

行政院原子能委員會放射性物料管理局
委託研究計畫期末報告

核電廠生物屏蔽體及管件活化分析之
審查技術研究

計畫編號：104FCMA008

執行單位：國立清華大學 原子科學技術發展中心

計畫主持人：裴晉哲

報告作者：裴晉哲、劉千田、黃俊浩、林京樺

報告日期：中華民國 104 年 12 月

(本頁空白)

目 錄

第一章	前言	1
第二章	已除役電廠中子活化產物總量分析之方法	4
2.1	建物及周邊設備中子活化產物的總量	6
2.1.1	實際取樣法	6
2.1.2	直接測量法	7
2.1.3	分析法	7
2.1.4	實際評估過程	15
2.2	表面污染總量	16
2.3	輕水式反應器的中子活化產物總量	18
2.3.1	輕水式反應器中子活化產物總量的分析資料	18
第三章	已除役電廠生物屏蔽體活化分析之方法	23
3.1	生物屏蔽體活化分析進行方式	23
3.2	混凝土構造物解體施工方法	25
第四章	已除役電廠管件活化分析之方法	32
4.1	反應器壓力槽和爐心內部的取樣	32
4.1.1	取樣的目的	33
4.1.2	主要考量內容	33
4.1.3	鏡頭取樣方法介紹	34
4.1.4	取樣位置	36
4.1.5	可接觸性研究	38
4.1.6	裝卸和運送	40
4.1.7	輻射特性分析	40
4.1.8	取樣重要性	41
4.2	核電廠除役反應器內部分割的技術概況	41
4.3	核電廠除役設施特性調查技術報告範例	43
4.3.1	核電廠設施簡介	43
4.3.2	特性調查範圍	45
4.3.3	特性調查報告	45
4.3.3.1	頂端管線元件	48
4.3.3.1.1	先前預測之特性調查	50
4.3.3.1.2	特性調查之目標	51
4.3.3.1.3	特性調查	51

4.3.3.1.3.1 去污試驗	51
4.3.3.1.3.2 表面輻射污染等級及其特徵推導	52
4.3.3.1.3.3 活化及氙化（深度剖析）	53
4.3.3.1.3.4 藉由模型設計評估活度	54
4.3.3.1.4 頂端管線元件-廢棄物處理的決定	55
4.3.3.1.5 未來特性調查的工作對頂端管線處置的支持	55
4.3.3.2 蒸氣系統管線	55
4.3.3.2.1 先前預測之特性調查	57
4.3.3.2.2 特性調查之目標	58
4.3.3.2.3 特性調查	58
4.3.3.2.4 蒸氣系統管線-廢棄物處理的決定	60
4.3.3.2.5 未來特性調查的工作對蒸氣系統管線處置的支持	60
第五章 結論與建議	61
重要參考文獻	66
附錄	67

圖目錄

圖 2.1 韓國標準核電廠中子遷移計算模式結構剖面圖.....	9
圖 2.2 韓國標準核電廠中子遷移計算模式徑向平面結果圖.....	10
圖 2.3 韓國標準核電廠中子遷移計算模式軸向平面結果圖.....	10
圖 2.4 生物屏蔽體混凝土中子通率計算模式徑向平面結果圖	11
圖 3.1 美國 Big Rock Point 核電廠拆除生物屏蔽體示意圖.....	27
圖 3.2 美國 Big Rock Point 核電廠利用鑽石索鋸的照片.....	28
圖 3.3 典型鑽石索鋸的驅動系統照片.....	29
圖 3.4 典型鑽石索鋸的近距離照片.....	29
圖 4.1 裝置在牆上的取樣機器照片.....	34
圖 4.2 管件表面切割出圓形樣本照片.....	35
圖 4.3 去除爐蓋 RPV 及其內部構造剖面圖.....	37
圖 4.4 取樣機器裝置於 RPV 頂端.....	39
圖 4.5 取樣機器裝置於 RPV 牆上.....	40
圖 4.6 核電廠除役設施拆除後之除污的處置簡圖.....	42
圖 4.7 核電廠 Calder Hall 設施布局圖.....	44
圖 4.8 熱交換器及周邊之樓梯圖.....	48
圖 4.9 頂端管線肘管.....	49
圖 4.10 筆直的中段管線部分.....	49
圖 4.11 波紋管（風箱）.....	50
圖 4.12 人孔蓋深度剖析.....	54
圖 4.13 熱交換器蒸氣系統小口徑的管線.....	56
圖 4.14 熱交換器蒸氣系統頂座.....	56
圖 4.15 大型蒸氣鼓.....	57
圖 4.16 使用以底盤來架設的電磁鑽頭.....	59

表 目 錄

表 1.1 世界核電廠除役狀況統計表.....	2
表 2.1 取樣方法比較表.....	6
表 2.2 模擬範例中生物屏蔽體混凝土主要組成元素及其含量表	12
表 2.3 模擬範例中生物屏蔽體混凝土微量元素及其含量表.....	12
表 2.4 模擬範例中生物屏蔽體混凝土所有元素活化反應整理表	13
表 2.5 模擬範例中生物屏蔽體混凝土重要活化產物比活度變化情形 .	14
表 2.6 模擬範例中生物屏蔽體混凝土重要活化產物總活度變化情形 .	14
表 2.7 放射性活化產物總量的 3 種評估方法比較表.....	17
表 2.8 核一廠除役放射性廢棄物產量估算結果.....	22
表 2.9 歐盟電廠除役放射性廢棄物產量估算結果與美國電廠比較表 .	22
表 3.1 反應器解體所需技術.....	31
表 4.1 各材料不同的輻射污染機制及活化方式對照表.....	47
表 4.2 平均表面輻射污染等級及放射性核種特徵的推導表.....	53

摘要

本計畫之目的為協助主管機關進行除役計畫審查前，建立起核電廠生物屏蔽體及管件活化分析之審查技術，作為未來核能電廠除役管制作業及審查之參考。本計畫廣泛蒐集國內外相關核電廠除役生物屏蔽體及管件活化評估案例，並針對除役審查作業提出相關重點和關鍵事項，進一步提出未來安全審查之建議，以協助除役與各項除役作業計畫之審查，使除役計畫規劃順利執行，得於預定期程內完成除役工作。

Abstract

This goal of this project is to support the Administration of Government to establish the review technology of neutron activation analysis on reactor and bioshield and piping before reviewing the decommissioning plan, in order to facilitate the development of future nuclear power plants. As part of the project, the review team will widely collect neutron activation analysis on bioshield and piping and review cases related to nuclear power plants at home and abroad. Ultimately, the project investigator and his team will list the top priorities and key issues for the decommissioning and further propose administration recommendations from the review results to assist the Council in auditing the decommissioned plans. The project will promote the successful completion of the decommissioning plan within the scheduled time.

第一章 前言

核電廠的除役作業是核設施生命最後一個步驟，其進程序具有階段任務的特性，其中兩個最重要的目的是讓廠址永久安全及恢復廠址盡可能再利用。按照法規規定，核電廠方面需要在運轉屆滿前 3 年，即擬妥除役規劃書，向核安管制單位提報申請除役審查；另一方面，核管機構則需建立審查能力，藉相關除役研發計畫，進行除役、拆廠過程中關鍵技術之深入瞭解，以強化自身審核能量，因應日後相關工作之需。

依據國家能源政策規劃，台灣電力公司核一廠一、二號機將面臨運轉 40 年屆齡除役之先期作業規劃階段，其中，核一廠一號機組，將於民國 107 年底運轉到期，因此應於民國 104 年 12 月底前提出核一廠除役計畫。主管機關基於管制機關角色，為合理與嚴謹審查經營者提出之除役計畫，應掌握各國核子反應器設施之除役法規、實務經驗及關鍵安全問題與評估技術，並建立一套完善之除役計畫審查機制，藉此並能建立除役審查團隊，以期協助審查各項除役作業計畫，使除役計畫得以順利執行，於預定期程內完成除役工作。

核設施除役大體上是相同於其他任何工業廠房，但核設施特別涉及放射性物質，衍生輻射污染及放射性廢棄物等問題，尤其是動力用核子反應器更存在著大量物質中子活化的特殊情形。在核能機組正常運轉期間，多數焦點都集中在如何確保核能安全的研究區域上，而較忽略電廠除役方面的議題。然而，對於除役階段則有許多新的課題需要面對，從國外核電廠的除役經驗來看，一座核電廠從確定停止運轉到完全除役可能耗時 20~30 年之久，這段期間電廠必須提出有關待拆除設備清單及拆除方法、核燃料及核物料管理、放射性廢棄物的處理、除役程序、輻射曝露管理、安全評估、應維持功能及性能的系統設備清單，以及執行組織等資訊及計畫供管制單位審核，以確保整個除役工作能順利且安全地進行。

根據國際原子能總署統計資料顯示，截至西元 2014 年 12 月止，全球有 149

部核能機組永久停止運轉，分布於 19 個國家。其中 2014 年以前中止執照完成除役的有 20 部核能機組，美國佔 16 部、德國 2 部、日本與瑞士各 1 部。2012~2014 年世界核電廠除役狀況統計詳如以下整理：

表 1.1 世界核電廠除役狀況統計表
(統計時間點：2012~2014 年度 12 月底，來源 IAEA)

編號	狀態 國家 \ 年	永久停機			除役中或已除役			已除役		
		2012	2013	2014	2012	2013	2014	2012	2013	2014
1	美國	28	32	33	28	29	29	16	16	16
2	英國	29	29	29	26	26	26			
3	德國	27	27	27	19	19	19			2
4	法國	12	12	12	10	10	10			
5	日本	9	11	11	5	5	5	1	1	1
6	俄羅斯	5	5	5	4	4	4			
7	保加利亞	4	4	4	4	4	4			
8	義大利	4	4	4	4	4	4			
9	加拿大	6	6	6	3	3	3			
10	斯洛伐克	3	3	3	3	3	3			
11	瑞典	3	3	3	3	3	3			
12	立陶宛	2	2	2	2	2	2			
13	西班牙	2	2	2	2	2	2			
14	阿美尼亞	1	1	1	1	1	1			
15	比利時	1	1	1	1	1	1			
16	哈薩克	1	1	1	1	1	1			
17	荷蘭	1	1	1	1	1	1			
18	瑞士	1	1	1	1	1	1	1	1	1
19	烏克蘭	4	4	4						
	總計	143	149	150	118	119	119	18	18	20

歐美日主要先進國家，目前均十分積極的進行除役相關技術發展，並形成跨國團隊，有許多極其寶貴之分析評估資料與實作紀錄，可供我國進行核電廠除役作業時之參考。各國電廠雖然在設計上與環境條件不同，除役計畫審查無法一體適用，需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用之除役計畫審查技術。本計畫主要目的是希望從已除役核能機組之除役過程進行深入研究，而以核電廠除役時，生物屏蔽體及管件的活化分析為主要範圍，進行檢討比較

生物屏蔽體及管件活化之評估驗證方法，最後再提出審查重點建議，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫相關內容之依據。

第二章 已除役電廠中子活化產物總量分析之方法

中子活化產物是能源發展過程中所無可避免的問題，妥善規劃處置此類放射性廢棄物，亦為使用過原子能科技利益的現代化國家必須面對的責任。國內過去對於放射性廢棄物管理，在法規完備性、精進處理技術及減少廢棄物產量方面，已有具體成效。

目前國際上有幾個國家具有核電廠的除役經驗，包括美國、英國、法國、德國、義大利、日本及瑞典等地，美國、德國、日本及瑞典具有非常豐富的除役相關經驗，在其除役計畫和除役結果報告中均存有十分寶貴之資料與實作紀錄，可供我國核電廠進行除役作業時之參考。雖然各國電廠之設計與環境條件不同，除役計畫無法一體適用，需針對各電廠進行審慎評估與檢討，才能擬定最適用之除役計畫，但各國經驗仍有非常高度之參考價值，本計畫主要方法便是從已除役之核能機組進行深入研究，而以除役核電廠除役過程之中子活化相關內容為主要範圍，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫之參考依據，若有值得參考的相關經驗也將一併呈現於本報告中。截至 2014 年 12 月為止，全球已有 20 座核電廠完成除役，其中比較熟悉的有美國的 Shippingport、Trojan、Yankee Rowe 核電廠；日本的 JPDR；德國的 Niederaichbach 核電廠等。此外，德國的 Niederaichbach 核電廠及高溫氣體反應器已完全拆除，其完成除役的廠址均可重新再利用。

為了將來除役計畫能獲得更多必要的經驗，EPRI 開始了先行工作，蒐集從當前廠址除役後期選定的詳細資訊，資訊的詳細程度，會顯著地影響除役計畫能否高效率地進行。此資訊領域，包括定案的計畫資料、利益相關者的互動、與主管機關互動、計畫決定的方法等（例如，是否使用除役作業承包商、濕式或乾式的用過核子燃料貯存、或是除役的主要方法等），都會影響整體除役計畫的有效進行。核設施除役拆除作業步驟流程，可簡易歸納如下：

污染調查⇨組件移除⇨除污⇨切割解體⇨廢棄物管理、解除管制

部分除役計畫最終目標決定：最終完成除役的廠址均可重新再利用。要達到此目標，需要於解體時考慮到中子活化產物總量，主要可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部建物結構活化，以及周邊設備內含中子活化產物的總量、(二) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂產物 (FP) 所導致的表面污染總量。

舉例而言：Maine Yankee 認為整個除役計畫輻射暴露量的減少為一項重要目標，早期開始的兩個計畫分別為熱點去除及反應器冷卻水系統 (RCS) 除污，其目的為減少核電廠內輻射源或放射性物質的總量，以減少除役工作人員面臨的輻射暴露風險。

核電廠運轉期間進行輻射調查，會注意到在廠房隔間、管槽和其他區域的一般熱點，這些熱點問題往往出現於管道彎頭、閘門的连接點、流量變化的位置和其他地點，為了避免對工作人員不必要的輻射暴露，一般會找出這些區域的熱點，這些調查主要目的是為確定相較一般區域而特別升高的輻射暴露量，再告知工作人員避免至該區域或長時間停留在此區域。

熱點去除及反應器冷卻水系統除污兩計畫，旨在明確地搜尋出輻射污染源，允許“外科手術”移除他們，就是相對於整個管道或組件，在某一區域切割去除部分特定管件。為了完成此一計畫，系統進行排水和取出工程，即只有系統不再需要為燃料進行安全管理時，才可適用於熱點去除計畫。Maine Yankee 取得一個加馬攝影機支持熱點去除計畫，加馬攝影機的組成包括搭配電腦的攝影鏡頭和輻射探測設備，加馬攝影機在使用時，將提供監測區域的黑白圖像與一個疊加顏色的區域，顏色的變化代表輻射暴露劑量率的變化，產生的圖像清楚地標示出某一個地區的最高活度源之後，便可以進行移除，這個過程可以在某一區域不斷重複，使工作人員所需暴露的輻射劑量越少越好。

2.1 建物及周邊設備中子活化產物的總量

以下將舉例，對建物及周邊設備中子活化產物總量的評估方法進行概述，核子反應器在運轉時，會因爐心的中子照射而導致反應器本體、周圍的結構材料及屏蔽設備的活化，該放射性活化產物總量的評估方法包括實際取樣法、測量法及分析法。

2.1.1 實際取樣法

實際取樣法，是在反應器停機後，對結構材料進行取樣，再送到實驗室作輻射劑量的檢測，必要時，可進行放射化學分析，藉以詳細掌握放射性核種的種類及劑量的分佈情形；這裡提供不同的取樣方法，每個方法都有優點和缺點，並將其整理成表 2.1。

表 2.1 取樣方法比較表

技巧	優點	缺點／評論
刮取 Scratch sample	結果和設備能力不太相關	會混雜積垢(CRUD)、護套部分以及主體材料
鑽孔 Drill sample	結果和設備能力不太相關 可獲得牆壁上的活度剖面圖 (在不同深度取樣)	會混雜 CRUD、護套部分以及主體材料
穿梭 Shuttle sample	對材料測試而言，是很適合的 取樣方式	結果和設備能力高度相關 (EDM) 洗淨水會影響 CRUD 的結果，並需要很多的空間
鏡頭 Lens sample	對 CRUD 來說不傷表面，並且可以在實驗室取樣 取樣時，對樣本主體和表面護套而言，是在同一個位置	在空氣中使用時需要冷卻

積垢(CRUD)：未能斷定組成成分之沈積物

2.1.2 直接測量法

直接測量法，是在反應器運轉時，利用中子量測儀器及活化箔等方式，進行中子束及能量分佈的測定，不過一般而言，因實際取樣及直接測量會耗費過多人力，且難以完全充分掌握輻射劑量的分佈情形，故通常是配合分析法一起使用，以實際取樣法及直接測量法得出之數據作驗證。

2.1.3 分析法

分析法，不論是在反應器運轉時或是停機後皆可進行，從核子反應器到生物屏蔽體為止的所有構造，因應等級予以標準模式化，並輸入各區域的組成物質，及運轉時由爐心計算結果得出的中子數據。根據此模式，例如，利用 ANISN 程式計算中子的分佈、並且以 ORIGEN 程式進行放射性物質總量計算等，即可獲得整體的放射性物質量。

建物結構的物質密度相當重要，應利用實際取樣法或從同樣材料進行推算以確保準確性。尤其需特別注意鋼筋內的微量元素 Co、Nb，以及混凝土中的微量元素 Eu、Co、Cs 等，因有可能受到中子活化關係，而對放射性物質量產生重大影響。同時，混凝土當中的水份含量，因有助於中子減速，故也有一定的重要性；此外，由於核子反應器的構造或串流效應（Streaming 效應），可能導致中子束的分佈發生變化，故運用計算模式時，應加以注意。

本報告主要目的是希望從已除役核能機組之除役過程進行深入研究，以核電廠除役時，生物屏蔽體及管件的活化分析為主要範圍，進行檢討比較生物屏蔽體及管件活化之評估驗證方法。本章節引用 Yong IL Kim 2012 - Application of SCALE 6.1 MAVRIC Sequence for Activation Calculation in Reactor Primary Shield Concrete 深入了解生物屏蔽體活化的分析情形，引用重要參考文獻內列舉的 Klas Lundgren, Arne Larsson, “Validation of activity determination codes and nuclide vectors by using results from processing of retired components and

operational waste, ” Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012. 等相關資料，概括性介紹輕水式反應器中子活化產物總量的分析資料。

韓國於 2014 年運用 SCALE6.1 程式集，進行生物屏蔽體混凝土中子活化分析程式之評估計算，SCALE6.1 程式集中選用 MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations) 序列，來執行韓國標準核電廠 (Korea Standard Nuclear Power Plant, KSNP) 生物屏蔽體混凝土的中子活化分析計算，MAVRIC 是一個輻射屏蔽計算的控制序列，其第一個字母 M 代表 Monaco，意指固定射源多中子分群蒙地卡羅遷移程式 (Fixed-source, Multi-group Monte Carlo Transport Code)。範例是模擬全功率運轉周期中段平衡時的爐心狀態 (MOC of equilibrium core at 100% plant power)，輸出熱功率為 2815 MWth，結構剖面圖如圖 2.1，中子遷移計算模式徑向平面結果如圖 2.2，中子遷移計算模式軸向平面結果如圖 2.3，生物屏蔽體混凝土中子通率計算模式徑向平面結果如圖 2.4。

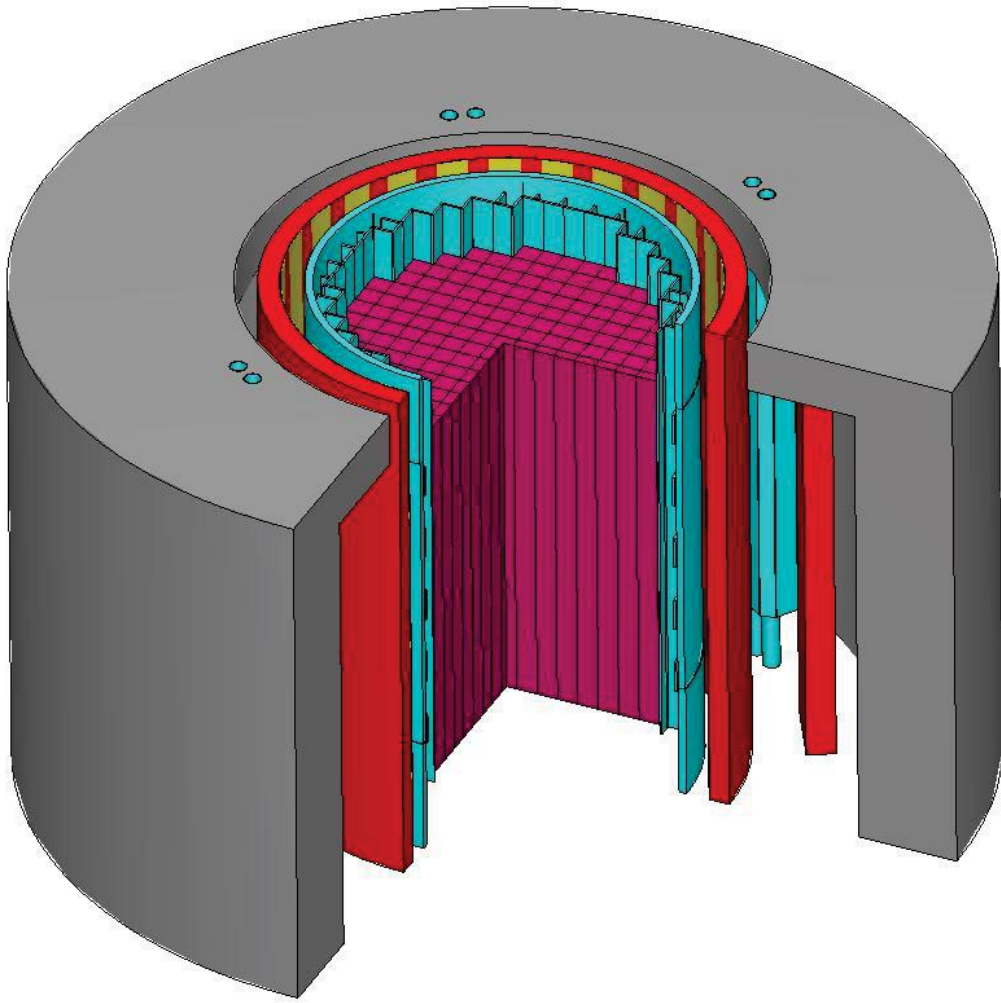


圖 2.1 韓國標準核電廠中子遷移計算模式結構剖面圖

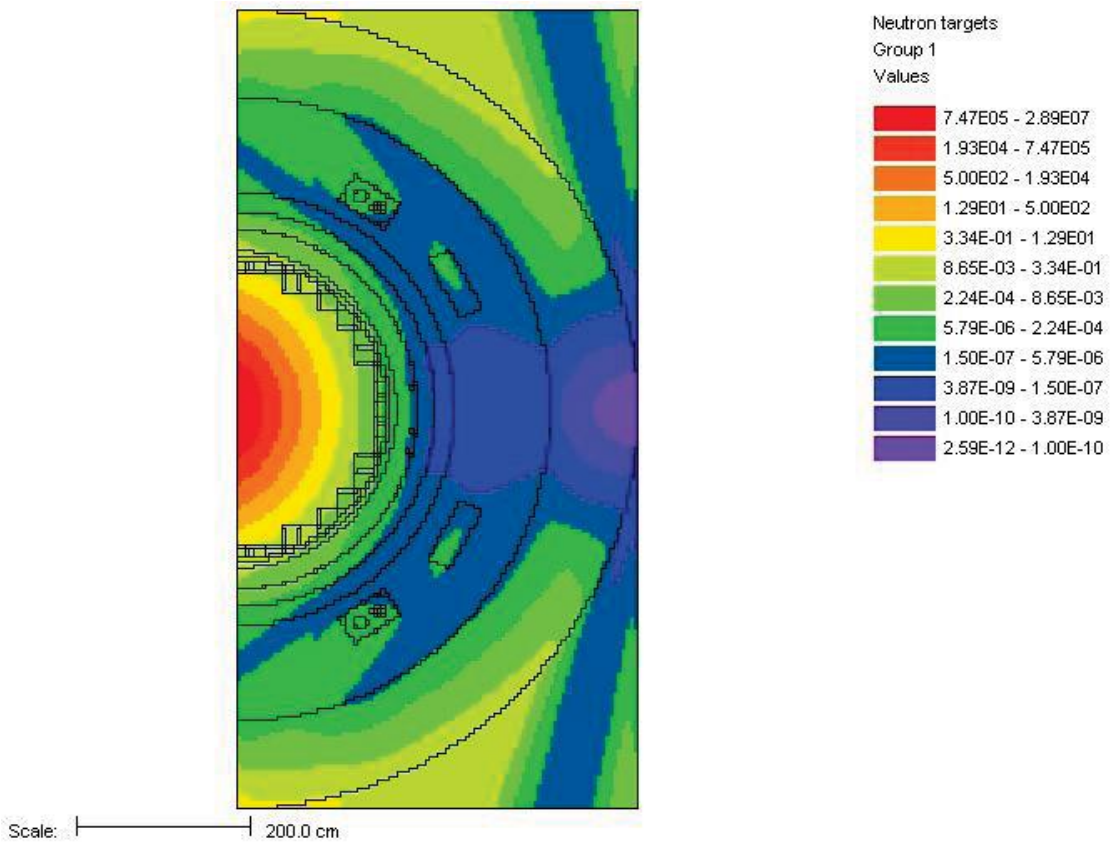


圖 2.2 韓國標準核電廠中子遷移計算模式徑向平面結果圖

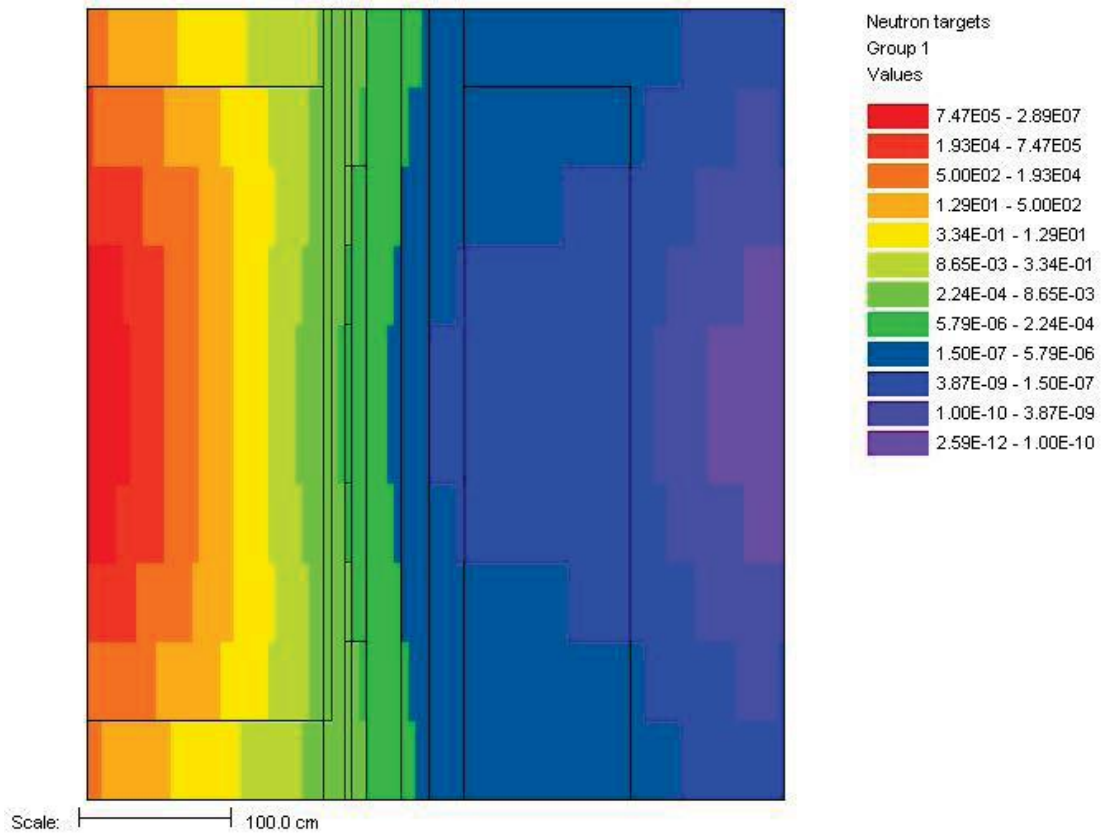


圖 2.3 韓國標準核電廠中子遷移計算模式軸向平面結果圖

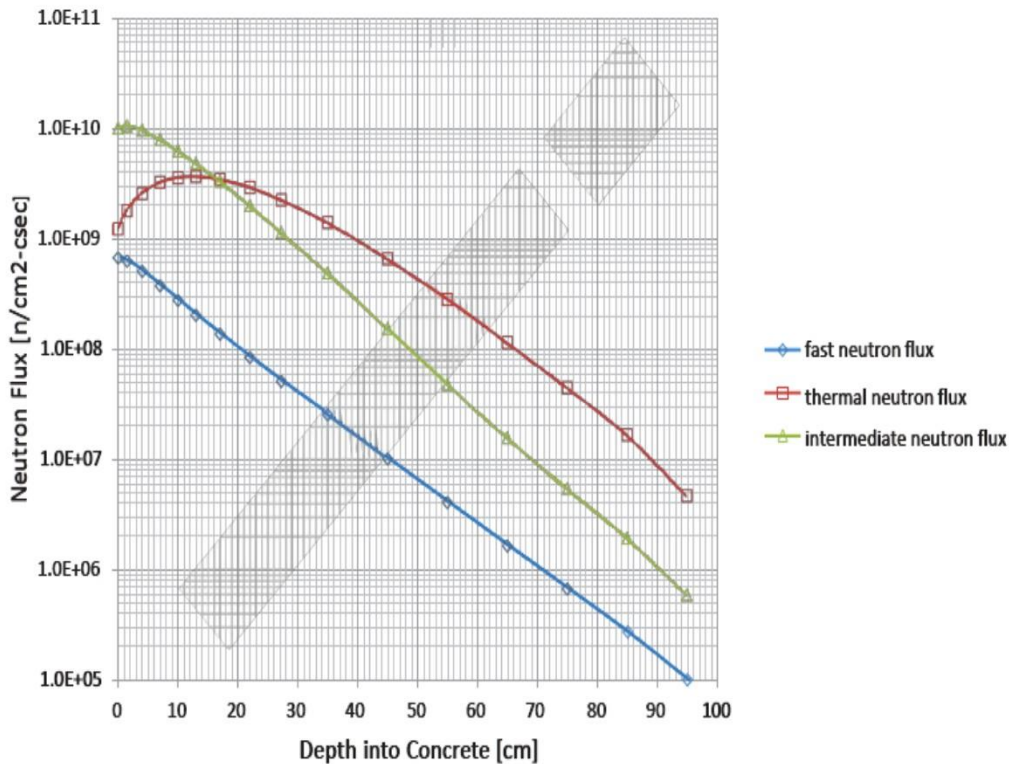


圖 2.4 生物屏蔽體混凝土中子通率計算模式徑向平面結果圖

在模擬範例的過程中，混凝土是以水泥、水和骨材三種原材料，依照不同的比例混合所成。其中微量元素是決定混凝土是否成為放射性廢棄物的重要因素，測量核能電廠混凝土中的微量元素便成為關鍵技術，由 ANSI/ANS-6.4-2006 得知典型混凝土的組成，分成 NBS03 與 NBS04 兩種一般型混凝土，主要差別在於矽與鈣的含量，NBS03 是以鈣為主的混凝土，而 NBS04 則是以矽為主的混凝土。韓國標準核電廠生物屏蔽體混凝土選用 NBS04 以矽為主的混凝土，密度為 2.35g/cc，模擬範例中主要組成元素及其含量如表 2.2 所示。另一方面，由 NUREG/CR-3474 得知生物屏蔽體混凝土中，半衰期超過 5 年之微量元素及其含量如表 2.3 所示，生物屏蔽體混凝土中所有元素活化反應整理如表 2.4。模擬範例經過 40 個有效的全功率年運轉後，再接著衰變 160 年的重要活化產物比活度變化情形如表 2.5，衰變 60 年的總活度變化情形則如表 2.6 所示。

表 2.2 模擬範例中生物屏蔽體混凝土主要組成元素及其含量表

Main element	Ordinary type 04 concrete composition	
	[g/cc]	[w/o]
H	0.013	0.55
O	1.171	49.83
Si	0.742	31.57
Ca	0.194	8.26
Na	0.040	1.70
Mg	0.006	0.26
Al	0.107	4.55
S	0.003	0.13
K	0.045	1.91
Fe	0.029	1.23

表 2.3 模擬範例中生物屏蔽體混凝土微量元素及其含量表

Trace element	Quantity
	Average $\pm 1\sigma$ [ppm]
Li	20
Cl	45 \pm 18
Co	9.8 \pm 10.3
Ni	38 \pm 25
Nb	4.3 \pm 3.0
Ba	950 \pm 1950
Sm	2.0 \pm 1.3
Eu	0.55 \pm 0.38

表 2.4 模擬範例中生物屏蔽體混凝土所有元素活化反應整理表

Main Element			Trace Element		
Target elements	Reaction type	Activation products	Target elements	Reaction type	Activation products
H-2	(n, γ)	H-3	L-6	(n, α)	H-3
Al-27	(n,2n)	Al-26	Cl-35	(n, γ)	Cl-36
K-39	(n,p)	Ar-39	Co-59	(n, γ)	Co-60
K-39	(n, α)	Cl-36	Ni-58	(n, γ)	Ni-59
Ca-40	(n, γ)	Ca-41	Ni-62	(n, γ)	Ni-63
Fe-54	(n, γ)	Fe-55	Nb-93	(n, γ)	Nb-94
Fe-54	(n,p)	Mn-54	Ba-132	(n, γ)	Ba-133
Fe-54	(n,d)	Mn-53	Ba-137	(n,p)	Cs-137
			Sm-150	(n, γ)	Sm-151
			Eu-151	(n, γ)	Eu-152
			Eu-153	(n, γ)	Eu-154

表 2.5 模擬範例中生物屏蔽體混凝土重要活化產物比活度變化情形

Activation product	Specific activity for exemption [Bq/g]	Calculated activity concentration [Bq/g] after shutdown							
		0 yr	5 yr	10 yr	50 yr	60 yr	100 yr	150 yr	160 yr
H-3	1.00E+06	3.52E+05	2.66E+05	2.1E+05	2.12E+04				
Cl-36	1.00E+04	7.79E+00	7.79E+00	7.79E+00	7.79E+00				
Mn-54	1.00E+01	3.40E+02	5.92E+00	1.03E-01	8.72E-16				
Fe-55	1.00E+04	5.45E+04	1.53E+04	4.30E+03	1.67E-01				
Co-60	1.00E+01	1.33E+04	6.88E+03	3.56E+03	1.86E+01	4.99E+00			
Ni-63	1.00E+05	1.52E+02	1.47E+02	1.42E+02	1.08E+02				
Ba-133	1.00E+02	1.53E+02	1.10E+02	7.90E+01	5.65E+00				
Sm-151	1.00E+04	6.17E+01	5.94E+01	5.71E+01	4.20E+01				
Eu-152	1.00E+01	2.50E+04	1.93E+04	1.50E+04	1.93E+03	1.16E+03	1.49E+02	1.15E+01	6.91E+00
Eu-154	1.00E+01	1.45E+03	9.67E+02	6.46E+02	2.56E+01	1.14E+01	4.54E-01		

表 2.6 模擬範例中生物屏蔽體混凝土重要活化產物總活度變化情形

Activation product	Quantity for exemption [Bq]	Calculated activity concentration [Bq/g] after shutdown				
		0 yr	5 yr	10 yr	50 yr	60 yr
H-3	1.00E+09	1.62E+09	1.22E+09	9.22E+08	9.73E+07	
Cl-36	1.00E+06	8.05E+04	8.05E+04	8.05E+04	8.05E+04	
Mn-54	1.00E+06	9.64E+08	1.68E+07	2.92E+05	2.47E-09	
Fe-55	1.00E+06	1.54E+11	4.34E+10	1.22E+10	4.73E+05	3.74E+04
Co-60	1.00E+05	2.98E+07	1.55E+07	8.02E+06	4.18E+04	1.12E+04
Ni-63	1.00E+08	1.33E+06	1.28E+06	1.24E+06	9.41E+05	
Ba-133	1.00E+06	3.33E+07	2.40E+07	1.72E+07	1.23E+06	6.37E+05
Sm-151	1.00E+08	2.83E+04	2.73E+04	2.62E+04	1.93E+04	
Eu-152	1.00E+06	3.16E+06	2.44E+06	1.89E+06	2.44E+05	1.46E+05
Eu-154	1.00E+06	1.83E+05	1.22E+05	8.16E+04	3.24E+03	

模擬範例初步分析結果：關於核種組成，會隨著停機後的時間而發生變化，在反應器停機後 10 年，主要核種是 Fe-55，接著由核種 Co-60、Ba-133、Eu-152 以及 Eu-154 主導。從輻射劑量率來看，在反應器停機後 10 年雖然是由半衰期約 5 年的核種 Co-60 佔一部分主導地位，但反應器停機 50 年過後，將只剩 1/500 輻射劑量率。

2.1.4 實際評估過程

要完成一整個大型核子反應器的精準評估，是件非常困難的事；因此，如同前述，先比較實際取樣及直接測量之結果，再來作最後的決定才較為務實。另外，如有必要，解體過程中亦可進行放射性物質量的測定等，除了反饋以作為除役計畫的參考資料外，也反映出放射性廢棄物將待處置上之數據。

Maine Yankee 實際除污過程中，因選定了反應器冷卻水系統除污承包商，便提供其技術支援、電氣和放射性廢棄物處置服務，承包商能有限度地使用電廠的設備，如安裝一個可流通的噴嘴阻斷裝置旁通反應器壓力槽，置放於反應器冷卻水迴路和反應器壓力槽的接頭。蒸汽產生器管路由跳線旁通並使用較低流量(400 – 650 gpm)，由承包商提供外加 600 gpm 的幫浦供給循環動力；此外，外部加熱、離子交換器、化學添加、取樣和過濾，則也應是由承包商提供。

這個過程包含了兩個獨立的應用階段：第一階段包括部分 RCS 迴路 2 和 3，降載系統、裝載系統、注入和排水系統及穩壓器；第二階段包括所有三個迴路和餘熱移除系統。此過程在 1998 年 2 月 10 日開始，在 3 月 7 日完成，包括用了兩天來改變整個系統及用了兩天在除污結束後清理系統。

第 1 階段共有 11 次循環，需 191 個小時；第 2 階段共有 13 次循環，需 182 個小時完成。該計畫結果包括：

- 102 居里的加馬放射性活度被移除（98%鈷-60）
- 673 磅的溶解金屬被移除（鐵 278 磅、鎳 262 磅和鉻 133 磅）
- 所有位置的去污因子（DF）為 31，同時位置大於 100 mR/h 去污因子為 89

- 除污產生 535 立方英尺的離子交換樹脂廢棄物，從除硼系統的樹脂產生額外的 90 立方英尺。

另一方面，對於中子活化產物總量的評估工作，有件值得一提的事，Maine Yankee 要求除役作業投標承包商參與初始廠址特性調查計畫，他們審查了計畫範圍的工作，基於他們的經驗建議更改或增加其他需評估區域，在特性調查計畫期間，每個投標者自費提供一個或兩個人在 Maine Yankee 的現場。最後，每一個潛在投標人有相同的特性調查結果（原先可能有不同的特性調查結果，而導致不同的中子活化產物總量的評估結果），總共作了大約 130,000 次現場測量和拍攝，近 800 個樣本進行檢驗分析。值得探討的結果包括：

- 注意到背景值的變異很大，這是由於整個廠址不同深度的岩床、沉積礦物和其他因素所造成。
- 特性調查在前遊客中心地毯上發現污染，後來確認為展示使用的一塊鈾礦石。
- 真正異常的環境結果只有在位於廠區的南部 Bailey Point，大約 10 平方英尺和深 6 英寸（已整治）。
- 兩個海洋沉積物樣本顯示，揮發性有機化合物和半揮發性有機化合物濃度升高，推定為可能源自建築的屋頂和停車場的石油產品。

2.2 表面污染總量

若是核子反應器的話，關於附著在管線或設備上的放射性核種，是經由結構材料之腐蝕生成物的活化或隨著分裂產物（FP）的溶解而造成；若是核燃料循環設施的話，則是直接受到輻射處理物質（核燃料）的影響。

核子反應器，其放射性核種的種類、附著量及分佈情形等，是依據核電廠的型式、大小、構造材質、運轉歷史及燃料狀態等，而有所不同。與中子活化產物總量的評估方法相比，測量方式反而較為容易執行，故以測量為主，再配合分析法來進行整體系統分佈之評估。

通常測量作法，是經由污染泥土等的樣本測量或某地點放射性材料直接測量，來整理放射性核種的組成，並確定其與輻射劑量率之間的關係；並在電廠各處，從輻射劑量率去反推放射性物質的總量。在規劃核子反應器冷卻水系統的拆除計畫時，有這些資料即足夠進行分析。

此外，可根據核種的組成，去鑑定附著在管線或設備內部等的元素組成；關於運轉時的附帶機器及裝置，雖已建立相關之物理性及化學性行為模式的評估方法，但還是有必要再加以驗證之。核燃料循環設施，也大致相同，不過由於其阿伐核種數量多，且再處理設施又存在著各式各樣的污染物質，與輻射劑量率之間的關係也較為複雜之故，須額外注意其特殊性。

除此之外，在運轉或保養維修過程中，也有可能因系統洩漏而造成混凝土等的污染，因此，像過去曾發生之事故狀況等歷史紀錄也變得重要，此種污染有必要在解體或確認運轉結束時，就經由測量法去加以鑑定。表 2.7 為建物及周邊設備中子活化產物的總量並表面污染總量，兩大種類放射性活化產物總量的 3 種評估方法比較表。

表 2.7 放射性活化產物總量的 3 種評估方法比較表

	建物及周邊設備中子活化產物的總量	表面污染總量
實際取樣法 見 2.1.1 節說明	會耗費過多人力，且難以完全充分掌握輻射劑量的分佈情形，需以直接測量法得出之數據作驗證	不易充分取樣
直接測量法 見 2.1.2 節說明	會耗費過多人力，且難以完全充分掌握輻射劑量的分佈情形，需以實際取樣法得出之數據作驗證	較為容易執行
分析法 見 2.1.3 節說明	配合進行整體系統分佈之評估的結果	配合進行整體系統分佈之評估的結果

2.3 輕水式反應器的中子活化產物總量

2.3.1 輕水式反應器中子活化產物總量的分析資料

先以歐洲斯洛伐克 (AMEC Nuclear Slovakia) 除役經驗為例：在經過 28 年成功的運轉後，位於 Jaslovske Bohunice 的 V1 核電廠，分別在 2006 年停止運轉 1 號機組及 2008 年停止運轉 2 號機組。目前，兩部機組 (壓水式反應器 WWER 440/230) 已經停止運轉，並在 2011 年 7 月取得除役執照。V1 核電廠的除役準備，在歐洲銀行的管轄下重建與發展，由 Bohunice 國際除役資助基金 (BIDSF) 支援及協助部份資金。自 2008 年 6 月至 2011 年 12 月，AMEC Nuclear Slovakia 協同 STM Power 及 EWN GmbH 執行 BIDSF 的 B6.4 計畫 (開發除役資料庫 Decommissioning database, DDB)。

B6.4 計畫主要目的為發展一個包含實體質量及放射活度總庫存量 (Radiological inventory) 的資料庫，以支援 V1 核電廠除役過程的計畫訂立及績效表現。重點項目的課題已經建立如下：

1. 除役資料庫開發的設計
2. 設施地點歷史的評估
3. 實體質量庫存之設施地點調查結果及文件回顧
4. 量測與取樣結果：
 - 危險材料總庫存量
 - 放射活度總庫存量包括污染情形及活化程度

AMEC Nuclear Slovakia 主要負責於除役資料庫開發的設計，記錄實體質量及活化組件之放射活度特性 (Radiological characterization of activated equipment) 要點之計畫文件，在核電廠控制範圍內完成實體質量庫存紀錄，對設施地點放射活度特性取樣及分析的調查，以及最後基於量測、取樣及分析，所得的活化設備及土木結構之放射活度特性調查。在接下來的段落將會詳盡說明，從活化

組件得到放射活度特性的一種研究方法、量測技術及歸納的結果。

基於樣本經量測、取樣及分析，所得的活化設備及土木結構之放射活度特性調查，是在 B6.4 計畫中特別被交付的一項任務。特定被交付的任務範圍包含：

1. 活化組件之分類。
2. 藉由對其放射活度特性之監控及取樣，發展單一工作方案。
3. 準備取樣設備及處理裝備之調整。
4. 對下列項目進行劑量率監控及取樣：
 - 兩部機組反應器軸心之土木結構 (Civil structures from reactor shaft) - 包覆之不鏽鋼護套，標準混凝土及重晶石混凝土 (baryte concrete)
 - 放置在 V1 核電廠高階放射性廢棄物儲藏室 (所謂的 Mogilnik) 之反應器內部組件，包含：連接桿，控制棒及中子通量測量通道
 - 位於 V1 核電廠兩部機組的反應器壓力槽及屏蔽組合，V1 核電廠 2 號機組之反應器內部組件
 - 用過核燃料冷卻池之儲存格架
5. 樣本分析。
6. 對放射活度總庫存量進行放射性活度 (Bq)，放射性核種變遷過程及劑量率的測定。
7. 輸入活化組件之放射活度特性資料至 DDB。

在取樣期間，主要以遠程遙控取樣儀器，並且需要對於所有執行的動作，以附有 LED 光源之抗輻射鏡頭進行目視檢查，隨後對樣本進行加馬能譜分析及難測核種分析。

在取樣之前，需要先準備手動岩心鑽探設備或標準鑽探抽吸樣本設備，以進行混凝土取樣工作方案。此方案定義了兩個取樣點，以確保能夠成功取得兩部機組反應器軸心混凝土之活化程度特性，為了定義其和深度相關的活化程度，樣本會被製作成許多薄片。

在對被選定放置在 V1 核電廠高階放射性廢棄物儲藏室之活化組件進行取

樣前，必須落實對連接桿，控制棒及中子通量測量通道的分類。對 700 個以上的組件分類的基本要素為：在反應器爐心的位置以及其使用時間。使用具有直線導軌鑽頭的可遠端遙控設備，以及抽吸樣本至樣本轉盤，可對儲存在高階放射性廢棄物儲藏室的活化組件進行取樣。有 80 組以切削型態存在的樣本，取樣自 40 個選定之連接桿及 V1 核電廠高階放射性廢棄物儲藏室之 KNI 通道。劑量率在監控過程中，和組件位置等高之取樣點曾量到 30Sv/h，在考慮到監控過程中，和組件位置等高之取樣點曾量到的劑量率數值，決定將組件單獨分類，而不是一整批分類。

下列舉出對反應器及其內部組件進行取樣及監控之主要項目：

1. 反應器壓力槽內部組件，2 號機組：保護管件，爐心吊籃，反應器爐穴。
2. 兩部機組選定之屏蔽組合。
3. 反應器壓力槽本身：自反應器軸心外部就基本材料進行取樣-1 號機組，2 號機組之底部；2 號機組之反應器壓力槽內部覆蓋層。

兩種在取樣時會用到的設備：

1. 手動鑽孔設備及樣本採集設備，在從反應器壓力槽外側取樣時會用到。
2. 遠端遙控取樣設備（和高階放射性廢棄物儲藏室取樣所用相同）用於反應器壓力槽內部組件，反應器壓力槽內部覆蓋材料及屏蔽組合之取樣。

有 34 組以切削型態存在的樣本，取樣深度自 2 毫米至 5 毫米，劑量率在監控過程中，和屏蔽組件取樣點等高之位置，在距離 10cm 處測得 500 Sv/h。

此外，除了所有上述反應器之取樣，還有三個自 V1 核電廠用過核燃料冷卻池之儲存格架取得之樣本，1 號機組是使用手動鑽頭設備作樣本採集，平均劑量率並未超出 350 μ Sv/h，經過實驗室對樣本的分析可證實其活度無誤。

共有 125 個採集自所有活化組件之樣本，其結果在所有位於 V1 核電廠機組之活化組件，共確定有 19 個不同的放射性核種向量群（radionuclides vectors）。名單上分析出的放射性核種，皆依據位於 Mochovce 場址近地表處置庫的要求。依據放射性核種衰變過程，以確定所有活化組件放射活度總庫存量，包含所有

放射性參數也被測定。所有 V1 核電廠活化組件總庫存量已在 2011 年 9 月 30 日統計確定，其放射活度數值為 2.61×10^{17} 貝克。

為了在未來能完全掌控活化組件，有必要將放射性物質媒介（radioactive media）造成的表面污染納入考量。其污染等級和周邊設備因中子活化的物質總量相比視為可忽略的，但其在操作過程中會產生放射性的霧狀產物。

資料的範圍及詳細程度對於 V1 核電廠初步活化的放射活度特性，皆符合 MARSSIM 方法，對活化組件進行量測及取樣的主要理由為過去的實驗數據無法取得，所有放射活度總庫存量的工作皆在 2011 年 4 月至 2011 年 12 月執行完畢。因此，對 2 號機組反應器內部組件，兩部機組反應器壓力槽基本材料及選定之屏蔽組合，以及 1 號機組用過核燃料冷卻池儲存格架的輻射量測完全成功。

V1 核電廠初步分析結果：一座擁有 40 年運轉經歷的大型（100 萬 kWe 級）發電用反應器，在其核子反應器停機後，推測輻射強度約為 10^{17} 貝克（Bq），放射性物質總量也將集中於核子反應器，推測壓力容器及生物屏蔽等約佔有超過 99.9% 以上的放射性物質，而附著於其它設備或管線上的腐蝕生成物則為 0.1% 左右。

2015 年 3 月 18~19 日原子能委員會主辦的核設施除役技術研討會中，台灣電力公司在目前執行成果提到：表 2.8 為核一廠除役放射性廢棄物產量估算結果，放射活度數值約為 10^{17} 貝克以下；另由表 2.9 可得知歐盟電廠除役放射性廢棄物產量估算結果與美國電廠相比雖體積較小，但超 C 類廢棄物比例偏高，導致放射活度數值大於 10^{17} 貝克以上。

表 2.8 核一廠除役放射性廢棄物產量估算結果

廢棄物類別	A 類		B 類		C 類		超 C 類	
	桶數	活度(Bq)	桶數	活度(Bq)	桶數	活度(Bq)	重量(公噸)	活度(Bq)
活化廢棄物 (含生物屏蔽體)	10510	6.56E+13	576	4.54E+13	228	1.8E+15	91	2.28E+16
污染廢棄物	59542	4.88E+13	9133	3.87E+14	--	--	--	--
其他放射性廢棄物	3335	--	--	--	--	--	--	--
合計	73387	1.44E+14	9709	4.32E+14	228	1.8E+15	91	2.28E+16
美國(Trojan 電廠總活度 Bq)	1.55E+17							
斯洛伐克(VI 電廠總活度 Bq)	2.61E+17							

表 2.9 歐盟電廠除役放射性廢棄物產量估算結果與美國電廠比較表

放射性廢棄物美國分類準則	歐盟電廠預估值(立方米)	Maine Yankee(860 MWe-PWR)	Rancho Seco(913 MWe-PWR)
A 類廢棄物	2.9110E+03	9.1920E+04	1.7237E+04
B 類廢棄物及 C 類廢棄物	2.4590E+03	6.0000E+02	9.3000E+01
超 C 類廢棄物	1.0900E+02	Not Available	1.1000E+01
合計	5.479E+03	9.1860E+04	1.7341E+04

第三章 已除役電廠生物屏蔽體活化分析之方法

中子活化廢料是指爐心周圍受中子照射過的組件，包含反應器壓力槽、爐心內組件、結構鋼及反應器壓力槽周圍的混凝土，由於這些組件及材料被中子輻射照射過，整個體積內均被活化，而無法利用表面除污來降低其活度。如果根據美國核管會 10 CFR 61.56 之低放射性廢料分類方式，則 PWR 及 BWR 電廠若採取立即拆除之除役方式，其各種中子活化廢料之分類，可知不論是 PWR 或 BWR，大部份的中子活化廢料均可歸類為 A 或 B 類。但對於 PWR 電廠而言，頂部爐心格板及底部支柱由於含有高濃度的 Ni-63 及 Nb-94 而歸類為 C 類，底部爐心筒，熱屏蔽，底部格板，及爐心側板所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類。並且對於 BWR 電廠而言，其控制棒及爐內儀器、噴射泵以及頂部燃料導架所含的 Ni-63 及 Nb-94，其活度在 C 類範圍內而被歸類為 C 類，爐心側板所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度則超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類。由於這些核種之半衰期很長，即使封存 100 年後再進行拆廠，其所含的活度仍不可能顯著衰減，仍可能維持在大於 C 類或 C 類之狀態。本章節引用的資料，乃經由今年度 2015 年 3 月 18~19 日原子能委員會主辦的核設施除役技術研討會所提供的資料整理而成。

3.1 生物屏蔽體活化分析進行方式

Maine Yankee 的系統和建築物使用 "Cold and Dark" 的做法進行除役，"Cold and Dark" 是一個用語，用來描述一個設施含流體的系統幾乎都排乾，並且電力組件已被移除；其他主要的替代方法是配合除役計畫進行所需的區域排水／系統斷電之時程安排。Maine Yankee 決定使用 "Cold and Dark" 方法而非其他方法，主要是因：

- 提供最大核安全（一旦用過核子燃料是適當地孤立），區域排水／系統斷電

之時程安排可能與用過核子燃料池交互作用

- 提供最大的工業安全，並且確認人員開始除污或拆除活動前，移除所有的電源
- "Cold and Dark"的方法是除役作業承包商（DOC）投標者進行評估和投標最簡單的一個，結果可能會從潛在的除役作業承包商得到較低報價。

電廠可處於"Cold and Dark"的條件為需完成四項主要措施：

- 用過核子燃料池島（Spent Fuel Pool Island, SFPI）計畫
- 系統評估與重分類團隊（System Evaluation and Reclassification Team, SERT）
- 控制室轉換（Control Room Transition, CRT）
- "Cold and dark"計畫

只要用過核子燃料存留在用過核子燃料池，其控制和隔離是核安計畫的重點。為了允許除污及拆除活動，用過核子燃料池必須透過隔離管道、電氣、控制系統，使其獨立電廠的其它部分。這種隔離用過核子燃料池和其支援的結構，在規劃除役活動時，需要創建 SFPI。SFPI 安裝獨立用過核子燃料池冷卻系統、新電力分配系統、新控制室（遠離除役的區域）、新通風空調系統、新輻射監測系統和新訂安全邊界。

系統評估與重分類團隊在廠址上評估所有的結構、系統和組件（SSC），初始 SSC 清單基於每個運轉執照所需的管件，SSC 之評估遵循以下標準：一旦完成 SERT、SFPI 和更改機械和電氣設施，電廠則只需留下一套相對小的結構、系統、組件、控制和儀器，基本上除役活動不影響這些管件。

需要一種簡單方法，以識別這些管件，以便計畫人員（Maine Yankee 以及參與合約的人員）不會更改或對其進行處理，為此目的設立了"橙色計畫"，所有這些必需的管件以橙色帶子標記，計畫的所有人員都進行了訓練，除非依據正式的工作計畫，否則不碰橙色管件，這是剩餘的重要安全系統一個好的溝通方法，但需務必選定此重要安全系統所有部分，包括控制及儀器的電纜連線。

更改電廠火災抑制計畫涉及減少火災負荷（降低可燃物）和修改消防安全

計畫及步驟，在不加熱的區域，允許以水為基礎的滅火系統，轉變到乾式管路為基礎的滅火系統。因需要控制火災負荷，需適當地進行電廠職員訓練的更改，並提供足夠的手提式滅火器。

在反應器本體的解體中，輻射強度首先是依爐內建築物向著較厚構造物之反應器壓力槽的順序增高，且必須特別考量的是：輻射劑量出現於爐內建築物的問題。日本的核能發電技術機構（NUPEC）還針對建築物及土壤的放射性物質濃度，開發種種測量技術，如：接觸掃描測量、統一分布測量及設置型測量等。另外，位於其周圍極為堅固之鋼筋混凝土的生物屏蔽體呈現中子活化情形，爐心內部的解體方法分成：細小切割的解體與一併拆除等各種方法。

例如，1986年中，研究用反應器舊 JRR-3 爐體（重量 2200 噸）就以反應器更換工程的一環，進行了世界首次的一併拆除工程。另外，美國的西賓堡（Shippingport）在 1989 年進行了一併拆除工程，左勁（Trojan）則在 1999 年進行了含爐內構造物之反應器壓力槽的一併拆除工程。甚至，緬因州楊基（Maine Yankee）、聖翁費瑞（San Onofre）1 號機、Big Rock Point、Connecticut Yankee 四座，也在基於處置場的要求排除 GTCC 廢棄物（美國的廢棄物處置標準等級 C 以上，超 C 類廢棄物）的條件下，藉由一併拆除反應器壓力槽的工法，於 2001 年到 2004 年間達到了拆除處置的實績，因為可做出這樣的處置，所以，美國大多傾向於採用反應器壓力槽等的一併拆除工法。

細切工法是將輻射強度最高的爐內構造物零散解體並進行拆除，就案例而言，最早的實績是美國的 Erik River（ERR），另外還有日本的 JPDR 等的應用實績，JPDR 是透過遙控技術，採用水中電漿電弧切割。

3.2 混凝土構造物解體施工方法

反應器設施的混凝土構造物解體技術分為破碎工法（控制爆破、破壞等）、塊狀切割工法（鑽石刀具、索鋸等），以及以表面除污為目的之表面剝離工法（鏟除法、噴砂法、刨削法等）。破碎工法是採利用衝擊力的巨型碎石機等機械，其

效率雖很高，但會發生噪音、震動、粉塵；JPDR 實驗性使用了解體效率極高的控制爆破工法，顯示出效率性極高的成果。輻射強度較高部分的解體方面，採用大型塊狀解體的工法較為合理，在德國的 KRB-A 以及美國 Big Rock Point 核電廠，就有利用鑽石索鋸將生物屏蔽體切割為塊狀後再進行拆除的實證案例，圖 3.1 到圖 3.4 為鑽石索鋸的應用情形。國內核研所除役的實施報告，亦有成功的鑽石索鋸實務經驗，其工程以油壓機為動力，驅動切割機導輪旋轉，帶動鑽石索鋸對混凝土作研磨切割，其切割空隙小，切割位置、方向可控制，可將結構體污染與非污染區塊分別切割出來，可達減廢目的，現有濕式、乾式及水中切割三種切割方法。鑽石索鋸使用原則如下：

1. 劃線⇒
2. 鑽孔⇒
3. 切割操作⇒
4. 吊運點⇒
5. 吊運⇒
6. 外運處理

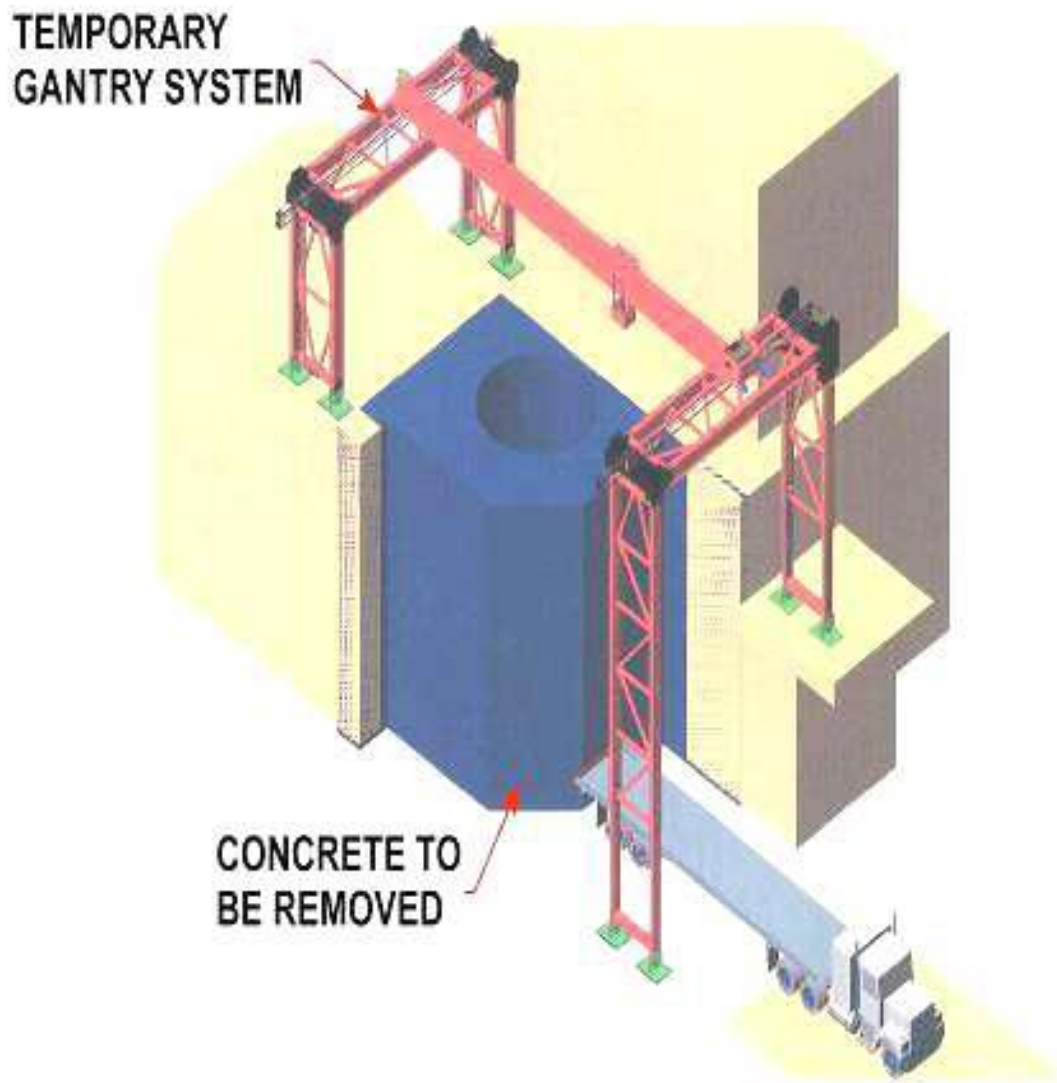


圖 3.1 美國 Big Rock Point 核電廠拆除生物屏蔽體示意圖



圖 3.2 美國 Big Rock Point 核電廠利用鑽石索鋸的照片



圖 3.3 典型鑽石索鋸的驅動系統照片



圖 3.4 典型鑽石索鋸的近距離照片

鑽石索鋸切割優點包含：可由上方切割、由下方切割、水平切割、高空切割及貼地切割等各種不同方式的切割法，可切割各種材料，對環境影響較小，可抑低輻射曝露，並且精緻控制切割面。核研所另有 TRR 濕貯槽切割的案例值得借鏡，其切割前規劃的作業步驟簡易流程圖如下：

污染偵測與活度盤存⇒槽體內部鑽孔取樣、切片分析⇒污染組件移除

核研所 TRR 濕貯槽切割後規劃的作業步驟簡易流程圖如下：

污染防制、除污檢整⇒統計拆除廢棄物產量⇒原場地釋出再使用

在這些過程中，都要考量解體後的廢棄物等級分類，採用適當工法的組合搭配。對於非活化且僅表面污染的混凝土，要採用剝離表面的技術，藉由剝離表面的方式，就可以將混凝土軀體視為非放射性廢棄物處理。在 JPDR 中，就根據污染水滲透入混凝土的深度為 Co-60 數毫米 (mm)、Cs-137 為 10 數毫米以內的調查結果，效率性極高的將污染混凝土分離，除污方法有鏟除法、噴砂法以及乾冰噴砂法等。

解體後的除污目的，與降低系統輻射暴露風險而進行除污之主要目的不同，解體後的除污目的主要是為了降低放射性廢棄物的輻射等級，輻射等級降低就可降低放射性廢棄物的等級，減少處置費用。反應器解體所需的技術如表 2.10 所示，在各國、各機關皆有實用性的開發，且大多都已經在發電用反應器上實用化。

表 3.1 反應器解體所需技術

必要技術	國內外的開發技術	實用／開發
切割技術／遙控操作技術	電漿電弧切割技術	發電用反應器的實用技術
	粉末氣體切割技術	
	砂輪切割技術	
	帶鋸切割技術	
	鑽石索鋸切割技術	
	手持碎石機剷除技術	
	圓盤切割技術	
	放電溶融技術	
	通用氣體／機械切割技術	
	通用作業監視系統	
	控制爆破技術	開發技術
	鑽石刀具切割技術	
	磨料水噴射切割技術	
	鋼筋通電加熱混凝土剝離技術	
	冰鋸切割技術	
回收技術	通用污染擴大防止技術	發電用反應器的實用技術
一般混凝土構造物解體技術	控制爆破／碎石技術	
	鑽石索鋸切割技術	

第四章 已除役電廠管件活化分析之方法

核電廠另外之污染源尚有兩種：第一種是腐蝕性產物，細微的金屬粒子從反應器冷卻水、冷凝水及飼水系統的管路內壁剝落，然後流經爐心受中子照射後變成具有放射性，這些活化後的腐蝕產物將散布到和反應器冷卻水系統連接的所有系統，腐蝕產物在管路中積存的數量視冷卻水系統液體的流速、溫度及系統的幾何形狀等因素而定，如果這些系統有滲漏的話，則污染可能散布到外圍環境中。第二種可能的污染源為燃料破損而造成少量的分裂產物外釋到反應器冷卻水系統，然後再流到其他相關系統，並可能由於管路滲漏而污染地板、牆面、洩水坑及土壤等。核電廠除役其污染性廢料幾乎包括圍阻體、燃料廠房、輔助廠房、廢料廠房及控制廠房之所有管件及設備，以及這些建築物表面，依據 NUREG/CR-0672 第 9.1.2.2 節之估計，為了除污，這些建築物表面必須敲掉約 50 公厘（毫米, mm）深。本章節引用的資料 Ralf Oberhaeuser, “Sampling of reactor pressure vessel and core internals”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, 可以深入了解管件活化的分析情形。

4.1 反應器壓力槽和爐心內部的取樣

核電廠的除役和拆除是近年快速成長的產業之一，很多建於 70 年代的核電廠已經到了使用期限，需要特別發展最佳化的拆解和包裝技術，最大的挑戰是，如何在最好的包裝方式和當局制定的嚴格法規、儲存標準下取得平衡。

根據一些已蒐集好的基礎知識，可以詳細了解最佳化的拆解和包裝概念，在最好的情況下，三維模型有助於再強化此基礎知識的範疇。

AREVA 多年來致力於各種專門的研究，並且在不同國家蒐集資訊，下列章節將介紹取樣方法和活動的一些要點。

4.1.1 取樣的目的

如同上述所提，為了拆除廠房和儘量減少放射性廢棄物兩大目標，有必要對反應器壓力槽（RPV）和其內部管件進行取樣，去驗證根據理論計算而得的放射性物質總量資料。為了盡可能的保持取樣工作量少，並且高效率進行，關鍵性的取樣位置，需要事前使用理論放射學去推算。為此，要被拆除的管件，其詳細的三維 CAD（Computer Aided Design 電腦輔助設計）模型，已被證實非常有用。

在思考最佳化拆解和包裝策略時，這些經過推算得到活化和污染的結果，需慎重考慮進去。精確的三維 CAD 模型可以大量降低最終處置容器必要的類型和數量，且對輻射的屏蔽也可以最佳化；此外，一些管件或是管件的一部份可以進行輻射劑量外洩的測量。以上提到的種種好處，都可以大幅的降低成本。

4.1.2 主要考量內容

在取樣時，需要考慮以下幾個要點：

- 一般性的，因特殊位置而產生的狀況
- 核電廠過去發生的歷史事件
- 取樣位置的代表性
- 是否可以容易碰觸的到
- 搬運能力
- 輻射情形
- 職業安全
- 合理抑低原則（As Low As Reasonably Achievable）
- 執照核准情形
- 中程／最終儲存要求
- 法律和商業方面考量

考慮到相關的輻射防護需求，詳細的現場工作規劃可以免除事後的麻煩，並大量節省時間。最終，經營者可以對 RPV 的輻射情形和 RPV 內部有個初步了解，而用來最佳化放射性廢棄物的管理。

4.1.3 鏡頭取樣方法介紹

為了採集圓形樣本（即鏡片樣本），直徑從 20 毫米至 70 毫米，由 AREVA 設計出的取樣機器（形狀如圖 4.1），可以從管件表面切割出圓形樣本（形狀如圖 4.2）。

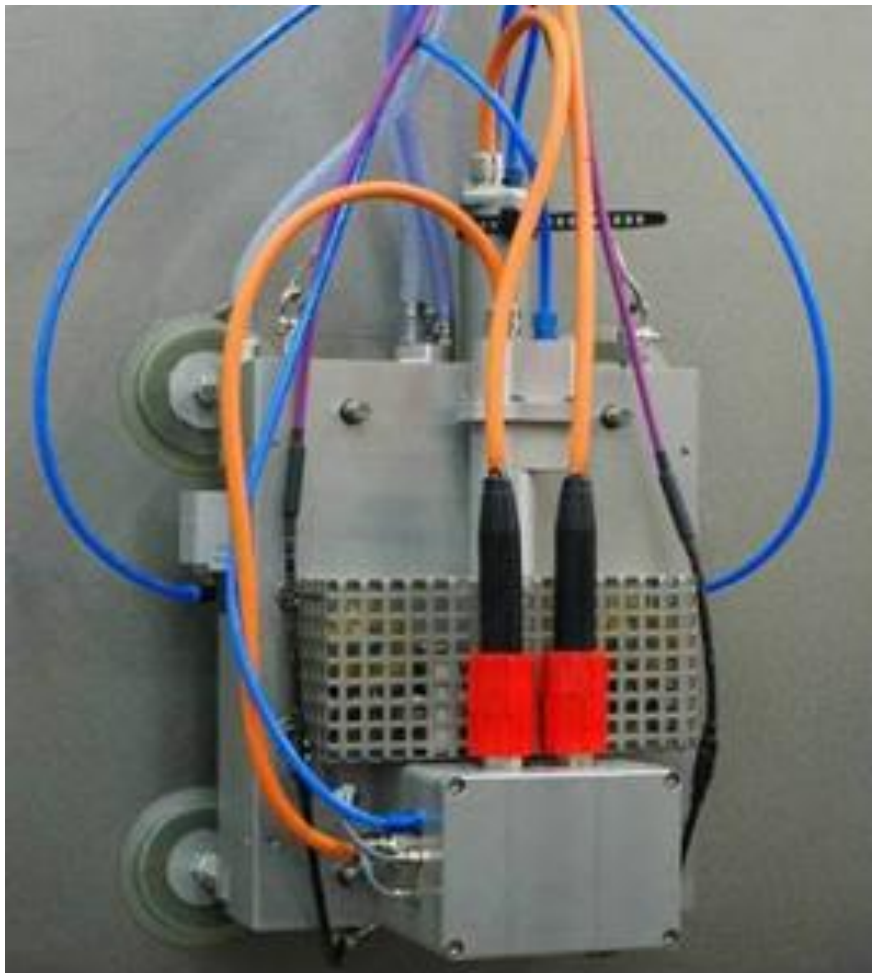


圖 4.1 裝置在牆上的取樣機器照片

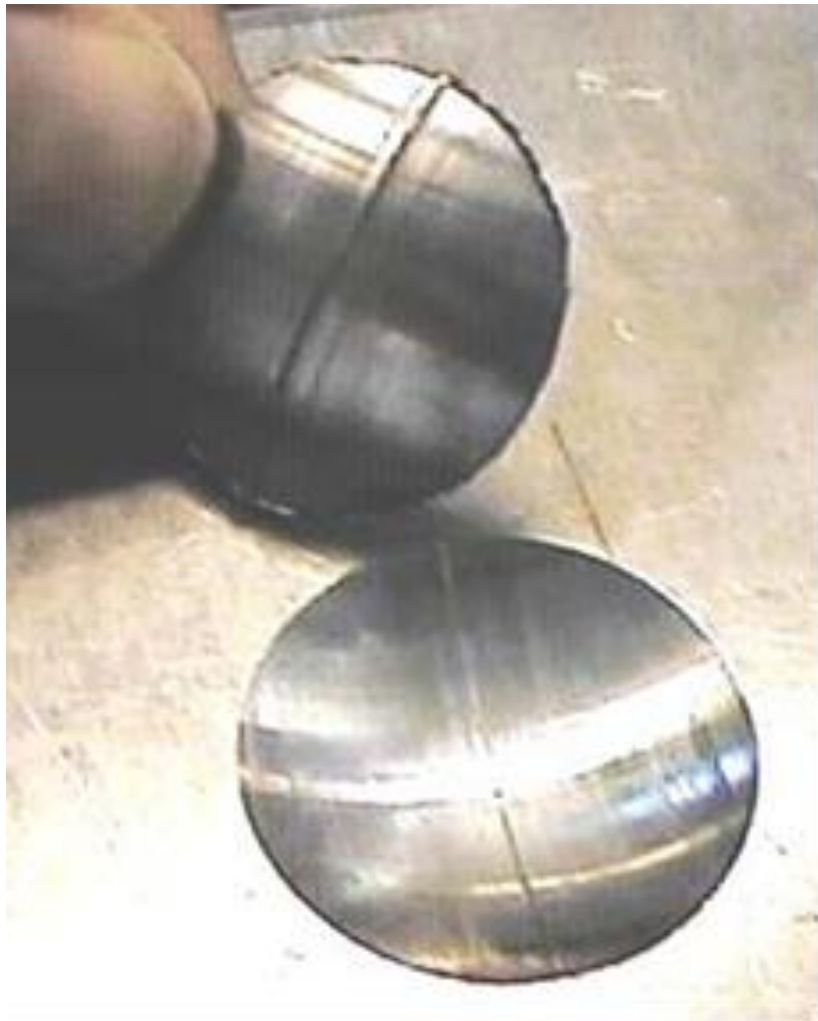


圖 4.2 管件表面切割出圓形樣本照片

可以選擇樣品厚度從 3 毫米到 12 毫米，經過充分測試，耐用並適應性強的取樣機器可以於水下和空氣中取樣。

取樣機器由以下幾部分組成：

- 整體監控系統和控制單元
- 氣動單元
- 切割裝置

用於取樣的機器，其空心球形的切割刀被放置在管件上，並使用真空或通過拉緊、夾緊去固定裝置，切割裝置靠著氣動方式去驅動。

該裝置提供了以下優點：

- 可在高輻射劑量區進行工程
- 切割完整的樣本非常適合用於分析

- 特別是樣本質量方面的尺寸，可以通過切入深度去改變（在實驗室處理時特別重要）

4.1.4 取樣位置

最大的挑戰是要在注意儘量降低樣本數量和避免不必要的處理工夫時，並需同時兼顧高效率的進行速度。

一個遠離爐心中心軸（Core center axis）上方和下方密集的取樣作業（如圖 4.3），可降低模式中面積方面的不確定性；而面積方面的不確定性會增加，是因來自於與中子束的相對距離、再散射效應以及使用不同材料的種種因素所造成。從低活度爐心內部管件取出的特性樣本，被用在檢驗活度數據。目的在避免高估活度，而導致日後過多的包裝、屏蔽和儲存容器之數量。

如果在一些特定位置（像是一些周圍有障礙的邊界區域）不可能進行取樣的話，將決定另一個新的、等效的位置。總體而言，為了創造可靠的活度模式，考慮和決定一個確切的取樣位置是非常重要的。

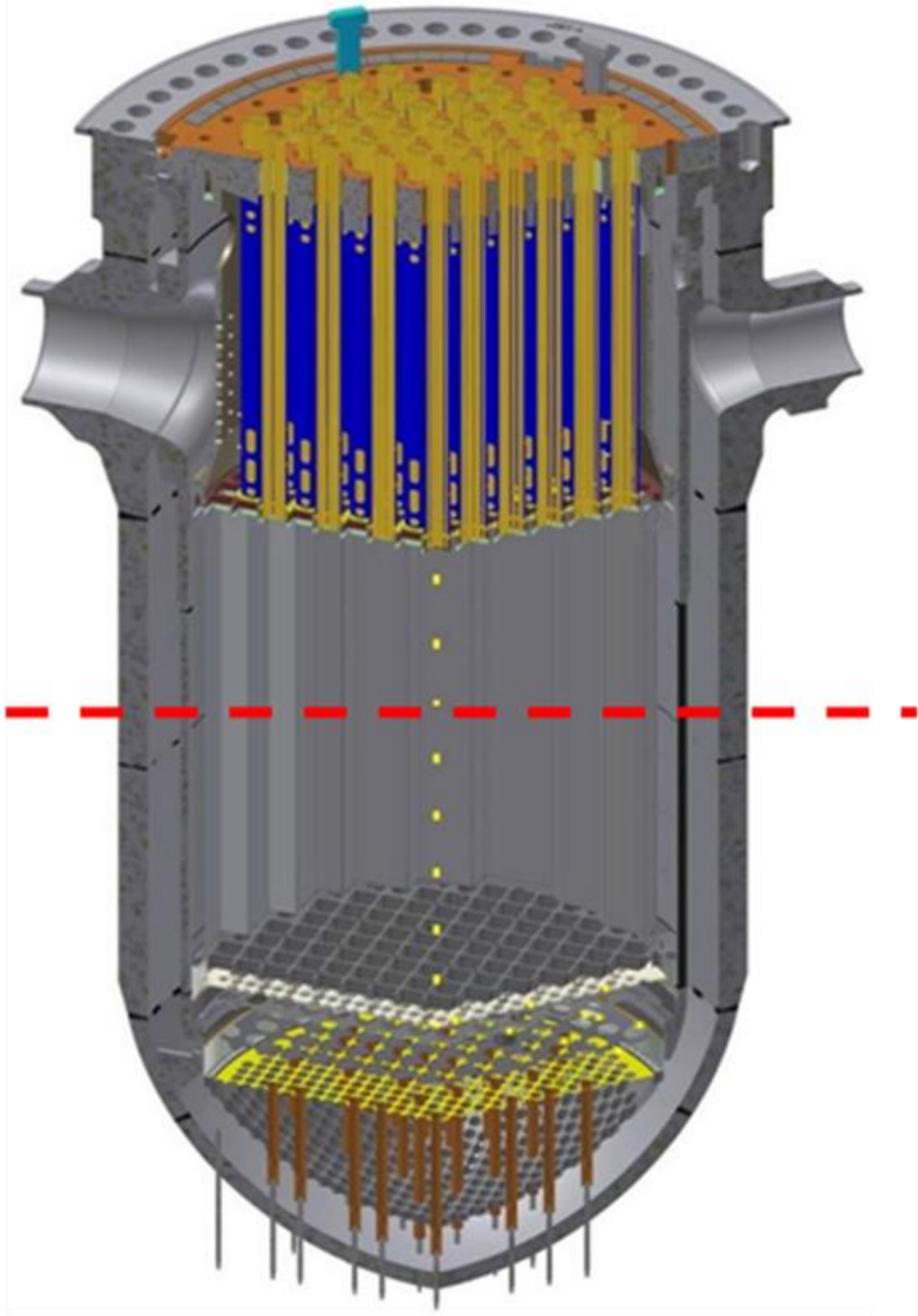


圖 4.3 去除爐蓋 RPV 及其內部構造剖面圖

4.1.5 可接觸性研究

為了輻射防護屏蔽和降低劑量，對管件的取樣大部分情況都是在水面下進行，並且使用遠端遙控方式。在初始狀態，RPV 一開始的時候被裝置在固定位置上，且內部管件仍存留在 RPV 裏面。所以，可接觸性研究必須考量以下幾點：

- 選擇取樣方法時，特殊位置的可接觸性
- 將準備時間和執行時間最小化（考量到劑量）
- 目前的執照核准情形
- 其他邊界和廠址特殊位置情形（例如：來自附屬配套行為的影響）
- 提早考慮未來的活動（像是管件拆解）

對 RPV 及其內部進行取樣，而不需要拆解管件，是花費最低代價、最簡單可改善的成果，樣品若能從取樣機器安裝位置可以到達的地方獲得，則可以避免耗費時間的拆解活動。另一方面，很明顯的，一些取樣位置只能花費更多工夫完成（可能導致個人劑量增加），有些位置又是完全不可能接觸的到。最後歸納總結，這種可改善的成果並不能提供全面性的取樣，主要是因有些在 RPV 裡的重要位置，因輻射強度緣故，無法到達接觸。

另一個極端例子是暫時拆解整個爐心的內部管件，這需要更多花費後勤運送時間及工夫，且搬運內部管件可能造成額外的個人劑量，在一些老舊地區（像用過燃料池），需要額外的空間和工具，去停放內部管件和進行取樣活動，另外，因為輻射防護的原因，會需要用到大量的水。另一方面，爐心上下兩部分的內部管件，還有 RPV 裏面都是簡單可以觸及的地方，可以全面取樣，並經過詳細的全面檢視後，可以獲得完整的活化情形。

顯而易見地，沒有可以滿足所有技術層面、輻射情形和商業考量各方面的理想解決方案。因此，必須加以思索選擇不同變數之間的折衷方案，開發不同變數之間的矩陣模組去比較它們的特性方面，已過經驗證明這方法是有效的。為此，專業性的詳盡知識、特殊經驗還有具前瞻性的規劃都是不可或缺的。最

後，依此選擇最合適可改善的成果。

對於取自 RPV 牆外部的樣本需特別注意，也必須檢查其可接觸性。例如，在 RPV 牆和生物屏蔽中間的空間，特別是 RPV 隔絕層，可接觸性通常都會被障礙邊界所限制。

圖 4.4 和圖 4.5 是取樣機器，分別裝置於 RPV 頂部和 RPV 牆上的例子。



圖 4.4 取樣機器裝置於 RPV 頂端

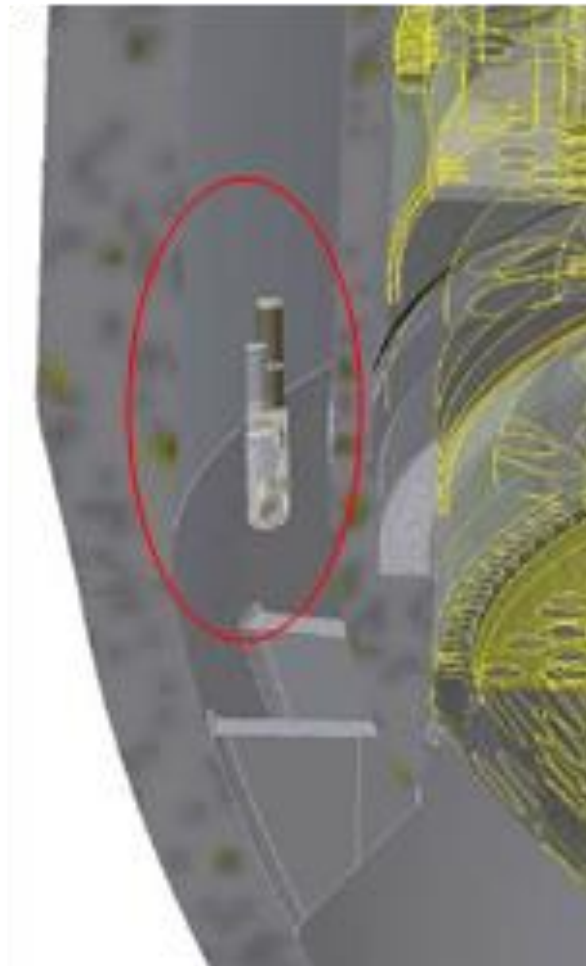


圖 4.5 取樣機器裝置於 RPV 牆上

4.1.6 裝卸和運送

對採取的樣品進行劑量測量是必要的，因為樣品運送至實驗室時仍具有放射性，因此樣本需在一個適當的初級包裝中進行轉移，例如：一個塑料盒。被估計具有高劑量的樣本則需要合適的工具來處理（像是長柄夾等），當運送樣本時，考慮到不同樣本特性，有很多不同的盒子可以使用，除了屏蔽效果之外，盒子更可以防止樣品交叉污染，水下樣本就需要用有孔可排水的特殊箱子。

4.1.7 輻射特性分析

要獲得樣本的輻射特性分析，應該採用設備齊全、經過認證的實驗室。以下是樣品分析時必須曉得的中子活化核種和其他重要元素：

- 鈷 60 (Co-60) 和其他的 γ -發射體
- 鐵 55 (Fe-55)，鎳 63 (Ni-63) 和碳 14 (C-14)
- 其他必要核種 (網站和國家指定)
- 任何含有鈷的元素 (鈷 60 來源)

目的是要得到與活度計算的關聯性。

最終報告可能包含 2 個不同的檢驗：

- 在廠內現場的臨時儲存設施，在任意時間 X 檢查承諾的接受條件是否符合 (目前的劑量率)
- 在任意時間 Y 檢查最終處置場所的各種能力情形 (相關核種的衰減修正)。

值得建議的是，為了將來可能必需要作的檢驗，應先儲存一些備用的材料。

4.1.8 取樣重要性

綜合以上各面向的探討，為了選擇具代表性的取樣位置，並驗證其可接觸性，不同的技術層面、輻射情形和商業考量都必須加以考慮。

從取出樣本進行的放射化學分析結果，可以用於活度計算的關聯性，並發展成一個三維的活度模型。

對 RPV 和其內部進行全面性的取樣，對拆除核電廠來說是極其重要且應優先考量的項目，只有這個項目完成才能提供對管件的輻射狀況，有詳細且全面性的了解，對於能夠發展出將工作量和最終成本最佳化的拆解和包裝原則，明瞭這輻射狀況是非常必要的。

4.2 核電廠除役反應器內部分割的技術概況

核電廠除役反應器壓力槽內部組件的分割是非常具有挑戰性的，從人員的風險、成本和進度等各方面，都需要精心策劃和準備。蒸汽產生器和壓力槽大型組件的運輸，由於有限的處置和運輸選項，將極具挑戰性。

核電廠許多廠房拆除過程中，會產生大量的放射性廢棄物，廢棄物包裝和運輸技術需要考慮到這個因素，以避免除役時空間使用的問題。核電廠除役時，大部分的結構及設備都將被拆除，在整個核電廠的建築中，使用了數以百噸計的混凝土，當除役工作開始進行，大量的混凝土將成為廢棄物，由於混凝土廢棄物的數量相當龐大，如何處理混凝土廢棄物，是一項值得重視的工作，大部分不具有放射性的混凝土，可以一般廢棄物掩埋處理或回收。

低放廢棄物核種活度庫存清單的精進資訊將減少不確定性，不確定性降低可以簡化安全分析報告，以及簡化處置場所的設計和認證申照。優化篩選，將不重要的核種整理出來，是節省電廠除役成本。若是中子活化研究分析計算的精確度夠高，取樣技術與分析方法有絕佳的靈敏度，則除役例行工作的廢料總量和費用將可大幅度降低。



圖 4.6 核電廠除役設施拆除後之除污的處置簡圖

4.3 核電廠除役設施特性調查技術報告範例

核電廠 Calder Hall 位在英國西北部的 Sellafield，是世界上第一座商用核電廠；在其最終於 2003 年關閉之前，它為國家電網安全地提供 47 年的電力。自從那以後，為了降低年久建築導致的風險，必須開始進行除役工作。

詳盡的金屬特性調查，可以協助除役工作順利進行；在準備對位於 Calder Hall 之 16 座熱交換器建築的移除，包含超過 2500 噸之管線及熱交換器週邊之鋼構的部份除役工作。

為了協助除役工作以及使金屬廢棄物處理流程最佳化，Sellafield Ltd 設施特性調查小組已經執行特性調查的策略計畫。此策略計畫企圖估計出能獲得豁免、無條件限制外釋的金屬數量最大值，諸如：調查作業及技術上的正當理由，以支持金屬廢棄物豁免之決定，為了達成此目標，有許多挑戰需要克服。其中包含：

- 金屬的深度分析，以決定接近反應器之材料是否已被活化
- 對管線做樣本採集，以測定氚之總活度
- 透過對高放射性之反應器氣體管線建立模型進行活度評估，以避免取樣組吸收過多輻射劑量
- 對上漆之鋼構取樣，以量化來自超過 50 年大氣沉積之輻射劑量
- 儘管油漆中有極微量之活度，仍需測定上漆的金屬之輻射劑量，因為這可支持其以最小的除污工程即可外釋之正當性

儘管有許多挑戰需要克服，全面性的特性調查使超過 90% 的材料無需處理或有限地處理，即可被主張成為放射性物質法案（Radioactive Substances Act, RSA）之豁免材料，這實現了三大目標：極大的安全性、環保及成本的節省。

4.3.1 核電廠設施簡介

Calder Hall 座落在英國西北部靠近 Cumbrian 海岸，位在 Sellafield 核能許可

用地內，此地點鄰近 Calder 河，海拔較 Ordnance Datum 高約 20 至 30 公尺，距離愛爾蘭海岸僅有 1 公里遠。Sellafield 核能許可用地由一個巨大且複雜的核電廠所組成，其中包含用過燃料貯存池、再處理廠房、廢棄物處置廠房及廢棄物貯存廠房，Calder Hall 在 Sellafield 核能許可用地的 300 公頃中占 27 公頃。（設施布局如圖 4.7）

Calder Hall 在 1953 年至 1959 年間建造，最終在 2003 年 3 月底停止發電。此核電廠包括四個相同的氣體冷卻式 Magnox 反應器，分別包含被生物屏蔽體混凝土所包圍之內含石墨芯的圓柱型鋼製壓力容器。當反應器運作時，反應器將會使用二氧化碳作冷卻，每個反應器擁有四個座落在生物屏蔽體之外的熱交換器（或鍋爐），提供渦輪發電機組運轉所需之蒸氣。

此處有兩座渦輪機房，每座機房有四座分別由四座冷卻塔進行冷卻之 30 百萬瓦蒸氣渦輪發電機組。此外，此處有許多在核電廠運轉時，輔助發電的附屬建築，如行政及福利設施、化學實驗室、工場及商店。

因為在 Sellafield 廠區有可用的替代設施，故有一些在 Magnox 核電廠常見之設施並不需要在 Calder Hall 額外提供，其中包含燃料冷卻池、放射性污水處理廠及中階廢棄物貯存設施。



圖 4.7 核電廠 Calder Hall 設施布局圖

在 2003 年反應器被關閉後，開始了一個降低風險的計畫，其中包含對廠區之庫存石棉及石油的移除及處置。目前除役的主要部份包括在做好隨後拆解熱交換器的情況下，將廠區之金屬部份移除。在核電廠除役的情況下，在接下來五年內將會產生超過 2500 公噸的管線及鋼鐵構造需要被處理。

在金屬被移除之前，為了決定其處置及廢棄之策略，材料的放射性及非放射性之特性調查是最重要的。根據符合數據品質目標導向(Data Quality Objective, DQO) 方法之原則的系統性定義過程，Sellafield 設施特性調查小組執行了材料之特性調查。

至今，所有的材料已經根據放射性物質法案 (RSA1993) 規定之低放射性物質 (Substances of Low Activity, SoLA) 豁免令做出評估，其總活度濃度不超過 0.4 貝克/克。在 2012 年 4 月 1 號，Sellafield 執行具體指定之特定放射性核種的環境允許規定限制標準 (英格蘭及威爾斯)，如低於該限制標準，物品、材料及廢棄物不在此範圍內，因此可不被歸類在具放射性的種類之內。這些特定放射性核種之限制標準來自輻射防護 (RP) 122，且此標準為全歐洲所採用。

4.3.2 特性調查範圍

此文件詳述之特性調查計畫，能夠使 Calder Hall 開始除役工作並自下述範圍的材料進行處理。(如圖 4.8)

- 熱交換器頂端管線元件
- 熱交換器之蒸氣系統管線 (外部至熱交換器)
- 上漆之鋼鐵構造 (樓梯、走道、扶手及熱交換器周邊之起重臺架)，上漆之鋼鐵構造結構可以被豁免，儘管塗漆的活性程度超過 SoLA 豁免規定的限制。

4.3.3 特性調查報告

為了促成 16 個熱交換器的安全移除，需要大量的預備除役工作以移出 300 公噸的圓柱型容器。為了使獨立式的熱交換器露出，需要有系統地移除約 150

公噸的鋼鐵構造、管線、閘門、蒸氣鼓及輸送管。

除役初期的關鍵步驟包括：

1. 頂端肘管的移除
2. 頂端波紋管、中段部分及管道橋之移除
3. 蒸氣管線的移除，包含小孔徑管線、大孔徑管線、蒸氣鼓、排氣管及閘門
4. 樓梯、走道、平台及扶手

為了支持及報告上述之除役行動，金屬將依預計的輻射污染機制編列成各群組。經過初步地確定範圍及資料蒐集後，發現金屬遭受污染有三種可能輻射污染機制及靠近反應器材料可能活化的一種情形，這三種可能輻射污染機制如下：

- 直接接觸反應器氣體 (CO_2)
- 管線洩漏使反應器氣體進入蒸氣系統之可能性
- 由於 Sellafield 廠區長年來的空中氣體放電，導致大氣沉積之輻射污染

對各群組的材料作特性調查時，上述每種輻射污染機制及活化方式應該一起被考慮，各群組在表 4.1 中有詳細定義。不同的輻射污染機制及活化方式，導致不同的金屬元件有不同的特性調查策略。

表 4.1 各材料不同的輻射污染機制及活化方式對照表

	三種可能輻射污染機制／一種活化方式			
	直接接觸反應器氣體	直接接觸蒸氣（具有被反應器氣體污染之可能）	大氣沉積	活化方式
頂部管線組件（彎管、蒸氣管、中段部分）	V	X	V （少部分由於近期對絕緣隔熱管線之移除）	V
蒸氣系統管線（包括：小孔徑管線、大孔徑管線、蒸氣鼓、排氣管、閥門）	X	V （少部分由於壓力差）	V （少部分由於近期對絕緣隔熱管線之移除）	X
上漆之鋼構（包括：樓梯、走道、平台、扶手、管道橋周邊頂部之管線）	X	X	V	V （在離反應器最近處之可能性）



圖 4.8 熱交換器及周邊之樓梯圖

4.3.3.1 頂端管線元件

頂端管線元件包含連接熱交換器頂部至反應器建築的氣體管線，管線為低碳鋼製，通常管徑為 1.5 公尺，管壁厚 10 毫米。管線經由肘管（如圖 4.9）離開熱交換器，並連接至波紋管（風箱），其截面錯綜複雜。筆直的中段管線部分（如圖 4.10），橫跨在熱交換器及反應器建築中間 15 公尺長的間距，作為在反應器

尾端額外的風箱。風箱機組充當伸縮縫，以容納反應器運作時所產生的劇烈溫度改變及避免金屬疲勞，頂端管線在穿過熱交換器回到反應器前，攜帶著反應器產生之氣體 (CO₂)，和頂端管線相關的金屬，總重約 30 公噸。



圖 4.9 頂端管線肘管



圖 4.10 筆直的中段管線部分



圖 4.11 波紋管（風箱）

4.3.3.1.1 先前預測之特性調查

當高溫的反應器氣體流經管線，且已知石墨粉塵會累積在熱交換器中，管線內部將被預期會有大量的輻射污染。氙是已知需要被考慮的輻射污染，且高熱的環境有可能導致流動性強的放射性核種滲透進大量的金屬中。

即使金屬材料因為距離反應器的距離較遠，而不被認為會有活化情形，但沒有有效的證據能夠低估此機率的發生，於是金屬材料仍以具有活化的可能性被分類。

金屬元件被預期是低階廢棄物（Low Level Waste, LLW），且在管線外部的接觸面有可觀的輻射劑量率（毫西弗/小時），指出其具有部分材料為中階廢棄物（Intermediate Level Waste, ILW）的可能性，由於不知道去除表面輻射污染的難易度，因此需找出適用的處理方式。

4.3.3.1.2 特性調查之目標

有數種以頂端金屬元件為目標所作的特性調查，被要求決定處理方案及處置方法。其中包括：

- 輻射污染之放射性核種特徵的推導 (Derivation of a radionuclide fingerprint for the contamination)
- 活度等級之測定
- 氚的總活度濃度測定
- 最有效的除污方法之訂定
- 除污前後之總活度濃度的測定

4.3.3.1.3 特性調查

為了滿足眾多目標的特性調查，此工作被分成數階段進行。第一階段是首要確保在數個取樣相關的限制下，移動任一頂端管線元件，同時另一種鑽入管線的替代方式也能被找到。最佳的方案是選擇用於進入頂部管線之人孔蓋，其露出的金屬部分在反應器的運轉期間未曾被移動過，且容易被移除並在實驗室中進行檢驗。

人孔蓋是由固體低碳鋼版製成，直徑約 60 公分，厚度約 4 公分，重約 90 公斤。從兩個熱交換器中取得 4 個人孔蓋。這部分的金屬提供了充足的材料去完成數個去污試驗、評估表面輻射污染（包括鑑別其特徵 fingerprint）並深度剖析。這些數據的結合可以得到處理方式之選項，以及可能處置方式之選項。

4.3.3.1.3.1 去污試驗

為了調查表面污染及是否易於去除的性質，數個可能的去污選項已經被測試。其中包括：

- 化學泡沫去污劑

- 物理性金屬絲刷洗
- 機械式噴砂研磨

藉由在金屬表面標定測試區域，在去污前決定計數率，以及決定去污時間後，可以測量到去污效果。探測器放置在測試區域上方，並以鉛塊作嚴密的屏蔽，以去除背景干擾。在重新計數前，每個去污方式都會分別被執行 1、3 及 5 分鐘。

總結：

- 化學清潔達到 54% 至 100% 的高去污係數，但需要相對長的時間。且有些表面清潔得比其它的好，結果並不一致，可靠性並不高。

- 手動式物理性清潔的結果和化學性清潔相似，達到 77% 至 100% 之高去污係數及更短的時間，但結果同樣不一致。從最低合理可行性原則來看，手動式清潔並不可行，但從樣本看出其可用機械化程序替代。

- 研磨技術用極短的作業時間，在所有樣本中達成一致性的 100% 去污效果。進一步來說，研磨技術可以用在第二階段的清潔程序，在化學／物理性清潔後，以 100% 的去污結果完成去污程序。

4.3.3.1.3.2 表面輻射污染等級及其特徵推導

為了決定表面輻射污染等級及了解放射性核種之範圍及其相對比例，每個人孔蓋的部分表面被刮除，以移除其表面沉積，且對一系列預期的放射性核種作破壞性分析。

分析的系列包含：

Alpha 總量

Beta 總量

高解析度 Gamma 光譜測定法 (Co-60, Cs-137, Mn-54)

Fe-55

Ni-63

H-3

C-14

放射性核種將會以貝克/平方公分為單位作報告。

結論：

樣本之間的表面輻射污染等級大致上是一致的，表 4.2 為計算出的平均表面輻射污染等級及放射性核種特徵的推導，其特徵如預期地被發現和 Calder Hall 之低階廢棄物特徵是一致的。

表 4.2 平均表面輻射污染等級及放射性核種特徵的推導表

	平均表面輻射污染 (貝克/平方公分)	放射性核種特徵%
Co-60	44.98	28.83
Cs-137	0.70	0.45
Mn-54	0.04	0.03
H-3	6.47	4.15
C-14	1.34	0.86
Fe-55	91.43	58.61
Ni-63	11.05	7.08
Total	156.01	100.00

4.3.3.1.3.3 活化及氙化（深度剖析）

金屬內部的活化及氙化的測定需要從人孔蓋本體內部取得樣本(如圖 4.12)，以避免從表面交叉污染。為了達成此目標，在人孔蓋經過表面清潔後，自外側（未受輻射污染）進行取樣，以避免交叉污染的可能性。取樣過程包括低速鑽孔，同時進行冷卻，以產生切屑。樣本從 3 個深度區間（0-14 毫米，14-28 毫米，28-42 毫米）被取樣，以確保鑽孔並不會穿透受污染的表面。每個個別的樣本針對活化產物（包含 H-3）進行分析，以決定活度是否和深度相關。此方法會被重複使用，在穿透過表面前停止，即可自人孔蓋之完整深度處皆得到切屑，這可

以讓我們對完整深度之活度等級及部分深度之活度等級作比較（意即：金屬內部的活度等級）。結果顯示金屬沒有被活化，然而，氫已經滲透進金屬內部深處，並測得氫平均 5 貝克/克的活度濃度，此活度濃度超出了低放射性物質豁免令之限制標準。



圖 4.12 人孔蓋深度剖析

4.3.3.1.3.4 藉由模型設計評估活度

表面輻射污染等級及 H-3 總活度濃度清楚地強調頂端管線元件是低階放射性廢棄物，金屬部分也因此由低階放射性廢棄物容器（Low Level Waste Repository, LLWR）隔離服務合約，確定處理方法及其處置方式。為了使服務易於進行，需要廢棄物特性調查表（Waste Characterisation Form, WCF）來提供方法，決定金屬相關部分的活度濃度。

正當不同的頂端管線輻射污染之放射性核種特徵被預期是相似的，且以侵入式取樣對每一批金屬決定其活度等級，可能導致取樣儀器有顯著的輻射劑量殘留的問題，已找到一種能夠藉由將輻射劑量讀數轉換成總活度申報的方法。Mercurad，一個劑量率模擬軟體，可以用來模擬管線及相關內部污染等級的預期

劑量率，這可以計算出活度轉換因數 (Activity Conversion Factor, ACF)。於是，可以藉由活度轉換因數，將加馬輻射劑量率轉換成總活度 (百萬貝克)，並依此決定頂端管線部分之處理及處置方式。

4.3.3.1.4 頂端管線元件-廢棄物處理的決定

頂端管線元件被歸入低階放射性廢棄物，且會藉由低階放射性廢棄物容器隔離服務合約送去處理，預期處理後金屬將會無條件限制外釋，能被熔煉成產品，因此可以盡可能減少需要依照低階放射性廢棄物來處置的物料。

4.3.3.1.5 未來特性調查的工作對頂端管線處置的支持

在未來，將會執行頂端管線元件的隨機取樣，以重申對此特徵判定是適當的，以便進一步處置；此外，將會由金屬處理設施對活度濃度作量化，並與放射劑量申報作比較，因此，未來在需要的狀況下，能夠對活度轉換因數作精細的改進。

4.3.3.2 蒸氣系統管線

蒸氣系統包括大量來自熱交換器的管線，且最終連接至鄰近的渦輪機房。每個熱交換器的上半部及下半部分別對應至高壓及低壓系統。對於每個系統，部份小口徑的管線 (如圖 4.13) 自熱交換器蒸氣系統頂座 (如圖 4.14) 伸出，匯集並連接至大型蒸氣鼓 (如圖 4.15)。蒸氣鼓為重 10 噸的圓柱型容器，將高熱的水轉換成蒸氣，蒸氣首先經由大口徑管線離開，並經由管道橋輸送至渦輪機房。一些額外的管線，如排氣管及排水管，皆為蒸氣系統的一部分，但卻鮮少用到，在熱交換器中約有 60 公噸的金屬是和蒸氣系統有相關的。



圖 4.13 熱交換器蒸氣系統小口徑的管線



圖 4.14 熱交換器蒸氣系統頂座



圖 4.15 大型蒸氣鼓

4.3.3.2.1 先前預測之特性調查

蒸氣系統是個封閉系統，當反應器的輻射污染物沒有任何能夠從反應器氣體至蒸氣的途徑，在正常運作的情況下，不應該有任何的輻射污染。

雖然設計避免了蒸氣的輻射污染，但在經過核電廠多年的運作，有一些熱交換器的管線因為金屬的鏽蝕而故障。管線故障會產生使蒸氣及氣體接觸的途徑，然而蒸氣系統在比氣體高非常多的壓力下運作，導致蒸氣向氣體遷移。因此，理論上輻射污染物只有極小的機會能夠進入蒸氣系統管線。氙是主要被考慮的污染物，儘管有上述這種可能，接觸到此高流動性的放射性核種之可能性仍難以被估計，故活度濃度依舊不被預期會超過豁免的標準。

先前對於介在反應器及渦輪機房之間，位在渦輪機房及管道橋之內的蒸氣系統之特性調查，斷定金屬僅有被偵測出微量的 H-3 及 C-14，豁免於放射性物質法案，這更加支持熱交換器的蒸氣管線可被豁免之預期。

蒸氣系統管線直到較為近期之前，一貫地使用石棉或矽酸鈣作絕熱材料。在 2006 年至 2008 年之間，管線的絕熱材料被移除，並以噴砂研磨作精細地清

潔，因此，由於大氣沈積導致活度累積的可能性極小。

4.3.3.2.2 特性調查之目標

蒸氣系統特性調查的目標是在 95% 信任區間內，計算其平均總活度濃度，以支持物料的處理決定。最初的目標是解決熱交換器的主要部份，接著推廣至 Calder 的整個蒸氣系統。

4.3.3.2.3 特性調查

最初針對被計畫小組確認為優先除役的 2 個反應器及 2 個熱交換器作特性調查，在資料蒐集的階段，確認其污染之可能性極小，如有輻射污染，則整個蒸氣系統之活度濃度差異性不大。唯一被認為有差異之可能性的是低壓（LP）及高壓（HP）系統，低壓系統由於蒸氣及氣體的壓力差較小，故有較高受污染的可能性。

由於蒸氣系統包含大量的管線，故試圖自管線匯集處取得樣本。由此一來，可以取得比單一管線更具代表性的樣本，此匯集處為蒸氣系統頂座及蒸氣鼓。

接近蒸氣系統頂座並安全地取得樣本並不容易，因此，在某些位置需要鷹架以提供適當的工作平台，使用以底盤來架設的電磁鑽頭（如圖 4.16），對金屬管線及蒸氣鼓座取樣。金屬一邊被鑽取中心之樣本，一邊以冷卻劑對金屬作冷卻，最後取得直徑 1 公分的樣本。在鑽孔作業的過程中，使用雷射溫度計監控溫度，以確保金屬不超過攝氏 20 度，以避免揮發物的損失。



圖 4.16 使用以底盤來架設的電磁鑽頭

為了滿足目標之特性調查，樣本針對一系列和反應器潛在輻射污染匹配之放射性核種作分析，其中包含頂端管線特性調查中的放射性產物。分析服務的提供者需要每項樣本至少有兩份的量，以涵蓋分析所需，C-14 及 H-3 的分析需要其中 1 份樣本，剩餘的分析需要另 1 份樣本。為了預防意外情況，每項樣本都會作 3 份的取樣，這些樣本將會以貝克/克為單位作分析。

至此，從兩座熱交換器蒸氣系統的管線特性已經調查完畢，此包含共 16 項取樣（48 份樣本）。此外，有額外的 28 項自其他區域（管道或渦輪機房）的管線樣本可以協助分析，以來源顯示，唯一被偵測到的放射性核種為 C-14 及 H-3，C-14 的微量等級和偵測分析極限值相近。在 44 份樣本中，只有 8 份檢測到極微量的 H-3，分析的資料證實了輻射污染的來源，此結果使得蒸氣系統之管線金屬可獲得豁免。

4.3.3.2.4 蒸氣系統管線-廢棄物處理的決定

至今，和 2 座熱交換器相連的蒸氣系統管線已經完成了特性調查，其在不需要任何消除輻射污染的需求下，即可當作豁免材料處理，這些材料將會被移往它處，進行再處理。

4.3.3.2.5 未來特性調查的工作對蒸氣系統管線處置的支持

在未來，將會繼續執行蒸氣系統管線元件的取樣，另有 14 個熱交換器仍需進行特性調查的取樣工作，將以低壓（LP）及高壓（HP）系統的蒸氣鼓為主要取樣範圍，並和實驗室的結果一同作成報告。

第五章 結論與建議

本計畫較偏重在生物屏蔽體及管件活化評估項目，藉以加強「核子反應器設施除役計畫審查導則」第四章內的審查重點，建立及累積除役技術與實務經驗，有利於後續核設施除役規劃與執行，傳承在除污／除役工作上的技術能力，增進除役作業與後端營運之安全性。中子活化分析程式之使用，主要目的是提出分析評估結果，使整個除役工作能避免進行任何不具效益的作業。輻射特性調查、中子活化評估、輻射劑量推估、除役電廠污染或活化之程度及範圍的評估，皆是中子活化之評估驗證方法可貢獻之處。以下是 13 條相關重點和關鍵事項，可作未來安全審查之建議。

(1) 核設施除役拆除作業步驟流程，可簡易歸納如下：

污染調查⇒組件移除⇒除污⇒切割解體⇒廢棄物管理、解除管制

部分除役計畫最終目標決定：最終完成除役的廠址均可重新再利用。要達到此目標，需要於解體時考慮到中子活化產物總量，主要可區分為兩大類：(一) 因中子照射所導致的反應器內部建物結構活化，以及周邊設備內含中子活化產物的總量、(二) 由管線及機器內部附著的輻射腐蝕生成物或核分裂產物 (FP) 所導致的表面污染總量。

(2) 韓國於 2014 年運用 SCALE6.1 程式集，進行生物屏蔽體混凝土中子活化分析程式之評估計算，SCALE6.1 程式集中選用 MAVRIC (Monaco with Automated Variance Reduction using Importance Calculations) 序列，來執行韓國標準核電廠 (Korea Standard Nuclear Power Plant, KSNP) 生物屏蔽體混凝土的中子活化分析計算。由結果可得知：確實需要密切注意 Fe-55、Co-60、Ba-133、Eu-152 以及 Eu-154 各放射性核種的活化情形，並且生物屏蔽體混凝土的化學組成相當重要，應對其樣本進行詳盡的化學分析，最後利用實際取樣法或從同樣材料進行推算以確保準確性。

(3) 以歐洲斯洛伐克 (AMEC Nuclear Slovakia) 除役經驗為例，發展一個包含實體質量及放射活度總庫存量的資料庫，可以支援核電廠除役過程的計畫訂立及績效表現。重點項目的課題已經建立如下：

1. 除役資料庫開發的設計
2. 設施地點歷史的評估
3. 實體質量庫存之設施地點調查結果及文件回顧
4. 量測與取樣結果：
 - 危險材料總庫存量
 - 放射活度總庫存量包括污染情形及活化程度

(4) 表面污染總量與中子活化產物總量的評估方法相比，測量方式反而較為容易執行，故以測量為主，再配合分析法來進行整體系統分佈之評估。通常測量作法，是經由污染泥土等的樣本測量或某地點放射性材料直接測量，來整理放射性核種的組成，並確定其與輻射劑量率之間的關係；並在電廠各處，從輻射劑量率去反推放射性物質的總量。

(5) 一座擁有 40 年運轉經歷的大型 (100 萬 kWe 級) 發電用反應器，在其核子反應器停機後，推測輻射強度約為 10^{17} 貝克 (Bq)，放射性物質總量也將集中於核子反應器，推測壓力容器及生物屏蔽等約佔有超過 99.9% 以上的放射性物質，而附著於其它設備或管線上的腐蝕生成物則為 0.1% 左右。其污染等級和周邊設備因中子活化的物質總量相比視為可忽視的，但其在操作過程中會產生放射性的霧狀產物。核一廠提供出除役放射性廢棄物產量估算結果，放射活度數值約為 10^{17} 貝克以下，另可得知歐盟電廠除役放射性廢棄物產量估算結果與美國電廠相比雖體積較小，但超 C 類廢棄物比例偏高，導致放射活度數值大於 10^{17} 貝克以上。

(6) 關於核種組成，會隨著停機後的時間而發生變化，在反應器停機後 10 年，主要核種是 Fe-55，接著由核種 Co-60、Ba-133、Eu-152 以及 Eu-154 主導。從輻射劑量率來看，在反應器停機後 10 年雖然是由半衰期約 5 年的核種 Co-60 佔一部分主導地位，但反應器停機 50 年過後，將只剩 1/500 輻射劑量率。

(7) 輻射強度較高部分的解體等方面，採用大型塊狀解體的工法較為合理，在德國的 KRB-A 以及美國 Big Rock Point 核電廠，就有利用鑽石索鋸將生物屏蔽體切割為塊狀後再進行拆除的實證案例。國內核研所除役的實施報告，亦有成功的鑽石索鋸實務經驗，其工程以油壓機為動力，驅動切割機導輪旋轉，帶動鑽石索鋸對混凝土作研磨切割，其切割空隙小，切割位置、方向可控制，可將結構體污染與非污染區塊分別切割出來，可達減廢目的，現有濕式、乾式及水中切割三種切割方法。鑽石索鋸使用原則如下：

1. 劃線 ⇨ 2. 鑽孔 ⇨ 3. 切割操作 ⇨ 4. 吊運點 ⇨ 5. 吊運 ⇨ 6. 外運處理

(8) 對於 PWR 電廠而言，頂部爐心格板及底部支柱由於含有高濃度的 Ni-63 及 Nb-94 而歸類為 C 類，底部爐心筒，熱屏蔽，底部格板，及爐心側板所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之濃度超出 C 類之限值而被歸類為超 C 類。並且對於 BWR 電廠而言，其控制棒及爐內儀器、噴射泵以及頂部燃料導架所含的 Ni-63 及 Nb-94，其活度在 C 類範圍內而被歸類為 C 類，爐心側板所含的 Ni-59、Ni-63 及 Nb-94 之活度則超過 C 類之最大限值，因此被歸類為超 C 類。由於這些核種之半衰期很長，即使封存 100 年後再進行拆廠，其所含的活度仍不可能顯著衰減，仍可能維持在大於 C 類或 C 類之狀態。核電廠除役其污染性廢料幾乎包括圍阻體、燃料廠房、輔助廠房、廢料廠房及控制廠房之所有管件及設備，以及這些建築物表面，據美國核管會之估計，為了除污，這些建築物表面必須敲掉約 50 公厘（毫米，mm）深。

(9) 為了拆除廠房和儘量減少放射性廢棄物兩大目標，有必要對反應器壓力槽（RPV）和其內部管件進行取樣，去驗證根據理論計算而得的放射性物質

總量資料。為了盡可能的保持取樣工作量少，並且高效率進行，關鍵性的取樣位置，需要事前使用理論放射學去推算。為此，要被拆除的管件，其詳細的三維 CAD（Computer Aided Design 電腦輔助設計）模型，已被證實非常有用。為了選擇具代表性的取樣位置，並驗證其可接觸性，不同的技術層面、輻射情形和商業考量都必須加以考慮。從取出樣本進行的放射化學分析結果，可以用於活度計算的關聯性，並發展成一個三維的活度模型。對 RPV 和其內部進行全面性的取樣，對拆除核電廠來說是極其重要且應優先考量的項目，只有這個項目完成才能提供對管件的輻射狀況，有詳細且全面性的了解，對於能夠發展出將工作量和最終成本最佳化的拆解和包裝原則，明瞭這輻射狀況是非常必要的。

（11）藉由在金屬表面標定測試區域，在去污前決定計數率，以及決定去污時間後，可以測量到去污效果。探測器放置在測試區域上方，並以鉛塊作嚴密的屏蔽，以去除背景干擾。在重新計數前，每個去污方式都會分別被執行 1、3 及 5 分鐘。

總結：

- 化學清潔達到 54% 至 100% 的高去污係數，但需要相對長的時間。且有些表面清潔得比其它的好，結果並不一致，可靠性並不高。

- 手動式物理性清潔的結果和化學性清潔相似，達到 77% 至 100% 之高去污係數及更短的時間，但結果同樣不一致。從最低合理可行性原則來看，手動式清潔並不可行，但從樣本看出其可用機械化程序替代。

- 研磨技術用極短的作業時間，在所有樣本中達成一致性的 100% 去污效果。進一步來說，研磨技術可以用在第二階段的清潔程序，在化學／物理性清潔後，以 100% 的去污結果完成去污程序。

（12）核電廠許多廠房拆除過程中，會產生大量的放射性廢棄物，廢棄物包裝和運輸技術需要考慮到這個因素，以避免除役時空間使用的問題。核電廠除役時，大部分的結構及設備都將被拆除，在整個核電廠的建築中，使用了數以百噸計的混凝土，當除役工作開始進行，大量的混凝土將成為廢棄物，由於

混凝土廢棄物的數量相當龐大，如何處理混凝土廢棄物，是一項值得重視的工作，大部分不具有放射性的混凝土，可以一般廢棄物掩埋處理或回收。

(13) 金屬內部的活化及氙化的測定需要從人孔蓋本體內部取得樣本，以避免從表面交叉污染。為了達成此目標，在人孔蓋經過表面清潔後，自外側（未受輻射污染）進行取樣，以避免交叉污染的可能性。取樣過程包括低速鑽孔，同時進行冷卻，以產生切屑。樣本從 3 個深度區間（0-14 毫米，14-28 毫米，28-42 毫米）被取樣，以確保鑽孔並不會穿透受污染的表面。每個個別的樣本針對活化產物（包含 H-3）進行分析，以決定活度是否和深度相關。此方法會被重複使用，再穿透過表面前停止，即可自人孔蓋之完整深度處皆得到切屑，這可以讓我們對完整深度之活度等級及部分深度之活度等級作比較（意即：金屬內部的活度等級）。結果顯示金屬沒有被活化，然而，氙已經滲透進金屬內部深處，並測得氙平均 5 貝克/克的活度濃度，此活度濃度超出了低放射性物質豁免令之限制標準。

重要參考文獻

1. Consolidated Decommissioning Guidance: “Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria”, USNRC, NUREG-1757 Vol. 2, Rev. 1, Sept.,2006.
2. EPRI (Electric Power Research Institute), Power Reactor Decommissioning Experience. Technical Report ID 1023456. Palo Alto, California, USA. <http://my.epri.com>, 2008.
3. Klas Lundgren, Arne Larsson, “Validation of activity determination codes and nuclide vectors by using results from processing of retired components and operational waste,” Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
4. Christopher Hope, “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
5. Kristina Kristofova, Tibor Rapant, Jaroslav Svitek, “Radiological characterisation of V1 NPP technological systems and buildings – Activation,” Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
6. Ralf Oberhaeuser, “Sampling of reactor pressure vessel and core internals”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
7. TRS-389, “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1998. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS389_scr.pdf.
8. J. C. Evans, et al., “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR-3474, US NRC August 1984.
9. NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD IAEA, VIENNA, 2013, IAEA-RDS-2/33 ISBN 978-92-0-144110-2 ISSN 1011-2642.
10. NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD IAEA, VIENNA, 2014, IAEA-RDS-2/34 ISBN 978-92-0-104914-8 ISSN 1011-2642.
11. NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD IAEA, VIENNA, 2015, IAEA-RDS-2/35 ISBN 978-92-0-104915-5 ISSN 1011-2642.
12. Yong IL Kim 2012 – Application of SCALE 6.1 MAVRIC Sequence for Activation Calculation in Reactor Primary Shield Concrete

附錄

1. Ralf Oberhaeuser, “Sampling of reactor pressure vessel and core internals”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.

Studsвик Workshop “Radiological Characterization”, April 17-19, 2012, Nyköping, Sweden

Sampling of Reactor Pressure Vessel and Core Internals

Ralf Oberhäuser

Department for Decommissioning and Dismantling Projects

AREVA NP GmbH, Paul-Gossen-Strasse 100, 91052 Erlangen, Germany

E-Mail: ralf.oberhaeuser@areva.com, Phone: +49 9131 900 91626, Fax: +49 9131 900 94052

Keywords: sampling, lens sample, RPV, core internals, under water, dismantling, packaging, activity model, interim storage, final storage, accessibility, radiochemical analysis

1 Introduction

Decommissioning and dismantling of nuclear power plants is a growing business, as a huge number of plants built in the 1970s have now reached their lifetime. It is well known that dismantling a nuclear power plant means an extraordinary expense for the owner respectively operator. Besides the dismantling works, the disposal of activated components and other nuclear waste is very expensive. Moreover, the fact that, in most countries, final disposal facilities are not available yet implies the need for interim storage on-site in specially built facilities. It can be concluded that a special attention is paid on producing a minimal radioactive waste volume. For this, optimized dismantling and packaging concepts have to be developed. The challenge is a fair balance between the obtainment of optimized packing and on the other side the fulfillment of stringent regulations set by the authorities and the storage requirements.

The basis of a well-founded, optimized dismantling and packaging concept must always be the detailed knowledge of the radiological condition of the component to be dismantled. In the best case a 3-dimensional activity model contributes to this basis.

AREVA has developed various dedicated studies and already carried out sampling activities in different countries for many years. This paper describes the approach and the main aspects of sampling activities.

2 Objective of Sampling

Under the above mentioned aspects of dismantling and minimization of radioactive waste a sampling of the reactor pressure vessel (RPV) and its internals is necessary to verify the theoretically calculated radiological data. For keeping the necessary sampling effort as small and efficient as possible, representative sampling positions are defined in advance by theoretical radiological examinations. For this, a detailed 3D-CAD-model of the components to be dismantled has proven very helpful and effective.

The obtained results of activation and contamination are taken into account for the optimized dismantling and packaging strategy. The precise 3-dimensional activity model will reduce the necessary number and types of final disposal containers significantly. The shielding effort is also optimized. Besides, components or even parts of components may be subject of release measurement. All these facts can cause a significant reduction of costs.

3 Main Aspects

The following main aspects have to be taken into consideration for sampling activities:

- Site-specific conditions in general
- History of the plant
- Representativeness of sampling positions
- Accessibility
- Handling effort
- Radiological conditions
- Occupational safety
- ALARA principles (As Low As Reasonably Achievable)
- Approval conditions
- Intermediate and/or final storage requirements
- Legal and commercial aspects

Taking into account the relevant protection goals, a detailed planning of the work execution on-site enables a trouble-free and time optimized project process. In the end, the customer gains a precise overview over the radiological condition of the RPV and its internals necessary to optimize the radioactive waste management.

4 Sampling Techniques

There are different sampling techniques available. Each has specific advantages and disadvantages, as shown in table 1.

Technique	Advantage	Disadvantage / Comment
Scratch sample	Low device-related effort	Mixture of CRUD ¹⁾ , cladding and bulk material Subjective factor with regard to removal depth

Drill sample	Low device-related effort Wall activation profile possible (samples from different depths)	Mixture of CRUD ¹⁾ , cladding and bulk material
Shuttle sample	Sample is suitable for materials testing	Relatively high device-related effort (EDM) Flush water influences CRUD ¹⁾ results Relatively high space requirement
Lens sample	Undamaged surface for CRUD ¹⁾ -sampling in laboratory Sample of cladding and bulk material from same position Enough material for reserve sample	Cooling needed when used on atmosphere

Table 1: Comparison of sampling techniques

¹⁾ CRUD = Chalk River Unidentified Deposits

To decide on which technique is the most suitable the respective boundary conditions have to be specifically taken into consideration.

4.1 Lens Sampling

To sample spherical samples, i.e. lens samples, with a diameter from 20 mm to 70 mm, the sampling device designed by AREVA cuts these samples out of the surface of the component (picture 1). Thickness can be chosen from 3 mm to 12 mm. The well-proven, robust and adaptable sampling device is applicable for both under-water and on-atmosphere sampling.

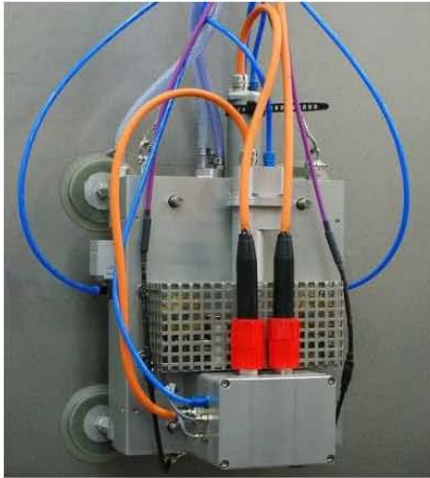
The sampling device consists of the following components:

- Control unit with integrated surveillance system
- Pneumatic unit
- Cutting device

For sampling the device with its hollow-ball-shaped cutter is placed at the defined position on the component and is fixed by vacuum or via tensioning or clamping. The drive of the cutting device is operated pneumatically.

The device offers the following advantages:

- Works in dose rate intensive areas
- Cuts out complete samples which are perfectly suitable for analyses (CRUD, cladding, wall)
- Dimension respectively mass of the sample can be influenced by cut-in depth (important for handling in the laboratory)



Picture 1: Sampling device positioned on a wall



Picture 2: Lens sample

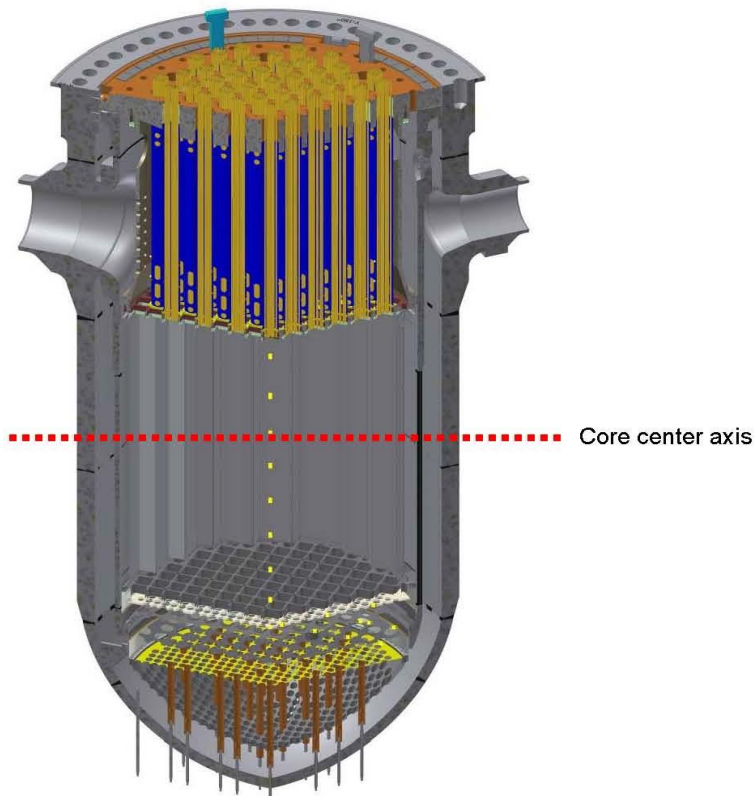
5 Sampling Positions

The challenge is to keep the number of samples and the handling effort as low as possible and, at the same time, as effective as possible.

An intensive sampling far away from the core center axis, above and below (picture 3), reduces the modeling uncertainties in areas that arise from the relative distance from the neutron flux, from rescattering effects and from different materials.

Characterization samples taken from low activated core internal components are then used to verify the calculated activity data. This prevents an overestimation of activities leading to higher effort regarding packing, shielding and container amount can be avoided.

If sampling at a specific position is not possible due to e.g. interfering edges, a new and equivalent position will be defined. Overall, it is very important to determine and consider the exact sampling positions in order to create a most realistic activity model.



Picture 3: RPV (without head) and its internals

6 Accessibility Studies

For shielding and dose rate minimization reasons sampling of the components will mostly be done under water and remote-controlled. In the initial state, as assumed, the RPV is in installed position and the internals are located inside the RPV. Therefore, accessibility studies need to take into account the following main aspects:

- Accessibility of the specific position with the chosen sampling technique
- Minimization of preparation and execution time (dose rate)
- Current licensing conditions
- Other boundary and site-specific conditions (e.g. influence from or on ancillary activities)
- Early consideration of future activities (dismantling of the components)

The easiest variant resulting in the lowest expense is the sampling of the RPV and its internals without dismantling the components. This means that samples are taken only from positions accessible in an installed position. Hence, this variant avoids time consuming disassembly activities. On the other hand it is clear that some sampling positions can only be reached with higher effort (which might lead to

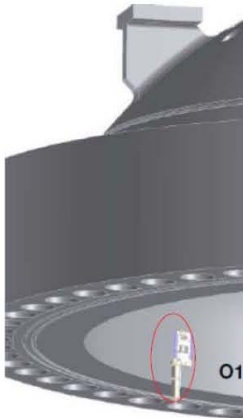
increased personal dose rate). Some positions are not accessible at all. To conclude, this variant does not provide comprehensive sampling, as important positions inside the RPV can not be reached.

The other extreme is the temporary dismantling of the entire core internals, causing a logistic and time consuming effort. Transporting the internals might cause additional personal dose rate. Space and tooling is needed in the ancient area, e.g. spent fuel pool, for parking the internals and for the sampling activities. Additionally a lot of water may be needed for radiation protection reasons. On the other hand, both the upper and lower core internals as well as the RPV inside is easily accessible allowing a comprehensive sampling and by this a detailed overview over the activation conditions can be gained.

As shown, there is no ideal solution which satisfies all technical, radiological and commercial aspects. Therefore, a compromise between different variants has to be entered. It has proven effective to develop a matrix of different intelligent variants comparing their characteristics. For this a detailed expert knowledge and specific experience as well as foresighted planning is indispensable. Finally, the most suitable variant can be chosen.

Attention must also be paid on samples to be taken from the RPV wall (outside). Accessibility has to be checked here, too, as space between RPV wall and biological shield, respectively RPV insulation, is often limited and hindered by interfering edges.

Pictures 4 and 5 show examples of the sampling device positioned at the RPV head and the RPV wall.



Picture 4: Sampling device at RPV head



Picture 5: Sampling device at RPV wall close to the calotte

7 Handling and Transportation

Dose rate measurements of the samples taken are necessary for their radioactive transport to the laboratory. Afterwards samples are transferred to an adequate primary packaging, e.g. a plastic box. Samples with estimated higher dose rate are handled with appropriate tooling (long-stemmed gripper etc.). For transporting the samples there are different boxes available that take into account the specific

characteristics of the samples. Beside its shielding effect the box protects the samples from cross contaminating. Underwater samples require special boxes with holes for draining.

8 Radiological Analysis

Radiological analysis of the samples is employed in a suitably equipped and accredited laboratory. There the samples are analyzed with respect to their activation nuclides and other important element contents:

- Co-60 and other gamma-emitters
- Fe-55, Ni63 and C-14
- Other nuclides if necessary (site and country specific)
- Element content of cobalt (source for Co-60)

The goal is to get a correlation with the activity calculations.

The final report may contain 2 different examinations:

- Checking the acceptance conditions for an on-site interim storage facility at time X (current dose rate)
- Checking the ability for final disposal at time Y (decay correction of the relevant nuclides)

It is recommended to hold back spare material for possible necessary future examinations.

9 Summary

It has been shown that, in order to choose representative sampling positions and to verify their accessibility, different technical, radiological and commercial aspects have to be taken into account.

The results from the radiochemical analyses performed with the taken samples can be used for correlation with the activity calculations and to develop a 3-dimensional activity model.

A comprehensive sampling of the RPV and its internals is of decisive importance prior to dismantling. Only this provides for a detailed overview of the radiological condition of the components. Being aware of this condition is a prerequisite of being able to develop a dismantling and packaging concept optimized in work amount and, in the end, cost.