

安全審查報告

送審單位	台灣電力股份有限公司
報告名稱	核一、二、三廠緊急應變計畫區 檢討修正

核能安全委員會
中華民國 114 年 7 月 2 日

目錄

壹、前言	1
貳、「核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告」內容概述 及審查結果	3
第1章、綜合概述	3
第2章、緊急應變計畫區評估準則	7
第3章、評估執行方法說明	9
第4章、核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果	25
第5章、技術要項差異比較	30
第6章、結論（含參考文獻）	32
參、審查結論	34

壹、前言

依據《核子事故緊急應變法施行細則》第4條規定，核子反應器設施緊急應變計畫區（Emergency Planning Zone, EPZ）經中央主管機關核定公告後，經營者應每3年重新檢討修正，並報請中央主管機關核定公告。

本會前次於111年2月10日核定公告核一、二、三廠之緊急應變計畫區，範圍為自各核子反應器設施中心起算8公里半徑內區域。依上述規定，台灣電力股份有限公司（以下簡稱台電公司）於114年2月7日提出《核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告》，送請本會審查核定。該檢討修正報告依據《核子事故緊急應變法施行細則》第3條第1項所定評估準則辦理，並沿用前次111年之評估方法。以114年1月31日為各機組假設事故發生時間，核一與核二廠為除役過渡階段，核三廠則為全功率運轉階段進行評估，同時更新輻射源項並採用108年至112年之氣象資料，據以執行本次緊急應變計畫區範圍之檢討修正評估。

為確保本案審查作業之周延與專業性，本案採二階段辦理，第一階段於114年2月17日進行程序審查，確認台電公司所提報告之格式與內容完整性；第二階段由本會邀集核子工程、輻射安全及大氣科學等領域專家學者，會同本會相關業務單位組成審查小組，展開實質審查。本會於114年2月27日召開實質審查準備會議，請台電公司就本案進行整體說明，並就本次評估作業與前次檢討修正報告間之差異進行比較說明，亦針對整體性議題進行討論。會後審查小組續行書面審查，總計提出88項審查意見，經彙整後提供台電公司進行回復與修訂報告，並於114年4月24日召開審查會議，針對審查意見與回復內容進行充分討論與說明。台電公司依審查意見完成修訂並逐項回復，所有

提問均經專家委員審查確認釐清，審查結論為同意結案。

完成前述審查程序後，本會據以編製台電公司《核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告》之安全審查報告。本審查報告分為6章，分別為：第1章綜合概述、第2章緊急應變計畫區評估準則、第3章評估執行方法說明、第4章核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果、第5章技術要項差異比較，以及第6章結論（含參考文獻）。各章均涵蓋「報告內容概述」、「審查重點與發現」及「審查結果」三個部分，系統性呈現審查過程所涉及之關鍵議題與審查結論，作為本會後續核定之依據。

綜整評估結果，台電公司分別針對核一、二廠除役過渡階段前期與核三廠全功率運轉階段，提出緊急應變計畫區範圍評估結果為0.3公里、0.3公里及2.0公里。整體內容經審查確認具合理性與可接受性，其中針對MELCOR Accident Consequence Code System（MACCS）程式於近場模擬所使用之模型，亦經與美國核能管制委員會（Nuclear Regulatory Commission, NRC）認可模型比對確認其結果可接受，並建議未來優先採用新版程式強化模擬精準度。另核三廠除役階段之分析目前僅屬初步作業，相關假設條件尚未提送主管機關審查確認，因此其分析結果暫列為附件參考，不納入正式評估結論。

考量目前核一、二廠燃料尚未完全移出，為維持應變資源整備與行政作業穩定性，爰決議核一、二、三廠緊急應變計畫區範圍仍維持現行公告之8公里。後續本會將依法公告緊急應變計畫區涵蓋之村里行政區，並據以推動相關防護整備措施，以確保應變效能與公共安全。

貳、「核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正 報告」內容概述及審查結果

第 1 章、綜合概述

一、報告內容概述

本章旨在摘要說明本次緊急應變計畫區之評估方法與結果，並回顧過去評估作業之依據與發展脈絡。緊急應變計畫區係指於核子事故發生時，必須實施緊急應變計畫及即時採取民眾防護措施之區域，透過即時之防護作為，得以預防民眾早期確定性健康效應之發生，並同時抑低中、長期之機率性健康效應風險。

過去國內緊急應變計畫區評估作業，主要參考美國 NRC 於 1978 年出版之 NUREG-0396 報告及 1980 年出版之 NUREG-0654 報告擬定評估標準，並採用由美國聖地亞國家實驗室（Sandia National Laboratories, SNL）所開發之 MACCS 程式進行輻射劑量模擬與評估。考量事故等級不同所可能造成之影響範圍與程度差異，本次評估作業中，設計基準事故（Design Basis Accident, DBA）採單機組假設進行分析；而針對爐心熔損之嚴重事故（Severe Accident, SA），則基於可能由強震或海嘯等外部事件引發雙機組事故之情境，採雙機組模式進行分析，據以執行檢討修正評估。

二、審查重點與發現

本章審查重點在於確認報告內容之敘述是否符合事實與邏輯、說明是否清晰易懂，以及評估所採依據與假設之合理性與適切性。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出 13 項審查意見（包

含整體性審查意見)。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

(一)請進行氣象敏感度模擬。針對核一廠，單獨進行2023年9-11月的模擬，採用標準氣象場輸入。另外，再針對2023年9-11月的模擬，採用單一氣象參數輸入，氣象參數採用最嚴格的方式，風速低穩定度高的輸入參數，溫溼度其他數據皆相同的情境。以上共兩組模擬結果以做為模式敏感度參考。

台電公司回復說明：針對核一廠單獨進行2023年9-11月（風速低穩定度高）的模擬，單一氣象參數採用風速為0.1 m/s 與穩定度為 G，計算結果揭示在0.3 km 處接受的輻射劑量會由原本的2.22E-03 毫西弗 (mSv) 增加為3.58E-03 mSv (依舊< 50 mSv)，因此，並不影響原評估結果(即核一廠 EPZ 半徑評估仍為0.3 km)。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

(二)針對設計基準事故大氣擴散輻射劑量分析，請說明 NUREG-0396之作法。針對 MACCS 程式是否適用於設計基準事故大氣擴散劑量分析，有否明確佐證？

台電公司回復說明：NUREG-0396中並未重新計算設計基準事故輻射劑量，而是基於當時已運轉的核電廠設計基準事故輻射劑量計算結果，以外插法推估10英里處的輻射劑量影響，依此訂定 EPZ 範圍。當時的設計基準事故輻射劑量評估方法的大氣擴散因子計算是根據 RG 1.3和 RG 1.4的附圖查表計算，並未針對個別廠址的氣象條件進行特定評估，而是採用高度保守的假設進行計算，例如使用最大假想釋放量、最不利氣象條件以及固定的大氣擴散係數，以確保計算結果提供最嚴苛的邊界條件。

在 NUREG-0396 訂定 EPZ 範圍為 10 英里後，美國大部分的核電廠都直接依循此距離制定 EPZ，然而，在小型模組化反應器（Small Modular Reactor, SMR）及新型反應器逐漸發展之後，美國逐漸有縮減 EPZ 之需求，故也重新檢視其相關分析方法。以通過美國 NRC 審查的 NuScale SMR 為例，其技術報告 TR-0915-17772（ML22299A145）中提到，EPZ 劃定所需之廠外輻射劑量後果評估，同時涵蓋設計基準事故與嚴重事故情境，並採用 MACCS 程式模擬大氣擴散與計算民眾輻射劑量。因此，雖然 MACCS 過往較多應用於嚴重事故評估，但針對 NuScale SMR 的 EPZ 分析，其應用範圍已擴展至設計基準事故輻射源項的後果模擬，且獲得美國 NRC 的認可。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（三）「設計基準事故（DBA）以單機組考量」，請說明此假設之合理保守性，並提供若以雙機組考量之結果差異。

台電公司回復說明：終期安全分析報告（Final Safety Analysis Report, FSAR）對於 DBA 之定義，係以單機組作分析考量，各廠設計基準事故之分析皆採用 2 號機的參數作為單機組參數，原因在於 2 號機停機時間較晚，離事故評估發生時間（114/1/31）較短（冷卻時間較短），因此，爐心活度盤存量以及衰變熱都會較大。

本報告分析過 DBA 之雙機組案例（保守假定為兩部 2 號機），結果揭示雙機組的有效劑量雖然會是單機組的 2 倍，但是並不影響核一、二、三廠的 EPZ 評估結果（舉核一廠為例：單機組與雙機組在 0.3 公里處之最大劑量分別為 $2.22\text{E-}03$ 與 $4.44\text{E-}03$ mSv，皆遠小於 50 mSv），回歸 FSAR 對於 DBA 的原意與精神，因此，本案以單機組作分析考量。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

本章包含台電公司檢討修正報告中之「摘要」及第 1 章「前言」，經修訂後內容敘述符合事實與邏輯，所採用之評估依據與假設亦屬合理，審查結果認為可予接受。

第 2 章、緊急應變計畫區評估準則

一、報告內容概述

本章旨在說明緊急應變計畫區評估之相關法源依據、評估準則及其目的。該項評估係依《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項規定辦理，所採準則包括：

- (一) 設計基準事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，不超過核子事故民眾防護行動規範之疏散干預基準。
- (二) 爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過核子事故民眾防護行動規範疏散干預基準之年機率應小於十萬分之三。
- (三) 爐心熔損事故在緊急應變計畫區外所造成之預期輻射劑量，超過二西弗之年機率應小於百萬分之三。

鑒於事故在發生前實務上無法明確得知事故之原因與嚴重程度，因此需依據可預見之事故情境及放射性物質外釋特性進行評估。其中，設計基準事故與嚴重事故分別對應不同程度之風險情境，事故可能造成之輻射劑量影響程度與範圍則主要取決於事故類型與發生期間之氣象條件，故須評估事故期間各階段放射性核種污染程度及輻射劑量影響範圍，據以規劃採行相應之防護措施。

二、審查重點與發現

本章審查重點主要在於確認評估內容是否符合相關準則之規定，並檢視引用法規時文字敘述是否正確無誤。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出 2 項審查意見。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

(一) 核三廠評估時是假設爐心熔損，但其他二廠嚴重事故評估時是假設燃料裸露，評估輻射劑量是爐心熔損的釋放輻射劑量，還是只是裸露造成的輻射劑量？建議可詳細說明。

台電公司回復說明：核一廠與核二廠皆以除役過渡階段前期做為分析電廠組態，評估結果是以燃料裸露頻率做為量化之標的，核三廠則以爐心熔損頻率進行量化。燃料裸露頻率之值會大於等於爐心熔損頻率，這是因為燃料裸露後仍存在可能的救援手段，以燃料裸露後就視為爐心熔損（或燃料熔損）是一保守假設。分析時釋放的輻射劑量則是考量爐心熔損（或燃料熔損）的情境下，非僅燃料裸露的釋放輻射劑量。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

台電公司依據《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項規定，辦理核電廠緊急應變計畫區範圍之評估作業。本報告中所執行之設計基準事故輻射劑量評估及嚴重事故發生機率評估，均係依前述法規所定準則進行。台電公司檢討修正報告中之第 2 章「緊急應變計畫區評估準則」修訂後之內容，審查結果認為可予接受。

第 3 章、評估執行方法說明

一、報告內容概述

本章主要說明本次緊急應變計畫區評估所採用之方法與參數細節。本次評估流程與前次（111 年）作業相同，主要評估資料包括：各廠爐心及用過燃料池（Spent Fuel Pool, SFP）之放射性活度盤存量、輻射源項（指圍阻體或用過燃料池初始外釋至環境之分裂產物外釋比例）、各類事故情境下之放射性物質外釋率、外釋高度，及相對應之全年逐時氣象資料（採用 108 年至 112 年之全年氣象觀測資料）。輸入上述資料後，使用 MACCS 3.7 模擬程式進行事故影響輻射劑量評估，據以推估劑量值及劑量發生機率。整體評估作業之執行架構如圖 1 所示，評估所使用之計算工具彙整如表 1。

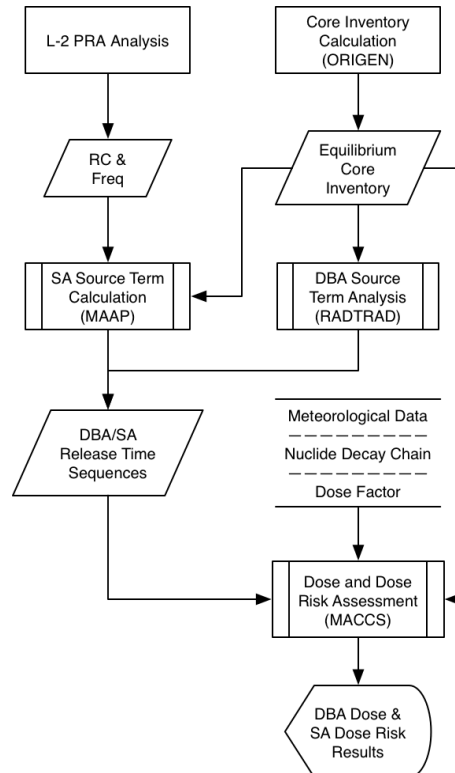


圖 1 核電廠設計基準事故及嚴重事故之輻射劑量與劑量機率評估執行架構圖

表 1 本次檢討修正使用之計算工具彙整表

技術要項	前次檢討（111年）使用程式	本次檢討（114年）使用程式
爐心活度盤存量	ORIGEN 2	ORIGEN 2
DBA 輻射源項	RADTRAD v3.03	RADTRAD v3.03
一、二階PRA	WinNUPRA / WinNUCAP	WinNUPRA / WinNUCAP
嚴重事故輻射源項	MAAP 5.04	MAAP 5.04
劑量與劑量機率評估	WinMACCS/MACCS 3.7	WinMACCS/MACCS 3.7

本次假設事故發生時間（114 年 1 月 31 日）之電廠組態，核一、二廠兩部機組已停機進入實質除役階段，核三廠 2 號機仍處於商轉狀態，因此，此次台電公司檢討修正之分析，視各廠的不同組態而分為「核一、二廠除役過渡階段前期」與「核三廠全功率運轉階段」等兩部分。

以下針對分析採用的輻射源項、氣象資料、輻射劑量與劑量機率評估之重點說明如下：

（一）輻射源項

1. 核一、二廠除役過渡階段前期

針對核一、二廠除役過渡階段前期之輻射源項，輻射劑量評估時所運用的資料除爐心外，尚需考量用過燃料池狀況，因此包括爐心與用過燃料池活度盤存量、分裂產物外釋分率與排放時序等 3 部分。

除役過渡階段前期爐心活度盤存量與全功率運轉階段差異最大的地方在於冷卻時間設定上的差異，全功率運轉階段活度盤存量並沒有經過冷卻時間，除役過渡階段前期爐心活度盤存量計算假設核一廠（2 號機）經過 2800

天冷卻，核二廠（2 號機）經過 688 天冷卻。而用過燃料池部分，核一廠用過燃料池與爐心連通，評估時視為一體分析，且從嚴重事故分析結果顯示用過燃料池釋出分裂產物的時間較爐心釋出的時間晚 7 天以上，故無需分析核一廠用過燃料池活度盤存量；核二廠用過燃料池活度盤存量計算，係依照每束用過燃料束相關資料內容進行 ORIGIN 2（Oak Ridge Isotope GENeration, Version 2）參數檔設定並進程式運算，將週期 1 至 27 每束用過燃料束活度盤存量加總後即可獲得。

有關分裂產物外釋分率，核一、二廠除役過渡階段前期之設計基準事故以冷卻水流失事故（Loss of Coolant Accident, LOCA）為代表。而嚴重事故的外釋，針對爐心部分，因此時反應爐處於開蓋且與二次圍阻體大氣連通狀態，由於二次圍阻體並不具氣密性，故保守假設爐心燃料熔損後，放射性物質即外釋到外界大氣環境，因此僅有 1 個外釋類別。另因核二廠用過燃料池與反應爐配置於不同廠房，分析時係個別發展相應的風險評估模式，針對用過燃料池考量喪失外電（Loss of Offsite Power, LOOP）以及喪失冷卻之肇始事件，其中以喪失外電所佔的風險最大，因而選擇 LOOP 代表事故的依據，其情節為喪失外電且無法回復下，又無池內注水及池水冷卻，用過核子燃料一旦無水覆蓋裸露，則放射性物質直接外釋到大氣環境。

排放時序部分，發生核子事故後之輻射劑量分析依法規須考量事故後放射性核種連續 7 日排放之情形，但因 MACCS 3.7 劑量評估程式煙羽數目上限為 4 批次且各煙

羽持續時間不超過 24 小時之輸入限制下，分析時將排放序列分割為第 1、2、3 以及 4~7 天共 4 煙羽，而各煙羽排放持續時間設定為 24 小時，即保守將第 4~7 天共 4 天的排放量，集中於第 4 天內完全釋出，以總排放濃度不變、連續 4 日排放之情況下，儘可能符合實際排放情況進行計算。

2. 核三廠全功率運轉階段

針對核三廠全功率運轉階段之輻射源項，輻射劑量評估時所運用的資料，包括爐心活度盤存量、分裂產物外釋分率與排放時序等 3 部分。

在爐心活度盤存量的計算上，以 ORIGEN 2 程式計算。設計基準事故依照該核電廠終期安全分析報告訂定之 105%原始執照功率（Original Licensed Thermal Power, OLTP）進行計算，而爐心熔損之嚴重事故的計算則以現行執照熱功率（Current Licensed Thermal Power, CLTP）進行計算，以上計算結果為後續分裂產物外釋分率分析之源頭。

有關分裂產物外釋分率，因核三廠的設計基準事故中，以大破口冷卻水流失事故（LOCA）之外釋活度最大，故核三廠之設計基準事故以 LOCA 為代表。評估時考量各外釋途徑，核三廠考量圍阻體洩漏、特殊安全設施（Engineering Safety Feature, ESF）洩漏及圍阻體低容積排放，總外釋分率為各途徑外釋分率之總和，而排放高度設定則取較低之排放點，以維持保守度。

而爐心熔損之嚴重事故的外釋，評估時雖僅 2 號機運轉，但基於保守評估原則，仍以雙機組進行分析。為反映反應器冷卻水泵加裝被動式停機軸封（Passive Shutdown Seal, PSDS）之現況，修正現有之安全度評估（Probabilistic Risk Assessment, PRA）模式，依據最新數據重新分析外釋類別及外釋頻率，並以嚴重事故分析程式 MAAP 5.04（Modular Accident Analysis Program, Version 5.04）計算各類別之外釋輻射源項與各核種群組之外釋分率。

因核電廠採深度防禦設計，即使爐心在事故中熔損，在圍阻體完整情況下仍可有效地防止放射性物質外釋，故在安全度評估中，除爐心熔損頻率外，尚須考量圍阻體於事故中喪失完整性的發生頻率，即二階安全度評估（Level 2 PRA）。另即使圍阻體於嚴重事故中喪失功能，也不表示所有放射性物質均會外釋到環境，因此在二階安全度評估中需計算外釋到外界環境之放射性物質的發生時間、種類、數量與能量。

至於排放時序，計算方式與核一、二廠除役過渡階段前期相同。

（二）氣象資料

本次評估使用的氣象資料為 108 至 112 年核一、二、三廠廠區氣象塔之逐時觀測資料，氣象塔上的高層跟低層分別安裝監測儀器，由於監測儀器又區分為微風啟動及強風啟動，因此每座氣象塔都有 4 組氣象資料（高層-微風、高層-強風、低層-微風、低層-強風）。核一廠有 2 座氣象塔，共有 8 組氣象資料；核二廠原有 2 座氣象塔，107 年拆除其中 1 座，並將設備移至另 1 座安裝，

因此仍有 8 組氣象資料；核三廠只有 1 座氣象塔，可產生 4 組氣象資料。評估分析時係將各組氣象資料各別分析計算，所得結果經過統計整理後取最大值（保守值）。本次評估使用的氣象資料包括風速、風向、雨量及大氣穩定度，說明如下。

輻射劑量評估時風向為關鍵因素，由下風向分布便可初步判斷輻射劑量最大值出現的方位。核一廠的下風向以西南方及鄰近方位比例稍高、核二廠的下風向明顯偏向西南西及鄰近方位、核三廠的下風向則明顯偏向西南及南南西方。

評估使用的風速資料，則是將各監測點的高度風速先以公式修正為離地 10 公尺高之風速，作為 MACCS 程式的輸入資料；而 MACCS 程式於分析計算時，再依程式內所設定之排放高度，回推於該高度之風速值。

大氣穩定度會影響擴散因數，係依據氣象塔高低兩層監測資料之垂直溫差換算而得，可分為極不穩定的 A 級至非常穩定的 G 級等 7 類。此外，降雨會造成濕沉降，濕沉降會對輻射劑量分析有所影響。降雨時，放射性物質會被雨水刷下，沉降會加快，如降雨在近廠址處，放射性物質在廠區與近電廠處的沉積量會較高。經統計，核一廠降雨時數佔比 9.9%，大氣穩定度 E 與 F/G 的占比較高；核二廠降雨時數佔比 17%，大氣穩定度主要分布於 C/D、E 與 F/G 級，其中 E 與 F/G 的占比較核一廠低；核三廠降雨時數佔比 5.5%，大氣穩定度集中於 A/B 級。整體而言，核一廠大氣穩定度較高，核二廠次之，核三廠最不穩定。

（三）輻射劑量與劑量機率評估

本次評估核電廠意外事故之輻射劑量與劑量機率，係以 MACCS 3.7 程式執行，該程式功能主要包含大氣擴散模組

（ATMOS）、早期效應模組（EARLY）及中長期效應模組（CHRONC）三大部份，配合輻射源項、核種外釋時序以及氣象監測資料等資訊，得以評估放射性核種外釋對於廠外環境之影響，輻射劑量評估架構如圖 2。

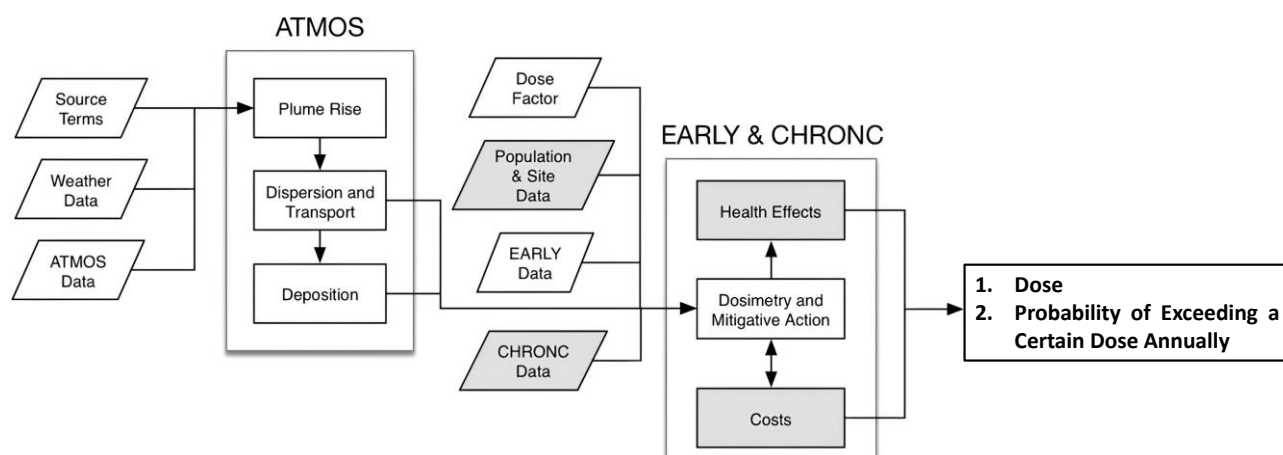


圖 2 MACCS 3.7 輻射劑量與風險評估計算流程

MACCS 3.7 程式的大氣擴散模型係採用高斯煙羽模型（Gaussian Plume Models），此模型依據煙羽的擴散發展依序可以分為自由擴散、受限擴散及煙羽充分混合三種模式。自由擴散模式開始於煙羽剛外釋後，未受地面或逆溫層限制之狀況，擴散效應會使水平和垂直方向的放射性核種濃度呈現常態分佈；受限擴散模式發生於當外釋煙羽受地面或逆溫層限制時（垂直方向擴散受限，水平方向擴散未受限），需以多重反射法（Multiple Reflection Method）作修正，將地面與逆溫層視為全反射邊界；當煙羽在地面與逆溫層之間達到均勻混合，即進入煙羽充分混合模式，此時垂直方向濃度已經均勻分布，毋須再考慮該方向之擴散效應。

依據《核子事故緊急應變法施行細則》第3條規定，緊急應變計畫區範圍評估主要以疏散干預基準之輻射劑量及超過疏散干預基準與2西弗（Sv）之機率為考量，因此緊急應變計畫區主要以早期效應模組所計算之輻射劑量及機率結果作為範圍劃定參考。

二、審查重點與發現

本章審查重點主要在於確認所採評估方法與分析工具之適用性、各項假設與評估內容之合理性，以及報告敘述之正確性與邏輯一致性。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出57項審查意見。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

（一）MACCS 使用手冊（參考文獻8）提到評估氣象條件有多種方法選項可選擇。請說明本案所使用之選項，並說明選取這些選項的理由。請問使用者的選項是否會影響計算結果的保守度？

台電公司回復說明：本案選擇為直接使用氣象檔取樣（strictly random sampling），直接使用氣象檔取樣，可對一年 8760 小時的天氣序列進行分層取樣，以「每天」為階層，每階層取樣24次（即每小時取樣一次），可以確保每筆氣象數據都能使用到。

實際上核一廠一年有8組氣象數據，核二廠一年有8組氣象數據，核三廠一年有4組氣象數據，本案模擬包括五年氣象數據同時分析16個方位。舉核一廠除役過渡階段前期0.5 km 為例，本案會從所有案例之0.5 km 處的輻射劑量（或劑量年超越機率）中，選取最大的輻射劑量（或劑量年超越機率）作為0.5 km 處之輻射劑量（或劑量年超越機率）代表。以此類推，本案會從所有案例中，選取各徑向距離對應之最大輻射劑量（或劑量年超越機率）

作為輻射劑量（或劑量年超越機率）代表，以此方式決定 EPZ 的大小（具保守性）。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（二）各電廠的狀態，如除役過渡階段前期、全功率運轉狀態、除役過渡階段等說明不夠清楚。這些階段，應該有除役時程的標示，因為太多術語，可能簡單說明會較清楚。

台電公司回復說明：各電廠除役計畫述明除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段。

核一、二廠因故於停機後未能將爐心燃料移出至用過燃料池，依除役計畫第5章定義屬除役過渡階段前期；如用過核子燃料全數退出爐心移至用過核子燃料池，反應器爐穴與用過核子燃料池間密封閘門關閉，且反應器永久停機至少60天，則進入除役過渡階段後期。於本計畫評估期間，核一、二廠室外乾貯進展尚未明確，故本報告僅評估除役過渡階段前期。

核三廠於114年2號機仍為全功率運轉狀態，114年5月17日執照屆期，停機後其爐心燃料可全數移出至用過燃料池，與核一、二廠狀況不同，故核三廠除役過渡階段無定義前後期。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（三）「嚴重事故雙機組作法為依據單一機組爐心活度盤存量計算輻射源項，最後在 MACCS 3.7中會將爐心活度盤存量乘上2（雙機組），再進行 EPZ 輻射劑量分析。」請載明各廠評估是使用1或2號機組的參數？並說明其合理保守性。

台電公司回復說明：評估使用各電廠2號機進行爐心活度盤存量計算，原因在於2號機停機時間較晚，離評估事故發生時間

(114/1/31) 較短 (冷卻時間較短)，因此，爐心活度盤存量以及衰變熱會較大 (保守)。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

(四) EPZ 檢討修正報告都是以電廠組態現況進行檢討評估，核三廠尚未建置用過燃料池島區，且現階段以核三廠全功率運轉組態之評估結果，作為 EPZ 檢討修正基準。此外，「核三廠除役階段島區運轉期」分析所使用假設條件 (包括島區相關規劃、對應的量化風險評估等) 皆尚未通過審查，請台電公司澄清於此次檢討分析報告納入之適切性。

台電公司回復說明：依審查會議中決議將核三廠除役島區分析放入附件，並對報告內文作修正調整。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

(五) 嚴重事故輻射源項所使用之計算工具為 MAAP 5.04 (為美國電力研究所發展)，輻射劑量與劑量機率評估所使用之計算工具為 WinMACCS/MACCS 3.7 (為 NRC 委託聖地亞國家實驗室所發展)。一般而言，在計算工具的選擇上會選用相同機構所發展的上下游計算工具。請問本案為何選用不同發展機構所發展的上下游計算工具？本案輻射源項計算工具為何不選用 NRC 所發展的 MELCOR？

台電公司回復說明：本次報告採用 MAAP 作為嚴重事故分析程式，係基於以下考量：

1. MAAP 程式已用於本公司105年及111年 EPZ 檢討修正報告，相關內容均經核安會審查通過，具備實績依據。
2. MAAP 程式為本公司長期導入並持續更新維護之分析工具，具備與電廠實際組態相符的模型基礎，有助於 EPZ 輻

射源項計算結果的準確性，此外，MAAP 程式亦應用於核安演習、核一、二廠多樣化且彈性處理策略（Diverse and Flexible Coping Strategy, FLEX）分析、核一、二、三廠圍阻體過濾排氣系統（Filtered Containment Venting System, FCVS）分析等，顯示其技術連續性與程式熟悉度。

3.MAAP 程式可有效提供與 MACCS 程式相容的輻射源項資料，經歷多次模擬與實務應用驗證，未見上下游銜接不良問題，資料整合性無虞。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（六）請說明計算工具程式之版次是否適時更新？程式運跑作業與報告產出之品保作業的執行方式及審核程序，確保評估結果的準確性。

台電公司回復說明：本次使用工具程式皆用於105年及111年EPZ檢討修正報告，相關內容均經核安會審查通過，具備實績依據，且目前使用之程式版本經評估仍可以滿足現行EPZ檢討修正需求，因此，沿用111年EPZ檢討修正所使用程式之版次。

台電公司EPZ檢討修正計畫由緊執會負責統籌，依照本公司內部管理作業要點提報奉准後，遵照管理單位要點進行研擬規劃、計畫執行、進度追蹤、審查機制等，緊執會依要點於公司之計畫執行前審查會議、定期計畫審查會議等進行說明報告。計畫期間緊執會亦另依技術內容，邀請核能系統各單位（包含核能電廠），召開數次計畫內容說明/討論會及各權責單位就專業分工提出計畫報告審查意見，緊執會追蹤處理以臻完善計畫報告內容，符合本公司相關品保作業要求。

未來會制定相關監督機制，即透過定期比對報告中的參數與實際執行檔設定，確保在作業現場執行的內容符合既定標準，避免因人為錯誤或設定偏差導致品質風險。同時，藉由書面記錄與核章制度，建立清楚的責任歸屬與追蹤依據，使問題可被即時發現、處理與改善，避免錯誤重複發生。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

(七)請分別說明 WinMACCS 程式與 PAVAN 及 ARCON96 程式氣象數據取樣方法之依據。另 PAVAN 的輻射劑量計算結果較為保守，請進一步說明何謂保守。排放高度設定取較低排放點以維持保守度，請說明何謂維持保守度。

台電公司回復說明：PAVAN 程式是依據 RG 1.145，ARCON96 程式是依據 RG1.194；MACCS 程式雖未被現行法規明文規定為強制使用工具，惟在美國 NuScale SMR 案例技術報告 TR-0915-17772 (ML22299A145) 中，EPZ 劃定所需之廠外輻射劑量後果評估，採用 MACCS 程式模擬大氣擴散與計算民眾輻射劑量，並同時涵蓋設計基準事故 (DBA) 與嚴重事故情境，已通過美國 NRC 審查。因此，本案採用 MACCS 程式計算 EPZ 中 DBA 之輻射劑量分析，具備充分之技術依據且與國際實務案例一致。

PAVAN 程式為設計基準事故輻射劑量分析中使用來計算大氣擴散因子的程式，其輻射劑量計算方法是電廠安全分析報告第 15 章設計基準事故輻射劑量分析所採用，適用於核電廠選址所需符合的 10 CFR Part 100 輻射劑量標準。相較於 MACCS 程式，其分析基於極為保守氣象條件，會得到較大的大氣擴散因子及輻射劑量計算結果，因此說其輻射劑量計算結果較為保守。然而 MACCS 程式具備模擬更複雜的事故進程、較真實的氣象條件、

放射性物質沉降和再懸浮、不同曝露途徑的輻射劑量，以及防護行動效果等能力。整體而言，MACCS 所提供的資訊更貼近實際應變需求，有助於提升公眾健康與安全的保障。

在使用 MACCS 程式進行輻射劑量分析時，在相同的氣象條件及外釋量條件下，外釋高度較低時，放射性物質的擴散效應相對較小，因此輻射劑量通常較高。基於保守性原則，在多個外釋點的情境下，選擇較低的外釋點作為代表排放點，以確保計算結果不低估可能的輻射劑量影響，從而提供更嚴謹的輻射劑量評估結果。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（八）根據 NuScale 技術報告，當採用 MACCS 所使用之區域源建築尾流模型（Area Source Building Wake Model），在小於0.5 km 範圍內應該與美國 NRC 接受的大氣傳輸與擴散（Atmospheric Transport and Dispersion, ATD）程式比較確認，請再補充這方面說明資料。

台電公司回復說明：該報告中提及 MACCS 的大氣傳輸擴散模型須經過近場（500 m 以內）比對驗證。分析條件為地表排放、無熱浮力，評估標準為500 m 以內 MACCS 計算之大氣擴散因子（X/Q）要大於或等於 ARCON96（NRC 認可模型）計算之 X/Q，即可被接受。因此，本案進行核一、二廠除役過渡階段前期案例分析，依據民國112年氣象數據計算，結果揭示 MACCS 計算之 X/Q 大於 ARCON96計算之 X/Q，符合相關要求。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（九）核一廠用過燃料池與爐心連通，大破口冷卻水流失事故（LOCA）會同時影響爐心與用過燃料池內之燃料。請說明為何

LOCA 輻射源項分析不用考慮用過燃料池內之燃料？如果已經做過定量分析排除用過燃料池內之燃料毀損之可能性，請提供相關結果。

台電公司回復說明：以 MAAP 程式個案模擬計算，反應爐失水後57.57小時（約2.4天）護套劣化而使分裂產物外釋。而用過燃料池水（水量約有378,100公斤）用過燃料衰變熱（約0.8655MW）加熱而使水位下降，約93.63小時（3.9天）水位下降至用過燃料頂端，裸露的用過燃料開始加熱，324.22小時（13.5天）燃料護套溫度達900 K 左右，此時已超過爐心外釋7天（2.4+7天），若在8天內啟動救援措施即可避免用過燃料輻射外釋。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（十）由於核二廠反應器壓力槽（Reactor Pressure Vessel, RPV）與用過燃料池（SFP）配置於不同廠房，前者在圍阻體內，後者位於獨立燃料廠房，因此本次個別發展相應之風險模式。核三廠RPV 與 SFP 也是配置於不同廠房，針對核三廠全功率運轉階段之風險評估與嚴重事故，是否也應該個別發展相應之風險模式。

台電公司回復說明：目前核三廠於功率運轉階段的量化風險評估模式並未將用過燃料池的風險納入考量。此係因用過核燃料在移出反應爐並經數周至數年的冷卻後，相較於功率運轉階段爐心，其衰變熱及放射性已顯著降低，因而潛在風險隨之大幅減少，這與美國 NUREG-1738與福島事件後發布的 NUREG-2161等報告結論一致。依據風險評估結果，整體燃料裸露風險約為 $5.55\text{E-}07/\text{yr}$ ，整體爐心裸露風險約為 $3.20\text{E-}5/\text{yr}$ ，兩者相差兩個數量級，故於功率運轉期間，用過燃料池之風險相對爐心而言並不顯著，對整體風險影響不大。

此外，參考美國機械工程師學會（ASME）與美洲核能協會（ANS）聯合出版的「核能電廠一階/早期大量外釋頻率量化風險評估標準」（ASME/ANS RA-Sa-2009），功率運轉階段的量化風險評估主要聚焦於爐心風險，而未要求將用過燃料池納入評估範疇。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

（十一）請說明屏蔽減免因子採用依據及其合理保守性。

台電公司回復說明：EPZ 輻射劑量評估係針對核子事故發生後七日內之急性累積體外輻射劑量，其目的為提供緊急應變決策依據，評估方式應採合理保守（而非極端保守）之參數，因此，整體輻射屏蔽減免因子採用極端條件推估（0.7）或長期穩定狀態下之常態參數（0.36）均不符合本評估目的。本報告所採之整體輻射屏蔽減免因子0.6，係參考世界衛生組織（WHO）於2012年福島事故後所提出之數值，該值已整合木造住宅建物輻射屏蔽減免因子（0.4）及室內時間佔用因子（ $16/24 = 66\%$ ）等要素，符合國際間針對核事故早期推估之合理假設，亦為國際原子能總署（IAEA）、聯合國原子輻射效應科學委員會（UNSCEAR）等組織後續報告所沿用，選定 0.6 作為整體輻射屏蔽減免因子，可確保台灣 EPZ 輻射劑量評估具備合理性與國際對比性。國內建築物多為鋼筋混凝土，屏蔽效果較木造建築佳，因此，本研究採用木造住宅建物輻射屏蔽減免因子與室內時間佔用因子66%作為標準，對輻射劑量的評估較合理保守。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

本章旨在說明核電廠緊急應變計畫區評估所採用之執行方法。雖本次評估所使用之方法及工具與前次（111 年）相同，然台電公司經重新評估後確認，其仍可滿足現行 EPZ 檢討修正之需求。為佐證 MACCS 程式於設計基準事故輻射劑量評估之適用性，台電公司並提出經美國 NRC 認可之相關案例資料作為支持。此外，評估所採用之屏蔽減免因子等參數具合理之保守性，並符合國際間對於核子事故早期輻射劑量推估之慣用假設與建議值，具有國際可比性與接受度。台電公司檢討修正報告中之第 3 章「評估執行方法說明」修訂後之內容，審查結果認為可予接受。

第 4 章、核一、二、三廠緊急應變計畫區

分析結果

一、報告內容概述

本章主要依據第 3 章所述之評估方法，並依《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項所訂評估準則，說明在設計基準事故（DBA）外釋情境下，針對 16 個方位各距離點所進行之輻射劑量評估結果；以及在嚴重事故（SA）外釋情境下，16 個方位各距離點超越《核子事故民眾防護行動規範》中疏散干預基準 50 mSv 之年機率，以及超越 2 Sv 之年機率之評估結果。各廠計算分析結果重點彙整如下，並列示於表 2。

（一）核一廠

核一廠機組目前維持在除役過渡階段前期，因此參考大修停機模式與現行運轉組態建立風險評估模型，考量爐心與用過燃料池可能發生的各種事故序列，選用最具有代表性的放射性物質外釋事件「爐心大破口冷卻水流失事故（LOCA）且所有救援系統不可用」來代表核一廠發生燃料熔損事故的風險。此事件的發生頻率保守假設為各種事故序列發生頻率的總和（每年 $1.91\text{E-}6$ ）。

本次分析，核一廠的設計基準事故只考量 1 種外釋情節（LOCA），嚴重事故亦只包含 1 種外釋類別（LOCA），又核一廠每年可產生 8 組氣象資料，在評估的 5 年期間內共建立 40 組氣象資料，因此在不同方位與氣象組合下，一個距離點可計算出 640 個輻射劑量值或劑量年超越機率值。經過分析結果顯示設計基準事故外釋情節下，0.3 公里處之輻射劑量值皆

小於 50 毫西弗；嚴重事故外釋情節下，0.3 公里處之 50 毫西弗及 2 西弗年超越機率分別小於十萬分之三及百萬分之三。整體而言在 0.3 公里處即可符合準則規範。

(二)核二廠

核二廠機組目前維持在除役過渡階段前期，因此參考大修停機模式與現行運轉組態建立風險評估模型，考量爐心與用過燃料池可能發生的各種事故序列，選用最具有代表性的放射性物質外釋事件「爐心大破口冷卻水流失事故且所有救援系統不可用」及「喪失外電（LOOP）且用過燃料池緊急注水系統不可用」來分別代表核二廠爐心與用過燃料池發生燃料熔損事故的風險。

本次分析，核二廠的設計基準事故只考量 1 種外釋情節（LOCA），嚴重事故則包含 2 種外釋類別，即爐心的 LOCA 與用過燃料池的 LOOP，又核二廠在評估的 5 年期間內共產生 40 組氣象資料，結合不同方位與氣象組合進行計算分析。分析結果顯示設計基準事故外釋情節下，0.3 公里處之輻射劑量值皆小於 50 毫西弗；嚴重事故外釋情節下，0.3 公里處之 50 毫西弗及 2 西弗年超越機率分別小於十萬分之三及百萬分之三。整體而言在 0.3 公里處即可符合準則規範。

(三)核三廠

核三廠 1 部機組尚在運轉中，因此針對全功率運轉階段進行評估。其設計基準事故考量 1 種外釋情節（LOCA），嚴重事故則包含 17 種爐心外釋類別，並基於保守評估原則，以雙機組進行分析。又核三廠每年可產生 4 組氣象資料，在評估的 5 年期間內共建立 20 組氣象資料，因此在不同方位與氣象組

合下，一個距離點可計算出 320 個輻射劑量值或劑量年超越機率值。分析結果顯示設計基準事故外釋情節下，0.5 公里處之輻射劑量值皆小於 50 毫西弗；嚴重事故外釋情節下，0.5 公里處之 50 毫西弗年超越機率小於十萬分之三，而 2 西弗年超越機率則在 2.0 公里處小於百萬分之三。整體而言在 2.0 公里處可符合準則規範。

另台電公司分析本次與前次（111 年）緊急應變計畫區評估差異比較如表 3。其中核二廠差異較大，係因本次分析爐心燃料冷卻時間從 7 天大幅增加至 688 天，導致爐心活度盤存量下降，故評估距離明顯變小。核三廠則因反應器冷卻水泵加裝被動式停機軸封，抑低在喪失外電或喪失核機冷卻水等肇始事件下，發生反應器冷卻水泵軸封 LOCA 的可能性，進而導致嚴重事故外釋頻率下降，故評估距離變小。

表 2 本次各電廠緊急應變計畫區詳細分析結果

電廠組態	DBA (50 mSv)	SA (50 mSv) 年機率<3.0E-05	SA (2 Sv) 年機率<3.0E-06
核一廠（除役過渡階段前期）	0.3 km	0.3 km	0.3 km
核二廠（除役過渡階段前期）	0.3 km	0.3 km	0.3 km
核三廠（全功率運轉階段）	0.5 km	0.5 km	2.0 km

表 3 111 年與本次緊急應變計畫區評估差異比較表

電廠組態	111年評估距離	114年評估距離
核一廠（除役過渡階段前期）	<0.5 km	<0.3 km
核二廠（除役過渡階段前期）	<2.0 km	<0.3 km
核三廠（全功率運轉階段）	<2.5 km	<2.0 km
核二廠（全功率運轉階段）	<2.5 km	NA

二、審查重點與發現

本章審查重點主要在於確認評估結果之合理性，並檢視相關敘述內容是否具正確性與完整性。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出10項審查意見。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

(一) 比較報告圖4-2與圖4-5，核一廠0.3 km 的輻射劑量年超越機率($1.84\text{E-}6$ 與 $1.83\text{E-}6$)高於核二廠的機率($1.74\text{E-}6$ 與 $1.16\text{E-}6$)，考量二者都是沸水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR)，核一廠機組的功率低又冷卻得更久，源項應該更少，假設是否合理？又兩廠年超越機率與距離關係圖中機率隨距離衰減之衰減曲線差異甚大(核一廠幾乎沒有衰減、核二廠衰減很快)，是什麼情節或組態差異造成以上分析結果？建議補充說明以增加報告說服力。

台電公司回復說明：因為核一廠的大氣穩定度E與F/G的占比較高(氣候較穩定)，即大氣穩定不易擴散，反觀核二廠的大氣穩定度E與F/G的占比較低(氣候較不穩定)，即大氣不穩定容易擴散。基於核一廠的氣候較穩定，外釋的放射性核種越靠近反應器，則濃度會越高且不易消散，因此，0.3 km 的輻射劑量年超越機率較核二廠高，也由於不易消散，接受輻射劑量容易同時滿足50 mSv 與2 Sv，從0.1 km 至6 km 的劑量年超越機率曲線較貼合而不易衰減；核二廠因氣候較不穩定，濃度易消散，接受輻射劑量不容易同時滿足50 mSv 與2 Sv，故從0.1 km 至6 km 的劑量年超越機率曲線較不貼合而易衰減。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

本章為台電公司依前章評估執行方法，分別針對「核一、二廠除役過渡階段前期」及「核三廠全功率運轉階段」，就設計基準事故外釋情境進行模擬，計算 16 個方位各距離點之輻射劑量值；並就嚴重事故外釋情境，計算 16 方位各距離點之劑量年超越機率值。其後，依據《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項所訂 3 項評估準則，分別對核一、二、三廠進行應變計畫區範圍之評估，並針對結果進行說明。台電公司檢討修正報告中之第 4 章「核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果」修訂後之內容，審查結果認為可予接受。

第 5 章、技術要項差異比較

一、報告內容概述

本章旨在說明本次緊急應變計畫區（EPZ）分析之技術要項，重點比較本次（114 年）與前次（111 年）評估作業間的差異，以及本次不同組態間之技術分析異同。台電公司本次 EPZ 檢討作業，延續 111 年所採用之分析程式，並更新氣象條件，採用近五年之氣象資料進行模擬與評估，以完成本次 EPZ 範圍之檢討作業。

為使分析結果更貼近實際情況，本次評估針對部分技術參數與模式進行修正，包括：用過燃料池活度盤存量之計算方式、安全度評估模式之調整，以及呼吸率參數之更新，以提升評估準確性與科學合理性。

二、審查重點與發現

本章審查重點主要在於確認報告內容之正確性與完整性。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出4項審查意見。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

（一）「全功率運轉階段與除役過渡階段前期 EPZ 分析相關技術要項差異之比較表」內氣象塔資料欄位所述：使用分層隨機取樣（stratified random sampling），以每小時進行氣象資料取樣（即一天有24組氣象數據），樣本等同母體。何謂「樣本等同母體」？

台電公司回復說明：本案選擇為直接使用氣象檔取樣（strictly random sampling），直接使用氣象檔取樣，其取樣方式為對一年 8760 小時的天氣序列進行分層取樣，以「每天」為階層，每階

層取樣24次（即每小時取樣一次），可以確保每筆氣象數據都能使用到。

以一年1組氣象條件且1個方位為例說明，在早期效應7天（168小時）的分析時間內，MACCS 模擬共進行8760（= 365天 x 24小時）個不同的起始時間點。例如：分析#1：從第1天，第1小時開始，使用第1天，第1小時到第7天，第24小時（共168小時）的氣象數據。分析#2：從第1天，第2小時開始，使用第1天，第2小時到第8天，第1小時（共168小時）的氣象數據，以此類推，此模式會持續進行，直至8760個起始時間點全部模擬完成。因為氣象數據並非抽樣取得，而是每筆氣象數據都能使用到，所以樣本等同母體。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

為比較前次（111 年）與本次緊急應變計畫區檢討修正作業中技術要項之異同，台電公司於本章彙整相關技術內容，並列表進行對照分析，以利明確掌握各項修正差異。台電公司檢討修正報告中之第 5 章「技術要項差異比較」修訂後之內容，審查結果認為可予接受。

第 6 章、結論（含參考文獻）

一、報告內容概述

本章綜整本次核一、二、三廠緊急應變計畫區之評估結果。依據評估結果顯示，「核一廠除役過渡階段前期」、「核二廠除役過渡階段前期」及「核三廠全功率運轉階段」之應變計畫區範圍，分別於距反應器設施中心 0.3 公里、0.3 公里、2.0 公里處可符合《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項所定之各項評估準則。綜合本次檢討修正結果，核一、二、三廠經依準則進行輻射劑量與風險評估後，其緊急應變計畫區範圍皆落於核子反應器設施中心半徑 2.0 公里以內。

二、審查重點與發現

本章審查重點主要在於確認報告內容之正確性、完整性與邏輯一致性。經審查小組審閱後，針對本章內容共提出 2 項審查意見。茲就本章之重要審查發現及台電公司所提回復情形彙整如下：

（一）「核一、二、三廠皆可在以兩反應器連線中點為中心之半徑 2.0 公里範圍內，符合《核子事故緊急應變法施行細則》第三條（半徑 5.0 公里）及目前行政公告（半徑 8.0 公里）之規定」，此描述邏輯有誤，請修正。

台電公司回復說明：敘述文字修正為「本報告依《核子事故緊急應變法施行細則》第三條準則評估，評估結果揭示核一、二、三廠 EPZ 半徑皆小於 2.0 公里範圍內」。

台電公司之回復說明，經審查可以接受。

三、審查結果

綜合本次檢討修正結果，核一、二、三廠於距反應器設施中心2.0公里範圍處，皆符合《核子事故緊急應變法施行細則》第3條第1項所訂評估準則之規定。台電公司檢討修正報告中之第6章「結論」及「參考文獻」修訂後之內容，審查結果認為可予接受。

參、審查結論

綜合本會審查台電公司所提核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告，與台電公司對 88 項審查意見所提出之補充說明、報告修訂內容，台電公司已就核一、二、三廠緊急應變計畫區檢討修正報告之摘要、前言、緊急應變計畫區評估準則、評估執行方法說明、核一、二、三廠緊急應變計畫區分析結果、技術要項差異比較、結論及參考文獻等章節內容，提出適當評估與說明，所有審查意見均同意結案。

本案經審查後達成以下結論：

- 一、台電公司於本次評估報告中，依據《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 1 項規定之相關準則，分別評估「核一廠除役過渡階段前期」、「核二廠除役過渡階段前期」及「核三廠全功率運轉階段」之緊急應變計畫區範圍，其結果分別為 0.3 公里、0.3 公里及 2.0 公里。換言之，核一、二、三廠緊急應變計畫區範圍在 2.0 公里處皆符合準則規定。經本會審查核定，審查結果可以接受。
- 二、現行使用 MACCS 3.7 版本，係沿用 111 年緊急應變計畫區檢討修正所使用程式之版次，經評估仍可以滿足現行緊急應變計畫區檢討修正需求。惟其使用之區域源建築尾流模型（Area Source Building Wake Model）在距離輻射源 0.5 公里以內，易受建築尾流效應影響，導致輻射劑量評估結果產生較高之不確定性，故其大氣傳輸與擴散（ATD）模擬結果，需與美國 NRC 所認可之 ATD 程式進行比對確認。本次針對核一、二廠緊急應變計畫區 0.3 公里範圍之輻射劑量模擬結果，經與 NRC 認可之 ATD 程式比對後，確認其結

果屬可接受範圍。未來於 0.5 公里範圍內進行輻射劑量評估作業時，應優先採用美國 NRC 認可之 ATD 模型，如 MACCS 4.1 版（含）以後所內建之 Ramsdell & Fosmire 建築尾流模型，以提高評估結果之可信度。

三、台電公司雖已預先考量核三廠於除役階段爐心燃料全數退出之情境，並進行島區運轉期間緊急應變計畫區範圍之初步分析與評估，惟本次緊急應變計畫區檢討仍係依據電廠目前實際組態進行評估。鑒於核三廠目前尚未建置用過燃料池島區，其分析所採用之假設條件尚未經管制機關審查通過，為兼顧評估內容之完整性及符合報告審查與管制之相關要求，將「核三廠除役階段島區運轉期」之相關評估內容列為報告附件，其結果僅供參考，不納入正式評估結論。

四、依《核子事故緊急應變法施行細則》第 3 條第 2 項規定，以核子反應器設施為中心分析計算之緊急應變計畫區半徑不得小於 5 公里，而本會前於 111 年 2 月 10 日核定並公告核一、二、三廠之緊急應變計畫區範圍為 8 公里。雖然核一、二廠目前已進入除役階段，惟其反應爐與用過燃料池內燃料棒尚未完全移出，基於保守原則，仍依運轉中電廠之標準進行相關安全管制作業。此外，為維持核一、二、三廠緊急應變計畫區範圍內既有之平時整備作業與應變規劃資源配置，並確保整體應變體系之延續性與運作效能，經綜合評估後，決議核一、二、三廠緊急應變計畫區範圍仍維持現行 8 公里。

五、本會將依《核子事故緊急應變法》第 13 條規定，核定公告核一、二、三廠緊急應變計畫區 8 公里範圍之村里行政區

域，並據以分析規劃及執行緊急應變計畫區內民眾防護措施
相關整備作業，確保核子事故應變效能。