

核能研究所「台灣研究用反應器  
(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」  
安全審查報告



放射性物料管理局  
中華民國一〇八年七月



# 目錄

一、前言.....	1
二、審查過程.....	2
三、審查發現.....	4
四、審查結論.....	16



## 一、前言

核能研究所(下稱核研所)台灣研究用反應器(TRR)除役計畫書於民國 93 年奉主管機關原能會核備在案(93 年 4 月 23 日會物字第 0930013818 號函)，TRR 爐體廢棄物拆解作業為第二期除役工作項目之一，規劃於 110 年至 116 年執行爐體廢棄物拆解作業。依照 TRR 除役許可函要求，應於實際執行爐體廢棄物拆解作業前，提送「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」，經主管機關許可後始得為之。為符合除役作業時程規劃，核研所於 107 年 5 月 22 日檢附「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」，送放射性物料管理局(下稱物管局)進行審核，上開拆解計畫書經本局程序審查，確認其文件之完整性後，於 107 年 6 月 4 日立案審查。

本計畫書之審核係依據 93 年 4 月 23 日會物字第 0930013818 號許可函，並參照核子反應器設施管制法第 23 條第 1 項之規定辦理，應遵循之法規包括「核子反應器設施管制法」、「核子反應器設施管制法施行細則」、「放射性物料管理法」及「游離輻射防護法」等，拆解計畫之重要接受基準摘要如下：

- (一) 依「核子反應器設施管制法」第 21 條規定：核子反應器設施之除役，應採取拆除之方式，並在主管機關規定之期限內完成。前項之拆除，以放射性污染之設備、結構及物質為範圍。
- (二) 依「核子反應器設施管制法施行細則」第 17 條規定：核子反應器設施除役後之廠址，其輻射劑量應符合下列標準：限制性使用者，其對一般人造成之年有效等效劑量不得超過一毫西弗。
- (三) 依「游離輻射防護法」第 14 條規定：雇主對在職之輻射

工作人員應定期實施從事輻射作業之防護及預防輻射意外事故所必要之教育訓練，並保存紀錄。

(四) 依「游離輻射防護法」第 15 條規定：為確保輻射工作人員所受職業曝露不超過劑量限度並合理抑低，雇主應對輻射工作人員實施個別劑量監測。

(五) 依「放射性物料管理法」第 23 條規定：放射性廢棄物處理或貯存設施之永久停止運轉，其經營者應擬定除役計畫，報請主管機關核准後實施。

(六) 依「放射性物料管理法」第 29 條規定：放射性廢棄物之產生者，應負責減少放射性廢棄物之產生量及其體積。

核研所台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書，物管局審查結論：符合「放射性物料管理法」、「游離輻射防護法」及「核子反應器設施管制法」第 23 條第 1 項第 3 款「輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令」之規定，修訂內容業經審查委員確認後，認為可確實安全執行，同意「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」核備。

## 二、審查過程

核研所於 107 年 5 月 22 日提出本計畫申請，物管局依相關內容重點邀請具保健物理、輻射防護、放射性廢棄物處理、機械工程、土木工程、反應器除役及輻射劑量評估等專家學者及原能會輻射防護處與放射性物料管理局同仁共 9 人組成專案審查小組。經第一回合審查意見及核研所回復說明後，於 8 月 21 日辦理第一次審查會議及作業場所現勘。依第一次審查會議紀錄，本局要求核研所依設施現況，檢附 012 館及延遲槽廠房安全評估報告，做為 TRR 爐體廢棄物拆解計畫書之附錄，亦要求核研所針對「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」之拆解工

法、廢棄物吊運、廢棄物貯存狀況評估、貯存作業評估、輻射影響評估、意外事件應變規劃等項目，辦理二回合簡報說明。

107年12月5日核研所依第一次審查會議紀錄要求，針對拆解工法、廢棄物拆解吊運及輻射防護等議題進行第一次簡報說明並與審查委員交流討論，本次會議決議要求核研所針對本案拆解需用之作業程序書、拆解作業產生廢棄物之量測作業規劃、防止石墨反射體與金屬產生反應之國際案例以及本案盛裝容器之選用等議題，於第3次審查會議中補充說明，並要求核研所確實執行各項模擬測試後，依測試結果修訂相關作業程序書，以確保作業安全。

108年1月19日核研所依第一次審查會議紀錄決議事項，以核程字第1080000631號函檢送「012館及延遲槽廠房安全評估報告」送物管局審查，012館及延遲槽廠房為TRR爐體廢棄物拆解所產生廢棄物之暫貯場所，為確保貯存場所符合放射性廢棄物貯存設施相關規範，本局於108年2月18日以物一字第1080000461號函另案辦理核研所「012館及延遲槽廠房安全評估報告」審查，審查委員共提出3回合審查意見請核研所說明答覆；108年1月30日核研所針對放射性廢棄物管理及暫貯廠房安全評估等議題進行第2次簡報說明，會議決議要求核研所依審查意見答覆說明並修訂計畫書，並於108年8月底前提報研究用反應器石墨廢棄物之安全管理規劃報告。

108年4月26日、108年6月19日核研所分別以核程字第1080003126號函及核程字第1080004574號函，提報「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」第三次審查意見回覆說明及修訂版計畫書與「012館及延遲槽廠房安全評估報告」第三次審查意見回覆說明及修訂版安全評估報告，所有審查意見及補

充說明均獲澄清並為審查委員接受，並將據以執行 TRR 爐體廢棄物拆解作業，相關審查流程摘述如後：

- (一)核能研究所於 107 年 5 月 22 日以核程字第 1070003707 號函檢具「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」，向放射性物料管理局申請核備。
- (二)本審查案邀請具保健物理、輻射防護、放射性廢棄物處理、機械工程、土木工程、反應器除役及輻射劑量評估等專家學者、原能會輻射防護處及放射性物料管理局同仁共 9 人組成專案審查小組。
- (三)物管局初審並於 107 年 8 月 21 日辦理「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書第一次審查會議及現勘」作業，會議決議要求核研所提報「012 館及延遲槽廠房安全評估報告」作為 TRR 爐體廢棄物拆解計畫書之附錄，並針對本案拆解工法、廢棄物管理、輻射防護及廠房安全評估等議題進行 2 回合重點說明，亦要求核研所針對「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」之拆解技術進行模擬測試及驗證。
- (四)物管局於 107 年 12 月 5 日辦理「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書第二次審查會議，會議決議要求核研所事先規劃拆解作業產生廢棄物之量測作業、檢視本案程序書之完整性、說明防止石墨反射體與金屬產生活化反應的機制及國際案例及本案盛裝容器之選用考量。

### 三、審查發現

「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」之審查作業，共提出 129 項審查意見，經彙整概分：

- (一) 拆解工法及模擬測試；



- (二) 廢棄物管理、分類、篩選標準及減量措施；
- (三) 輻射工作人員教育訓練、防護措施及各項紀錄之保存；
- (四) 拆解作業輻射劑量之影響評估；
- (五) 意外事件及作業程序書；
- (六) 廠房耐震性及承載負荷；

等六項重點，有關四回合審查意見及核研所答覆說明，僅摘錄重要審查發現分述如下：

(一)有關「拆解工法及模擬測試」之審查意見包括：

- 1、TRR 爐心最高的輻射劑量率發生在上熱屏蔽與反應槽交界處(2,705 mSv/h)，次高的輻射劑量率尖峰發生在反應槽與下熱屏蔽交界處(1,170 mSv/h)。這麼高的輻射劑量率廢棄物之切割，是否考慮移到核研所熱室作業？
- 2、濕式切割工作站用於切割高放射性之內部組件(如上熱屏蔽、反應槽、下熱屏蔽等)，乾式粗切站切割低活度且大體積之內組件(如上生物屏蔽、下熱屏蔽等)；何謂高放射性？又何謂低活度？如此區分的目的為何？下熱屏蔽又如何分至此二站？
- 3、「大型內部組件吊出後，依據組件的輻射強度，選擇是在空氣中進行乾式切割，或是在水下進行濕式切割。」，請說明「濕式切割」場所(位置)、水池深度(幾何形狀)、水池結構、作業方式及相關安全措施。
- 4、切割作業時，將以臨時收集槽收集“切割及殘餘管路廢水”之作法，請於計畫書中補充說明。
- 5、由於反應爐結構體組件眾多，請說明拆解過程中，如何

確保爐體的結構穩定性。

- 6、請核研所於實際拆除前針對各項重點工作，如鑽石索具切割、吊卸、濕式切割、乾式切割、廢棄物運送等作業，進行模擬測試，並備妥測試紀錄備查。

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

- 1、由於大組件無法運送至核研所熱室進行切割，因途中需要經過所內道路，需要增加屏蔽，運送過程中也會造成所界劑量增加；故本計畫另設置「濕式切割工作站」，以水下遙控切割的方式處理 TRR 爐心高輻射劑量率組件，保障工作人員與環境之輻射安全。
- 2、本計畫作業之廢棄物處理作業，考量人員輻射防護及 ALARA 原則，將依據廢棄物表面 1m 處之輻射強度，規劃乾式或濕式切割工法；爐內組件(如上熱屏蔽、反應槽、下熱屏蔽 A、B 等)表面 1m 處劑量率 $\geq 1\text{mSv/h}$ ，將吊至濕式切割工作站進行切割；爐內組件(如上生物屏蔽、下熱屏蔽 C 等)表面 1m 處劑量率 $< 1\text{mSv/h}$ ，將吊至乾式粗切站進行切割。
- 3、濕式切割位置：依計畫書圖 5.4 所示，濕式切割工作站位於拆裝廠房左下方。

濕式切割結構：濕式切割工作站水池尺寸長 8.3m、寬 6.6m、高 4m，上方設置橋式工作台車供人員水面上作業，水池內設置水下切割機具及切割載台。

作業方式：切割組件吊入濕式切割工作站水池內之切割載台上，利用水下切割機具切割成可放入提籃之尺寸，提籃裝裝滿後，提籃再以屏蔽罩配合吊出水面上瀝乾，再裝入盛裝容器中。

- 4、本所執行 TRR 設施除役之濕貯槽及緊急冷卻水塔拆除，已建置完整鑽石索鋸切割技術，且順利完成切割作業；TRR 爐體廢棄物之生物屏蔽體即將採用鑽石索鋸為切割拆解方式，並需配合切割前以鑽孔機鑽孔安裝鋼索，因切割作業時，需使用水作為設備冷卻用，因此規劃設置廢水再利用系統，切割現場區域設置防護罩，避免冷卻水飛濺，底部或地面設置廢液收集導水槽，將切割溢流水集中收集，並經由廢水再利用系統循環使用，可有效降低廢液產量。
- 5、爐體底部寬 14 m，重心高度為 5 m，整體爐體可承受超過 45 度角的傾斜而不傾倒，日後的爐體拆除工作中，爐體因為元件地陸續拆除，使得重心越來越低，是故爐體傾倒的顧慮將隨爐體拆解工作的進行而越來越小，直至爐體完全拆除為止。
- 6、本所將於 TRR 爐體廢棄物拆解前，依「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」第十章組織及人員訓練，完成 Y 型支架吊運訓練、反應槽吊運訓練、水下切割訓練及石墨吊運訓練等模擬測試，並依測試結果進行檢討，適時修訂相關作業程序書，相關紀錄妥善保存備查。

(二)有關「廢棄物管理、分類、篩選標準及減量措施」之審查意見包括：

- 1、請遵照 101 年 7 月 9 日修訂公布的"低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則"第四條的規定，執行放射性廢棄物的分類，並將分類結果明顯標示於貯存桶表面。
- 2、請核研所職安會針對「台灣研究用反應器 (TRR) 爐體

廢棄物拆解作業」(110-116年)訂定稽查計畫。

- 3、074 拆裝廠房下方的污水收集槽容量夠嗎？有防止溢流的裝置嗎？收集的污水如何處理？
- 4、請依物管法及相關管理規則分類規定，估算表 6.2 中屬於 A 類、B 類、C 類及超 C 類廢棄物之數量，並估算可解除管制廢棄物之桶數。

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

- 1、本計畫將依據主管機關於 101 年 7 月 9 日修訂公布的"低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則"第四條的規定，執行 TRR 除役廢棄物的分類，將廢棄物的分類資訊明顯標示於貯存容器表面，俾利後續能妥善進行廢棄物的分類管理。另為進行安全貯存，會再依據廢棄物的一般物理性質及容器表面劑量率的高低，將表面劑量率 $< 2 \text{ mSv/h}$ 之廢棄物容器存放於 012 館；表面劑量率 $\geq 2 \text{ mSv/h}$ 之廢棄物容器則存放於延遲槽地下貯窖，地下貯窖具有適當輻射屏蔽，可有效減少輻射劑量。
- 2、本所職安會將俟本計畫書經物管局審核通過及相關作業程序書核定後，參考前述計畫書及作業程序書，草擬「台灣研究用反應器 (TRR) 爐體廢棄物拆解作業專案稽查計畫」，包含規劃於計畫作業期間執行涵蓋職安(工安管理、輻射防護及環境安全)查核、稽查頻次與品保稽查作業，以落實三級品保作業。職安會預定於 TRR 爐體廢棄物拆解作業 6 個月前，提出專案稽查計畫並送物管局備查。
- 3、TRR 爐體廢棄物拆解作業時，生物屏蔽體擬採鑽石索鋸進行切割，切割過程需使用水進行潤滑及防止過熱，此

為本計畫廢水主要來源，且作業廢水經沉澱槽循環回收再利用，如因沉澱槽破裂或廢液不慎溢出，074 館拆裝廠房下方設置之污水收集槽，其容量高於沉澱槽，可作為廢水臨時收集槽。

- 4、本計畫之放射性廢棄物貯存管理階段，將依「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」進行安全管理。後續執行爐體拆解作業時，依據活化模擬計算的結果進行碎屑取樣分析，作為驗證及修正活化模擬計算之依據，以提升放射性廢棄物分類的正確性，並將相關資訊匯入本所廢棄物管理資料庫中，確保資料保存完整。

(三)有關「輻射工作人員教育訓練、防護措施及各項紀錄之保存」之審查意見包括：

- 1、(1)參與 TRR 爐體廢棄物拆解計畫輻射工作人員(含輻射防護人員)，均需接受 3 小時以上之輻防教育訓練及其注意事項講習。有些是高劑量作業，僅實施 3 小時輻防教育訓練是不夠的，且(2)訓練內容列有 4 大項，3 小時講習，可能無法明確交代，建議至少接受 6 小時以上之輻防教育訓練。
- 2、低放射性廢棄物裝桶貯存後，請補充相關的資料紀錄與記錄的保存方式。資料紀錄至少要包括廢棄物桶編號、放射核種、活度、分類、貯存位置及其他等，且應將資料併入全所的放射性廢棄物資料庫系統，並定期更新資料庫系統的資料。
- 3、請說明 TRR 爐體廢棄物切割作業時，防止活動屏蔽牆及作業人員掉落之安全及風險評估規劃。
- 4、請於拆除 82 只爐心屏蔽塞、相連鋼筋，以及巡檢 J 實驗

管屏蔽塞等前置作業前，先行量測及評估其受污染之程度，並做好人員屏蔽及防護措施，以確保作業人員安全。

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

- 1、依委員意見，計畫書內文修訂為「需接受 6 小時以上之輻防教育訓練。」
- 2、本計畫將依據主管機關於 101 年 7 月 9 日修訂公布的"低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則"第四條的規定，執行 TRR 除役廢棄物的分類，將廢棄物的分類資訊明顯標示於貯存容器表面，俾利後續能妥善進行廢棄物的分類管理。另為進行安全貯存，會再依據廢棄物的一般物理性質及容器表面劑量率的高低，將表面劑量率 $< 2 \text{ mSv/h}$ 之廢棄物容器存放於 012 館；表面劑量率 $\geq 2 \text{ mSv/h}$ 之廢棄物容器則存放於延遲槽地下貯窖，地下貯窖具有適當輻射屏蔽，可有效減少輻射劑量。
- 3、本所已依據目前 TRR 爐體廢棄物規劃之拆解工法，委請工業安全技師完成「台灣研究用反應器 TRR 爐體拆解危害鑑別風險評估報告」；後續將待工法確定後，於拆解作業前視需要再進行風險評估。
- 4、本作業考量現場作業人員安全，規劃現場拆除作業前，針對 TRR 爐體廢棄物之爐頂室進行表面輻射劑量率偵測及污染擦拭取樣偵檢、實驗管管壁內污染擦拭取樣偵檢及空浮與氫氣濃度抽氣分析等。後續執行拆解作業時，將遵循本所輻安及工安相關規定，確保各項作業人員及環境輻射安全。

(四)有關「拆解作業輻射劑量之影響評估」之審查意見包括：

- 1、第四章五、爐體廢棄物活度估算，已經計算出活度的分

布如表 4.15 所示。

- (1).請利用此數據計算出劑量率的分布，並將計算結果與第四章圖 4.1 至圖 4.6 實際量測的結果比較。
- (2).請說明實際量測結果與計算結果的差異，並說明如何改善。

此項分析結果，可以用來評估拆卸工作的劑量率。

## 2、有關民眾劑量影響評估：

- (1). 評估爐體的輻射影響時，評估位置為中科院最近所界，但評估拆解作業的輻射影響時，評估位置則為 008 館後方所界。評估位置為何不同？
- (2).針對放射性廢氣排放，請說明每年排放活度假設為  $5.80 \times 10^8$  Bq 之依據。

## 3、請說明劑量率貢獻可忽略不計的依據為何：

- (1).原文：「...切割件距離槽邊最近有 1 m 水屏蔽及 2 cm 厚度碳鋼屏蔽層，此對於所界造成之輻射劑量率貢獻極低可忽略不計。」
- (2).原文：「...包裝過程中對於所界造成之輻射劑量率貢獻極低可忽略不計。」
- (3).原文：「...運送途中受到廠房結構及運送容器屏蔽，因此對民眾所造成的輻射劑量可以忽略不計。」

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

- 1、本計畫引用 85 年活化評估結果如表 4.15。依據表 4.15 以 QAD 計算中央實驗管劑量率與圖 4.5 實際中央實驗管量測劑量率進行比較，環實驗管量測結果與中央實驗管相近。

由結果可以得知利用表 4.15 所評估中央實驗管劑量率於兩峰值遠高於實際量測劑量率，原因為執行中子通量計算時，使用保守假設，使評估數值遠較實際量測數值為高，但其趨勢可以作為參考。若以此數據進行人員劑量率估算，將可能過度保守，故於第八章執行人員劑量評估時，即依實際量測數據修正內部組件活度結果如表 8.1。

2、(1).本計畫書統一修正關鍵群體輻射影響評估位置為「008 館後方所界」。

(2).本計畫書放射性廢氣排放之射源項評估，係假設 TRR 爐體廢棄物拆解作業期間發生 H-3 氣體外釋，其年度活度估算方式如下：為監測 TRR 重水貯存狀況，重水密封鋼桶每週進行取樣分析，其中 106 年第 2 季 H-3 排放濃度為 2.21 Bq/m<sup>3</sup>，在保守考量 TRR 廠房排風系統每季排放體積 6.55 E+07 m<sup>3</sup>/季以及每年 4 季皆採用此排放體積計算，預估 H-3 之年平均活度為 5.8E+08Bq/y。評估公式如下： $2.21 \text{ [Bq/m}^3\text{]} \times 6.55\text{E}+07 \text{ [m}^3\text{/季]} \times 4 \text{ [季/y]} = 5.8\text{E}+08 \text{ [Bq/y]}$

3、(1).濕式切割對於廠界劑量的影響評估。切割作業於水槽內，處理活度最高之組件廢棄物為下熱屏蔽 B 層，以 QAD 程式評估在具有 1m 水屏蔽及 2cm 厚度碳鋼屏蔽層時，最近關鍵群體點之輻射劑量率為  $4.98 \times 10^{-3} \mu\text{Sv/h}$ 。因此可確保在切割所有之爐體組件廢棄物時，造成廠界劑量率不超過 1 $\mu\text{Sv/h}$ 。

(2).包裝過程中會使用 0.215m 厚混凝土屏蔽容器。因此，以 QAD 程式評估在具有 0.215 m 厚混凝土屏蔽時，裝載下熱屏蔽 B 層的容器對於最近關鍵群體點之輻射劑量率



為  $1.81 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/h}$ 。因此可確保在濕式切割站包裝所有之爐體組件廢棄物時，造成廠界劑量率不超過  $1 \mu\text{Sv/h}$ 。

(3).放射性廢棄物之運送規劃，於運送時皆採用上述 0.215 m 厚混凝土屏蔽容器，因此其廠界劑量率隨距離變化，最高亦不會超過  $1.81 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/h}$ 。因此可確保運送時，造成廠界劑量率不超過  $1 \mu\text{Sv/h}$ 。

(五)有關「意外事件及作業程序書」之審查意見包括：

- 1、火災所造成的影響如此大，如何防範應為先，所分析的情境宜再調整，讓影響鉅大者不致發生，如「因熱切割引發火災事故，並造成全部污染放射性物質瀰漫整個房間造成空浮，並外釋至環境中」，工作場所皆為負壓且有防止污染外釋設備，怎會外釋造成廠界劑量  $7.98 \text{mSv}$ ，另外工作人員皆應有適當防護裝備，怎會造成  $31.7 \text{mSv}$  之暴露劑量，此作業程序宜再檢討。
- 2、請完整執行各項模擬測試，測試前應完成各項拆解、吊卸及切割機具準備，並依測試結果修訂相關作業程序書。

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

- 1、因原火災分析情境過於保守，擬依實際可發生情境，修訂計畫書「第十二章之三、(二)、1、(3)」(P.267)，說明如下：

分析情境保守假設環熱屏蔽層拆除過程中，因熱切割引發火災事故，並造成爐體內污染放射性物質(氫)瀰漫整個房間造成空浮，並外釋至環境中，推估全部放射性核種氫( $1.08 \text{E}+10 \text{Bq}$ )外釋至環境時，所造成廠界劑量約為  $1.28 \text{E}-04 \text{ mSv}$ 。

熱切割屬於動火作業，作業前將執行必要防護措施，包含工作區域周邊可燃物或危險物品已清除或隔離、作業現場已備妥滅火器與防火毯等安全防護措施、機具電纜無龜裂或破損、可燃性氣體濃度量測等；作業後將執行確認措施，包含工作環境已清理完畢並確認無殘餘火種、滅火器已歸回定位或補足、消防安全設備已復歸為可使用狀態等；另 074 館拆裝廠房內設有通風系統、集塵設備、火警偵測器及消防設備，可預防防熱切割過程可能發生之粉塵瀰漫、火災蔓延及污染擴散，達到多重防護原則。

2、謝謝委員意見；本所已規劃 TRR 爐體廢棄物拆解相關模擬測試，包含上生物屏蔽、反應槽及上熱屏蔽之切割與吊卸測試；另將於模擬測試前，建立測試相關設備及程序，並將視模擬測試結果，依據本計畫書完成下列作業程序書，並適時修訂：

(1).TRR 爐體廢棄物爐內組件吊運作業程序書

(2).TRR 爐體廢棄物零組件現場切割作業程序書

(3).TRR 爐體廢棄物生物屏蔽體切割作業程序書

(4).TRR 爐體廢棄物金屬/混凝土塊切割間作業程序書

(5).TRR 爐體廢棄物高輻射強度組件濕式切割作業程序書

(6).TRR 爐體廢棄物拆解廢棄物管理作業程序書

(六)有關「廠房耐震性及承載負荷」之審查意見包括：

1、012 館及延遲槽廠房之耐震能力初步評估，為何採取不同之依據進行評估？

2、012 館及延遲槽廠房之混凝土強度試驗，鑽心試體合格之標準相同嗎？為何二者之敘述不盡相同？

3、廠址基礎承載內容說明 TRR 爐體廢棄物 2,700MT，另為因應拆解工作將增設工作站及相關設備。請妥為規劃拆除工作新增載重，避免因新增設備影響廠址基礎安全，並請專業技師確認新增設備後之基礎承載安全性。如欲評估未來爐體拆解工作時的負載調度空間，建議可一併請專業技師研析。

核研所針對上述審查意見之答覆說明如下：

1、建築物耐震能力評估分為初步評估及詳細評估，說明如下

(1).初步評估：目的為快速篩選潛在耐震能力不足的老舊建築物，以評估表計分方式進行，由公正客觀專業技師，依據建築物的特性、梁柱尺寸、平面及立面的對稱性、建築物的現有缺陷等因素進行評估，耐震能力初步評估的評估結果分為三級：尚無疑慮、尚有疑慮、確有疑慮。若評估結果判斷為尚無疑慮者，可不必進行詳細評估；012 館於 98 年進行耐震能力初步評估，評估結果尚無疑慮，為配合 TRR 爐體廢棄物拆解產生之放射性廢棄物暫貯需求，本所為求慎重，於 107 年再進行 012 館建築物耐震能力詳細評估。

(2)詳細評估：目的為了解耐震能力不足的原因，作為將來補強重要的參考。由公正客觀專業技師，依據建築物構材尺寸及配筋，依內政部營建署認可耐震能力評估方法，以電腦程式進行彈性地震分析，進而

求得建築物耐震能力，作為是否須辦理補強或拆除重建之參考。

依上述說明，因初步評估與詳細評估之目的及方法不同，適用規範亦不同，012 館耐震能力詳細評估及延遲槽廠房耐震能力初步評估，均依國內現行最新適用之規範，且評估結果均尚無疑慮。

2、(1)012 館混凝土強度試驗：目的為「建築物耐震評估」，依營建署「結構混凝土施工規範」，檢核結構材料強度符合原設計標準，提供耐震能力詳細評估依據。

(2)延遲槽廠房混凝土強度試驗：目的為延遲槽地下貯存窖「結構安全鑑定」，保守依實際強度試驗最低樣品，採用結構軟體進行計算分析，評估貯存窖結構物承受載重及規範地震安全狀況。

依上述說明，因 012 館及延遲槽廠房之混凝土強度試驗目的不同，評估安全標準亦不同。

3、廠址基礎承載內容說明 TRR 爐體廢棄物 2,700MT，另為因應拆解工作將增設工作站及相關設備。請妥為規劃拆除工作新增載重，避免因新增設備影響廠址基礎安全，並請專業技師確認新增設備後之基礎承載安全性。如欲評估未來爐體拆解工作時的負載調度空間，建議可一併請專業技師研析。

#### 四、審查結論

(一) 台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書依「台灣研究用反應器(TRR)設施除役計畫書」審查意見要求，並參考「核子反應器設施除役計畫導則」進行編撰，審查結果可以接受。

- (二)核研所規劃 TRR 爐體廢棄物完成拆解後，場址將進行再利用作為 TRR 除役廢棄物暫貯場所，其對一般人造成之年有效等效劑量不得超過 1mSv，符合「核管法施行細則」第 17 條「限制性使用」標準之規定，審查結果可以接受。
- (三)本案拆解工法係由核研所自行研發及評估，事先利用鑽心取樣分析技術評估爐體內部之污染分布，並採用已建置完整之鑽石索鋸切割技術進行爐體切割，於實際拆除前，承諾將針對各項重點工作進行模擬測試，並依測試結果進行檢討，適時修訂相關作業程序書，測試紀錄將妥善保存，審查結果認為可以接受。
- (四)本案拆解計劃書已清楚說明廢棄物種類、篩選標準、預估數量及各類廢棄物之除污減量措施，對於 TRR 拆除將產生之金屬廢棄物、混凝土廢棄物、石墨及廢水等四大類廢棄物的處理，亦分別規劃相應的處理流程，符合「放射性物料管理法」第 29 條放射性廢棄物減量之原則，審查結果認為可以接受。
- (五)有關「輻射工作人員教育訓練、防護措施、健康檢查及各項紀錄之保存」，核研所將依照審查意見增加工作人員接受 6 小時之輻射教育訓練，超過法規規定之 3 小時輻射教育訓練，並說明將盡可能採取遠端無線遙控操作，視需要架設活動屏蔽牆，並要求工作人員全程配戴劑量徽章及穿著鉛衣，嚴格管制人員接受劑量，符合游離輻射防護法相關規定，審查結果認為可以接受。
- (六) 本案經評估結果，現場工作人員連續 5 年之最大累積劑量為 52.88mSv，符合游離輻射防護法對於工作人員每連續五年週期之有效劑量不得超過 100 mSv 之規定；整體工作人員 5 年總集體劑量評估結果為 7.81 man-mSv，核研所並承諾實際執

行拆解作業時，將加強工作人員之輻防教育訓練、並予以必要屏蔽及防護措施，以減少人員接受劑量，符合合理抑低(ALARA)之原則，審查結果認為可以接受。

- (七) 核研所修改意外事件之分析情境，依審查意見之建議，以如何防範之精神為優先進行調整，並詳列與本作業相關之各項標準作業程序書，亦承諾於執行爐體拆解作業前加強操作人員之操作訓練，並依照標準操作程序(SOP)確實作業，以確保拆解作業安全，審查結果認為可以接受。
- (八) 核研所補充012館及延遲槽廠房之耐震能力評估及混凝土強度試驗，說明因初步評估與詳細評估之目的及方法不同，適用規範亦不同，012館耐震能力詳細評估及延遲槽廠房耐震能力初步評估，均依國內現行最新適用之規範，且評估結果均無疑慮，審查結果認為可以接受。
- (九) 核能研究所申請台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書，經邀聘專家組成審查小組進行審查及現場會勘與討論，所有審查意見及三回合審查會議補充意見之答覆說明，均經所有審查委員逐項確認並接受，審查後之「台灣研究用反應器(TRR)爐體廢棄物拆解計畫書」及「012館及延遲槽廠房安全評估報告」也完成修正，可做為後續之管制依據，同意本項拆解計畫書核備。