

行政院原子能委員會核能研究所

委託研究計畫研究報告

除役期間於重要設備機械完整性

定性評估方法管制研究

**The Qualitative Assessment for the Integrity of the Mechanical
Equipment Important to Safety during Decommissioning for
Chin Shan Nuclear Power Station**

計畫編號：109B004

受委託機關(構)：財團法人核能與新能源教育研究協進會

計畫主持人：余英裕

聯絡電話：0921880500(共同主持人 呂明憲)

E-mail address：hedonist1004@gmail.com

核研所聯絡人員：林書睿

報告日期：2020 年 11 月 30 日

目錄

中文摘要	6
Abstract	8
壹、計畫緣起與目的	12
貳、研究方法與過程	15
一、分級方法	15
(一) 分級方法的目的	15
(二) 分級方法的步驟	16
(三) 風險評估的結果	19
二、現象識別和排名表(PIRT)	22
(一) PIRT 概述	22
(二) PIRT 方法的特性	23
(三) PIRT 流程步驟	25
參、主要發現與結論	27
一、分級方法案例分析結果	27
(一) 建立核一廠成套工作	27
(二) 核一廠危害源辨識	30
(三) 除役期間過渡階段前期風險評估結果	35
二、現象識別和排名表分析結果	43
三、核能電廠除役研究知識庫建置	50

(一) 系統架構.....	50
(二) 系統開發環境.....	53
(三) 系統功能.....	54
(四) 資料庫系統.....	59
四、 結論與建議	62
肆、 參考文獻	68
附件 1 核一廠除役過渡階段前期留用的重要設備完整性的定性評估 結果列表.....	70

圖目錄

圖 1 分級方法的風險評估步驟.....	19
圖 2 核研所除役相關報告分類結果.....	45
圖 3 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM ₁ 之知識度與重要度	47
圖 4 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM ₂ 之知識度與重要度	48
圖 5 核能電廠除役研究知識庫功能圖	51
圖 6 知識庫登入介面	53
圖 7 選擇要進入的系統	54
圖 8 法規及導則查詢介面	55
圖 9 知識管理查詢介面	56
圖 10 專家黃頁查詢介面	57
圖 11 專家黃頁查詢結果	57
圖 12 查詢論著資料介面	58
圖 13 工作區存放會議資料	58
圖 14 會議資料上傳介面	59

表目錄

表 1 嚴重性等級分類.....	20
表 2 可能性等級分類.....	21
表 3 分級方法的風險矩陣.....	22
表 4 核一廠危害源辨識和篩選結果.....	30
表 5 除役知識相關研究主題分類.....	44
表 6 研究主題對應標準品質因數之重要度與知識度	46
表 7 各研究主題之綜合評分結果.....	49
表 8 知識庫系統架構及說明.....	51
表 9 知識庫開發環境.....	54
表 10 資料表名稱及其說明.....	59
表 11 [Category]資料表內容.....	60
表 12 [Expert]資料表內容	60
表 13 [Iner]資料表內容.....	60
表 14 [InerReport]資料表內容.....	61
表 15 [InerReport_Category]資料表內容	61
表 16 [InerReport_Expert]資料表內容	62

中文摘要

台電公司第一核能發電廠一、二號機組的運轉執照已分別於 107 年 12 月 05 日及 108 年 7 月 15 日屆滿到期，並已於 108 年 7 月 12 日取得原能會核發的除役許可，核一廠兩部機組現已正式進入為期 8 年的除役停機過渡階段。

依據核一廠除役計畫書規劃之主要除役策略，除役期程分為停機過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段、及廠址復原階段等 4 個階段實施。在停機過渡階段前期反應爐爐心及用過燃料池仍有用過核子燃料；在停機過渡階段後期，爐心內之用過核子燃料已全數移至用過核子燃料池貯存；而在除役拆廠階段前期，用過核子燃料仍未全數移至乾式用過核子燃料貯存場貯存。在停機過渡到除役拆廠階段前期，因用過燃料池仍有用過核子燃料，電廠必須要維持圍阻體、反應爐壓力邊界、用過核子燃料池，及其相關重要系統設備的完整性，以確保用過核子燃料之安全貯存，及防止放射性污染源擴散，並確保工作人員和公眾的健康和安全，以及環境的安全[1]。

再者，在除役拆廠階段因大量的系統及結構之除污或拆除作業仍在進行，其潛在的安全危害如火災、地震、重物墜落、機具作動等事故有可能影響除役重要系統設備的完整性，進而造成放射性污染源擴散。透過評估潛在的安全危害後果和用以減緩這些危害的管制措施，可以確保工人和公眾的安全，以及環境的安全，從而使剩餘風險盡可能降到最低可接受(ALARA)的程度。

由於核一廠兩部機組在除役期間維持用過核子燃料安全貯存的重要系統設備的完整性可能會受到內在風險、外部風險、以及機具作動或人為操作等影響，而需要進行風險評估。國際原子能總署(IAEA)

建議其會員國採用分級方法(Graded Approach)進行除役安全風險評估，分級方法已分別應用於大型商用反應爐、實驗型反應爐、及核能實驗室等除役風險評估，並獲得 IAEA 會員國的支持。分級方法並已被用於研究除役作業安全評估的審查方法，以及研發除役作業安全評估的監管決策基準，以作為制定除役作業安全評估的審查辦法基準。

本計畫係採用國際原子能總署建議的分級方法進行「除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究」，系統性的針對核一廠除役期間過渡階段前期的重要系統設備之機械完整性進行定性評估分析，以評估其風險危害，研究成果可以做為監管決策和法規監管的基準參考。

Abstract

The operation licenses of Chin Shan Nuclear Power Station unit No.1 and No.2 have expired on December 5, 2018 and July 15, 2019, respectively, and have obtained the decommissioning licenses issued by the Atomic Energy Commission (AEC) on July 12, 2019. The two units have now shutdown and entered the period from operation transition to decommissioning.

According to the main decommissioning strategy as described in the report of decommissioning plan for Chin Shan Nuclear Power Station, the decommissioning phases are divided into four phases: the period from shutdown transition to decommissioning, decontamination and dismantling stage, the detection stage of final site status as well as site restoration stage. During the earlier period from shutdown transition to decommissioning ,the reactor core and spent fuel pool still have spent fuel .Besides, during the late period from shutdown transition to decommissioning and the period prior to the spent fuel has been fully transferred to dry spent fuel storage site, spent fuel is still stored in the spent fuel pool. In order to ensure the safe storage of spent fuel, the integrity of the containment, reactor coolant pressure boundary, spent fuel

pool and its related system /equipment important to safety shall be maintained their intended function to prevent from the radioactive pollution sources release to offsite in order to secure the health and safety of workers and the public as well as the environmental safety .

Furthermore, during the period of decommissioning and dismantlement stage, a large number of systems and structures are being decontaminated or dismantled. The potential safety hazards resulted from decommissioning and dismantlement activities such as fire, earthquake, falling of heavy objects, and space interactions may still impact the integrity of the system/equipment important to safety for the need to support decommissioning. The safety assessment process for decommissioning provides a basis on which the safety of workers and the public can be ensured through the evaluation of the consequences of potential hazards and the identification of the ways that they can be mitigated, so that the associated residual risks are as low as reasonably achievable (ALARA).

In order to ensure the safe storage of spent fuel and prevent the release of radioactive pollution to secure the health and safety of workers and the public as well as the environmental safety during the decommissioning period, it is necessary to carry out safety risk assessment of

decommissioning activities because the integrity of the system /equipment important to safety used to maintain the safe storage of spent fuel during the decommissioning period may be impacted by the potential safety hazards including internal and external risks, as well as the risk impact of space interaction and human errors during the decommissioning period.

The International Atomic Energy Agency (IAEA) recommends its member states to adopt the "graded approach" to carry out the safety risk assessment of the decommissioning activities. The "graded approach" has been adopted for the safety assessment of decommissioning in the field such as large-scale commercial nuclear reactors, experimental reactors and nuclear laboratories, and has been credited by its member states. The "graded approach" has been also adopted for the review of safety assessments for decommissioning activities and the development of a regulatory approach for reviewing safety assessments for decommissioning activities and as a basis for regulatory decision making. This research project will adopt the "graded approach" to carry out the study of "qualitative assessment of the integrity of system/equipment important to safety during decommissioning period" and the outcomes of this study report may be referred as a basis for regulatory decision making as well as regulatory rulemaking and regulatory control on the field of the

integrity of system/equipment important to safety during decommissioning period.

壹、計畫緣起與目的

台電公司第一核能發電廠一、二號機組的運轉執照已分別於 107 年 12 月 05 日及 108 年 7 月 15 日屆滿到期，並已於 108 年 7 月 12 日取得原能會核發的除役許可。由於現今核一廠兩部機組已由運轉期間過渡到除役期間過渡階段前期，除役期間重要設備的完整性可能會受到內在風險、外部風險、機具作動、或人為因素等影響而需要進行風險評估，以確保除役期間過渡階段前期的用過核子燃料之安全貯存，以及重要設備機械的完整性，並防止放射性污染擴散及保障除役期間工作人員和公眾的健康和安全。

除役期間安全的重要性於 2002 年在柏林舉行的核設施安全除役的國際研討會議上被提出，2004 年國際原子能總署開始對核設施除役建置行動方案，並在同年 11 月發起了「使用放射性物質設施除役安全的國際專案評估和驗證」(Evaluation and Demonstration of Safety for Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, DeSa)的計畫，其目標如下[2]：

- 制定統一的安全評估方法，確定除役安全評估的要素，包括採用分級方法(Graded Approach)。
- 透過一些選定的試驗案例包括商用反應爐、實驗型反應爐、及核能核實驗室，以探討各種設施除役安全評估方

法。

- 研究除役安全評估的審查方法，制定除役安全評估的審查監管方法，並作為法規制定的依據。

「除役期間於重要設備機械完整性定性評估方法管制研究」之目的旨在蒐集國外具經驗之電廠在除役期間對於風險事故的研究資料，並採用國際原子能總署建議的分級方法進行系統性的定性評估，確保用過核子燃料之安全貯存及除役期間重要設備機械的完整性，以防止放射性污染源擴散，並保障除役期間工作人員和公眾的健康和安全。研究成果也將提供給法規監管單位，作為除役期間重要設備完整性之法規制定及法規監管之參考。本報告的評估範圍僅針對除役期間過渡階段前期，其範圍主要聚焦於除役期間過渡階段前期反應爐爐心還有用過燃料之反應爐冷卻水壓力邊界相關的重要系統設備的完整性，不包括除役過渡階段為除污、拆除、廢料管理等需要而改建或新增的系統和輔助設施。

最後，本計畫亦提出除役知識管理(Knowledge Management, KM)的策略，利用現象識別和排名表(Phenomena Identification and Ranking Table, PIRT)進行除役知識相關研究主題分類，並建置一知識庫(Knowledge Base)以整合上述之研究成果。

本報告架構如下：第貳章主要說明分級方法及現象識別和排名表的研究方法及步驟；第參章則說明研究結果及主要發現，以及核

能電廠除役研究知識庫的建置；結論與建議亦於報告第參章中描述，第肆章則為參考文獻。

貳、研究方法與過程

一、分級方法

(一) 分級方法的目的

分級方法(Graded Approach)是一種定性評估的方式，所謂的定性評估是一種「質」的研究，與定量評估「量」的研究方法不同，定性評估主要是依據分析主題的性質、特點、和發展變化等，憑評估者的專業知識和經驗做出專業技術判斷的一種方法。

核電廠在進行除役作業時，可能導致現有屏障、安全相關系統或組件的移除，並面臨除役作業程序和過往安全作業程序存在有差異的問題。除役作業包括除污作業、組件拆除切割和大型設備的搬運等工作，因為這些作業有可能產生危害，故採用分級方法可以透過識別潛在的危害和適當的安全管制措施，來確保工作人員、公眾、和環境的安全，並根據風險按比例分配技術及人力資源。分級方法作為除役安全評估的優點包含：

- 對危害和風險等級的評估，能取得複雜度與細節之間的平衡。
- 適用於除役各階段的各種任務的安全評估，並避免不

必要的工作量和複雜性，節省安全分析和評估資源。

- 可強化安全評估的深度，並將注意力聚焦在更重要的除役安全問題上。

本計畫主要是參考國際原子能總署(IAEA)安全報告系列(Safety Reports Series) NO.77[2]建議的分級評估方法，著重於放射性暴露危害對工作人員、公眾和環境的事故後果，以幫助所有類型核設施除役的持照者和法規監管單位能專注於除役期間可能遭遇的風險而事前予以因應防範，並將注意力放在更重要的除役問題上。

(二) 分級方法的步驟

國際原子能總署建議其成員國統一採用分級方法進行除役安全評估，其底下的除役安全專案小組(DeSa)，針對商用核能電廠、研究型反應爐、和核能實驗室三個測試案例進行了安全評估分析，驗證分級方法在除役安全評估的實用性，故大多數 IAEA 會員國在執行安全評估時，都採用分級方法。分級方法是根據除役的進程，分階段採用標準化的框架和進行系統性的逐步評估，其風險評估步驟，如圖 1 所示，相關步驟說明如下：

1. 成套工作(Work Packages)劃分：

依各階段除役作業的複雜性進行成套工作劃分是安全

評估的主要工作之一。舉例來說，計畫準備階段的成套工作可以劃分為「乾式貯存場興建」及「系統隔離和洩水」。

2. 危害源辨識：

在除役安全評估中應考慮對工作人員、公眾、和環境的所有相關危害，並考慮這些危害源的綜合作用和交互加成，危害源包括：

- 輻射暴露，如直接輻射源和其他輻射源的外部暴露、工作人員由於直接吸入、食入或割傷和擦傷而導致的身體內部暴露、以及放射性核種不受控制的釋放。
- 有毒和其他危險物質，例如：石棉、易燃材料、致癌物、以及用於除污的化學藥品。
- 工業危害源，例如：重物掉落、高空作業、火災、高溫、高壓、噪音、灰塵等。

3. 風險評估：

風險分類應視評估的主題不同而有不同的定義，IAEA 安全報告系列 No.77 採用的分級方法偏重於放射性的事故後果，為有效進行風險評估，任何危害所產生的風險可依該危害之「嚴重程度」及「發生機率」，並透過「風險矩陣」予以量化評估，詳細的說明可參考報告

「(三)風險評估的結果」。

4. 專業技術判斷：

安全評估人員應詳細說明每項工程安全管制措施的必要安全功能和性能要求。在此基礎上，應進行工程評估及專業技術判斷，以證明管制措施符合安全和性能要求。

5. 安全管制措施：

安全管制措施包括行政和工程管制措施，隨著除役的進行和核電廠系統及組件的拆除，這些管制措施也會隨之改變。安全管制措施是進行安全評估的主要產出項目，應針對具有高、中風險等級的系統、結構和組件提出因應的安全管制措施。管制措施包含：

- 工程管制措施：在除役作業中已採取的技術或工程管制措施，例如提供額外的屏蔽或安裝新的主動式過濾器、安裝新的主動通風系統或臨時遮蔽物、安裝用於保護工人和環境的臨時系統，例如氣閘、移動通風系統、以及過濾設備，或提供其它工程緩解系統。
- 行政管制措施：針對某除役作業的行政管制措施，例如提供個人防護裝備如防護罩、呼吸器、為特定作業規定編寫其特定的作業程序，或像是動火許

可、限制進入輻射區域等。

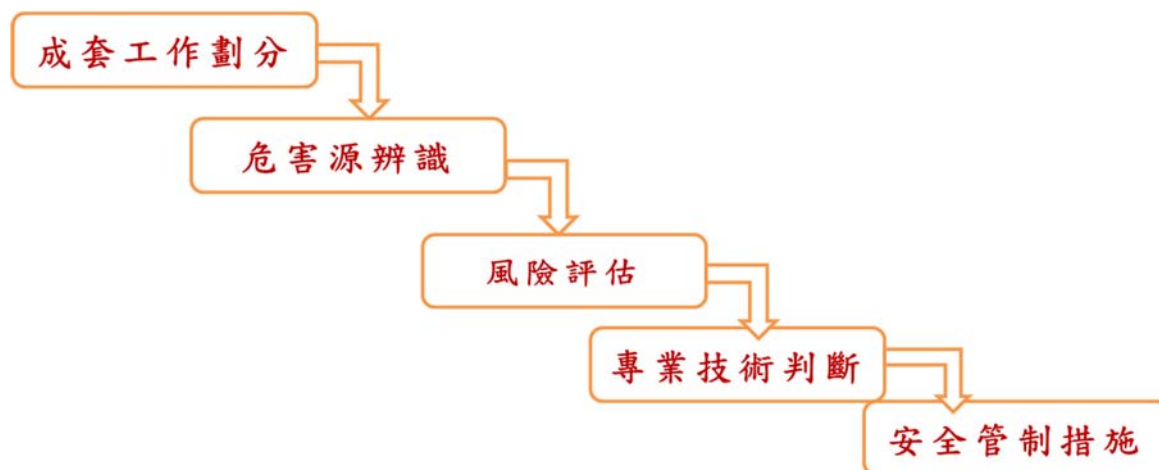


圖 1 分級方法的風險評估步驟

(三) 風險評估的結果

在本計畫中，風險評估的結果係以風險矩陣的方式呈現，任何危害所產生的風險可依該危害之嚴重程度及發生機率予以量化，以評估其嚴重程度。嚴重程度的分類及發生機率的定義常因應用場合而異，風險矩陣的應用亦有 3x3、4x4、7x7 等不同分類。本研究採用之定義說明如下：

1. 嚴重性等級分類之定義

本計畫訂定之嚴重性等級分類可區分為重要設備或設施完整性、放射性或污染洩漏、及人身傷害三類，在計畫範圍內則著重於重要設備完整性之分類，嚴重性各等級之分類及說明，如表 1 所示。

表 1 嚴重性等級分類

嚴重性分類	重要設施或設備完整性	放射性或污染洩漏	人身傷害
S1-嚴重	造成重要設施或設備嚴重損壞，嚴重影響到反應爐冷卻水壓力邊界完整性或用過燃料安全儲存之預期功能。	造成廠外放射性或化學性重大污染	造成1人以上死亡事件
S2-高度	造成「高」安全重要度系統、設備或組件發生功能失效；或造成除役運轉規範規定的重要安全設施或設備不可用。	造成廠區放射性或化學性重大污染	造成工作人員重大失能傷殘事件
S3-中度	造成重要設施或設備故障，經修復後可繼續運作使用，不影響其預期功能。	造成設施內或廠房內放射性或化學性污染。	造成工作人員受傷送醫，但未無造成傷殘事件。
S4-輕微	未造成重要設施或設備損壞或故障；或屬非重要設施或設備損壞。	造成局部工作區域放射性或化學性污染。	造成工作人員輕微受傷或虛驚或無影響。

2. 可能性等級分類之定義

核一廠除役期間過渡階段前期發生危害事件之可能性

分類，如表 2 所示。

表 2 可能性等級分類

可能性分類	可能性定性說明
P1-極可能或經常	該事件在除役期間極可能或經常發生。
P2-有可能或偶而	該事件在除役期間有可能或偶而發生。
P3-很少發生	該事件在除役期間很少發生。
P4-極不可能	該事件在除役期間未曾發生或極不可能發生。

3. 風險矩陣及風險分類

參考 IAEA 安全報告系列 No.77，根據危害的嚴重程度及發生機率，本計畫使用之風險矩陣(4x4)，如表 3 所示。經由風險矩陣可得出安全評估風險等級共 4 類，分別描述如下：

- 風險一級(R1)：屬重大事件的不可接受風險，需要對應的工程或行政管制措施。
- 風險二級(R2)：屬不可接受之風險，需要對應的工程或行政管制措施。
- 風險三級(R3)：屬可接受之風險，原則上不需要對應的安全管制措施，但如基於深度防禦原則或經評估後認為需要，則可建立對應之行政管制措施。
- 風險四級(R4)：屬於可接受之風險，不需要對應的

工程或行政管制措施。

表 3 分級方法的風險矩陣

嚴重度等級	可能性等級			
	極可能或經常(P1)	有可能或偶而(P2)	很少發生(P3)	極不可能(P4)
嚴重(S1)	R1	R2	R2	R3
高度(S2)	R2	R2	R3	R3
中度(S3)	R2	R3	R3	R4
輕微(S4)	R3	R3	R4	R4

二、現象識別和排名表(PIRT)

(一) PIRT 概述

現象識別和排名表(Phenomena Identification and Ranking Tables, PIRT) (或稱 Phenomena Identification and Ranking Technology，在非核能界常用此名稱)，是一種系統性的方法，可以從數個專家中收集特定主題的信息，並對信息的重要度進行排名，以實現某些決策目標。PIRT 的一般應用如下：

- 識別、分類和表徵(Characterize)與風險和安全相關的現象和問題。
- 尋找須優先進行的研究活動以解決重大安全問題。
- 告知有關用於安全性分析的開發分析工具的決策。

- 確定事故順序的過程並確定安全系統的成功標準。
- 提升新實驗計劃的技術基礎並使組織運作更具成本效益。
- 為審查安全分析和支持數據庫提供見解。

(二) PIRT 方法的特性

PIRT 源自於 80 年代末期所發行之 NUREG/CR-5249 報告[3]，該報告主要目的係探討大量冷卻水喪失事件中反應器安全裕度，之後 PIRT 方法便被不少美國核能方面的專案所使用，但 PIRT 的一般性方法、定義及程序等則是到 1998 年後，才由 Wilson, G.E. and B.E. Boyack 等人發表[4]。PIRT 方法具有以下幾項特性[5]：

1. PIRT 過程會產生與特定主題密切相關的現象(Phenomena)列表，具備非常具體的評估標準品質因數(Figure-Of-Merit, FOM)。
2. 現象實際上可以是反應爐/系統/組件的特定情況，一項理論上或工程上的近似值，可能影響 FOM 的其他任何條件。
3. PIRT 透過評分標準以及對這些現象進行排名的過程，來幫助確定關注主題的情況。排名、排名的依據、以及所獲得的用於解釋排名的信息均有助於決策。

4. 探討排序的不確定性也是 PIRT 程序的重要部分，這通常透過與此現象相關的知識庫進行探討。
5. PIRT 成功應用的例子包括熱工水利學、嚴重事故、燃料、材料劣化及核分析等。
6. PIRT 中的現象和過程會根據其對主要安全標準的影響進行排名。事實證明，此過程在其他情況下也很有價值，且多年來它的規範得到了擴展。
7. PIRT 結果的解釋取決執行的細節，要得到良好的排序應參考如下的條件：
 - 實驗設計：需要精確的測量，並且需要小心縮放以適當地捕獲其在完整規模系統中的效果。
 - 改進模擬系統中的模型：這是為現象或過程編程的特殊模型所需的詳細程度。
 - 敏感性研究的排名允許進行實際的統計分析。
 - 重要度較低的現象可能會從不確定性分析中刪除，或者通過邊界計算來估計其影響。
 - 對高等級現象進行單獨處理，並將基礎模型的擾動適當地包括在統計方法中。
 - 中等情況下的現象處理要視情況而定。
8. 對系統、瞬態現象的規範或關注詳細程度越高，PIRT 結

果也將等比例的增加。

9. 創建 PIRT 是一個迭代過程。在首次應用 PIRT 方法後所要求的實驗結果、敏感性研究或其他模擬結果產出後，即需要對原始 PIRT 及其相關文檔進行修訂。
10. 近年來，在非核安全範圍之外的產業中，PIRT 方法的價值已被認可為任何驗證流程中的重要程序。

(三) PIRT 流程步驟

如前所述，PIRT 程序是一種結構化的專家引導流程，目的是在支持特定領域之發展方向的決策。PIRT 程序可簡化為以下 9 個步驟[6][7]：

1. 定義 PIRT 要探討的問題。
2. 定義 PIRT 的具體目標。
3. 彙整和審查所取得的相關知識，並識別、彙整和審查當前的知識庫(此步驟有時於第五步驟完成)。
4. 針對特定場域和組件，將所要討論的事件情境分為多個階段，即定義 PIRT 相關的組件和事件情境。
5. 定義評估標準，選擇用於判斷重要度的關鍵 FOM。
6. 確定合理的現象(Phenomena)，此即 PIRT 基本元素。
7. 為現象建立重要度等級，相對於 FOM 分配重要度，並記錄決定等級的理由。

8. 評估每種現象的當前知識水平(Knowledge Level, KL)。
9. 記錄 PIRT 結果，記錄之涵蓋範圍應充足，使知識淵博的讀者可以了解此 PIRT 過程和結果。

參、主要發現與結論

一、分級方法案例分析結果

本計畫係針對核一廠除役期間過渡階段前期潛在之安全危害，包括內在風險、外部風險、機具作動、和人為因素等風險影響因子，採用分級方法進行重要系統及設備的完整性評估，以確保用過核子燃料之安全貯存及防止放射性污染擴散，保障除役期間工作人員、公眾、以及環境的安全。

(一) 建立核一廠成套工作

評估的第一步是對除役過程或作業進行成套工作(Work Packages)的劃分，依據核一廠的除役計畫書，核一廠在除役期間過渡階段前期留用的重要系統設備主要聚焦於爐心仍有用過燃料而須維持反應爐壓力邊界完整性相關的重要系統設備。在本研究階段中對核一廠除役期間過渡階段前期重要之系統著重於反應爐壓力槽、反應爐爐內組件、及餘熱移除系統，各系統說明如下：

1. 反應爐壓力槽(Reactor Pressure Vessel, RPV)：核一廠一、二號機的反應爐壓力槽是依據 1968 年版以及 1969 年夏季增訂版的 ASME 規範第三部 A 級組件，進行設計、製造、測試、檢查及認證，且其設計符合地震一級設備之要

求。反應爐壓力槽提供冷卻水淹沒爐心燃料的空間，防止爐心燃料超過其溫度限值，且提供管路及爐內組件安裝之位置。參考核一廠除役計畫[1]，反應爐壓力槽於停機過渡階段後期即為停止運轉系統之一(核一廠除役計畫第五章，表 5-9)，故此系統只需考慮其停機過渡階段前期之運轉情況。對於反應爐壓力槽，於除役期間過渡階段前期具備如下預期功能：

- 於一次圍阻體及穿越圍阻體外側第一個隔離閥內，提供及維持反應爐冷卻水壓力邊界完整性，避免放射性物質逸放出一圍阻體。
- 提供特殊安全設施將冷卻水注入反應爐之路徑。
- 包封及支撐爐心、爐內組件。
- 對反應爐安全相關的組件提供結構上的支撐。

2. 反應爐爐內組件(Reactor Vessel Internal, RVI)：核一廠一、二號機爐內組件的設計是比照反應爐壓力槽，參考 ASME 鍋爐及壓力槽設計規範第三部 A 級組件的規範。爐內組件用以分佈反應爐內冷卻水水流、固定及支持燃料元件，並提供爐心淹沒空間，使其於發生反應爐爐外斷管事件時，可以有適當空間提供足夠的冷卻水以淹沒冷卻爐心。參考核一廠除役計畫，反應爐爐內組件於停機過渡階段後期即

為停止運轉系統之一，故此系統只需考慮其停機過渡階段前期之運轉情況。對於反應爐內組件，除役期間過渡階段前期具備如下預期功能：

- 提供高完整性屏蔽功能，以防止輻射物質外洩。
- 支撐爐心、爐內組件。
- 於反應爐外發生斷管事件時，提供爐心淹沒空間以適當地冷卻爐心。
- 依設計分佈水流，使其均勻混合。

3. 餘熱移除系統(Residual Heat Removal, RHR)：餘熱移除系統提供移除爐心、乾井、抑壓池或輔助燃料池衰變熱的移除。參考核一廠除役計畫，餘熱移除系統於停機過渡階段後期為停止運轉系統之一，故此系統只需考慮其停機過渡階段前期之運轉情況。對於餘熱移除系統，除役期間過渡階段前期具備如下預期功能：

- 在事故引發反應爐低水位同時伴隨反應爐低壓力、乾井高壓力，或持續反應爐低水位時，提供手動或自動啟動低壓注水模式，維持反應爐內水位以淹沒爐心。
- 維持反應爐冷卻水壓力邊界。
- 維持非安全系統、組件的完整性，以避免因其故障

而影響到安全相關系統、組件的安全功能。

(二) 核一廠危害源辨識

美國核管會將除役風險事故分為 5 類，分別是與燃料相關的事務、與放射性物質有關的事務(與非燃料相關的事務)、外部事件引發的事務、廠外運輸相關事務、以及非放射性化學或工業事故[8]。由於並非所有的危害源都跟除役作業有關，故在進行危害源辨識時，亦須進行相關性之篩選。

在本計畫中，除役期間過渡階段前期考慮之危害源包括放射性危害、化學性危害、及工業危害，並不包括廠外運輸相關事務，在危害風險評估時，應考慮這些危害源的綜合作用和交互加成作用，以及它們對工作人員、公眾、和環境造成的危害。核一廠危害源辨識及篩選結果，如表 4 所示。

表 4 核一廠危害源辨識和篩選結果

引發事件(initiating events)	與設備完整性有關
一、內部引發事件	
1.1 放射性引發事件	
1.1.1 冷卻水流失	Y
1.2 設備老劣化引發事件	
1.2.1 材料腐蝕(均勻腐蝕、間隙腐蝕、微生物腐蝕、加凡尼腐蝕、孔蝕等)	Y

引發事件(initiating events)	與設備完整性有關
1.2.2 金屬疲勞龜裂	Y
1.2.3 應力腐蝕龜裂(沿晶應力腐蝕龜裂、輻射促進應力腐蝕龜裂)	Y
1.2.4 材料韌度降低(熱脆化)	Y
1.2.5 磨耗	Y
1.2.6 預力喪失	Y
1.3 非放射性引發事件	
1.3.1 火災	
1.3.1.1 鋸火	Y
1.3.1.2 熱切割作業	Y
1.3.2 淹水	
1.3.2.1 火災或消防系統誤動作	Y
1.3.2.2 管路破裂洩漏	Y
1.3.2.3 拆除作業隔離或洩水不完全	Y
1.3.3 有毒和有害物質釋放	
1.3.3.1 石棉	N
1.3.3.2 粉塵	N
1.4 電氣危害	
1.4.1 外電喪失	Y
1.5 機具作動或工作環境引發事件	
1.5.1 燃料傳送意外	Y
1.5.2 重物墜落	Y
1.5.3 高溫	N
1.5.4 毒氣	N
1.5.5 高架作業	N
1.5.6 侷限空間	N
1.5.7 噪音	N

引發事件(initiating events)	與設備完整性有關
1.5.8 通道阻塞	N
1.6 人為引發事件	
1.6.1 維護不周全	Y
1.6.2 操作失誤或違反規定	Y
1.6.3 安全文化差異	Y
1.6.4 誤入高輻射或汙染區域	N
1.7 人身危害	
1.7.1 人身危害	N
二、外部引發事件	
2.1 火災	Y
2.2 地震	Y
2.3 淹水	
2.3.1 暴雨	Y
2.3.2 海嘯	Y
2.4 土石流	Y
2.5 飛射物	
2.5.1 飛機失事	Y
2.5.2 飛射物攻擊	Y
三、其他引發事件	
3.1 逃生通道阻塞	N
3.2 其他不明或未標示材料	N

上述危害源之可能性引自國際除役電廠之經驗，茲舉例如

下提供參考：

1. 依據俄國 Ignalina 核能電廠的除役經驗，除役期間的除污

和拆除作業所造成的重物墜落事件是重要設備完整性喪失的最大危害風險源。

2. 根據國際的除役經驗回饋案例顯示，除污和拆除階段的系統隔離和洩水不完全是廠房淹水的主要危害源。
3. 根據國際的除役經驗回饋案例顯示，實物模型(Mock-ups)和電腦模型(Computer Models)的使用對於操作員的培訓、劑量降低、設備維護、和除役安全至關重要；應定期對除役的操作和維護人員進行培訓，使其瞭解適用的操作和維護作業程序。
4. 依據美國 Energy Solutions 公司的除役經驗，應避免使用未經驗證的除污和切割拆除的創新方法和技術，因為使用未經驗證的創新除污和切割拆除方法和技術會增加整體除役計畫的風險。
5. 美國核管會對處於除役狀態的電廠實施維護準則(MR)的看法是，儘管對於處於除役狀態的電廠，在維護準則範圍內的結構、系統、與組件(SSCs)的數量要少得許多，但基本上使用於用過燃料安全儲存所需的結構、系統與組件的性
能或狀況的維護管理方法相似。美國核管會根據 10 CFR 50.82(a)(2)之要求，在三個擁有除役執照的核能電廠進行維護規則基準檢查(MRBI)後，發現有如下的缺失：

- 美國核管會於 1998 年 5 月 4 日至 8 日在 Big Rock Point 核能電廠進行了一次維護規則基準檢查 (MRBI)，檢查發現 Big Rock Point 核能電廠的維護規則方案之範圍包括了 10 CFR 50.65(a)(1)款所要求的用過燃料安全儲存、控制、和維護有關的系統和功能，但卻沒有按照(a)(1)的要求，對結構、系統、與組件(SSCs)進行充分周全的維護管理，也沒有充分證明對(a)(2)的結構、系統、與組件(SSCs)進行了有效性的預防維護(Preventive Maintenance)。美國核管會認為 Big Rock Point 電廠在維護管理方面有兩個四級的違規行為：(1)沒有充分證明反應爐冷卻水、電廠電源、用過燃料儲存格架和燃料束配置系統的性能或功能狀況已按照 10 CFR 50.65(a)(2)的要求進行維護管理；(2)沒有充分證明已按照 10 CFR 50.65 的要求，進行除礦水、緊急電源、燃料處理和輻射監控等系統有適當的執行預防維護。
- 美國核管會於 1998 年 5 月 18 日至 22 日在 LaCrosse 核能電廠進行了一次維護規則基準檢查 (MRBI)，發現 LaCrosse BWR 發電廠並未依照規定適當執行其維護規則(MR)，即除役期間必須維持運

轉的重要系統、結構、及組件並未全部納入其現有的維護方案中，亦未依照 10 CFR 50.65 之要求，有效執行其維護規則(MR)。

(三) 除役期間過渡階段前期風險評估結果

由於除役各個階段面臨的挑戰及電廠條件皆不相同，分級方法應用於除役安全評估時應區分各個階段，以便隨著除役進程的演變而減少其不確定性的風險。本計畫針對除役期間過渡階段前期完成之風險評估結果，如附件 1 核一廠除役過渡階段前期留用的重要設備完整性的定性評估結果列表內容。

在附件 1 核一廠除役過渡階段前期留用的重要設備完整性的定性評估結果列表中所提及之監管單位建議，部分參考自美國核管會、瑞典核電監管局(SKI)、西歐核能安全管制機關協會(WENRA)及日本核能電廠除役管制機關之做法，簡要說明如下：

1. 美國核管會之做法

美國核管會(NRC)自開始從反應爐壓力容器中永久移除所有核燃料的認證日期開始，就從視察手冊 2515(Inspection Manual Chapter 2515, IMC 2515)，即「運轉階段的輕水反應爐檢查計劃」過渡到 IMC 2561「除役動力反應爐檢查計劃」，以符合 10 CFR 50.82(a)(1)(ii)法規之要

求。

在用過燃料尚在反應爐壓力容器內時，美國核管會的監管和視察是依照 IMC 2515 進行；而在持照者依照 10 CFR 50.82(a)(1)的要求，證明用過燃料已從反應爐壓力容器中永久性完全移除之後，則開始依照 IMC 2561 實施，並在除役的所有階段持續進行，直至執照許可證終止。

在反應爐設施從運轉過渡到除役狀態時，美國核管會的監管和視察亦面臨一些困難的問題，諸如用過燃料安全儲存和防火等現行檢查程序並不適用於除役階段，或是對視察官員缺乏充分的導則，特別是缺乏針對停止運轉電廠有關安全和緊急整備的視察程序，亦缺乏有關如何將 IMC 2515 過渡到 IMC 2561，而能進行除役期間過渡階段的基準檢查工作和監督的導則。故美國核管會著手建制了一系列有關人身安全和緊急整備的檢查程序，並於 2016 年 2 月發布了對 IMC 2515 的修訂版，以含括新的除役監管框架。

美國核管會透過商用反應爐除役過渡階段的法規基準分析和法規改進(Regulatory analysis for Regulatory Basis and Regulatory Improvements for Power Transitioning to Decommissioning)，來加強核反應爐設施除役的檢查和監督。除役檢查和監督計劃包括每年進行一次的核心檢查和

不定期視察作業。除役核心檢查工作包括：

- 組織和管理控制
- 品質保證
- 用過燃料濕式儲存和處理
- 維護和監測
- 輻射防護
- 應急準備；
- 除役作業的安全性
- 安全性評估。

美國核管會針對美國永久停止運轉的核能電廠除役期間的監管和視察的組織和人力配置說明如下：

(1) 美國核管會對除役期間監管和視察的組織和人力配置

美國核管會將核能設施管制業務分為 4 個區域辦公室(Region Office)執行監管，核管會視察員主要是依照視察手冊(IMC)及視察程序書(IP)的導則執行監管和視察。

美國核能電廠自反應爐停機(Final Reactor Shutdown)到永久停止運轉後，再到將用過燃料移出爐心的階段，均屬於電廠營運後期的轉換階段(Post-Operation Transitional Phase)。美國核管會針對營運後

期轉換階段的監督和視察工作主要聚焦於持照業者將燃料完全移出爐心、提送 PSDAR、辦理公聽會、以及規劃視察作業等。該階段的業務將逐漸由 Nuclear Reactor Regulation (NRR)辦公室轉移到美國核管會總部核物料安全及保防署(Nuclear Material Safety and Safeguards (NMSS)辦公室，並且組織一個轉換階段的工作團隊來負責美國核管會轄下 NRR 辦公室、Nuclear Security and Incident Response (NSIR)辦公室、NMSS 辦公室、以及區域辦公室之間的聯繫與協調工作。

美國核管會對除役期間的監管和視察做法是在除役電廠提交 10 CFR 50.82(a)(1)(ii)認證許可後，會派一名駐廠檢查員每年駐廠 6 到 12 個月，在此期間的除役檢查和監督是由駐廠檢查員和專案指派的區域檢查員來進行除役工作的檢查和監督。美國核管會官員耗費在除役電廠除役期間的監督和視察(Oversight and Inspection)的時間因廠而異，檢查時間的估算是根據各階段除役作業的複雜性而有所不同。美國核管會的駐廠檢查和監督規畫如下：

- 在用過燃料長期儲存的過渡階段，美國核管會檢查人員每年進廠視察數次。

- 在主除役(Active Decommissioning)階段，美國核管會檢查人員約每個月駐廠 2 或 3 個星期。
- 根據美國核管會的做法，監管機關在除役期間一般都會根據除役設施的預期進度，以及相應的檢查工作，每部機保留一名視察員常駐電廠，以監督整個現場的除役程序。
- 根據美國核管會的建議，如果多部機組正在除役，並指派了一名以上的駐廠視察員長駐電廠時，應指派一名高級駐廠視察員來整合指揮監督該廠址的除役作業。國內的核能電廠的除役期間的檢查和監督的組織和人力配置亦可參照美國核管會的經驗進行規劃。

(2) 美國核管會法規制定(Rulemaking)

美國核管會希望透過建立發布新的動力反應爐除役規則，以維持過渡到除役現場的安全性，而無須逐項在某些法規領域給予特定的豁免或執照許可的修改。具體而言，新的動力反應爐除役規則的制定將具有以下目標：

- 繼續提供合理的保證，以確保公眾健康和 safety，以及對動力反應爐廠址提供充分的保護。

- 確保對動力反應爐進行除役的要求明確且適當。
- 把普遍適用於所有動力反應爐除役的問題彙編成法規，可以節省豁免或執照許可證修訂案所需的審查負荷與人力。
- 識別、定義、和解決與動力反應爐除役管理相關的其他關注領域。

(3) 美國核管會針對核設施除役期間設備完整性相關的維護檢查建議

根據美國核管會針對採行立即拆除策略的核電廠除役過渡階段留用重要設備完整性相關的維護檢查的建議如下：

- 在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，建議用過燃料安全儲存的監管和視察的年度檢查時數為 40 小時；重要系統設備的維護和偵測的監管和視察的年度檢查時數為 28 小時；
- 在用過燃料池仍有用過燃料的階段，建議用過燃料安全儲存的監管和視察的年度檢查時數為 25 小時；重要系統設備的維護和偵測的監管和視察的年度檢查時數為 28 小時。

2. 歐洲瑞典核電監管局之做法

瑞典核電監管局(SKI)是負責瑞典核能電廠的除役作業的安全監管機關，其主要的任務是：(1)對瑞典永久關閉的核能電廠除役進行監督；(2)發現除役期間關鍵的安全問題；(3)制定長期策略來規範瑞典核能電廠未來所有階段的除役安全；瑞典核電監管局已經完成了許多有關核能電廠除役的研究和法規制定方案。

由於瑞典 Barsebäck 核能電廠是瑞典第一家除役電廠，瑞典核電監管局和 Barsebäck 核能電廠均沒有除役經驗，故瑞典核電監管局遂開始積極搜集國際核能電廠除役有關安全和監管問題的經驗。瑞典核電監管局贊助了一些研究專案來確定核能電廠除役的關鍵安全和監管問題，並積極參加國際研討會和除役問題會議，從中獲得了大量的重大安全問題，並根據這些資訊調整了其除役監督的方案和策略。

瑞典核電監管局制定了一項在機組停機後立即採取的監管行動方案，該方案包括：

- 兩名核電監管局官員駐廠，可以及時作出決策。
- 只要有確保除役安全需要時，核電監管局官員隨時準備留在現場。
- 在 Barsebäck 核能電廠 1 號機停機後的六個月內，

核電監管局官員即針對 Barsebäck 核能電廠的工作人員資格和組織問題進行視察。

3. 西歐核能安全管制機關協會(WENRA)之做法

西歐擁有核能電廠的國家是各自根據國際原子能總署(IAEA)的《安全標準》及《核能安全公約》來制定其核能安全管制的法規和準則。目前有 18 個歐盟會員國參與的西歐核能安全管制機關協會(Western European Nuclear Regulators Association, WENRA)鑑於各會員國之間除役安全法規的分歧，為了使核能除役安全有一致性的做法，而設有兩個工作組，分別為反應器協調工作組(Reactor Harmonisation Working Group, RHWG)和廢棄物與除役工作組(Working Group on Waste and Decommissioning, WGWD)，以減少各會員國間不必要的分歧和提升核能除役安全。

舉德國巴登符騰堡(Baden-Württemberg)邦政府的除役安全管制做法為例，德國核能電廠在進入除役過渡階段，所有除役期間需留用的重要系統之維護與測試要求仍比照運轉期間的維護與測試要求。德國巴登符騰堡邦政府對核能電廠除役的安全管制和監督因無駐廠視察制度，僅定期派員赴現場就仍需留用的運轉系統進行維護與測試、輻射

防護、消防安全等查證，其每年針對核能電廠除役過渡階段的視察人力僅為運轉中核能電廠查核人力的五分之一。另設有除役的安全管制和監督的支援單位，以協助查核核能電廠除役期間的營運期間檢測(In-service Inspections)工作。

4. 日本核能電廠除役管制機關的做法

日本核能電廠針對除役過渡階段仍需維持其功能之結構、系統、與組件(SSCs)之維護管理做法，基本上與商轉期間並無差異。日本核能電廠除役管制機關對除役期間的監管和視察做法，亦未比照商轉階段執行安全管理的視察作業，只對除役電廠進行週期性的檢查作業。

二、現象識別和排名表分析結果

如表 5 所示，本計畫先將除役所涉及的繁雜研究，並對應除役計畫實際需要，將除役知識彙整合併為 13 項研究主題[9]，再藉由專家對蒐集之除役研究報告或相關期刊資料，進行各項主題的知識度與重要度量化評級。各項主題之知識度評估主要是透過核能研究所知識管理系統，擷取 1990 年至 2020 年共 362 筆所內報告資料，再按照其研究主題劃分，若一研究主題之計畫數量較多，則代表該主題之知識度較高，反之則代表該主題知識度較為不足，相關分類

結果如圖 2 中所示。

表 5 除役知識相關研究主題分類

除役知識研究主題			
1.	廠址設施特性	8.	人員訓練
2.	除役規劃	9.	核子保防物料管理
3.	拆除作業	10.	保安措施
4.	意外安全分析	11.	緊急應變方案
5.	除汙規劃	12.	廠址再利用
6.	廢棄物管理	13.	技術與財務管理
7.	輻射劑量與防護		

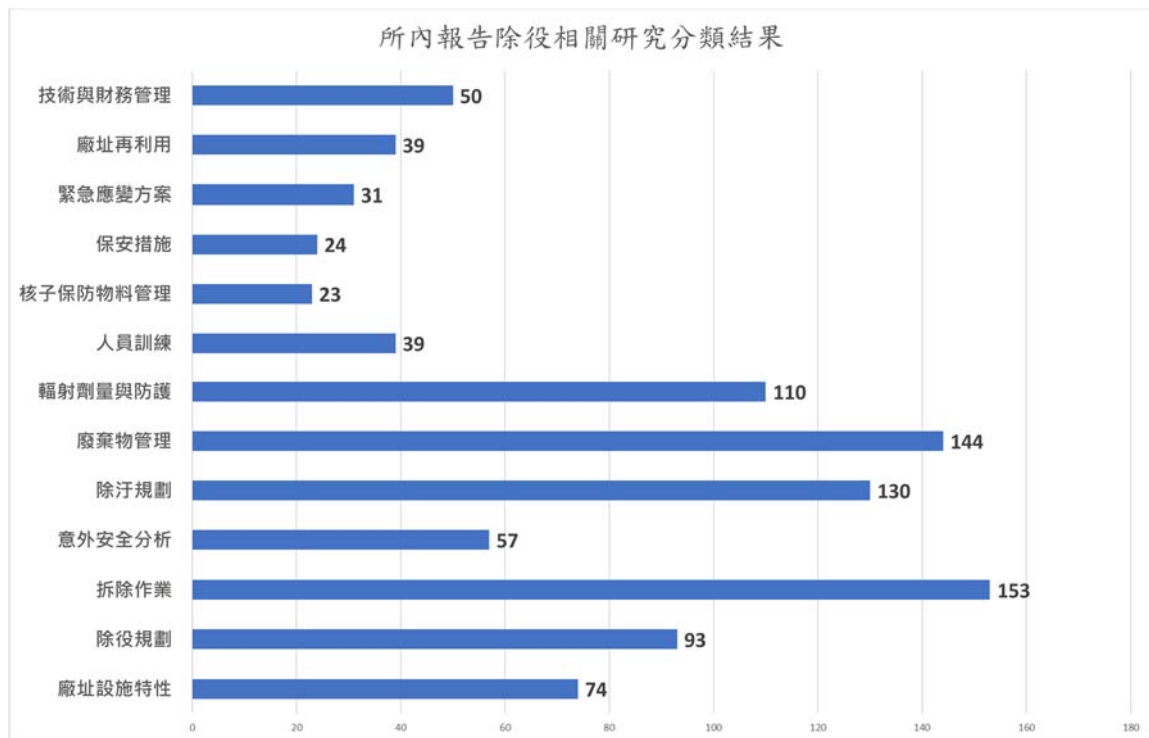


圖 2 核研所除役相關報告分類結果

由於核能電廠除役工作涉及核能安全及工作安全，因此在 PIRT 程序中所需定義之標準品質因數(Figure-Of-Merit, FOM)時，本研究即設定 FOM₁ 為核安，FOM₂ 為工安。如本報告第貳章所述，在訂定各研究主題對 FOM 之重要度時，應邀集領域內專家評定，由於本研究階段主要著重在於方法上的開發，因此重要度評定工作先由團隊研究人員討論後試作，各研究議題對這兩個 FOM 之重要度排名以 0~3 分為區間，結果如表 6 所示。

表 6 研究主題對應標準品質因數之重要度與知識度

研究主題	重要度		知識度
	FOM ₁ ：核安	FOM ₂ ：工安	
1. 廠址設施特性	0.5	0.5	0.87
2. 除役規劃	0.7	1.1	0.69
3. 拆除作業	0.9	2.9	0.42
4. 意外安全分析	2.7	2.5	1.13
5. 除汙規劃	1.9	1.5	0.50
6. 廢棄物管理	1.7	0.7	0.45
7. 輻射劑量與防護	2.5	1.9	0.59
8. 人員訓練	1.3	2.7	1.65
9. 核子保防物料管理	1.5	0.9	2.80
10. 保安措施	1.1	1.3	2.69
11. 緊急應變方案	2.9	1.7	2.08
12. 廠址再利用	0.1	0.3	1.65
13. 技術與財務管理	0.3	0.1	1.29

在表 6 中所列的知識度係以圖 2 之核研所所內報告除役相關研究分類結果計算，知識度範圍在 0~3 分區間內，分數越低代表其相關知識越充分，在本研究中所使用的計算公式為：

$$KA_j = \frac{\sum_{i=1}^{13} T_i}{15T_j}$$

其中

KA_j ：第 j 個研究主題之知識度

T_j ：第 j 個研究主題之相關文獻數量

$\sum_{i=1}^{13} T_i$ ：所有研究主題之相關文獻數量總和

將表 6 之計算結果，以 PIRT 矩陣形式表示即可得出圖 3、圖 4，即各研究主題在指定 FOM 下之重要度與知識度分布圖。

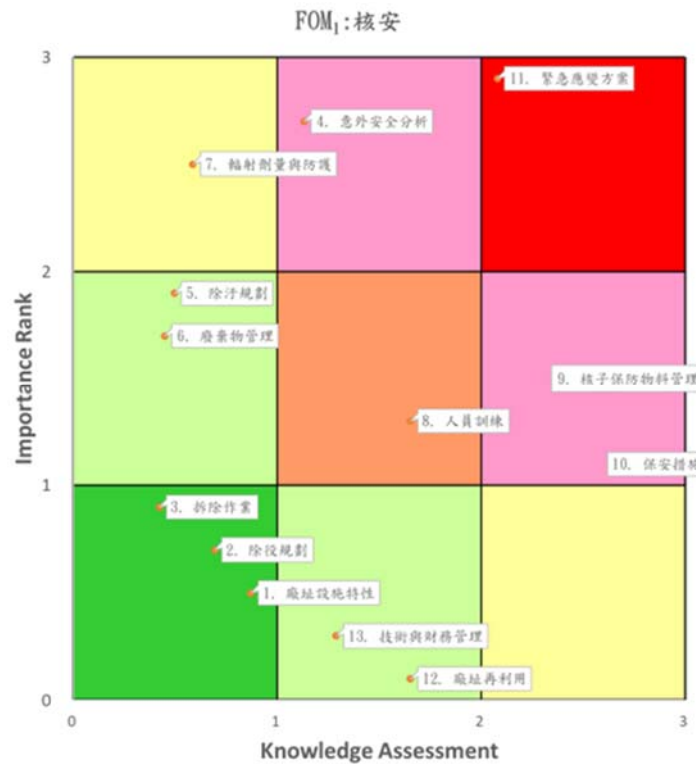


圖 3 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM₁ 之知識度與重要度

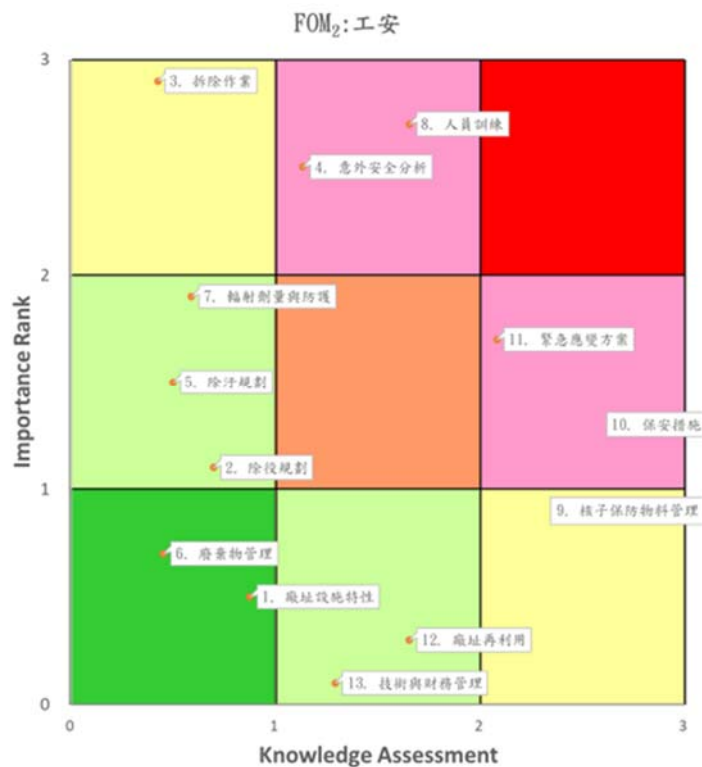


圖 4 以 PIRT 矩陣表示各研究主題在 FOM₂ 之知識度與重要度

PIRT 矩陣中研究主題越往左下角靠近表示其重要度低、知識度充足，越往右上角靠近則是我們需要關注的高重要度或知識度不足。由矩陣圖可以看出，同樣顏色的區域代表其知識度與重要度綜合來說需要關注或研究的情況相當接近，為再明顯區分各研究主題的發展需求並著重其重要度，我們以如下方法計算各研究主題之綜合評分(Score)：

$$S_j = 1.1 \times IR_j + KA_j$$

其中

S_j ：第 j 個研究主題之綜合評分

IR_j ：第 j 個研究主題之重要度

KA_j ：第 j 個研究主題之知識度

依上述計算方法，得出各研究主題之綜合評分如表 7 所示。

表 7 各研究主題之綜合評分結果

研究主題	綜合評分	
	FOM ₁ ：核安	FOM ₂ ：工安
1. 廠址設施特性	1.4	1.4
2. 除役規劃	1.5	1.9
3. 拆除作業	1.4	3.6
4. 意外安全分析	4.1	3.9
5. 除汙規劃	2.6	2.1
6. 廢棄物管理	2.3	1.2
7. 輻射劑量與防護	3.3	2.7
8. 人員訓練	3.1	4.6
9. 核子保防物料管理	4.5	3.8
10. 保安措施	3.9	4.1
11. 緊急應變方案	5.3	3.9
12. 廠址再利用	1.8	2.0

研究主題	綜合評分	
	FOM ₁ ：核安	FOM ₂ ：工安
13. 技術與財務管理	1.6	1.4

從表 7 所計算之綜合評分結果可以看到，各研究主題中就核安而言應加強的前三項主題依序為：11. 緊急應變方案、9. 核子保防物料管理、4. 意外安全分析；就工安而言應加強的前三項主題依序為：8. 人員訓練、10. 保安措施、11. 緊急應變方案。

三、核能電廠除役研究知識庫建置

(一) 系統架構

本計畫建置之核能電廠除役研究知識庫除彙整研究成果的資料外，更可藉由現象識別與排名表(PIRT)的方法，反映出現有研究的方向與成果，並可協助管制單位掌握重要研究課題，更明確的制定未來的研究方向與架構，確定哪些主題是最優先的研究級別。圖 5 為本計畫知識庫的功能圖(Functional Map)，各項功能之說明及內容，則如表 8 所示。

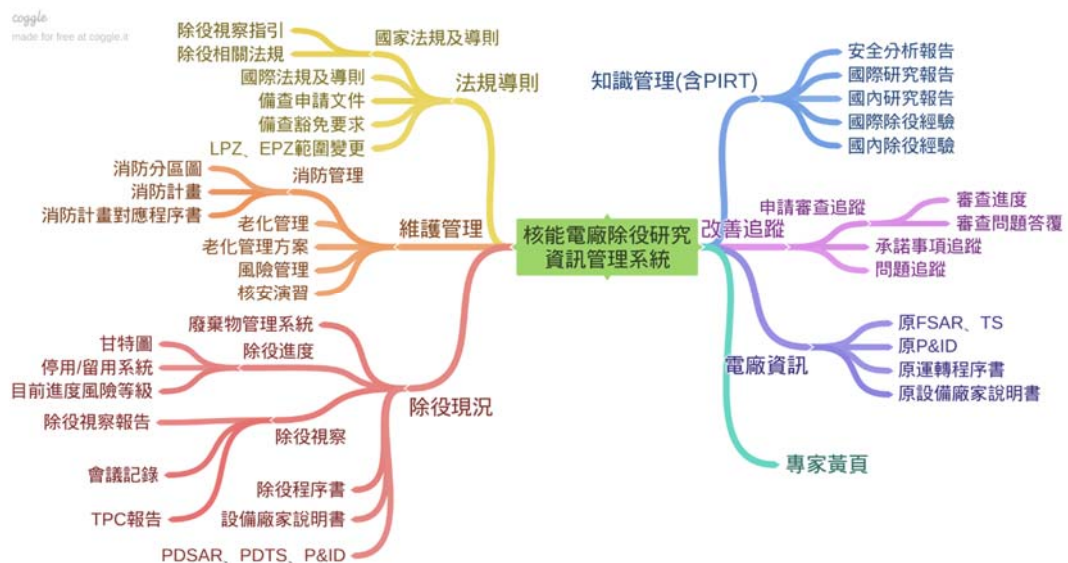


圖 5 核能電廠除役研究知識庫功能圖

表 8 知識庫系統架構及說明

#	第一層	第二層	說明
A	法規導則		國內與國際法規、導則彙整
A1		國家法規及導則	國內除役相關法規及導則
A2		國際法規及導則	國際除役相關法規及導則
A3		備查申請文件	已通過 AEC 審查之文件
A4		備查豁免要求	已通過 AEC 審查之豁免要求
A5		LPZ、EPZ 範圍變更	
B	維護管理		系統或組件之維護管理，包含工安、輻安、核安
B1		消防管理	消防分區圖、消防計畫、消防計畫對應程序書
B2		老化管理	DAMR、DAMP 報告、DAMP 對應的程序書
B3		老化管理方案	組件對應的 DAMP
B4		風險管理	比照 MR 風險排程

#	第一層	第二層	說明
B5		核安演習	下載核安演習成果
C	除役現況		電廠除役程序、現況
C1		廢棄物管理系統	廢棄物管理
C2		除役進度	展示甘特圖、停用/留用系統、目前進度的風險等級
C3		除役視察	除役視察報告、會議記錄、TPC 報告
C4		PDSAR、PDTS、P&ID	隨除役不斷更新之 PDSAR、PDTS、P&ID
C5		除役程序書	隨除役不斷更新之程序書
C6		設備廠家說明書	包含除役新增設備、留用設備
D	知識管理		PIRT 分類、知識管理、導讀報告、說明報告的重要性
D1		安全分析報告	相關安全分析報告
D2		國際研究報告	國際間研究報告
D3		國內研究報告	國內研究報告
D4		國際除役經驗	國際除役經驗
D5		國內除役經驗	國內除役經驗
E	改善追蹤		除役執行期間相關議題之改善及追蹤
E1		申請審查追蹤	審查進度、審查問題答覆
E2		承諾事項追蹤	RAI 系統
E3		問題追蹤	除役執行期間問題開立與狀態追蹤
F	電廠資訊		電廠設計及運轉資訊
F1		原 FSAR、TS	電廠原有之 FSAR、TS
F2		原 P&ID	電廠原有之 P&ID
F3		原運轉程序書	電廠原有之運轉程序書

#	第一層	第二層	說明
F4		原設備廠家說明書	電廠原有之廠家說明書
G	專家黃頁		提供對應專家聯絡方式

(二) 系統開發環境

本計畫開發之知識庫架設於核能研究所機械系統計畫所屬之伺服器，其區域網路網址為 192.168.5.150，登入介面如圖 6 所示，使用者登入後可選擇進入設備維護管理(本系統)或拆除拆解技術(核研所工程組開發之系統)，如圖 7。相關開發環境，則如表 9 所示。

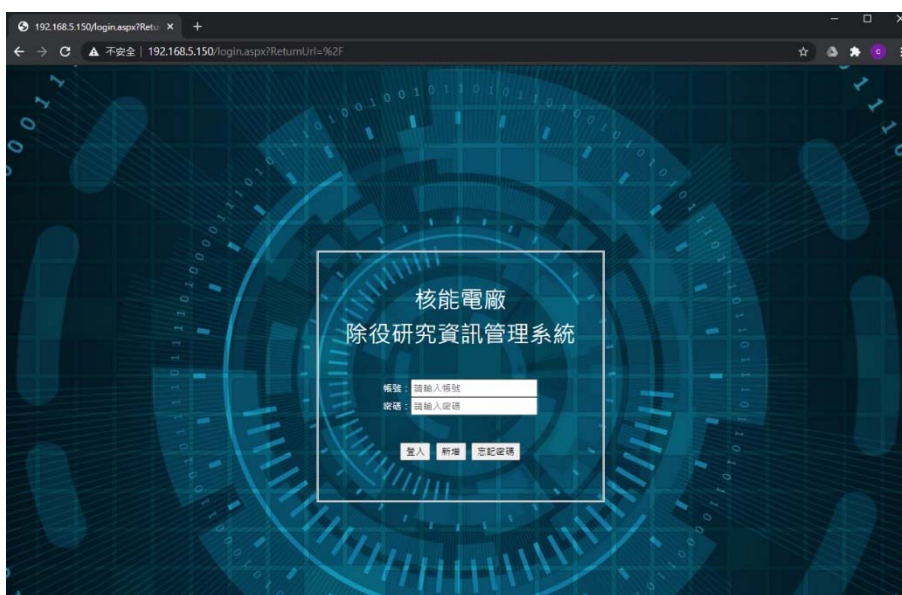


圖 6 知識庫登入介面

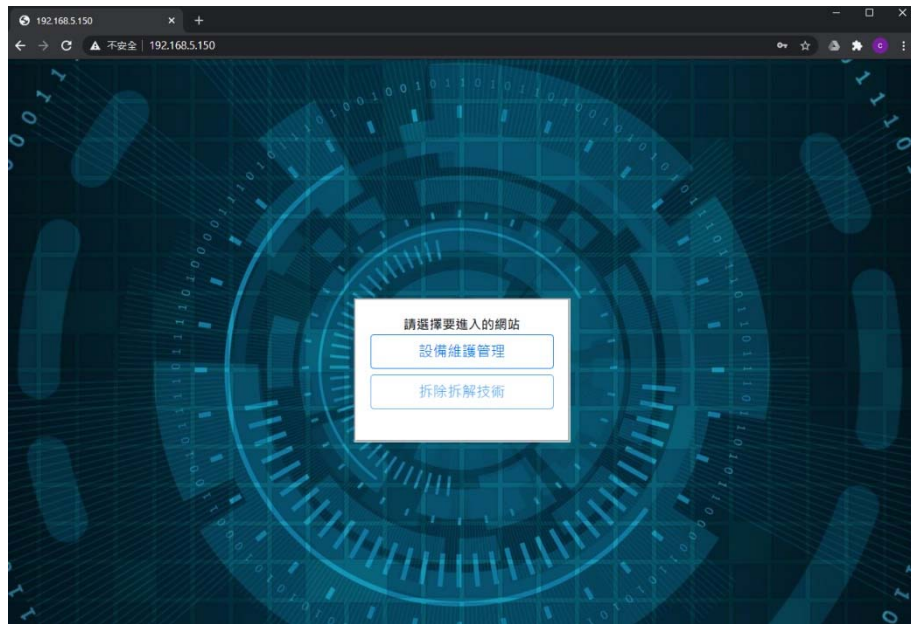


圖 7 選擇要進入的系統

表 9 知識庫開發環境

核能電廠除役研究知識庫開發環境	
作業系統	Windows 10 專業版
Web Server	Microsoft Internet Information Services Version 10
資料庫系統	Microsoft SQL Server 2019 Express
網頁開發框架	ASP.NET
程式語言	Visual Basic / HTML / JavaScript
程式編輯器	Visual Studio 2019 Community

(三) 系統功能

本計畫完成之核能電廠除役研究知識庫，其相關功能說明如下：

1. 法規導則：

本功能係將國內外除役相關法規、核廢處置管制相關法規、以及乾式貯存管制相關法規列出，供使用者參考。由於法規內容不定時會進行更新，為避免使用者參考到過時的法規內容，本項係採用連結方式連接至主管機關法規查詢系統，以獲得最新版的法規內容，其介面如圖 8 所示。



圖 8 法規及導則查詢介面

2. 知識管理：

知識管理功能主要蒐集國內外研究報告或相關除役經驗，並建立查詢系統，供使用者進行進階搜尋。過去使用者研讀報告之心得(如：此篇報告重點內容、報告重要程度、是否有其他關連資料等)亦可存放於此，供其他使用者查閱參考。知識管理

查詢系統介面，如圖 9 所示。

Hello, test. [登出] | 網站導覽 | 使用手冊 | 回首頁

核能電廠除役研究資訊管理系統

法規導則 | 維護管理 | 除役現況 | 知識管理 | 改善追蹤 | 電廠資訊 | 專家黃頁 | 工作區

國際研究報告

國際研究報告查詢系統

編號:

類別:

中文名稱:

英文名稱:

出版年:

PIRT:

☐ 過渡階段 ☐ 除役作業階段

總計: 5筆 1/1

編號	類別	原始編號	中文名稱	英文名稱	過渡階段	除役作業階段	摘要	年份	PIRT
IASRT001	IAEA 安全報告	SAFETY REPORTS SERIES No. 31	提早終止運轉電廠之管理	Managing the early termination of operation of nuclear power plants	是	否		2003	Medium
IASRT002	IAEA 安全報告	SAFETY REPORTS SERIES No. 36	核電廠從運轉到除役之過渡階段安全考量	Safety considerations in the transition from operation to decommissioning of nuclear facilities	是	否		2004	Medium

圖 9 知識管理查詢介面

3. 專家黃頁：

專家黃頁條列出除役各領域的學者專家，供使用者進行查詢。本功能之建置係以核研所論著管理系統，搜尋核研所 1990 年至 2020 年間，與「除役」相關之論著或報告，按照除役技術分類，並與作者對應，以確定專家之專業領域。各論著另訂定「相對核電廠除役比值」，分成研究用核設施(無反應器)、研究用核設施(具反應器)、實際核電廠等情況並評分，以評估該論著之重要程度。此外，除役技術亦依核安或工安範圍，繪製成 PIRT 圖並顯示於頁面右側。此系統亦可進一步查詢專家的論著資料，如圖

10、圖 11、及圖 12 所示。



圖 10 專家黃頁查詢介面

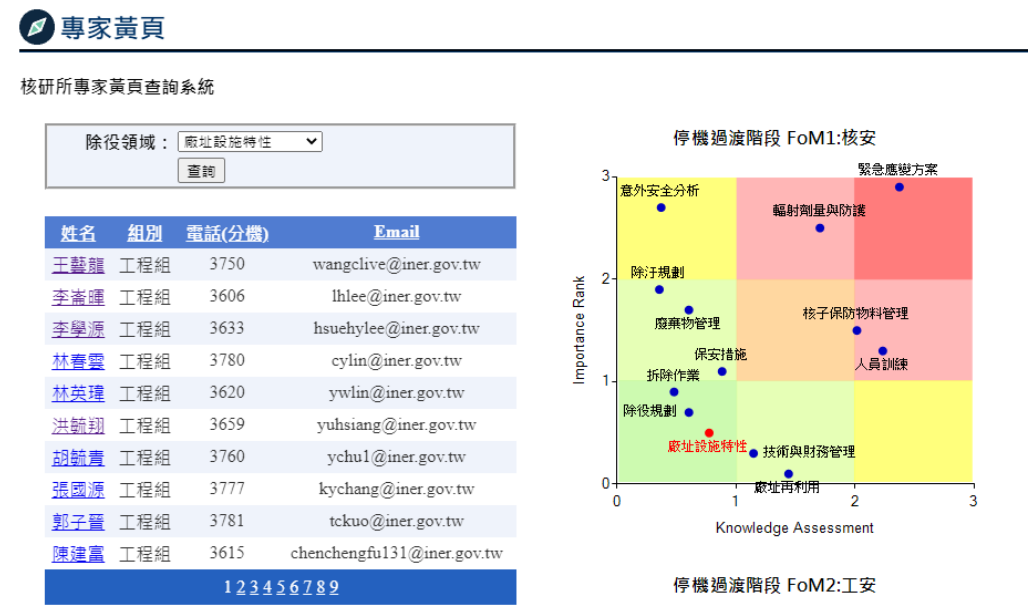
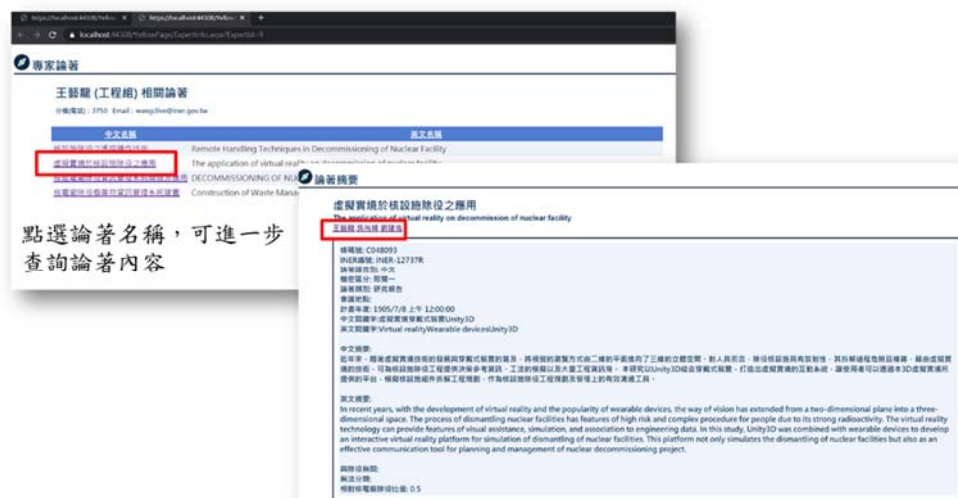


圖 11 專家黃頁查詢結果



可點選其他作者重複上述查詢流程。

圖 12 查詢論著資料介面

4. 工作區：

存放過去會議簡報資料、會議紀錄及參考文件等，使用者亦可直接透過 web 介面上傳會議相關檔案，如圖 13 及圖 14 所示。



圖 13 工作區存放會議資料

核能電廠除役研究資訊管理系統

法規導則, 維護管理, 除役現況, 知識管理, 改善追蹤, 電廠資訊, 專家黃頁, 工作區

會議資料上傳

會議日期:

檔案類型:

報告者:

檔案名稱:

選擇檔案: 未選擇任何檔案

圖 14 會議資料上傳介面

(四) 資料庫系統

核能電廠除役研究知識庫之資料庫係以 Microsoft SQL Server 2019 Express 建置，並利用 SQL Server Management Studio (SSMS) 程式做為 SQL Server 設定、配置及管理之工具。資料庫中包含數個資料表(Table)，其對應之功能描述，如表 10 至表 16 所示。

表 10 資料表名稱及其說明

資料表名稱	資料表描述
AspNetUsers	存放使用者帳號密碼等資訊(密碼為加密存放)
Category	存放除役技術分類及對應之 PIRT 資訊
Expert	存放專家資訊及聯絡方式
ForeignReference	存放國際研究報告相關資訊
Iner	存放核能研究所組別資訊
InerReport	存放核研所與除役相關報告或論著資訊

資料表名稱	資料表描述
InerReport_Category	存放核研所報告與除役技術分類之對應資訊
InerReport_Expert	存放核研所報告與專家之對應資訊
MeetingDataList	存放簡報資料、會議紀錄、及參考文件資訊
UploadInfoList	存放工作區資料上傳相關資訊

表 11 [Category]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
CategoryId	int	除役技術分類流水號(唯一)
CategoryName	nvarchar(255)	除役技術名稱
ImportanceM1	float	核安重要程度
ImportanceM2	float	工安重要程度
Knowledge	float	知識評估
ScoreM1	float	核安分數
ScoreM2	float	工安分數

表 12 [Expert]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
ExpertId	int	專家流水號(唯一，不允許 Null)
ExpertName	nvarchar(255)	專家名稱(不允許 Null)
DivisionId	int	專家所處部門流水號
Extension	nvarchar(255)	分機
Email	nvarchar(255)	電子信箱

表 13 [Iner]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
DivisionId	int	部門流水號(唯一，不允許 Null)
DivisionName	nvarchar(255)	部門名稱(不允許 Null)

表 14 [InerReport]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
Id	int	核研所報告流水號(唯一，不允許 Null)
InerBarcode	nvarchar(255)	條碼號
InerId	nvarchar(255)	編號
ChsName	nvarchar(255)	中文題名
EngName	nvarchar(255)	英文題名
Language	nvarchar(255)	論著語言
Confidential	nvarchar(255)	機密區分
ReportCategory	nvarchar(255)	論著類別
MeetingPlace	nvarchar(255)	會議地點
Year	nvarchar(255)	計畫年度
ChsKeyWord	nvarchar(255)	中文關鍵字
EngKeyWord	nvarchar(255)	英文關鍵字
ChsSummary	nvarchar(255)	中文摘要
EngSummary	nvarchar(255)	英文摘要
Irrelevant	nvarchar(255)	與除役無關
UnableClassified	nvarchar(255)	無法分類
Relevance	float	相對核電廠除役比值

表 15 [InerReport_Category]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
Id	int	流水號(唯一，不允許 Null)
InerReportId	int	核研所報告流水號(不允許 Null)
CategoryId	int	除役技術分類流水號(不允許 Null)

表 16 [InerReport_Expert]資料表內容

資料行名稱	資料類型	資料描述
Id	int	流水號(唯一，不允許 Null)
InerReportId	int	核研所報告流水號(不允許 Null)
ExpertId	int	專家流水號(不允許 Null)

四、結論與建議

本計畫採用分級方法對除役期間過渡階段前期進行系統性的定性風險評估研究，並利用現象識別和排名表(PIRT)，對於除役各項研究與技術的知識度與重要度量化評級進行分類，結果顯示在各研究主題中，核安方面應加強的前三項主題依序為：緊急應變方案、核子保防物料管理、及意外安全分析；而工安方面則依序為人員訓練、保安措施、及緊急應變方案。對於此研究成果，討論及總結如下：

1. 結果所顯示之前三項應加強之研究主題，其排序靠前主要原因皆來自於其相關文獻數量不足，未來可以增加文獻的蒐集範圍，如加入政府研究資訊系統 GRB，以確認國內是否在這些研究主題上不夠深入。
2. PIRT 方法相當仰賴諮詢專家及專案協調人，使各研究主題得出較為客觀、公正之重要度與知識度評分，以知識度為例，本階段之研究採用相關文獻數量的方式評估，但實際上對於該研究主題之知識度，還是應該由國內掌握該知識之專家學者判斷較

為準確。下一階段之 PIRT 研究，應從本階段文獻蒐集結果所知之專家學者中，訪談、邀集有意願者為國內之除役研究進行評分。

3. 從本研究所試作之 PIRT 方法歷程及結果，可以發現該方法可以有效對除役研究作出全面、客觀的檢討，從研究主題的確認開始即可使研究者從整體性的大方向切入目前國內除役研究現況，並使未來的研究主題發展不至於朝向不切實際的方向。未來仍應持續應用及更新 PIRT 研究結果，以改善目前追逐熱門研究項目的狀況，使除役研究、除役安全工作具有更全面的發展。

此外，由於除役是核電廠壽命週期的一個新里程碑，除役各階段會產生監管法規適用性的問題，即商轉核電廠適用的監管法規和視察程序未必適用於除役的核電廠。綜合歸納本研究成果，針對除役過渡階段重要設備完整性的監管建議事項如下：

1. 大多數美國核管會官員以及核能行業代表都同意，新的除役法規或導則之制定工作非常重要，將使反應爐設施的除役程序更加明確和更有效率。新法規或導則的制定亦比現行的逐項審查豁免的制度更具有透明度和責任感；並可減少許多無關重要的執照許可變更和豁免請求的審查工作和人力。因之，為使在除

役期間的除污和拆除作業獲得一定程度的靈活性，建議國內核能電廠除役監管機關能整合建置一套明確周全涵蓋除役過渡階段和主除役階段作業不同的法規監管和視察程序，以明確除役各階段的事業監管框架。

2. 為除役各階段的事業監管作業設定適當的優先順序，確定和制定對除役監督的事業監管框架。使用現行法律、法規和政策，結合使用在除役安全方面收集的資訊和經驗，制定完整的除役法規的事業監管框架，以降低除役期間的風險，確保核設施除役期間的作業安全。
3. 針對除役過渡階段前期和後期，針對重要系統設備完整性的維護管理的事業監管和視察的重點，應聚焦在用過燃料安全儲存相關的重要系統設備以及對重要系統設備完整性影響風險度較高的危害源項次如用過燃料吊運和傳送期間的重物墜落事件。
4. 國內除役安全監管機關應針對除役各階段的重要系統設備的完整性包括系統、結構、及組件(SSCs)的老劣化管理、維護、偵測、檢測建置適用除役各階段的事業維護基準導則，供除役業者遵循。另可建置維護基準視察導則(MR Baseline Inspection Guideline)，以供駐廠監管或視察員作為除役期間重要系統設備完整性之視察重點導則。
5. 要求國內除役業主依照維護基準導則建置適用除役各階段重要

安全系統、結構、及組件(SSCs)的老劣化管理、維護、偵測、檢測、及品質作業制度和程序。除役業主應建置完整的培訓計畫和制度，對於操作員、維護員、及承包商進行定期的培訓。

6. 除役業主應建置完整的培訓計畫和制度，對於操作員、維護員、及承包商進行定期的培訓。
7. 建議在除役過渡階段，每部機組常駐一名駐廠視察員，負責除役法規監管及聯繫協調任務。
8. 根據美國核管會的建議，採行立即拆除策略的核電廠：
 - 在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，建議用過燃料安全儲存的監管和視察的年度檢查時數為 40 小時；重要系統設備的維護和偵測的監管和視察的年度檢查時數為 28 小時；
 - 在用過燃料池仍有用過燃料的階段，建議用過燃料安全儲存的監管和視察的年度檢查時數為 25 小時；重要系統設備的維護和偵測的監管和視察的年度檢查時數為 28 小時。
 - 針對核一廠除役過渡階段前後期的重要系統設備完整性的維護管理，國內除役安全監管機關可參照美國核管會的建議，安排並訂定適合國內除役現況需要的監管和視察的年度檢查人力和時數；並依據持照者的用過燃料移除、除污拆除作業的進程、駐廠檢查作業的負荷、除污拆除作業的類型和進程等的需要做適度地調整除役過渡階段前後期的監管和視察規

劃。

9. 國內三個核能電廠將陸續進行除役，其除役歷程可能歷經數十年，在此漫長數十年期間，國內除役監管機關的許多官員可能陸續退休或更迭，如何有效應對三個核能電廠的反應爐除役所需監管人才的培訓和經驗傳承、加強除役駐廠監管和視察員的培訓計畫，以充實除役駐廠員和視察官員必要的除役專業知識，應是非常重要的課題。
10. 建立一套有系統的除役期間安全問題的追蹤事項列表，以便監管機關能聚焦在潛在除役安全影響的要項做監管和視察。
11. 要求持照者建置有系統明確的除役成套工作(Work Packages)，並建立有效且定義明確的除役作業管制程序，這將有助於除役各階段的整體除役作業的執行效率和降低除役各階段的除污和拆除作業的風險。除役成套工作文件應列為除役監管和視察的重點項目。
12. 在除役過渡階段前後期，應避免在與留用重要系統設備直接連結或鄰近的廠房進行停用設備或結構物的除污或熱切割拆除作業，或評估此作業之風險。
13. 除役業主應避免使用未經驗證的創新除污和切割拆除方法和技術，以免增加整體除役計畫的風險，和增加除役廢棄物的處理成本。

14. 規範除役電廠建置除役各階段的除役作業程序和管制系統，以查明和解決新出現的以及已知影響重要系統設備完整性的安全問題。規範除役電廠開發除役各階段重要系統設備的資訊檢索系統。
15. 規範除役電廠建置有效的承包商監督程序，確保承包商和分包商的管理階層和員工對風險有適當的了解，並以適當的安全行為開展除役作業。

肆、參考文獻

- [1] 核一廠除役計畫書，台灣電力公司，2019.9.11 更新版。
- [2] IAEA Safety Reports Series No. 77, “Safety Assessment for Decommissioning”, International Atomic Energy Agency, 2013.
- [3] NUREG/CR-5249, “Quantifying Reactor Safety Margins Application of Code Scalling, Applicability, and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-Break, LOCA.”, 1989 Edition, NUREG, December 1989.
- [4] Wilson, G.E. and B.E. Boyack, “The Role of the PIRT Process in Experiments, Code Development and Code Applications Associated with Reactor Safety Analysis,” Nuclear Engineering and Design, 186 (1-2): pp 23-37, November 1998.
- [5] D. Panayotov, “Use of Phenomena Identification and Ranking Tables in the Safety Assessment of Fusion Power Plants”, First IAEA Technical Meeting (TM) on the Safety, Design and Technology of Fusion Power Plants, 3rd-5th May, 2016.
- [6] S.J. Ball and S.E. Fisher, “Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTs) (NUREG/CR-6944) Volumes 1 to 6, Volume 1: Main Report, USNRC, March 2008.
- [7] Westinghouse SMR Small Break LOCA Phenomena Identification and Ranking Table, Westinghouse WCAP-17573-NP, Revision 1 PROJ0797, April 2015.
- [8] NUREG-0586, “Generic Environmental Impact Statement on Decommissioning of Nuclear Facilities”, U.S.NRC, November 2002.
- [9] 白寶實、許文勝、李宜娟、楊雋之，“核能電廠除役計畫審查技

術之研究”，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，2012。

附件 1 核一廠除役過渡階段前期留用的重要設備完整性的定性評估結果列表

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
一、內部引發事件								
1.1 放射性引發事件								
1.1.1 冷卻水流失								
冷卻水流失事件-1	重物墜落造成用過燃料池完整性的破壞而導致冷卻水流失事件；如發生重物墜落而在用過燃料池池中形成大洩漏路徑，將直接導致災難性的鋸火事件。如重物墜落嚴重到足以嚴重破壞用過燃料池的程度，則用過燃料池的庫存水量將迅速流失，並且不可能使用現場或非現場的水源緊急補充用過燃料池。	P3	RS2	IS1	PS2	R2	在實務上，沒有減輕損害的可能性，只能執行護箱墜落分析或使用單一失效保護吊車吊運重物以防止損害。核一廠現有的用過燃料傳送系統具有單一故障保護裝置，可以防止燃料吊運時的重物墜落事件。如發生重物墜落事件後，必須立即檢查用過燃料池結構的完整性。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
冷卻水流失事件-2	超過設計基準地震(Earthquake Beyond Design Basis)引發用過燃料冷卻水流失事件；美國 Haddam Neck 核電廠曾有發生此類事件的案例。	P4	RS3	IS4	PS4	R4	核一廠現有的設計基準地震已由 0.3 g 提升到 0.4 g，發生超過設計基準地震的可能性極微。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
冷卻水流失事件-3	電網故障或極端氣候造成的外電喪失，可能會造成用過燃料池嚴重的局部損壞而引發用過燃料冷卻水流失或喪失冷卻事件，；美國 Big Rock Point, Rancho Seco, San Onofre 1, La Crosse 等核電廠曾有發生此類事件案例。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池液位儀器監視用過燃料池液位的狀態很重要。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的10項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
冷卻水流失事件-4	用過燃料池不明原因洩漏造成用過燃料冷卻水流失或喪失冷卻事件；美國 Humboldt Bay 核電廠三號機曾有發生此類事件案例。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池液位儀器監視用過燃料池液位的狀態很重要。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
冷卻水流失事件-5	用過燃料冷卻輔助電力系統失效造成用過燃料冷卻水流失或喪失冷卻事件；美國 Dresden 核電廠一號機曾有發生此類事件案例。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池液位儀器監視用過燃料池液位的狀態很重要。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
冷卻水流失事件-6	由於用過燃料冷卻系統泵或閥門洩漏、管路破裂造成冷卻水流失事件；美國 La Crosse 核電廠曾有發生此類事件的案例。此類事件發生的機率不高。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池水位儀器監視用過燃料池水位的狀態很重要。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
冷卻水流失事件-7	用過燃料冷卻輔助電力系統失效造成用過燃料冷卻水流失或喪失冷卻事件；美國 Dresden 核電廠一號機曾發生此類事件。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池水位儀器監視用過燃料池水位的狀態很重要。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
冷卻水流失事件-8	使用缺乏足夠虹吸保護的泵而造成快速洩放事件。	P3	RS3	IS3	PS4	R3	用過燃料池的儀器須包括在控制室中有顯示用過燃料池溫度、水位和區域輻射水平的讀數和警報。建立減少快速洩放事件發生的可能性的作業程序書或行政管制措施，包括(1)禁止使用缺乏足夠虹吸保護的泵，(2)控制泵的吸入和排放點；防止虹吸設備的功能需定期進行驗證。值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池水位儀器監視用過燃料池水位的狀態很重要。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
1.2 設備老劣化引發事件								
A. 反應爐壓力槽								

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
均勻腐蝕	反應爐壓力槽碳鋼材質組件有可能因均勻腐蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐壓力槽的維護準則基準檢查程序及維護管理方案，定期執行反應爐壓力槽的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
間隙腐蝕	反應爐壓力槽碳鋼、低合金鋼、鎳基合金及不銹鋼材質於爐水環境，有可能產生間隙腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐壓力槽的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐壓力槽的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
微生物腐蝕	反應爐壓力槽於過渡階段前期已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，碳鋼、低合金鋼、不銹鋼及鎳基合金材質在此爐水溫度環境下，有可能因微生物腐蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐壓力槽的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐壓力槽的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
孔蝕	反應爐壓力槽碳鋼、低合金鋼、鎳基合金及不銹鋼材質於靜態、低流速爐水環境，有可能因孔蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐壓力槽的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐壓力槽的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
金屬疲勞龜裂	由於反應爐壓力槽於過渡階段前期已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，反應爐碳鋼基材在小於 220°F (104°C) 爐水環境下及不銹鋼覆襯因爐水溫度小於 270°F (132°C)，故不會有金屬疲勞龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
應力腐蝕龜裂(SCC)	反應爐壓力槽於過渡階段前期已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，不銹鋼及鎳基合金覆襯內表面因爐水溫度小於 140°F (60°C)，故不會有應力腐蝕龜裂的顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)	反應爐壓力槽於停機過渡階段已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，不銹鋼及鎳基合金覆襯內表面因爐水溫度小於 140°F(60°C)，不會有沿晶應力腐蝕龜裂的顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
熱脆化	反應爐壓力槽無鑄造不銹鋼(CASS)材質，因此反應爐無熱脆化之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
磨耗	反應爐壓力槽於停機過渡階段因已停機開蓋，反應爐槽頂蓋法蘭及反應爐法蘭之接合面，無需考慮磨耗。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
預力喪失	反應爐壓力邊界螺栓可能因為溫度的關係及應力負載的反覆施加而造成預力喪失。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐壓力槽的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐壓力槽的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查(MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
B. 反應爐爐內組件								

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
均勻腐蝕	核一廠的反應爐爐內組件材質為不銹鋼或鎳基合金鋼製成；不銹鋼及鎳基合金鋼雖具有抗均勻腐蝕的特性，但在水媒環境下，仍可能產生均勻腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐爐內組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐爐內組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
間隙腐蝕	鎳基合金及不銹鋼材質的反應爐爐內組件在 50°C 左右的爐水環境下，有可能產生間隙腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐爐內組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐爐內組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
孔蝕	鎳基合金及不銹鋼材質的反應爐爐內組件在 50°C 左右的靜態、低流速爐水環境下，有可能因孔蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期反應爐爐內組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行反應爐爐內組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
沖蝕、流體加速腐蝕(FAC)	由於反應爐爐水的純度很高，不會包含碎片、粒子或其他不溶於水的雜質，且爐內組件多以不銹鋼及鎳基合金鋼等較有抗沖蝕及抗流體加速腐蝕特性的材料製成，因此即使於高流速的噴射泵中，也不易發生這兩種腐蝕。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
微生物腐蝕	由於高純度的爐水環境下，多數容易於含有養份、水溫較低等條件下滋長的微生物不易生存，因此微生物腐蝕不容易發生。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
磨耗	反應爐爐內組件鎳基合金及不銹鋼材質於爐水環境，因靜置於爐水中，不再處於運轉條件，故不易產生磨耗。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
金屬疲勞龜裂	金屬因疲勞而產生裂縫的效應會隨著環境溫度的提高而越趨顯著，對不銹鋼及鎳基合金鋼製之組件而言，若環境溫度在 270°F 以上，則須考慮此項效應。在除役期間過渡階段前期，反應爐已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，故爐內組件應無金屬疲勞龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
應力腐蝕龜裂(SCC)	反應爐壓力槽於過渡階段前期已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，爐內不銹鋼或鎳基合金鋼等組件因爐水溫度小於 140°F (60°C)，不會有應力腐蝕龜裂的顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
沿晶應力腐蝕龜裂(IGSCC)	不銹鋼或鑄造不銹鋼材料發生沿晶應力腐蝕龜裂的溫度是在 140°F 以上，在鎳基合金鋼材料發生沿晶應力腐蝕龜裂則在 500°F 以上。惟在除役期間過渡階段前期反應爐已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，故爐內組件應無沿晶應力腐蝕龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
輻射促進應力腐蝕龜裂(IASCC)	輻射促進應力腐蝕龜裂的老化效應易發生在中子累積通量超過 5E20, E>1Mev。雖然爐內組件中有部分組件已超過此門檻值，但在除役期間過渡階段前期，反應爐已停機不再運轉，且爐水溫度低於 140°F 之門檻，故爐內組件不易發生輻射促進應力腐蝕龜裂。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
流沖振動腐蝕產生之龜裂老化	核一廠蒸汽乾燥器曾因流沖振動(Flow Induced Vibrations, FIV)造成龜裂，但在除役期間過渡階段前期由於反應爐內水流速甚低，故爐內組件應無流沖振動造成龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
熱脆化	在 BWRVIP-41, Revision 3 報告中指出，噴射泵有數個組件的材料是 CASS，因此熱脆化對這些組件來說是一個潛在的威脅，但在除役期間過渡階段前期由於反應爐中的爐水溫度接近室溫，故應無熱脆化發生。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
C. 餘熱移除系統								

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
均勻腐蝕	餘熱移除系統的碳鋼製組件內表面曝露於處理水和外表面曝露於室內空氣；以及碳鋼製螺栓組件外表面有可能產生均勻腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
間隙腐蝕	餘熱移除系統的碳鋼製組件內表面曝露於處理水和外表面曝露於室內空氣；銅合金內表面曝露於處理水；以及碳鋼、不鏽鋼製螺栓組件外表面有可能產生間隙腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
微生物腐蝕	餘熱移除系統的碳鋼及不鏽鋼組件內表面曝露於處理水和碳鋼製組件外表面曝露於室內空氣；以及碳鋼、不鏽鋼製螺栓組件外表面有可能因微生物腐蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
加凡尼腐蝕	加凡尼腐蝕會因環境中存在有電解質或異質金屬接觸而產生，餘熱移除系統的碳鋼和銅合金製組件內表面曝露於處理水和碳鋼製組件外表面曝露於室內空氣；以及碳鋼製螺栓組件外表面保守評估有可能產生加凡尼腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
孔蝕	餘熱移除系統的碳鋼、不鏽鋼和銅合金製組件內表面曝露於處理水和碳鋼外表面曝露於室內空氣；以及碳鋼、不鏽鋼製螺栓組件外表面有可能因孔蝕而造成材料腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
選擇性腐蝕	餘熱移除系統與廠用海水系統間熱交換器內管材料為銅，並保守假設期為高鋅鋁銅合金，此材料在處理水中可能發生選擇性腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查 (MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
流體加速腐蝕(FAC)	餘熱移除系統的碳鋼及灰鑄鐵內表面在曝露於處理水之情況可能產生流體加速腐蝕。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查(MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
金屬疲勞龜裂	由於在除役過渡前期反應爐壓力槽已經開蓋，故爐水溫度保持在 50°C 左右，餘熱移除系統之碳鋼、不銹鋼、高鉍鋁銅合金或鎳基合金鋼等組件其環境溫度將因此而小於 140°F (60°C)，故不會有金屬疲勞龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
應力腐蝕龜裂(SCC)	由於在除役過渡前期反應爐壓力槽已經開蓋，故爐水溫度保持在 50°C 左右，餘熱移除系統之碳鋼、不銹鋼、高鉍鋁銅合金或鎳基合金鋼等組件其環境溫度將因此而小於 140°F (60°C)，故不會有應力腐蝕龜裂之顧慮。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
熱脆化	熱脆化發生的條件為材料是鑄造不銹鋼(CASS)且環境溫度高於 250°C。在除役期間過渡階段前期反應爐已開蓋，爐水溫度保持在 50°C 左右，故不會發生熱脆化。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
預力喪失	餘熱移除系統的碳鋼、不銹鋼製螺栓組件外表面可能發生預力喪失。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	1. 基於法規要求或深度防禦的原則，訂定除役期間過渡階段前期餘熱移除系統組件的維護準則基準檢查程序(MRBI)及維護管理方案，定期執行餘熱移除系統設備及組件的維護、偵測、檢測及維護管理。 2. 蒐集國際核能電廠的除役運轉經驗和分析。	駐廠視察員視需要進行現場視察；另依美國核管會之建議，在反應爐爐心仍有用過燃料的階段，每年進行 28 小時的定期維護基準檢查(MRBI)，包括結構及組件的維護、偵測、檢測及老劣化管理之周全性。
1.3 非放射性引發事件								
1.3.1 火災								
1.3.1.1 鋸火事故	由於地震導致的破管或外電喪失而導致冷卻水流失，造成用過燃料池發生鋸火事故。	P3	RS3	IS1	PS4	R2	執行降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
1.3.1.2 熱切割作業引起的火災	進行動火或熱切割作業因熱切割機具使用不當或管制不當而造成火災事件。	P2	RS3	IS1	PS4	R2	應有動火許可管制；清除重要系統設備所在廠房內易燃物和管制可燃液體與氣體的儲存。	1.法規監管機關應禁止核一廠在與重要系統設備所在廠房內進行動火或熱切割作業，或進行安全評估。2.駐廠視察員不定期進行現場巡視。3.建置除役期間消防監管方案；建議納入各留用的重要系統設備所在廠房的消防分區發生火災的可能性和嚴重性量化評估。
1.3.2 淹水								
1.3.2.1 火災或消防系統誤動作造成淹水	留用的重要系統設備所在廠房內如發生火災或誤動作時所啟動的消防水噴灑系統作動；大量噴灑的消防水造成廠房淹水事故。	P2	RS4	IS2	PS4	R3	清除易燃物和管制可燃液體與氣體的儲存；動火作業須依照規定事前取得動火許可；在動火區域設置滅火器和動火觀察員；事後詳細檢查現場是否殘留有可燃殘渣。	1.法規監管機關應禁止核一廠在與重要系統設備所在廠房內進行動火或熱切割作業，或進行安全評估。2.駐廠視察員不定期進行現場巡視。3.除役期間消防評估方案建議納入各留用的重要系統設備所在廠房的消防分區發生火災的可能性和嚴重性量化評估。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
1.3.2.2 管路破裂洩漏造成淹水	因管路或桶槽破管或洩漏而造成留用的重要系統設備所在廠房內發生淹水事件。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	大破管事件造成廠房淹水事件與核能電廠運轉狀況相同，在現行持照基準評估範圍內。	
1.3.2.3 拆除作業隔離或洩水不完全造成淹水	停用的系統設備進行除污或拆除作業時，因隔離不當和洩水不完全而造成廠房淹水事件。	P2	RS4	IS3	PS4	R3	應禁止核一廠在與重要系統設備所在廠房內進行除污或拆除作業，或進行安全評估。	禁止核一廠在與重要系統設備所在廠房內進行除污或拆除作業，或進行安全評估。
1.4 電氣危害								
1.4.1 外電喪失	電網相關的事件造成的外電喪失引發用過燃料冷卻水流失或喪失冷卻事件；美國 Big Rock Point, Rancho Seco, San Onofre 1, La Crosse 等核電廠曾發生此類事件。	P2	RS3	IS2	PS4	R2	值班人員每班一次定期進行現場巡視，並且以用過燃料池水位儀器監視用過燃料池水位的狀態。另執行針對在除役過渡階段，如何降低用過燃料安全儲存的風險，美國核能工業透過美國核協會(NEI)做出的10項承諾。	檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存風險的 10 項承諾。
1.5 機具作動或工作環境引發事件								

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
1.5.1 燃料傳送意外	在停機過渡階段前期，在將反應爐爐心內用過燃料全部退至用過燃料池之吊運過程中，可能發生如用過燃料，索具、吊籃和護箱掉落等傳送意外事件。根據國外的除役經驗，美國 Trojan, San Onofre 1, Rancho Seco, Humboldt Bay 3, Yankee Rowe, Haddam Neck 等除役核電廠均發生過燃料傳送意外事件。	P2	RS4	IS2	PS4	R2	根據核一廠的運轉經驗紀錄，核一廠在用過燃料吊運時曾發生多起燃料匣鎖緊裝置受損事件。目前核一廠已更新其燃料挪移吊車控制軟體及硬體，以避免燃料吊卸期間，發生墜落撞擊用過核子燃料池之可能。	在用過燃料吊運和傳送期間，駐廠視察員視需要不定期稽查燃料吊運和傳送作業。
1.5.2 重物墜落	在停機過渡階段前期，在將反應爐爐心內用過燃料全部退至用過燃料池之吊運過程中，可能發生用過燃料吊卸墜落之意外事件。根據國外的除役經驗，燃料吊運和傳送期間，經常發生索具、吊籃和護箱掉落用過燃料池(SFP)或其池壁上的事件，而造成用過燃料池結構完整性破壞。美國 Big Rock Point, Indian Point 1, Humboldt Bay 3, La Crosse 等除役核電廠均發生過重物墜落至用過燃料池意外事件。	P2	RS4	IS2	PS4	R2	根據核一廠的運轉經驗紀錄，核一廠在用過燃料吊運時曾發生多起燃料匣鎖緊裝置受損事件。目前核一廠已更新其燃料挪移吊車控制軟體及硬體，以避免燃料吊卸期間，發生墜落撞擊用過核子燃料池之可能。	在用過燃料吊運和傳送期間，駐廠視察員視需要不定期稽查燃料吊運和傳送作業。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
1.6 人為引發事件								
1.6.1 維護不周全或失誤	維護人員因安全文化心態的不適應，對留用的重要設備維護不周全而導致其不可用或故障。根據美國進行除役電廠的維護基準檢查發現，除役電廠可能發生留用的重要設備維護不周全的案例。	P3	RS4	IS3	PS4	R3	訂定留用重要設備的維護清單和維護基準程序書；並加強維護人員的安全文化和訓練。	法規監管機關進行年度維護基準檢查。
1.6.2 操作失誤或違反規定	值班人員因安全文化心態的不適應，對留用的重要設備可能有操作失誤而導致其不可用。	P2	RS4	IS2	PS3	R3	加強值班人員的安全文化和訓練。	
1.6.3 安全文化差異	核能電廠的除役作業與建造或商轉的安全文化並不相同，核能電廠值班人員和維護員工的安全文化心態的調整過程可能會因為不適應而造成人為作業或操作失誤事件。	P1	RS3	IS2	PS4	R2	建立並加強訓練核能電廠員工的除役安全文化知識和理念。	法規監管機關的駐廠視察員亦須建立並加強訓練其核能電廠除役的安全文化知識和理念。
二、外部引發事件								
2.1 火災	在除役期間過渡階段前期，外部引發的火災事件而導致留用的重要系統設備不可用的可能性極低。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
2.2 地震								

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
地震-1	廠址所在地地面如發生地震震度超過設計基準時，將可能使得重要安全設備及用過燃料池結構完整性受到破壞。	P4	RS4	IS2	PS3	R3	核一廠的重要安全設備的結構支撐的地震設計基準已由 0.3 g 提升至 0.4 g，發生重要安全設備及用過燃料池結構完整性受到破壞的可能性極低。然而，基於深度防禦的原則，仍可定期依照維護管理方案檢查用過燃料池內襯的完整性。應於程序書中新增大型地震發生後須立即檢查用過燃料池結構的完整性是否受損之規定。實踐降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。	大規模地震發生後駐廠視察員應進行重要設備所在廠房巡視，並檢視核一廠是否依照作業程序書立即檢查用過燃料池結構的完整性。檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。
地震-2	在燃料吊運傳送期間，發生大規模的地震而造成重物墜落(如護箱掉落)而撞擊到留用重要支持系統設備，有可能造成留用重要支持系統嚴重故障風險。	P2	RS4	IS1	PS3	R2	使用非單一故障保護的吊車吊運用過燃料，並使用修訂後的地震檢查表進行系統巡視及結構檢查。實踐降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。	大規模地震發生後駐廠視察員應進行重要設備所在廠房巡視。檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。
地震-3	在燃料吊運傳送期間，發生大規模的地震而造成重物墜落(如護箱掉落)而撞擊到用過燃料池底部或池壁，將可能使得用過燃料池結構損壞失效。	P3	RS3	IS1	PS3	R2	使用非單一故障保護的吊車吊運用過燃料；並使用修訂後的地震檢查表對用過燃料池結構進行評估，以識別任何結構劣化程度。應於程序書中新增大型地震發生後須立即檢查用過燃料池結構的完整性是否受損之規定；並使用修訂後的地震檢查表進行系統巡視及結構檢查。實踐降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。	大規模地震發生後駐廠視察員應進行重要設備所在廠房巡視，並檢視核一廠是否依照作業程序書立即檢查用過燃料池結構的完整性。檢視核一廠是否兌現降低用過燃料安全儲存 10 項承諾。

危害源	危害情境說明	風險評估				對重要設備完整性之風險等級	工程或行政管制措施	監管建議
		可能性	輻射或化學物外釋之嚴重性後果(RS)	設備完整性之嚴重性後果(IS)	人身安全之嚴重性後果(PS)			
2.3 淹水								
2.3.1 暴雨造成淹水	時雨量過大或暴雨因圍阻體結構密封材劣化或因施工疏漏密封未封填，而造成重要設備所在廠房淹水事件。核二廠琳恩颱風廠房淹水事件即為案例。	P3	RS4	IS3	PS4	R3	極端氣候來臨前，應依照核一廠現行極端氣候作業程序書進行現場巡視，並檢視廠房圍阻體結構的密封完整性。	暴雨發生後駐廠視察員應進行重要設備所在廠房巡視。
2.3.2 海嘯造成淹水	核一廠新量測的廠房地面高程 11.2 公尺，高於設計基準海嘯溯上高度 10.73 公尺，重要設備所在廠房各設施均不會受海嘯的影響而淹水。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
2.4 土石流	核一廠可能發生土石流的區域與留用重要設備所在廠房相距甚遠，即使發生土石流事件亦不會影響留用重要設備的完整性。	P3	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
2.5 飛射物								
2.5.1 飛機失事	核一廠位處飛航區之外，發生飛機失事撞擊的可能性極低。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA
2.5.2 飛射物攻擊	基於特殊的理由，運轉中的核能電廠或廢棄的核能電廠不是飛射物如導彈攻擊的目標，發生飛射物攻擊的可能性極低。	P4	RS4	IS4	PS4	R4	NA	NA