

「核一廠除役過渡階段控制室包封內漏

允許限值分析報告」

安全審查報告

行政院原子能委員會核能管制處

中華民國 109 年 7 月 15 日

目錄

摘要.....	2
第一章 簡介.....	5
第二章 控制室包封及空調系統之描述.....	9
第三章 分析工具與分析方法.....	12
第四章 分析假設.....	24
第五章 分析結果.....	25
第六章 報告結論.....	27
第七章 審查總結.....	29

摘 要

國內核電廠主控制室設計，除提供空調以維持適當之操作環境，並需依法規規定，於事故時能提供過濾與氣密性，例如以維持控制室適當正壓方式，抑低事故時進入控制室之防射性物質量，俾使控制室內操作人員於發生事故時所接受之輻射劑量低於法規限值要求及免於有害化學物質危害。各核電廠並需依運轉技術規範定期執行正壓測試，以確認其氣密性符合要求，目前測試結果均能符合要求。

由國外經驗顯示，控制室包封邊界(Control Room Envelope, 簡稱 CRE)可能因邊界設備組件密封不良內漏，而有未經過濾之空氣進入控制室，致無法維持適當氣密。原能會遂要求台電公司參考國外經驗，研訂建立控制室包封適居性方案，訂定控制室包封內漏率允許限值，並執行內漏率測試，確認內漏率符合現值要求，以及強化系統設備之維護，以進一步強化控制室邊界之氣密性與運轉人員之防護。在完成允許限值訂定及測試驗證前，除例行之正壓測試外，原能會亦要求各核電廠執行控制室包封邊界之設備組件的檢查與維護，確認其氣密性，本項檢查維護作業已於 106 年底完成。

台電公司參考美國核電廠的作法，使用美國核管會法規指引 RG 1.196、RG 1.197 及核能電廠業界對應提出之 NEI 99-03 等文件所提供之方法與指引，執行核一廠控制室包封邊界完整性驗證與控制室包封適居性方案建立的工作。依據 RG 1.196，在驗證控制室包封邊界完整性的過程中，需進行 CRE 內漏率測試，以評估輻射劑量以及有害化學物質對控制室包封適居性之影響，核一廠將採用 RG 1.197 與 NEI 99-03 中所述之 ASTM E741 「Standard Test Method for Determining Air Change in a Single Zone by Means of a Tracer Gas Dilution」方法，進行控制室空調系統於緊急狀況運轉條件下之 CRE 實際內漏數值之測試，驗證確認內漏率符合限值。

其中，有關 CRE 內漏率允許限值之訂定，係透過放射性物質及有害化學物質外釋事故對控制室包封適居性的影響評估，據此訂定接受標準。核一廠 1、2 號機運轉執照期限分別於 107 年 12 月 5 日和 108 年 7 月 15 日屆滿，機組進入除役階段，然在用過核子燃料仍未完全移出反應爐及用過燃料池前，控制室適居性仍需維持，故台電公司提出「核一廠除役過渡階段控制室包封內漏允許限值分析報告」，送原能會審查。

台電公司送審分析報告，依內容區分為六章。第一章為簡介，第二章介紹核一廠控制室包封及控制室包封空調系統，當電廠發生事故造成放射性核種外釋時，CRE 之空調系統可能會有兩種運轉方式，分別為緊急隔離及緊急加壓運轉模式。當電廠周遭發生有害化學物質外釋時，CRE 之空調系統也會進入緊急隔離運轉模式；第三章介紹分析程式與方法，核一廠 CRE 輻射劑量分析是使用 RADTRAD v3.03 程式，並以其他程式之計算結果作為 RADTRAD 程式之輸入資料，包括使用 ORIGEN2 程式依照「核能電廠爐心活度盤存量計算方法論」計算爐心活度盤存量及使用 ARCON96 程式依照「核能電廠設計基準事故大氣擴散因子分析方法論」，以 2014~2018 年氣象資料計算 CRE 取氣口之大氣擴散因子，配合使用符合 ICRP-60 定義的 DCF，進行控制室包封內漏率允許限值分析；有害化學物質之危害分析則使用 HABIT v1.1 套裝軟體中的 EXTRAN 與 CHEM 程式，根據核一廠之廠內儲存有害化學物質及廠外載運有害化學物質的相關資料，並以 2014~2018 年的氣象數據，依此找出對於緊急加壓模式下的控制室包封適居性危害最顯著之事件狀態，依此事件進行靈敏度分析，決定控制室包封最大允許內漏氣體流量；第四章為分析假設，分別說明劑量分析及有害化學物質外釋分析之假設；第五章為計算分析結果；第六章為報告結論，提出示蹤氣體測試內漏率接受準則，緊急加壓運轉模式為 3,400 cfm，隔離運轉模式則為 4,896 cfm。

為確保此方法論的正確性，本會成立專案審查小組，其成員包括會外專業委員、本會輻射防護處與核能管制處等，歷經 3 次審查會議，共計提出 25 項審查意見。審查小組根據台電公司所提供之方法論與各次回覆意見撰寫此安全審查報告，本報告敘述本會對台電公司「核一廠除役過渡階段控制室包封內漏允許限值分析報告」之審查結果，內容分為：第一章簡介，第二章控制室包封及空調系統之描述，第三章分析工具與分析方法，第四章個案分析假設，第五章分析結果，第六章報告結論，以及第七章審查總結；除第七章審查總結外，其餘各章均包含概述、審查發現，以及結論與建議三部份。

經就台電公司分析報告各章內容及對審查意見之答覆內容進行審查，審查結果認為可以接受，詳見本報告第七章審查總結。

第一章 簡介

一、概述

台電公司所提分析報告係針對核一廠除役過渡階段控制室包封邊界（Control Room Envelope, CRE）內漏率允許限值進行分析工作。台電公司參考美國核電廠的作法，使用 RG 1.196、RG 1.197、NEI 99-03 等提供之方法與指引執行核一廠控制室包封邊界完整性驗證與控制室包封適居性方案建立的工作。依據 RG 1.196，在驗證控制室包封邊界完整性的過程中，需進行 CRE 內漏率測試，以評估輻射劑量以及有害化學物質對控制室包封適居性之影響，基此，核一廠將採用 RG 1.197 與 NEI 99-03 中所述之 ASTM E741「Standard Test Method for Determining Air Change in a Single Zone by Means of a Tracer Gas Dilution」方法，進行控制室空調系統於緊急狀況運轉條件下之 CRE 實際內漏數值之測試。在進行測試工作之前，需透過放射性物質及有害化學物質外釋事故對控制室包封適居性的影響評估，決定 CRE 內漏率允許限值，並據此訂定 CRE 示蹤氣體內漏率測試之接受標準。

核一廠 1、2 號機目前處於除役過渡階段前期，然在用過核子燃料仍未完全移出反應爐及用過燃料池前，控制室適居性仍需維持，故台電公司針對除役過渡階段前期的組態，重新評估控制室包封內漏率允許限值，評估工作涵蓋放射性物質外釋事故及有害化學物質外釋事故。其中，在有害化學物質外釋事故方面，因除役過渡階段前期控制室通風系統組態沒有改變，故沿用運轉期間「核一廠控制室包封內漏率允許限值分析報告」的評估方法。而在 CRE 輻射劑量分析方面，針對核一廠除役停機過渡階段前期安全分析報告（Pre-Defueled Safety Analysis Report, PDSAR）第 15 章定義之各種設計基準事故（Design Basis Accidents, DBAs），選擇在目前除役過渡階段前期，爐心及用過燃料池仍有燃料的狀況下假設發生之事故，包括

再循環管路斷管冷卻水流失事故 (Loss of Coolant Accident, LOCA) 及燃料吊運事故 (Fuel Handling Accident, FHA) ，進行 CRE 輻射劑量分析。

核一廠 CRE 輻射劑量分析是使用美國 NRC 核准的 RADTRAD v3.03 程式，進行 CRE 內漏率靈敏度分析，計算最大的可允許內漏率。控制室操作人員於事故期間接受之輻射劑量，應符合我國核子反應器設施安全設計準則之規定，於意外事故期間，控制室人員之有效劑量不超過 50 毫西弗；另參考美國 NRC 發行的標準審查計畫 (Standard Review Plan, SRP) 第 6.4 節：發生事故後 30 天，控制室人員的輻射累積劑量必須符合體外曝露之全身劑量小於 50 毫西弗、甲狀腺等價劑量小於 300 毫西弗，以及皮膚等價劑量小於 300 毫西弗之要求。

二、審查發現

審查小組提出審查意見 CS-PD-11，針對分析報告第 2 頁內容所述「體內曝露全身劑量是指人員於輻射環境浸沒期間，吸入放射性碘核種造成人體組織與器官的權重劑量和」，提問如下：

1. 體內曝露，不應只限於吸入放射性碘核種，請說明。
2. 請澄清「人體組織與器官的權重劑量和」之語意。

台電公司答覆說明本報告與核一廠目前執照基準相同，考慮 Noble gas 與 Iodine 共 18 個核種，其中僅有碘核種會造成體內曝露全身劑量，然而考量實務上不僅只有吸入碘核種會造成體內曝露劑量。修改報告內容為「(2) 事故期間接受之總有效劑量應小於 50 mSv。總有效劑量是指體外曝露之全身劑量加上體內曝露之全身劑量的總和，體外曝露全身劑量的來源包含 CRE 內輻射環境浸沒及所有輻射源的直接照射。體內曝露全身劑量是指人員於輻射環境浸沒期間，吸入放射性碘核種造成人體組織與器官的等價劑

量，再考慮各組織與器官的權重後計算得到之有效劑量」。經審查答覆與報告修正內容可以接受。

審查小組提出審查意見 CS-PD-12，針對分析報告第 3 頁內容所述「(4) 事故期間接受之皮膚等價劑量應小於 300 mSv。皮膚等價劑量…，因弱穿輻射造成人體皮膚劑量」，請說明為何不考慮強穿輻射對皮膚造成的劑量？

台電公司答覆說明我國「核子反應器設施安全設計準則」中，皮膚劑量指的是 Beta skin dose，因此無強穿輻射。修改報告內容為「(4) 事故期間接受之皮膚等價劑量應小於 300 mSv。皮膚等價劑量是指人員於輻射環境浸沒期間，因貝他輻射造成人體皮膚的沉浸劑量」。經審查答覆與報告修正內容可以接受。

審查小組提出審查意見 CS-PD-25，請台電公司說明分析報告與「核一廠控制室包封內漏率允許限值分析報告」，兩者方法論與所採用的源項之差異。

台電公司答覆說明兩份報告所使用的方法論相同，惟前者為考量除役之情境，設計基準事故僅考量 LOCA 及 FHA，而後者則考量電廠運轉之情境，設計基準事故涵蓋 LOCA、MSLB(主蒸汽管斷管)、FHA 及 CRDA(控制棒葉片墜落事故)。此外，兩者所用的惰性氣體與碘核種爐心活度盤存量亦有不同，本報告之 LOCA 及 FHA 分析使用考慮停機 2 年衰變時間的活度盤存量，而「核一廠控制室包封內漏率允許限值分析報告」之 LOCA 分析使用停機當下的活度盤存量，FHA 分析使用停機 24 小時的活度盤存量。經審查答覆內容，其分析考慮之停機時間已涵蓋目前兩部機組織停機時間，可以接受。

三、結論與建議

分析報告第一章主要就控制室包封（Control Room Envelope, CRE）內漏率允許限值測試所需引用之法規，分析所使用之程式與引用之氣象資料等進行說明，經就台電公司分析報告本章內容及對提問之答復內容與報告修訂內容進行審查，審查結果可以接受。

第二章 控制室包封及空調系統之描述

一、概述

分析報告描述核一廠控制室包封邊界之範圍包含下列功能區域：控制室、電腦室、機械設備間、走廊、工程師辦公室、廚房(Kitchen)及廁所。根據核一廠工程圖以及實際量測現場設備之實體尺寸，並減去機械設備間內設備所佔有的體積，並考慮 20% 為其他設備儀器及控制面板之體積，可估算得到 CRE 之自由空間體積。

核一廠控制室空調系統 (Control Room Heating, Ventilating and Air Conditioning System) 由二台空氣過濾器及二台空氣冷卻器組成，CRE 之外氣進口共有 4 個，而排氣口則有 2 個。正常運轉時，CRE 空調系統藉由外部正常取氣、內部循環及空調機的運作，加上排風扇的適當調節，維持控制室包封在一個恆溫及 1/8" 水柱正壓的環境。CRE 空調系統設計考慮的緊急情況包括外氣進口或風道中偵測到高輻射、接收到圍阻體隔離信號及在控制室包封內或外氣進口偵測到煙霧，而 CRE 空調系統的運轉模式有 2 種，分別為緊急隔離及緊急加壓運轉模式。當偵測到高輻射狀況下，正常外氣進口及緊急外氣進口之電動閥都會被自動關閉，排氣電動隔離閥及排氣風扇也將自動關閉及停止，在此狀況下，CRE 空調為緊急隔離運轉模式，當 CRE 有換氣之需求時，運轉員可以選擇較低輻射劑量之外氣進口取氣用來加壓 CRE，從外氣進口取得的空氣與 CRE 內的部分循環空氣會經由一台空氣過濾器過濾，過濾後的空氣與 CRE 其餘的循環空氣混合後，再流經空氣冷卻器，以供應 CRE 需求之空調，此時為緊急加壓運轉模式。當接收到圍阻體隔離信號事件時，CRE 之空調系統運轉狀況，與高輻射劑量狀況下相同。當 CRE 內偵測到煙霧事件時，專用之煙霧排氣風扇會將 CRE 內的煙霧排出，在此狀況下，CRE 常態維持在

些微負壓，避免煙霧外漏到周圍環境；若在進氣口外偵測到煙霧事件時，則藉由手動關閉外進氣口，將 CRE 維持在隔離狀況下，空調系統以緊急隔離模式運轉。

二、審查發現

審查小組提出審查提問 CS-PD-01，請台電公司就分析報告所述假設「剩餘體積中 80%為自由體積空間」，其中 80%之計算基礎提出說明。

台電公司答覆說明本分析係採用與 TITRAM-9 之「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-LOCA」及「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-non-LOCA」兩份報告一樣的控制室包封邊界總體積，體積計算方式如報告 2.1 節所述，依據工程圖面及實際量測現場設備尺寸，可得到控制室包封邊界總體積，再將總體積減去機械設備間內設備所占體積，並考慮尚有其他設備儀器及控制面板之體積尚未扣除，因此，假設控制室包封邊界總體積扣除機械設備間內設備體積後，剩餘的體積中 80%為自由空間體積，即分析所假設之控制室包封邊界總體積。台電公司並依提問就相同內漏率下，針對不同控制室包封邊界總體積進行靈敏度分析，計算結果顯示劑量相近，且距離法規限值仍有相當大的差距。台電公司答覆內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-02，考量控制室外氣取氣流量會影響進入控制室包封邊界之放射性物質量，實際風量會較設計額定風量大，故應取實際風量值進行分析。請台電公司確認分析採用之 1600cfm 已考量保守度。

台電公司答覆說明參考核一廠控制室通風系統正常通風取氣流量測試標準為 $\pm 10\%$ ，核二廠緊急過濾外界取氣流量之測試標準也是 $\pm 10\%$ ，考量保守度，台電公司採用 $1600+10\%$ cfm(1760 cfm)重新計

算各事故下之劑量，結果仍遠低於限值。台電公司並將此說明及分析採用風量及重新分析結果修訂納入分析報告中。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-13，分析報告第 2.1 節內容，假設 CRE 總體積扣除機械設備間內設備體積後，剩餘的體積中 80% 為自由空間體積 (Free air volume)，可得到 CRE 之自由空間體積為 158,885 ft³。請澄清 80% 之假設是否有根據？是否合理？

台電公司答覆說明 80% 的假設是來自於 TITRAM-9，「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-LOCA」及「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-non-LOCA」，也以實際設備及空間，詳細計算出 CRE 之自由空間體積為 158,885 ft³。台電公司答覆內容，經審查可以接受。

三、結論與建議

分析報告本章說明核一廠控制室包封邊界之範圍包含控制室、電腦室、機械設備間、走廊、工程師辦公室、廚房 (Kitchen) 及廁所。審查小組針對分析報告控制室包封及空調系統之描述進行審查，經就台電公司分析報告內容及對提問之答復內容與報告修訂內容進行審查，審查結果可以接受。

第三章 分析工具與分析方法

一、概述

分析報告中 CRE 輻射劑量分析是使用 RADTRAD v3.03 程式；有害化學物質之危害分析則使用 HABIT v1.1 套裝軟體中的 EXTRAN 與 CHEM 程式。

核一廠除役過渡階段前期之 LOCA 輻射劑量分析方法為當事故發生時，假設燃料棒立即 100% 損毀，惰性氣體與放射性碘同位素立刻釋放至二次圍阻體內，經備用氣體處理系統（Standby Gas Treatment System, SGTS）由煙囪排放至大氣環境。分析假設主要是依據核一廠 PDSAR、美國 NRC RG 1.3、RG 1.195 及「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論（大破口冷卻水流失事故）」，輻射源項相關假設包括：爐心盤存量、事故發生時燃料棒內惰性氣體與放射性碘同位素立即外釋、外釋的放射性碘同位素組成；圍阻體中核種傳輸相關假設，如：外釋至二次圍阻體內的放射性碘同位素之附著效應、經由 SGTS 外釋至大氣環境、SGTS 對放射性碘同位素的過濾效率；大氣擴散與劑量轉換因子相關假設，如：依據核一廠 2014 年~2018 年氣象資料，使用 ARCON96 程式計算控制室取氣口之大氣擴散因子、採用 RG 1.195 之控制室人員呼吸率、採用 FGR-11 吸入碘核種的甲狀腺劑量轉換因子，與 FGR-12 全身劑量轉換因子，以及當放射性物質外釋至大氣環境，便不考慮衰減、沉積（Deposition）與再懸浮（Resuspension）之影響。

核一廠除役過渡階段前期之 FHA 輻射劑量分析考慮 SGTS 是否啟動分為 2 個案例，2 個案例之差異在放射性物質外釋到大氣環境是由 SGTS 外釋或由二次圍阻體正常通風排氣口外釋。核一廠 FHA 劑量分析模式，假設由破損燃料棒釋放的放射性核種經過池水立刻進入燃料更換區域，成為可外

釋到大氣環境的輻射源項，外釋過程是由燃料更換區域外釋到大氣環境。若是 SGTS 有啟動之案例，則經由 SGTS 外釋並考慮其過濾效率，若是 SGTS 未啟動之案例，則經由二次圍阻體正常通風排氣口外釋。為模擬事故發生後放射性核種活度會在 2 小時內全部外釋到大氣環境，參考國外電廠使用之方法，假設燃料更換區域中的放射性核種活度在 2 小時內可外釋 99.99%。分析假設主要是依據 PDSAR、RG 1.25、RG 1.195 及「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論（圍阻體外主蒸汽管破裂事故、燃料吊運事故、控制棒掉落事故）」，輻射源項相關假設包括：爐心盤存量、事故發生時損壞燃料棒之燃料間隙中分裂產物全部立即釋出、放射性物質會經過池水的刷洗、外釋的放射性碘同位素組成；圍阻體中核種傳輸相關假設包括：外釋至二次圍阻體的放射性碘同位素經由 SGTS 或二次圍阻體正常通風排氣口外釋至大氣環境、SGTS 對放射性碘同位素的過濾效率；大氣擴散與劑量轉換因子相關假設，如：依據核一廠 2014 年~2018 年氣象資料，使用 ARCON96 程式計算控制室取氣口之大氣擴散因子、採用 RG 1.195 之控制室人員呼吸率、採用 FGR-11 吸入碘核種的甲狀腺劑量轉換因子，與 FGR-12 全身劑量轉換因子，以及當放射性物質外釋至大氣環境，便不考慮衰減、沉積與再懸浮之影響。

在除役過渡階段前期發生 LOCA 時，CRE 內人員會從以下四個來源接收到輻射劑量：(1)留存在一次圍阻體內放射性核種直接照射控制室包封內人員之體外曝露全身劑量、(2)圍繞在控制室包封周圍的輻射雲直接照射控制室包封內人員之體外曝露全身劑量、(3)控制室包封通風過濾裝置積存之放射性核種直接照射控制室包封內人員之體外曝露全身劑量，以及(4)控制室包封內的空浮放射性核種所造成的體外曝露之全身劑量、甲狀腺等價劑量、總有效劑量與皮膚等價劑量。而 FHA 因外釋的放射性核種活度遠小於

LOCA，故 FHA 僅考慮第(4)項之劑量來源。分析報告中，假設反應爐皆已停機 2 年，由 (1) ~ (3) 項之計算結果可發現其對劑量的貢獻很小，因此 LOCA 與 FHA 之劑量分析皆僅考慮第 (4) 項之輻射劑量，第 (1) ~ (3) 項皆忽略不考慮。

RADTRAD 程式藉由爐心活度盤存量的外釋分率以及時機，再經過模擬傳遞過程中的減量，可求出外釋到大氣環境中的累積活度，再根據各個位置相對應的大氣擴散因子、劑量轉換因子、呼吸率以及控制室的人員佔用因子，即可求得控制室人員於事故發生時所接受的輻射累積劑量，並以靈敏度分析決定 CRE 在緊急加壓運轉模式及隔離運轉模式的最高允許內漏氣體流量。

在有害化學物質之危害分析方面，核一廠的有害化學物質評估工作是根據 RG 1.78 所述之方法進行篩濾分析，評估項目為廠內儲存及距離核一廠 8 公里內之廠外儲存與載運的有害化學物質，使用 2014 年~2018 年氣象數據，依此可找出危害控制室包封適居性最大的有害化學物質項目及其最不利氣象條件。並使用美國 NRC 核准的 HABIT v1.1 軟體進行控制室包封適居性評估，分析中假設事故期間的風速、風向與穩定度不變，且運轉員不會離開控制室包封區域，計算得到 CRE 區域內的最高化學物質濃度後，再與 RG 1.78 及 NUREG/CR-6624 訂定的 IDLH(Immediately Dangerous to Life or Health) 限值比較，確認有害化學物質外釋事件期間 CRE 區域內的最高濃度低於限值，以靈敏度分析決定 CRE 在緊急加壓運轉模式及隔離運轉模式的最高允許內漏氣體流量。

二、審查發現

審查小組提出審查提問 CS-PD-03，台電公司分析報告方法論第 7 部分

敘述採用「聯合控制室」之取氣口之大氣擴散因子，但核一廠並無聯合控制室（此為核二廠控制室形式），請澄清說明。

台電公司說明聯合控制室是指結合控制室包封取氣口大氣擴散因子及活度外釋率，並考慮過濾取氣、可能之未過濾內漏效應及人員佔用因子（Occupancy Factor），並搭配各個核種的劑量轉換因子，使用 RADTRAD 程式計算 CRE 內部人員接受之輻射劑量，並非指聯合控制室，故並無誤用核二廠相關方位與數據的狀況，答覆內容經審查可以接受。另，台電公司提出之 PDSAR 相關分析內容係採 LOCA 分析數據，但依據台電公司陳報之分析結果化學危害分析結果反而是較保守，因此未來電廠執行控制室洩漏測試其接受標準，應以較保守之分析結果作為依據，台電公司同意未來控制室包封執行洩漏測試時，將已較保守之分析結果最為接受標準，答覆內容經審查可以接受。惟，本項答覆說明之核一廠 PDSAR 修改作業將列入 GA-0-10201 之重要事項列管。

審查小組提出審查提問 CS-PD-04，針對分析報告計算係採 2012~2016 年之氣象資料，要求應採最近期間之氣象資料。

台電公司答覆說明已使用 2014~2018 年之氣象數據，更新大氣擴散因子，為了解每年氣象數據不同對控制室包封人員劑量之影響，經檢視 2009~2018 年間每 5 年之大氣擴散因子，並進行控制室包封人員劑量分析，結果顯示歷年來最大與最小的劑量結果差異約 30%，但皆不會超過法規限值，且與法規限值相差甚遠。台電公司並修訂分析報告中之大氣擴散因子數值。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-05，請台電公司就除役期間機組將長期處於用過燃料池與反應爐連通狀態，若發生 LOCA 則用過燃料池亦會有問題，但送審文件未考量用過燃料池失水狀態，請澄清說明。

台電公司說明核一廠已進入除役過渡階段前期，用過燃料池（SFP）與爐穴（Cavity）之間的閘門已移除，兩者為相通狀態，SFP 與 Cavity 之間的閘門通道底部高程為 EL.113.75 ft，若發生 LOCA，SFP 水位下降至 EL.113.75 ft 即會維持在此高度不會再繼續下降，此高度仍高於 SFP 燃料格架上方的高程 EL.112.79 ft，SFP 用過燃料仍有水淹蓋。由分析結果可知，在反應爐發生 LOCA 且 SFP 喪失冷卻的狀況下，池水水溫達 100°C 的時間會超過 19 小時，水位降到燃料格架頂部之時間超過 79 小時，SFP 仍有足夠的時間進行補水救援措施，可確保 SFP 的用過燃料不會有受損的狀況發生。爐心燃料發生熔毀的時間比用過燃料池早，因此本分析中只考慮爐心燃料發生熔毀之狀況，答覆內容經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-06，要求說明大型機具進出口所在位置，以及說明各外釋點之分析結果，以確認 1 號機大型機具進出口為最嚴重之個案，並將各外釋點之分析結果納入報告。

台電公司答覆說明大型機具進出口位於反應器廠房東南方，面南靠東側的位置，樓層高度為 EL 39.83 ft。同時，提出各外釋點與接受點個案之大氣擴散因子(2014 年~2018 年氣象數據)，納入分析報告中，並配合增訂反應爐冷卻水流失事故(DBA-LOCA)及燃料吊卸意外事故(FHA)下，外釋點為大型積進出口及主煙囪底部時，控制室包封取氣口之大氣擴散因子最大(最嚴重)之個案說明。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-07，針對分析報告 3.2.1.2.2 第(4)項所載「PDSAR 中 Radial Peaking Factor 使用 1.5，本方法論保守使用 1.6，以符合實際設計狀況」，理論上 PDSAR 應採符合實際設計狀況之保守 RPF 數值，請確認該敘述是否適切。

台電公司答覆說明原能會對核一廠的 Radial Peaking Factor 行政管制限

值為 1.584，本分析依據「台電公司核一、二廠四部機組爐心設計重要參數比較」報告，最大徑向尖峰因子保守使用 1.6，此數值與 TITRAM-9 之方法論所用相同，台電公司並修訂分析報告該段敘述。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-08，請澄清燃料墜落事故(FHA)乙項，是否考慮於爐心區域吊運燃料時之墜落情境。

台電公司答覆說明，根據核一廠 PDSAR 15.1.30.2.1.2.1 及 ATRIUM-10 專題報告之內容，燃料墜落事故即是考慮在爐心區域吊運燃料時之墜落情境。為避免誤解，台電公司並修訂報告中有關燃料池水之文字，將「用過燃料池 (refueling pool) 之池水中」修訂為「在池水 (refueling pool) 中」。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-09，分析報告 3.2.1.3.1 節第(1)項 A 二次圍阻體之安全設施為「無」，請確認是否應如 C「控制室包封」之安全設施，載明其過濾系統參數值。

台電公司答覆說明為避免誤會，將「安全設施」修訂為「移除機制」。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-10，請說明分析報告第 3.2.1.3.3 節所述第(2)~(4)忽略不計之技術基礎。同時，由所提停機 2 年之爐心活度盤存量，遠低於全功率運轉期間之活度數值，請澄清是否會有假設情境下釋放至二次圍阻體內之放射性活度未達 SBGT 自動引動設定，致 SBGT 未自動啟動之情形。並依結果檢視外釋途徑是否需再修正，及重新進行劑量分析。

台電公司答覆說明，經使用與 TITRAM-9 報告中相同之方法重新計算直接照射劑量，結果第(2)~(4)項來自控制室包封邊界外之直接照射劑量非常小，遠遠小於目前分析結果，故本報告不考慮此部分劑量之影響。但在報

告中增加第(1)~(4)項之直接照射劑量相關內容及結果，說明第(2)~(4)項劑量的貢獻很小，因此報告中針對 LOCA 與 FHA 情境，僅考慮第(1)項控制室包封邊界內空浮放射性核種之輻射劑量。

針對提問是否會有假設情境下釋放至二次圍阻體內之放射性活度未達 SBGT 自動引動設定，而檢視外釋途徑是否需再修正，及重新進行劑量分析部分，台電公司答覆說明已再將 SBGT 未自動起動之狀況納入考量，並新增二次圍阻體正常通風排氣口為外釋點之情況，重新檢視原報告中 LOCA 與 FHA 所有可能假設狀況。經檢視結果，LOCA 部分，因 SGTS 會因低水位信號而自動引動，故其可為原分析所涵蓋。至於 FHA 部分，則需就發生燃料破損釋放放射性活度到引動 SGTS 啟動建立二次圍阻體負壓前由大型機具進出口之外釋途徑，以及假設破損燃料釋放放射性活度偏低未引動 SGTS 時，放射性物質由二次圍阻體的正常通風排氣口外釋到大氣環境之情境，進行分析。經就前述情境分析結果，在內漏率達 100,000 cfm 的情況下，控制室包封人員劑量雖有增加，但仍與法規限值有相當大的差距，並不影響報告最後內漏率限值訂定的結果，台電公司並將分析結果增訂納入分析報告。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-14，針對分析報告第 3.2.1.3.2 節內容所載，核一廠 FHA 劑量分析之 RADTRAD 分析模式中，考慮 SGTS 的過濾效率，燃料更換區域中的放射性核種在 2 小時內可外釋 99.99%。請澄清在 2 小時外釋 99.99%之假設之根據為何。

台電公司答覆說明本分析參考國外電廠使用之方法，假設放射性核種活度在 FHA 後 2 小時活度僅剩 0.01%，此作法與 TITRAM-9 之「核一廠設計基準事故輻射劑量分析方法論-non-LOCA」相同。修改報告內容為「...為模擬事故發生後放射性核種活度會在 2 小時內全部外釋到大氣環境，參

考國外電廠使用之方法，假設燃料更換區域中的放射性核種活度在 2 小時內可外釋 99.99%，其外釋體積流率之計算如表 3-1 所示，...」。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-15、CS-PD-16、CS-PD-17 及 CS-PD-25，針對分析報告第 3.2.1.3.3 節內容所述，在本分析中假設反應爐皆已停機 2 年，爐心活度盤存量已非常少，提問如下：

1. 反應爐雖已停機 2 年，爐內仍存有用過核燃料，爐心活度盤存量仍然很高，爐心活度盤存量應不只有碘與惰性氣體 Kr 與 Xe，還有其他活度很強的分裂產物，如銫-137 等。請台電公司確認源項是否有 H-3，以及 Co-60、Cs-137 等可能產生空浮的核種。
2. 分析報告第 3.2.1.3.3 節說明本報告之 LOCA 及 FHA 分析僅考慮第(1)項之輻射劑量，第(2)~(4)項皆忽略不考慮。爐心仍存有全爐(full core)的用過核燃料，不可假設活度非常少。故第(2)~(4)項皆不可忽略。
3. 分析報告表 3-2 內所載各核種之單位百萬瓦功率活度 (Ci/MWt) 數據，幾乎只剩 Kr-85 之活度存量，請澄清。

台電公司答覆說明依據 ORIGEN2 程式之計算結果，爐心活度盤存量包含之放射性核種相當多，而在本報告表 3-2 中的爐心活度盤存量所列之放射性核種，是指可能外釋至大氣環境之核種，故未將所有爐心活度盤存量列出。為避免誤解，修改報告內容為「然而，在本分析中，假設反應爐皆已停機 2 年，惰性氣體與碘核種的爐心活度盤存量如表 3-2 與表 3-5)，...」。分析報告與核一廠目前執照基準相同，對於 LOCA，CS 在冷卻水沸騰前便會起動，即使 DBA LOCA 保守假設爐心全部熔毀，僅有不溶於水的惰性氣體及高揮發特性的碘核種較容易從 RPV 進入二次圍阻體，與目前執照基準考慮的放射性核種群相同，至於 FHA，吊運燃料墜落發生在爐心區域，撞

擊爐心燃料後造成燃料受損，而受損燃料是被水完全淹蓋的狀況，故懸浮微粒及易溶於水的放射性核種會被留置於水中。綜言之，本報告與核一廠目前執照基準相同，均考慮 Noble gas 與 Iodine 共 18 個核種，而無 H-3 以及 Co-60、Cs-137 等核種。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-18，針對分析報告第 3.2.1.4.1.3 節內容所載，本分析使用之體外曝露全身劑量、體內曝露全身劑量、皮膚等價劑量及碘核種吸入性甲狀腺等價劑量之劑量轉換因子，提問如下：

1. 計算體外曝露全身劑量、體內曝露全身劑量、皮膚等價劑量，不可能只用到碘與惰性氣體 Kr 與 Xe 的劑量轉換因子。
2. 表 3-3 Kr-89 及 Xe-137 使用 ICRP-2 之體外曝露全身劑量與皮膚等價劑量轉換因子。惟 ICRP-2 的劑量轉換因子，已不適用於現行法規。

台電公司答覆說明本報告與核一廠目前執照基準相同，保守假設爐心全部熔毀，僅有不溶於水的惰性氣體及高揮發特性的碘核種較容易從 RPV 進入二次圍阻體，故只會用到這些核種的劑量轉換因子。修改表 3-3 中 Kr-89 及 Xe-137 的體外曝露全身劑量與皮膚等價劑量轉換因子。Kr-89 及 Xe-137 使用 RG 1.109 之體外曝露全身劑量與皮膚等價劑量轉換因子，其餘體外曝露之全身劑量與皮膚等價劑量轉換因子皆使用 FGR-12 之數據；碘核種之甲狀腺等價劑量轉換因子使用 FGR-11。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-19，針對分析報告第 3.2.1.4.2.1 節內容所載，有 99%碘放射性物質會被留置於用過燃料池之池水中，有何根據？還有很多高活度的分裂產物留在燃料池中，也會對控制室造成直接曝露，為何未加以考慮？表 3-5 活度存量幾乎只剩 Kr-85，請一併澄清？

台電公司答覆說明依據 RG 1.25 之分析假設，池水對碘放射性物質的除污因子為 100，即表示會有 99%的碘放射性物質會被留置於池水中。FHA 案例中僅有 186 根燃料發生損壞，由間隙釋放之分裂產物活度較少，且被留置在池水中的分裂產物與控制室之間尚有池水及混凝土牆屏蔽，故不考慮池水中分裂產物對控制室之直接曝露。本報告與核一廠目前執照基準相同，考慮惰性氣體與碘核種共 18 個核種。經過停機兩年的衰變後，除 Kr-85 半化期較長(超過 10 年)，其餘核種半化期均甚短，不超過 10 天，因此除了 Kr-85 活度仍需考慮，其餘核種均已衰變至活度幾乎為零。台電公司答覆內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-20 及 CS-PD-21，針對分析報告第 3.2.2 節內容，係依環保署提供的下列資料進行分析：(1)102 年新北市與基隆市及 105 年緊急應變計畫區內的第三類毒性化學物質儲存資料。(2)103 年至 104 年 7 月之間毒性化學物質業者運送資料及 105 年緊急應變計畫區內第三類毒性化學物質使用廠商的載運資料。這些資料有點老舊，可否取得較新資料；第 23 頁第 3.2.2 節內，…在廠外載運方面，載運有害化學物質資料共 24 筆，如表 3-8。請說明 24 筆資料之時段，並在表 3-8 註明。

台電公司答覆說明納入環保署提供的民國 103 年~107 年 12 月 31 日核一廠緊急應變計畫區內儲存及運輸之有害化學物質資料、核一廠 108 年重新調查之廠內有害化學物質儲存資料，重新評估有害化學物質對於控制室包封適居性危害，並修訂報告。修改報告內容為「...在廠外載運方面，載運有害化學物質及其單趟最大載運量資料共 25 項，如表 3-10。」；表 3-8 編號修訂為表 3-10，標題修訂為「廠外載運之有害化學物質及其單趟最大載運量清單」，表格之第一列、第三欄之說明「最大載運量」修訂為「單趟最大載運量」。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-22，分析報告第 3.2.2(1)節內容顯示，如果項目 27 於穩定度 G 及風速 4.58 m/s 氣象條件下發生容器爆裂。請說明氣象穩定度 G 是較穩定還是較不穩定？風速 4.58m/s 是較高風速或是較低風速？穩定度、風速對控制室適居性的影響如何？

台電公司答覆說明穩定度 G 屬於極度穩定(Extremely stable)類別。根據核一廠 2012 年~2016 年氣象資料統計得到穩定度 A~G 各類別下的平均風速及風速標準差，穩定度 G 條件下的平均風速為 2.6 m/s，故項目 27(氯化氫)槽體爆裂案例分析使用之風速 4.58 m/s 屬於偏高風速。風速越高，取氣口處濃度尖峰值越高；穩定度越好代表化學物質越不容易散去，對於控制室適居性的影響時間較長，故較保守。台電公司答覆內容，經審查可以接受。

審查小組提出審查提問 CS-PD-23，針對分析報告第 3.2.2(2)節所載「分析結果顯示，如果環氧氣丙烷槽車於穩定度 G 及風速 2.60 m/s 氣象條件下發生容器爆裂，」，為何風速取 2.60 m/s？請略加說明。

台電公司答覆說明使用核一廠 2012 年~2016 年氣象資料，經過統計得到穩定度 A~G(7 種)各條件下的平均風速 W 與風速標準差 dW ，再考量各穩定度下之 $W-dW$, W , $W+dW$, $W+2dW$ 氣象條件(4 類)，以求能涵蓋氣象變化，總計 $7 \times 4 = 28$ 個案例。考慮環氧氣丙烷槽車在 450 公尺處發生爆裂事故，所有有害化學物質全部立即轉變成氣體，再根據 28 案例計算控制室緊急通風系統取氣口位置的時變濃度。再考慮控制室包封自由空間體積、取氣流量 1600cfm 及內漏流量 100cfm，計算 28 案例的控制室包封內時變濃度，得知穩定度 G 及風速 W (2.6m/s)條件下的控制室包封內濃度峰值最大，為 90.43 mg/m^3 ，故使用此氣象條件計算控制室包封內漏率最大允許限值。台電公司答覆內容，經審查可以接受。

三、結論與建議

分析報告中 CRE 輻射劑量分析是使用 RADTRAD v3.03 程式；有害化學物質之危害分析則使用 HABIT v1.1 套裝軟體中的 EXTRAN 與 CHEM 程式，審查小組主要針對報告分析工具以及報告使用之分析方法進行審查。經就台電公司分析報告內容及對審查小組提問之答覆內容與報告修訂內容進行審查，審查結果可以接受。

第四章 分析假設

一、概述

分析報告針對輻射劑量分析的假設包括：(1)在進行 CRE 輻射劑量分析時，分別針對 1 號機與 2 號機之 CRE 於緊急隔離及緊急加壓運轉模式下，進行不同內漏率之靈敏度分析。(2)假設 CRE 於緊急隔離模式與緊急加壓模式時，CRE 內經過過濾器的循環空氣流量皆為 3,400 cfm。

分析報告針對有害化學物質危害分析的假設包括：(1)保守假設有有害化學物質外釋期間，CRE 內的人員不會離開，即人員佔用因子為 1。(2)在進行找出對控制室包封適居性影響最大的項目及其最不利氣象條件之分析時，假設緊急加壓及緊急隔離運轉模式的內漏氣體流量分別為 100 cfm 及 200 cfm，做為參考值。

二、審查發現

審查小組針對分析報告本章輻射劑量分析的假設，以及有害化學物質危害分析的假設進行審查，經審查報告內容可以接受。

三、結論與建議

審查小組就分析報告中輻射劑量分析的假設以及有害化學物質危害分析的假設進行審查。經就台電公司分析報告內容進行審查，審查結果可以接受。

第五章 分析結果

一、概述

分析報告在輻射劑量分析的結果部分，核一廠 1 號機與 2 號機 CRE 運轉於緊急隔離與緊急加壓運轉模式兩種情形的分析結果如報告表 5-1、表 5-2 與表 5-3，顯示即使在內漏率達 100,000 cfm 情況下，無論是 LOCA 或是 FHA，CRE 人員劑量均遠低接受限值，內漏率允許值可達如此高的原因為：本分析考慮的 18 個核種，除了 Kr-85 半衰期較長（10.58 年），其餘核種半衰期均甚短，不超過 15 天，因此反應爐停機 2 年後，除了 Kr-85 活度仍可觀，其餘核種均已衰變至活度幾乎為零，在此條件下，輻射源僅來自 Kr-85。Kr-85 之效應主要為造成體外曝露全身劑量及皮膚等價劑量，但單一核種之效應非常有限，因此即使內漏率達 100,000 cfm，造成之體外曝露全身劑量及皮膚等價劑量仍遠小於限值，甲狀腺等價劑量主要由碘吸入造成，由於各碘同位素之活度幾乎為零，因此即使內漏率達 100,000 cfm，甲狀腺劑量亦幾乎為零。

分析報告在有害化學物質危害分析的結果部分，根據篩率分析結果，針對環氧氣丙烷槽車於穩定度 F 及風速 2.16m/s 氣象條件下發生容器爆裂，進行靈敏度分析，分析結果如報告表 5-4，緊急加壓運轉模式的最大允許內漏氣體流率為 4,000 cfm，隔離運轉模式則為 5,760 cfm。

另外，本分析報告根據 RG 1.196 R1 之法規立場 2.3.2 節，評估控制室包封適居性需考量會造成 CRE 內部人員最大危害的極端情境（Limiting Condition），造成危害的事故有輻射外釋及有害化學物質外釋，定義極端情境應考量事故情形下的系統組態、造成最大危害的事故情節、其他機組

發生事故的影響三大類，確認本報告輻射外釋事故及有害化學物質外釋事故分析條件屬於極端情境。

二、審查發現

審查小組針對分析報告本章輻射劑量分析的結果以及有害化學物質危害分析的結果進行審查，經審查報告內容可以接受。

三、結論與建議

審查小組就分析報告中輻射劑量分析的結果以及有害化學物質危害分析的結果進行審查。經就台電公司分析報告內容進行審查，審查結果可以接受。

第六章 報告結論

一、概述

分析報告第五章針對核一廠 1 號機及 2 號機的輻射劑量與有害化學物質危害分析結果，可得到輻射劑量及有害化學物質兩者各自的最高允許內漏率，比較兩者之分析結果後，採用能同時符合輻射劑量分析與有害化學物質危害分析的法規限值之內漏率，作為核一廠 1 號機與 2 號機 CRE 分別於緊急隔離及緊急加壓運轉模式的內漏率允許限值。而有害化學物質分析的最高允許內漏率值，在緊急加壓運轉模式為 4,000 cfm，隔離運轉模式則為 5,760 cfm，遠低於輻射劑量分析的內漏率限值 (>100,000 cfm)，因此內漏率限值由有害化學物質危害分析的結果決定。本分析報告更進一步考量有害化學物質儲存量/載運量的變動、氣象條件變動、CRE 邊界劣化及人員進出 CRE 邊界門等可能使得 CRE 內人員接受之有害化學物質濃度增加的因素，故在決定示蹤氣體測試之接受準則時考慮 15%的安全裕度，決定最後示蹤氣體測試內漏率接受準則，緊急加壓運轉模式為 3,400 cfm，隔離運轉模式則為 4,896 cfm。

二、審查發現

審查小組提出審查提問 CS-PD-24，針對分析報告第六章所載「作為核一廠 1 號機與 2 號機 CRE 分別於緊急隔離及緊急加壓運轉模式的內漏率允許限值，…因此最後之內漏率限值由 5.2 節的有害化學物質分析的結果決定」，應在報告中詳細說明分析報告使用 HABIT v1.1 化學分析程式進行毒性化學物質適居性分析之計算及假設，以確認其分析結果合理性。

台電公司答覆說明新增附錄，說明 EXTRAN 與 CHEM 程式之理論基

礎，並修正相關輸入參數及修訂 3.1 節、3.2.2 節相關內容。台電公司答覆及分析報告修正內容，經審查可以接受。

三、結論與建議

分析報告中針對核一廠 1 號機及 2 號機的輻射劑量與有害化學物質危害分析結果，得到輻射劑量及有害化學物質兩者各自的最高允許內漏率，兩者分析結果比較，採用能同時符合輻射劑量分析與有害化學物質危害分析的法規限值之內漏率，作為核一廠 1 號機與 2 號機 CRE 分別於緊急隔離及緊急加壓運轉模式的內漏率允許限值。審查小組主要就台電公司分析報告內容及對審查小組提問之答覆內容進行審查，審查結果可以接受。

分析結果，核一廠控制室內漏率限值由廠外有害化學物質爆裂事故為主要影響因素，故台電公司應定期從環保署取得較新的廠外載運有害化學物質之資料，以便即時檢視核一廠控制室內漏率限值的保守性並進行必要之更新，本項將納入後續管制事項。

第七章 審查總結

經審查小組對台電公司分析報告內容與台電公司對審查提問之答覆與分析報告修訂內容進行審查，審查結果可以接受，因此依本會審查小組意見修訂後之「核一廠除役過渡階段控制室包封內漏允許限值分析報告」，可准予備查。

有關本案涉及之核一廠 PDSAR 修改作業，將列入管制追蹤案件 GA-0-10201 重要工項，進行追蹤。另針對核一廠控制室內漏率限值目前依分析結果廠外有害化學物質爆裂事故為主要影響因素，故台電公司應定期從環保署取得較新的廠外載運有害化學物質之資料，以便即時檢視核一廠控制室內漏率限值之保守性並進行必要之更新，本項將納入本案後續管制事項，進行追蹤。