程序(ESEP)報告」為機率式地震安全度評估完成前的短期應對措施。核安會並將相關安全審查報告公布於該會網站⁵。

表8 「加速耐震評估程序(ESEP)」核安會審查重點及結論摘要

審查重點	重要審查結論摘錄
1. 耐震評估設備清單 2. 現場履勘情形 3. 耐震評估方法 4. 耐震評估結果 5. 耐震補強情形	核一廠耐震評估容量目標：0.698g 1. 已建立耐震評估設備清單。 2. 已經現場履勘並進行耐震容量評估。 3. 耐震容量皆高於評估容量目標。 4. 可確保核一廠爐心燃料安全，經審查確認可以接受。
	核二廠耐震評估容量目標：1.272g 1. 已建立耐震評估設備清單。 2. 已經現場履勘並進行耐震容量值評估。 3. 9項耐震容量不足設備已完成改善作業。 4. 可達成安全停機功能，經審查確認可以接受。

⁵ 原能會於111年11月17日備查核二廠、核三廠加速耐震評估程序(ESEP)報告、核安會於113年6月6日備查核一廠加速耐震評估程序(ESEP)報告，安全審查報告並公布於該會網站：

1. 核一廠「加速耐震評估程序報告」之安全審查報告網址：

https://www.nusc.gov.tw/webpage/UploadFiles/report_file/20241051513370710.pdf

2. 核二廠「加速耐震評估程序報告」之安全審查報告網址：

https://www.nusc.gov.tw/webpage/UploadFiles/report_file/20223481516402577.pdf

3. 核三廠「加速耐震評估程序報告」之安全審查報告網址：

https://www.nusc.gov.tw/webpage/UploadFiles/report_file/20223481516404594.pdf

審查重點	重要審查結論摘錄
	核三廠耐震評估容量目標：1.384g 1. 已建立耐震評估設備清單。 2. 已經現場履勘並進行耐震容量評估。 3. 2項耐震容量不足設備已完成改善作業。 4. 可達成安全停機功能，經審查確認可以接受。

資料來源：核安會

(三)用過燃料池完整性評估

台電公司依最新廠址地震危害重新評估結果完成各核電廠用過燃料池完整性再評估，評估結果符合NRC要求評估準則之接受標準，可確保用過燃料池之完整性，進而確保用過核子燃料之安全，並於112年9月22日獲核安會備查。

- 1、台電公司參照EPRI3002009564導則，評估用過燃料池結構耐震能力及強震後用過核子燃料冷卻能力，分別於110年12月、110年10月及110年11月陸續提交核一廠、核二廠及核三廠之用過燃料池完整性再評估報告。
- 2、核安會於110年10月至112年9月期間進行審查後，同意台電公司所有的審查意見答覆說明及報告修訂。相關審查報告並公布於該會網站⁶。

表9 「用過燃料池完整性評估」核安會審查重點及審查結論摘要

審查重點	重要審查結論摘錄
用過燃料池結構耐震能力	1. 已納入最新樓板反應譜來源及相關數值。 2. 用過燃料池樓板及圍牆之耐震容量已依導則方法檢核。 3. 核一、二、三廠用過燃料池結構耐震容量均大於地震危害再評估之地震容量需求，經審查確認可以接受。

⁶ 「用過燃料池完整性評估」安全審查報告，連結網址如下：

1. 「核一廠用過燃料池完整性再評估」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/webpage/UploadFiles/report_file/20232480609201538.pdf
2. 「核二廠用過燃料池完整性再評估」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/share/file/focus/ovq52R55etNfgUEPQ83xjg_.pdf
3. 「核三廠用過燃料池完整性再評估」安全審查報告網址：
https://www.nusc.gov.tw/webpage/UploadFiles/report_file/20232480609132413.pdf

審查重點	重要審查結論摘錄
強震後用過核子燃料冷卻能力	1. 用過燃料池結構穿越孔、燃料傳送閘門、虹吸效應等項目皆符合導則可接受準則。 2. 已說明用過燃料池水位及水溫等分析參數之合理性。 3. 核一、二、三廠用過燃料池強震後，在保守不考慮補水且喪失冷卻，水位下降至導則要求高度所需時間均大於72小時，經審查確認可以接受。

資料來源：核安會

(四) 機率式地震安全度評估 (SPRA)

核安會立案列管之核管案 JLD-10101，乃依據美國核管會 NTTF 2.1 之要求，其中 SPRA 分析情境為核電廠處於功率運轉狀態，台電公司已依最新廠址地震危害重新評估結果，完成運轉中核二廠、核三廠地震安全度評估程序，評估結果納入強化之補水策略效益後，核二廠、核三廠功率運轉總風險皆符合 NRC 所制定核能電廠營運安全目標，可確保核電廠在最新廠址地震力下，對抗地震危害能力無虞，進而確保核電廠正常運轉之安全。

- 1、台電公司依循 SSHAC Level 3 程序所完成之核二廠、核三廠廠址地震危害重新評估分析結果，完成核二廠、核三廠機率式地震安全度評估 (SPRA) 報告，其中包含引用美國電力研究所 (EPRI) 最新耐震度評估技術報告，及依據美國機械工程師學會 (ASME) 所發行且經 NRC 認可之 PRA 標準，建立核二廠、核三廠地震安全度評估模式，並完成爐心熔損發生頻率 (CDF) 及早期輻射大量外釋頻率 (LERF) 等 2 項地震風險指標之量化 (依據核二廠、核三廠受地震力衝擊，併同各式廠內外複合式災害侵襲時，計算爐心熔毀機率，須每 1 萬年發生機率小於 1 次、輻射外釋機率，須每 10 萬年發生機率小於 1 次)。並於 112 年 1 月 30 日將核二廠、核三廠「機率式地震安全度評估 (SPRA) 成果報告」

陳報核安會審查。

- 2、核安會為確認台電公司提送之報告內容品質，於程序審查期間，要求台電公司參照美國核電廠之實務做法，由具同行審查經驗專業人員籌組同行審查團隊，嚴謹辦理核電廠SPRA同行審查作業，以確保報告內容及評估作業品質符合要求。台電公司則依據核安會要求，分別提送「核二廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」及「核三廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」，說明將參照美國業界作法以及美國同行審查作業導則，委請國外專家成立同行審查團隊辦理SPRA同行審查作業強化方案。
- 3、「核三廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」於113年5月16日獲核安會審查同意，台電公司據以執行並於113年9月13日完成同行審查作業，再依據同行審查結果，執行成果報告更新作業，於114年1月21日將核三廠SPRA更新報告及同行審查作業報告提送核安會審查。核安會另於114年2月10日備查台電公司所提「核二廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」，台電公司依據專案計畫書之時程規劃進行成果報告更新，並於114年6月27日提交核二廠SPRA更新報告及同行審查報告，核安會於同年8月8日提出程序審查意見，台電公司刻正辦理答復作業中。
- 4、台電公司執行地震安全度評估分析作業期間，核二廠、核三廠仍在運轉，而核一廠機組已停機進入除役過渡階段，然核安會於核一廠除役計畫重要管制事項，另要求台電公司針對核一廠除役過渡階段前期(爐心仍有燃料)執行耐震風險評估作

業。台電公司爰於110年11月提交「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估報告」，迄114年10月，尚持續辦理核安會審查意見答復中。

五、斷層帶對核電廠之影響評估

(一)評估情形：

- 1、據台電公司說明：採SSHAC Level 3程序所產出之**地震源特徵模型(SSC)**，分析時考量各電廠半徑320公里內之可能的地震源，因此考量之範圍涵蓋東經115-125度，北緯19-29度內可能之地震源，包含區域震源、活動斷層與隱沒帶震源，並**建置地震活動相關參數之邏輯樹與其對應之權重**。因此，我國各斷層帶之影響皆有納入評估。
- 2、據核安會說明：台電公司委託國震中心依SSHAC Level 3程序進行核電廠機率式地震危害度分析(PSHA)評估作業，由國內外具有豐富經驗的專家學者組成技術整合評估團隊，針對距離廠址內320公里內所有可能斷層，包括**山腳斷層及恆春斷層**等之斷層幾何、孕震深度、錯動型式等相關資料，進行深入的專業技術討論和評估。

(二)經由SSHAC Level 3程序產出之地震源特徵(SSC)模型，核一廠及核二廠地震危害主要控制震源，以**山腳斷層、ST-II斷層、琉球隱沒帶以及淺部區域震源**為主。其中「**山腳斷層**」為高角度正斷層帶左移，破裂面朝東南向傾斜，探入地下深處後逐漸轉平並連接到基底滑移面，孕震深度約15公里。核一廠距離**山腳斷層**約7公里，位於下盤側、核二廠距離**山腳斷層**約4.3公里，位於上盤側。

- 1、據台電公司說明，**山腳斷層**之活動參數模型設定，係參照SSHAC Level 3程序，蒐集相關的地質調查成果、召集相關專家學者共同討論：

(1) 山腳斷層包含陸域範圍及海域延伸，在SSHAC Level 3程序中稱其為「山腳斷層系統」。依據當時收集的地質證據、東北海域反射震測施測結果，山腳斷層系統由臺北盆地樹林柑園橋起，往東北方延伸，經金山地區至金山外海北棉花峽谷前，總計長度共135公里。其中，經統整地表地質調查、光達(LiDAR)資料、陸海域地球物理探勘及海底地形線形構造描繪，山腳斷層系統由西向東分成3段，分別為W段、C段與E段，長度分別為29、48、58公里。W段由臺北盆地樹林柑園橋向北延伸至竹子湖，C段從竹子湖往北延伸至金山外海ST-I-2，E段則由金山外海花瓶嶼往東北延伸至北棉花峽谷前(ST-III-1與ST-III-2)。W與C之間的分段點為大屯火山竹子湖處，因光達(LiDAR)資料判釋結果顯示斷層跡線在竹子湖處具有1.5公里間隔；而C、E間的分段點為ST-I-2與ST-III-1中間由花瓶嶼隔開，並具6公里的躍階(step over)。(圖2)

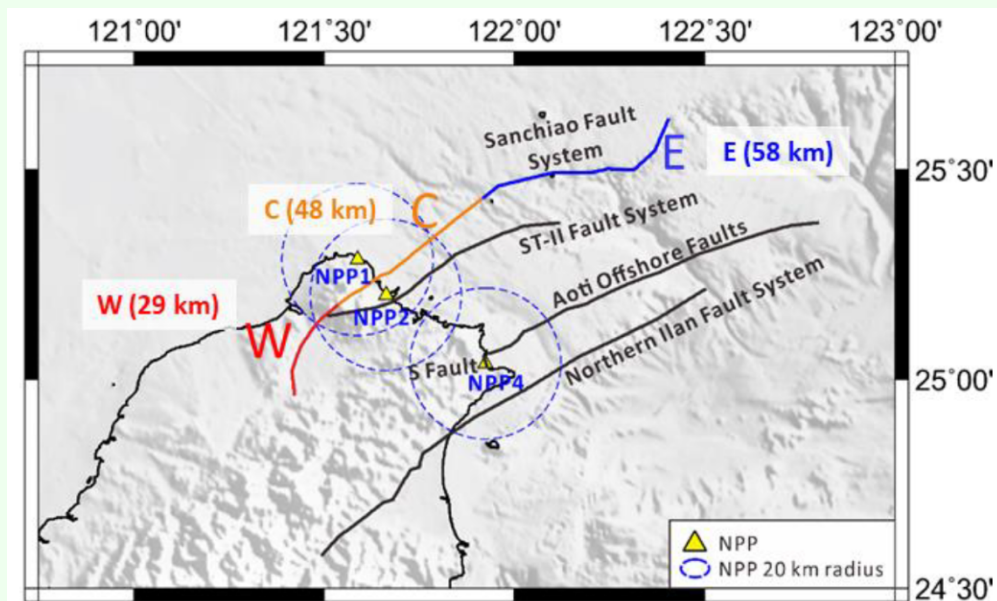


圖2 山腳斷層系統與電廠之相對位置與斷層分段
資料來源：台電公司「海嘯災害模擬與危害度分析工作報告書」

- (2) 在機率式地震危害度分析結果中，若遭遇約1萬年才會發生之強震時，山腳斷層對核一廠、核二廠地震危害之貢獻分別為14.7%和19.6%。

2、據核安會說明：

- (1) 山腳斷層被暫列為第二類活動斷層後，核安會即要求台電公司執行海域、陸域之地質調查工作，包括山腳斷層的長度、海/陸域可能的延伸與分段情形、斷層的活動性以及相關參數等。依台電公司調查結果顯示，山腳斷層陸域可分為南段和北段；海域的部分亦有分段的情形。
- (2) 有關山腳斷層分段的評估結果，山腳斷層系統分為W段(29公里)、C段(48公里)，以及E段(58公里)等3段，其中W段為陸域，C段橫跨海陸域，E段為海域。另保守依可能之分段破裂組合範圍，破裂長度從29公里至135公里不等。並以山腳斷層及距離廠址320公里範圍內其它震源，進行地震危害度曲線及均佈危害反應譜計算，以做為後續耐震評估之地震力參考依據。
- (3) 針對山腳斷層的地震危害，台電公司已完成核一廠、核二廠之加速耐震評估與補強作業，以及用過燃料池完整性評估，確認可達成安全停機功能與爐心長期冷卻，及確保用過燃料池冷卻能力；核安會亦已完成相關作業的審查與視察，確認符合相關導則要求。

(三)經由SSHAC Level 3程序產出之地震源特徵(SSC)模型，核三廠地震危害主要控制震源，以恆春斷層系統、西恆春外海構造、馬尼拉隱沒帶以及淺部區域震源為主。其中「恆春斷層系統」由3個斷層組成：潮州斷層南段(約77公里)、恆春斷層(約40公里)以

及恆春外海斷層(約23公里)，全長約140公里。斷層面向東傾約60至75度，屬高角度逆衝斷層。斷層往深部延伸至馬尼拉隱沒帶界面上停止，孕震深度約20公里。核三廠距離恆春斷層系統約0.7公里，屬下盤側。另，核三廠機率式地震危害度分析結果中，核三廠若遭遇約1萬年才會發生之強震時，恆春斷層對核三廠地震危害之貢獻為58.1%。(圖3)

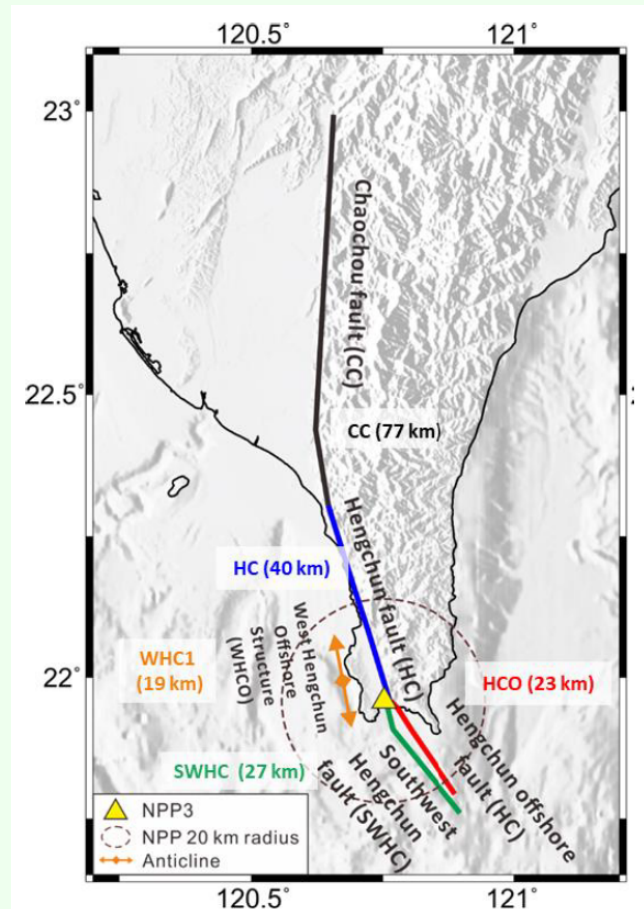


圖3 恆春斷層系統斷層分段與其位置

資料來源：台電公司「海嘯災害模擬與危害度分析工作報告書」

(四)SSHAC作業是否需執行至第4級(Level 4)，據核安會說明：

- 1、日本福島核災事故後，美國所有核電廠依NRC近期專案小組(NTTF)之地震相關建議事項，要求執行之地震危害再評估作業，均採用SSHAC Level 3程序，包括坐落於高地震活動區的美國加州魔鬼

谷(Diablo Canyon)核電廠。因此，臺灣與美國核電廠所採之SSHAC等級一致。

2、NRC在SSHAC導則的總結中指出，從管制觀點來看，SSHAC Level 3或Level 4在本質上沒有差異，且都是相稱及屬於同等有效的選擇。⁷

3、台電公司在執行SSHAC地震危害評估之初，已提交執行計畫書給參與式同行審查小組檢視確認，並於第1次專題討論會議中，由國際知名地震專家說明我國所採用之SSHAC層級的妥適性，並與所有與會國內外專家學者討論確認。此外，整個SSHAC程序及最終的評估結果，亦獲得參與式同行審查小組確認符合SSHAC程序之品質要求後簽署同意。

4、綜上，我國核電廠以SSHAC Level 3程序執行機率式地震危害評估，應屬妥宜。

(五)921大地震後，內政部於94年12月21日⁸修正「建築物耐震設計規範及解說」(95年1月1日生效)，納入經濟部地質調查及礦業管理中心(下稱地礦中心)公布之第一類活動斷層，規定震區水平譜加速度係數(PGA)必須考量**近斷層效應**。而核電廠鄰近之「山腳斷層」及「恆春斷層」屬第二類活動斷層⁹，**尚無考量近斷層效應**，建築物最大考量水平譜加速度係數(PGA)，核一廠所在之新北市石門區為**0.7g**、核

⁷ 原文如下：From the regulatory perspective of the NRC, there is no essential difference between Level 3 and Level 4 studies, and throughout these guidelines they are considered as parallel and equally valid options.

⁸ 內政部94年12月21日台內營字第0940087319號令修正發布，並自95年1月1日生效。嗣於100年1月19日、111年6月14日、111年7月8日及113年3月1日數度修正。

⁹ 據地礦中心網站(<https://fault.gsmma.gov.tw/about/index/52d479b545ae47488f31d3292a7f78f6>)說明，為了野外調查辨認斷層及不同使用者的需求，地礦中心採用以斷層活動之時代作為分類之基礎(張徽正等,1998)，臺灣地區的活動斷層分為2類，隨著調查結果的進展，活動斷層的分類有可能由第二類改為第一類，所以，**分類基礎並非等同地震潛勢或危險度高低**，換言之，**斷層未來活動風險與斷層的分類並無直接相關**。

二廠所在之新北市萬里區為0.8g、核三廠所在之屏東縣恆春鎮為0.7g¹⁰。

六、海嘯的影響

(一)隱沒帶是地球上最活躍的孕震帶之一，地震分布在隱沒板塊界面，從地殼淺部延伸至數百公里深的地函中。臺灣南北各存在一處隱沒帶，東北海域的琉球隱沒帶是菲律賓海板塊朝北隱沒至歐亞板塊下，西南海域的馬尼拉隱沒帶是歐亞板塊(南中國海岩石圈地殼)朝東隱沒至菲律賓海板塊下。兩板塊聚合邊界由北而南從琉球隱沒帶轉換為碰撞帶的縱谷斷層，再轉為馬尼拉隱沒帶(圖4)。¹¹

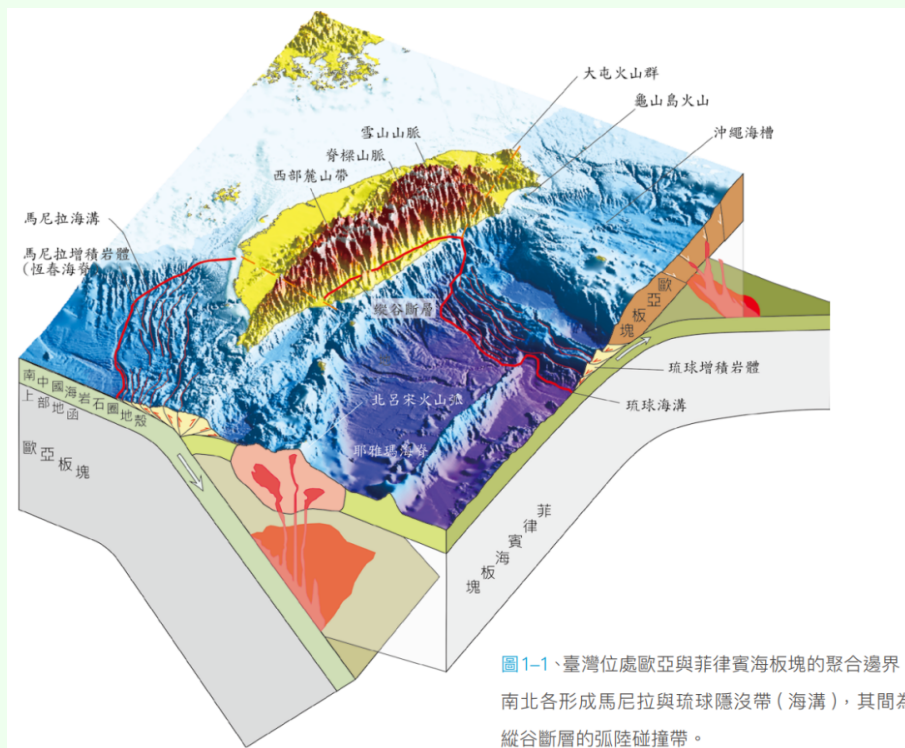


圖4 琉球海溝與馬尼拉海溝

¹⁰ 震區短週期與一秒週期之設計水平譜加速度係數 S_s^D 與 S_1^D ，與震區短週期與一秒週期之最大考量水平譜加速度係數 S_s^M 與 S_1^M ，如下表：

縣市	鄉鎮市區	S_s^D	S_l^D	S_s^M	S_l^M	臨近之斷層
新北市	石門區	0.5	0.3	0.7	0.45	-
新北市	萬里區	0.5	0.3	0.8	0.5	-
屏東縣	恆春鎮	0.5	0.3	0.7	0.4	-

¹¹ 詳災防中心「臺灣地震帶」專書，陳文山、吳逸民、楊耿明、葉柏逸、洪嘉佳、楊清淵、柯明淳、柯孝勳編著，113年9月，頁11。

- (二)依SPID報告，**琉球隱沒帶**位於菲律賓海板塊往西北沒入歐亞大陸板塊下方之聚合交界處，**海溝長度約2,200公里**，分有板塊介面(Interface)震源與板塊內部(Intraslab)震源，**距離核一廠約65公里、距離核二廠約55公里**；為逆衝斷層型態，破裂深度可達約35公里，滑移速率約在15至40公厘/年，板塊內部型地震帶最深可達300公里。**馬尼拉隱沒帶**位臺灣南部，為歐亞板塊向東隱沒至菲律賓海板塊之下所形成的板塊聚合交界處，**海溝長度約620公里**，由板塊介面(Interface)震源與板塊內部(Intraslab)震源兩部分組成，**距離核三廠約13公里**；為逆斷層型態，深度約40公里，滑移速率約在5至24公厘/年；板塊內部型構造最深可達200公里。
- (三)台電公司已依核安會要求，將**海溝型地震**(如琉球海溝、馬尼拉海溝)所引發的海嘯，納入評估分析，並完成各核電廠重要廠房開口水密作業及加裝水密門等強化作為，提升海嘯危害防護能力。
- (四)核安會並要求台電公司針對日本311大地震及引發海嘯之複合式災害，建立特定重大事故策略指引(SMI)及執行相關訓練、演練及演習。當氣象署發布海嘯警報且涵蓋臺灣「沿海地區」時，核電廠將依SMI程序進行相關救援設備列置及採取相關行動，確保爐心及用過燃料池內核子燃料安全，並維持適當冷卻，以保障核能安全。
- (五)台電公司將SSHAC Level 3之地震分析結果，藉由震源特徵模型與邏輯樹架構轉換為海嘯模擬相關之參數，納入各電廠之海嘯模擬評估成果與相應之防災應變對策，並於112年2月間提出核一、二、三廠

「海嘯災害模擬與危害度分析報告書」，台電公司於114年9月2日提出第7次審查意見之答復說明，目前核安會審查中。

- 1、核一廠：依據海嘯模擬評估成果，影響核一廠最大之海溝地震海嘯為**琉球隱沒帶**介面震源。分析結果顯示，最大琉球震源海嘯於核一廠區最高溯上高程為EL.+3.12m。此情境海嘯未侵襲主要廠區，亦即溢淹範圍未影響核島區相關設施建物(核島區高程EL.+11.2m)。此外，有關核島區重要出入口皆已設置水密門(可防護至EL.+17.00m之**淹水**)，故經評估後影響核一廠最重之最大琉球震源海嘯並不會對核一廠造成安全之影響。
- 2、核二廠：依據海嘯模擬評估成果，影響核二廠最大之海溝地震海嘯為**琉球隱沒帶**介面震源。分析結果顯示，最大琉球震源海嘯於核二廠區最高溯上高程為EL.+4.89m。此情境海嘯未侵襲主要廠區，亦即溢淹範圍未影響核島區相關設施建物(核島區高程EL.+12m)。此外，有關核島區重要出入口皆已設置水密門(可防護至EL.+17.00m之**淹水**)，故經評估後影響核二廠最重之最大琉球震源海嘯並不會對核二廠造成安全之影響。
- 3、核三廠：依據海嘯模擬評估成果，影響核三廠最大之海溝地震海嘯為**馬尼拉隱沒帶**介面震源。分析結果顯示，最大馬尼拉震源海嘯於核三廠區最高溯上高程為EL.+11.88m。此情境海嘯未侵襲主要廠區，亦即溢淹範圍未影響核島區相關設施建物(核島區高程EL.+15m)。此外，有關核島區重要出入口皆已設置水密門(可防護至EL.+19.00m之**淹水**)，故經評估後影響核三廠最重之最大馬尼拉震源海嘯並不會對核三廠造成安全之影響。

七、台電公司及核安會其他說明

(一)安全系統及設備組件的持續老化問題：

有關核電廠進行地震風險評估時，對於安全系統及設備組件老化議題的考量，係依美國電力研究所(EPRI)耐震評估導則由持有證照的專業人員組成耐震評估小組，先建立耐震評估設備清單初稿，再對廠區安全停機路徑所有廠房結構及設備組件進行現場勘察，接著進行篩濾並確認最終耐震評估設備清單項目，以進行更詳細的耐震評估。耐震評估小組在進行現場勘查時，除必須檢視並確認相關廠房及設備組件之**結構、錨固等狀況良好**外，耐震評估時亦須依導則要求將老化效應納入評估範疇，以確認能夠符合耐震設計及安全標準。

(二)各核電廠依SSHAC Level 3所做之各項分析評估及耐震補強作業，是否足以確保核電廠正常運轉之安全，達到如同延役的安全要求標準：

1、據台電公司說明：

- (1) 各核電廠於機組停機後，為確保除役期間反應爐內之用過核子燃料(核三廠於除役期間反應爐內已無用過核子燃料)及用過燃料池內之用過核子燃料可安全貯存。在除役期間，需維持運轉或可用之系統/設備可執行其預期功能，以及停止運轉設備在隔離停用期間不會影響需維持運轉或可用系統/設備的功能、影響人員安全或造成環境影響，並確保隔離功能之有效性，各核電廠訂定「**除役過渡階段前期整體性維護管理方案**」並據以執行，主要內容包含此期間的**維護策略、監測及管理、老化管理、除役過渡階段前期檢測及測試計畫**，以確保除役期間相關設備可靠度，並確保不致發生因設

備的劣化而影響需維持運轉或可用系統/設備的功能並兼顧人員安全。

- (2) 核一廠、核二廠除役過渡階段前期整體性維護管理方案，分別於108年12月2日、111年7月6日獲核安會准予備查。核三廠除役過渡階段維護管理方案，台電公司於112年7月26日陳報核安會，並於114年7月30日函復第2次審查會議審查意見，目前尚在核安會審查中。
- (3) 依據我國核子反應器設施運轉執照申請審核辦法第16條規定，核電廠延長運轉執照之申請，需提送「**執照更新評估報告**」供核安會進行技術審查。「執照更新評估報告」需包括「**整體性老化評估及老化管理報告**」、「**時限老化分析報告**」、「**終期安全分析報告及運轉規範增修內容**」及「其他主管機關指定並發布之事項」等內容。「執照更新評估報告」需經核安會技術審查核准後，始可取得核電廠延長運轉執照。

2、據核安會說明：

- (1) 有關核電廠延役運轉安全管制要求，參考美國的安全標準及作法，須針對相關之**結構、系統及設備組件**，就機組運轉所處環境條件下可能之**老化效應**，進行整體安全評估及建立對應管理方案，並進行**設備安檢及必要的更新**，確認在延役運轉期間能夠維持其安全功能。
- (2) 對於各核電廠進入除役之機組，核安會參照國際類似的管制作法，要求台電公司在除役機組之用過核子燃料移出反應爐或用過燃料池前，針對與用過核子燃料安全相關之廠房結構、系統及設備組件的老化議題，進行評估及提出對

應管理方案。然因除役機組所處之環境為常溫、常壓狀態，輻射強度亦遠低於運轉期間，設備狀態與運轉不同，所需考量的老化議題較運轉狀態為少。另所進行評估的範圍則考量與用過核子燃料安全相關之廠房結構、系統及設備組件，亦較延役運轉為小。

(3) 進入除役之機組，其所執行相關結構設備老化評估管理及設備安檢的範圍及內容，與核電廠延役運轉相較，有相當的差異。因此，無法視為業經檢驗評估，確認已達到如同延役的安全要求標準。

(4) 核電廠機組若要繼續運轉，從安全層面而言，須由台電公司依核電機組所處狀態及參照國際間作法，採用和國際一致的安全標準，進行**整體安全評估、設備安全檢查及必要的更新**，以及**安全強化措施**，包括**地震危害**的防護能力，提出完整評估，確認符合安全要求，方可確保運轉之安全性。

(三)各核電廠的「運轉基準地震(OBE)」評估結果：

- 1、我國核電廠在建廠設計階段，依據美國聯想法規以及核能相關規範要求，訂定各核電廠的**安全停機地震(Safe Shutdown Earthquake, SSE)**及**運轉基準地震(Operating Basis Earthquake, OBE)**，分別作為核電廠安全及發電運轉之耐震設計基礎依據。根據各核電廠終期安全分析報告，**運轉基準地震(OBE)約為安全停機地震(SSE)的1/2**。
- 2、**運轉基準地震(OBE)**之設計條件為該設計地震發生時，核電廠發電所需之**結構物、系統及機械等設施**，必須設計至保持其運轉機能(狀態)之強度、發生頻率約每25年1次。各核電廠之運轉基準

地震(OBE)數值如下表。

表10 各核電廠之運轉基準地震(OBE)數值

廠別	運轉基準地震(OBE)
核一廠	0.15g
核二廠	0.2g
核三廠	0.2g

資料來源：台電公司

- 3、各核電廠已加裝**地震自動急停**裝置，於測得地震強度達約OBE時，反應爐就會自動停機。台電公司並將依照程序書，進行全廠安全及非安全結構、系統設備詳細檢查，確認廠房設備狀況，並依檢查結果進行必要檢修及評估，確認廠房設備狀況仍能維持其設計功能。
- 4、各核電廠運轉以來，地震所造成廠區地震強度均**未有達到OBE之情形**，因此，並無依照程序書執行相關評估作業之需求。

八、本院諮詢委員意見

(一)各核電廠依SSHAC Level 3所做之評估、耐震補強作業及後續安全工作：

- 1、SSHAC Level 3就結果論已經很保守，不會再更高了。如果核電廠要重啟，那是不得了的重。但是不重啟、要除役的話，這個結果就可接受了。
- 2、現在SSE已經提高超過3倍，一般耐震設計提高2成，業主就唉唉叫，3倍要怎麼處理？
- 3、核電廠所謂的SSE就叫安全關機地震，安全關機地震就是希望大地震後，可能哪些地方破損，但是可以安全關機不至於失控。
- 4、耐震設計有2個Level，一個叫做SSE，能夠安全關機，另一個叫OBE(運轉基準地震)，原本設計SSE是0.4g、OBE是0.2g，現在SSE提高了，那OBE是

不是也提高？

- 5、美國加州魔鬼峽谷核電廠或日本女川核電廠在地震時受損，他們為了加強整個廠房，因為還要繼續運作，所以停機將近2年或是超過2年，就所有的管線、所有東西通通去汰換。但是，這幾十年來我們從來沒有聽過核一廠、核二廠、核三廠有停機超過1年或2年，台電公司只是年度維修停了一段時間，沒有整個去汰換、去加強，只是針對在緊急事件的時候，有關機的機會。其實2個都很重要，因為地震來的時候，如果造成前面的管線脫落或被扯斷，導致安全訊息無法傳遞，也就無法關機了。
- 6、通常超過40年以上，系統都會有老化的影響，所以要延役的時候，必須做一些整體檢查。
- 7、安全系統的老化有沒有考慮在地震安全分析裡，不管是爐心的緊急冷卻系統，或是燃料棒水池的冷卻系統，都有系統老化的問題。
- 8、核電廠除役第一個要做的，就是把燃料棒從爐心裡面弄出來。反應爐裡面還有燃料棒的話，很多安全系統就必須要能夠繼續運轉。
- 9、用過核燃料還在爐心裡，大部分用過核燃料也都還在水池裡，所以地震發生的時候，有沒有考慮安全系統老化的影響？
- 10、台電公司的情况跟外國的核電廠不一樣，雖然已經停機，燃料還在爐心裡面，所以安全系統的要求就跟運轉一樣。安全系統的老化，會影響到地震時，它的功能可能就不一樣了。
- 11、燃料池裡的水比爐心多很多，對於燃料棒的冷卻降溫比較安全。爐心裡的水比水池少很多，燃料棒會慢慢降溫是因為輻射效應。通常停機後，

會在短時間內，把燃料棒從爐心退到水池。

12、燃料棒還在爐心，冷卻系統就必須維持。冷卻系統安不安全也要用SSE，它不是普通的設備，用OBE就可以。

13、冷卻池那個大管子已經40、50年，鋼筋混凝土也會老化。

(二)斷層帶對核電廠之影響：

1、很多國家採用SSHAC Level 3這種方式，因為工程上必須要有1個確切的數據才容易去計算，所以，台電公司在評估核電廠的程序是OK的，但所請的專家學者(是否對斷層有長期重點研究)才是關鍵。

2、在SSHAC Level 3中，目前國際各大核電廠對一條很長的斷層會考慮分段，然後會使用邏輯樹，若分為2段，全段動機率多少？北段動機率多少？南段動機率多少？若分為3段，全段動、1段動、這2段動、那2段動，就分別給不同的權重，權重給多少？是找許多專家共同決定、討論出來的。

3、Modern PSHA重點在考慮各個參數的不確定性，如果不是找到真正的專家，弄出來的不確定性就會很大。而SSHAC Level 3是採用全世界各地不同的地動預估式來進行機率計算，且震源模型的不確定性也掌握得不好，故得到了很保守的地動值。

4、一個完整的地震危害度評估除了提供動力分析用的反應譜及加速度歷時外，仍必須進行地震相關地質災害評估，包括：主要斷層錯動及次要斷層位移，地面隆起、傾斜及下陷等地盤變形，山崩及土石流危害，砂土液化或黏性土軟化，及海嘯溯高等。而目前完成的SSHAC Level 3，其最後輸出的就是基礎面上的反應譜，接續的加速耐震評估程序(ESEP)及地震安全度評估(SPRA)也只用

了反應譜做輸入，而未使用地震加速度歷時輸入結構動力分析，也未進行地震相關地質災害的評估¹²。

- 5、山腳斷層是一條向南南東傾斜的斷層，假定傾斜的角度45度，則斷層面就在核二廠直下約4.3公里；核一廠距離山腳斷層約7公里，且位於下盤側，相對的地震威脅較低。核三廠位於恆春斷層的下盤側，但距離恆春斷層的活動線(上一次地震錯移的地表線跡，最可能是下一次地震錯移的位置)僅約0.7公里，威脅程度仍高。距離斷層8公里以內較容易發生山崩、土石流危害、砂土液化或黏性土軟化。距離斷層過近，容易產生次要斷層位移，地面隆起、傾斜及下陷等地盤變形，而山崩、土石流危害、砂土液化或黏性土軟化也不會少。若核島區有斷層，更要十分詳盡的分析，分析結果可能很難過關，而必須有退避的考量。

(三)海嘯對核電廠之影響：

- 1、現在地震安全都在考慮SSE地震動的問題，其實海嘯也是一個重點。核一、二、三、四廠都要擔心海嘯，那已經有發生的案例，而且過去有分析過了。只要有核燃料在廠區裡面，就不能被海嘯淹到，還是需要海嘯牆，核二、三、四廠都有做過海嘯分析，也都有研究過海嘯牆。
- 2、最清楚的就是西元1867年基隆海嘯。根據歷史記

¹² 據本院諮詢委員進一步說明：

使用地震加速度歷時進行的加速耐震評估及地震安全度評估可以知道各個結構組件在降伏後持續變形破壞的程度，若只使用地震反應譜進行只能知道各個結構組件在彈性範圍內的行為及是否達到降伏點，而無法知道降伏後持續變形破壞的程度。

未進行「地震相關地質災害評估」，也就是沒有在SSHAC Level 3計畫下進行廠址在地震來襲時的主要斷層錯動及次要斷層位移，地面隆起、傾斜及下陷等地盤變形，山崩及土石流危害，砂土液化或黏性土軟化，及海嘯溯高等分析及評估。但這些隨著地震而來的地質災害也有可能會讓反應爐失控及造成核災。

載，核二廠的山側有一處聚落叫八斗仔，標高已經是12-14公尺，這個聚落是被海嘯淹到的。

- 3、核三廠外海的馬尼拉海溝已被美國地質調查局(United States Geological Survey, USGS)警告是全世界發生錯動機率很高的一條斷層，海溝型地震一旦發生就會引起大海嘯，最嚴重的就是沿海，海嘯最大的還不是核三廠，是對岸的大亞灣核電廠。海嘯波正衝大亞灣核電廠及香港一帶。
- 4、各個廠址在進行海嘯分析時，首先要考慮可能引起海嘯的震源。其考慮的震源不限於320公里範圍，而必須掌握全球各個巨型斷層的位置、規模及可能傳播達到廠址的中大型海嘯。例如西元1960年規模9.5的智利地震，其海嘯就波及到遙遠的美國夏威夷、日本、澳洲等地。距離近的巨型斷層更為重要，因傳播距離短，海嘯波會比較高，另因傳達時間也短，人的反應時間也急迫。
- 5、會引起海嘯的震源都在海底下，通常是海溝型地震。鄰近臺灣的海溝，一是琉球海溝，由花蓮縣外海向東延伸，再轉向東北與日本的南海海槽連接。另一是馬尼拉海溝，由臺南外海向南延伸，是位在菲律賓西方南海的海溝。再一是菲律賓海溝，是位於菲律賓群島以東的海溝，從呂宋島的東北方伸延至印尼哈馬黑拉的摩鹿加群島。
- 6、海溝以外的海底斷層錯動也會引起海嘯。西元1867年的基隆大海嘯即由山腳斷層在海底的部分錯動引起。不過這種斷層長度不很長，引起的海床錯動距離較小，海嘯的影響範圍也較小，主要就從金山到基隆，淡水就沒有什麼影響。
- 7、海嘯分析主要考量的是海溝型地震，其次是廠址周邊的海底斷層錯動。其它原因引起的海嘯機率

都很小，或很局部而影響較有限。

九、座談摘要

(一)台電公司：

- 1、早在921大地震的時候，核安會就對於核電廠反應爐急停的功能相當關切，要求各核電廠要增設反應爐的強震自動急停系統。以核二、三廠為例，耐震設計基準是0.4g，增設的強震自動停機系統的觸動值是低於設計基準的，等於是1個比較小的地震觸碰到了，機組就可以達到自動停機，保護機組的安全。
- 2、96年及98年分別發現山腳斷層、恆春斷層的新事證。台電公司執行耐震餘裕評估SMA及後續補強工作，把各機組的安全停機的系統跟組件的耐震能力，分別提升到核二廠0.67g、核三廠0.72g。後續又因應日本福島核災事故執行SSHAC Level 3的地震危害評估，並依據評估結果執行暫行措施—加速耐震評估程序ESEP，把安全停機的系統及組件的耐震能力，核二廠提升到1.272g，核三廠提升到1.384g。長期措施則依據地震危害評估結果，執行地震安全度評估SPRA及用過燃料池耐震評估。SPRA主要在計算爐心熔毀及輻射外釋的機率，核二廠、核三廠的結果都符合法規的安全標準，也都已經完成同行審查，目前核三廠由核安會在審查中、核二廠在辦理送審作業中。
- 3、SSHAC Level 3是執行地震危害評估的品質程序，SSHAC分level 1到4不同的層級，每個層級都有規定的執行流程、人員組織架構，及品質嚴謹度。
- 4、SSHAC Level 3的程序大概分為3個階段，第1階段為評估階段，會召開很多大型的公開會議，由各個專家去討論相關的數據、模型方法；第2階段

會把大家的意見彙整，然後決定最後要執行的方法；第3階段是撰寫相關的技術文件。PPRP則是進行全程的參與式的同行審查。任務的部分要掌握3個重點，第1是震源特徵，要掌握電廠附近所有可能會引發地震的震源，及相關的震源參數；第2要掌握的是地震動特徵，就是當地震引發的時候地震波傳遞到電廠的方式，第3則是要去建立場址的地震動反應譜GMRS，才能進一步評估各機組的安全。

- 5、SSHAC Level 3的地震危害評估考量核電廠半徑320公里內所有海陸域可能引發地震的震源來進行風險式的評估。由地震危害評估的結論，可以看到各廠算出來的地震危害的地震動反應譜，都超過安全停機地震SSE的反應譜，依據EPRI SPID導則，短期要執行加速耐震評估程序ESEP及補強。長期就是要做地震安全度評估SPRA，就是要算出爐心熔損發生頻率CDF值及早期輻射大量外釋頻率LERF值，依據法規要分別小於 10^{-4} 及 10^{-5} 發生頻率。目前核二、三廠算出來的結果，都符合美國核管會的營運安全標準。
- 6、耐震提升作業係指緊急停機的部分，SMA跟ESEP的補強標的物都是安全停機路徑上的設備組件。
- 7、核二廠、核三廠如果要重啟，有非常多問題要解決。第1，重啟不是延役，第1關就是怎麼確定整個機組是回到運轉前的狀況，包括原配置及設備的妥善狀況；第2，真要重啟，重啟時間多長？整個設備的老化的程度？根據過去檢測結果及對未來的評估，既有的設備轉動件可以換，外面的一些輔機可以換，爐心這些特殊的，還有一些訂製的零件，是不是能夠再延後使用20年，是需

要去評估的。還有，當初在設計規劃興建時的地質資料完整度跟現在的地質資料完整度有一定的落差。核三廠1.384g是不是可以克服？工程設計可以做到什麼程度？最後是人民選擇的問題。

- 8、美國法規在西元2007年修改，以前核電廠場址8公里裡面不能有活動斷層，另外就是根據以前歷史事件的地震資料，移到這個區塊，作為耐震的設計。所以核二廠是用板橋的大地震，移到離核二廠大概5公里類似金山斷層的地方，作為核二廠的耐震的設計(0.4g)。核三廠的部分是利用臺東外海的地震作為設計，所以是0.4g。海嘯的部分，在核三廠的設計裡面有考量到馬尼拉海溝，所以它的建廠基礎是海平面15公尺。核二廠是根據基隆、金山的海嘯作為設計基礎。後來不斷有新事證出來以後，就把8公里內不能有活動斷層那1條拿掉，擴大到320公里內所有的震源通通進來。結果西元2007年新法公布後，美國就沒有新蓋的電廠，因為耐震成本實在太高。
- 9、所謂的安全停機，也就是安全關斷，一般設計至少要有兩串，核二廠有兩串、核三廠有兩串。法規要求，只要針對安全關斷的這一串補強到1.272g就好，叫做先期的耐震補強。
- 10、未來如果要重啟，最大的挑戰是在結構，因為所有的設備幾乎都架構在建築的結構上面，結構如果夠強，設備補強很容易，如果最後決定核三廠要重啟，我們還要再做進一步的補強。
- 11、若可以，台電公司應再邀請國震中心，把SSHAC Level 3這個計畫是怎麼做？背後邏輯是什麼？做出來的結果怎麼認識它？要有個內容出來。

(二)經濟部：

- 1、我國3個核電廠，已經沒有所謂的延役，因為它不是在役中，也不是在運轉中，它原來的使用執照、許可執照都已經屆期了，所以未來適用的狀況是重啟。至於說停機之後再重啟的階段，那個時間長短，人員更迭，包括環境變化，還有設施、硬體結構的變化，都是必須要去考量。
- 2、SSHAC是程序，不是公式。在SSHAC的程序裡，就是藉由大型的會議，把當今社會可以找到的所有學有專精或是有經驗的人一起來談。
- 3、資訊揭露的方式，除了現行的方式外，有沒有其他有助於社會廣泛理解這個問題，我們再來想。

(三)核安會：

- 1、台電公司送SPID報告到核安會審查，核安會也找專家來檢視台電公司有無照美國的SSHAC程序完成。核一、二、三廠的值，核安會已審查同意。
- 2、《核子反應器設施管制法》114年5月23日通過，「辦法」最多半年要提出來。我們已經經過2個月的公告，最慢11月23日一定要公布。
- 3、停機後再重啟有很多工作要做，跟延續不一樣。很多人員恐怕不在位，各方面都跟運轉期間不一樣，必須要恢復到運轉期間的狀態。
- 4、美國是這樣子，在5年之後還是可以申請，可是沒辦法保證可以給你答覆，如果5年到期就必須停機，等NRC核准以後才能繼續運轉。現在美國已經有3座核電廠停機後，除役階段再申請中。
- 5、SPRA是全廠性的風險考量，而ESEP就一串的思維，是短期快速去補強。如果要重啟，要把除役的機組狀態先恢復到運轉狀態，如果要繼續再運轉，還要進一步評估未來延長運轉期間的安全、老化一些效應，確保延長期間，機組可以安全的運

作，所以會有一些事情要去做。

- 6、核安會最上位政策就是讓核電廠運作安全，確保任何情況下都可以維持安全停機、維持爐心冷卻與用過核燃料池的完整、結構材的完整。
- 7、已停機機組是否申請再運轉，須由台電公司進行自主安全檢查，評估有無重啟的安全條件、期程與成本效益。若核電廠要再運轉，台電公司須依法規及採用國際一致的安全標準及作法，確保機組再繼續運轉期間可安全運轉。
- 8、據了解，目前美國有3部原進入除役之核能機組申請重啟恢復運轉，美國核管會正進行審查中。該等機組停機後重啟所需時程，則視各電力公司辦理各項安全評估、設備安檢與必要的更新、停機機組恢復到運轉期間營運狀態，以及管制機關執行安全審查所需時間而定。

(四) 災防中心：

從科學的角度來看，這些東西都經過國震中心，國震中心也是國內的專家，數據所呈現的資料，若可以解決，當然我是相信。臺灣的地質複雜，如果剛剛所說明的部分都能夠依照Level 3的部分去做，我倒還蠻相信。包括地礦中心所列出來的這些斷層資訊都有考慮進去，那就OK。這個數據所寫的東西，有沒有update到目前狀況，當然要考慮。

(五) 國震中心：

核電廠的危害度代表我們面臨的威脅來自於它，威脅可能來自於很多方面，最大的那個威脅(危害度)58.1%可能是要考慮。

柒、調查意見：

本案經調閱台灣電力股份有限公司(下稱台電公司)、核能安全委員會(下稱核安會)等機關卷證資料¹，並於民國(下同)113年8月28日請台電公司、財團法人國家實驗研究院國家地震工程研究中心(下稱國震中心)及核安會等機關人員到院簡報，114年1月10日諮詢前美國Sandia國家實驗室卓鴻年博士、國立中央大學(下稱中大)應用地質研究所李錫堤教授及國立臺灣大學(下稱臺大)地質科學系暨研究所陳文山教授等學者專家，再於114年6月25日邀請經濟部次長賴建信、經濟部國營司司長胡文中、經濟部能源署副署長吳志偉、台電公司董事長曾文生、國震中心副主任吳俊霖、核安會主任委員陳明真、行政法人國家災害防救科技中心(下稱災防中心)主任陳宏宇等機關人員到院座談，已調查竣事，茲臚列調查意見如下：

- 一、日本福島核災事故後，NRC(美國核能管制委員會)要求全美核電廠須依循SSHAC Level 3(「美國地震危害分析資深專家委員會」所訂定第3層級)程序，重新評估廠址的地震危害。104年4月，台電公司因應我國原行政院原子能委員會要求，依循SSHAC Level 3程序，委託國震中心辦理「核能設施地震危害重新評估案」，針對當時除役之核一廠，及仍運轉之核二廠、核三廠，耗資近新臺幣5億元，歷時超過4年，評估結果：各核電廠反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)分別為核一廠0.698g、核二廠1.272g、核三廠1.384g，遠高於3座核電廠安全停機地震值(SSE)0.3g、0.4g、0.4g。台電公司雖於110年7月完成核二廠5項控制盤面設

¹ 核安會以113年6月20日核安字第1130009071號、同年12月4日核安字第1130017854號及114年2月13日核安字第1140001925號函復；台電公司以113年6月19日電核技字第1130013989號、同年12月3日電核技字第1130028653號及114年2月13日電核技字第1140005043號函復。

備、核三廠2項桶槽(冷凝水儲存桶槽、更換燃料儲存水桶槽)等補強作業，但台電公司表示，僅能確保強震時可安全停機、維持圍阻體完整性等功能。114年10月，本院提出調查報告時，核一廠、核二廠用過核子燃料仍在反應爐內未能退出，而各核電廠「用過燃料池」內用過核子燃料亦需俟乾式貯存設施啟用方可移出，且預計10年後才可完全移出，此期間對於安全系統的要求實不亞於運轉狀態。在地震風險無法預測的情況下，3個核電廠經SSHAC Level 3評估結果，於安全停機地震值大幅提高(約2~3倍)、各廠運轉超過40年之際，台電公司除針對設備組件所為的先期耐震補強作業外，尚乏對於各核電廠結構體耐震及系統老化影響等之評估，顯有安全疑慮，核有未當。

- (一)100年3月日本福島核災事故後，美國核能管制委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)組成近期專案小組(Near-Term Task Force, NTTF)提出一系列改善建議，要求全美核電廠須依循NTTF所提建議事項執行作業並提供訊息，包含重新評估廠址的地震危害²。原行政院原子能委員會(下稱原能會，112年9月27日改制為核安會)遂於103年10月要求台電公司依循美國地震危害分析資深專家委員會(Senior Seismic Hazard Analysis Committee, SSHAC)所訂定第3層級(Level 3)之程序(即SSHAC Level 3)³，針對國內各核電廠進行機率式地震危害分析，再依分析結果，針對安全停機與爐心冷卻，以及用過燃料池

² 據台電公司說明，美國法規在西元2007年修改以前，規定場址8公里內不能有活動斷層。後來陸陸續續新事證出來後，就把8公里內不能有活動斷層那1條拿掉，擴大到320公里內所有的震源通通進來。

³ 1. 地震危害評估過程(SSC, GMC, SA)複雜，且分析所輸入的資料具有不確定性，NRC認為應該要透過「SSHAC程序」來降低知識不確定性，以提升結果的合理性。

2. NRC於西元2011年日本福島核災事故後，要求全美核電廠採SSHAC Level 3程序評估(NUREG-2117：第3級或第4級均具等效嚴謹程度與公證力度)。

等安全相關的結構、系統、組件，評估其耐震性，確認在強震下，能夠維持安全功能，包括：

- 1、依SSHAC Level 3程序，執行「NTTF 2.1」**地震危害重新評估**(Seismic Hazard Reevaluation)，包括「**機率式地震危害度分析**(Probabilistic Seismic Hazard Analysis, PSHA)」以及「**地震動反應譜**(Ground Motion Response Spectrum, GMRS)」建置，期能瞭解核電廠**地震動潛勢**現況。
- 2、依美國電力研究所(Electric Power Research Institute, EPRI)1025287(SPID)導則內容，執行**地震危害再評估**，並需考量距廠址320km內震源、**地震動衰減特徵**、**場址放大效應**等重點，提交「**地震危害與篩選**(Screening, Prioritization and Implementation Details, SPID)**報告**」及「**加速耐震評估程序**(Expedited Seismic Evaluation Process, ESEP)**報告**」。

(二)台電公司成立專案小組，於104年4月委託國震中心辦理「**核能設施地震危害重新評估案**」，當時核一廠屬「除役」電廠，核二廠及核三廠屬「繼續運轉」電廠，依EPRI SPID導則之篩選程序，各廠評估結果，反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)之PGA⁴值分別為核一廠0.698g、核二廠1.272g及核三廠1.384g，且在全部週期點皆高於安全停機地震(SSE)之PGA值(核一廠為0.3g、核二廠為0.4g、核三廠為0.4g)。依地震危害與篩選(SPID)報告(111年10月定稿版)結論，核一廠在除役過渡階段，反應器爐槽仍有用過燃料，有關地震耐震及風險評估作業，將視核一廠相關核管案件或除役計畫重要管制事

⁴ PGA，最大地動加速度(Peak Ground Acceleration)。

項之承諾事項辦理。核二廠及核三廠應執行機率式地震風險評估(SPRA)、高頻設備耐震評估與用過燃料池耐震評估。並應儘速執行加速耐震評估程序(ESEP)。

台電公司依最新廠址地震危害重新評估結果，完成各核電廠加速耐震評估程序(ESEP)，評估結果核一廠不需進行補強作業、核二廠需進行5項控制盤面設備補強作業、核三廠需進行2項桶槽(冷凝水儲存桶槽、更換燃料儲存水桶槽)補強作業，並於110年7月完成耐震補強作業。核二廠及核三廠ESEP評估結果於111年11月獲核安會准予備查，核一廠ESEP評估結果於113年6月獲核安會准予備查，可確保強震時達成至少一串安全停機⁵及維持圍阻體完整性等功能，確保核電廠正常運轉之安全。另台電公司參照EPRI3002009564導則，評估用過燃料池結構耐震能力及強震後用過核子燃料冷卻能力，分別於110年12月、10月及11月陸續提交核一廠、核二廠及核三廠之用過燃料池完整性再評估報告。評估結果符合NRC要求評估準則之接受標準，可確保用過燃料池之完整性，進而確保用過核子燃料之安全，並於112年9月獲核安會備查。

(三)依交通部中央氣象署(下稱氣象署)資料⁶可知，921大地震時，南投縣魚池鄉日月潭氣象站測得之PGA值高達989.22gal、南投縣名間鄉新街國小測站測得之最大PGA值為983gal，皆已超過1g⁷。是故，921大地震後，內政部於94年12月21日⁸修正「建築物耐

⁵ 據台電公司說明，所謂的安全停機，也就是安全關斷，一般設計至少要有兩串，核二廠有兩串、核三廠有兩串。

⁶ 詳氣象署網站<https://scweb.cwa.gov.tw/zh-tw/history/details/09201747.P99>。

⁷ 1g=980gal。「gal」是加速度的單位，1gal=1cm/sec²。

⁸ 內政部94年12月21日台內營字第0940087319號令修正發布，並自95年1月1日生效。嗣於

震設計規範及解說」(95年1月1日生效)，納入經濟部地質調查及礦業管理中心(下稱地礦中心)公布之第一類活動斷層，規定震區水平譜加速度係數(PGA)必須考量近斷層效應。

而核電廠鄰近之「山腳斷層」及「恆春斷層」屬第二類活動斷層⁹，尚無考量近斷層效應，建築物最大考量水平譜加速度係數(PGA)，核一廠所在之新北市石門區為0.7g、核二廠所在之新北市萬里區為0.8g、核三廠所在之屏東縣恆春鎮為0.7g¹⁰。已遠超過核電廠建廠時之耐震設計基準(核一廠0.3g、核二廠0.4g、核三廠0.4g)。

(四)又，本院諮詢委員指出：「SSHAC Level 3就結果論已經很保守，不會再更高了。如果核電廠要重啟，那是不得了的重。但是不重啟、要除役的話，這個結果就可接受了」、「現在SSE已經提高超過3倍，一般耐震設計提高2成，業主就唉唉叫，3倍要怎麼處理」、「核電廠所謂的SSE就叫安全關機地震，安全關機地震就是希望大地震後，可能哪些地方破損，但是可以安全關機不至於失控」、「耐震設計有2個Level，一個叫做SSE，能夠安全關機，另一個叫OBE(運轉基準地震，Operating Basis Earthquake)，原本設計SSE是0.4g、OBE是0.2g，現在SSE提高了，那OBE

100年1月19日、111年6月14日、111年7月8日及113年3月1日數度修正。

⁹ 據地礦中心網站(<https://fault.gsmma.gov.tw/about/index/52d479b545ae47488f31d3292a7f78f6>)說明，為了野外調查辨認斷層及不同使用者的需求，地礦中心採用以斷層活動之時代作為分類之基礎(張徽正等, 1998)，臺灣地區的活動斷層分為2類，隨著調查結果的進展，活動斷層的分類有可能由第二類改為第一類，所以，分類基礎並非等同地震潛勢或危險度高低，換言之，斷層未來活動風險與斷層的分類並無直接相關。

¹⁰ 震區短週期與一秒週期之設計水平譜加速度係數 S_s^D 與 S_1^D ，與震區短週期與一秒週期之最大考量水平譜加速度係數 S_s^M 與 S_1^M ，如下表：

縣市	鄉鎮市區	S_s^D	S_1^D	S_s^M	S_1^M	臨近之斷層
新北市	石門區	0.5	0.3	0.7	0.45	-
新北市	萬里區	0.5	0.3	0.8	0.5	-
屏東縣	恆春鎮	0.5	0.3	0.7	0.4	-

是不是也提高」、「美國加州魔鬼峽谷核電廠或日本女川核電廠在地震時受損，他們為了加強整個廠房，因為還要繼續運作，所以停機將近2年或是超過2年，就所有的管線、所有東西通過去汰換。但是，這幾十年來我們從來沒有聽過核一廠、核二廠、核三廠有停機超過1年或2年，台電公司只是年度維修停了一段時間，沒有整個去汰換、去加強，只是針對在緊急事件的時候，有關機的機會。其實2個都很重要，因為地震來的時候，如果造成前面的管線脫落或被扯斷，導致安全訊息無法傳遞，也就無法關機了」、「通常超過40年以上，系統都會有老化的影響，所以要延役的時候，必須做一些整體檢查」、「安全系統的老化有沒有考慮在地震安全分析裡，不管是爐心的緊急冷卻系統，或是燃料棒水池的冷卻系統，都有系統老化的問題」、「核電廠除役第一個要做的，就是把燃料棒從爐心裡面弄出來。反應爐裡面還有燃料棒的話，很多安全系統就必須要能夠繼續運轉」、「用過核燃料還在爐心裡，大部分用過核燃料也都還在水池裡，所以地震發生的時候，有沒有考慮安全系統老化的影響」、「台電公司的情况跟外國的核電廠不一樣，雖然已經停機，燃料棒還在爐心裡面，所以安全系統的要求就跟運轉一樣。安全系統的老化，會影響到地震時，它的功能可能就不一樣了」、「燃料池裡的水比爐心多很多，對於燃料棒的冷卻降溫比較安全。爐心裡的水比水池少很多，燃料棒會慢慢降溫是因為輻射效應。通常停機後，會在短時間內，把燃料棒從爐心退到水池」、「燃料棒還在爐心，冷卻系統就必須維持。冷卻系統安不安全也要用SSE，它不是普通的設備，用OBE就可以」、「冷卻池那個大管子已經40、50

年，**「鋼筋混凝土也會老化」**等語。質疑各核電廠SSHAC Level 3評估是否考慮**系統老化及燃料棒仍在爐心的狀況**；又，3座核電廠原始建廠設計基準SSE值分別為0.3g、0.4g、0.4g，提高至0.698g、1.272g、1.384g，提高超過3倍，運轉基準地震OBE是否一併提高？耐震補強是否足夠？

- (五)對此，據台電公司及核安會說明，有關核電廠進行地震風險評估時，對於**安全系統及設備組件老化**議題的考量，係依美國電力研究所(EPRI)耐震評估導則由持有證照的專業人員組成耐震評估小組，先建立**耐震評估設備清單**初稿，再對廠區**安全停機路徑**所有廠房**結構及設備組件**進行現場勘察，接著進行篩濾並確認最終**耐震評估設備清單**項目，以進行更詳細的耐震評估。耐震評估小組在進行現場勘查時，除必須檢視並確認相關**廠房及設備組件之結構、錨固**等狀況良好外，耐震評估時亦須依導則要求將**老化效應**納入評估範疇，以確認能夠符合耐震設計及安全標準。

台電公司並稱：「**耐震提升作業係指緊急停機的部分，SMA跟ESEP的補強標的物都是安全停機路徑上的設備組件**」、「**針對安全關斷的這一串補強，叫做先期的耐震補強**」等語。又，我國核電廠在建廠設計階段，依據美國聯邦法規及核能相關規範要求，訂定各核電廠的安全停機地震(SSE)及運轉基準地震(OBE)，分別作為核電廠安全及發電運轉之耐震設計基礎依據。根據各核電廠終期安全分析報告，運轉基準地震(OBE)約為安全停機地震(SSE)的1/2。OBE之設計條件為該設計地震發生時，核電廠發電所需之**結構物、系統及機械等設施**，必須設計至保持其運轉機能(狀態)之強度、發生頻率約每25

年1次。各核電廠之OBE數值分別為0.15g、0.2g、0.2g。因各核電廠已加裝地震自動急停裝置，於測得地震強度達約OBE時，反應爐就會自動停機，而各核電廠運轉以來，地震所造成之廠區地震強度均未有達到OBE之情形，因此，並無依照程序書執行相關評估作業之需求。

- (六)又據核安會說明，核電廠耐震評估之安全基準，均為依SSHAC Level 3程序所得到的地震危害分析結果，而執行耐震評估的範圍則會視機組停止運轉、除役或繼續運轉，應維持安全功能的廠房結構及系統設備而有不同。在用過核子燃料仍未移出反應爐及用過燃料池前，耐震評估範圍包括爐心冷卻及用過燃料池相關結構、系統及組件；若用過核子燃料已全部移至用過燃料池，則評估範圍為用過燃料池相關結構、系統及組件；若繼續運轉，則耐震評估範圍包括安全停機、爐心冷卻及用過燃料池等相關結構、系統、組件。台電公司依核安會要求，按SSHAC Level 3程序，完成各核電廠的「機率式地震危害分析」，並參照NRC認可的業界導則作法，完成當時進入除役之核一廠的爐心冷卻系統設備，與當時運轉中之核二廠及核三廠的安全停機與爐心冷卻系統設備，以及各核電廠用過燃料池完整性的耐震評估及補強。若發生超越設計基準地震時，機組可安全停機及維持爐心冷卻與用過燃料池的完整性。核電廠除役期間，在用過核子燃料移出反應爐及用過燃料池前，核安會要求台電公司仍需持續維持用過核子燃料相關結構、系統及設備組件之耐震安全。

- (七)綜上，日本福島核災事故後，NRC要求全美核電廠須依循SSHAC Level 3程序，重新評估廠址的地震危害。104年4月，台電公司因應我國原能會要求，依

循SSHAC Level 3程序，委託國震中心辦理「核能設施地震危害重新評估案」，針對當時除役之核一廠，及仍運轉之核二廠、核三廠，耗資近新臺幣5億元，歷時超過4年，評估結果：各核電廠反應器廠房基礎輸入地震反應譜(FIRS)分別為核一廠0.698g、核二廠1.272g、核三廠1.384g，遠高於3座核電廠的安全停機地震值(SSE)0.3g、0.4g、0.4g。台電公司雖於110年7月完成核二廠5項控制盤面設備、核三廠2項桶槽(冷凝水儲存桶槽、更換燃料儲存水桶槽)等補強作業，但台電公司表示，僅能確保強震時可安全停機、維持圍阻體完整性等功能。114年10月，本院提出調查報告時，核一廠、核二廠用過核子燃料仍在反應爐內未能退出，而各核電廠用過燃料池內用過核子燃料亦需俟乾式貯存設施啟用方可移出，且預計10年後才可完全移出，此期間對於安全系統的要求實不亞於運轉狀態。在地震風險無法預測的情況下，3個核電廠經SSHAC Level 3評估結果，於安全停機地震值大幅提高(約2~3倍)、各廠運轉超過40年之際，台電公司除針對設備組件所為的先期耐震補強作業外，尚乏對於各核電廠結構體耐震及系統老化影響等之評估，顯有安全疑慮，核有未當。

二、臺灣位處板塊交界，又在環太平洋地震帶上，斷層密布、地震頻繁，據SSHAC Level 3程序產出之地震源特徵(SSC)模型，山腳斷層由陸域延伸至海域，全長約134公里(超過車籠埔斷層)，距離核一廠約7公里、距離核二廠約4.3公里；恆春斷層包括外海斷層，全長約140公里，距離核三廠僅0.7公里。此外，據歷史記載，山腳斷層、恆春斷層臨近之基隆、恆春皆曾有海嘯紀

錄。又，海溝型地震極易引起海嘯，據查，琉球海溝距離核一廠約65公里、距離核二廠約55公里；馬尼拉海溝距離核三廠約13公里。馬尼拉海溝被美國地質調查局警告是全世界發生錯動機率很高的一條斷層，另據日本「地震研究推進本部」預估，與琉球海溝連接的南海海槽，未來30年內，約有80%機率會發生規模8至9的大地震。因此，大海嘯對核電廠的威脅實不可輕忽，允宜妥為因應。此外，台電公司雖持續執行核二廠、核三廠機率式地震安全度評估(SPRA)併同行審查送核安會審查，惟伴隨地震而來的地質災害(例如山崩及土石流危害、砂土液化或黏性土軟化、海嘯溯上高度等)亦有可能造成核災，緣是，除SSHAC Level 3程序已評估之各核電廠半徑320公里內可能的地震源外，亦宜妥為評估各核電廠地震相關地質災害，俾周延檢視其整體耐震安全性。

- (一)據台電公司說明：採SSHAC Level 3程序所產出之地震源特徵(Seismic Source Characterization, SSC)模型，分析時考量各核電廠半徑320公里內之可能的地震源，因此考量之範圍涵蓋東經115-125度，北緯19-29度內可能之地震源，包含區域震源、活動斷層與隱沒帶震源，並建置地震活動相關參數之邏輯樹與其對應之權重。因此，我國各斷層帶¹¹之影響皆有納入評估。

又據核安會說明：台電公司委託國震中心依SSHAC Level 3程序進行核電廠機率式地震危害度分析(PSHA)評估作業，係由國內外具有豐富經驗的專家學者組成技術整合評估團隊，針對距離廠址320公里內所有可能斷層，包括山腳斷層及恆春斷層等

¹¹ 依地礦中心110年更新之活動斷層分布圖可見，全臺陸域總計有36條活動斷層。

之斷層幾何、孕震深度、錯動型式等相關資料，進行深入的專業技術討論和評估。

另據台電公司說明，早在921大地震的時候，核安會就要求各核電廠增設反應爐的強震自動急停系統，核二廠、核三廠的耐震設計基準是0.4g，增設的強震自動停機系統的觸動值低於設計基準，等於是1個比較小的地震觸碰到了，機組就可以達到自動停機，保護機組的安全。96年及98年分別發現山腳斷層、恆春斷層的新事證，台電公司執行耐震餘裕評估SMA及後續補強工作，把各機組安全停機的系統跟組件的耐震能力，提升到核二廠0.67g、核三廠0.72g。後續又因應日本福島核災事故執行SSHAC Level 3的地震危害評估，依據評估結果執行加速耐震評估程序ESEP，把安全停機的系統及組件的耐震能力提升到核二廠1.272g、核三廠1.384g。

- (二)經由SSHAC Level 3程序產出之地震源特徵(SSC)模型，核一廠及核二廠地震危害主要控制震源，以山腳斷層、ST-II斷層、琉球隱沒帶以及淺部區域震源為主。其中「山腳斷層」位於臺北盆地西側與林口台地交接處，由樹林朝東北延伸經關渡、北投大屯山後，至金山平原北側入海，續往東北延伸過彭佳嶼至北緯約25.4度，全長約134公里。為高角度正斷層帶左移，破裂面朝東南向傾斜，探入地下深處後逐漸轉平並連接到基底滑移面，孕震深度約15公里。核一廠距離山腳斷層約7公里，位於下盤側、核二廠距離山腳斷層約4.3公里，位於上盤側。核三廠地震危害主要控制震源，以恆春斷層系統、西恆春外海構造、馬尼拉隱沒帶以及淺部區域震源為主。其中「恆春斷層系統」由3個斷層組成：潮州斷層南段(約77公里)、恆春斷層(約40公里)以及恆

春外海斷層(約23公里)，全長約140公里。斷層面向東傾約60至75度，屬高角度逆衝斷層。斷層往深部延伸至馬尼拉隱沒帶界面上停止，孕震深度約20公里。核三廠距離恆春斷層系統約0.7公里，屬下盤側。(圖1-圖4)

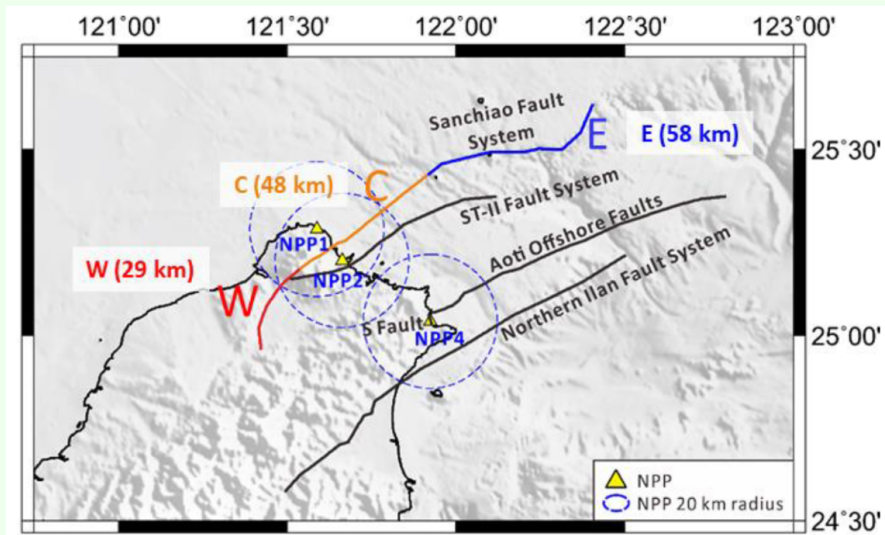


圖1 山腳斷層系統與電廠之相對位置與斷層分段
資料來源：台電公司「海嘯災害模擬與危害度分析工作報告書」

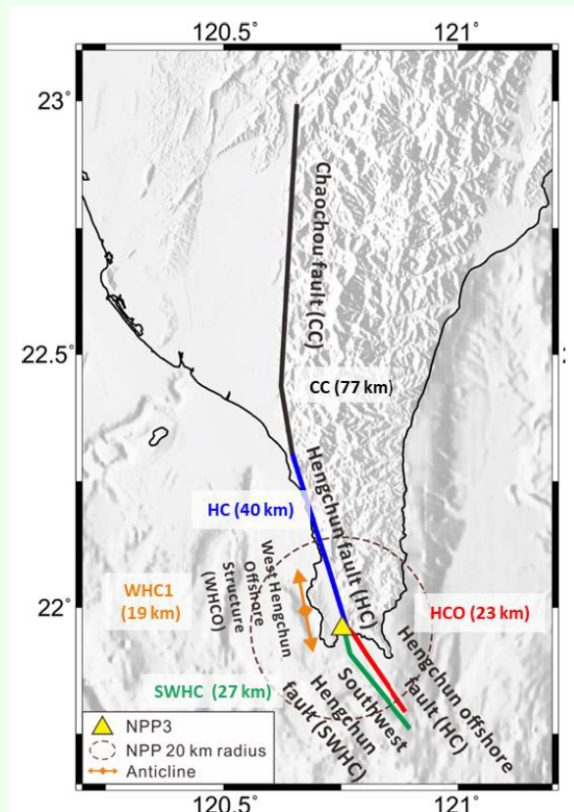


圖2 恆春斷層系統斷層分段與其位置
資料來源：台電公司「海嘯災害模擬與危害度分析工作報告書」

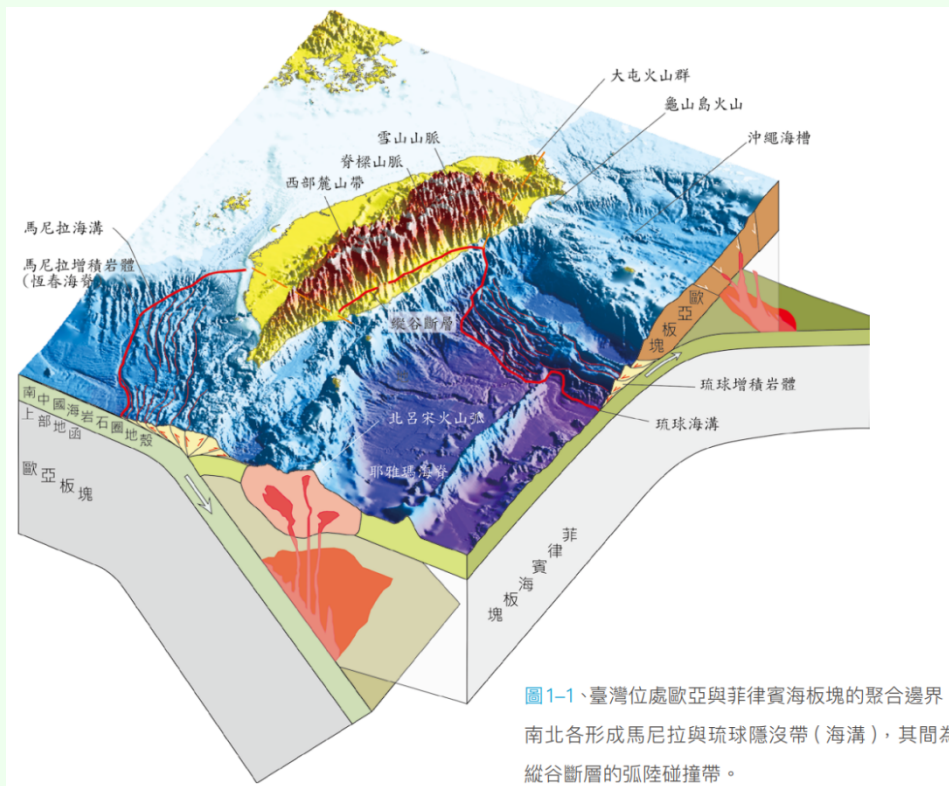


圖3 琉球海溝與馬尼拉海溝
資料來源：災防中心「臺灣地震帶」專書

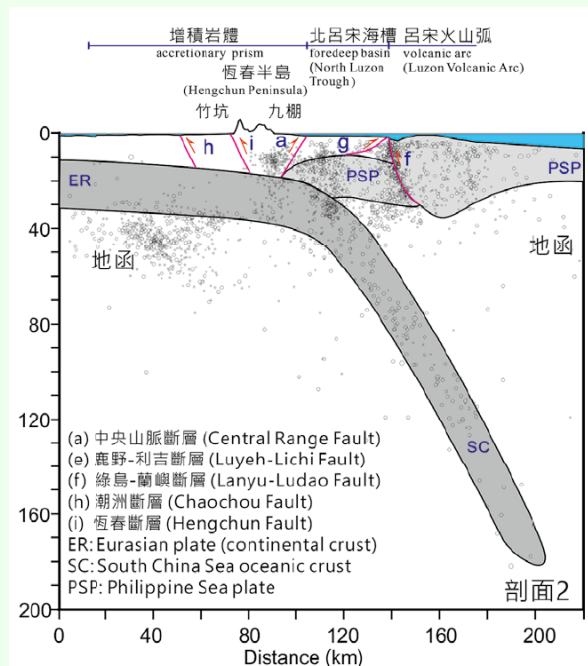


圖4 馬尼拉隱沒帶的地體構造
資料來源：災防中心「臺灣地震帶」專書

據台電公司及核安會說明，山腳斷層系統陸域部分可分為南段和北段，海域部分亦有分段的情形，由西向東分成3段，分別為W段(由臺北盆地樹林柑園橋向北延伸至竹子湖)、C段(從竹子湖往北延伸至金山外海ST-I-2)與E段(由金山外海花瓶嶼往東北延伸至北棉花峽谷前)，長度分別為29、48、58公里，總計135公里。在機率式地震危害度分析結果中，山腳斷層系統對核一廠、核二廠之地震危害百分比(指遭遇約1萬年可能會發生1次之強震時，對核電廠地震危害之貢獻)分別為14.7%與19.6%，恆春斷層對核三廠地震危害百分比為58.1%。¹²

另據本院諮詢委員說明，山腳斷層是一條向南南東傾斜的斷層，假定傾斜的角度45度，則山腳斷層的斷層面就在核二廠直下約4.3公里。核一廠距離山腳斷層約7公里，且位於下盤側，相對的地震威脅較低。核三廠位於恆春斷層的下盤側，但距離恆春斷層的活動線(上一次地震錯移的地表線跡，最可能是下一次地震錯移的位置)僅約0.7公里，威脅程度仍高。距離斷層過近，容易產生次要斷層位移，地面隆起、傾斜及下陷等地盤變形，而山崩、土石流危害、砂土液化或黏性土軟化也不會少。若核島區有斷層，更要十分詳盡的分析，分析結果可能很難過關，而必須有退避的考量。

(三)又依SPID報告，琉球隱沒帶位於菲律賓海板塊往西

¹² 據台電公司說明，「約1萬年可能會發生1次」係指「回歸期」，用來描述地震發生的頻率，1萬年回歸期係指平均1萬年會發生1次之地震。本案地震危害分析工作係依據美國核管會(NRC)管制指引RG 1.208之要求，計算1萬年至10萬年回歸期之地震所帶來之地震風險，以確保核電廠設計能應對這些罕見地震。

另據本院諮詢委員說明，地震危害百分比是某一震源對分析中的特定廠址在某一再現期的加速度的貢獻程度。例如恆春斷層對核三廠址1萬年再現期的加速度的貢獻程度是58.1%，即危害度分析結果計算得此加速度有58.1%是由恆春斷層貢獻的，而其他眾多的震源總共只貢獻了41.9%。

北沒入歐亞大陸板塊下方之聚合交界處，海溝長度約2,200公里，分有板塊介面(Interface)震源與板塊內部(Intraslab)震源，距離核一廠約65公里、距離核二廠約55公里；為逆衝斷層型態，破裂深度可達約35公里，滑移速率約在15至40公厘/年，板塊內部型地震帶最深可達300公里。馬尼拉隱沒帶位臺灣南部，為歐亞板塊向東隱沒至菲律賓海板塊之下所形成的板塊聚合交界處，海溝長度約620公里，由板塊介面(Interface)震源與板塊內部(Intraslab)震源兩部分組成，距離核三廠約13公里；為逆斷層型態，深度約40公里，滑移速率約在5至24公厘/年；板塊內部型構造最深可達200公里。

另據報載，氣象署表示，日本「地震研究推進本部」預估，未來30年內，(南海海槽)約有80%機率會發生規模8至9的大地震。如果引發海嘯，臺灣的沿海地區確實需要防範海嘯的影響，特別是基隆北海岸，宜蘭沿岸。¹³

由氣象署有關「臺灣歷史海嘯」資料¹⁴可見，「近海地震所引起海嘯」有「1867年12月18日，臺灣北部地震：基隆地區沿海山傾地裂，全市房屋倒壞，死者數百人，基隆港海水向外海流出，港內海底露出，瞬間巨浪捲進，船隻被沖上市內，釀成重大災害，處處發生地裂；淡水地區也有地裂、海嘯等現象，數百人被淹死，房屋部分倒壞。此紀錄為目前確定為因臺灣近海地區地震所引發之災害性海

¹³ 日本「南海海槽」有多危險？大地震機率、海嘯、對臺灣影響一次看，104年6月15日NOW news 今日新聞，記者張志浩/綜合報導，<https://www.nownews.com/news/6695686>。

南海海槽位於日本南部、九州東側的海中，是菲律賓海板塊往歐亞板塊隱沒的地方，屬於聚合型板塊邊界。兩個板塊之間會不斷累積應力，超過岩石強度時就會釋放，因此被認為有較高的地震風險，不過是否會發生還是取決於當地的板塊活動的變化而定。

¹⁴ 詳氣象署網站，<https://scweb.cwa.gov.tw/zh-tw/tsunami/taiwan>。

嘯」、「2006年12月26日恆春西南外海地震：恆春出現0.61公尺波高」等紀錄。

本院諮詢委員亦指出：「現在地震安全都在考慮SSE地震動的問題，其實海嘯也是一個重點」、「最清楚的就是西元1867年基隆海嘯。根據歷史記載，核二廠的山側有一處聚落叫八斗仔，標高已經是12-14公尺，這個聚落是被海嘯淹到的」、「核三廠外海的馬尼拉海溝已被美國地質調查局(United States Geological Survey, USGS)警告是全世界發生錯動機率很高的一條斷層，海溝型地震一旦發生就會引起大海嘯，最嚴重的就是沿海」、「各個廠址在進行海嘯分析時，首先要考慮可能引起海嘯的震源。其考慮的震源不限於320公里範圍內，而必須掌握全球各個巨型斷層的位置、規模及可能傳播達到廠址的中大型海嘯」、「會引起海嘯的震源都在海底下，通常是海溝型地震。鄰近臺灣的海溝，一是琉球海溝，由花蓮縣外海向東延伸，再轉向東北與日本的南海海槽連接。另一是馬尼拉海溝，由臺南外海向南延伸，是位在菲律賓西方南海的海溝」、「海溝以外的海底斷層錯動也會引起海嘯。西元1867年的基隆大海嘯即由山腳斷層在海底的部分錯動引起。不過這種斷層長度不很長，引起的海床錯動距離較小，海嘯的影響範圍也較小」、「海嘯分析主要考量的是海溝型地震，其次是廠址周邊的海底斷層錯動。其它原因引起的海嘯機率都很小，或很局部而影響較有限」等語。

顯見臺灣北部山腳斷層及琉球海溝、南部恆春斷層及馬尼拉海溝，甚至日本南海海槽若發生一定規模以上之大地震，臺灣沿海地區確實需要防範海嘯的影響，且北部核一廠、核二廠，南部核三廠均

在受影響範圍內。

- (四)有關海嘯對核電廠之影響，台電公司已依核安會要求，將海溝型地震(如琉球海溝、馬尼拉海溝)所引發的海嘯，納入評估分析，並完成各核電廠重要廠房開口水密作業及加裝水密門等強化作為，提升海嘯危害防護能力。核安會並要求台電公司針對日本311大地震及引發海嘯之複合式災害，建立特定重大事故策略指引(SMI)及執行相關訓練、演練及演習。當氣象署發布海嘯警報且涵蓋臺灣「沿海地區」時，核電廠將依SMI程序進行相關救援設備列置及採取相關行動，確保爐心及用過燃料池內核子燃料安全，並維持適當冷卻，以保障核能安全。台電公司爰於112年2月間提出「海嘯災害模擬與危害度分析報告書」，迄114年9月核安會仍在審查中。
- (五)另，台電公司依最新廠址地震危害重新評估分析結果，完成當時運轉中核二廠、核三廠機率式地震安全度評估(SPRA)¹⁵報告，並於112年1月將核二廠、核三廠「機率式地震安全度評估(SPRA)成果報告」陳報核安會審查。核安會為確認台電公司提送之報告內容品質，於程序審查期間，要求台電公司參照美國核電廠之實務做法，由具同行審查經驗專業人員籌組同行審查團隊，嚴謹辦理核電廠SPRA同行審查作業，以確保報告內容及評估作業品質符合要求。台電公司則依據核安會要求，分別提送「核二廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」及「核三廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」。核安會於113年5月審查同意「核三廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專

¹⁵ 主要在計算爐心熔損發生頻率(CDF)值及早期輻射大量外釋頻率(LERF)值。

案計畫書」，台電公司則於113年9月完成同行審查作業，並於114年1月將SPRA更新報告及同行審查作業報告提送核安會審查。核安會於114年2月備查「核二廠地震風險再評估同行審查作業強化方案專案計畫書」，台電公司則於114年6月提交SPRA更新報告及同行審查報告送核安會審查。

又，核一廠機組雖已停機進入除役過渡階段，然核安會於核一廠除役計畫重要管制事項，另要求台電公司針對核一廠除役過渡階段前期(爐心仍有燃料)執行耐震風險評估作業。台電公司爰於110年11月提交「核一廠除役過渡階段前期廠內事件風險評估報告」，迄仍持續辦理審查意見答復中。

- (六) 本院諮詢委員另指出：「在SSHAC Level 3中，目前國際各大核能電廠對一條很長的斷層會考慮分段，分別給不同的權重，權重給多少？是找許多專家共同決定、討論出來的」、「一個完整的地震危害度評估除了提供動力分析用的反應譜及加速度歷時外，仍必須進行地震相關地質災害評估，包括：主要斷層錯動及次要斷層位移，地面隆起、傾斜及下陷等地盤變形，山崩及土石流危害，砂土液化或黏性土軟化，及海嘯溯高等。而目前完成的SSHAC Level 3，其最後輸出的就是基礎面上的反應譜，接續的加速耐震評估程序(ESEP)及地震安全度評估(SPRA)也只用了反應譜做輸入，而未使用地震加速度歷時輸入結構動力分析，也未進行地震相關地質災害的評估(這些隨著地震來的地質災害也有可能會讓反應爐失控及造成核災)」等語。

- (七) 綜上，臺灣位處板塊交界，又在環太平洋地震帶上，斷層密布、地震頻繁，據SSHAC Level 3程序產出之地震源特徵(SSC)模型，山腳斷層由陸域延伸至海

域，全長約134公里(超過車籠埔斷層)，距離核一廠約7公里、距離核二廠約4.3公里；恆春斷層包括外海斷層，全長約140公里，距離核三廠僅0.7公里。此外，據歷史記載，山腳斷層、恆春斷層臨近之基隆、恆春皆曾有海嘯紀錄。又，海溝型地震極易引起海嘯，據查，琉球海溝距離核一廠約65公里、距離核二廠約55公里；馬尼拉海溝距離核三廠約13公里。馬尼拉海溝被美國地質調查局警告是全世界發生錯動機率很高的一條斷層，另據日本「地震研究推進本部」預估，與琉球海溝連接的南海海槽，未來30年內，約有80%機率會發生規模8至9的大地震。因此，大海嘯對核電廠的威脅實不可輕忽，允宜妥為因應。此外，台電公司雖持續執行核二廠、核三廠機率式地震安全度評估(SPRA)併同行審查送核安會審查，惟伴隨地震而來的地質災害(例如山崩及土石流危害、砂土液化或黏性土軟化、海嘯溯上高度等)亦有可能造成核災，緣是，除SSHAC Level 3程序已評估之各核電廠半徑320公里內可能的地震源外，亦宜妥為評估各核電廠地震相關地質災害，俾周延檢視其整體耐震安全性。

三、《核子反應器設施管制法》雖於114年5月23日修正公布第6條，將核電廠運轉期限延長至60年，給予重啟核電廠之法源依據。惟目前各核電廠運轉執照均已屆期，皆進入除役期間，已無延役可能性，倘若有重啟之需要，自應根據SSHAC Level 3程序所完成之評估報告，進行風險溝通，以免引發爭議，並依法向主管機關核安會申請，經該會確認核子反應器設施無安全顧慮並審核同意換發執照後，始得繼續運轉。

(一)《核子反應器設施管制法》(下稱核管法)於114年5

月23日修正公布第6條：「(第1項)核子反應器設施興建完成後，非經主管機關審核其終期安全分析報告、興建期間之檢查改善結果及系統功能試驗合格，不得裝填核子燃料。裝填核子燃料後，非經主管機關審核其功率試驗合格，並發給運轉執照，不得正式運轉。(第2項)前項運轉執照之有效期間最長為40年，期滿須繼續運轉者，經營者得於執照有效期間屆滿前向主管機關申請換發執照。未依規定換發執照者，不得繼續運轉。(第3項)運轉執照有效期間屆滿後，須再繼續運轉者，經營者得向主管機關申請，經主管機關確認核子反應器設施無安全顧慮並審核同意換發執照後，始得繼續運轉。(第4項)運轉執照之核發及換發，準用前條第1項各款規定；換發之運轉執照，其有效期間自執照生效日起算，最長為20年；其申請應備文件、審核程序及其他應遵行事項之辦法，由主管機關定之。」將核電廠運轉期限延長至60年，給予重啟核電廠之法源依據。

- (二)據核安會說明，目前核電廠各部機組運轉執照均已屆期，皆進入除役期間。如果要重啟，要把除役的機組狀態先恢復到運轉狀態，如果要繼續再運轉，還要進一步評估未來延長運轉期間的安全、老化一些效應，確保延長期間，機組可以安全的運作。已停機機組是否申請再運轉，須由台電公司進行自主安全檢查，評估有無重啟的安全條件、期程與成本效益。若核電廠機組要繼續運轉，台電公司須依法規及採用國際一致的安全標準及作法，確保機組再繼續運轉期間可安全運轉。並參照國際間作法，進行整體安全評估、設備安全檢查及必要的更新，以及安全強化措施，包括地震危害的防護能力，提出

完整評估，確認符合安全要求，也須將機組恢復到運轉期間之營運狀態，包括辦理組織人力、訓練、程序書、設備復原等事項，以確保機組在延長運轉期間可安全運轉。且應依法定程序，檢具申請書及相關技術評估及再運轉計畫等文件，向核安會提出換發運轉執照申請。另外，亦須符合其他主管機關法規要求事項，如環評相關規定等。經核安會安全審查及現場查證，確認符合法規及安全要求，同意換發執照，始得繼續運轉。至於核電廠重啟具體期程，須視台電公司辦理整體性老化安全評估、設備檢查與必要更新、安全強化、恢復至運轉期間營運狀態等各項作業，以及所提送審文件完整性及對審查意見回復時效而定。又，據了解，目前美國有3部原進入除役之核能機組申請重啟恢復運轉，美國核管會正進行審查。該等機組停機後重啟所需時程，則視各電力公司辦理各項安全評估、設備安檢與必要的更新、停機機組恢復到運轉期間營運狀態，以及管制機關執行安全審查所需時間而定。

- (三)據經濟部說明，我國3個核電廠，已經沒有所謂的延役，因為它不是在役中，也不是在運轉中，它原來的使用執照、許可執照都已經屆期了，所以未來適用的狀況是重啟。台電公司亦說明，核一廠因主發電機、氣渦輪發電機、輸電線路等多項關鍵設備已拆除，已不具備延役或重啟之技術條件，為實質除役電廠。核二廠及核三廠延役或重啟必須在符合嚴格法規、安全技術標準、環境及健康風險可控之前提下，由主管機關核准，並需經過完整之評估、測試與民眾溝通程序，以確保核電廠在延役期間能安全穩定運行。立法院於114年5月13日三讀通過核管法第6條條文修正案，賦予核電廠取得延役或重

啟之法律依據，後續仍需待主管機關修訂子法及相關核安檢查要求事項，方能進行評估相關事宜。

台電公司並說明：「因應日本福島核災事故執行SSHAC Level 3的地震危害評估，並依據評估結果執行**暫行措施**—加速耐震評估程序ESEP，把**安全停機**的系統及組件的耐震能力，核二廠提升到1.272g，核三廠提升到1.384g。長期措施則依據地震危害評估結果，執行地震安全度評估SPRA及用過燃料池耐震評估。SPRA主要在計算爐心熔毀及輻射外釋的機率，核二廠、核三廠的結果都符合法規的安全標準，也都已經完成同行審查，目前核三廠由核安會在審查中、核二廠在辦理送審作業中」、「長期就是要做地震安全度評估SPRA，就是要算出爐心熔損發生頻率CDF值及早期輻射大量外釋頻率LERF值」、「耐震提升作業係指緊急停機的部分，SMA跟ESEP的補強標的物都是安全停機路徑上的設備組件」、「核二廠、核三廠如果要重啟，有非常多問題要解決。第1，重啟不是延役，所以第1關就是怎麼確定整個機組是回到運轉前的狀況，包括原配置及設備的妥善狀況；第2，真要重啟，重啟時間多長？整個設備的老化的程度？根據過去檢測結果及對未來的評估，既有的設備轉動件可以換，外面的一些輔機可以換，爐心這些特殊的，還有一些訂製的零件，是不是能夠再延後使用20年，是需要去評估的。還有，當初在設計規劃興建時的地質資料完整度跟現在的地質資料完整度有一定的落差。核三廠1.384g是不是可以克服？工程設計可以做到什麼程度？最後是人民選擇的問題」、「西元2007年新法公布後，美國就沒有新蓋的電廠，因為耐震成本實在太高」、「未來如果要重啟，最大的挑戰是在結構

，因為所有的設備幾乎都架構在建築的結構上面，結構如果夠強，設備補強很容易，如果最後決定核三廠要重啟，我們還要再做進一步的補強」等語。

(四)綜上，核管法雖於114年5月23日修正公布第6條，將核電廠運轉期限延長至60年，給予重啟核電廠之法源依據。惟目前各核電廠運轉執照均已屆期，皆進入除役期間，已無延役可能性，倘若有重啟之需要，自應根據SSHAC Level 3程序所完成之評估報告，進行風險溝通，以免引發爭議，並依法向主管機關核安會申請，經該會確認核子反應器設施無安全顧慮並審核同意換發執照後，始得繼續運轉。

捌、處理辦法：

- 一、抄調查意見，函請台灣電力股份有限公司、核能安全委員會確實檢討改進見復。
- 二、調查報告全文上網公布。

調查委員：田秋堃

趙永清

蔡崇義

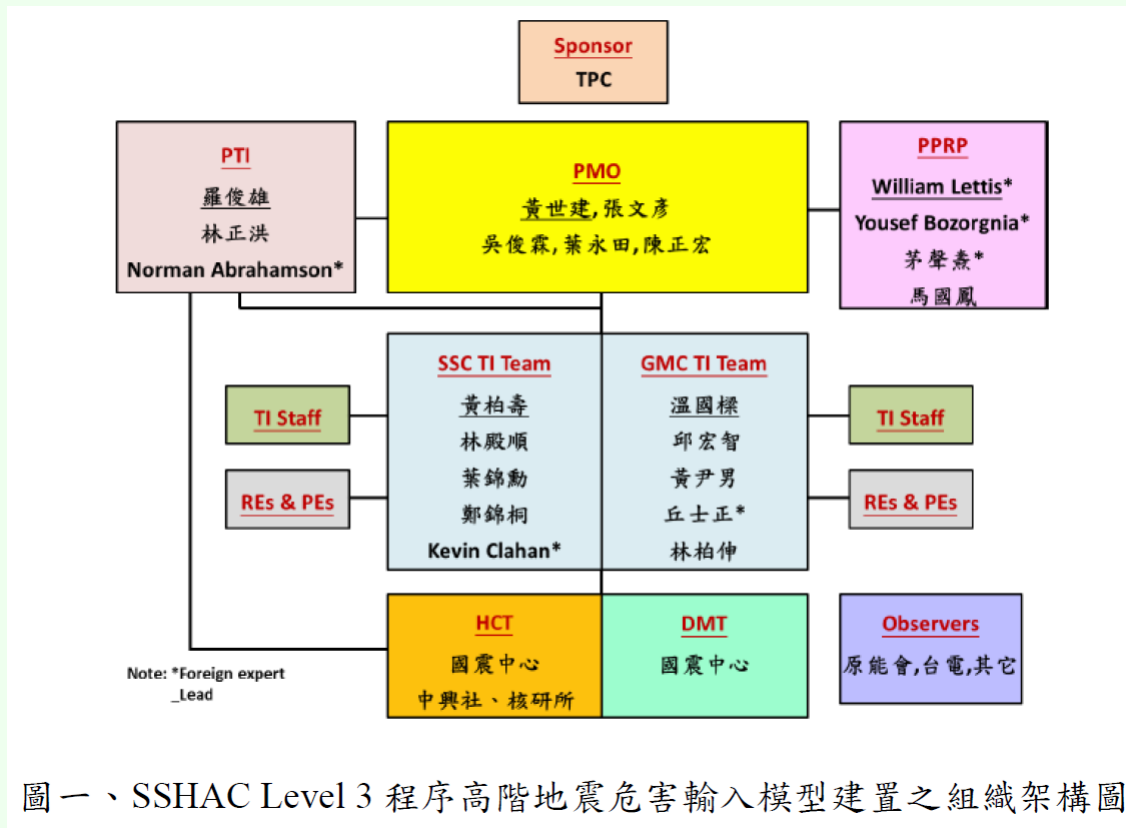
中 華 民 國 1 1 4 年 1 1 月 5 日

案名：我國各核電廠之耐震能力及後續安全工作等情案

關鍵字：耐震能力、SSHAC Level 3、地震危害重新評估、機率式地震危害分析、耐震補強、斷層帶、海嘯

附件一、SSHAC Level 3會議參與人員基本資料

據台電公司說明，該公司執行SSHAC Level 3程序，各階段的人員組職架構如圖一，重要團隊成員的學經歷，包含地球物理、地質、地震、大地工程專長。



圖一、SSHAC Level 3 程序高階地震危害輸入模型建置之組織架構圖

資料來源：台電公司、國震中心