

政府科技計畫成果效益報告

計畫名稱：精進放射性物料安全管制技術發展(3/4)

(環境科技群組)(原子能領域)

性質：

☒ 研究型

☐ 非研究型(人才培育、國際合作、法規訂定、產業輔導及推動)

主管機關：行政院原子能委員會

執行單位：放射性物料管理局

目錄

壹、科技施政重點架構圖	1
貳、基本資料	2
參、計畫目的、計畫架構與主要內容	3
肆、計畫經費與人力執行情形	20
伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)....	26
陸、主要成就及成果之價值與貢獻度 (outcome)	51
柒、與相關計畫之配合	60
捌、後續工作構想之重點	64
玖、檢討與展望	65
附件一：績效指標(實際成果).....	71
附件二：佐證資料表	72
附件三：重要研究成果摘要	73

政府科技計畫成果效益報告

壹、科技施政重點架構圖

策略績效目標——績效衡量指標——執行措施（綱要計畫）

建立與提升放射性物料(包含低放射性廢棄物、用過核子燃料)及核子反應器設施除役的相關管制技術，以便於釐清與解決所面臨的技術問題，使核子原燃料管理及放射性廢棄物的處理與處置作業能確保公眾安全與維護環境品質。

精進放射性物料安全管理技術發展(物管局)

精進低放射性廢棄物 安全管理技術

KPI：

研究報告6篇

研討會1場次

子項計畫 1-1 低放射性廢棄物處 置安全審查關鍵議題研究(3/4)

1-1A 國際原子能總署處置安全導則
(SSG-23)與相關管制技術之
研究

1-1B 低放射性廢棄物安全管理技術
發展-場址特性審查規範精進
之研究

1-1C 低放射性廢棄物安全管理技術
發展-設施設計審查規範精進
之研究

1-1D 低放射性廢棄物安全管理技術
發展-設施安全評估審查規範
精進之研究

1-1E 低放射性廢棄物安全管理技術
發展-輻射劑量評估安全審查
模式之研究

1-1F 低放射性廢棄物安全管理技術
發展-坑道結構長期穩定強化
及監測方法之研究

精進用過核子燃料及放 射性物料安全管理技術

KPI：

國際研討會論文3篇

研究報告10篇

研討會1場次

子項計畫 2-1 用過核子燃料貯存安全管 制技術發展(3/4)

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析
2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率
的分析研究

2-1C 乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際
資訊研析

子項計畫 2-2 核子反應器設施除役技術 安全評估研究(3/4)

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性
廢料處理之研究

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研
究

子項計畫 2-3 用過核子燃料處置審查技 術建置研究(1/2)

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展
之研究

貳、基本資料

計畫名稱：精進放射性物料安全管制技術發展(3/4)

主 持 人：邱賜聰

審議編號：103-2001-02-05-05

計畫期間(全程)：101 年 1 月 1 日至 104 年 12 月 31 日

年度經費：16,078 千元；全程經費規劃：73,110 千元

執行單位：放射性物料管理局

參、計畫目的、計畫架構與主要內容

一、計畫目的與預期成效

本計畫總目標在於建立與提升放射性物料(包含低放射性廢棄物、用過核子燃料)的處理、貯存及核子反應器設施除役之相關管制技術，以便於釐清與解決所面臨的技術問題，使核子原/燃料管理及放射性廢棄物的處理與處置作業暨核電廠除役作業安全管制能確保公眾安全並維護環境品質。另因應政府組織之改造，「放射性物料管理法」將修改為「放射性物料管制法」，其後將針對各項管制技術規範進行研議，確保放射性物料之安全管制。

我國低放射性廢棄物最終處置計畫(以下簡稱低放處置計畫)執行迄今，選址作業為關鍵任務，有關低放處置計畫作業時程的推展，台電公司已提出修訂二版並經原能會 101 年核定，預定於 105 年選定場址及 110 年啟用處置設施。目前經濟部已公告金門縣烏坵鄉及台東縣達仁鄉二處建議候選場址，後續將由地方進行公投決定。低放處置計畫亦增列處置技術建置任務之執行，特著重於處置場址特性，設施安全設計及安全分析技術。此項研究著重安全管制端之需求，持續精進安全審查及安全管制技術，並適時提出因應之相關技術規範。

因應我國核一廠一號機自民國 67 年 12 月 10 日開始商業運轉，迄今已 36 年餘，核一廠將依「核子反應器設施管制法」第 23 條由台電公司檢附除役計畫，向主管機關提出除役申請，並依該法施行細則第 16 條以拆除方式進行，於取得主管機關核發之除役許可後二十五年內完成除役。此項研究重點包括核子反應器設施除役安全議題研究、拆除方式及技術評估能力、除役廢棄物分類包裝審查技術研究、低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術等，建立主管機關執行除役審查之技術。

另有關用過核子燃料處置計畫亦由台電公司循序推動中，台電公司預定於 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，以

總結「潛在母岩特性調查與評估階段」之成果。管制機關亟需因應處置計畫推動實況，預先建立相關技術規範，此項目標將著重用過核子燃料處置管制技術建置之研究，其中尤以安全分析技術發展為管制之重要議題。

因此，本計畫以委託國內核能專業與學術機構執行各分項計畫的方式，推動相關工作。本計畫定位在以適當的經費與人力資源，進行具有急迫性與具有先期科技方案研究價值的研發工作。具體的計畫功能包含：

- (1)建立放射性廢棄物管制的科學技術資訊，作為施政決策的參據。
- (2)先期研究探討發現問題，提出方案，擬訂解決對策。
- (3)預先規劃建立本土評估分析技術並尋求國際技術合作項目，以解決放射性廢棄物處置問題。
- (4)建立放射性物料管制的技術規範與安全基準。
- (5)在安全的前提下，促進放射性物料設施的管理效能。
- (6)建立公開透明的放射性廢棄物科技資訊，增進公眾的安全信心。
- (7)促進管制人員與專業研究團隊之間的經驗交流。
- (8)確保放射性物料管制品質，以利核能安全應用與政府推行「節能減碳」政策。
- (9)因應日本福島第一核能電廠核子事故影響，檢討改進我國放射性廢棄物管制技術。
- (10)配合穩健減核政策，強化核能電廠除役與廢棄物管制技術。

本計畫 103 年度架構包括兩個分項計畫下轄 4 個子項計畫(共有 16 項研究計畫)，主要內容與預期成效如下：

分項計畫一：低放射性廢棄物安全管制技術發展

子項計畫 1-1 低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(3/4)

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

低放射性廢棄物處置是我國即將面對的重要議題。藉由國際安全論證(safety case)相關技術文獻彙整分析，摘譯 IAEA 安全導則 SSG-23 重點，說明對於我國低放處置安全評估技術發展與管制措施之可能影響，並將相關成果回饋於低放審查導則(第 0 版)之章節與條文內容修訂。計畫工作預期效益為完成 IAEA 安全導則 SSG-23 重點摘譯暨國際安全論證相關技術文獻分析，建立技術背景資訊供管制機關參考應用，並回饋於低放處置審查導則(第 0 版)之章節與條文內容修訂。

1-1B 至 1-1F 低放射性廢棄物處置安全管制技術發展整合型研究

針對低放射性廢棄物最終處置研討妥適的管制技術與安全標準，提升低放射性廢棄物安全管制的公信力與民眾接受度。我國放射性廢料處置依據放射性廢料管理方針第 2 章第 8 條所述「放射性廢料之最終處置，採境內、境外並重原則，積極推動；不論境外是否可行，仍應在境內覓妥處置場址備用」。民國 95 年 5 月 24 日所公布之「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」，希望藉由法定程序之規定與推動，並要求最終處置場址之選址工作能達到技術專業化與資訊透明化之要求，祈使最終處置選址工作得以順利推動，以徹底解決我國低放射性廢棄物處置課題，維護國家永續發展兼顧民眾安全健康與環境保護。

經濟部於 99 年 9 月 10 日公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」等 2 處為低放射性廢棄物最終處置設施潛在場址，於 101 年 7 月 3 日核定公告「台東縣達仁鄉」及「金門縣烏坵鄉」2 處為建議候選場址。原能會物管局為審查台電公司「低放射性廢棄物最終處置計畫書」之主管機關，

積極要求台電公司就現已建置之低放處置技術發展成果加以整合為「低放射性廢棄物最終處置技術可行性評估報告」，並應就各年技術發展成果加以更新，以增進民眾對處置安全性之了解，提升民眾對低放處置設施接受度。

在低放射性廢棄物最終處置管制技術規範的研訂方面，物管局於 101 年度初步完成「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」，目的在依安全管制需求，逐步建立低放射性廢棄物最終處置相關之管制技術規範及審查技術，使設施設計、安全評估及施工營運能確保安全(物管局，2012)。在政府科研經費支持下，過去曾針對安全審查規範(李境和，2007)、安全評估模式審查規範(任春平，2008)、坑道處置技術審查要項(吳禮浩，2009)、坑道處置安全評估關鍵議題(張福麟，2011)、安全分析模式驗證及場址特性調查審查技術(李明旭、董家鈞，2012)、設施安全分析源項審查技術(陳智隆、賴仁杰，2012)、情節分析審查技術發展(吳禮浩，2012)、低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究(李明旭、蔡世欽，2013)、低放射性廢棄物坑道處置核種遷移參數評估技術之研究(林伯聰，2013)、國際高放射性廢棄物最終處置場址技術準則研究(林伯聰，2013)、低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究(林文勝，2013)、低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究(董家鈞，2013)等議題進行研究，同時，這些研究亦針對審查導則之精進提供建議，然而，因處置技術之發展除所涉及面向相當廣泛，涵蓋地球科學、水文、地質、工程等，所需之科研人力與資源相對於國外先進技術已純熟國家而言，國內之研發能量仍在起步階段且相對不足。

為提升管制技術及持續精進管制規範，去(102)年已有計畫針對處置審查導則場址及設施設計相關條文，提供修正方向建議，同時，亦針對輻射劑量評估與安全評估審查規範精進進行回顧。本項計畫今年將持續由場址調查、處置設施規設到安全評估，針對「低放射性廢棄物最終處置設施

安全分析報告審查導則(第 0 版)」進行系統化、整合性之檢核，預期透過國際審查經驗，配合我國處置場址實況，研究成果供作「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」修定之參考。

為因應安全評估審查屬跨領域技術整合之特性，今年(103 年度)審查技術建立精進重點方向包括：(1)整合不同領域之審查技術；(2)著重在坑道式處置概念；(3)符合國內處置潛在場址特性；(4)涵蓋由近場到遠場的評估項目。源此，本年度工作成果預期能彙整場址特性、處置設施、劑量與安全評估以精進審查技術。同時，為強化審查導則於坑道處置方面之相關規範以及著重於本土潛在場址特性特徵化，本年度需完成處置設施設計與場址特性審查技術精進兩項計畫，並針對處置坑道結構長期穩定強化及監測方法，提出審查技術精進之要項。

綜言之，本項計畫於低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究之大架構下，針對場址調查參數驗證、設施設計、輻射劑量與安全評估以及坑道長期穩定性等，進行前瞻性研究以建立審查技術，作為精進安全分析報告審查導則或安全管制規範的依據，以提升管制技術。預期透過本研究，可協助建立管制單位對於低放射性廢棄物最終處置安全獨立審查及分析能力之長程目標。

分項計畫二：用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展

子項計畫 2-1 用過核子燃料貯存安全管制技術發展(3/4)

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

由於以往熱流分析在進行超越設計基準事故時，往往極度保守地採用了設計基準事故之材料溫度限值作為事故發展時程之判定依據，而未對材料完整之物理特性進行全面性的瞭解，致使社會大眾接受到相關事故分析結果後，誤以為超出此設計限值即可能導致不可控制之事故狀況。因此，

為了能更精確地瞭解乾貯設施各元件之材料選用依據以及相關溫度設定點之決定背景與原理。

本研究於計畫執行期間，蒐集並匯整國際間與乾貯相關之分析報告或是學術研究成果，以完整描述系統各項元件之材料特性與溫度值間之關係。預期透過更為完整的背景資料蒐集，除了可以協助管制與學術研究單位，於未來進行評估結果說明時，得以減低不必要的誤解與爭議外，更有助於管制單位瞭解各種事故狀況下之系統特性，而得以精進相關管制技術。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

台電公司核能電廠商業運轉至今已 30 年餘，更換下來之用過核子燃料均暫存於用過燃料池，由於用過燃料池貯存容量設計不足存放 40 年運轉之用過核子燃料，因此台電公司規劃於核一、二廠內興建乾式貯存設施。核一、二廠乾式貯存計畫已由經濟部核定，並通過環保署的環境影響評估。台電公司於 99 年 10 月開工興建後，目前已完成場址設施與多個混凝土貯存護箱的興建。原能會於 101 年 5 月 23 日核准核一乾貯設施試運轉計畫，台電公司依計畫時程於 102 年 1 月完成第一階段的功能驗證測試，並提報試運轉設施整體功能驗證報告，經原能會嚴格審查後，於 102 年 9 月 24 日備查試運轉設施整體功能驗證報告，並同意台電公司執行核一廠乾式貯存設施熱測試作業。

台電公司取得新北市政府水保計畫完工證明後即能進行熱測試。相較於之前的冷測試，由於熱測試時將裝載實際的用過核子燃料，屆時護箱的表面劑量率與周圍工作環境的輻射劑量率將真實呈現。

本研究計畫藉由分析核一乾式貯存熱測試裝載的用過燃料資訊，利用數值方法準確地評估乾式貯存護箱系統的表面劑量率，包含密封鋼筒(TSC)、傳送護箱(TFR)、混凝土護箱(VCC)、外加屏蔽護箱(AOS)以及離設

施最近廠界的輻射劑量率。分析結果可與未來規劃的混凝土護箱表面輻射度量實驗互相驗證。確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度，作為評核熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考，根據實際的條件，確認核一乾貯計算分析的保守度。另外，本計畫規劃建立中子與加馬射線輻射偵檢的自動化資料擷取系統，提供未來量測實際裝載用過核子燃料的混凝土護箱表面劑量率時使用。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

本項計畫研究針對國內用過核子燃料乾貯設施，未來維護與監測技術發展之需求，包括密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化評估方法，進行國際技術研發資訊研析。本項計畫所獲研究成果，將有助於未來台電公司提報「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」之審查。

子項計畫 2-2 核子反應器設施除役技術安全評估研究(3/4)

核子反應器設施除役作業是一件長期且複雜的工作，除役之規劃，必須針對核設施過去運轉狀況，及核設施之特性如原有系統、設備、組件及材料之放射性活度調查結果，擬定適當之拆除程序。尤其是廢棄物盤點與分類技術以及大型組件或設施拆除工法及使用設備之安全性，均需經過審慎的評估，以確保除役安全以及未來放射性廢棄物管理成效。因應此項重大工作需求，主管機關亦應預先健全相關技術規範與審查能力，以確保管制工作能順利遂行。各計畫工作預期效益如下：

2-2A核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

蒐集美國、歐洲核設施除役計畫申請與執行過程的相關重要安全議題及挑戰，著重探討除役放射性廢棄物盤點、評估技術與分類技術，讓其能符合主管機關之放射性物料管理需求。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

完成國際核設施拆除之實際案例、金屬材料採用之拆除方法及技術及

相關經驗回饋資訊彙整分析，評估各種拆除切割方法及適用性，提升金屬切割方法技術審查能力。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

完成國內外核設施除役廢棄物分類包裝及貯存之現行法規及包封容器技術發展研究資訊彙整分析，國外已除役核設施包封容器評估方式及國內核設施除役適用性。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

舉辦國內低放射性廢棄物加馬活度量測能力試驗及技術研討會，經由能力試驗技術交流，藉以提昇整桶加馬活度量測準確度。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

核能電廠之除役，在經過全盤及完整之廠址特性調查後，接踵而來的工作便是繁複之拆除工程，其中包含用過核子燃料之搬移與解體拆除工程，工程細項則著重於放射性、污染程度較高的設備，在這些工程進行當中，將面臨系統除污、安全貯存、解體拆除等工程技術之考驗，同時也會產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的策略、拆除及除污技術、物料回收標準及清潔標準劑量建議值有關，這些不同樣貌之放射性廢棄物各有不同的處理方式，其中固體放射性廢棄物部分相較於液體和氣體放射性廢棄物來說較易處理，但仍有較難處理之部分，例如爐心與附近部件中子活化程度之驗證評估、長半衰期活化產物之處理等，液體和氣體放射性廢棄物本身的流動性與貯存方式則更增加收集、貯存和運送方面的困難度。隨著除役日期逐漸逼近，對管制單位來說，除役審查工作的準備已是刻不容緩。雖然各國管制作法迥異，除役程序繁複，預期藉由本計畫的執行，能從龐雜的資料中，理出一個頭緒，使未來擔任除役計畫的審查人員能理解各種常用除污技術的原理和適用對象，同時明瞭除役期間產生的放射性廢棄物的處置方式，於審查除役計畫時便能明確體察台電所提交之

除役計畫的可行性，進行有效率的審查。

2-2F 反應器圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

由國外核能電廠除役經驗顯示，核能電廠除役時，大部分的設備及結構都將被拆除，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，因而將產生數量龐大的廢棄物，其數量及性質，與所採取的除役策略、拆除及除污技術、以及物料回收標準有關。由國外核能電廠除役經驗顯示，最大宗的是廢混凝土塊與金屬，而廢混凝土塊中 95%以上為受極低微或根本未受放射性污染，經簡單除污後，絕大多數的廢混凝土均可依一般事業廢棄物處理，或回收作為路基與骨材，廢金屬約 50%經適當處理或除污後可再回收使用。

但在圍阻體中因電廠運轉而受到活化的混凝土或金屬物質，則成為放射性廢棄物，對除役作業與成本影響則甚為關鍵。當電廠開始運轉，一次圍阻體屏蔽混凝土中的微量元素，如 Co、Cs、Eu 等元素便會受到中子活化，而形成放射性核種，使混凝土成為放射性廢棄物；結構金屬材料亦有可能受到活化，而成為放射性廢棄物，因此需對於圍阻體運轉期間所產生的放射性核種活度進行分析評估，以掌握除役時該放射廢棄物的種類、數量、及來源。本計畫之性質較偏重在圍阻體中子活化評估的項目，希望藉各國的除役規劃經驗，掌握相關審查的關鍵參數及資料。本研究計畫將協助主管機關建立健全之審查技術，以利未來核能電廠除役管制作業之參考。

子項計畫 2-3 用過核子燃料處置審查技術建置研究(1/2)

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

藉由執行高放射性廢棄物處置的國際資訊彙整分析，可以使我國的安全水準與國際一致。同時研擬我國用過核子燃料處置安全分析技術管制要點，以建立技術背景資訊供管制機關參考應用，落實管制工作，確保我國用過核子燃料處置計畫合乎安全。計畫工作預期效益如下：

本項計畫將完成國際高放射性廢棄物處置的安全標準、安全分析技術發展、國際案例彙整研析等工作，成果可建立整體性的國際技術背景資訊。有助於國內相關研究團體與關注此一議題之社會公眾做為溝通討論的基礎。國內處置執行單位亦可參考本子項計畫成果規劃後續研發方向。而對於管制機關而言，更可藉由本成果建立後續之管制規範與推動必要之管制措施。

二、計畫架構(含樹狀圖)

本計畫 103 年度架構包括 2 個分項計畫，架構圖如下：

精進放射性物料安全管制技術發展

分項計畫一：低放射性廢棄物安全管制技術發展

子項計畫 1-1 低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(3/4)

1-1A國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

1-1B低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

1-1C低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

1-1D低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

1-1E低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

1-1F低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

分項計畫二：用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展

子項計畫 2-1 用過核子燃料貯存安全管制技術發展(3/4)

2-1A乾式貯存設施壽命期間熱傳導行為分析

2-1B核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

2-1C乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際資訊研析

子項計畫2-2核子反應器設施除役技術安全評估研究(3/4)

2-2A核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

2-2B拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

2-2C除役廢棄物分類包裝審查技術研究

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

子項計畫2-3用過核子燃料處置審查技術建置研究(1/2)

2-3A國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

三、計畫主要內容

本計畫 103 年度各子項計畫主要執行以下內容。

分項計畫一：低放射性廢棄物安全管理技術發展

子項計畫 1-1 低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(3/4)

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

- (1) 國際安全論證(safety case)相關技術文獻蒐集分析，包含 IAEA 與 OECD/NEA 等國際機構之導則與專業報告分析。執行方法將分析放射性廢棄物處置設施安全的全部程序、安全案例準備中主要的安全原則與安全要求、安全案例的構成要素與其在處置設施的發展營運與封閉中的角色，建立安全案例的可信賴度，探討安全案例中處置場封閉後放射學上衝擊評估方法論及安全案例準備中產生的特別議題，說明安全案例文件化及指出處置設施發展安全案例可能用途，提供安全案例法規審查的指引與建議。
- (2) 摘譯 IAEA 安全導則 SSG-23 重點，並結合前項分析結果，說明對於我國低放處置安全評估技術發展與管制措施之可能影響。
- (3) 相關成果回饋於低放處置審查導則(第 0 版)之章節與條文內容修訂。依據安全論證文獻分析成果，參考國內低放處置現況，研提低放審查導則(第 0 版)配合安全論證議題之可能影響，可採行之章節與條文內容修訂。

1-1B 低放射性廢棄物安全管理技術發展-場址特性審查規範精進之研究

- (1)國內外低放處置場址特性評估文獻資訊蒐集研析
- (2)處置場址特徵與近場安全評估相關之重要參數研析
- (3)召開學者專家委員會議研議低放審查導則(第 0 版)各章節修訂建議
- (4)提出低放處置審查導則(第 0 版)修訂研議整合成果

1-1C 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施設計審查規範精進之研究

- (1)日本、瑞典與我國低放處置工程障壁系統設計與參數蒐集
- (2)工程障壁系統安全評估之解析方法與參數設定研析
- (3)工程障壁設計特性參數敏感度測試案例研析
- (4)工程障壁最適化設計之研析
- (5)提出低放處置審查導則(第 0 版)設計有關章節與條文內容修訂建議

1-1D 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

- (1)國際原子能總署安全評估模式技術報告研析
- (2)處置安全分析模式所需關鍵參數整理與研析
- (3)處置安全分析模式之產出與不同模式間之關聯研析
- (4)處置全系統安全評估模式架構研擬暨整合技術發展精進建議
- (5)提出低放處置審查導則(第 0 版)安全分析有關章節與條文內容修訂建議

1-1E 低放射性廢棄物安全管理技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

- (1)安全分析 RESRAD 程式參數需求研析
- (2)低放處置輻射劑量與風險評估技術文獻資訊研析
- (3)潛在處置場址輻射劑量與風險評估關鍵審查技術與方法研析
- (4)輻射劑量與風險評估整合管制技術研議
- (5)提出低放處置審查導則(第 0 版)輻射劑量評估有關章節與條文內容修訂建議

1-1F 低放射性廢棄物安全管理技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

- (1)國內外隧道及處置坑道檢測與監測案例蒐集
- (2)處置坑道結構安全與長期穩定強化需求分析
- (3)處置坑道施工期檢測及運轉期監測要項研析

(4)處置坑道檢測與監測計畫導則草案研析

(5)提出低放處置審查導則(第0版)處置坑道相關章節與條文內容修訂建議

分項計畫二：用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展

子項計畫 2-1 用過核子燃料貯存安全管制技術發展(3/4)

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

(1)乾式貯存國際發展資訊蒐集。

(2)乾式貯存設施密封鋼筒表面溫度的空間與時間分布模擬與分析。

(3)乾貯系統意外事件溫度限值管制背景資訊研析。

(4)乾貯系統重要元件在意外事件溫度限值下的材料資訊蒐集與研析。

(5)撰寫研究計畫成果報告。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

(1)分析核一廠用過核子燃料乾式貯存熱測試的裝載物與安全分析報告中設計基準燃料(14 kW)的輻射源項差異。

(2)用過核子燃料乾式貯存屏蔽分析輻射源項假設條件的保守度評估。

(3)根據實際熱測試的裝載燃料，進行乾式貯存設施各子系統護箱表面劑量率的計算的評估。

(4)比較熱測試裝載燃料的輻射劑量率計算結果，量化安全分析報告中輻射劑量評估值的保守度。

(5)建立中子與加馬射線輻射偵檢的自動化資料擷取系統。

(6)撰寫研究計畫成果報告。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際資訊研析

(1)乾式貯存場應力腐蝕劣化機制環境因子資料之調查資訊研析

(2)不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查資訊研析

(3)密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展資訊研析

(4)乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估建議

(5)撰寫研究計畫成果報告

子項計畫 2-2 核子反應器設施除役技術安全評估研究(3/4)

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

蒐集國外核設施除役計畫申請與執行過程的相關重要安全議題及挑戰，透過解析除役計畫執行過程的經驗回饋現況資訊。本年度將著重於搜集與研析美國與歐洲除役實際案例，著重探討除役放射性廢棄物盤點、評估技術與分類技術，並依據國內低放射性廢棄物處置相關規範，探討廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，確保符合國內低放射性廢棄物最終處置管理之需求。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

- (1) 蒐集歐洲及美國核設施拆除之實際案例，瞭解金屬材料(管件、桶槽、鋼構等)在不同環境下(空氣中或水中)所採用之拆除方法及其限制，評估拆除過程可能產生之二次廢棄物，降低放射性污染擴散等，以及相關經驗回饋。
- (2) 針對金屬材料完成評估不同拆除方法及技術的適用環境與條件，例如在何種環境下適合使用遙控機具，何種條件下適合傳統手持設備等等，成果可提供技術審查以確保拆除作業之安全。
- (3) 針對國際核設施除役案例所採行之拆除工法，比較不同拆除設備及方法之優缺點，及研究如何評估各種拆除方法的安全性與可行性，成果可提供技術審查以確保拆除工法之可行與安全。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

- (1) 蒐集歐洲及美國核設施除役廢棄物分類包裝及貯存之現行法規應用及技術發展研究現況。
- (2) 蒐集歐洲及美國除役放射性廢棄物包裝容器發展及應用現況資訊。

- (3)運用上述成果與國內低放射性廢棄物最終處置發展現況，完成國內、外核設施除役廢棄物包裝貯存審查技術發展現況之資訊評估。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

- (1)衡量國內低放射性廢棄物產生、處理、貯存情形，並藉現代化量測儀器建立相關量測技術，以及舉辦國內低放射性廢物整桶活度量測能力試驗與技術研討會。
- (2)為確保低放射性廢棄物中，加馬核種分析與活度量測結果的準確性及量測結果具有追溯性，建立低放射性廢棄物整桶量測技術規範草案。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

- (1)蒐集各國核能電廠除役計畫之相關資料，針對下列項目進行研讀和分析：
- a.系統除污的方式
 - b.固體放射性廢料之處理
 - c.液體放射性廢料之處理
 - d.氣體放射性廢料之處理
 - e.用過核子燃料之管理與除污工程之善後

- (2)檢討研議我國除役核能電廠除污方式與除役期間放射性廢料處理之執行流程與應注意事項。

- (3)提出歸納整理之研究報告，建議相關事項。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

- (1)收集各國反應器與圍阻體中子活化分析程式之使用情形。
- (2)收集各國反應器與圍阻體中子活化之取樣與分析方法。
- (3)檢討比較各圍阻體中子活化分析程式之驗證(V&V)情形。
- (4)建議圍阻體中子活化評估結果之審查重點。

子項計畫 2-3 用過核子燃料處置審查技術建置研究(1/2)

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

- (1) 國際高放處置安全標準釐清：研究分析國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)對於高放射性廢棄物處置的安全標準。
- (2) 國際高放處置安全評估技術要項分析：研究分析主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)高放射性廢棄物處置相關計畫的安全分析技術要點。
- (3) 國際高放處置安全評估案例資訊蒐集與分析：研究近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)，並特別討論日本 H12 相關報告評估技術的案例經驗。
- (4) 國際高放處置安全評估經驗回饋：根據前述國際資訊與經驗分析結果，提出我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。

肆、計畫經費與人力執行情形

一、計畫經費執行情形

(一)計畫結構與經費

細部計畫		研究計畫		主持人	執行機關	備註
名稱	經費	名稱	經費 (千元)			
精進放射性物料安全管制技術發展(3/4)	16,078			邱賜聰	物管局	
		主辦機關辦理相關業務及研討會	692	鄭武昆	物管局	
		1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究	976	吳禮浩	核研所	
		1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究	4,950	董家鈞 林柏聰 李明旭 林文勝 楊長義	中央大學 環興工程 中央大學 台灣大學 淡江大學	
		1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究				
		1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究				
		1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究				
		1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究				
		2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析	900	施純寬	清華大學	
		2-1B 核一廠乾式貯	790	許榮鈞	清華大學	

		存熱測式護箱系統表面劑量率的分析研究				
		2-1C 乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際資訊研析	680	張惠雲	高雄大學	
		2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)	3,758	張淑君	核研所	
		2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)				
		2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究				
		2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術				
		2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究	690	蔣安忠	清華大學	
		2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究	690	裴晉哲	清華大學	
		2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究	1,952	紀立民	核研所	

(二)經資門經費表

項目 會計科目		預算數 / (執行數)				備註
		主管機關預 算(委託、補 助)	自籌款	合計		
				金額(千元)	占總經費%	
一、經常支出						
1.人事費						
2.業務費		16,078		15,728	97.82	
3.差旅費						
4.管理費						
5.營業稅						
小計		16,078		15,728	97.82	
二、資本支出						
小計						
合計	金額	16,078		15,728	97.82	
	占總經費%	100		97.82		

或僅以人事費、業務費(研究設備費、材料與雜費)管理費分類

經費項目		主管機關預算 (委託、補助)	自籌款	合計		備註
				金額	%	
人事費						
業務費	研究設備費					
	材料與雜費					
管理費						

與原計畫規劃差異說明：

本(103)年度至 12 月份計畫經常門支出分配數為 16,078 千元，實際結報數為 15,728 千元，執行率達 97.82%，無編列資本門，總執行率達 97.82%。

(三)計畫人力

計畫名稱	執行情形	總人力(人年)	研究員級	副研究員級	助理研究員級	助理
分支計畫：精進放射性物料安全管理技術發展(3/4)總計	原訂	23.1	4.3	8.4	4.4	6.0
	實際	23.1	4.3	8.4	4.4	6.0
	差異	0	0	0	0	0
物管局計畫管理與技術移轉	原訂	1.7	0.2	0.6	0.6	0.3
	實際	1.7	0.2	0.6	0.6	0.3
	差異	0	0	0	0	0
委託核研所研究計畫	原訂	3.5	0	1.7	1.8	0
	實際	3.5	0	1.7	1.8	0
	差異	0	0	0	0	0
各學校研究計畫	原訂	17.9	4.1	6.1	2	5.7
	實際	17.9	4.1	6.1	2	5.7
	差異	0	0	0	0	0

註：表列人力為半年期程之人力。

(四)主要人力投入情形(副研究員級以上)

姓名	計畫職稱	投入主要工作及人月數	學、經歷及專長	
邱賜聰	綱要計畫總主持人	0.5 綜理整體計畫	學歷	碩士
			經歷	放射性物料管理局局長
			專長	保健物理、放射性廢棄物管理
鄭武昆	業務計畫負責人	0.5 執行計畫規劃、協調及聯繫與整合工作	學歷	碩士
			經歷	放射性物料管理局組長
			專長	核子工程、放射性廢棄物管理
張淑君	委託核研所計畫主持人	0.4 計畫規劃、協調及聯繫、討論、各項工作之執行與整合工作	學歷	碩士
			經歷	核研所薦任副研究員
			專長	保健物理
吳禮浩	子項負責人	0.5 計畫執行及聯繫、討論與整合	學歷	碩士
			經歷	核研所薦任助理研究員
			專長	工程地質

陳智隆	研究人員	0.3 計畫執行及聯繫、討論	學 歷	碩士
			經 歷	核研所副工程師
			專 長	水文地質
邱鎧盛	研究人員	0.2 計畫執行及聯繫、討論	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任助理研究員
			專 長	保健物理
紀立民	子項負責人	0.4 計畫執行及聯繫、討論與整合	學 歷	碩士
			經 歷	核研所薦任副研究員
			專 長	工程地質
董家鈞	計畫主持人	11 人月/ 計畫規劃、協調及聯繫、討論、各項工作之執行與整合工作	學 歷	國立交通大學土木工程學系博士
			經 歷	國立中央大學教授
			專 長	大地工程、工程地質、岩石力學
林伯聰	子計畫二主持人	11 人月/ 執行該計畫各項工作與整合	學 歷	逢甲大學土木及水利工程研究所
			經 歷	環興科技股份有限公司經理
			專 長	地下水污染整治、水資源規劃運用與管理
李明旭	子計畫三主持人	11 人月/ 執行該計畫各項工作與整合	學 歷	美國賓州州立大學土木與環境工程學系博士
			經 歷	國立中央大學教授
			專 長	水文模擬、地表水文觀測分析、水文地化傳輸模擬、洪災防治
蔡世欽	子計畫四主持人	11 人月/ 執行該計畫各項工作與整合	學 歷	國立清華大學原子科學研究所博士
			經 歷	國立清華大學三等核能技術師
			專 長	放射性廢棄物處理及處置技術、生物圈輻射劑量評估、輻射安全
林文勝	子計畫五主持人	11 人月/ 執行該計畫各項工作與整合	學 歷	國立臺灣大學農業工程學系博士
			經 歷	國立臺灣大學水工所特約副研究員
			專 長	放射性廢棄物處置、放射性核種水文地化傳輸與劑量評估、水文觀測、地下水
楊長義	子計畫六主持人	11 人月/ 執行該計畫各項	學 歷	國立台灣大學土木工程學系博士
			經 歷	淡江大學土木工程學系

		工作與整合	專 長	岩石力學、大地工程、工程地質
裴晉哲	計畫主持人	計畫規劃、協調及物管局之聯繫、討論(2人月)	學 歷	博士
			經 歷	清華大學原科中心一等核能技術師
			專 長	核工
蔣安忠	計畫主持人	計畫執行規劃、協調及相關單位之連繫(4人月)	學 歷	博士
			經 歷	清大原科中心三等核能技術師
			專 長	核能技術
趙得勝	協同研究人員	資料協助提供、除役技術討論(2人月)	學 歷	博士
			經 歷	清大原科中心三等核能技術師
			專 長	核能技術
施純寬	計畫主持人	10月/計畫統籌與結果審驗	學 歷	美國威斯康辛大學核工博士
			經 歷	國立清華大學核子工程與科學所教授
			專 長	熱流學、反應器工程
曾永信	共同主持人	10月/CFD分析指導與模式建立	學 歷	國立清華大學工程與系統科學所熱流博士
			經 歷	國立清華大學核子工程與科學所博士後
			專 長	熱流學、計算流體力學
許榮鈞	計畫主持人	10月/計畫統籌與結果審驗	學 歷	國立清華大學工程與系統科學博士
			經 歷	國立清華大學核子工程與科學所副教授
			專 長	保健物理、反應器物理
張惠雲	計畫主持人	計畫規畫，執行與報告彙整 4.4個人月 (11個月*40%)	學 歷	日本東京大學建築學博士
			經 歷	國立高雄大學土木與環境工程系副教授
			專 長	鋼結構、地震工程、可靠度分析
邱建國	共同主持人	實驗規畫與執行 3.3個人月 (11個月*30%)	學 歷	日本東京大學建築學博士
			經 歷	國立臺灣科技大學營建工程系副教授
			專 長	鋼筋混凝土結構、生命週期分析

與原計畫規劃差異說明：

本(103)年度至 12 月份人力並無差異，符合原計畫規劃。

伍、計畫已獲得之主要成果與重大突破(含量化成果 output)

1. 請就本計畫涉及之(1)學術成就(2)技術創新(3)經濟效益(4)社會影響(5)非研究類成就(6)其他效益方面說明重要之成果及重大之突破，以文字方式分列說明。
2. 請依本計畫(涉及)設定之成果項目以量化績效指標方式及佐證資料格式填寫主要之量化成果(如學術成就代表性重要論文、技術移轉經費/項數、技術創新項數、技術服務項數、重大專利及項數、著作權項數等項目，含量化與質化部分)。
3. 請依本計畫(涉及)設定之成果項目先分別將底下研究計畫以領域別分類，再以量化績效指標方式及佐證資料格式填寫主要之量化成果。

本計畫所屬子項研究計畫均屬於原子能工程領域，主要成果與重大突破詳述如下：(績效指標(實際成果)參見附件一，佐證資料表參見附件二，重要研究成果摘要參見附件三)。

1.學術成就

1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

系統化與完整性蒐集分析國際核能組織、主要核能國家與放射性廢棄物處置安全論證相關的安全評估、技術準則、研究實務等，並探究相關的技術要項與發展趨勢。此外，藉由分析 IAEA SSG-23 安全導則內容，對「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」提出修正建議。成果可協助我國相關單位與研究計畫執行作業時參考應用。

1-1B 低放射性廢棄物安全管理技術發展-場址特性審查規範精進之研究

本研究根據國內外最新研究成果，回饋至規範訂定之參考，並完成「低放射性廢棄物處置場址特性審查規範精進之研究」報告一冊，此成果有助於提升我國審查與管制技術。

1-1C 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施設計審查規範精進之研究

本研究蒐集日本、瑞典、加拿大等國家在執行安全評估時，水泥材料與膨潤土材料所設定之水力傳導係數、擴散係數、吸附分配係數等參數值，並納入日本的實驗數據與我國一般常用的材料參數或實驗數據，作為分析時參數選取的依據。利用水力坡降、水力傳導係數、擴散係數等參數，針對混凝土障壁材

料與膨潤土障壁材料，分別各設定 27 組案例。並參考「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之規定，將源項分為 A 類廢棄物與 B、C 類廢棄物兩種，以法規規定之核種與活度上限值做為輸入參數，利用 GoldSim 軟體，模擬核種在工程障壁之傳輸與最小設計厚度之要求。

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

從全系統安全評估觀點，輔以審視國際原子能總署安全評估模式技術報告之最新發展，針對源項、近場與遠場模式分析關鍵參數需求與介面銜接，除可提升國內對此領域模式技術之深入了解與檢視國內現有技術之不足，並對國內未來在安全分析模式之學術理論發展方向提出發展建議。同時也針對近地表處置安全指引 SSG-29 (IAEA, 2014) 中設施封閉後的輻射安全標準，設施經營者、管制機構及政府的權責劃分，處置設施的安全作法，安全分析案例與評估，處置設施階段性發展及達成方法。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

整合 HYDROGEOCHEM5.0 及 RESRAD 模式，並進行案例測試及模擬分析，應用於地下水環境近場與遠場傳輸之暴露劑量與風險評估。該 RESRAD-OFFSITE 模式可建立輻射曝露情節與劑量評估程序。整合技術未來在低放射性廢棄物坑道處置之生物圈輻射劑量結合近場、遠場全系統安全評估模式之學術理論發展方向可提出發展建議。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

參考國際原子能總署(IAEA, 2014)在地質處置場址安全導則有關處置設施監測與監管專書中，提出監測作業應隨處置場址生命週期各階段屬性予以調整之觀念，分別綜整了處置坑道在(i)設計階段、(ii)建造階段、與(iii)運轉階段所需考量的監測項目及因應的技術。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

本研究之相關研究論文已被 ICONNE 22 (The International Conference on

Nuclear Engineering)接受，並於7月4日赴捷克布拉格進行發表：

Yung-Shin Tseng, Chun-Yu Chen, Yuh-Ming Ferng, Chunkuan Shih,

“Investigation the Natural Convection Behavior in the Transportable Storage Canister of Dry Storage Systems through CFD simulation,”

ICONE-22, PAPER ID: ICONE22-30330, Prague, Czech, 2014.

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

1. 針對用過燃料乾式貯存技術與審查，建立國內自主分析與獨立驗證的能力。
2. 針對用過燃料乾式貯存技術與審查，建立護箱表面劑量高精度測量技術。
3. 完成 IRRMA-9 論文乙篇。
4. 相較於熱測試預定裝載之用過燃料，本研究量化安全分析報告中輻射劑量評估值的保守程度。
5. 建立乾貯護箱表面劑量中子與加馬射線偵檢的掃描平台與自動化資料擷取系統。
6. 相關研究內容已投稿國際期刊 Radiation Protection Dosimetry.。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際資訊研析

1. 綜合美國 NRC, EPRI 與日本 CRIEPI 的研究，確認密封鋼筒不銹鋼材大氣環境下應力腐蝕劣化 (SCC) 所需最少氯鹽量 $\sim 0.1\text{g/m}^2$ ，主要作用溫度範圍 35~60°C
2. 美國 EPRI 乾貯設施檢查案例顯示，熱流分析結果與實際溫度量測結果相當接近；取樣化學分析結果顯示，鋼筒表面沉積氯鹽量遠低於 SCC 發生所需；這是因為河水與降雨等內陸水對乾貯設施影響較海水顯著；與日本 CRIEPI 對照，推論自然界黏土成分 Al_2O_3 也可能是乾貯設施密封桶不銹鋼材料免於 SCC 原因之一。
3. 根據國內外熱流分析結果，確認國內乾貯設施不銹鋼密封鋼桶表面溫

度於目前核准使用最長 40 年間不會下降至 SCC 作用溫度範圍。

4. 對照美國乾貯老化管理計畫，確認密封鋼筒配合十年再評估作業進行評估之正當性，考量國際研究 SCC 裂縫偵測技術與裂隙評估方法仍持續發展中，故檢查項目與評估方法不另行規定。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

完成除役放射性廢棄物盤點管制技術研究之研究報告一冊。著重對除役廢棄物盤點技術與國際案例之相關國際文獻資料進行技術研析與整理。美國案例部分，針對 Trojan 電廠及 BWR WNP-2 電廠除役案例，完成放射性廢棄物分類與數量結果之整理。歐洲案例部分，針對 Forsmark 電廠除役案例，分析其盤點技術之方法論。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

整理核設施拆除切割金屬材料(RPV、管件、桶槽、鋼構等)所採用之方法及其限制，比較各種切割方法之優缺點，並蒐集歐洲及美國核設施拆除之實際案例撰寫成報告。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

整理美國核管會放射性物料運送標準審查計畫，以建立除役廢棄物分類包裝審查技術之基礎，提供貯存及處置審查技術之架構依據，藉以彙整及分類所需法規及規範，以建立不同目的及功能包裝容器之審查規範，並撰寫成報告。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

103 年低放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗結果，經彙整與分析後，投稿第 20 屆國際放射性核種量測與應用研討會(International Conference on Radionuclide Metrology and its Applications, ICRM 2015)。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

本計劃暫無學術成就產出，但在計畫進程中蒐集及研讀核電廠除役計畫相關法規及文獻，追蹤與掌握國外已除役或即將除役之核能電廠的現況，從中整

理分析核能電廠除役審查案例，也已收集大量除役除污技術資料並加以研讀，於研究報告中介紹了數種核能電廠除役過程中可能用到的除污方法，並簡述其原理和特性。對除役期間放射性廢棄物處理的原則上也做了充要的說明，統整出一系列放射性廢棄物處理的方向與原則，做為業主及審查人員參考，在提出除役計畫或進行除役計畫審查時可以更嚴謹的處理相關工作。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

列舉國內中子活化分析程式應用的結果：核一廠、核三廠的混凝土屏蔽牆，因在電廠的運轉下受到中子活化產生放射性核種，利用偵檢器可量測混凝土中含有的放射性核種及個別活度，除互相比較外，也與核四廠未受活化之混凝土進行中子照射後的測量結果比對。核四廠未受活化之混凝土，使用中子活化分析程式，計算出反應器屏蔽牆混凝土及乾井牆混凝土的放射性核種及個別比活度，同時進行活化實驗，比對微量元素受到活化後的活度測量結果，可初步驗證此中子活化分析程式，將來可進一步在核一廠運轉結束除役時，繼續使用此中子活化分析程式執行放射性核種活度預先分析評估的任務。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

完成專業研究報告一冊。系統性與完整性蒐集分析國際核能組織與主要核能國家，有關高放射性廢棄物處置安全評估，相關的安全標準、技術準則、研究實務等，並分析相關的技術要項與發展趨勢。成果有助於我國相關單位與研究計畫執行作業時參考應用。

2.技術創新

1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

SSG-23 是與放射性廢棄物處置問題有關的安全論證文件和安全評估的“安全導則”，為國內首次對此議題的探究。本研究充分檢視國際現況資訊，進而分析相關的重要技術議題，並提出我國應考慮的技術要項。對於後續我國管制規範之建立，具有關鍵性的意義，可提供做為擬定規範之科技基準。

1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

本研究配合子計畫三，將 IAEA 最新之安全評估模式技術報告(IAEA, 2013)，所整理與研析安全分析模式所需關鍵參數，與場址特性描述章節所需重要場址特徵與參數進行比對，進一步審視相關參數是否有缺失，再透過委員會討論納入審查導則修訂建議中。

1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

本研究已完成日本、瑞典與我國低放射性廢棄物處置場的工程障壁概念與安全評估時之參數設定研析，根據各國之參數設定，綜整出可能的參數設定範圍，並在此範圍內選出可代表不同情境之參數組合，分析這些參數對核種在工程障壁內的傳輸影響，此研究之量化分析結果，有助於串接安全評估與工程設計之間的關連性，使工程障壁系統於初步設計時即可達到確保安全之要求，管制單位也可利用此計畫成果進行初步審視。

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

在處置安全分析模式所需關鍵參數整理與研析部分，完成源項模式、近場與遠場模式關鍵參數整理分析，並討論三者間之銜接架構與 IAEA 對近場之定義說明。在處置安全分析模式之產出與不同模式間之關聯研析部分，先建構了源項模式、近場與遠場模式之銜接架構，並以心智圖架構建立三者間之連結參數架構。

提出源項模式與處置單元相關(工程設計)之關鍵參數為固化體、盛裝容器尺寸與物理化學特性、處置窖尺寸等，與場址環境相關(場址調查)有覆蓋土壤侵蝕率、人類擾動因素等，與核種相關有溶出率、暴露途徑轉移係數、生地化反應參數等。

提出近場模式所需參數與場址特性相關在水文地質參數有水文地質模型、地下水位面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導係數、未飽層水力特性參數、延散係數、擴散係數、異質性、非等向性、與鄰近地表水體之關係等，在水文氣象參數有降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量

等，在生地化反應參數有主要物種反應方程式、動態反應速率、平衡常數、吸脫附模型與參數、離子交換部位、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數等。提出近場模式所需參數與設施設計相關在緩衝回填材料有厚度、孔隙率、水力傳導係數、延散係數、擴散係數、化學成分組成、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數等，在處置窖幾何形貌有盛裝容器排列方式、長、寬、高、幾何形狀等。

提出遠場模式所需參數與場址特性相關在水文地質參數有水文地質模型、地下水位面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導係數、未飽層水力特性參數、延散係數、擴散係數、異質性、非等向性等，在水文氣象參數有降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量等，在生地化反應參數有主要物種反應方程式、動態反應速率、平衡常數、吸脫附模型與參數、離子交換部位、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數等，與生物圈相關參數有鄰近地表水體位置、鄰近飲用水井位置、抽取率等。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

美國 ARGONNE National Laboratory 為有效評估核種在近場與遠場傳輸之暴露劑量與風險開發之 RESRAD (OFFSITE 模組)，已設計利用模擬評估殘留放射性物質的輻射劑量和風險。已獲得美國核能管制委員會 (USNRC) 在核能場址除役及低放射性廢棄物處置安全評估審查之工具，已經在美國和其他國家的使用案例超過 300 餘個。本計畫應用美國 ARGONNE 國家實驗室 RESRAD-OFFSITE 模式建立輻射曝露情節與劑量評估程序，研析國內放射性廢棄物處置輻射劑量與風險評估安全審查技術發展所面臨問題與精進對策。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

經由案例蒐集分析，掌握了岩體穩定性及地下水滲流兩類為國內外坑道共同注意的監測項目；此外，針對處置坑道進入運轉階段後，坑道變位量可能僅有數毫米，建議採用本研究團隊新開發的襯砌微變監測技術、跨尺度多時序監

測整合技術進行襯砌變形量測。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

1. 本研究完成核一廠乾貯系統之設計壽命期間分析技術與衰變熱評估技術的建立，並利用申照功率之條件進行了貯存 40 年與更長時間下的熱流特性。另亦以熱流分析為基礎，建立了一套預估工具，並用以預估各種負載下，TSC 表面受熱流因素影響所致之相對裂紋成長率之趨勢。
2. 在乾貯材料設計限値之訂定背景部分，本研究完成燃料束至提籃以內材料之限値訂定研析。
3. 本研究於研究期間蒐集有大量國外最新乾貯發展狀況，目前顯示推展乾貯進度最速之國家：美國，其已著手進行貯存 300 年內之熱流分析狀況評估，並已著手進行高燃耗燃料之乾貯設計規劃；以因應該國境內低燃耗燃料已大致完成乾貯作業之現況。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

1. 分析核一廠用過核子燃料乾式貯存熱測試的裝載物與安全分析報告中設計基準燃料(14 kW)的輻射源項差異。
2. 根據實際熱測試的裝載燃料，進行乾式貯存設施各子系統護箱表面劑量率的計算的評估。
3. 建立中子與加馬射線輻射偵檢的自動化資料擷取系統。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

為國內乾貯設施密封桶未來監測之需求，研究與應用紅外線熱攝影技術來辨識不銹鋼材料與表面氧化物。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

除役放射性廢棄物盤點為重要的核子反應器設施除役安全議題之一，我國尚未有電廠除役相關經驗，藉由美國及歐洲電廠實例，進而分析相關的重要技術議題，並提出我國應考慮的技術要項。對於後續我國管制規範之建立，具有關鍵性的意義，可提供做為擬定規範之科技基準。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

1. 依據歐洲及美國核設施拆除之實際經驗，列出各種切割方法之優缺點，以及拆除各類型的零組件適用之切割方法。
2. RPV 及其內部組件拆除工作是核設施除役中的重點，因為其輻射劑量最高，影響整個除役作業的成本、時程及整體人員劑量，蒐集國外核電廠 RPV 及其內部組件拆除之案例，研究所採用切割技術及未來趨勢。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

- (1) 國內外放射性廢棄物包裝容器法規研究：彙整我國、國際核能機構 (IAEA) 與主要核能國家對於放射性廢棄物包裝審查之法規規定。
- (2) 國際放射性廢棄物分類包裝審查經驗研析：研究分析國際上主要核能國家放射性廢棄物分類包裝容器之選用及審查技術經驗，本年度建立運送相關審查技術內容，依此基礎可建立貯存及最終處置之審查技術；若有雙重或多重使用目的之包裝容器，則可依不同功能及目的進行評估及審查。
- (3) 放射性廢棄物分類包裝審查經驗回饋：根據前述資訊與經驗分析結果，提出結論及建議。彙整相關審查案例，提供各種不同功能目的之包裝容器的審查經驗回饋。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

舉辦「低放射性廢棄物加馬活度量測比對說明會」，邀請國內相關量測實驗室，參與桶型加馬活度量測比對活動。對整合國內低放射性廢棄物整桶加馬活度量測能力，並促進核設施間廢棄物量測能力技術交流具有實質成效。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

本研究報告摘要各種典型除污技術的原理和適用對象，也列出各種新型的除污技術，總結來說，對於小型物件表面的除污，金屬表面的除污可使用低壓放電法；超臨界流體擴散性高、黏度低，適合精密儀器和複雜組件的除污；具有複雜表面附著牢固的放射性氧化層可使用 XeCl 雷射除污、臭氧氧化、電漿

除污等方法；管道類的組件則以 PIG 技術為主。以上幾種方式由於需要特殊除污容器或污染物本身構造限制，不易用於大型物件的除污。對於大型物件的除污，則須選用可剝離膜、自脆型除污劑、氣溶膠技術等除污方法。主要的發展趨勢則是朝向非水除污技術，以避免二次廢棄物的產生。

除役計畫的審查人員若能對這些常見的除污技術有基礎的認知及理解，便能洞悉除役計畫中相關內容的可行性及除污效果，在期末報告中，也完成針對除役期間放射性廢棄物處理方式的分析整理，針對固體、液體、氣體的放射性廢棄物進行分類說明，隨後於內文提及用過核子燃料和中子活化部件的處置原則，經過整理分析的結論顯示，除了一般處理之外，妥善分類和回收再利用是除役放射性廢棄物處理的最重要原則，如能從組織、規範面進行嚴格管控，將可節省非常多的資源，也能將意外事故的風險降到最低。

這份研究報告對廢棄物的處理原則提出了數項重點歸納的建議，包含：廢棄物最少化的主要原則、縱深化管理的重要性、提出具體的廢棄物管理與處置措施、妥適安排延緩除役期程的考量、力行除役廢棄物減量與再利用、訂定除役過程放射性廢棄物的相關法規等等，各項建議均有清楚描述，是國內首次對此議題的探究整理。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

從 Ringhals 壓水式反應器移除的蒸汽產生器已運到 Studsvik 處理，從 R-3 蒸汽產生器中產生的廢棄物和金屬錠所得的活度，總結在下面的表格中。一些特殊的測量方式是在 Studsvik 進行，如量測核種 Ni-63；三個廢料樣品為分析 C-14 被送往隆德大學，所使用的相同方法用於測定離子交換樹脂的 C-14。在廢棄物中的 Co-60，其活度相對於從廠內伽瑪掃描評估活度清單數據庫更高，這種差異很可能是由於伽瑪掃描時，評估的幾何形狀複雜，特別在當蒸汽產生器是從外部的鉻鎳鐵合金管中測量的活度。實測 Ni-63/Co-60 比值約 0.1，是與早期評估成線性相關；然而，所檢測到 C-14 的活度，則沒有在先前早期的評

估中考慮到，C-14 檢測的量對應於一年反應器中冷卻水的產量，大約 0.24% 左右，這些量測值目前正在進一步評估中。

表 Studsvik 從 R-3 中蒸汽產生器產生的廢棄物所得的活度

Nuclide	Bq, 1995-06-01			
	Blasting	Melt	Other	Total
Co-60	2.27E+12	2.20E+11	1.07E+12	3.56E+12
Ni-63	2.23E+11	2.16E+10	1.05E+11	3.50E+11
Ni-63/Co-60				9.83E-02
C-14	5.68E+08	5.51 E+07	2.77E+08	9.00E+08
C-14/Co-60				2.53E-04

除役計畫的審查人員若能對這些常見的活度評估有基礎的認知及理解，便能洞悉除役計畫中相關內容的可行性，隨後於內文提及中子活化部件的處置原則，經過整理分析的結論顯示，除了一般處理之外，妥善分類和回收再利用是除役放射性廢棄物的最重要原則，如能從組織、規範面進行嚴格管控，將可節省非常多的資源，也能將意外事故的風險降到最低。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，皆是中子活化分析程式可貢獻之處。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

我國現行法規對於高放射性廢棄物處置雖已有安全標準，但對於安全評估細節之管制技術尚無具體要求。本研究充分檢視國際現況資訊，進而分析相關的重要技術議題，並提出我國應考慮的技術要項。對於後續我國管制規範之建立，具有關鍵性的意義，可提供做為擬定規範之科技基準。

3.經濟效益

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

本研究資訊彙整成果可協助我國後續放射性廢棄物最終處置管制決策與

研發工作之參考應用，據以加速提昇技術能力，確保管制安全合於國際標準，對縮短處置場的設置許可申請審查時程有實質助益。

1-1B 低放射性廢棄物安全管理技術發展-場址特性審查規範精進之研究

低放射性廢棄物處置場址特性審查規範精進之研究，此成果可提升國內在場址特性審查之技術能力，為處置安全進行把關，協助核能安全發展，促進國家經濟發展。

1-1C 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施設計審查規範精進之研究

未來在執行處置設施的工程障壁設計時，可參考工程障壁的最小尺寸研析結果，使其在具備同樣的功能下，避免設計出過厚的工程障壁，降低工程材料與施工費用，提升工程經濟性。

1-1D 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施安全評估審查規範精進之研

透過建立與提升國內低放處置安全評估之技術能力，對國內未來實際低放處置工作與審查技術提供重要基礎，也對外來整體處置功能安全評估工作是否能通過國際同儕審查提供重要技術支援，因此其經濟效益是顯而易見的，然而要具體量化本分項工作之經濟效益是有其難度，主要在於許多安全評估所涉及之專業技術方法論或模式工具是難以金額去論斷其成效。

1-1E 低放射性廢棄物安全管理技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

核能安全攸關國家發展及經濟繁榮。本計畫提供低放處置輻射劑量安全評估技術，協助核能安全與產業能源用電供應，促進國家產業經濟發展。

1-1F 低放射性廢棄物安全管理技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

本子項計畫汲取先進國家在相關議題的規劃、技術與經驗，同時經由國內隧道檢監測案例，掌握本土地質條件對坑道結構長期穩定的影響，提出的監測項目比較與技術列表，除可縮短相關技術的發展歷程，另可供後續相關研究課題之參考。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

本研究深入探討乾貯系統於設計壽命期間之熱傳特性，並藉此建立了乙套密封鋼筒溫度預估工具；此工具應用於未來實驗規劃或十年再評估作業時，將有助於定訂其熱流邊界，進而減少不必要的參數靈敏度測試，進而達到降低管制或實地測試之費用。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

本研究深入分析核一廠乾式貯存熱測試預定裝載的用過核子燃料資訊，利用先進數值方法準確地評估乾式貯存護箱的射源項與護箱表面劑量率。相關輻射安全分析與量測技術未來可直接用於國內用過核子燃料處理與處置的應用，有助於國內自主技術深根，節省引進國外技術或服務的費用。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

借鏡美日乾式貯存設施維護與監測技術發展經驗，可精進主管機關之管制技術，並有效降低未來之管制人力成本。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

本研究透過美國與歐洲除役實際案例，讓國內對於除役放射性廢棄物之盤點能有更實際面的了解。以加速提昇技術能力，有助於實際工作進行時，能系統性的進行除役放射性廢棄物之盤點，並能實質落實於核電廠除役活動之管制，透過有系統完善的廢棄物盤點與分類，降低除役放射性廢棄物產量，減少最終處置之成本需求。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

參考國外的拆除切割經驗，列出各種切割方法之優缺點，以及拆除各類型的零組件適用之切割方法，核設施除役的切割及拆除技術之評估及選用，有助於實際工作進行時，減少廢棄物數量、工作人員劑量，降低除役成本及縮短拆除作業時程。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

(1) 本案建立之除役放射性廢棄物分類包裝審查技術，各項法規規範係源自國際及各先進核能國家，具有實務執行之經驗與效益，因此計畫對除役廢棄物分

類包裝法規規範相關內容之澄清與瞭解，有助於業者及主管機關在執行除役放射性廢棄物許可申請及審查時，能有效、正確地提供相關技術議題說明，以增加主管機關對相關技術規範之評估與判斷，減少申照作業時之時間。

- (2) 以目前國內鋼製桶技術而言，國內製桶業者技術能力已成熟，可滿足除役計畫之需求，若可建立我國除役廢棄物分類包裝審查技術，培植國內有能力可承製鋼製廢料桶業者投入相關設備之製造生產，取代由國外進口之放射性廢棄物盛裝容器，成本可節約 30%~50%，保守估計核一廠 10 萬~百萬放射性桶廢棄物估算，其經濟效益將非常可觀，若加計日後再裝桶之需求，除可降低成本之外，亦可達到快速處理處置之效益。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

低放射性廢棄物整桶活度量測能力之建立，透過精確量測放射性廢棄物中核種的活度與組成，做為廢棄物分類之重要依據，除可符合我國相關法規之要求，更可減少廢棄物處置之成本。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理

本研究並非新型技術的研究開發，並無直接經濟效益，但若能按照本研究所提之放射性廢棄物處理原則進行相關作業，可節省放射性廢棄物處理費用，也能縮短作業時間，減少人力物力的資源浪費，其經濟效益顯而易見，但是要具體量化本項研究之整體經濟效益較為困難。最終專業技術的選定和處理問題方法的選用，視除役計畫書內容而定，本研究僅提供審查人員具體有系統的審查建議，若除役計畫書內容完整且可行性高，審查工作就相對較為容易，反之則審查工作將困難重重。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

除役拆廠廢棄物，特定指明為被中子活化的反應器組件及受污染之廠房，除役核能電廠進行中子活化研究分析，是為了評估中子活化廢料總量和除役費用；並且提供數據，以利放射性廢棄物處理、貯存的設施場所許可證申請及其施工。資深的經驗和精益求精的取樣技術與分析方法，可提高中子活化研究分

析計算的精確度，除役例行工作的程序中，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亦有絕佳的靈敏度，則除役例行工作的廢料總量和費用將可大幅度降低，其經濟效益顯而易見。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究完成國際高放處置安全評估技術發展趨勢的歸納分析與經驗回饋，可以有效協助建立我國相關研究計畫的研發方向與加速研究工作之推動。以近年我國高放處置計畫的經費規模研判，影響計畫金額估計約每年 3 千萬元新台幣。

4.社會影響

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

本研究以管制機關立場，探究攸關放射性廢棄物處置安全的 IAEA 安全導則。參酌 IAEA 的建議，處置設施經營者必須準備安全論證文件，管制機關對應的審查作為與相關法規，亦有相關的論述，面對國內處置設施的場址選擇與後續申照等民眾關心議題，本研究成果，藉由國際資訊內容與分析整理，協助民眾瞭解當前的國際共通性作法與技術水準，再以國際科技資訊為基礎所建立在地化的管制規範，更具有公信力。

1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

低放射性廢棄物處置場址特性審查規範精進之研究，可提升國內在場址特性審查之技術能力，也可民眾更容易明瞭低放射性廢棄物處置作業之安全性。

1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

面對國內處置設施的設計要求、長期安全性等民眾關心的議題，處置設施經營者必須對處置場的概念設計與安全評估有充分的準備，管制機關亦須對提出相關分析報告進行審查，以確保處置場的長期安全，本研究報告藉由國際資訊彙整與相關初步分析結果，有助於民眾瞭解處置設施的設計與處置安全之關連性。

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範之精進，除可提升國內在安全評估審查之技術能力，亦可裨益公眾對未來低放處置安全評估之信心。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

本計畫利用 RESRAD 程式分析輻射劑量與風險評估，所建立之評估程序除提供決策者使用外，亦屬民生社會發展及環境安全永續必需。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

本子項計畫分析國內外一般坑道襯砌異狀之異同，並在本土特殊地質條件及處置坑道長期結構穩定的需求前提下，提出符合我國地質條件之低放處置坑道檢監測項目與技術列表；研究內容與成果有助於國內民眾了解國際核能先進國家針對處置場址長期穩定課題所採取的監測做法，所提出的研究成果與建議亦能契合國內本土地質條件實際情況。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

1. 本研究完成燃料護套是否於乾貯期間發生竹節效應之評估，其結果顯示，燃料護套在退出爐心後再無臨界，故由其發熱通量與分裂氣體之產生狀況進行評估後，可以確定用過燃料不致於在乾貯期間發生竹節效應。此結果有助於對外說明乾貯之安全性，並駁斥不正確資訊所造成的恐慌。
2. 透過大量案例之計算與結果研析後，本研究已建立一套可預估各式負載與貯存條件下之密封鋼筒表面溫度估算工具，除可為未來管制與其它領域研究(如應力腐蝕實驗)之用外，其結果亦可證實外界對乾貯系統溫度範圍之曲解。
3. 經整合熱流分析、空氣流道內相對溼度估算與應力腐蝕機制，本研究已針對核一乾貯設施於設計壽命期間的熱流條件與應力腐蝕之關係進行定性探討；其結果顯示，隨著裝載時間的增加所導致的熱負載減低，將

使護箱溫度逐漸降低，而外界所疑慮的應力腐蝕問題亦呈趨緩之特性。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

1. 確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度，作為評核熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考。
2. 分析結果可與未來規劃的混凝土護箱表面輻射度量實驗互相驗證。
3. 建立平行獨立的驗證技術，有助於安全審查取得社會認可，提高信任度。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

1. 根據國內外熱流分析結果，確認國內乾貯設施不銹鋼密封鋼桶表面溫度於目前核准使用最長 40 年間不會下降至 SCC 作用溫度範圍。
2. 對照美國乾貯老化管理計畫，確認密封鋼筒配合十年再評估作業進行評估之正當性。
3. 協助修訂物管局「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」

綜合以上，增進社會大眾對國內乾貯設施安全性與可靠性之瞭解與信心。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

本報告蒐集與研析除役放射性廢棄物盤點實際案例，主要著重於美國與歐洲電廠除役實際案例，探討廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，確保符合國內低放射性廢棄物最終處置管理之需求，有助於民眾了解國際核電廠低放射性廢棄物的處置，提升核電廠除役廢棄物盤點與分類管制技術的公信力。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

本報告搜集與歐洲及美國核設施拆除之實際案例，有關 RPV、管件、桶槽、鋼構等零組件拆除切割所採用之技術，有助於民眾了解國際核設施除役過程中的拆除作業，以減少日後國內進行類似工作時，社會及團體對相關議題之疑慮。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

建立我國自有除役廢棄物分類包裝審查技術，可同時扶植國內廠商製造能

力與解決核能電廠除役廢棄物問題，透過透明公開之資訊，可以減少社會及團體對相關議題之疑慮，亦有助於社會及團體對於除役廢棄物處理相關技術之信任。未來在安全第一、品質優先的基本原則上完成相關技術審查、安全評估，使得國內具有製造能力，品質及管理均符合要求的國內製造廠家，可以完成相關設備之製造；除可提升國內廠商製造技術，扶植國內本土產業，若有機會進軍國際市場，除可創造國人就業機會外，亦可擺脫外商箝制，順利解決核能電廠除役廢棄物相關問題，有助於增加就業人口及達成技術紮根之目的。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

邀請國內與低放射性廢棄物量測相關實驗室，參與桶型加馬活度量測比對活動。藉由比對成果與技術精進，可以提升公眾對於我國各單位低放射性廢棄物活度量測結果的信心。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理

本研究係以審查人員為立場，藉由充分的資料蒐集，經研究分析後提出對除污技術和放射性廢棄物處理的大方向建議，也對對除役審查導則提出補充建議，藉由本研究報告的公開，民眾可以理解管制機關對除役計畫審查過程的嚴謹態度，對放射性廢棄物處置設施的場址選擇和後續申照等議題可有更多了解，接受後續建議而更行完備的本土化審查技術導則將更具有公信力，社會對核能電廠相關議題的態度可以變得更為客觀。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

2000 年之前德國民眾曾經強烈地支持核能發電：1997 年一份民意調查顯示 81% 的德國民眾希望現有的核電廠能持續運轉下去，絕大多數的德國民眾預期在可見的未來能廣泛地使用核能。此外，1998 年十一月德國發表一份聯合聲明，指出要達到避免溫室效應的影響，不靠核能是不可能的。德國經驗則是凸顯：即使決定走上非核家園，核廢料的難題並非一勞永逸，德國核廢料最終處置地點歷年來爭議不斷，目前核廢料暫時貯存在下薩克森邦的哥爾雷本（Gorleben），但自 1980 年代以來，反核運動人士抗議將核廢料運送至該地，

因此經常進行示威遊行，與警方爆發衝突。儘管德國政府打算重新尋找新的最終處置地點，卻仍把 Gorleben 列入選項，顯示政府即便願蓋鄰避設施 (Not In My Back Yard)，其實地點選擇仍相當有限。值得國內借鏡的思考方向是，我國如同德國民眾曾經強烈地支持核能發電，但需認知尋找選擇最終處置的地點原本就是件不易的挑戰，即使現階段決定走上非核家園，核廢料的難題並非一勞永逸，需更進一步解決不斷的爭議，尋找選擇出最適合的地方處置核廢料。藉由本研究報告的公開，民眾可以理解管制機關對除役計畫審查過程的嚴謹態度，對放射性廢棄物處置設施的場址選擇和後續申照等議題可有更多了解，接受後續建議而更行完備的本土化審查技術導則將更具有公信力，社會對核能電廠相關議題的態度可以變得更為客觀。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究係以管制機關的立場，研發高放處置安全評估所需的管制技術。本年度著重於國際規範與國際經驗的分析，明年則據以建立本土化的管制規範草案。研究報告均將上網提供民眾閱覽，藉由豐富的國際資訊內容與分析整理，有助於民眾瞭解當前的國際共通性作法與技術水準。而以國際科技資訊為基礎所建立本土化的管制規範，則將更具有公信力。

5.非研究類成就

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

本研究報告以系統性的方法討論國際上安全論證的導則與實務作法，可做為新進研究培育之基本資訊，以掌握對國際現況的全面性瞭解。

1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

參與研究專任助理與碩士級兼任助理，透過場址之特性資料蒐集研析，並參與「審查導則草案修訂學者專家委員會」討論，使參與研究人員能了解低放處置作業程序與重要性，並培育專業技術人力。

1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

參與本分項工作之人員，可清楚理解低放射性廢棄物處置場如何確保處置的安全性，以及工程障壁系統所需具備的功能與設計上的考量，同時也培育此領域相關專業技術人力。

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

在審查導則修訂部分主要建議有(1)增列安全評估範疇說明於 7.1 節最前面；(2)增列意外事故評估項次；(3)輻射劑量安全評估之第一子節廢棄物描述部分內容與其他章節重複，建議該章節內容需加以調整；(4)本章所提及概念模式另增新章節；(5)所提及運轉、監測、監管、封閉與長期穩定等時限應參考處置安全規則之規範；(6)長期穩定章節將坑道處置概念納入之審查要項；(7)針對坑道處置應增列相關條文。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

本計畫成員於本年度特別與 RESRAD 程式發展團隊負責人（ARGONNE 國家實驗室 Charley Yu 博士）針對 RESRAD 應用進行線上、e-mail 討論，將可為我國提供國際合作交流之基礎，提昇放射性廢棄物處置安全分析技術。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

本子項計畫參與人員，可學習放射性廢棄物處置長期穩定安全評估與影響分析之管理精神及目的，以及發展處置場址與設施監測計畫相關導則、法規架構與設計流程之思考脈絡；對於國內外隧道檢測現況與管理準則，整理相關的安全檢測技術、檢測作業流程與應用限制等，可供國內相關公共工程建設參考。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

參與計畫人力經此計畫之培育後，足以擔任乾貯系統之熱流設計、分析與管制工作，對於國內未來能力之自主化有極大助益。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

相關參與計畫人員所受之訓練可以深化我國自有乾貯之設計、分析與管制能力。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

本計畫成果，將可促進國內「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」之落實，確保臺灣乾式貯存設施長期結構完整性。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

面對我國缺乏核電廠除役管制實際經驗，透過研究國際完整電廠除役案例，研析廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，能更了解整個執行過程的相關重要議題及挑戰，除可作為主管機關審查除役放射性廢棄物盤點之參考案例外，並可落實於未來除役管制作業。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

對於國外電廠除役時，用於金屬物件之切割技術有通盤性的瞭解。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

國際上及先進核能國家相關規範之蒐集及翻譯。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

完成低放射性廢棄物整桶量測技術規範草案一份，說明如何配合我國現存量測標準追溯體系，建立符合本土化之追溯鏈，以確保量測結果之公信力，透過制定統一且合理可行，低放射性廢棄物活度量測之例行校正與量測比對技術規範，提供國內主管機關及各核設施做為參考之依據。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理

本計畫的非研究類成就主要是針對除役審查導則部分。目前除役審查導則對於除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理這部分已有滿完整的指導方針，其對除污範圍的界定、除污作業的流程規劃、除污技術的選定、二次減廢措施等方向均有詳細描述，建議增加對除污過程可能產生的廢棄物預估數量及其可能擴散至廠區外的風險評估，對除污方式及放射性廢棄物處理方面強化細部審查。具體建議共列出三類七項要點，詳請參閱附件 3。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

純粹就蒐集的資料發現：核種 Fe-60（半衰期=1.5 百萬年），這主要是通過

鐵和中子反應產生的；Fe-60 經衰變的子核種 Co-60，會貢獻為高劑量的因素，主要是通過食入和吸入，此重要性示於下表中，其中計算 1000 年衰變後，以每克燃料殘渣污物食入和吸入的劑量，得出典型 BWR 殘渣污物的比活度。核種 Fe-60 原先被認為是不可能列在表上，但事實證明列表上 Top10 就有 Fe-60，這指出在環境中不同的核種傳輸特性是需要評估中考慮，這當然相當可能會改變核種不同的重要性。總體結論是，引入額外的核種意味著需要更進一步改進的評估和驗證過程。(詳細內容請見附錄)

表 經 1000 年衰變期後每克燃料殘渣污物食入和吸入的劑量

Nuclide	Ingestion mSv/g	Nuclide	Inhalation mSv/g
Ni-59	1.3E-01	Nb-94	3.4E+00
Nb-94	1.2E-01	Ni-59	9.0E-01
Ni-63	4.2E-02	Ni-63	3.6E-01
Mo-93	1.9E-02	Ag-108m	3.3E-02
Ag-108m	2.0E-03	Zr-93	1.8E-02
Zr-93	7.8E-04	Mo-93	1.4E-02
Nb-93m	7.2E-04	Nb-93m	1.1E-02
Tc-99	2.5E-04	Tc-99	5.2E-03
Fe-60	1.4E-04	Fe-60	3.7E-04
Re-186m	6.8E-06	Nb-91	7.1E-05
Total	3.1E-01	Total	4.7E+00

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究完成日本「日本高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」的中文翻譯工作。日本地理位置與地質環境較我國更為嚴苛，藉由日本的經驗可以加

速我國相關技術的成長。亦完成國際原子能總署安全導則 SSG-14 附錄 II：「封閉後安全評估」的中文翻譯工作。可提供國內相關研究計畫參考。此外，本研究報告以系統性的方法討論各國安全評估的準則與實務作法，可做為新進研究培育之基本資訊，以掌握對國際現況的全面性瞭解。

6.其它效益

1-1A 國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究

本研究搜集整理大量的國際法規、案例、文獻等，可提供作為委託單位後續參考應用之資訊參考。

1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

低放射性廢棄物處置場址特性審查規範精進之研究，所訂定出「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)場址之特性描述修訂草案」，與提出第四章處置設施之設計修訂方向研擬及第七章處置設施之安全評估修訂方向研擬，可提行政院原子能委員會放射性物料管理局進行審查導則修訂方向之指引，以建立低放射性廢棄物處置安全獨立審查及分析能力之目標。

1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

藉由歸納整理日本、瑞典等國家之低放處置概念與安全評估參數資料，提供國內低放處置之參考，並加速我國相關技術的成長。

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

參與本分項工作之碩士級兼任助理將可更清楚理解低放處置安全評估工作之實質內涵與其重要性，也同時培育此領域相關專業技術人力。安全分析模式除提供核廢料處置功能安全評工作外，對國內近年來剛起步且積極開發之二氧化碳地質封存工作所需之安全分析工作，具有極高同質性，因此本計畫執行成果亦可推廣應用於未來二氧化碳地質封存工作所需。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

提供物管局低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查之應用，以適時提

升該項管制技術議題之技能與規範的精進。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

針對低放處置審查導則(第 0 版)中，與本子項計畫有關章節條文提出修訂條文之參考依據與修訂方向。

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

本研究深入探討乾貯系統於設計壽命期間之熱傳特性，並藉此建立了乙套密封鋼筒溫度預估工具；此工具應用於未來實驗規劃或十年再評估作業時，將有助於實質管制之應用。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

本研究分析結果可與未來熱測試護箱表面輻射度量實驗互相驗證，提供實驗量測比較的基準，準確的表面劑量率預測亦可作為現場作業的輻射合理抑低措施的參考。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

利用本研究成果協助修訂物管局「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則(草案)」。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

本研究以管制機關立場，蒐集之美國與歐洲電廠除役實際案例，可提供作為委託單位後續參考應用之資訊參考。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

蒐集國內外資料，以拆除方法及技術為主要目標，並擴展至除役相關議題(如廢棄物容器、除役成本、除污等)，整理約 560 篇報告、簡報、論文等。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

提供放射性廢棄物盛裝容器相關審查法規及規範等相關技術諮詢，依不同目的及功能建立相關審查技術架構。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

此子項計畫研究成果可藉以了解國內核設施或研究機關，量測低放射性廢棄物整桶加馬活度之能力，並進一步整合國內量測技術與建立放射性廢棄物量測認證制度，以提升國內低放射性廢棄物量測技術能力達國際水平。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理

參與本研究的人員有 1 位碩士級研究生及 2 位博士級研究人員直接參與，另有 2 位碩士級研究生間接協助計畫執行，經多方蒐集資料並研讀後，參與人員均對除役核能電廠除污技術和放射性廢棄物之處理有了充足的認識，不但能提供未來審查人員最好的參考資料，進行有效率的審查，未來更能直接勝任審查人員的工作，並可提出各重要項目中最好之技術以及最適合本土使用之技術採用建議，使最終除役能順利成功。總結此項計畫能提供物管局除污技術和除役放射性廢棄物安全審查之應用，有效地提升了該項管制技術在技藝習知與管制規範的精進。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

在彙整各國之核種活度分析概況時，也發現了一些值得國內借鏡的思考方向，例如：法國為確保最終處置場的資訊代代相傳，透過將備份資料存放在國家檔案局，並邀請在地民眾化身監督的一份子，讓記憶不只在官方，也在每一位老百姓的心底。另外，2006 年通過「放射性廢棄物永續管理計畫法案」，將「可逆性」的處置原則入法，要求現階段用過核子燃料在經過掩埋後，仍可順利取出，不會有輻射外洩疑慮，以便後代子孫可重新做決定。類似目前核四封存的出發點，為了使後代子孫可重新做決定，要求現階段用過核子燃料在經過掩埋後，日後仍可順利取出，不會有輻射外洩疑慮，在在以民眾想法出發，法國核能電廠能一座座地蓋，並非完全沒有遭遇反核聲浪的抗拒，而是法國政府深諳溝通之道。法國將核電廠大門完全敞開，隨時歡迎民眾進廠『查閱』電廠運作情形和安全防護措施，核電廠甚至沒有圍牆，有效消除民眾與電廠的距離。法國核電廠三十年從未發生嚴重核子事故的良好安全紀錄，不僅輕易取得民眾的信任，也使得法國的核能工業能順利成長。法國能在今天成為核能工業

強國，乃是經過三十餘年努力所得，其成功因素除了深厚的工業及科技基礎之外，決策的堅定不移、面對事實的正確決定取捨、密切有效的高層協調、各界對研發工作的重視、執行階層的相互支援合作、完善的教育、訓練與公眾溝通等系統都是不可或缺的。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究完成高放處置的國際安全相關標準，及近十餘年以來的核能先進國家重要高放處置安全評估/分析案例蒐整。相關資訊內容龐大，多達 600 餘個檔案，合計約 3 GB。本研究所搜集整理的大量國際法規、案例、文獻等，已歸納整理，並藉由雲端系統加速研究團隊的資訊分享，成果亦可提供作為我國後續技術發展所參考應用之文獻資料庫。

陸、主要成就及成果之價值與貢獻度 (outcome)

請依前述重要成果及重大突破說明其價值與貢獻度如：

- 一、學術成就(科技基礎研究)(權重___%)
- 二、技術創新(科技整合創新)(權重___%)
- 三、經濟效益(產業經濟發展)(權重___%)
- 四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重___%)
- 五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導)(權重___%)
- 六、其它效益(科技政策管理及其它)(權重___%)

註：若綱要計畫期程為4年期第1年執行者，請明確寫出本綱要計畫為第1年執行，固無主要成就及成果之價值與貢獻度；其他非第1年執行者請填寫起始年累積至今主要成就及成果之價值與貢獻度(例如：執行期程為第3年之綱要計畫即寫第1年到現在所有成果之outcome)。

本計畫執行迄今為4年期程的第3年期中進度，主要成就及成果之價值與貢獻度說明如下。

一、學術成就(科技基礎研究)(權重 30%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
論文	1 篇 SCI、 2 篇會議論文	藉由論文發表與國際交流，確認研究結果之公信力，提升國際知名度
研究團隊養成	4 組(乾式貯存、熱流分析、處置、輻射量測團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務
博碩士培育	6 人	培育博碩士研究生，使特殊技術得以傳承
研究報告	16 篇	彙整研究成果與心得發現，傳承專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據
辦理學術活動	辦理 1 場研討	辦理輻射量測研討會，促進國內

	會	產官學研界之交流合作
形成教材	出版 1 本研討會論文集	出版論文集可供學校或管制單位進行教學與教育訓練參考
其他	研擬審查團隊建立方案一件	蒐集國際上核電廠除役經驗的相關案例，並提出未來管制單位組成審查團隊時的建議事項

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
研究團隊養成	2 組(處置、輻射量測團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務
博碩士培育	4 人	培育博碩士研究生，使特殊技術得以傳承
研究報告	11 篇	彙整研究成果與心得發現，傳承專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據
辦理學術活動	辦理 1 場研討會	辦理輻射量測研討會，促進國內產官學研界之交流合作

103 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
研究團隊養成	2 組(低放射性廢棄物處置、輻射量測團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務
國際研討會論文	2 篇	乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析已被 ICONE22 論文接受，並於 7 月 4 日赴捷克布拉格進行發表，而目前已投稿 2015 年

		之 TOP FUEL 國際研討會，擬將設計壽命期間熱流特性研究成果加以發表。
辦理學術活動	辦理 1 場研討會	辦理輻射量測研討會，促進國內產官學研界之交流合作

二、技術創新(科技整合創新) (權重 20%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
技術報告	1 篇	建立技術手冊，使放射性廢棄物管制技術得以傳承
技術活動	辦理 4 場次專案講座、4 場技術討論會	藉由講座與研討會議的舉辦促進專業技術交流與意見溝通

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
技術活動	辦理 4 場次專案講座、3 場技術討論會	藉由講座與研討會議的舉辦促進專業技術交流與意見溝通

103 年度：

技術活動	引進評估技術 1 項	引進美國核能管制委員會(NRC)所核准之暴露劑量與風險 RESRAD 程式，將應用 RESRAD-OFFSITE 模式建立輻射曝露情節與劑量評估程序，達成科技整合創新
------	---------------	---

三、經濟效益(產業經濟發展)(權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
共通/檢測技術 服務	建立活度量測 系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要 核種 Eu-152 與 Mn-54 活度
促成與學界或 產業團體合作 研究	委託研究 2 個 分項計畫，另 獨立委託計畫 3 件	促進研究單位與學術機構之合作 交流，整合意見凝聚共識

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
共通/檢測技術 服務	建立活度量測 系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要 核種 Am-241 活度
促成與學界或 產業團體合作 研究	委託研究 2 個 分項計畫	促進研究單位與學術機構之合作 交流，整合意見凝聚共識

103 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
共通/檢測技術 服務	建立活度量測 系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要 核種 Am-241 活度
促成與學界或 產業團體合作 研究	子項研究計畫 2 個分項共 16 案工作計畫	促進研究單位與學術機構之合作 交流，整合意見凝聚共識

四、社會影響(民生社會發展、環境安全永續)(權重 20%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
資訊服務	每月蒐集國際 管制動態資訊 於網站發布	促進公眾對於國際概況的認知
提升公共服務	彙整國際廢棄 物管制資訊 1 件	促進公眾對與放射性廢棄物管理 資訊的瞭解
提高能源利用 率	落實核一廠乾 貯設施審查， 維繫我國總發 電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核 能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容 量，可確保核能電廠的正常營運 與維持能源的穩定供應
其他	核一、二廠乾 貯設施計畫安 全管制各 1 處 低放處置場設 置計畫安全管 制 1 處	放射性廢棄物集中管理與管制， 維護環境安全品質

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
提高能源利用 率	落實核一廠乾 貯設施審查， 維繫我國總發 電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核 能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容 量，可確保核能電廠的正常營運 與維持能源的穩定供應
其他	核一、二廠乾 貯設施計畫安 全管制各 1 處	放射性廢棄物集中管理與管制， 維護環境安全品質

	低放處置場設置計畫安全管制 1 處	
--	-------------------	--

103 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
提高能源利用率	落實核一廠乾貯設施審查，維繫我國總發電量約 5%。	核一廠裝置容量為 1,272 千瓦，核能發電約佔我國發電總量 20.7%。核一廠建立乾貯設施容量，可確保核能電廠的正常營運與維持能源的穩定供應
其他	核一、二廠乾貯設施計畫安全管制各 1 處 低放處置場設置計畫安全管制 1 件 高放處置計畫技術可行性進度審查 1 件	放射性廢棄物集中管理與管制，維護環境安全品質

五、非研究類成就(人才培育、法規制度、國際合作、推動輔導)(權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
先進國制度蒐集及研析	國際核能發電國家廢棄物管制法規資訊研析 1 件	彙整核能發電國家廢棄物管制法規資訊，可確保我國管制標準合於國際水準

法規草案確定	核子反應器設施除役計畫導則(草案)1 件	核子反應器設施除役計畫導則訂定有助於我國核電廠除役工作之安全管制
--------	----------------------	----------------------------------

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
先進國制度蒐集及研析	美國管制法規資訊研析 1 件	10 CFR 61 法規變革研究，並研擬我國因應方案
法規草案確定	核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)1 件	核子反應器設施除役計畫審查規範訂定有助於我國核電廠除役工作之安全管制

103 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
法規草案確定	核子反應器設施除役計畫審查規範(草案)1 件	核子反應器設施除役計畫審查規範訂定有助於我國核電廠除役工作之安全管制
人才培育	國際交流 1 項	低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究計畫與 RESRAD 程式發展團隊負責人 (ARGONNE 國家實驗室 Charley Yu 博士)進行交流討論

六、其它效益(科技政策管理及其它)(權重 10%)

101 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
規範/標準制	低放處置輻射	研議低放射性廢棄物處置輻射風

訂	風險標準、盛裝容器審查導則草案研究等 2 件	險標準、研究盛裝容器審查導則要點，建立具體的審查標準
資料庫	放射性廢棄物管制機關與管制法規料庫 1 件	完成核能發電國家之管制資訊文獻資料庫建立

102 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
資料庫	放射性廢棄物文獻資訊彙整 1 件	彙整各研究計畫所蒐集之文獻資料電子檔，燒錄為光碟並建立雲端檔案，以利後續查詢檢索應用。

103 年度：

績效指標	實際初級產出 量化值	效益說明
資料庫	放射性廢棄物文獻資訊彙整 1 件	彙整各研究計畫所蒐集之文獻資料電子檔，燒錄為光碟並建立雲端檔案，以利後續查詢檢索應用。

柒、與相關計畫之配合

本計畫與相關計畫之配合說明如下。

1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

1. 本研究的成果與子項計畫 2-3「用過核子燃料處置審查技術建置研究」有關聯性。SSG-23 的安全導則可以適用於各種的放射性廢棄物處置工作，且高放射性廢棄物處置安全分析的重要目標之一，就是作為安全論證文件的證明資訊。
2. 主要研發工作委託核研所執行

1-1B 至 1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展整合型研究

1. 本項計畫於低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究之大架構下，針對場址調查參數驗證、設施設計、輻射劑量與安全評估以及坑道長期穩定性等，進行前瞻性研究以建立審查技術，並作為精進安全分析報告審查導則或安全管制規範的依據。
2. 主要研發工作委託中央大學、台灣大學、淡江大學及環興科技工程顧問公司等團隊執行。

2-1A：「乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析」

1. 透過大量案例之計算與結果研析後，發現乾貯系統於設計壽命期間，其密封鋼筒表面之最高溫度與裝載之總用過燃料熱負載呈線性正相關；且密封鋼筒表面之軸向溫度更可進一步正常化為一簡單函式；依上述之研究，已更進一步建立一套預估各式負載與貯存條件下密封鋼筒表面溫度之工具，目前已提供給其它領域研究(如應力腐蝕實驗)之研究工作使用，以協助其訂定合理之實驗環境參數。
2. 主要研發工作委託清華大學執行。

2-1B：「核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究」

主要研發工作委託清華大學執行。

2-1C：「乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析」

主要研發工作委託高雄大學執行。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

在核能電廠除役期間，將產生大量的低放射性廢棄物。透過美國及歐盟實際電廠處理低放射性廢棄物的案例，以提升國內對除役產生之低放射性廢棄物的管制技術，與除役廢棄物分類包裝審查技術研究有關聯性，而實際電廠除役案例將可供其他子項計畫參考。主要研發工作委託核研所執行。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

與本計畫相關之計畫包括：除役拆除廢棄物減量技術研究，以及依法執行核設施清理作業計畫項下之核子反應器附屬設施清理、TRR 燃料池清理、放射性污染金屬除污作業等，這些都是核研所 TRR 除役的相關計畫，參考國內相關工作及技術研發，及國外之經驗案例，希望有助益未來的除役技術的評估工作。主要研發工作委託核研所執行。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

核能電廠未來若進行除役工作，所產生之各類低放射性廢棄物數量將非常龐大，除了 55 加侖桶外，亦須要其他適當的盛裝容器以進行各類低放射性廢棄物處理、貯存及運送等。國際間對於低放射性廢棄物之處理、貯存及運送等各項技術與法規之建立都已臻成熟，我國對於低放射性廢棄物之處理技術及相關法規亦漸趨完備。但國內相關除役工作仍屬於起步階段，故仍需要藉由其他先進核能國家對於低放射性廢棄物分類審查之經驗，作為國內進行除役相關工作及技術研發之基礎，俾利未來規劃及擬定相關工作之方向。

本計畫與其他子計畫包括：核子反應器設施除役安全議題研究、拆除方式及技術評估能力、低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術、國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究等，皆有關聯性，冀望未來對於除役工作能有助益。主要研發工作委託核研所執行。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

(1)主要研發工作委託核研所執行。

(2)與國家游離輻射標準實驗室共同開發量測比對用標準桶。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

102 年度物管局委託清大原科中心執行研究計畫「除役核能電廠特性調查之審查技術研究」及「核能電廠除役廢棄物審查技術之研究」，於過程中已經蒐集眾多國內外除役核能電廠之相關資料，其中有不少是關於核能電廠拆除解體工程之相關資訊，因該年度計畫主題與重點並非在拆除解體工程上，故未針對其內容進行相關研究。然而，除役核能電廠之拆除解體工程是整個除役過程最為核心之重要步驟，範圍廣大且內容繁瑣，在執行全盤及完整之廠址特性調查後，接踵而來的工作便是繁複之核能電廠拆除工程，其中包含用過核子燃料之搬移與解體拆除工程，工程細項著重於放射化、污染程度較高的設備，這些設備面臨到的首要問題便是除污方法的選用與執行，以及所產生之放射性廢料之處理。本計畫實為前述二計畫之延伸，將前二計畫中不足之部分加以補足，確保除役過程中放射性物質的除污與後續管理，使除役工作能順利進行。本年度在原科中心同時也進行中子活化分析驗證程式的相關研究計畫，此部分對本計畫後半關於除役過程對中子活化部件的處理分析與採樣檢測有相當大的幫助，兩計劃相互配合的執行過程，事後證明是有效率的組合。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

主要研發工作委託清華大學執行，本計畫廣泛蒐集國內外相關核電廠除役圍阻體中子活化分析評估及驗證技術案例，並針對除役審查作業提出相關之重點和關鍵事項，進一步提出未來安全審查之建議，以協助審查與檢查各項除役作業計畫，使除役計畫之規劃順利執行，於預定期程內完成除役工作。本報告中列舉瑞典 Studsvik 公司在 "Validation of activity determination codes and nuclide vectors by using results from processing of retired

components and operational waste (使用處理除役組件和運轉廢棄物的結果，驗證核種活度測定程式和放射性核種變遷過程相互關係)”技術報告中，所提供的典型核種及特殊核種活度測定程式應用的範例。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，增進除役作業與後端營運之安全性。

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究與本計畫之子項計畫 1-1A 針對於國際原子能總署(IAEA)處置安全導則 SSG-23 的研究有關聯性。該導則亦可適用於高放射性廢棄物處置工作。因此對於該子項計畫之研究成果，本研究亦與之進行密切技術研討。

此外，目前台電公司高放處置計畫有關安全評估的研究工作「用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段-發展功能/安全評估技術計畫」係委託核研所化工組進行。本研究亦對其技術進展情形進行研討與瞭解。

捌、後續工作構想之重點

本計畫 104 年度計畫工作架構規劃如下：

(一)「低放射性廢棄物安全管制技術發展」分項計畫

1. 低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(101-104 年)

(1)處置坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究(2/2)

(2)低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究(2/2)

2. 放射性廢棄物處置安全審查技術建置研究(102-104 年)

(1)低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查模式之研究(3/3)

(2)低放射性廢棄物處置場址特性與設施設計審查規範精進之研究(3/3)

(3)低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究(3/3)

(二)「用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展」分項計畫

1. 用過核子燃料貯存安全管制技術發展(101-104 年)

(1)用過核子燃料乾式貯存設計與建造審查技術精進

(2)用過核子燃料乾式貯存運貯審查技術精進

2. 核子反應器設施除役審查及驗證技術研究(101-104 年)

(1)核子反應器設施除役安全議題研究(2/2)

(2)拆除方式、技術能力與安全評估研究(2/2)

(3)除役廢棄物分類包裝貯存審查技術研究(2/2)

(4)除役階段用過核子燃料池安全評估技術研究

3. 用過核子燃料處置審查技術建置研究(103-104 年)

(1)高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範之研究

玖、檢討與展望

本計畫各子項計畫檢討與展望說明如下：

分項計畫 1：低放射性廢棄物安全管理技術發展

子項計畫 1-1：「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究」

1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

放射性廢棄物處置安全論證技術發展，依國情不同，具有因地制宜的特性。瞭解國際共通性的技術準則、實務作法、與研發趨勢，有助於我國放射性廢棄物處置計畫之安全管理，能確實把握大方向的基本安全原則。惟在落實到具體管制作業與擬定本土技術規範時，仍應針對特定的技術主題進行更深入的研究。例如哪些項目需納入管制？哪些項目需有量化的標準等？此外，在針對安全論證技術訂定規範時，應結合全面性的管理、調查、試驗、分析、評估、審查、辨證、品保等做整體的考量。

1-1B 低放射性廢棄物安全管理技術發展-場址特性審查規範精進之研究

本研究訂定出「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第0版)場址之特性描述修訂草案」，與提出第四章處置設施之設計修訂方向研擬及第七章處置設施之安全評估修訂方向研擬，此工作能有效累積我國低放射性廢棄物處置設施安全分析審查經驗、提供審查導則精進之方向，計畫的成果將可提供行政院原子能委員會放射性物料管理局針對低放射性廢棄物處置設施安全分析審查和未來之設施興建與運轉的管制參考。

1-1C 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施設計審查規範精進之研究

本研究針對源項、場址流場特性與工程設計間之關聯性進行研析，相關成果可提供原子能委員會放射性物料管理局於安全審查作業時，依此關聯特性初步研判其工程設計之合理性。此外，根據研究成果，近場核種傳輸與工程設計參數之擴散係數關聯性最高，未來可發展確保低擴散係數之工程材料配比、施工、品管與檢驗方法，藉以提高確保安全之信心。

1-1D 低放射性廢棄物安全管理技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

針對安全評估所涉及之不同模式關鍵參數研析成果，未來可提供安全評估所需與場址特性及設施設計相關之關鍵輸入參數需求，回饋子計畫一處置場址特性與子計畫二處置設施設計相關研究參考。在整合技術發展精進建議全系統架構應涵蓋源項、進場、遠場與生物圈劑量風險評估模式，在模式選取上應考量不同模式間之輸入與輸出是否可合理銜接，且應建立所選用模式與引用參數之 QA 文件。未來應先建立符合國內未來處置工作與水文地質特徵之基本(參考)情節傳輸，確認所需考慮之變異情節組合，釐清影響評估結果之主要不確定性來源，並提出安全評估之整合安全論證。針對國內低放處置現況，應確認所應考慮之變異情節組合是否足以涵蓋未來地質、水文、氣候變遷等自然環境演化對處置安全的可能衝擊，對於人為無意闖入的情節也應提出。而在情節發展上建議應加強海洋外釋情節的發展與建立，未來由於涉及海岸地區、近岸海域、或離島，安全分析模式須能考量特殊之海域與陸域間水體傳輸與交換機制。

由於全系統全分析工作將涉及眾多模式之整合應用，單一子項計畫較難支撐全面性之通盤檢討，然透過與其他子項計畫間之連結，如整合子項計畫一之場址特性與子項計畫二之設施設計以釐清關鍵參數與模式輸出入，連結子項計畫四之輻射劑量評估以達全系統之輻射風險分析，這將是未來努力整合之重點。而各分項成果也應回饋審查導則修訂之重要參考依據。今年度針對審查導則安全評估章節所提出之修訂建議，下一年度可提供進行實質修訂作業參考。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

RESRAD-OFFSITE 程式為低放射性廢棄物最終處置輻射劑量評估安全審查模式。子計畫四輻射劑量與風險評估應結合子計畫三進行全系統安全評估，以達全系統之輻射劑量與風險評估。並研議低放處置審查導則(第 0 版)輻射劑量評估有關章節與條文內容修訂建議納入子計畫一工作實施。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

本研究透過國外處置坑道與國內一般坑道的檢監測案例蒐集，及考量處

置坑道結構長期穩定強化之需求前提下，提出了符合我國本土地質條件之處置坑道檢監測項目、技術列表與計畫草案；展望未來，本子項計畫尚有下列課題待進一步研析討論，包括(i)檢監測資料的分析技術、(ii)檢監測結果與處置坑道結構行為之關聯性、(iii)處置坑道封閉前之檢測與評估項目研析與(iv)處置坑道封閉後之監測對策探討。

分項計畫 2：用過核子燃料及放射性物料安全管制技術發展

子項計畫 2-1「用過核子燃料貯存安全管制技術發展」

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

本研究已依原計畫書之規畫完成所有研究工作，並針對乾貯設施於設計壽命期間的熱流行為進行研究，透過計算流體力學分析技術，瞭解乾貯系統之密封鋼筒於不同貯存條件下之溫度分布與可能之應力腐蝕，其分析結果指出，核一乾貯系統之 TSC 溫度在設計壽命期間的不同熱負載條件下，可以藉由一簡易之無因次化匯整出關係式供未來快速評估之用。而以此為基礎所建立的應力腐蝕趨勢預估工具更可協助評估各種熱流參數(如熱負載、環境溫度等)對應力腐蝕趨勢之影響狀況。藉由本計畫之執行可提供管制單位瞭解乾貯於設計壽命期間的 TSC 特性與應力腐蝕可能性，其相關資訊的蒐集更有助增進民眾對乾貯安全餘裕的認知。

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

本研究旨在配合與協助物管局，針對台電公司核一廠用過核子燃料乾式貯存作業熱測試進行輻射劑量率分佈分析，強調熱測試預定裝載的用過核子燃料對於工作現場的影響評估，量化確認安全分析報告的保守度。依照研究的規劃，搭配本研究團隊過往累積的經驗與技術能力，本計畫順利達成預定目標，並協助主管機關對於核一廠用過核子燃料乾式貯存作業熱測試的輻射源項與輻射防護等相關議題，有更全面且深入的了解，同時建立相關技術能力以進行嚴謹的分析，進行用過核子燃料乾式貯存作業重要輻射議題的研究，計畫執行的相關人力經驗與技術發展，亦可作為國內未來類似議題的安全分析執行或審

查的重要資源。

2-1C 乾式貯存設施維護與監測之國際研發資訊研析

本研究借鏡美日乾式貯存設施維護與監測技術發展經驗，相關研究成果會透過學會，彙整成如美國 ASME 或日本 JIS 之設計施工規範，以提供業界參考與遵循。如此的產官學合作，也有助於核能安全管制作業之推展與精進。

子項計畫 2-2「核子反應器設施除役技術安全評估研究」

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

本研究透過美國與歐洲除役實際案例，讓國內對於除役放射性廢棄物之盤點能有更實際面的了解。並透過 Forsmark 廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，能更了解整個執行過程的相關重要議題及挑戰，並作為主管機關審查除役放射性廢棄物盤點之參考案例，本計畫的成果於後續發展高放、低放處置管制技術之參考。

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

本研究針已完成對金屬材料的拆除方法及選用技術的評估，並蒐集歐洲及美國核設施拆除之實際案例。核設施除役工作中有另外一項工作是混凝土結構的拆除作業，比起金屬材料受污染或活化的混凝土其數量雖然較少，但建造一座核設施使用的混凝土數量卻非常龐大。在核設施除役過程中，良好的混凝土除污及拆除技術，可以減少受污染混凝土的數量，這將是後續研究之目標。

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

本研究依原訂規劃於期中完成文獻資訊蒐集及研讀之工作，包含放射性廢棄物國際先進國家相關規範及採用之盛裝容器等。藉由本研究之執行，相關成果未來之展望為：1. 建立除役廢棄物分類包裝審查技術、2. 建立除役廢棄物分類包裝申照及驗證能力、3. 建立放射性廢棄物分類包裝技術服務及諮詢能力。

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

透過舉行低放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗，達到整合國內量測技術與能力之目的，並建立放射性廢棄物整桶量測技術規範，提升國內低放射性廢棄物量測技術能力達國際水平。

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理之研究

核能電廠的除役過程包含停止運轉後的用過核子燃料移除、系統除污、安全貯存、設施與建物的解體、廠址復原及釋出等步驟，其中更包含除役廢棄物管理、除役過程之善後與環境管理等重要步驟。除役過程中的除污作業是很重要的一環，緊緊環繞在除役的各項重要步驟中，應針對不同的除污對象挑選不同的除污技術與方式，最終的目的是朝向有利於環境保護、人員安全，於此同時能兼顧節省開支，避免資源浪費。

除污的目的是為了降低輻射曝露、回收利用舊設備和材料、減少需要特別處置的廢棄物體積，使場地和設施恢復到不受限制使用的狀況，也須將鬆散易擴散的放射性污染物固定在原處，做好永久封存和最終處置的準備。

在廢棄物處置方面，也須朝向：廢棄物最少化、管理縱深化、更具體的廢棄物管理處置措施、延緩除役期程的最適化安排、除役廢棄物再利用、廢棄物管理的法規制度化等方向著手，就能使除役過程更加有效率，並能減少很多不必要的開支。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

目前本計畫正依照計畫書所擬定之工作進程順利進行中，遇到之困難在於國外電廠除役案例之資料並非完全公開，因涉及工程顧問公司之特殊施作工法與相關商業機密，因此取得不易，某些資料需要昂貴費用才能取得，更有部分完全無法取得之機密資料。考量本計畫為審查技術之研究，若無法取得相關資料，將自行開發研究相關之審查技術重點。目前國際上有幾個國家具有核能電廠的除役經驗，包括美國、英國、法國、德國、義大利、日本及瑞典等地，美國、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完成除役之核能機組之除役過程進行深入研究，而以除役核能電廠為主要範圍，作為未來主管機關審查核能機組除役計畫之依據。

子項計畫 2-3「用過核子燃料處置審查技術建置研究」

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

本研究依原訂規劃於期中完成文獻資訊蒐集工作，包含高放處置的國際安全相關標準與近十餘年以來的核能先進國家重要安全評估/分析案例蒐整。並完成日本「高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」與國際原子能總署 SSG-14 導則附錄 II：「封閉後安全評估」的中文翻譯工作。相關資訊已彙整歸納為國際安全評估技術發展的經驗與趨勢，並據以研擬我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點，成果可提供國內相關單位與關注本議題的公眾參考。而本年度的研究成果，亦將作為後續年度研訂我國用過核子燃料處置管制規範草案之基礎。本研究年度成果符合計畫原訂規劃。

填表人： 蔣焜淵 聯絡電話： 02-22322318 傳真電話： 02-22322308

E-mail： kyc@aec.gov.tw

主管簽名： 邱賜聰

附件一：績效指標(實際成果)

請選擇合適綱要計畫評估之項目填寫初級產出、效益及重大突破(填寫說明如表格內容，未使用之指標及填寫說明文字請刪除)

屬性	績效指標		原訂值	初級產出 量化值	效益說明	重大 突破
學術成就(科技基礎研究)	B.研究團隊養成		2 組(低放處置審查團隊、輻射量測團隊)	2 組(低放處置審查團隊、輻射量測團隊)	所養成之專業團隊可作為放射性廢棄物管制之專家幕僚，提供政策諮詢及後續研究服務。	
	D.研究報告		16 篇	6 篇	彙整研究成果與心得發現，傳承專業技術，並作為放射性廢棄物管制之科學參考依據。	
	E.辦理學術活動		辦理 1 場研討會	辦理 1 場研討會(預計 6/27 舉辦)	辦理輻射量測、處置或放射性物料管制、乾式貯存等之研討會，促進國內產官學研界之交流合作。	
經濟效益	O.共通/檢測技術服務		建立活度量測系統 1 組	建立活度量測系統 1 組	可有效量測低放射性廢棄物重要核種 Am-241 活度	
	T.促成與學界或產業團體合作研究		子項研究計畫 2 個 分項共 16 案	子項研究計畫 2 個 分項共 16 案	促進研究單位與學術機構之合作交流，整合意見凝聚共識	
非研究類	法規制度	9.法規草案確定	低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)之修訂建議	低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)之修訂建議	精進安全審查及安全管制技術，並適時提出因應之相關技術規範	

其他：「日本高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」中文翻譯一篇

附件二：佐證資料表

(請選擇合適之佐證資料表填寫，超過1 筆請自行插入列繼續填寫，未使用之指標資料表請刪除)

【研究團隊表】

團隊名稱	團隊所屬機構	團隊性質	成立時間 (西元年)
低放射性廢棄物活度量測追溯與驗證研究團隊	核能研究所 保健物理組	e	2011
放射性廢棄物處置與環境復育技術研發團隊	核能研究所 化學工程組	a、e	2012

註：團隊性質分成 a 機構內跨領域合作、b 跨機構合作、c 跨國合作、d 研究中心、e 實驗室

【研究團隊表】

序 號	報告名稱	第一作者	出版年 (西元年)	出版單位
1	國際原子能總署處置安全導則 SSG-23 與相關管制技術之研究	吳禮浩	2014	核能研究所
2	核子反應器設施除役安全議題研究	游鎮帆	2014	核能研究所
3	拆除方式技術能力與安全評估研究	吳帝頡	2014	核能研究所
4	除役廢棄物分類包裝審查技術研究	張南昌	2014	核能研究所
5	低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術研究	黃珏吉	2014	核能研究所
6	國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究	紀立民	2014	核能研究所

【學術活動表】

研討會名稱	性質	舉辦(起-迄)日期 (YYYY/MM/DD)	主/協辦單位
低放射性廢棄物活度量測研討會	a	2014/6/27	核研所保物組

註：性質分成 a 國內研討會、b 國際研討會、c 兩岸研討會

【規範標準表】

名稱	類別	參與性質	應用範圍
低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則 (第 0 版)之修訂建議	c	a	b

註：類別分成 a 規範、b 標準、c 法規、d 政策；參與性質分成 a 參與制定、b 共同發表；應用範圍分成 a 機構內、b 國內、c 國際、d 未發表

附件三：重要研究成果摘要

子項計畫 1-1：「低放射性廢棄物處置安全審查關鍵議題研究」

1-1A 國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)與相關管制技術之研究

低放射性廢棄物處置是我國即將面對的重要議題。藉由國際安全論證(safety case)相關技術文獻彙整分析，摘譯 IAEA 安全導則 SSG-23 重點，說明對於我國低放處置安全評估技術發展與管制措施之可能影響，並將相關成果回饋於低放審查導則(第 0 版)之章節與條文內容修訂。

(1)工作項目與執行方法

(A)國際安全論證(safety case)相關技術文獻蒐集分析，擬包含 IAEA 與 OECD/NEA 等國際機構之導則與專業報告分析。執行方法將分析放射性廢棄物處置設施如何確保安全的全部程序、安全論證準備中主要的安全原則與安全要求、安全論證的構成要素與其在處置設施發展、運轉與封閉階段的角色，建立安全論證的可信賴度，探討安全論證中處置場封閉後輻射影響評估方法論及安全論證準備中產生的特別議題，說明安全論證文件化及指出處置設施發展安全論證可能用途，提供安全論證法規審查的指引與建議。

(B)摘譯 IAEA 安全導則 SSG-23 重點，並結合前項分析結果，說明對於我國低放處置安全評估技術發展與管制措施之可能影響。

(C)相關成果回饋於低放審查導則(第 0 版)之章節與條文內容修訂。依據安全論證文獻分析成果，參考國內低放處置現況，研提低放審查導則(第 0 版)配合安全論證議題之可能影響，可採行之章節與條文內容修訂。

(2)工作執行成果

(A)國際原子能總署處置安全導則(SSG-23)內容概要

本研究完成 SSG-23 的全文翻譯，SSG-23 為放射性廢棄物處置問題有關的安全論證文件和安全評估的“安全導則”，內容主要有 7 個章節：(a) 前言；(b) 證明放射性廢棄物處置的安全；(c) 安全原則與安全要求；(d) 放射性廢棄物處置的安全論證；(e) 封閉階段的輻射影響評估；(f) 具體問題(係指有關制定放射性廢棄物處置設施的安全論證時，可能需要特別考慮的問題)；(g) 安全論證的使用與文件化；(h) 管制審查程序。

(B)國際放射性廢棄物處置安全論證研析

本研究完成國際國際原子能總署(IAEA)重要規範 SSR-5 與 SSG-14，及經濟合作發展組織-核能總署(OECD/NEA)導則 NEA 6405 安全論證技術要點分析。以及主要核能國家(加拿大、芬蘭、法國、德國、日本、瑞典、瑞士、英國、美國等)放射性廢棄物處置相關的安全論證技術要點研究。彙整並釐清國際上對於安全論證的技術準則，可供國內技術發展參考應用。

(C)國際安全論證管制技術趨勢

本研究以 IAEA SSG-23 之內容為基礎，另外再分析及整理國際核能機構有關安全論證(safety case)之技術文獻，初步完成安全論證中管制機關所扮演角色及管制技術的分析，提供國內相關單位與關注本議題的公眾參考。IAEA SSG-23 提出之安全論證，係為證明放射性廢棄物處置設施安全的指引與精神。管制機關必須針對放射性廢棄物處置計畫時程各個階段的需求，參考 IAEA SSG-23 明確規範出安全論證的要求，以提供處置場經營機構作為遵循之依據。

(D)國際安全論證經驗回饋

國際經驗所強調的安全論證(safety case)理念，其操作上的中心意義即在於整合。整合所有相關辨證與證據，包含管理體系、審議意見、安全評估等，以獲得認同。各國均已深刻認知公眾認同是處置計畫成敗的關鍵。各國投入大量人力與物力推動處置計畫的前期研發，除了責任上確保處置安全性外，更在於向公眾證明技術的可行性，以獲得公眾對於推動後續計畫的支持。處置計畫的各個重要決策階段(例如選址、建造、運轉、封閉)均應進行安全論證/安全評估，這已是國際上的共識。

(3)結論

本報告彙整國際組織 IAEA 與 OECD/NEA 以及主要核能發電國家，對於放射性廢棄物地質處置之相關安全論證(safety case)與安全評估技術要項。以 IAEA SSG-23 之內容為基礎，再分析國際核能機構有關放射性廢棄物處置安全論證之技術文獻，就安全論證中管制機關所扮演的角色及管制技術進行分析與探討。有助於瞭解當前的國際共通性作法與技術水準，提供我國管制措施之參考，未來以國際科技資訊為基礎所建立本土化的管制規範，則將更具有公信力。

本報告資訊彙整成果有助於我國後續放射性廢棄物管制決策與研發工作之參考應用，以加速提昇技術能力，確保管制安全合於國際標準。

(4)參考文獻

台灣電力公司，2010，SNFD-2009：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。

ASN, 2008, Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde.

BMU, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, The Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety (BMU), Germany.

Boissier, F., and Voinis, S., 2014, Safety Case for license application for a final repository: The French example, in The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France.

CNSC, 2006, Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.

ENSI, 2009, Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the Safety Case, ENSI-G03/e.

IAEA, 2011a, 放射性廢棄物處置，特定要求，International Atomic Energy Agency, SSR-5。(簡體中文版)

IAEA, 2011b, Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.

IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-23.

JAEC, 1997, Guidelines on Research and Development Relating to Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Atomic Energy Commission of Japan.

JNC, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Japan Nuclear Cycle Development Institute.

NDA, 2010, Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment, Nuclear Decommissioning Authority, NDA/RWMD/030.

OECD/NEA, 1991, Disposal of Radioactive Waste: Review of Safety Assessment Methods, OECD/NEA, Paris, France.

OECD/NEA, 2010, Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6405.

OECD/NEA, 2012a, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.

OECD/NEA, 2012b, Indicators in the Safety Case: A report of the Integrated Group on the Safety Case (IGSC), Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2012)7.

OECD/NEA, 2013, The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 78121.

OECD/NEA, 2014, The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2013)9.

Posiva, 2012, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012, Posiva Report 2012-12.

Röhlig, K-J., L. Griffault, M. Capouet, H. Makino, N. Marcos, P. Smith, A. Vokal, and J. Wollrath, 2011, OECD/NEA project on the Methods for Safety Assessment (MeSA), Issue Paper No. 3: "System description and scenarios".

SEPA & NIEA, 2009, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.

SKB, 2011, Long-term Safety for the Final Repository for Spent Nuclear Fuel at Forsmark - Main report of the SR-Site project, Volume I, Technical Report TR-11-01.

SSI, 2005, The Swedish Radiation Protection Authority's Guidelines on the Application of the Regulations (SSI FS 1998:1) Concerning Protection of Human Health and the Environment in Connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 2005:5.

SSM, 2008, T The Swedish Radiation Safety Authority's regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste, SSM FS 2008:21.

STUK, 2010, Disposal of Spent Nuclear Fuel, STUK-YVL E.5.

STUK, 2013, Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.

USNRC, 2001, 10 CFR 63 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada.

1-1B 低放射性廢棄物安全管制技術發展-場址特性審查規範精進之研究

國內外低放處置場址特性評估文獻資訊蒐集研析

已完成低放射性廢棄物最終處置場址之環境安全因子審查技術規範研議 (物管局，2010)、瑞典 Forsmark(2004)低放射性廢棄物處置場簡介、日本 NUMO(2010)放射性廢棄物地質處置場安全法規簡介及審查導則之場址特性修訂草案(102 成果報告)整理，透過專家委員之討論，將其相關重點納入審查導則修訂建中。

處置場址特徵與近場安全評估相關之重要參數研析

根據子計畫三低放射性廢棄物處置設施安全評估審查規範精進之研究 (物管局，2013b、2014)，研析 IAEA 最新之安全評估模式技術報告(IAEA, 2013)，所整理與研析安全分析模式所需關鍵參數，與場址特性描述章節所需重要場址特徵與參數進行比對，進一步審視相關參數是否有缺失。

經檢視後地表水、水文地質參數之地下水面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導數、延散係數、擴散係數、異質性、非等向性及與鄰近地表水體之關係及水的侵蝕之水庫潰壩影響等項次，未在場址特性相關條文中出現，於後續審查導則修訂時，將作為修訂建議參考與委員會討論。根據委員會討論結果，已將下列參數增列至導則中：

(1)水文地質參數之地下水面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導數、延散係數、擴散係數、異質性及非等向性增例至地下水章節(一)提供資料 2.(4)項次中。

(2)水文地質參數之與鄰近地表水體之關係增列至地下水章節(一)提供資料(二)審查作業 2.(6)。

(3)水的侵蝕之水庫潰壩影響增列至地表水章節(一)提供資料(二)審查作業 2.項次內。

召開學者專家委員會議研議低放審查導則(第 0 版)各章節修訂建議

已召開三次學者專家會議針對擬審查導則場址特性、設施設計及安全評估等相關章節條文提供修訂意見，其相關修訂重點如下：

(1)關於場址特性描述修正建議包括：(a)場址各項環境因子的審查重點為場址特性對設施之影響，反之若考慮設施對環境之影響則屬環評範疇。(b)「低放射性廢棄物最終處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準」中不得設置處置設施地區，應於適當章節列出，以提醒審查者。(c)調查範圍訂定建議參照環評規定以及國內外文獻。(d)場址特性描述目的，在於提供建構處置安全概念所需資訊，並據以訂定設計準則，相關資料必須足以建構場址特徵化模式，以提供安全評估使用，建議於場址特性描述之前言清楚說明此一背景。

(2)關於處置設施設計修訂建議包括：(a)處置設施之設計審查重點非工程設計本身，工程設計本應符合工程規範與常規。審查重點應為提供安全評估所需資訊。(b)建議將 4.2 節「建築設計」標題改為「設施設計」、4.4 節「土木設計」標題改為「處置單元長期安全設計」。(c)建議於第四章納入坑道處置之審查要項。

(3)關於處置設施安全評估審查導則修正建議包括：(a)增列安全評估範疇說明；(b)增列意外事故評估項次；(c)輻射劑量安全評估廢棄物描述部分內容與其他章節重複，建議內容加以調整；(d)本章所提及概念模式另增新章節；(e)運轉、監測、監管、封閉與長期穩定等時限應參考處置安全規則之規範；(f)長期穩定章節將坑道處置概念納入之審查要項；(g)針對坑道處置應增列相關條文。

1-1C 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施設計審查規範精進之研究

工程障壁系統確保安全之功能，受到源項核種種類與活度、場址地下水流場特性與工程障壁設計等三大因素之交互影響，為瞭解三者間關聯性，本研究嘗試設計不同源項與環境參數組合之案例，利用 GoldSim 進行有效劑量模擬，協助掌握工程障壁安全功能之設計考量。

工程障壁系統安全評估之解析方法與參數設定研析

蒐集日本、瑞典、加拿大之安全分析參數與實驗數據，加上對國內工程材料特性與施工的掌握，彙整出水力傳導係數、擴散係數、吸附分配係數之可能分布範圍。水泥材料的水力傳導係數與擴散係數分布範圍，分別為 $1 \times 10^{-12} \sim 1 \times 10^{-8}$ m/s 與 $1 \times 10^{-12} \sim 1 \times 10^{-10}$ m²/s，而膨潤土材料的水力傳導係數與擴散係數分布範圍，分別為 $1 \times 10^{-13} \sim 1 \times 10^{-9}$ m/s 與 $1 \times 10^{-11} \sim 1 \times 10^{-9}$ m²/s。此外，不同的核種對不同的材料會有不同的吸附分配係數，由於各國處置之放射性廢棄物特性與數量不同，因此考慮的核種亦有很大的差異。考量日本的地質環境與工程設計上，與我國相似度較大，核種的重複性亦較高，故後續分析時，主要以日本安全評估在還原性環境下的吸附分配係數，做為輸入參數的依據。

工程障壁設計特性參數敏感度測試案例研析

根據前述參數蒐集，分別選出三組水泥材料以及三組膨潤土材料的參數，做為一維解析的測試案例。並考量我國建議候選場址之地下水特性，較可能發生的地下水流場梯度為 0.001 或 0.01，另增加一組地下水流速較快的情況，假設其地下水流場梯度為 0.05，各案例之相關參數彙整如表 2-1 所示。考量核種在工程障壁內的傳輸機制，先以一維解析方法評估移流作用以及移流擴散作用對核種傳輸之敏感度。根據分析結果，在相同的材料參數下，地下水流場梯度的改變對傳輸距離的影響較不顯著，且擴散係數的影響遠大於水力傳導係數。

表 2-1 測試案例參數表

參數 \ 案例編號	水泥材料			膨潤土材料		
	C-1	C-2	C-3	B-1	B-2	B-3
孔隙率(%)	15%	20%	25%	25%	35%	45%
乾密度(Mg/m ³)	-	-	-	2.00	1.75	1.50
擴散係數(m ² /s)	1×10^{-12}	1×10^{-11}	1×10^{-10}	1×10^{-11}	1×10^{-10}	1×10^{-9}
水力傳導係數(m/s)	1×10^{-12}	1×10^{-10}	1×10^{-8}	1×10^{-13}	1×10^{-11}	1×10^{-9}
地下水流場梯度 (水流通量)	0.001、0.01、0.05					

工程障壁最適化設計之研析

研究案例於源項採用「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之 A 類與 B/C 類核種種類及其活度限值，區分為 A 類與 B/C 類之源項設定。工程設計參數則參考日本、瑞典、加拿大等國家於其處置設計與安全分析時所採用之參數與實驗數據區分為三個級距，分別代表優良、普通與不良之工程設計與施工品質。再搭配三種不同水力梯度之流場環境，設計出 27 組不同之測試案例，測試案例參數詳表 2-1 所列。

利用 GoldSim 進行不同案例之有效劑量模擬，並以法規要求之個人年有效等效劑量低於 0.25mSv/yr 作為研判依據，用以分析出不同案例之混凝土與膨潤土所需之最小設計厚度，其成果如表 3-1 與表 3-2 所列。彙整重要結論如下：

由前述分析發現可知，工程障壁系統組合與厚度設計明顯受到源項活度與地下水流場特性影響，若場址環境之水力梯度過高，將必須採用較厚之工程設計，或採多重障壁組合。因此，選擇水力梯度較平緩之場址環境，將可以有效降低工程設計要求，並提高其安全功能之可靠性。

A 類廢棄物由於其核種活度限值較低，在合適的場址環境下，採常用之混凝土設計，工程障壁即可發揮其確保安全功能。B/C 類廢棄物因源項活度較高，測試案例中較佳之混凝土參數設計亦可直接達成其安全要求，但代表較差工程設計之案例均無法在合理的厚度設計下達成安全要求。因此，建議需採用混凝土搭配膨潤土之障壁組合較為確保安全，可做為安全審查研判參考。

基於源項、場址流場特性與工程設計間之關聯性分析成果，於進行安全審查作業時，可依下列關聯特性研判其工程設計之合理性。

廢棄物分區處置之工程障壁系統型式，需因應其源項特性而有所不同。

B/C 類廢棄物處置區之工程障壁系統宜採多重障壁系統設計，且需注意其安全分析之設施劣化分析合理性，以提升確保安全之信心。

表 3-1 混凝土障壁之最小設計尺寸

案例編號	水力傳導係數 (m/s)	有效擴散係數 (m ² /s)	水力梯度	混凝土障壁之最小設計尺寸	
				A 類廢棄物的	B 類/C 類廢棄物
1	1×10 ⁻¹²	1×10 ⁻¹²	0.001	0.1m	0.6m
2			0.01	0.1m	0.6m

案例 編號	水力傳導係數 (m/s)	有效擴散係數 (m ² /s)	水力梯度	混凝土障壁之最小設計尺寸	
				A 類廢棄物的	B 類/C 類廢棄物
3		1×10^{-11}	0.05	0.1m	0.6m
4			0.001	0.2m	0.8m
5			0.01	0.2m	0.8m
6			0.05	0.2m	0.8m
7		1×10^{-10}	0.001	0.6m	>1m
8			0.01	0.6m	>1m
9			0.05	0.6m	>1m
10			0.001	0.1m	0.6m
11			0.01	0.1m	0.6m
12	1×10^{-10}	1×10^{-12}	0.05	0.1m	0.6m
13			0.001	0.2m	0.8m
14			0.01	0.2m	0.8m
15		1×10^{-11}	0.05	0.2m	0.8m
16			0.001	0.6m	>1m
17			0.01	0.6m	>1m
18			0.05	0.6m	>1m
19		1×10^{-10}	0.001	0.4m	>1m
20			0.01	>1m	>1m
21			0.05	>1m	>1m
22	1×10^{-8}	1×10^{-12}	0.001	0.4m	>1m
23			0.01	>1m	>1m
24			0.05	>1m	>1m
25		1×10^{-11}	0.001	0.4m	>1m
26			0.01	>1m	>1m
27			0.05	>1m	>1m

表 3-2 混凝土障壁與膨潤土障壁組合之最小設計尺寸

混凝土障壁 1m	膨潤土障壁之最小設計尺寸
----------	--------------

水力傳導係數 (m/s)	有效擴散係數 (m ² /s)	水力坡降	水力傳導係數 (m/s)	有效擴散係數 (m ² /s)	厚度 (m)
1×10^{-12}	1×10^{-10}	0.001 0.01 0.05	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.2
			1×10^{-11}		0.2
			1×10^{-9}		0.4
1×10^{-10}	1×10^{-10}	0.001	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.2
			1×10^{-11}		0.2
			1×10^{-9}		0.4
		0.01	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.2
			1×10^{-11}		0.4
			1×10^{-9}		0.6
		0.05	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.2
			1×10^{-11}		0.4
1×10^{-8}	1×10^{-12} 1×10^{-11} 1×10^{-10}	0.001	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.2
			1×10^{-11}		0.4
		0.01 0.05	1×10^{-13}	1×10^{-11}	0.4
			1×10^{-11}		0.6

1-1D 低放射性廢棄物安全管制技術發展-設施安全評估審查規範精進之研究

一、國際原子能總署安全評估模式技術報告研析

1. 國際原子能總署近地表處置安全指引(SSG-29)：IAEA 於 2011 年提出 safety standard series No.SSR-5 報告，闡述淺地表處置設施各項安全的需求。2014 年更進一步提出具體的安全指引”Specific Safety Guide(SSG-29)”，作為各國管制機構制定法規的參考依據。SSG-29 安全指引的內容包含下列部分：(1)設施封閉後的輻射安全標準、(2)設施經營者、管制機構及政府的權責劃分、(3)處置設施的安全作法、(4)安全分析案例與評估、(5)處置設施階段性發展及達成方法
2. 國際原子能總署安全評估模式技術報告研析：本研究針對國際原子能總署最新版之安全評估模式技術報告初稿「Mathematical Models for Assessing Remediation of Radioactively Contaminated Sites (Draft), Avila et al., 2013」中有關安全分析模式之最新進展分析，此報告雖然以受輻射污染場址之整治所需評估模式最新進展進行說明，而不是直接針對任何低放或高放處置設施之安全評估模式介紹，但在場址整治與處置設施二者所需模式本質上卻有許多共通性，因此仍為

重要參考依據之一。該報告內容包含 11 章節及 4 個附錄，架構上除源項模式外，主要以大氣傳輸、地下水與傳輸模式、地表水與傳輸模式、暴露評估(劑量)模式為主軸，從模式功能與其間之連結顯示：應用於處置場址從源項、近場、遠場、生物圈的觀念是一致的。

二、處置安全分析模式所需關鍵參數整理與研析：安全評估從源項、近場、遠場到生物圈涉及許多不同模式之整合應用。其中，源項以廢棄物污染源特性(放射性核種)相關參數為主；近場主要需考量工程障壁功能參數；遠場及生物圈則主要為場址特性參數為主，最終由輻射劑量的計算來評估處置設施可能造成的輻射衝擊。所整理之不同安全分析模式的關鍵參數與特性，除可回饋場址特性與處置設施工作之需求，並可提供審查時的檢核參考。主要模式的關鍵參數整理如下：

1. 源項模式模擬所需參數：源項模式與處置單元相關參數有(1)污染區域空間尺度(長、寬、深度等)；(2)廢棄物特性。核種在廢棄物體內之盤存量(inventory)、輻射特性、廢棄物形式；(3)容器尺寸與物理化學特性；(4)核種空間分布函數。源項模式與場址環境相關參數有覆蓋土壤侵蝕率與人類擾動因素等。
2. 近場模式與模擬相關參數：近場模式與場址特性相關之關鍵參數有(1)水文地質參數：水文地質模型、地下水位面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導係數、未飽層水力特性參數 延散係數、擴散係數、異質性、非等向性、與鄰近地表水體之關係；(2)水文氣象參數：降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量；(3)生地化反應參數：主要物種反應方程式、動態反應速率、平衡常數、吸脫附模型與參數、離子交換部位、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數。近場模式與設施設計相關參數有(1)緩衝回填材料 厚度、孔隙率、水力傳導係數、延散係數、擴散係數、化學成分組成、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數；(2)處置窖幾何形貌：盛裝容器排列方式(長、寬、高幾何形狀)。
3. 遠場模式與模擬相關參數：主要與場址特性相關有(1)水文地質

參數：水文地質模型、地下水位面、水相主要物種、土壤主要礦物組成、孔隙率、水力傳導係數、未飽層水力特性參數、延散係數、擴散係數、異質性、非等向性；(2)水文氣象參數：降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量；(3)生地化反應參數：主要物種反應方程式、動態反應速率、平衡常數、吸脫附模型與參數、離子交換部位、遲滯係數或適用之等溫吸附模型與參數、鄰近地表水體位置、鄰近飲用水井位置、抽取率。

4. 生物圈模式相關參數有鄰近地表水體位置、鄰近飲用水井位置、抽取率、核種溶出率、暴露途徑轉換因數。

三、處置安全分析模式之產出與不同模式間之關聯研析

安全分析模式架構下源項、近場與遠場如何連結實與各模式之功能有關，若源項模式可涵蓋核種自填充材料之外釋率，則近場模式則涵蓋處置窖、緩衝材料、回填材料、坑道、受擾動地質圈，而遠場模式則涵蓋未擾動地質圈，三者間之架構如圖 3.1 所示。

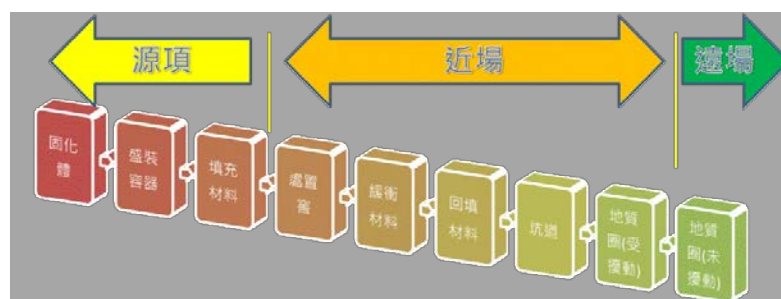


圖 3.1 低放處置模式銜接組合

(一)安全分析模式關鍵參數與模式間之關聯

以圖 3.1 的模式銜接架構為例，以心智圖源繪製源項模式、近場與遠場模式三者間之銜接架構如圖 3.2 所示。分述如下：

1. 源項模式

(1)廢棄物描述需包含種類、數量、活度與特性等資訊，此部分為對應於審查導則廢棄物描述小節內容

(2)盛裝容器包含尺寸、壽命與盛裝容器之物理特性與化學特性

(3)填充材料包含其厚度、物理特性與化學特性。

而源場模式須提供關鍵核種溶出速率，包含位置、關鍵核種種類與其發生時間與歷程，以供近場模擬所需。

2. 近場模式

- (1) 處置窖、緩衝材料、回填材料、坑道等多重障蔽須包含其厚度、物理特性與化學特性。
- (2) 受開挖擾動地質圈包含受擾動範圍、水力傳導係數、孔隙率、延散係數、擴散係數，有涉及未飽和含水層則須未飽和層水力特性。
- (3) 水文氣象參數可包含降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量等。
- (4) 地化反應系統參數包含反應方程式、平衡常數、吸脫附模型、遲滯係數。

近場模式須提供關鍵核種溶入遠場之速率，包含位置、關鍵核種種類與其發生時間與歷程，以供遠場模擬所需。

3. 遠場模式

- (1) 未受開挖擾動地質圈包含受擾動範圍、水力傳導係數、孔隙率、延散係數、擴散係數、未飽和層水力特性。
- (2) 水文氣象參數可包含降水、蒸發散、風速、相對溼度、淨輻射量等。
- (3) 地化反應系統包含反應方程式、平衡常數、吸脫附模型、遲滯係數。

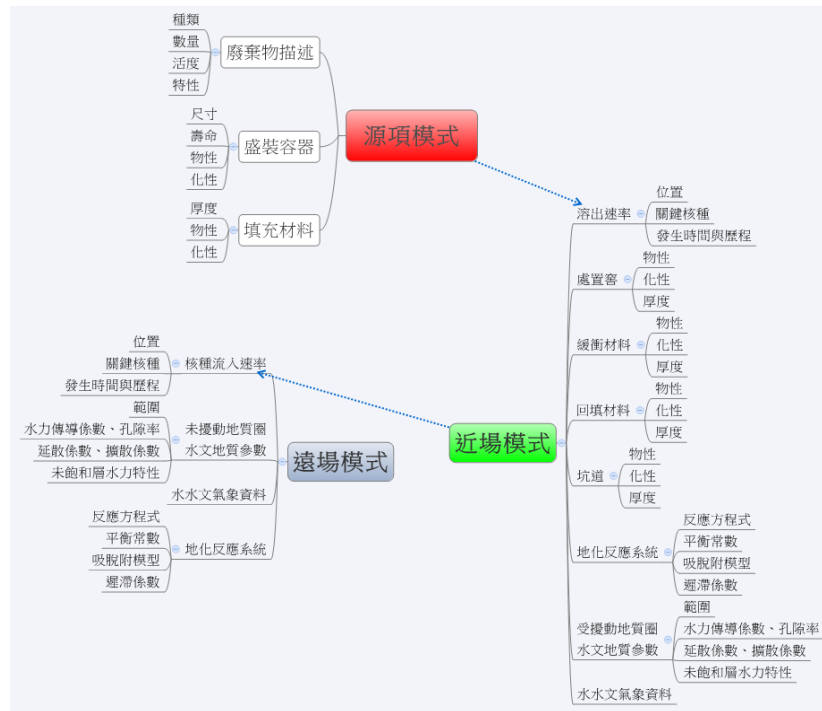


圖 3.2 低放處置模式關鍵參數與架構

(二)安全評估模式關聯研析

瑞典 SKB TR-10-51 為 Model summary report for the safety assessment SR-Site 的技術報告，此報告綜整應用於 SR-Site 之安全分析模式及相關模式之 QA 程序與相關文件，對於如何建立模式之 QA 程序以及模式的屬性歸類、模式功能與輸出入整理均有詳細的說明，未來安全評估應有類似 QA 程序與文件。

四、處置全系統安全評估模式架構研擬暨整合技術發展精進建議

全系統架構應涵蓋源項、近場、遠場與生物圈劑量風險評估模式，在模式選取上應考量不同模式間之輸入與輸出是否可合理銜接，且應建立所選用模式與引用參數之 QA 文件，而針對國內低放處置安全評估工作精進建議，應先建立符合國內未來處置工作與水文地質特徵之基本(參考)情節傳輸，確認所需考慮之變異情節組合，釐清影響評估結果之主要不確定性來源，並提出安全評估之整合安全論證。

五、低放處置審查導則安全評估相關章節修正建議

子計畫三綜合分析上述研析成果與我國現行技術規範後，已研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」處置設施安全評估相關章節之精進建議。主要建議有(1)增列安全評估範疇說明於 7.1 節最前面；(2)增列意外事故評估項次；(3)輻射劑量安全評估之第一子節廢棄物描述部分內容與其他章節重複，建議該章節內容需加以調整；(4)本章所提及概念模式另增新章節；(5)所提及運轉、監測、監管、封閉與長期穩定等時限應參考處置安全規則之規範；(6)長期穩定章節將坑道處置概念納入之審查要項；(7)針對坑道處置應增列相關條文。並配合「低放射性廢棄物安全管制技術發展分項計畫」所召開的審查導則修訂學者專家委員會議，以確認審查導則安全評估章節的修訂項目與內容。

1-1E 低放射性廢棄物安全管制技術發展-輻射劑量評估安全審查模式之研究

本子計畫針對 RESRAD 程式參數需求研析、低放處置輻射劑量與風險評估技術文獻資訊研析、潛在處置場址輻射劑量與風險評估關鍵審查技術與方法研析、輻射劑量與風險評估整合管制技術研議、低放審查導則(第 0 版)輻射劑量評估有關章節與條文內容修訂建議，提供物管局低放射性廢棄物處置輻射劑量評估安全審查之應用，以適時提升該項管制技術議題之技能與規範的精進。獲得以下結論與建議：

一、安全分析 RESRAD 程式參數需求研析

本計畫已建立完整 RESRAD-OFFSITE 模式輸入參數，包括：場址區域範圍及地圖介面、核種源項濃度、核種源項釋出率與沉降速度、分佈係數、劑量換算與斜率因子、轉移因子、設定釋出途徑、報告及儲存時間、水文物理因子、主要污染區域、農業區域、牲畜飼養區域、遠場住宅區、大氣傳輸、非飽和含水層、飽和含水層、水利用量、地表水、地下水傳輸、攝取率、牲畜攝取飼養因子、植物因子、吸入及外部伽馬、外部輻射的形狀及面積因子、居住率、氬、碳 14、碳 12 質量分率、氡等，該參數核種劑

量換算與致癌風險斜率因子已建立於 RESRAD 資料庫內，且 RESRAD 已建立參數使用參考手冊。以解決國內低放處置輻射劑量安全審查技術發展之模式選擇與參數選用所面臨問題。

二、 低放處置輻射劑量與風險評估技術文獻資訊研析

RESRAD 程式之環境途徑、暴露途徑及劑量與癌症風險之輻射風險評估之技術文獻資訊進行研析，並再蒐集歐洲、美國、日本等國處置低放射性廢棄物利用 GOLDSIM 進行輻射劑量與風險評估研析。劑量計算 Dose_Calculation 是 GOLDSIM 結構上最複雜的，必須要有由使用者自行輸入輻射劑量解析方程式。

三、 潛在處置場址輻射劑量與風險評估關鍵審查技術與方法研析

建立 RESRAD 程式模擬結果作為輻射劑量與致癌風險判讀依據。包括：母(子)核種劑量報告檔 (.par)：劑量轉換因子、轉移因子、場址特性；途徑；總劑量；核種衰變鏈途徑劑量；所有核種劑量峰值時間。致癌風險報告檔 (.rsk)：致癌風險斜率因子；過量致癌風險。以作為輻射劑量與風險評估審查技術方法。

四、 輻射劑量與風險評估整合管制技術研議

RESRAD 已建立輻射劑量與致癌風險評估整合分析，使用者可選擇「圖表時間點之劑量、致癌風險」，來輸出各時點之劑量、致癌風險與濃度內容。本計畫已應用該技術於輻射劑量與風險評估整合管制。

五、 提出低放審查導則(第 0 版)輻射劑量評估有關章節與條文內容修訂建議

RESRAD 程式參數需求納入審查導則，提供物管局低放處置輻射劑量評估審查應用，精進管制技術議題技能。

美國 ARGONNE National Laboratory 為有效評估核種在近場與遠場傳輸之暴露劑量與風險開發之 RESRAD (OFFSITE 模組)，已設計利用模擬評估殘留放射性物質的輻射劑量和風險。已獲得美國核能管制委員會 (USNRC) 在核能場址除役及低放射性廢棄物處置安全評估審查之工具，

已經在美國和其他國家的使用案例超過 300 餘個。所以本研究特利用 RESRAD (OFFSITE 模組) 建立評估放射性廢棄物處置場址輻射劑量安全評估之有效工具。針對低放射性廢棄物處置場址輻射劑量評估安全審查，係為審照作業重要之程序過程，本計畫藉由 RESRAD 程式參數需求研析、低放處置輻射劑量與風險評估技術文獻資訊研析、潛在處置場址輻射劑量與風險評估關鍵審查技術與方法研析、輻射劑量與風險評估整合管制技術研議。綜合分析研析成果與我國現行技術規範，研擬「低放射性廢棄物處置設施安全分析報告審查導則(第 0 版)」相關章節之精進建議。透過國際重要文獻及技術研發重點之蒐集、研析與彙整，以提升輻射劑量評估安全審查管制技術議題之技能與規範的精進。建議未來可透過本計畫建立核種從近場、地質圈、生物圈傳輸遷移之全系統串接模擬有關各種生物圈曝露途徑的輻射劑量評估之技術。對於源項、近場及遠場模式，均有與場址及處置單元相關(工程設計)之不同關鍵參數。如何藉由調查、試驗與監測獲取這些關鍵參數為技術發展重點之一，並進而結合生物圈曝露途徑的輻射劑量評估，整合模式介面間之輸入與輸出亦為未來技術發展重點之一。

1-1F 低放射性廢棄物安全管制技術發展-坑道結構長期穩定強化及監測方法之研究

期末成果概述如下列五點：

1. 監測之重要性、監測工作之界定與設計流程

根據本研究蒐整的國外處置坑道監測相關報告文獻，瞭解處置坑道監測工作的重要性在於確保處置設施相關工作者與所處環境居民的安全，及處置設施對於環境的影響是否如期待。其次，篩選出相關重要參考文獻有：(i)國際原子能總署提出的處置場址生命週期各階段所執行的監測作業(IAEA, 2014)；(ii)監測參數與對應的量測方法(IAEA, 2001)；(iii) Posiva提出的監測定義與六個監測項目(Posiva, 2003)；(iv) 日本原子力環境整備促進・資金管理中心整理的五個監測目標(RWMC, 2005)，是為本研究進行「第五章處置坑道施工期檢測及運轉期監測要項研析」與「第六章處置坑道之檢監測計畫導則草案研析」之重要依據，更可作為後續相關研究課題與決策之參考。

2. 國內外坑道檢測與監測案例蒐整研析

本研究蒐集了瑞典SFR-1及芬蘭Olkiluoto VLJ與Loviisa VLJ坑道處置設施監測資料，藉以瞭解國外處置坑道在運轉期間，進行有關岩石力學與水文地質之檢監測目的，係在於掌握地質破裂帶對處置坑道的穩定安全影響與地下水滲流狀況。由國內南迴鐵路安朔隧道在運轉期間的檢測案例，可瞭解一般隧道在襯砌結構出現異狀時的因應檢監測方法；由國道五號雪山隧道在運轉期間的監測案例中，則可瞭解目前所實施的監測項目，其目的在於持續追蹤監測過去在建造階段曾遭遇的工程地質災害問題是否會影響隧道結構的長期安全穩定性。

本研究進一步比較國外處置坑道監測與國內隧道檢監測項目，綜整如表3.3-1，並將監測項目依屬性區分(i)岩石力學、(ii)水文地質、(iii)坑道襯砌材料及(iv)其他等四大項，可歸納得出：監測岩體穩定性及地下水滲流兩類為國內外坑道共同注意的監測項目；惟因國外處置坑道所處優良地質條件可允許岩盤直接裸露無需支撐，但國內坑道則幾乎需輔以襯砌結構來維持岩盤穩定性，因而國內隧道檢監測項目大多藉由在襯砌的變位量測、裂縫擴展及混凝土材料品質劣化程度，來判斷坑道結構的安全與穩定性。

3. 基於處置坑道結構安全及長期穩定需求之檢監測項目

本研究依據處置坑道結構長期穩定之影響因素、及對應的襯砌異狀與檢測項目進行統整，並提出表4.3-1之處置坑道襯砌結構長期穩定之檢測項目，內容已涵括了(i)外力因素(地震作用、邊坡運動與開挖擾動)、(ii)環境因素(風化作用引致岩石強度弱化及岩體依時變形)、與(iii)非力學因素(混凝土中性化等)所可能導致襯砌結構之可能異狀與因應的檢監測項目。

針對處置坑道進入運轉階段後，因坑道的變位大致在建造施工期間即已達到初步穩定，前、後檢測的變位非常小，大多僅有數毫米，就目前的工程測量技術並無法獲得測點精準的位移量，建議可採用本研究團隊新開發的襯砌微變監測技術、跨尺度多時序監測整合技術進行襯砌變形量測。

4. 處置坑道建造期及運轉期檢監測要項與檢監測計畫

因處置坑道對於場址特性的掌握度高於一般坑道，本研究除了參考山岳隧道工程在建造期及運轉期的檢監測項目外，另基於坑道結構安全與長期穩定性的需求，依監測領域及屬性區分為(A)岩石力學、及(B)水文地質、與(C)坑道襯砌三部分，整理處置坑道檢監測項目與技術列表(參表5.4-1)，並分別就處置坑道在(i)設計階段、(ii)建造階段、與(iii)運轉階段所需考量的監測項目及對應的技術或儀器加以整理。

其次，針對處置坑道檢監測計畫草案，依(i)處置坑道檢監測計畫通則、與(ii)監測計畫內容等已於期末報告第六章分項研析討論。

5. 審查導則與處置坑道相關章節條文內容修訂建議

本研究檢視目前的「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」(第0版)，與本計畫有關之章節包括「第四章 處置設施之設計」、「第五章 處置設施之建造」與「第七章 處置設施之安全評估」共三章，分別針對上述三章之原章節內容進行研析，並提出修訂條文之參考依據與修訂方向，經統整後完成審查導則草案有關處置坑道結構長期穩定強化及監測方法之編修要點，建議如表7.1-1所示。

表3.3-1 國外處置坑道監測與國內隧道檢監測經驗之項目比較

異同分析 項目		國外中、低放處置坑道 (SFR-1、Olkiluoto與Loviisa VLJ)	國內營運中一般隧道 (安朔隧道與雪山隧道)
岩石力學	變位監測	● 坑道斷面收斂量測 ● 弱面與裂隙等開口結構的變形 ● 潛在滑動岩塊監測	● 內空變位量測 ● 襯砌裂縫
	應力監測	● 岩體支撐條件(岩栓荷重)	無 ^{*註1}
水文地質	地下水滲流	● 岩體導水特性 ● 地下水入滲 ● 水力高差	● 測站設置流量計 ● 水壓計
坑道襯砌材料	襯砌裂縫	無 ^{*註2}	● 目視檢查 ● 隧道影像掃描 ● 超音波探測
	襯砌滲水	無 ^{*註2}	● 目視檢查 ● 隧道影像掃描
	混凝土品質	無 ^{*註2}	● 非破壞性檢測 ● 破壞性檢測 ● 中性化試驗
其他	降雨	● 雨量觀測站	● 可由中央氣象局雨量觀測站提供
	海平面位置	● 海平面位置	無
	溫度	● 溫度	無

*註1：營運中監測項目並無應力監測項

*註2：因國外坑道無襯砌

表 4.3-1 處置坑道襯砌結構長期穩定之檢監測項目

處置坑道結構長期 穩定影響項目與肇因		襯砌或其他坑道結構之異狀	檢監測項目
素 外 力 因	地震作用	1. 襯砌遭斷層剪斷破壞 2. 襯砌縱向龜裂 3. 襯砌橫向龜裂 4. 襯砌單側斜向龜裂 5. 襯砌環狀斜向龜裂 6. 底版(路面)龜裂或隆起 7. 側壁向內擠壓變形 8. 滲漏水 9. 隧道因邊坡坍滑破壞	1. 襯砌目視檢查 2. 襯砌影像掃描 3. 襯砌裂縫擴展性 4. 內空變位量測 5. 隧道中線量測 6. 洞口段邊坡災害調查
	邊坡運動	襯砌裂縫具偏壓特徵，例如： ● 襯砌肩部產生開口性張力裂縫 ● 裂縫可能呈現縱向、環向與斜向型態	1. 襯砌目視檢查 2. 襯砌影像掃描 3. 現地崩崖調查 4. 現地監測(地表位移、傾斜管、地滑計) 5. 隧道內監測(襯砌裂縫進展性、三維絕對座標內空量測、維修補強材劣化)
	開挖擾動	1. 襯砌裂縫具塑性壓特徵： (1) 挫曲 (2) 開口裂縫 (3) 剪力裂縫 (4) 側壁擠出 (5) 仰拱隆起 2. 襯砌裂縫具鬆弛土壓特徵： (1) 頂拱產生開口性裂縫 (2) 側壁產生壓縮裂縫或剪力裂縫 (3) 鬆弛土壓集中於小範圍之橢圓形、半月形、格	● 襯砌目視檢查 ● 襯砌影像掃描 ● 襯砌裂縫擴展性

		子狀或放射狀之裂縫	
環境因素	風化作用引致岩石強度弱軟化	1. 圍岩強度弱化或依時變形特性顯著，致岩盤鬆動產生岩壓造成二次支撐之襯砌結構受力產生異狀，其異狀特徵如塑性壓與鬆弛土壓者 2. 於施工建造階段可能引致開挖斷面擠壓、岩盤剝落、抽心落盤等問題	● 襯砌目視檢查 ● 襯砌影像掃描 ● 襯砌裂縫擴展性
	依時性變形特性		
非力學因素	混凝土中性化	網狀裂縫	混凝土中性化試驗
	鋼筋保護層厚度不足	條狀裂縫	透地雷達探測
	鹼值粒料反應	龜殼狀裂縫	混凝土強度試驗
	混凝土澆置中斷(冷縫)	連漪狀裂縫	襯砌目視檢查
	襯砌背後空洞或厚度不足		透地雷達探測

表5.4-1(a) 處置坑道檢監測項目與技術列表-岩石力學有關項目

	設計階段		建造階段		運轉階段	
	檢監測項目	技術或儀器	檢監測項目	技術或儀器	檢監測項目	技術或儀器
岩石力學	無	無	開挖面觀察	目視	岩盤穩定性	位移量測/伸張計 應力量測/計測岩栓
			淨空變位與頂拱下陷	位移量測/收斂觀測儀 及收斂岩釘、光學式收 斂監測、電子式收斂監 測	單一潛在滑動岩塊	位移量測/裂縫計
			仰拱隆起		坑道斷面收斂	位移量測/伸張計、捲尺收 斂計
			中心線量測 地中變位量測		內空變位	3D光學量測系統
			地表及地中沉陷	位移量測/地表沉陷點 觀測、地中變位計、插 入式傾斜計、插入式地 中變位計	襯砌裂縫分佈與擴展	隧道影像掃描、裂縫位移計
			岩栓軸力	應力量測/計測岩栓	襯砌變形	襯砌微變監測技術
			一次襯砌應力量測	應力量測/電子式襯砌 應力		跨尺度多時序監測整合技 術
			一次襯砌應變量測	應變量測/噴凝土應變 計		襯砌黏貼應變計
			二次襯砌應力量測	應力量測/電子式襯砌 應力	坑道環片受力與變形	於環片組立時埋設光纖感 測器
					坑道襯砌的位移及受力 後的反應、頂拱的沉陷 量	斷面收斂量測系統(襯砌表 面感測器、溫度感測器、傾 斜感測器及裂縫量測)

表5.4-1(b) 處置坑道檢監測項目與技術列表-水文地質及坑道襯砌有關項目

	設計階段		建造階段		運轉階段	
	檢監測項目	技術或儀器	檢監測項目	技術或儀器	檢監測項目	技術或儀器
水文地質	地下水位	水文地質鑽孔	地下水位	水文地質鑽孔	地下水位	水文地質鑽孔
	岩體導水特性	雙封填塞導水試驗	岩體導水特性	雙封填塞導水試驗	岩體導水特性	雙封填塞導水試驗
	地下水滲流量	觀測站設置流量計	地下水滲流量	觀測站設置流量計	地下水滲流量	觀測站設置流量計
	地下水滲流壓力	水壓計	地下水滲流壓力	水壓計	地下水滲流壓力	水壓計
坑道襯砌	無	無	無	無	混凝土中性化	混凝土中性化檢測
					鋼筋保護層厚度不足	透地雷達探測
					襯砌背後孔洞	透地雷達、熱紅外線掃描
					襯砌裂縫寬度與深度	超音波試驗
					混凝土劣化	史密特錘試驗、鑽孔取樣進行單壓試驗

表7.1-1 審查導則草案有關處置坑道結構長期穩定強化及監測方法之編修要點建議

因子	安全分析報告內容概要	審查導則編修要點建議
處置設施之設計	從處置設施生命週期之觀點，依設計、建造與封閉等階段所需進行的檢監測項目，及採用的檢監測方法與技術。	<u>提供要項部分：</u> 應充分說明護坡工程或處置坑道工程的材料特性與設計標準，及處置設施在建造、運轉與封閉等各個階段之護坡工程或處置坑道工程之長期穩定監測規劃等。 <u>審查作業部分：</u> 應檢核護坡工程或處置坑道工程的材料特性、設計標準、穩定監測等是否適當？是否具長期穩定的特性？穩定監測規劃，必須述明在處置設施建造、運轉與封閉等各個階段執行前，即提出詳細之監測計畫。監測計畫之內容須包括(1)監測項目與參數；(2)監測頻率；(3)監測系統、組件、裝設位置、資料傳遞方式、故障排除與更換週期；(4)資料判讀與分析之執行單位。
處置設施之建造	說明處置坑道在建造過程中，為掌握地質或水文地質條件對坑道開挖作業的影響，並獲得設計與施工所需要的回饋參數，及相關安全評估之基準，而實施的檢監測項目、方法與技術。	<u>提供要項部分：</u> 應充分說明處置坑道的設計考量、與岩石力學及水文地質有關的設計參數、水文地質相關參數的基準量測值、坑道開挖與支撐方法，以及坑道開挖過程所採用的監測項目、監測參數、監測方法與技術，並提供監測參數合理範圍，以供相關安全評估基準之參考。 <u>審查作業部分：</u> 應檢核處置坑道開挖作業與支撐方法之正確性與合理性？規劃的監測項目與參數是否完整？採用的監測方法與技術是否可行？提供的監測參數合理範圍如何獲得與驗證？
處置設施之安全	說明處置坑道在運轉期間，因外力因素(地震作用、邊坡運動與開挖擾動引致之塑性壓與鬆弛土壓問題)、環境因素(風化引致岩石強度弱化及岩體依時變形)及非力學因素對處置坑道結構長期穩	<u>提供要項部分：</u> 應充分說明處置坑道的設計考量、與岩石力學及水文地質有關的設計參數、水文地質相關參數的基準量測值、運轉初期所建立的坑道斷面幾何參數與襯砌影像資料、檢監測方法與技術、執行檢監測週期，並提供檢監測參數合理範圍，以供相關安全評估與維修補

評估	定之可能影響，而實施的檢監測項目、方法與技術。	強判定之參考。 <u>審查作業部分：</u> 應檢核處置坑道在運轉初期所建立的坑道斷面幾何參數與襯砌影像資料是否完整？採用的檢監測方法與技術是否可行？執行檢監測之週期是否合理？提供的監測參數合理範圍如何獲得與驗證？
----	-------------------------	---

子項計畫 2-1 用過核子燃料貯存安全管制技術發展(3/4)

2-1A 乾式貯存設施設計壽命期間熱傳行為分析

為充實我國乾貯系統安全管制之技術與最新資訊，其針對乾貯設施於設計壽命期間的熱流行為進行研究，以期透過計算流體力學分析技術，瞭解乾貯系統之密封鋼筒於不同貯存條件下之溫度分布與可能之應力腐蝕，並瞭解密封鋼筒於台灣環境下長期使用之可靠性。

(1)工作項目與執行方法

(A)蒐集我國乾貯系統各項元件所使用之材料與其溫度限值來源，以釐清各項材料之溫度限值訂定之基礎，並檢核以往之安全分析以及假設性超越設計基準事故中限值之合理性。

(B)此外，針對乾貯系統於裝載後之設計壽命期間，其熱流特性將因為內部衰變熱的改變而有所不同，因此蒐集並研析相關設計壽命資訊，進而建立我國對乾貯系統再十年評估所需之熱流資訊，以增國內用過燃料管制之需求。

(C)藉由熱流分析技術，建立密封鋼筒表面隨內部負載變化所致之應力腐蝕破裂之趨勢，並提供相關領域研究之用。

(2)工作執行成果

(A)核一乾貯設計壽命期間熱負載之熱流特性

圖 3-2 為整體元件之最高溫度趨勢，其結果顯示 TSC 以內的元件主要係為熱傳之必經途徑，故其最高溫度隨整體熱負載之變化趨勢明顯，這意味著管制單位對 TSC 內部元件的老劣化狀況(如燃料護套之圓周應力)之顧慮將隨著裝載時間

的增加與熱負載的減少而降低。反之，外部元件(如混凝土護箱、外加屏蔽層等)，係非主要之熱傳途徑，故其溫度變化差異並不顯著，未來管制單位進行 10 年再評估作業時，可以依此為據進行相關作業規劃。

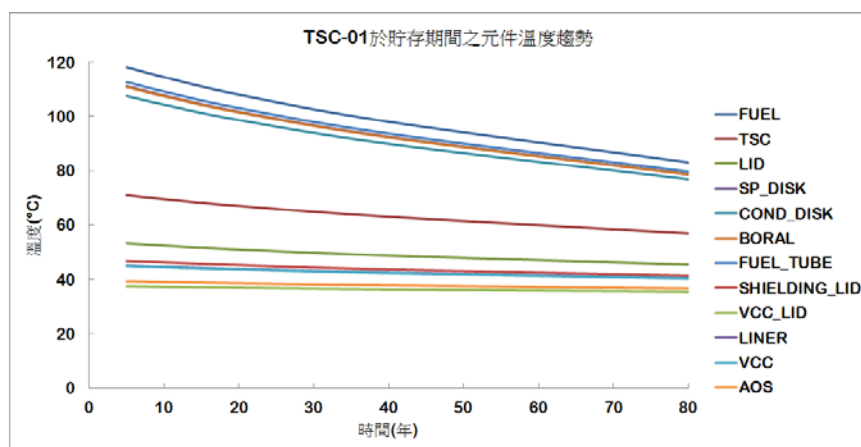


圖 3-2 核一乾貯系統於設計壽命貯存期間之元件溫度變化趨勢

(B)TSC 表面溫度趨勢研析成果

為求增進於設計壽命期間對 TSC 老劣化狀況之瞭解，本研究更進一步就 TSC 於設計壽命期間的溫度進行趨勢分析(圖 3-3)，其結果顯示整體 TSC 之最高溫度座落於燃料具有高軸向功率分佈的區間，且其趨勢可更進一步的藉由無因次化進行整理(圖 3-4)，其結果顯示，TSC 之溫度與環境溫度及熱負載(圖 3-5)之間，係為線性正相關。對於管制單位而言，此成果意味著藉由量測環境溫度與評估內部熱負載等條件，即可快速藉由此研究成果求得 TSC 表面任一置之溫度，以利未來 10 年再評估作業之施行。

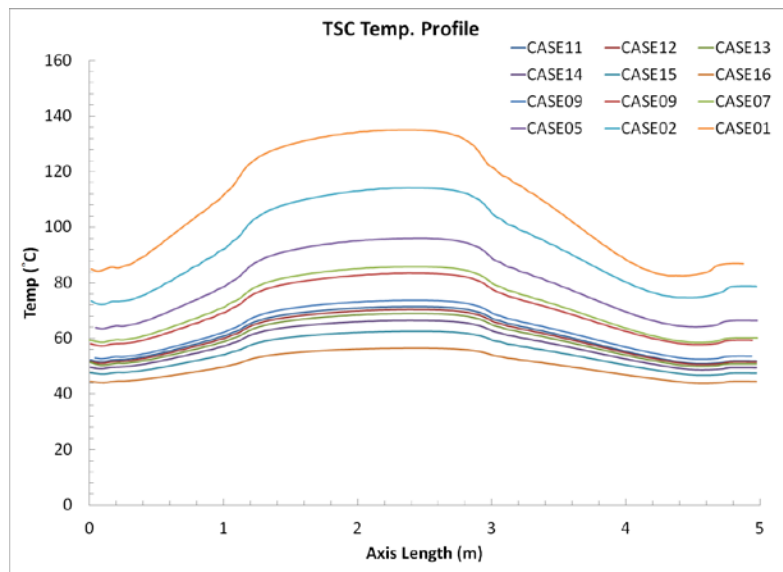


圖 3-3 TSC 表面於不同高度與貯存時間下之溫度分佈

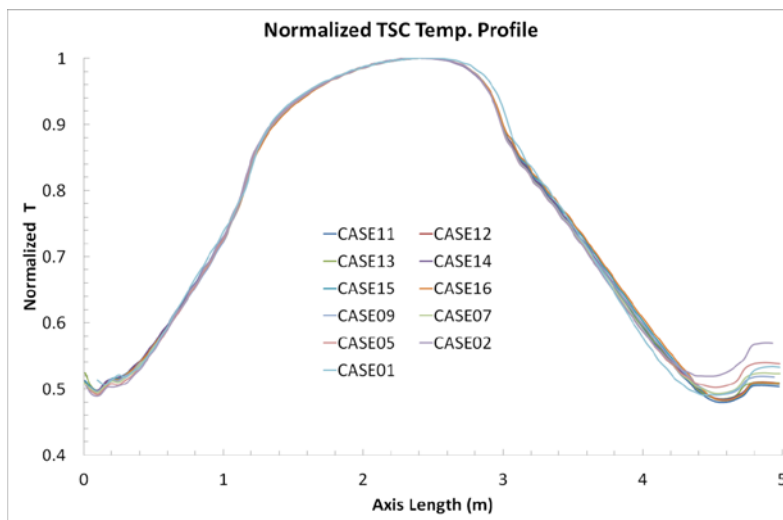


圖 3-4 TSC 表面之無因次化溫度分佈

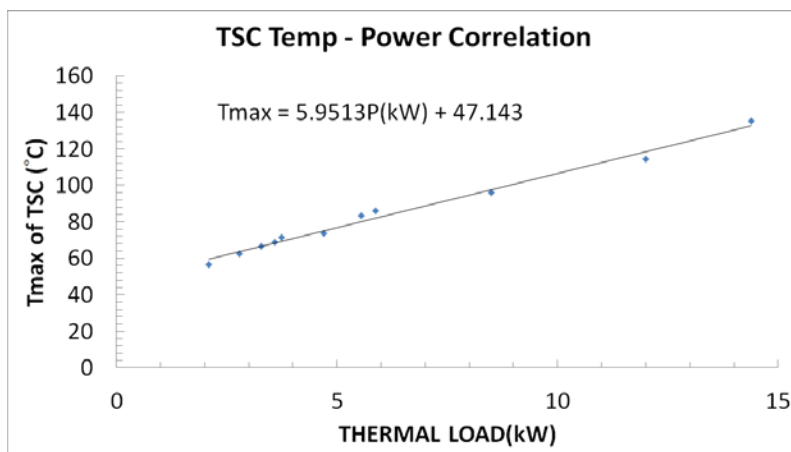


圖 3-5 TSC 表面最高溫度與熱負載之關係

(C) TSC 表面溫度趨勢與應力腐蝕(SCC)機制之關係研析

在完成相關熱流分析後，本研究更進一步地用所獲之 TSC 表面溫度值進行了溫度與應力腐蝕破裂之間關係之研究，在透過分析貯存場址之環境溼度並利用美國電力研究所(EPRI)之研究成果[14]進行進一步分析後發現(圖 3-6)，當熱負載較高時，由於 TSC 表面所具有的高溫，將會使得空氣流道內的相對溼度減低，故無 SCC 發生之可能性；而隨著貯存時間的增加，內部熱量隨之減少的狀況將使得 TSC 上下兩端的相對溼度增加，進而促使該區有較大的裂紋成長速度，但隨著熱負載的持續下降，該區域的相對成長速度亦將逐步的減低。此結果亦味著，縱使 TSC 表面於貯存期間因為環境誘發了 SCC，但其發生時間點必然係在貯存一定時間後，故透過十年再評估之作為即可進行有效管制；另外，由於 SCC 之劣化速率將隨著更長時間的裝載與大幅下降的熱負載而減輕，故其長久之影響係將趨於穩定，而不會因為貯存時間的增加而加速劣化。

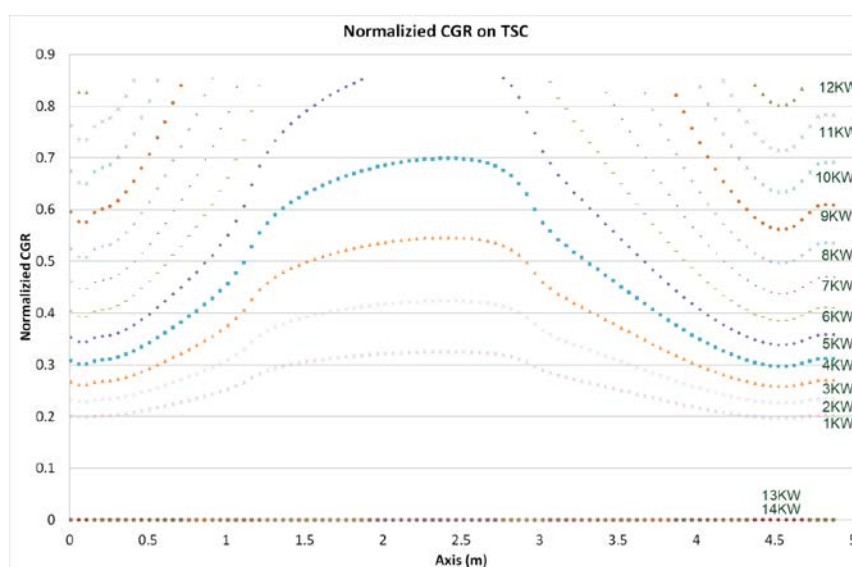


圖 3-6 不同內部熱負載下 TSC 表面之相對裂紋成長速率之分佈

(D)乾貯材料設計限值之訂定背景

針對各項元件之材料溫度限值之背景檢索後證實，所有管制作業中用採用之溫度限值皆符合 NRC 審查導則 NUREG-1536 之各項要求，且皆低於相關材料之物理熱限值。此一成果有助於管制單位對外說明相關管制與緊急處置要求之正確性。

(3)結論

用過核子燃料之乾貯作業是各核能發電國家賴以克服燃料池空間問題之主要技術。為能增進我國瞭解乾貯系統於設計壽命期間之熱流與應力腐蝕之特性，本研究遂針對乾貯系統於設計壽命期間與應力腐蝕相關資訊，並利用已校驗之計算流體力學分析技術進行設計壽命期間的熱流與老化分析，冀能提供國內管制與研究單位可供參考之資訊，以加速相關安全性之研究與管制條件技術之建立。本研究主要研究成果與結論如下所列。

(A)本研究順利完成核一廠乾貯系統之設計壽命期間分析技術與衰變熱評估技術的建立，並利用申照功率之條件進行了貯存 40 年與更長時間下的熱流特性。其結果顯示，元件溫度將隨著衰變熱之減低而降低，其元件溫度之趨勢可透過相關參數，如衰變熱、環境溫度與貯存時間等參數進行回歸進而快速預估不同貯存狀況下之元件溫度。

(B)另一方面，為能更進一步瞭解熱流條件對 SCC 發生條件之影響；本研究亦以熱流分析為基礎，建立了一套預估工具，並用以預估各種負載下，TSC 表面受熱流因素影響所致之相對裂紋成長率之趨勢。其結果顯示，在較低的熱負載狀況下 TSC 表面溫度將會因為功率的下降而處於可能誘發 SCC 之環境區間內，且其發生位置與劣化速度將與熱負載及環境溫度有關。

(C)在乾貯材料設計限值之訂定背景部分，本研究已完成燃料束至提籃以內材料之限值訂定研析，其結果顯示，目前管制單位採用之材料之溫度設計限值係為合理與保守之狀況，故在此限值下進行之分析與擬定之作業時間確實可以達到確保設施可靠與大眾安全之管制目的。

(4)參考文獻

1. 台灣電力公司，“核一廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節熱傳分析，”民國 97 年 1 月。
2. 台灣電力公司，“核二廠用過燃料式貯存設施安全分析報告-第六章第三節熱傳分析，”民國 101 年 3 月。
3. 施純寬、曾永信，“假設複合式災害情節對乾式貯存設施營運影響分析報告，”101 年 12 月。
4. 施純寬、曾永信，“乾式貯存設施於假設複合式災害事故下之熱流分析暨密封鋼筒內部對流監測機制研究，”102 年 12 月。
5. ANSYS, “FLUENT V12 Theoretical Manual,” ANSYS Inc., 2009.
6. Pacific Northwest Laboratory and Idaho National Engineering Laboratory, “Performance Testing and Analyses of the VSC-17 Ventilated Concrete Cask”, EPRI TR-100305, Final Report, May 1992.
7. F. R. Menter, M. Kuntz, and R. Langtry, “Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications.,” AIAA Journal, Issue 32Vol. 8, p.:1598-1605, 1994.
8. In K. Hanjalic, Y. Nagano, and M. Tummers, “Ten Years of Experience with the SST Turbulence Model.,” Begell House Inc., Heat and Mass Transfer Vol. 4, p.p. 625-632., 2003.
9. Donald R. Olander, “NUCLEAR FUELS present and future ,” ENGINEERING JOURNAL : VOLUME 13 ISSUE 1 ISSN 0125-8281, 2009.
10. NRC, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at General License Facility,” NUREG-1536 Rev.1, July 2010.
11. H. Gross, P. Uuban, C. Fznzlein, “Technological and licesing challenges for high burnup fuel,” Siemens AG, Erlangen, Germany.
12. 鄧永宏等人, “核一廠用過核燃料乾式貯存護箱燃料束配置報告,” ISFSI-REP-07001-06, 民國 102 年 6 月。
13. 譚威、王宇順, “304 奧氏體不銹鋼的高溫拉伸行為和形變組織研究,” 中國鑄造裝備與技術, 2 月 2012 年。
14. PNNL, “ THERMAL PERFORMANCE SENSITIVITY STUDIES IN SUPPORT OF MATERIAL MODELING FOR EXTENDED STORAGE OF USED NUCLEAR FUEL,” PNNL-22646, Sep, 2013.
15. EPRI, “High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project-Final Test Plan,” Contract No. : DE-NE-0000593, Feb. 2014.
16. Defense Printing Service Detachment Office, ‘Metallic Material and Elements for Aerospace Vehicle Structure,’ Philadelphia, PA MIL-HDBK-5G 1994 Vol.1.
17. NAC, “Standard Specification for BORAL composite sheet,” EA790-2001 Rev. 2, page B38.

2-1B 核一廠乾式貯存熱測試護箱系統表面劑量率的分析研究

國內即將第一次執行用過核子燃料乾式貯存的熱測試，乾式貯存設施屏蔽設計已經主管機關詳細地審查與驗證。有鑑於安全分析報告的重點在於確認其保守性，為進一步了解熱測試作業時的實際輻射劑量率範圍，本計畫深入分析核一廠乾式貯存熱測試預定裝載的用過核子燃料資訊，利用先進數值方法準確地評估乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率，包含密封鋼筒（TSC）、傳送護箱（TFR）、混凝土護箱（VCC）以及外加屏蔽護箱（AOS）。分析結果可與未來規劃的混凝土護箱表面輻射度量實驗互相驗證。確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度，作為評核熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考

(1) 工作項目與執行方法

1. 研讀核一廠用過核子燃料乾式貯存設施 INER-HPS 系統相關的安全分析報告，著重於輻射源項與輻射屏蔽分析的相關章節。
2. 安全分析報告中的設計基準燃料採用 GE 8×8-1 型燃料（最大燃耗度 36,000 MWD/MTU，²³⁵U 初始平均濃縮度 1.9～3.25 wt%，最小冷卻時間 10 年）以產生最保守的輻射源項。本研究為了達到乾式貯存作業時輻射防護的目的，規劃採用於熱測試時裝載的用過核子燃料資訊來評估輻射源項。
3. 參考安全分析報告，利用 SCALE6/TRITON 以於熱測試時裝載的用過核子燃料參數探討輻射源項，並分析其與安全分析報告的差異以及安全分析報告的保守程度。
4. 參考安全分析報告中乾式貯存護箱各子系統的設計，包括 TSC、TFR、VCC 與 AOS 等，使用 SCALE6/MAVRIC 分析核一廠用過核子燃料乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率。
5. 整理前述各子系統的表面劑量率與距離設施最近廠界的輻射劑量率相關結果，並分析其與安全分析報告的差異以及安全分析報告的保守程度。
6. 由於本研究採用不同於安全分析報告的設計基準燃料，評估的結果不但可驗證安全分析報告，亦可作為熱測試現場相關保健物理作業規劃的重要參考。

(1) 工作執行成果

計畫中輻射源項的評估是以燃耗度 11.3 至 28.2 GWD/MTU、最大初始 ²³⁵U 濃縮度 2.66%、最小初始 ²³⁵U 濃縮度 1.90%、冷卻時間至少 10 年以上、與總衰變熱 3.83 kW 等預定裝載燃料條件的 GE 8×8-1 與 GE 8×8-2 型燃料作為分析評

估標的；安全分析報告中是以燃耗度 36 GWD/MTU、最大初始 ^{235}U 濃縮度 3.25%、最小初始 ^{235}U 濃縮度 1.90%、冷卻時間 10 年、與總衰變熱 13.19 kW（安全分析報告中以 14 kW 表示）等保守的條件作為設計基準燃料。經以 TRITON 評估後，確認設計基準燃料的能譜與軸向分佈與預定裝載燃料的特性相當接近，但設計基準燃料射源項的強度則明顯保守，相較於預定裝載燃料，燃料中子射源強度約保守 28 倍，燃料光子射源強度約保守 3.9 倍，結構光子射源強度約 32 倍。

以輻射源項的特性進行輻射屏蔽分析，安全分析報告的結果亦明顯保守。以設計基準燃料為條件之 VCC 頂端的總劑量率是保守的約 32 倍，側面是保守的約 14 倍，空氣進/出口則是保守的約 74 倍；AOS 頂端的總劑量率是保守的約 34 倍，側面是保守的約 26 倍。預定裝載燃料與熱測試護箱的所有關鍵評估條件與分析結果，以及與安全分析報告的比較統整於附表。

項目	熱測試護箱	安全分析報告	保守度
燃料棒	GE 8×8-1 GE 8×8-2	待貯存用過核子燃料各項參數的最保守值	保守
燃耗度 (GWD/MTU)	11.3~28.2	36	保守
最大 ^{235}U 濃縮度	2.66%	3.25%	保守
最小 ^{235}U 濃縮度	1.90%	1.90%	相同
冷卻時間 (年)	至少 10 年以上 (計算時依各燃料棒實際的冷卻時間)	10	保守
總衰變熱 (kW)	3.83	13.19	保守

燃料中子強度 (n/s)	2.526×10^8	7.726×10^9	保守 (28)
燃料光子強度 (γ/s)	1.611×10^{16}	6.497×10^{16}	保守 (3.9)
結構光子強度 (γ/s)	1.434×10^{13}	3.664×10^{14}	保守 (32)
VCC 頂端劑量 率 (mSv/h)	7.01×10^{-3}	2.26×10^{-1}	保守 (32)
VCC 側邊劑量 率 (mSv/h)	6.64×10^{-3}	9.05×10^{-2}	保守 (14)
VCC 空氣進/出 口 (mSv/h)	9.35×10^{-3}	6.95×10^{-1}	保守 (74)
AOS 頂端劑量 率 (mSv/h)	1.07×10^{-4}	3.69×10^{-3}	保守 (34)
AOS 側邊劑量 率 (mSv/h)	6.42×10^{-5}	1.64×10^{-3}	保守 (26)

(2) 結論

本計畫深入分析核一廠乾式貯存熱測試預定裝載的用過核子燃料資訊，利用先進數值方法準確地評估乾式貯存護箱各子系統的表面劑量率，包含密封鋼筒 (TSC)、傳送護箱 (TFR)、混凝土護箱 (VCC)、外加屏蔽護箱 (AOS) 以及離設施最近廠界的輻射劑量率。分析結果確認安全分析報告輻射劑量評估值的保守度並量化比較，亦可作為未來熱測試現場作業的輻射合理抑低措施的管制參考。

(4)參考文獻

1. NAC International, Inc., “Final Safety Analysis Report for the UMS Universal Storage System,” Docket No. 72-1015, Revision 3, March, 2004.
2. NAC International, Inc., “BWR Gamma and Neutron Source Term,” Work Request/Calc. No: EA790-4002, Revision 1, April, 1997.
3. 台灣電力股份有限公司，「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告 INER-HPS 系統」，中華民國九十五年十月。
4. 核能研究所，「符合台電招標規範需求之核一廠 ISFSI 輻射源項驗證計算」，ISFSI-04-CAL-01-06008-01，February，2006。
5. SCALE6/TRITON: “SCALE: A Module Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL0TM-2005039, Version 6, Vols. I, II, and III, Oak Ridge National Laboratory, USA (2009).
6. SCALE6/MAVRIC: “SCALE: A Module Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations,” ORNL0TM-2005039, Version 6, Vols. I, II, and III, Oak Ridge National Laboratory, USA (2009).

2-1C 乾式貯存設施維護與監測計畫長期研發國際資訊研析

本計畫研究針對國內乾貯設施未來監測與維護之需求，進行國際技術研發資訊研析。具體而言，本計畫研究首先就美國核管會乾貯設施延長管理計畫相關內容進行瞭解，以確認乾貯設施長期結構完整性 (long-term structural integrity) 評估中乾貯設施之周邊環境，混凝土護箱與不銹鋼密封鋼筒所要求之性能與監測目標。本計畫根據包括美國，日本與英國等國最近國際研究成果，對密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制，環境因子，以及監測與評估技術之研究發展，進行資訊研析。最後綜合以上結果，對國內乾式貯存設施十年再評估作業中密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化檢查及評估，提出建議。

(1)工作項目與執行方法

1. 乾式貯存場應力腐蝕劣化機制環境因子資料之調查資訊研析
2. 不銹鋼密封鋼筒材料應力腐蝕劣化因子資料之調查資訊研析
3. 密封鋼筒不銹鋼材料應力腐蝕劣化監測及評估技術之研究發展資訊研析
4. 乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估建議

(2)工作執行成果

本計畫針對國內乾貯設施密封鋼筒未來維護與監測技術發展之需求，進行國際技術研發資訊研析。以下說明各工作項目之主要發現與結論：

1. SCC 環境因子案例調查與分析

美國EPRI乾貯檢查已採用高解析度EVT-1 方法來辨視SCC，確認了不銹鋼密封筒表面雖有灰塵沉積但無SCC 之跡像。密封鋼筒的溫度量測結果與熱流分析預測接近，且鋼筒使用越久、溫度越低。密封鋼筒使用約20年後，採樣送化學分析，結果顯示表面沉積之氯鹽量($5.2 \times 10^{-3} \text{ mg/m}^2$)，遠低於目前研究所知的SCC 發生所需氯鹽門檻值 (0.1 g/m^2)。同一分析也指出，乾貯設施也會受到周邊水源 (inland water)，例如山泉、河水與降雨等影響。

2. SCC 劣化因子資料調查與分析

銲接加工所產生之殘餘(拉)應力，可高達不銹鋼材料之降伏應力。再經過很長時間氯離子沉積，且配合溫度與濕度等條件，不銹鋼材料才可能有 SCC 現象。銲道與熱影響區因銲接敏化作用，比未加工之材料易有 SCC 現象。綜合美日各國研究，乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料 SCC 主要作用溫度範圍推定應介於 60°C 與 35°C 之間。

根據法規，乾貯設施申照後首次許可使用時間最多為40年。如Calvert Cliff 電廠因場址與乾貯系統之特性，申照後首次許可使用年限為20 年，而主管機關美國NRC 目前正根據維護管理情況審查其延長使用申請。根據熱流分析，上述乾貯設施在首次核可使用年限20 年將屆時，不銹鋼筒表面溫度會下降至 SCC 作用溫度範圍內。熱流分析也預測，環境溫度比較高的臺灣與日本之乾貯設施在使用超過40 年後不銹鋼筒表面溫度才會下降至 SCC 作用溫度範圍內。美國NRC 試驗研究已確認，美國空污常見之氮化物或硫化物單獨作用下，不會致使不銹鋼材料有 SCC 之現象。

3. SCC 監測方法及評估技術研析

不銹鋼材料SCC 劣化因子很多，故SCC 初始發生時間很難預測。目前，美國與日本針對密封鋼筒不銹鋼材料SCC問題同樣傾向採取環境監測作為主要對策。日本 CRIEPI(2013) 已修正提出SCC 兩階段監測與維護流程，也就是監控氯鹽量防止SCC 發生，與確認SCC 發生後評估SCC 裂隙是否會影響密封鋼筒結構完整性。SCC 裂隙可以偵測，也就是材料表面裂隙 $>100\mu\text{m}$ (0.1mm)，裂隙才會成長(即SCC)。美國乾貯檢查即已採用解析度 12.5mm 之目視檢查方法EVT-1，故已能確認不銹鋼材料SCC。另可用於裂隙偵測之技術，還包括陣列式超音波檢測 (Arrayed Ultrasonic Testing)，與渦電流檢測 (Eddy Current Testing)，目前美日仍在發展中。

4. 國內乾貯設施再評估作業建議

乾貯設施密封鋼筒不銹鋼材料SCC 可能性，會受到周遭水源與氣候所影響，是故建議業者宜妥善評估場址特性後，自行發展所需的維護與管理計畫並實施之。另外，對照美國乾貯設施老化管理計畫 (AMP)，國內乾貯設施十年實施一次檢查符合目前國際一般要求。國際間SCC 監測方法及評估技術目前仍在發展中，借鏡美日，密封鋼筒實尺試驗(mockup test) 對環境監測技術發展有其重要性與必要性，故國內業者配合乾貯設施十年檢查再評估作業，應即早規劃密封鋼筒實尺試驗，自行發展所需監測技術。

(3)結論

台電公司目前已規劃於核電廠內興建用過核子燃料乾式貯存設施，該設施主要組件包括不銹鋼材料製造的密封鋼筒及外部混凝土護箱。根據法規，乾貯設施申照後首次許可使用時間最多為40 年。不銹鋼材料應力腐蝕劣化 (SCC) 必須在材料，應力與腐蝕環境的條件同時滿足下才會發生。根據美日研究，環境溫度比較高的臺灣與日本之乾貯設施使用超過40 年後，不銹鋼筒表面溫度才可能降至 SCC 作用溫度範圍內。也因此可以推論，國內乾貯設施申照後首次許可使用時間內，不銹鋼材料SCC 應該不會發生，也不可能影響密封鋼筒之密封性或乾貯設施之結構完整性。

為強化臺灣乾貯設施安全管制作業，國內主管機關原能會仍擬訂了「用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）」。草案附件「乾式貯存設施強化密封鋼筒應力腐蝕劣化監測之研究發展」中，首先強調應充分考量國內乾貯設施環境特性，並可以利用貯存護箱監測或實體模擬分析等方式，對不銹鋼密封鋼筒環境SCC 因子，材料SCC因子，以及監測及評估技術之研究發展，進行資料調查與分析。同草案最後提列「乾式貯存設施十年再評估之密封鋼筒應力腐蝕劣化檢查及評估規劃」之要求。

對照美國密封鋼筒AMP 內容與日本CRIEPI 兩階段SCC 監測管理計畫，原能會草案附件已經將SCC 評估與監測技術發展所需基礎資料與研究課題一一羅列。另外，配合乾式貯存設施十年再評估作業，規劃對密封鋼筒應力腐蝕劣化進行檢查及評估，此要求在實際作業上也較具有可行性。以十年時間為檢查週期也符合美國AMP 之要求，但前提是乾貯設施裝載前測試與營運時檢查要依照原設計使用說明進行且經確認無誤。測試或檢查過程中，如果發現有需要進一步評估或檢查之事證，則應即時因應進行處置。

借鏡美日乾式貯存設施維護與監測技術發展經驗，相關研究成果會透過學會，彙整成如美國ASME 或日本JIS 之設計施工規範，以提供業界參考與遵循。如此的產官學合作，也有助於核能安全管制作業之推展與精進。

(4)參考文獻

1. NRC Information Notice 2012-20: Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters
2. 原能會物管局(2013). 用過核子燃料乾式貯存設施營運維護與監測計畫導則（草案）.
3. A. Bevilacqua (2013). CRP on Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage Systems Beyond the Long-term, Technical Meeting on Spent Storage Fuel Options, Vic Vienna
4. Chopra et al (2012). Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel. Rev. 0
5. FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, November 8-11, 2012.
6. Greg Obserson (from U.S. NRC.), Stress Corrosion Cracking of Spent Nuclear Fuel Storage Canister, Meeting with Fuel Cycle and Materials Administration, September 16-19, 2013
7. Letter from Mr. J. Goshen (NRC) to Mr. G. H. Gellrich (CCNPP), dated March 2, 2012, Request for Supplemental Information No.3 for the Renewal Application to Material No. SNM2505 for the Calvert Cliffs Site Specific Independent Spent Fuel Storage Installation (TAC No. L24475)
8. 張惠雲等(2013). 「不銹鋼材料應力腐蝕劣化機制研析與對策研究」委託研究計畫，行政院原子能委員會委託研究計畫研究報告（報告編號：102FCMA003)
9. FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, October 29-31, 2013.
10. Dry Storage Canister Inspection to Inform Aging Management Efforts, EPRI Nuclear News, March 2014.
11. Calvert Cliff Stainless Steel Dry Storage Canister Inspection, EPRI technical report, 2014.
12. Update on In-Service Inspections of Stainless Steel Dry Storage Canisters, NEI-NRC Meeting on Spent Fuel Dry Storage Cask Material Degradation, January 28, 2014

13. H. Tageta and T. Saegusa.(2011).Development of Salt Particle Collection Device for Preventing SCC on Canister (Part 2)-Applicability Evaluation for Salt Particle Collection Device-,CRIEPI Report (Rep. No. N11044).
14. M. Mayuzumi (1986). Corrosion of Candidate Canister Materials under Atmospheric Condition, CRIEPI Report (No. 285038) (inJapanese attached with an English Abstract).
15. Shirai et al. (2011). Study on Interim Storage of Spent Nuclear Fuel by Concrete Cask for Practical Use- Feasibility Study on Prevention of Chloride Induced Stress Corrosion Cracking for Type 304L Stainless Steel Canister, (No. 10035) (in Japanese attached with an English Abstract).
16. Caseres, L. and T.S. Mintz. (2010). NUREG/CR-7030,“Atmospheric Stress Corrosion Cracking Susceptibility of Weldedand Unwelded 304, 304L and 316L Austenitic Stainless Steels Commonly Used for Dry Cask Storage Containers Exposed to Marine Environments,” ML103120081. Washington, DC: U.S.Nuclear Regulatory Commission.
17. He et al. (2014). NUREG/CR-7170, “Assessment of Stress Corrosion Cracking Susceptibility for Austenitic Stainless Steels Exposed to Atmospheric Chloride and Non-Chloride Salts,” ML103120081. Washington, DC: U.S. Nuclear Regulatory Commission.
18. ASTM International. (2007). “Standard Practices for Making and Using C-Ring Stress Corrosion Test Specimens,” ASTM G38-01. West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
19. ASTM International. (2008). “Standard Practices for the Preparation of Substitute Ocean Water,” ASTM D1141-98. West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
20. ASTM International. (2009). “Standard Practices for Making and Using U-Bend Stress Corrosion Test Specimens,” ASTM G30-97.West Conshohocken, Pennsylvania: ASTM International.
21. Mayuzumi et al. (2008). Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Stainless-steel Canister for Concrete Case Storage of Spent Fuel, Journal of Nuclear Materials, Vol. 379, p.42-47.
22. EPRI (2014). Literature Review of Environmental Conditions and Chloride-Induced Degradation Relevant to Stainless Steel Canisters in Dry

- Cask Storage Systems. Palo Alto, CA: 2014.3002002528
23. FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, October 21-23, 2014.
 24. Mayuzumi et al. (2002). Chloride Stress Corrosion Cracking of Type 304 and 304L Stainless Steels in air, CRIEPI Report (No.47T01042) (in Japanese attached with an English Abstract)
 25. FCMA-CRIEPI Workshop on Spent Fuel Dry Storage and Radwaste Disposal, Taiwan, November 8-11, 2012.
 26. Eto et al. (2012). Development of measurement technology of chlorine attached on canister using laser -Application of LIBS using collinear geometry- , CRIEPI Report (Rep. No. H11020).
 27. Eto et al. (2013). Development of Measurement Technology of Chlorine Attached on Canister Using Laser , CRIEPI Report (Rep.No. H12020).
 28. Hirasawa et al. (2012). Application of Ultrasonic Inspection Technique for Crack Depth Sizing on Nickel Based Alloy Weld -Part3: Establishment of UT Procedure for Crack Depth Sizing by Phased Array UT - , CRIEPI Report (Rep. No. Q11011).
 29. EPRI. (2010). Nondestructive Evaluation: Remote Visual Examination Enhancements and Alternative Surface Techniques, Report No. 0000000000001021152.
 30. 林志宏 (1995). 硫酸根對不銹鋼於氯化鈉溶液中之孔蝕及應力腐蝕破裂影響研究, 國立成功大學材料科學(工程)研究所碩士論文 (指導老師: 蔡文達與李汝桐)
 31. Nuclear Energy Institute (NEI) (2014), Guidance for Operations-Based Aging Management for Dry Cask Storage, NEI 14-03 (Revision 0), Washington D.C. (202.739.8000).
 32. Argonne National Laboratory (2013), Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel (Revision 1), ANL-13/15, Chicago

子項計畫 2-2 核子反應器設施除役技術安全評估研究(3/4)

核子反應器設施除役作業是一件長期且複雜的工作，除役之規劃，必須針對核設施過去運轉狀況，及核設施之特性如原有系統、設備、組件及材料

之放射性活度調查結果，擬定適當之拆除程序。尤其是廢棄物盤點與分類技術以及大型核能組件或設施拆除工法及使用設備之安全性，均需經過審慎的評估，以確保除役安全以及未來放射性廢棄物管理成效。因應此項重大工作需求，主管機關亦應預先健全相關技術規範與審查能力，以確保管制工作能順利遂行。

2-2A 核子反應器設施除役安全議題研究(1/2)

(1)工作項目與執行方法

蒐集國外核設施除役計畫申請與執行過程的相關重要安全議題及挑戰，透過解析除役計畫執行過程的經驗回饋現況資訊。本年度將著重於蒐集與研析美國與歐洲除役實際案例，著重探討除役放射性廢棄物盤點、評估技術與分類技術，並依據國內低放射性廢棄物處置相關規範，探討廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，確保符合國內低放射性廢棄物最終處置管理之需求。

(2)工作執行成果

蒐集美國主要除役實際案例所產生除役放射性廢棄物量，其中 PWR Trojan 電廠之估算為 15.2 m³/MWe，BWR WNP-2 電廠之估算為 16.4 m³/MWe。此外，美國核管會曾建議採用 PWR Trojan 的值以估算 PWR 電廠除役廢棄物之掩埋體積，BWR WNP-2 電廠的值以估算 BWR 電廠除役廢棄物之掩埋體積，因此在估算我國核能電廠之除役廢棄物體積時，建議 PWR 電廠將以 PWR Trojan 電廠所估算的值為依據，BWR 電廠將以 WNP-2 電廠所估算的值為依據。另外，美國核管處鑒於除役技術日益更新且有更新的除役經驗，因此對 NUREG/CR-0130(PWR)與 NUREG/CR-0672(BWR)提出更新版本，分別為 NUREG/CR-5884(PWR)與 NUREG/CR-6174(BWR)。此二版本之間最主要差異在於早期技術報告所評估之數量較為保守(如 PWR 參考廠，新舊報告數量差距達兩倍左右)，新版評估報告於除役時所使用的除污技術使得混凝土廢棄物(concrete debris)數量大量減少，亦同時考量低放射性廢棄物裝填密度(packaging densities)之技術增進。新版的除役體積估算每單位機組發電量分別修訂為 PWR Trojan 電廠：7.02 m³/MWe，BWR WNP-2 電廠：13.09m³/MWe。

Forsmark 電廠除役盤點則是將電廠以金屬、混凝土及砂石分類來進行盤點。金屬盤點依據其系統功能分為四類，包括機械及管路系統、結構及各種鋼材、空氣處理系統、電氣設備和電纜；這種分類方式也有利於大型組件資料的建立，且因採系統功能分類，可藉由其污染來源相似而便於分析。而混凝土盤點則是將廠區分為三個級別，包括局部污染、污染發生、沒有特定行動的釋出

可能區域，便於了解不同建築物汙染程度，以進行盤點。砂石盤點則是排氣處理延遲系統的沙床，包含了 5,550 m³ 的砂石，有些是被惰性氣體的子核污染。活度盤點則先介紹了國際原子能總署對放射性廢棄物分類的定義，接著盤點分類方式也是與物料盤點一樣。最後則是對於廢棄物容器儲存後的數量及其活度進行分類進行探討。

(3) 結論

本研究透過美國與歐洲除役實際案例，讓國內對於除役放射性廢棄物之盤點能有更實際面的了解。並透過 Forsmark 廢棄物盤點、活度估算技術與分類技術，能更了解整個執行過程的相關重要議題及挑戰，並作為主管機關審查除役放射性廢棄物盤點之參考案例。

(4) 參考文獻

1. Murphy E.S., 1978, "Technology Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power, Classification of Decommissioning Wastes", NUREG/CR-0130, Addendum 3, PNL/USNRC.
2. Oak, H.D., Holter, G.M., Kennedy, W.E., Jr., and Konzek, G.J., 1980, "Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station", UREG/CR-0672, Volume 1 and 2, PNL/USNRC.
3. OECD, 1986, "Decommissioning of Nuclear Facilities: Feasibility, Needs and Costs", Paris.
4. Smith, R. I., Komek, G.J., and Kennedy W.E., Jr., 1978, "Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station", NUREG/CR-0130, Volumes 1 and 2, PNL/USNRC.
5. U.S.NRC, 1983, "The Impact on LLRW Burial Site of Decommissioning Commercial Light Water Power Reactors", in the memorandum from the USNRC Office of State Programs to State Officials.
6. U.S.NRC, 1988, "Final Generic Environmental Impact Statement of Decommissioning of Nuclear Facilities", NUREG-0586.
7. Åke Anunti, Helena Larsson, Mathias Edelborg, Westinghouse Electric Sweden AB, "Decommissioning study of Forsmark NPP", SKB R-13-03, June 2013.
8. Konzek G.J., Smith, R.I., Bierschbact M.C. and McDuffie P.N., 1996, Revised Analyses of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power, Classification of Decommissioning Wastes, NUREG/CR-5884, Volume 1 and 2, PNL/USNRC.
9. Smith, R.I., Bierschbact M.C., Konzek G.J. and McDuffie P.N., 1996, Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-6174, Volume 1 and 2, PNL/USNRC.

2-2B 拆除方式技術能力與安全評估研究(1/2)

(1)工作項目與執行方法

本研究將幫助的除役規劃人員針對不同的應用選擇適當的技術。設備或零組件的拆卸方法分為分解和切割這兩種類型。分解通常是依順序移除扣件與組件，屬於非破壞性的方式(為組裝的反向操作)。切割則分為熱切割及冷切割兩類。

熱切割通常是在不直接接觸工件的情況下進行切割，基本可分為兩種，一種是讓化學物質在氧氣中燃燒(氧氣切割)，另一種則為放電(電漿切割)，方法包括：電漿火炬、氧乙炔火炬、放電加工、金屬破碎機…等。

冷切割方法在切割過程中刀具會碰觸工件者，又稱為機械式切割，例如：鋸切、剪切、研磨、鑽石索鋸、…等。而磨料水刀也屬於冷切割的一種，但工作過程中切割刀具並不會碰觸工件。

以切割作業來移除設備或結構時，可以採用手持操作或遙控操作執行拆除，而拆除切割技術的選用需做下列評估：

- 切割效能：影響效能的因素有切削速度、切割深度、可靠性、維護需求、適應性、設備尺寸、設備重量及切割系統佈置。
- 現場狀況：現場的可接近性及障礙物、設備的操控性、現場可提供的資源，以及電廠系統的需求。
- 安全考量：影響安全的因素分為輻射安全及工業安全，輻射安全是考慮輻射劑量、空浮、表面污染及放射性廢棄物產生等；工業安全是考慮火災、高空墜落及有毒氣體等可能產生工業安全災害。
- 成本考量：影響成本的因素包括投資成本、耗材成本和人力工時需求。

歐美各國經過多年除役工作經驗的累積，對於各種拆除切割技術已獲得了有效地掌握，而且國際間彼此分享經驗以提高效能。

除了一般工業界常用之拆除切割技術及設備外，也加入一些新技術以改善工作條件，而新技術往往意味著舊程序及可用設備的改變。以遙控操作為例，當遙控應用技術提升時，將提高工作安全和減少操作危險物質的風險。

本文介紹金屬材料的拆除工法及在國外核設施除役之應用，並整理出各種拆除切割技術之優缺點及適用狀況。由國外的工作經驗可知，技術的應用須依據個案狀況，並無一體適用的技術，而且通常需要將不同技術予以組合應用。

(2)工作執行成果

詳列除役常用切割技術之優缺點，作為比較及選用之基礎。

熱切割及機械式切割之優缺點

	優點	缺點
熱切割	●切割速度快 ●可沿曲線做較有彈性的切割 ●切割工具小巧靈活	●切割過程會產生氣溶膠，造成空浮 ●在空氣中或水中需要設置大流量的過濾系統，收集切割產生之細小顆粒 ●空氣中或水中的過濾器濾芯都將成為二次廢棄物
機械式切割	●切屑顆粒大易收集 ●無大量熱量輸入，不易造成空浮 ●二次廢棄物數量少	●切割速度較慢 ●需要強壯的結構支撐以抵抗切割時的反作用力 ●狹小空間之活動與近接性較差 ●不易做曲線軌跡切割 ●刀具易磨損需定期維護更換 ●發生故障、刀具破損或刀具卡入切縫等，故障排除耗時 ●在空氣中使用需要液體的潤滑及冷卻

除役常用切割技術之優缺點

	優點	缺點
氧-燃料切割	●切割速度快 ●可沿曲線做較有彈性的切割 ●切割工具小巧靈活	●切割過程會產生氣溶膠，造成空浮 ●在空氣中或水中需要設置大流量的過濾系統，收集切割產生之細小顆粒 ●空氣中或水中的過濾器濾芯都將成為二次廢棄物 ●不適合切割不銹鋼
電漿切割	●切割速度快 ●可沿曲線做較有彈性的切割 ●切割工具小巧靈活	●切割過程會產生氣溶膠，造成空浮 ●在空氣中或水中需要設置大流量的過濾系統，收集切割產生之細小顆粒

		• 空氣中或水中的過濾器濾芯都將成為二次廢棄物
(液壓)剪切	• 幾乎不產生切屑 • 無大量熱量輸入，不易造成空浮 • 二次廢棄物數量少 • 剪切速度快	• 受物件形狀及尺寸的限制，不適用於直徑太大或太厚的物件 • 需要強壯的結構支撐以抵抗切割時的反作用力 • 狹小空間之活動與近接性較差 • 水下操作發生漏油意外，將造成清理的困難
鋸切	• 切屑顆粒大易收集 • 無大量熱量輸入，不易造成空浮 • 二次廢棄物數量少	• 切割速度較慢 • 需要強壯的結構支撐以抵抗切割時的反作用力 • 狹小空間之活動與近接性較差 • 不易做曲線軌跡切割 • 刀具易磨損需定期維護更換 • 發生故障、刀具破損或刀具卡入切縫等，故障排除耗時 • 在空氣中使用需要液體的潤滑及冷卻
金屬破碎機(放電加工)	• 狹小空間之活動與近接性佳	• 在水中需要過濾系統，收集切割產生之細小顆粒 • 切割速度慢 • 僅適用於金屬材料
磨料水刀	• 狹小空間之活動與近接性佳 • 無大量熱量輸入，不易造成空浮 • 可沿曲線做較有彈性的切割 • 切割時無反作用力，結構支撐相對簡化	• 用過的磨料成為二次廢棄物 • 在水中需要需要設置大流量的過濾系統，收集切割造成之細小顆粒 • 過濾器濾芯將成為二次廢棄物
鑽石索鋸	• 狹小空間之活動與近接性佳 • 切屑顆粒大易收集 • 適合水下作業(不需額外潤滑及冷卻)	• 機具的安裝架設較耗時 • 切割速度慢 • 受限於鑽石繩索的彎曲半徑，適用大型切割件 • 在空氣中使用需要水的潤滑、冷卻及沖洗切割位置，產生的污泥及水需要收集在處理，這些都將成為二次廢棄物

各類零組件及設備適用之拆除技術

拆除技術 零組件類別	液壓剪	空芯鑽	電漿	氧氣切割及液壓剪	鋸切	氧乙炔	電漿及液壓剪	手動拆解及氧氣切割	手動拆解—使用工具	手動拆解及電漿切割	研磨及氧氣切割	研磨及電漿切割
不銹鋼管(D≤25mm)	●											
不銹鋼管(D>25mm)			●		◐	◐						
碳鋼管(D≤25mm)	●											
碳鋼管(D>25mm)			◐		◐	●						
桶槽(不銹鋼)			●									
桶槽和容器(碳鋼)			◐			●						
熱交換器(不銹鋼)			●			◐						
熱交換器(碳鋼)						●						
泵浦(不銹鋼、碳鋼)(重量≤50kg)									●			
泵浦(不銹鋼)(重量>50kg)			●						◐			
泵浦(碳鋼)(重量>50kg)						●		◐	◐			
通風機(不銹鋼、碳鋼)(重量≤50kg)									●			
通風機(不銹鋼)(重量>50kg)			●					◐	◐	◐		
通風機(碳鋼)(重量>50kg)						◐		●	◐			
閥(不銹鋼)			●						◐			
閥(碳鋼)						●			◐			
馬達(重量≤50kg)									●			
馬達(重量>50kg)						●		◐	◐	◐		
空調管件(不銹鋼)	◐		◐				●		◐			
空調系統(不銹鋼)						◐		◐	◐	●		
空調管件(碳鋼)	◐		◐	●		◐			◐	◐		
空調系統(碳鋼)								●	◐			
空調系統(鋁)					●							
電纜和導線	●											
電氣設備(碳鋼)(重量≤50kg)									●			
電氣設備(碳鋼)(重量>50kg)						●			◐			
非金屬絕熱材料	◐					◐			●			
鋼結構(碳鋼)			◐		◐	●		◐				
屏蔽用小組件									●			
起重設備(碳鋼), 電動滑車						●		◐	◐			
消化器, 採樣箱(碳鋼)						●			◐			
管道, 排水溝		●										
密封和屏蔽門(碳鋼)						●						
內襯(不銹鋼)			●			◐			◐	◐		◐
內襯(碳鋼)						●			◐		◐	
其他通用設備						◐		●	◐			
技術設備的外殼(碳鋼)			◐		◐	●						
技術設備的外殼(不銹鋼)			●		◐							

●：非常適用； ◐：適用

(3)結論

蒐集國際核設施除役案例，完成不同拆除方法及技術的研究，比較不同拆除技術之優缺點，整理歸納各類零組件及設備在拆除技術選用時，能採用最適合之工法，成果可提供技術審查以確保拆除作業之可行與安全。

(4)參考文獻

1. “Innovative and Adaptive Technologies in Decommissioning of Nuclear Facilities”, IAEA-TECDOC-1602, 2008
2. “Decommissioning Technology Experience Reports”, EPRI Technical Report, 2000
3. R. Versemann, “Decommissioning nuclear plants: experiences in Germany”, Proceedings of the Institution of Civil Engineers, 2008
4. “Task group on remote handling techniques”, OECD Technical advisory group (TAG), 2011
5. “Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how”, EC – CND Report, 2009
6. “Rancho Seco Nuclear Generating Station Decommissioning Experience Report”, EPRI Report, 2007
7. “ORNL Remote Operations for D&D Activities”, US DOE, 2007
8. Paulo E. O. Lainetti, “Cutting techniques for facilities dismantling in decommissioning projects”, International Nuclear Atlantic Conference, 2011
9. “State of the art technology for decontamination and dismantling of nuclear facilities”, IAEA, Technical reports series No. 395, 1999
10. “Recent United States and International Experiences in Reactor Vessel and Internals Segmentation”, EPRI Technical Report, 2011
11. “R&D and innovation needs for decommissioning nuclear facilities”, IAEA, 2014
12. “Reactor internals segmentation experience report”, EPRI Report, 2007
13. “The BR3 pressurised water reactor pilot dismantling project”, nuclear science and technology, 1998

2-2C 除役廢棄物分類包裝審查技術研究

(1)工作項目與執行方法

子項計畫「核子反應器設施除役技術研究」於 103 年規劃完成「除役廢棄物分類包裝審查技術研究」報告一冊。研究內容包含：

(1)國內外放射性廢棄物包裝容器法規研究：研究分析我國、國際核能機構 (IAEA)與主要核能國家對於放射性廢棄物包裝審查之法規規定。

(2)國內外放射性廢棄物盛裝容器資料蒐集：研究分析國際上主要核能國家所使用之放射性廢棄物分類包裝容器之類型及用途。

(3)國際放射性廢棄物分類包裝審查經驗研析：研究分析國際上主要核能國家放射性廢棄物分類包裝容器之選用及審查技術的案例經驗。

(4)國際放射性廢棄物分類包裝審查經驗回饋：根據前述國際資訊與經驗分析結果，提出結論及建議。

本報告為期中研究報告。蒐集的文獻資料另整理歸類後以雲端系統提送物管局參考。

(2)工作執行成果

蒐集國際上及國內有關放射性廢棄物分類包裝法規資訊，來源主要來自各核能先進國家專責機構所發布的相關規定，以及國內放射性廢棄物相關法律規定。

美國電廠廢棄物容器的選用可依循下述幾項重要指標作出選擇，如(1)依照美國核管會(U.S. Nuclear Regulatory Commission, NRC) 10 CFR 法規的要求、(2)滿足最終處置場對於廢棄物容器的允收標準、(3)運送廢棄物容器時應符合美國交通部(Department of Transportation, DOT)法規要求、(4)在貯存期間應保持廢棄物容器的安全性與完整性等。

另外，NRC 與 DOT 均針對貯存用及處置用的廢棄物容器、廢棄物裝箱與運送廢棄物容器到處置場訂定出相關法規，並且所有廢棄物容器應滿足法規的管制與規定。NRC 在 10 CFR 61.56 提供了低放射性廢棄物類型和處置廢棄物封裝等規定：

廢棄物不可用紙板或纖維板包裝。

液態廢棄物應該先固化或使用吸水性材料來阻隔再封裝。

含有液態的固體廢棄物應盡可能減少腐蝕性液體，液體量不超過總體 1%，。

廢棄物應確保不會有爆炸分解或在常溫常壓下與水生成反應的危險。

在運送、吊掛、處置廢棄物時，廢棄物不應該產生會危害人類的有毒氣體或煙霧。

廢燃料不能起火燃燒，起火材料應阻隔並且採用防火封裝。

氣態廢棄物應該在不超過 1.5 大氣壓力下且 20 呎箱，廢棄物容器內的總活度不可超過 100 居里。

有致病性、感染性的廢棄物應該作降低其最大潛在的危險處理。

在 10 CFR 61.56 附加的規定中，也加強限制 B、C 類廢棄物應該保持穩

定性，避免在處置場產生衰竭或瓦解，這將會導致放射性核種的移動，然而置放期間最少要長達 300 年並且仍然保持其完整性。

3. 國外廢棄物容器資料蒐集

研究分析國際核能機構與主要核能國家對於放射性廢棄物容器之規範及要求。

一般為了降低放射性廢棄物在運送前需要重新裝桶的風險，建議採用市售規格品低放射性廢棄物容器。核電廠可依據低放射性廢棄物容器功能及使用環境等需求進行選擇：

估計每一種類型低放射性廢棄物(A、B、C 類)在何時有貯存的需要。

每類低放射性廢棄物預計貯存的時間。

預備貯存哪一種類型低放射性廢棄物(樹脂、濾芯、污泥...)。

根據經驗查詢市售低放射性廢棄物盛裝容器，找出是否有常見的低放射性廢棄物盛裝容器選用類型。

每個電廠面臨的程序、貯存、處置方式都不同，因此無法通用，經驗建議只能做為參考。

低放射性廢棄物容器是否需要作塗料保護(內層、外層)。

表1 常見的廢棄物容器選用類型

WASTE TYPE	SD/O	SB	BO	SL	HIC
Compactible DAW	Yes	Yes	Yes	No	No
Noncompactible DAW	No	Yes	Yes	No	No
Incinerator ash	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Solidified ash	Yes	No	Yes	Yes	No
Solidified resins	No	No	No	Yes	No
Dewatered resin	No	No	No	Yes	Yes
Dewatered filter cartridges	No	No	No	Yes	Yes
Encapsulated filter cartridges	No	No	No	Yes	No
Solidified evaporator concentrates and sludges	Yes	No	Yes	Yes	No
Oil	Yes	No	Yes	No	No

CONTAINER KEY:

SD/O - Steel drum or drum overpack
 SB - Steel box
 BO - Box overpack
 SL - Steel liner
 HIC - Any approved HIC

有關核能電廠使用低放射性廢棄物容器的選擇，由於各電廠本身所具備的條件不同，包括：處理低放射性廢棄物的能力、貯存設施設計的需求、貯存期間的長短、處置場驗收的標準、可用資金的多寡等等，不同的電廠差異性非常大，致使低放射性廢棄物容器的需求無法事先準確預估，但是大致會使用下列五種常用的低放射性廢棄物貯存容器進行盛裝，如表 2 所示。

表 2 常見的低放射性廢棄物容器

廢棄物容器類型		廢棄物類型	適用與否	說明
1.55加侖桶(steel drum)				
	乾燥廢棄物	Y		1. 優點：便宜、NRC 核准的規格、符合 IP2 或DOT type A的規格、易堆放、貯存、運輸。 2. 缺點：體積較小、鋼容易腐蝕、需要修護避免塗料剝落。 3. 所有金屬表面都需塗層防腐，在裝填廢棄物前考慮加裝吸水盤(absorbent disk)。
	灰渣	Y		
	固化灰渣	Y		
	固化樹脂	N		
	脫水樹脂	N		
	脫水濾芯	N		
	濃縮液和污泥	Y		
油污	Y			
2.鋼箱(steel box)				
	乾燥廢棄物	Y		1. 優點：容量較大、便宜、NRC核准的規格、符合IP2 或DOTtype A 的規格、不同壁厚、易堆放、貯存、運輸。 2. 缺點：鋼容易腐蝕、需要修護避免塗料剝落。 3. 所有金屬表面都需塗層防腐。
	灰渣	Y		
	固化灰渣	N		
	固化樹脂	N		
	脫水樹脂	N		
	脫水濾芯	N		
	濃縮液和污泥	N		
油污	N			
3.內襯鋼桶(Steel Liner)				
	乾燥廢棄物	N		1. 優點：容量較大、便宜、NRC核准的規格，易堆放、貯存、運輸、穿刺損壞敏感性比聚乙烯容器還低。 2. 缺點：不能貯存B 類和C 類的脫水廢棄物。 3. 所有金屬表面都需塗層防腐。
	灰渣	Y		
	固化灰渣	Y		
	固化樹脂	Y		
	脫水樹脂	Y		
	脫水濾芯	Y		
	濃縮液和污泥	Y		
油污	N			

4.混凝土屏蔽容器			
	乾燥廢棄物	N	4. 優點：NRC 核准的規格，良好的機械強度、化學腐蝕敏感性低，不需要防腐保護 5. 缺點：成本較高。
	灰渣	Y	
	固化灰渣	N	
	固化樹脂	N	
	脫水樹脂	Y	
	脫水濾芯	Y	
	濃縮液和污泥	N	
	油污	N	
5.高完整性容器			
	乾燥廢棄物	N	1. 優點：美國處置場Hanford、Barnwell接受裝填B 類和C類廢棄物，但必須有混凝土屏蔽。 2. 廢棄物容器為圓球形頂部，堆疊時需使用堆疊板、裝填的化學品必須嚴格管制其成份、不適合長期曝露在陽光下照射
	灰渣	Y	
	固化灰渣	N	
	固化樹脂	N	
	脫水樹脂	Y	
	脫水濾芯	Y	
	濃縮液和污泥	N	
	油污	N	

上述五種低放射性廢棄物之盛裝容器，以目前國內鋼製桶技術而言，已可滿足需求，國內製桶業者技術能力已非常成熟，有能力可承製鋼製廢料桶，但是腐蝕問題仍是必須克服的議題之一，且相關之執照申請仍須依法規辦理。

另一方面，儘管許多低放射性廢棄物不論在貯存、運送或處置階段都使用相同的盛裝容器，但是在設計及使用時，應考量不同階段的法規限制條件，以滿足各階段的功能要求。另外，在使用低放射性廢棄物盛裝容器時，應確認低放射性廢棄物貯存期限應不得大於容器使用年限，並依法規全盤考量規劃。

為了瞭解其他國家審查放射性廢棄物盛裝容器之審查作業，另外參考了美國核管會針對放射性物料運送包件的標準審查計畫(Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material)，以提供盛裝容器相關審查技術。美國核管會所使用的標準審查計畫具有三個主要目的：

- 綜整盛裝容器核准(package approval)所需法規要求。
- 描述符合核管會相關法規要求之程序。
- 將核管會以前發展之盛裝容器認證(package certifications)業務(practices)

文件化。

審查計畫可輔助法規指引(Regulatory Guide, RG)7.9, 第 1 及 2 版, 提供申請者(applicants)標準的格式和內容, 以申請盛裝容器認證。

由於放射性廢棄物盛裝容器一般有極大的差異性, 以及有許多不同的方法可評估盛裝容器的設計, 若要以一個審查計畫詳細地涵括每一種盛裝容器的申請狀況, 是有相當程度困難的, 因此需要修改及擴充標準審查計畫的相關指引, 來適應特定的盛裝容器設計。10 CFR 71 下列幾個方面未在此審查計畫的範圍內:

- 照射過核子燃料之運送(Shipment of irradiated nuclear fuel)
- 鈾之空運(Shipment of plutonium by air)
- 低比活度物料和表面污染物運送(Qualification and shipment of low specific activity material and surface contaminated objects)
- 特殊形式放射性物料(Qualification of special form radioactive material)
- 品質保證計畫核准(Approval of a quality assurance program)
- 報告, 通知, 違規和刑事罰則(Reports, notifications, violations, and criminal penalties)
- 豁免及一般授權(Exemptions and general licenses)
- 參照其他規定, 例如: 10 CFR Parts 20, 21, 30, 40, 70, 73, 及交通部或美國郵政法規等, 納入 10 CFR 71 之需求。(Requirements incorporated into 10 CFR Part 71 by reference to other regulations, e.g., 10 CFR Parts 20, 21, 30, 40, 70, 73, and DOT or U.S. Postal Service regulations.)

此審查計畫在 section level 的格式和 RG 7.9 建議的申請書格式類似, 在 subsection level 審查計畫則著重在審查技術和法規基礎、審查完成的方式、以及符合核准標準的一般性適用的盛裝容器的審查結果上。

美國核管會針對放射性物料運送盛裝容器建立的標準審查計畫, 包括下列章節:

- 一般資訊審查(GENERAL INFORMATION REVIEW)
- 結構審查(STRUCTURAL REVIEW)
- 熱傳審查(THERMAL REVIEW)

- 污染審查(CONTAINMENT REVIEW)
- 屏蔽審查(Shielding Review)
- 臨界審查(Criticality Review)
- 操作程序審查(Operating Procedures Review)
- 試驗和維持計畫審查(Acceptance Tests and Maintenance Program Review)

標準審查計畫的附錄中，提供了 8 個美國核管會審查的不同型式放射性物料盛裝容器的詳細資訊，藉由確認每一種盛裝容器典型的關鍵安全功能(key safety features)和主要審查領域(principal areas of review)的案例，來補充審查計畫的資訊。8 個審查案例包括：

- 放射性照相廢棄物盛裝容器(Radiography Packages)
- B 型廢棄物盛裝容器(Type B Waste Packages)
- 未照射燃料盛裝容器(Unirradiated Fuel Packages)
- 低濃縮氧化鈾盛裝容器 (Low Enriched Uranium Oxide Packages)
- 超鈾廢棄物盛裝容器(Transuranic Waste Packages)
- 低濃縮六氟化鈾盛裝容器 (Low Enriched Uranium Hexafluoride Packages)
- 高濃縮鈾或鈾盛裝容器 (High Enriched Uranium or Plutonium Packages)
- B 型特殊型式盛裝容器(Type B Special Form Packages)

國際上放射性廢棄物包裝容器發展、應用現況資訊，以及相關技術報告，已有許多可參考之資訊，主要是蒐集、彙整及評估美國核設施除役廢棄物分類包裝及貯存之現行法規應用及技術發展研究現況，包括國際原子能總署(IAEA)安全導則、美國交通部(DOT)運送廢棄物容器相關法規、以及美國核管會等有關放射性廢棄物分類、運送及處置等相關規定。但是相關審查技術及報告仍非常繁雜，主要是盛裝容器的設計功能可能適用範圍，包括廢棄物的種類，用途，因應貯存、運送、長期貯存或處置等，盛裝容器的設計可能是單一的，但是大部份可能需要符合二種功能，為了整合審查技術，還是參考主要國家的相關報告，例如 IAEA Interim Storage of Radioactive Waste Packages 等報告，參考相關

安全原則與需求，設計需求與操作規範、安全評估及品質要求等，以及 NRC Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material 等標準審查計畫，參考相關審查流程及範籌、審查法規需求、及審查接受標準等，配合我國內放射性廢棄物盛裝容器相關法規現況，包括放射性物質安全運送規則、放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則、低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則、低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則、低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範等在運送、貯存及處置等方式有關盛裝容器之規定，分析相關法規適用管制範圍。

綜合上述成果，再與國內低放射性廢棄物盛裝容器相關法規發展現況，進行國內、外核設施除役廢棄物包裝貯存審查技術發展現況之資訊評估，並檢討國內對於放射性廢棄物盛裝容器使用申請審查報告案例，提供除役廢棄物分類包裝審查技術之建議。

(3)結論

除役廢棄物分類主要仍以低放射性 A 類、B 類、C 類，以及超 C 類廢棄物為主，在提出盛裝容器申請時應詳細說明其目的及策略，包括是用於貯存、長期貯存、運送、最終處置，或是具有多重使用目的，以提供管制機關就其目的及策略進行審查。

由於放射性廢棄物盛裝容器及包件因不同目的及效能，具有極大的差異性，以及有許多不同的方法可以評估盛裝容器的設計，所以沒有任何審查計畫可以詳細的包括每一種申請狀況，因此需要修改及擴充審查計畫的相關指引來適應特定的盛裝容器設計，不同的盛裝容器設計及使用目的，適用不同的法規及規範。

最後的評估結果應該要於安全評估報告清楚載明，依據相關的法規及規範，經過詳細及充分的評估所得到的結論是，包括一般資訊、結構、熱傳、密封容器、屏蔽、臨界、操作程序、驗收試驗和維護方案皆已充分說明、評估，確認包件符合相關法規要求，足以確保該包件符合其預期的使用壽命。

(4)參考文獻

- 18.放射性廢料容器管制法規研究(二)，李定一，核研所，1992.6。
- 19.低放射性廢棄物容器之探討，洪毓翔，核研所，2013.3。
- 20.低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則，2010.4。
- 21.低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範，2010.12，。
- 22.低放射性廢棄物盛裝容器審查導則研究，陳智隆，核研所，2012.12。

- 23.較高活度廢棄物之處理技術及低放射性廢棄物最終處置之包件特性與接收標準，潘本立，核研所，1994.1。
- 24.Feasibility study of waste containers and handling equipment for SFL, SKB 2013.12.
- 25.Guide for operating an interim on-site low-level radioactive waste storage facility. EPRI, 2004.10.
- 26.Classification of radioactive waste, IAEA safety standards. IAEA, 2009.11.
- 27.Recommended changes to guidelines for operating an interim on site low level radioactive waste storage facility – for nuclear regulatory commission review. EPRI, 2011.
- 28.Standard Review Plan for Transportation Packages for Radioactive Material, Nureg-1609, U.S.NRC, 1999.

2-2D 低放射性廢棄物活度量測追溯管制技術

(1)工作項目與執行方法

I. 低放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗

衡量國內低放射性廢棄物產生、處理、貯存情形，並藉現代化量測儀器建立相關量測技術，以及舉辦國內低放射性廢物整桶活度量測能力試驗與技術研討會。

II. 低放射性廢棄物整桶量測技術規範

為確保低放射性廢棄物中，加馬核種分析與活度量測結果的準確性及量測結果具有追溯性，建立低放射性廢棄物整桶量測技術規範草案。

(2)工作執行成果

I. 低放射性廢棄物整桶活度量測能力試驗

參加 103 年低放射性活度比對之機構的純銻偵檢加馬能譜定性定量系統共 6 部，分別為台電公司核二廠之廢料處理組 2 部、台電公司核三廠之廢料處理組 1 部、核能研究所化學分析組 1 部及核能研究所保健物理組 2 部(含解除管制量測實驗室 1 部)，其中核三廠定性定量系統無 55 加侖桶旋轉座。參加廢棄物活度量測比對儀器如表 1。

表 1：參加廢棄物活度量測比對儀器

機構	代碼	廠牌	型號	偵檢器×個	型式	分析程式
核二廠	A	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
核三廠	B	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	固定	Genius2000

化學分析組	C	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
核二廠	D	Canberra	ISOCS	HPGe ×1	移動	Genius2000
保健物理組	E	Canberra	Q2	HPGe ×3	固定	Genius2000
保健物理組	F	ORTEC	ISOCART	HPGe ×1	移動	GammaVision

活度量測比對的測試桶共 9 桶，主要分成整桶活度均勻分布桶樹脂、過濾器活性碳、水泥及水溶液(450 g 罐 x 360 個)等 4 桶，如圖 1～圖 4；與整桶活度非均勻分布桶(射源水平分布 3 桶及射源垂直分布 2 桶)等 5 桶，如圖 5～圖 8 等二類。其中水平分布的直徑 40 公分面射源， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 活度約 89 kBq 與 33 kBq，如圖 5；及垂直分布的直徑 1.5 cm × 長 60 cm 棒射源， ^{137}Cs 與 ^{60}Co 活度約 86 kBq 與 78 kBq，如圖 8，二者射源活度皆追溯國家游離輻射標準其標準不確定度皆小於 0.8 %。



圖 1：整桶樹脂(充填率 96%)



圖 2：整桶過濾器活性碳(充填率 90%)



圖 3：整桶水泥(充填率 100%)



圖 4：整桶水溶液(充填率 100%)

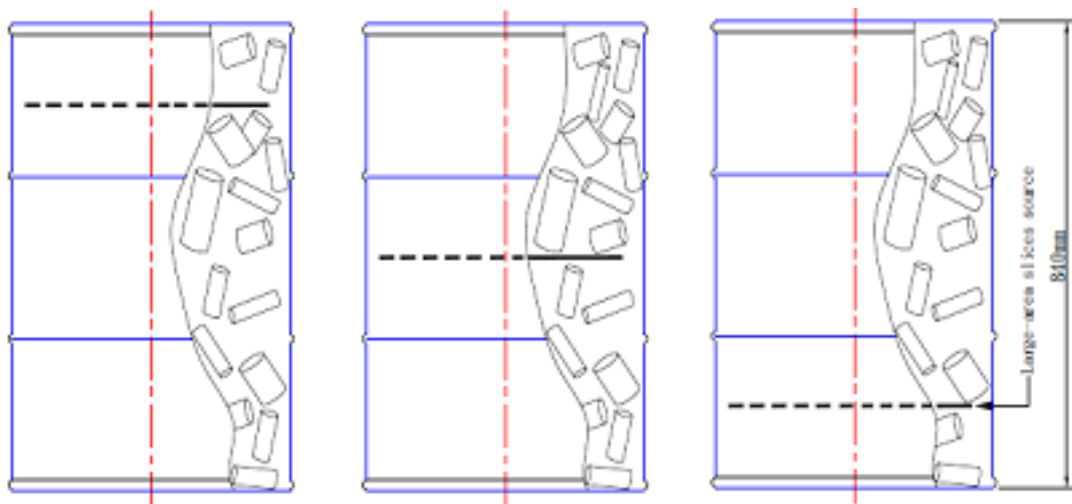


圖 5：面射源放置金屬桶內水平軸之上、中、下層位置

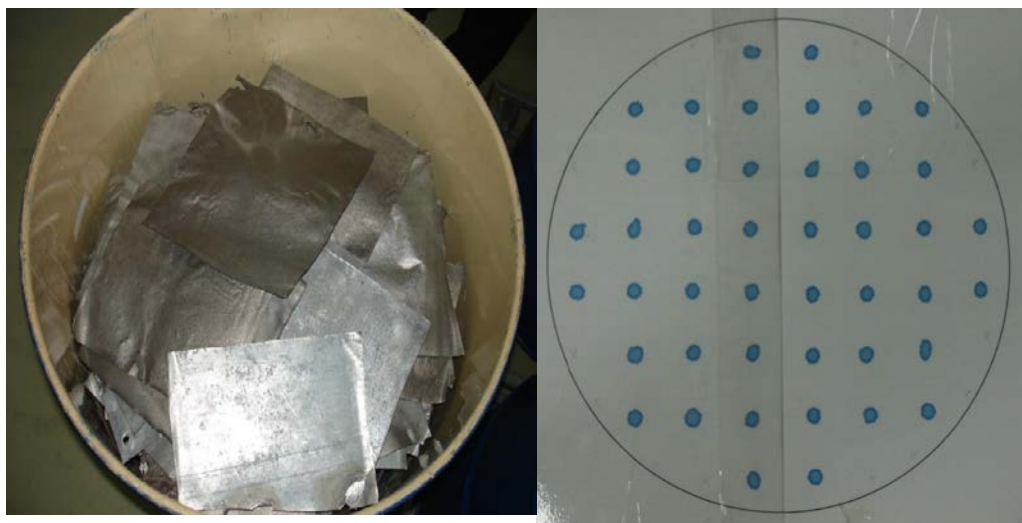


圖 6：整桶鐵片及直徑 40 公分圓形面射源

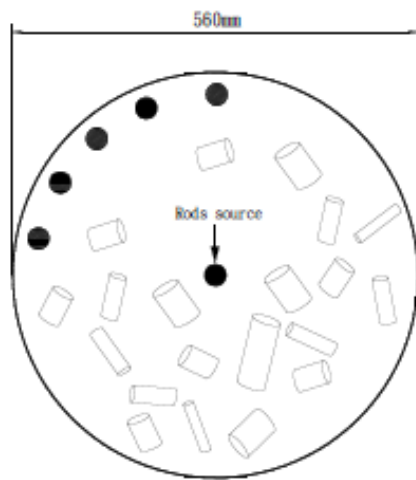


圖 7：金屬桶內射源棒放置偏單邊或集中中心位置

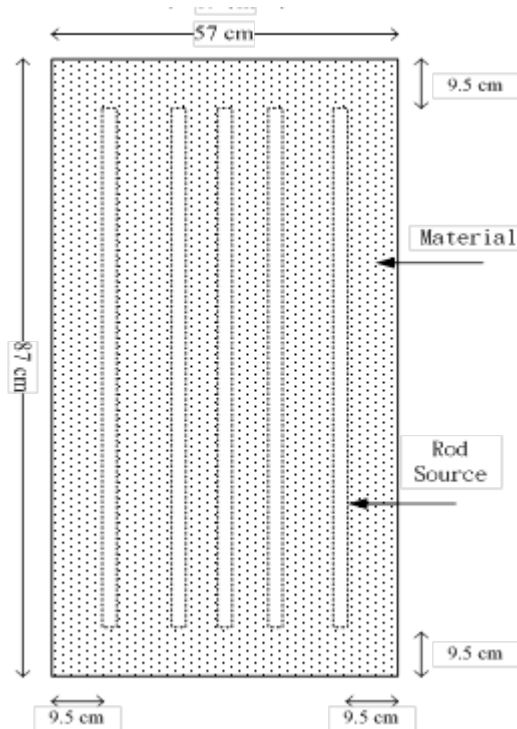


圖 8：液態棒狀射源及桶內棒狀射源放置

比對之測試桶一為整桶活度非均勻分布金屬桶 5 桶，將面射源放置水平軸之上層(upper- levels)、中層(center- levels)、下層(lower -levels)位置及將射源棒放置偏單邊(side- rods)或集中中心(center- rods)位置等；另一為整桶活度均勻分布非金屬桶 4 桶，溶液(solution)、水泥(concrete)、樹脂(resin)及過濾器活性碳(active carbon)等，比對之測試桶共 9 桶的規格如表 2。

表 2：活度量測比對之測試桶規格

測試桶	填充材	填充率 (%)	密度 (g/cm ³)	容器厚度	容器高度 (外徑)	容器直徑 (外徑)
Upper- levels	鐵	100	0.76	2 mm	86 cm	56 cm
Center- levels	鐵	100	0.95	2 mm	86 cm	56 cm
lower -levels	鐵	100	0.84	2 mm	86 cm	56 cm
Center- rods	鐵	100	0.96	2 mm	86 cm	56 cm
Side- rods	鐵	100	0.54	2 mm	86 cm	56 cm
active carbon	活性碳	90	0.97	3 mm	86 cm	56 cm
concrete	水泥	100	1.90	3 mm	86 cm	56 cm
solution	溶液	100	0.96	3 mm	86 cm	56 cm
Resin	樹脂	96	0.85	3 mm	86 cm	56 m

參加比對之 9 桶測試桶的 6 部偵檢系統的定性定量量測結果，非均勻分布金屬桶 5 桶之活度差異(%)是與已知活度之面射源與棒射源的標準值比較結果如圖 9 與圖 10，當熱點集中在某個方位的 5 桶中，6 部偵檢器能譜分析結果與已知標準值間差異最大者，皆為位置在桶中間的垂直棒，因自屏蔽效應大，關鍵核種 ¹³⁷Cs 與 ⁶⁰Co 的最大差異為-65 %與-62 %，而 6 部偵檢器能譜分析結果與已知標準值間差異最小者，為位置在桶中間層的面射源，因定性定量系統的純鍺偵檢器皆放置在整桶的中間量測，其距離偵檢器最近提高放射性靈敏度差異會較小。在 6 部偵檢系統中唯一由 3 部純鍺偵檢器組合的代碼 E 量測系統效率較高，整桶全體廢棄物的放射性皆被均勻偵檢得到其量測效果較佳，因此量

測整桶活度非均勻分布的 5 桶的結果差異皆較小，除了在桶中間位置的垂直棒外，其餘 4 種活度非均勻分布的差異約為 20 %。

另外，均勻分布非金屬桶 4 桶之活度差異(%)是與 6 部偵檢器之平均值比較結果如圖 11 與圖 12，其中整桶水溶液活度是追溯國家游離輻射標準，核種 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 為 390 kBq 與 350 kBq，為確認 6 部偵檢器之量測水準，先行驗證水溶液桶其核種 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 的最大差異為-15 %與-16 %，其餘 3 桶之非金屬桶核種 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 的最大差異為-32 %與 33 %，但是這 6 部偵檢器之核種 ^{137}Cs 與 ^{60}Co 各 18 個量測值中的活度最大差異約為 20 %。

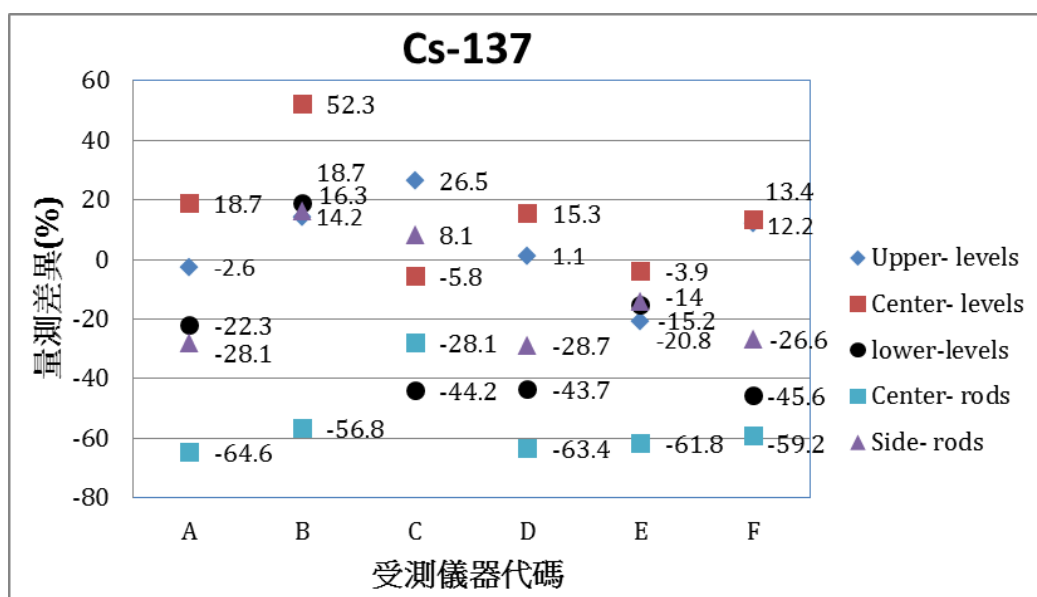


圖 9：非均勻分布桶 ^{137}Cs 量測活度差異

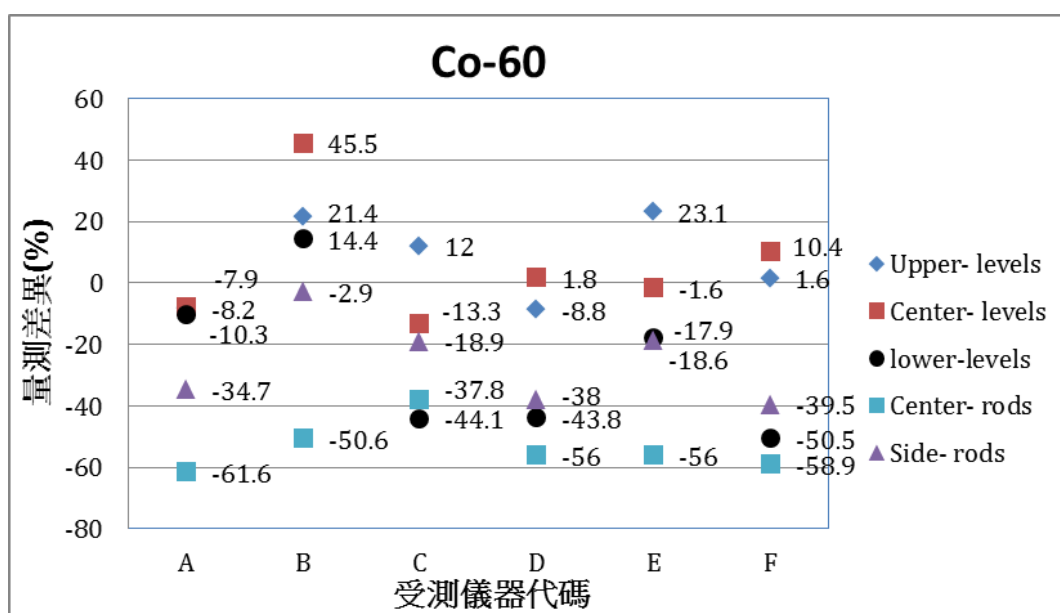


圖 10：非均勻分布桶 ^{60}Co 量測活度差異

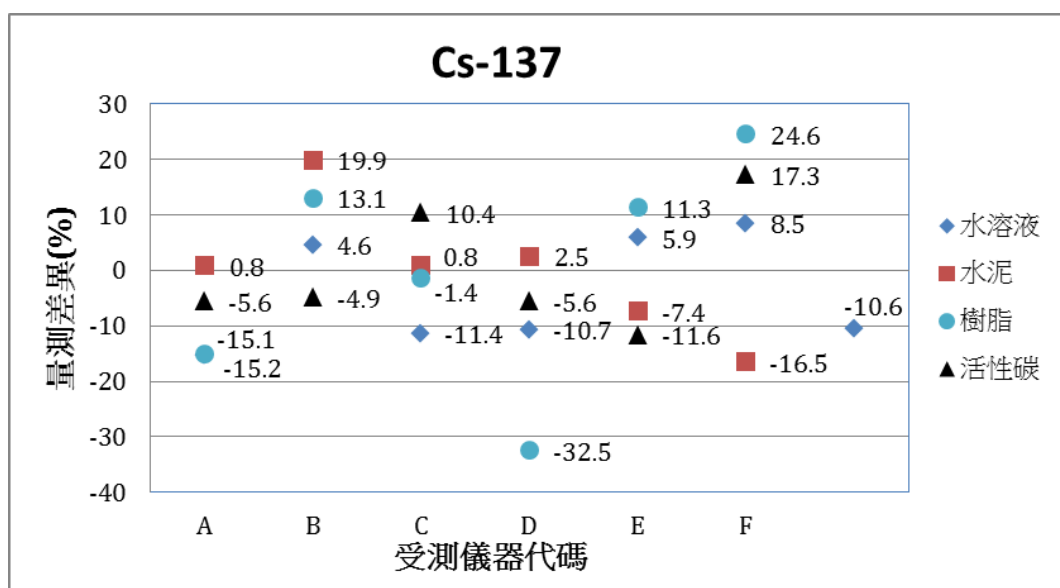


圖 11：均勻分布桶 ^{137}Cs 量測活度差異

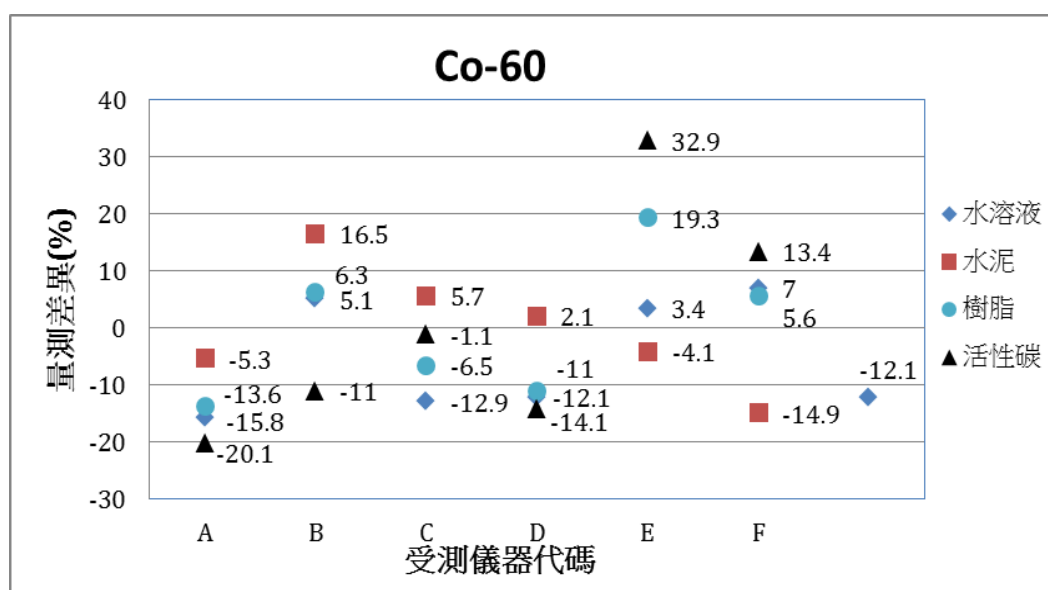


圖 12：均勻分布桶 ^{60}Co 量測活度差異

II. 低放射性廢棄物整桶量測技術規範

依據「放射性物料管理法」第二十一條，所訂定之「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第三章，規定低放射性廢棄物處置、貯存，必須述明廢棄物來源、核種與活度，並依核種與活度分為 A、B、C 與超 C 類，再依類別處置。

由此可知廢棄物之核種與活度，為廢棄物分類之重要依據，而核種活度量測技術之可靠度與量測數據精確度，有賴良好認證制度之運作維持。放射性廢棄物量測之追溯與認證，對於廢棄物產生單位量測能力與公信力的展現、主管機關之有效管制及民眾對於廢棄物處置之接受度，扮演舉足輕重的角色，因此在國際上也漸漸重視相關的認證追溯制度。

由於各國法規制度及社會民情不同，對於低放射性廢棄物核種與活度量測品質，及認證追溯之要求也不盡相同，因此如何配合我國現有量測標準追溯體系，建立符合本土化之追溯鏈，以確保量測結果之公信力，則有賴制定統一且合理可行，低放射性廢棄物活度量測之例行校正與量測比對技術規範，提供國內主管機關及各核設施做為參考之依據。

(3)結論

舉行低放射性廢棄物整桶活度量測試驗，可藉以了解國內核設施或研究機關，量測低放射性廢棄物整桶加馬活度之能力，並進一步整合國內量測技術與建立放射性廢棄物量測認證制度，以提升國內低放射性廢棄物量測技術能力達國際水平。另完成低放射性廢棄物整桶量測技術規範草案，說明如何配合我國現有量測標準追溯體系，建立符合本土化之追溯鏈，以確保量測結果之公信力，並提供國內主管機關及各核設施做為參考之依據。

(4)參考文獻

1. 葉俊賢,袁明程“桶型加馬活度計測系統之校正方法”,INER-5068R,2007.
2. 葉俊賢,袁明程“解除管制試樣量測分析之能力試驗總結報告”, INER-6960, 2010.
3. 林崇智,“SWAM-2 加馬活度計測系統”, INER-3506, 2007
4. 林國禎,“SWAM-3 量測系統操作說明書”, INER-SOP-0162R, 2009
5. CNS 17025：測試與校正實驗室能力一般要求，經濟部標準檢驗局，民國九十年三月。ISO/IEC 17025：2005，測試與校正實驗室能力一般要求之實驗室認證規範，財團法人全國認證基金會，TAF-CNLA-R01(2)，2005。

6. 財團法人全國認證基金會，測試結果量測不確定度評估指引 TAF-CNLA-G03(1)，2005。
7. 財團法人全國認證基金會，測試領域環境試樣放射性核種技術規範，TAF-CNLA-T09(1)，2004。
8. 一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法，中華民國 93 年 12 月 29 日，會物字第 0930047668 號函發文實施，2004。
9. “Application of the Concepts of Exemption and Clearance”, IAEA RS-G-17, 2004.
10. ANSI, American national standard traceability of radioactive sources to NIST and associated instrument quality control. N42.22-1995, American National Standards Institute, New York, 1995.
11. “Hardware Reference Manual for Taiwan-INER Q2 system”, Document #37677 rev.A”, Canberra Inc.,2004.
12. International Organization for Standardization, Guide to the Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Switzerland, 1995.
13. “Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions.” NUREG-1507, 1998.

2-2E 除役核能電廠之除污方式及除役期間放射性廢料處理

本研究介紹了數種核能電廠除役過程中可能用到的除污方法，並簡述其原理和特性(如表 1 和表 2)。總結來說，對於小型物件表面的除污，金屬表面的除污可使用低壓放電法；超臨界流體擴散性高、黏度低，適合精密儀器和複雜組件的除污；具有複雜表面附著牢固的放射性氧化層可使用雷射除污、臭氧氧化、電漿除污等方法；管道類的組件則以 PIG 技術為主。以上幾種方式由於需要特殊除污容器或污染物本身構造限制，不易用於大型物件的除污。對於大型物件的除污，則須選用可剝離膜、自脆型除污劑、氣溶膠技術等除污方法。主要的發展趨勢則是朝向非水除污技術，用以避免二次廢棄物的產生。

除役過程中的廢棄物管理計畫應考慮除役過程中產生的多種廢棄物，依其特性和毒性路徑予以妥適分類處理，並著重於這些廢棄物的安全管理，在策略上應該要主動避免一些可能發生的潛在威脅，像是實際曝露、潛在曝露、以及污染可能擴散的風險，這些問題必須在除役工作進行中即予以嚴密控管，不能等到除役後期或後續環境復歸整理工作時再予以亡羊補牢，一旦污染擴大，則所造成的後果將難以估計，最終可能面臨無法處理的困窘。同時也應重視安全管理與最少交叉污染及二次廢棄物產生的最佳化，透過除役程序、拆除技術的控制、污染控制、廢棄物分類、有效的加工和某些情況下管理者的控制和內部審查，並依照法規管制規定釋放低活性廢棄物，擬定廢棄物再使用的策略，從而有效縮小放射性廢棄物的體積。

此外，在進行除污及相關拆除工作時，額外應注意的事項包括：

- 使用相關切割、拆除技術時應避免氣體、碎片、煙塵擴散於圍阻體內造成二次污染。
- 對於無經驗或少經驗之工作人員，應盡速建立其良好之核能工作場所觀念，避免人為意外事故發生。
- 須建立跨部門良好的合作關係。
- 執行放射性物質外釋時，建議參考美國環保署 MARSAME (Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual)之規定。
- 廢棄物管理系統應有能力處理所預期除役時，來自於清除、拆除和破壞後的廢棄物，假如不是，就須提供一個新的場所來處理。
- 丟棄廢棄物所考量的地方和沒有適合的場所可獲得的時候，評估下列除役的方案：準備和維持反應器主體在圍阻體裡；拆除反應器主體和貯存產生的廢棄物在適合的暫存場所；或轉換所有的設施或部分至貯存或丟棄場所。
- 須注意非放射性廢棄物的危險物質的存在(例如：石棉)，並確實注意廢棄物對於工作人員、大眾和環境的潛在影響。

目前除役審查導則對於除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理這部分

已有滿完整的指導方針，其對除污範圍的界定、除污作業的流程規劃、除污技術的選定、二次減廢措施等方向均有詳細描述，建議增加對除污過程可能產生的廢棄物預估數量及其可能擴散至廠區外的風險評估，總結來說，我們對於審查導則相關章節的幾點補充建議如下：

1. 關於除污方式

- a. 分類說明除污的對象、範圍和對應之除污方式，是否清楚呈現，使審查者可一目了然，並說明應用該技術的理由和預估除污效能。
- b. 檢閱是否包含除污過程中二次放射性廢棄物的預估數量，以及放射性廢棄物是否有不當外釋或擴散的風險，如有大規模危害環境和民眾安全的可能性時，建議加以詳細評估。
- c. 是否說明除污作業環境的管制規範，藉此減少人員曝露及避免外釋風險。

2. 關於放射性廢液及廢氣的處理

- a. 是否具備具體的放射性廢棄物管理和處置措施，包含分類、除污、暫存、再利用、及最終處置，若因故只能暫存，是否承諾最終能完善的加以處置。
- b. 內容是否詳細評估廢氣和廢液的可能產生來源，並規劃緊急應變作業流程，做為因應可能外釋的補救措施。

3. 其他相關建議

- a. 除污作業和廢棄物處理配合除役拆除工作的相關進程，必須確實可行。
- b. 建議評估可能發生的工安意外事故及處理方式。

審查人員在進行除設計畫書的審查時，除依照最新審查導則的項目一一檢視外，尚可參考上述幾項建議進行審查，使審查過程更加嚴謹。

表 1. 一般的放射性廢棄物除污方式

除污方法	說明
物理法	利用沖洗、吸塵、機械擦拭、高壓水/蒸氣噴射、磨料噴射表層剝離、超音波除污等方法，對污染物進行物理效應的處理。

化學法	利用化學溶劑清洗污染的区域和設施，以達到除污的目的。
電化學法	利用電解反應，使造成表面污染的放射性核種進入電解槽中，達到除污的目的。
熔融法	將低度污染的金屬廢料經熔鍊處理後，使大部分的放射性核種進入爐渣或尾氣中，少部分殘留於鑄錠內呈現均勻分佈。
生物法	利用微生物對放射性污染物的生物分解或吞食作用，除去這些物質，達到除污的目的。

表 2. 各種新型放射性廢棄物除污技術的特點和適用對象

除污技術	基本說明和特性	適用對象
化學泡沫	以泡沫載除污劑，效率高，二次廢物少，略帶腐蝕性。	大體積空腔、結構複雜度高的設備。
超臨界流體	具備高擴散性、低黏度、良好的溶解能力。	小型且結構複雜度高的設備。
臭氧	利用臭氧將難溶的腐蝕產物氧化。	表面腐蝕物。
雷射	表面的薄氧化層吸收光子能量，受熱分解從而消除。	污染物對使用雷射之波長具有良好吸收能力。
低壓放電	電解溶解一層很薄的金屬表面。	金屬、不銹鋼類。
電漿	噴射氮氣電漿，使污染核種部分發生羰基化反應，再以化學方法回收。	金屬表面的鈷氧化層。
高壓水	使用增壓幫浦將水增壓，強化除污速度。	大型污染物表面。
空氣爆破	使用特殊結構壓縮空氣產生氣爆。	管線、溝槽、水渠。

2-2F 反應器與圍阻體中子活化分析程式之驗證研究

舉出國際間已經或計劃將在除役活度清單數據庫的評估中，中子活化項目驗證的一些例子。

瑞典 Ringhals - 3 號機蒸汽產生器

從 Ringhals 壓水式反應器移除的蒸汽產生器已運到 Studsvik 處理，從 R-3 蒸汽產生器中產生的廢棄物和金屬錠所得的活度，總結在下面的表格中。一些特殊的測量方式是在 Studsvik 進行，如量測核種 Ni-63；三個廢料樣品為分析 C-14 被送往隆德大學，所使用的相同方法用於測定離子交換樹脂的 C-14。

在廢棄物中的 Co-60，其活度相對於從廠內伽瑪掃描評估活度清單數據庫更高，這種差異很可能是由於伽瑪掃描時，評估的幾何形狀複雜，特別在當蒸

汽產生器是從外部的鉻鎳鐵合金管中測量的活度。

實測 Ni-63/Co-60 比值約 0.1，是與早期評估成線性相關；然而，所檢測到 C-14 的活度，則沒有在先前早期的評估中考慮到，C-14 檢測的量對應於一年反應器中冷卻水的產量，大約 0.24% 左右，這些量測值目前正在進一步評估中。

表 Studsvik 從 R-3 中蒸汽產生器產生的廢棄物所得的活度

Nuclide	Bq, 1995-06-01			
	Blasting	Melt	Other	Total
Co-60	2.27E+12	2.20E+11	1.07E+12	3.56E+12
Ni-63	2.23E+11	2.16E+10	1.05E+11	3.50E+11
Ni-63/Co-60				9.83E-02
C-14	5.68E+08	5.51 E+07	2.77E+08	9.00E+08
C-14/Co-60				2.53E-04

Barsebäck 的 1 號機和 2 號機除污淨化

執行完三個大型一次側迴路表面的除污淨化行動，被移除的活度等除役的重要數據已經仔細研究記錄，難測核種如 Ni-59，也已經確定其活度，這對用於計算模型的驗證非常有價值。此外，從系統表面中移除鈾系元素的測量，該是和電廠燃料故障破裂的歷史相關：B-1 幾乎從無故障破裂的燃料，而 B-2 在 1992 年有故障破裂的燃料，造成約釋放 10 克鈾。對應於約 1 克鈾經過約 10 年運轉，在系統表面易被發現存在鈾系元素，意即併入在系統中的鈾系元素氧化物，是需考慮有一個漫長的記憶效應。

B-1 電廠生物屏蔽和反應爐壓力槽保溫隔熱體的活度

另一個進行驗證的例子是在 B-1 電廠的生物屏蔽和反應爐壓力槽保溫隔熱體，執行採樣和活度的測量，其相比於下表測得的數據。下表量測值顯示出：早期評估時計算出的值具有略高的水平，即在早期評估時保持一定程度的保守度，這些測量值將用在反應器內部組件、壓力容器和生物屏蔽的中子活化程式精進模式的驗證。

表 反應爐壓力槽保溫隔熱體和生物屏蔽的活度計算值及測量值

<i>Nuclide</i>	<i>Caposil[Bq/kg]</i>		<i>Al sheet [Bq/kg]</i>	
	<i>Calculated</i>	<i>Measured</i>	<i>Calculated</i>	<i>Measured</i>
Co-60	3.3E5	2.4E5	8.4E4	6.3E4
Cs-134	1.4E5	4.2E4		
Mn-54	5.6E5	5.2E5	3.2E4	2.0E4
Zn-65			1.6E5	6.3E4

<i>Nuclide</i>	<i>Concrete[Bq/kg]</i>		<i>Reinforcement[Bq/kg]</i>	
	<i>Calculated</i>	<i>Measured</i>	<i>Calculated</i>	<i>Measured</i>
Co-60	7.6E5	3.0E5	2.7E7	6.2E6
Mn-54			1.3E7	5.3E6
Cs-134	9.0E4	5.5E4		
Eu-152	1.8E6	1.3E6		
Eu-154	1.6E5	1.2E5		

Forsmark 沸水式反應器渦輪汽機組件

在 2004~2006 年，Forsmark 沸水式反應器（F-1、F-2 和 F-3）除去總計約 1300 噸的渦輪汽機組件，然後發送到 Studsvik 處理，Co-60 和 Cs-137 不同類別的重量和活度摘要顯示在下面的表中。該材料約 95%是可歸類為清潔廢棄物的，其中 71%直接歸類為清潔廢棄物，另外剩餘的 24%需要經過一些額外的衰變過程，最後剩餘的 5%廢棄物則需要被妥善安排處置。

總 Co-60 的活度 16 億貝克，是與電廠評估數據成線性相關，然而，所測得總 Cs-137 活度 0.7 億貝克，是比評估數據較高。在這種情況下，Cs-137 的來源預計是從短半衰期 Xe-137（半衰期= 3.8 分鐘），這主要是來自於核心漂流鈾衰變而來。

表 在 Studsvik 接受處理渦輪汽機組件的重量和活度

		Activity, Bq		Bq/kg
	Weight, kg	Co-60	Cs-137	Co-60
Exempted¹	940234	4.3E+08		4.6E+02
Ingots²	315745	8.6E+08		2.7E+03
Waste³	64290	3.0E+08	9.3E+07	4.7E+03
Total	1320269	1.6E+09	9.3E+07	1.2E+03

1 豁免金屬錠（限 Co-60<1000 貝克/千克）Exempted ingots（limit Co-60<1000 Bq/kg）

2 金屬錠經過一些衰變過程後獲豁免 Ingots to be exempted after some decay

3 廢棄物處理 Process waste

重要參考文獻

1. EPRI（Electric Power Research Institute）（2008）. Power Reactor Decommissioning Experience. Technical Report ID 1023456. Palo Alto, California, USA. <http://my.epri.com>
2. 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.
3. Christopher Hope, “Characterisation of metal in support of decommissioning a reactor site”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
4. 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.
5. Ralf Oberhaeuser, “Sampling of reactor pressure vessel and core internals”, Workshop on Radiological Characterisation for Decommissioning, Nyköping, Sweden, April 17-19, 2012.
6. 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
7. 林彥光，核能電廠混凝土屏蔽微量元素測量與除役放射性核種評估，清華大學碩士論文，中華民國 97 年 7 月。

附錄

1. 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.

Studsvik
Arne Larsson
Klas Lundgren

Validation of activity determination codes and nuclide vectors

1 (16)

**Validation of activity determination codes and nuclide
vectors by using results from processing of retired
components and operational waste**

**Klas Lundgren
Arne Larsson**

Paper for Workshop on “Radiological characterisation for
Decommissioning” Studsvik, Sweden 17-19 April 2012

Abstract

Decommissioning studies for nuclear power reactors are performed in order to assess the decommissioning costs and the waste volumes as well as to provide data for the licensing and construction of the LILW repositories. An important part of this work is to estimate the amount of radioactivity in the different types of decommissioning waste.

Studsvik ALARA Engineering has performed such assessments for LWRs and other nuclear facilities in Sweden. These assessments are to a large content depending on calculations, senior experience and sampling on the facilities. The precision in the calculations have been found to be relatively high close to the reactor core. Of natural reasons the precision will decline with the distance. Even if the activity values are lower the content of hard to measure nuclides can cause problems in the long term safety demonstration of LLW repositories.

At the same time Studsvik is processing significant volumes of metallic and combustible waste from power stations in operation and in decommissioning phase as well as from other nuclear facilities such as research and waste treatment facilities.

Combining the unique knowledge in assessment of radioactivity inventory and the large data bank the waste processing represents the activity determination codes can be validated and the waste processing analysis supported with additional data.

The intention with this presentation is to highlight how the European nuclear industry jointly could use the waste processing data for validation of activity determination codes.

Table of content

Abstract	2
Introduction	4
Short about Studsvik	4
Overview – initial facts	4
Key parameters for validation	6
Determination of activity inventories	8
Prerequisites	8
Input to activity assessment	9
Source terms considered	9
Nuclides considered	10
Examples of validation projects	12
Ringhals-3 Steam Generator	12
Barsebäck 1 and 2 decontamination campaign	13
Barsebäck 1 – Activity in bioshield and RPV insulation	13
Forsmark BWRs –Turbine components being treated in Studsvik	14
Conclusions	15
A way forward	16

Introduction

Short about Studsvik

Studsvik, previously named AB Atomenergi, was founded in 1947 as a state own company with the mission to develop and operate nuclear power stations in Sweden. Today Studsvik is a commercial company focused on providing services to the international nuclear industry.

A key knowledge which has remained over the years in the company is the deep knowledge in characterisation of materials and radioactive waste (even though radioactive waste management not was in spot as much in the 1950s as it is today). The competence in radiological characterisation was further strengthened when ALARA Engineering AB joined the Studsvik Group.

Studsvik has built several theoretical and practical references in the area of radiological characterisation of materials, systems and buildings for decommissioning.

Furthermore Studsvik has processed radioactive waste for a few decades focusing on volume reduction of organic waste and aiming for clearance of metals after treatment.

Overview – initial facts

A known fact is that all radioactive objects need to be characterised and managed. Depending of the properties and the radioactive content the material can be subject to clearance directly or after treatment, put into a form suitable for disposal and disposed.

Critical parameters for characterisation differ between routes. This has to be considered already in the validation planning.

Quality assurance of activity assessment calculations and nuclide vectors requires validation require physical measurements.

Normally characterisation for clearance is easier than characterisation for disposal as hard to measure nuclides are of less importance for clearance.

For clearance based on European Commission recommendations RP 89, RP 113 and RP 122 part 1 several low emitting beta nuclides can be screen out as they have high clearance levels.

For waste to be disposed several nuclides which is of concern in terms of clearance can be screened out in the long term safety calculations as they

will decay to almost nothing in a relatively short period of time. They may however be of concern from an operational safety point of view.

Good understanding, validated and documented nuclide vectors and assessment calculations supports graded approach – saves money and time

Well developed areas

- Activity assessment for easy to measure nuclides (gamma) inside and close to the reactor pressure vessel of NPPs.
- Characterisation of contaminated metals subject to free release (clearance) either directly or after treatment.
- Screening of nuclides in the clearance process i.e. nuclides without importance for clearance

Areas with development potentials

- Validation of calculation models for hard to measure nuclides.
- Validation of activity assessment calculations for systems with low contamination levels far from the reactor grid.
- Nuclide composition after treatment for in a repository perspective critical hard to measure nuclides (such as C-14 and Cl-36).
- Characterisation models for nuclear facilities other than NPPs and where nuclide vectors have varied by time.
- Nuclide screening models for waste to be disposed

Key parameters for validation

Essential for any type of validation program is good knowledge of the conditions and quality assurance. For validation of theoretical models by sampling and analysis either of the material to be processed or usage of the processing residues it is very important to secure the traceability and to define the comparability to avoid that incorrect conclusions are drawn.

It is of high importance with good understanding of process parameters such as:

- How the materials, systems and buildings have been contaminated
- Variations in operations and how it has affected the activity build up
- The way waste treatment affects the nuclide inventory and how treatment effects can simplify the validation process

The properties of the different nuclides require different approaches and methods to estimate the radioactivity in the physical material.

A few examples related to iron based metals:

- Co-60, Fe-55, Ni-59/63 and other activation products will even though just occurring as contamination to a large percentage alloy with the steel. This means that these nuclides will be present in decontamination waste, in the metal ingots as well as in the slag and dust from the melting process. This is no problem for gamma-emitting nuclides as Co-60 but makes the activity determination a lot more complex for the low energy beta emitters.
- Some volatile nuclides with a fairly high boiling point such as Cs-134/137 will boil off during melting but will be captured to almost 100% in the slag cover on the melting bath (if any) and in the dust filters. This means that Cs will be present in all but the metal ingots. The activity will then be significantly concentrated in the melting residues which is good for determination of the inventory.
- Heavy alpha emitters such as the uranium isotopes and the transuranium element will be transferred to the slag which means that they will be significantly concentrated in the slag i.e. makes the determination of the activity easier.
- C-14 and to certain extent H-3 and the Iodine isotopes are a lot more complex to estimate in the thermal processing stage. Most likely these nuclides should be determined by sampling prior to melting. Either by sampling prior to start of treatment or by analysis of the decontamination residues.

Key issues for a successful validation

- Review documentation of the nuclide vector development including boundary conditions.
- Define objectives and purpose of validation.
- Analyse the distribution and behaviour of the different nuclides i.e. identify uncertainties in using nuclide vectors. Make sure all process parameters are understood.
- Identify and focus on key nuclides – perform a careful screening.
- Secure comparability and traceability - careful planning and selection of validation objects.
- Form and evaluate different fail test methods as tools for validation.

Determination of activity inventories

Studsvik ALARA Engineering has been responsible for the determination of activity inventories at decommissioning for most Scandinavian nuclear reactors. The reference list covers totally 15 reactors:

- Olkiluoto 1 and 2 (BWR)
Process systems, database modification and update (2008)
- Barsebäck 1 and 2 (BWR)
Project "RivAkt", Total activity assessment (2007), evaluation of performed system decontaminations (2008), improved assessment of activity in reactor internals (2012)
- Ringhals 1, 2, 3 and 4 (BWR + 3x PWR)
Total activity assessment (2007), updates (2010, 2012)
- Forsmark 1, 2 and 3 (BWR)
Total activity assessment (2010), update (2012)
- Oskarshamn 1, 2 and 3 (BWR)
Total activity assessment (2010), update (2012)
- Ågesta (PHWR, closed in 1974)
Total activity assessment (2010)

Updates are on-going for most reactors where some additional radionuclides will be included.

Prerequisites

The prerequisites for the performed studies are summarized in the following way:

- The total operation time for each reactor is based on plant specifications. This means actual operation times for the Barsebäck reactors, and predicted times, 40, 50 or 60 years, for the reactors still in operation.
- A decay period of at least one year is presumed. It means that nuclides with half-lives shorter than one year have been disregarded.
- Operational waste such as spent fuel, ion exchange resins and filter media is assumed to have been removed prior to the decommissioning. However, small amounts of waste are assumed to remain in the waste handling systems.

- No major decontamination campaigns are considered prior to decommissioning, except for the Barsebäck plants where performed decontaminations campaigns are considered.
- Only plant materials with activity contents expected to exceed the exemption levels are included in the assessment.

Input to activity assessment

The main inputs to the activity assessments are:

- Safety Analysis Report (SAR) data describing activity inventories in the plants. Many of these SAR reports have recently been updated in connection to power uprate and modernization projects, i.e. are reflecting most actual operating conditions for the plants.
- Measured plant data such as dose rate and gamma scan measurements during outage conditions, reactor water data, moisture content in steam, and data describing the fuel leakage history.
- Components weights and surface areas in contact with active process media. These weights and areas are broken down into system “idents” describing system or part of system with certain activity conditions. These assessments of component data have been performed by other organizations.
- Future operation conditions such as total operation time, planned modifications (e.g. power uprates), reference time for decommissioning, etc..

Source terms considered

The following types of source terms are considered in the assessments:

- Neutron induced activity in reactor internals, reactor pressure vessel (RPV), RPV insulation and biological shield of concrete and reinforcement surrounding the RPV. Neutron fluxes in the components are determined by calculations with the 3D neutron transport code MCNP. Compositions of the different materials, including trace elements such as Co, are based on materials specifications, materials certificates, and general information about materials compositions. Neutron fluxes, materials compositions, neutron activation cross sections and operation history are combined to calculated activity inventories with the use of different computer models (IndAct, FISPACT).
- Activated corrosion products on system surfaces, so called “crud”. The determination of contamination level on surfaces in the primary

circuit, i.e. surfaces in contact with hot reactor water, is based on developed calculation models, CrudAct, for BWRs and PWRs, which are well benchmarked against measured reactor data. The resulting nuclide vectors are distributed between different reactor system identifications in relation to measured relative contamination levels of different parts of systems, the primary circuit acting as reference.

- Fission products and actinides from leaking fuel. SAR leakage models are combined with measured activity data from the plants. Of special interest are the cases with fuel dissolution from rather open fuel failures, where the reactor coolant is in direct contact with the fuel material. Such fuel release turns out to have a significant memory effect in form of uranium contamination on core (so called tramp U), and actinide incorporation in the oxide layers formed on system surfaces. The tramp U causes production of short-lived noble gases that results in noble gas daughter accumulation, Sr-90, Cs-135, Cs-137, etc., in the off-gas delay systems.
- System leakage results in some accumulation of activity in affected building areas of concrete in the plant. This contamination reflects the nuclide composition in the reactor coolant.

Nuclides considered

A review was initially performed, identifying 28 nuclides that were covered in the reported decommissioning inventories:

- H3, C14, Cl36, Ca41, Fe55, Ni59, Co60, Ni63, Sr90, Nb94, Tc99, Ag108m, Cd113m, Sb125, I129, Cs134, Cs135, Cs137, Sm151, Eu152, Eu154, Eu155, Pu238, Pu239, Pu240, Pu241, Am241, Cm244

It has later been identified a need to add some extra nuclides in order to coordinate the nuclide list for decommissioning waste with the list used for operational waste. For that reason another 20 nuclides are included in the ongoing 2012 update for the Swedish plants:

- Be10, Se79, Mo93, Zr93, Nb93m, Ru106, Pd107, Sn126, Ba133, Pm147, Ho166m, U232, U236, Np237, Pu242, Am242m, Am243, Cm243, Cm245, Cm246

Some other nuclides have also been discussed, e.g. the nuclide Fe60 ($T_{1/2} = 1.5$ My), which is mainly produced via neutron reactions in iron, mainly:

- Fe58 (n, γ) Fe59 (n, γ) **Fe60** (β^-) Co60m (IT) **Co60**

The daughter nuclide Co60 contributes to a high dose factor for Fe60 both for ingestion and inhalation. This is illustrated in the below table where the specific activity in typical BWR crud has been calculated with the computer code FISPACT-2007. A decay period of 1000 years has been considered, and the activity has been recalculated to ingestion and inhalation doses per gram fuel crud. The nuclide Fe60 is far from dominating, but ends up on the Top10 list. It shall be noted that different nuclides transport properties in the environment is not considered in the assessment, which of course may change different nuclides importance considerably.

An overall conclusion is that the introduction of additional nuclides will imply a need for improved evaluation and validation processes.

Calculated radio toxicity in typical BWR fuel crud after decay 1000 years (FISPACT-2007)

Decay: 1000 y			
Nuclide	Ingestion mSv/g	Nuclide	Inhalation mSv/g
Ni 59	1.3E-01	Nb 94	3.4E+00
Nb 94	1.2E-01	Ni 59	9.0E-01
Ni 63	4.2E-02	Ni 63	3.6E-01
Mo 93	1.9E-02	Ag108m	3.3E-02
Ag108m	2.0E-03	Zr 93	1.8E-02
Zr 93	7.8E-04	Mo 93	1.4E-02
Nb 93m	7.2E-04	Nb 93m	1.1E-02
Tc 99	2.5E-04	Tc 99	5.2E-03
Fe 60	1.4E-04	Fe 60	3.7E-04
Re186m	6.8E-06	Nb 91	7.1E-05
Total	3.1E-01	Total	4.7E+00

Examples of validation projects

Below are presented some examples of validation projects that have been or are planned to be used in the assessments of decommissioning activity inventories.

Ringhals-3 Steam Generator

Removed steam generators (SGs) from the Ringhals PWRs have been transported to Studsvik for treatment. The resulting activities from one of the R3 SGs in produced waste and ingots are summarized in the below table. Some special measurements were made in Studsvik, e.g. for the nuclide Ni63. Three samples of the waste from the blasting were sent to the University of Lund for analysis of C14 with the same method that is used for determination of C14 in ion exchange resins.

The Co60 activity in the waste is compared to the activity inventory estimated from in-plant gamma scans. It is noted that the waste activity is higher than the activity based on the gamma scans. This difference is likely due to the complicated geometry for the evaluation of the gamma scans, especially when measuring activity in the Inconel tubes from the outside of the SG.

The measured Ni63/Co60 ratio, about 0.1, is in line with earlier assessments. The detected C14 activity is, however, not considered in the earlier assessments. The detected amount of C14 corresponds to about 0.24% of the production in the reactor coolant during a year. These measurements are presently being further evaluated.

R3 SG – Waste activity from treatment in Studsvik compared to Co60 activity inventory based on in-plant gamma scanning

Waste activity from processing in Studsvik				
Bq, 1995-06-01				
Nuclide	Blasting	Melt	Other	Total
Co60	2.27E+12	2.20E+11	1.07E+12	3.56E+12
Ni63	2.23E+11	2.16E+10	1.05E+11	3.50E+11
Ni63/Co60				9.83E-02
C14	5.68E+08	5.51E+07	2.77E+08	9.00E+08
C14/Co60				2.53E-04
In-plant gamma scanning on SS and Inc				
Bq, 1995-06-01				
Nuclide	Inc600	SS	Total	
Co60	8.83E+11	9.20E+10	9.75E+11	

Barsebäck 1 and 2 decontamination campaign

An example of important field data that have been used in the decommissioning studies is shown in the below table. Three large decontamination campaigns of the primary circuit have been performed in Barsebäck BWRs (B1 and B2), and the removed activity has been carefully recorded. Hard-to-measure nuclides such as Ni59 have been determined. This is valuable for validation of the calculation models. Furthermore, the measurement of actinides removed from the system surfaces can be correlated to the plants fuel failure history. B1 has been practically free from failures, while B2 had a fuel failure in 1992 resulting in a release of about 10 g of uranium. Actinides corresponding to about 1 g of uranium are found on system surfaces after about 10 years of operation, i.e. the incorporation of actinides in the system oxides has a long memory effect that has to be considered.

Measured activity removed in three decontamination campaigns in B1 and B2

ref.date	2007-11-01	2007-11-01	2007-11-01	2007-11-01
	B1/2008 [Bq]	B2/2007 [Bq]	B2/2002 [Bq]	TOTAL [Bq]
Co-60	1.33E+12	2.13E+12	7.55E+11	4.21E+12
Fe-55	6.72E+11	1.28E+12	6.69E+11	2.42E+12
Mn-54	8.01E+08	3.98E+10	7.91E+08	4.14E+10
Ni-59	1.68E+09	1.18E+09	1.63E+09	4.50E+09
Ni-63	2.13E+11	1.59E+11	2.13E+11	5.86E+11
Sb-125	2.30E+10	6.60E+10	2.44E+10	1.13E+11
Tc-99	8.44E+05	3.25E+05	4.48E+05	1.62E+06
Pu-238	3.41E+06	4.69E+06	1.52E+07	2.33E+07
Pu-239	4.13E+05	5.44E+05	1.76E+06	2.72E+06
Pu-240	6.75E+05	8.89E+05	2.87E+06	4.44E+06
Pu-241	1.07E+08	1.83E+08	5.93E+08	8.83E+08
Am-241	1.57E+06	4.03E+05	1.30E+06	3.28E+06
Cm-244	3.56E+06	5.79E+06	1.87E+07	2.81E+07

Memory effect of fuel dissolution in B2 in 1992 (totally about 10 g U)

Barsebäck 1 – Activity in bioshield and RPV insulation

Another example of a performed validation is the sampling and activity measurements on the biological shield and RPV insulation performed in the B1 plant, which is compared to measured data in the below table. The calculated values show slightly higher level than calculated, i.e. a certain degree of conservatism is maintained in the earlier assessment. These measurements will be used in the validation of ongoing refined modeling of the neutron activation in reactor internals, pressure vessel and bioshield.

B1 – Comparison between measured and calculated activity in RPV insulation and biological shield

Nuclide	Caposil [Bq/kg]		Al sheet [Bq/kg]	
	Calculated	Measured	Calculated	Measured
Co-60	3.3E5	2.4E5	8.4E4	6.3E4
Cs-134	1.4E5	4.2E4		
Mn-54	5.6E5	5.2E5	3.2E4	2.0E4
Zn-65			1.6E5	6.3E4

Nuclide	Concrete [Bq/kg]		Reinforcement [Bq/kg]	
	Calculated	Measured	Calculated	Measured
Co-60	7.6E5	3.0E5	2.7E7	6.2E6
Mn-54			1.3E7	5.3E6
Cs-134	9.0E4	5.5E4		
Eu-152	1.8E6	1.3E6		
Eu-154	1.6E5	1.2E5		

Forsmark BWRs –Turbine components being treated in Studsvik

Totally about 1300 tonnes of turbine components were removed from the Forsmark BWRs (F1, F2 and F3) during the period 2004 – 2006 and sent to Studsvik for treatment. A summary of the weights and Co60 and Cs137 activities in different categories is shown in the below table. About 95% of the material was subject to clearance, 71% for direct clearance and the remaining 24% after some additional decay. The remaining 5%, process waste, is to be disposed.

The total Co60 activity, 1.6 GBq, is in line with performed assessments based on plant data. However, the measured Cs137 activity, 0.07 GBq, is higher than performed assessments. The source of Cs137 in this case is expected to be from decay of short-lived Xe137 ($T_{1/2} = 3.8$ minutes) which is predominantly from tramp uranium on the core. Cs137 activity from decay of Xe137 is considered in the off-gas systems, but has not earlier been considered on the turbine components.

F1, F2 and F3 – Turbine components - Weights and activity in different categories after treatment in Studsvik

	Weight, kg	Activity, Bq		Bq/kg
		Co60	Cs137	Co60
Exempted ¹	940234	4.3E+08		4.6E+02
Ingots ²	315745	8.6E+08		2.7E+03
Waste ³	64290	3.0E+08	9.3E+07	4.7E+03
Total	1320269	1.6E+09	9.3E+07	1.2E+03
1 - Exempted ingots (limit Co60 <1000 Bq/kg)				
2 - Ingots to be exempted after some decay				
3 - Process waste				

Conclusions

A number of conclusions could be drawn based on the current situation.

There is a driving force for validation of the activity determination codes. An improved knowledge of the nuclide inventory in both ILW and LLW will reduce uncertainties. Reduced uncertainties may simplify the safety analysis reports as well as the qualification/ licensing and the design of the disposal sites.

Current status:

- Good calculation models exists
- Validations of calculated activity assessments have been performed in certain areas, mainly for easy to measure nuclides – good results and deep understanding.
- The clearance route is in general well validated.
- The most important validations, in a repository long term perspective, are often weak if started up. Significant differences between countries.
- Optimised screening, to sort out nuclides of no importance, is of significant value. Which nuclides that can be sorted out depends on the actual disposal and repository situation.

子項計畫 2-3 用過核子燃料處置審查技術建置研究(1/2)

2-3A 國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究

我國用過核子燃料處置計畫正由台電公司循序推動中，台電公司預定於 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，以總結「潛在母岩特性調查與評估階段」之成果；並於 2014 年提出階段性進度報告。管制機關亟需因應處置計畫推動實況，預先建立相關技術規範，本子項計畫目標即著重於建置安全評估之管制技術。

(1)工作項目與執行方法

本子項計畫研究項目包含：

- (A)國際核能機構與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析：研究分析國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)對於高放射性廢棄物處置的安全標準。
- (B)國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析：研究分析主要核能國家(如加拿大、法國、芬蘭、瑞典、瑞士、美國等)高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點。
- (C)國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析：研究近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)，並特別討論日本 H12 相關報告評估技術的案例經驗。
- (D)國際高放處置安全評估經驗回饋：根據前述國際資訊與經驗分析結果，提出我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。

研究方法係以網路資訊蒐集方式為主，分析近十餘年來主要核能國家高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例(例如日本 H12、比利時 SAFIR2、法國 Dossier、瑞典 SR-CAN 與 SR-SITE、美國雅卡山計畫 SAR 等)。此外，資料來源亦包含其他的各國技術報告、研討會論文集、期刊論

文、簡報等。並彙整國際資訊，分析技術發展要項與趨勢，進而研提我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。

(2)工作執行成果

本子項計畫完成下列成果：

(A)國際核能組織與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析：彙整主要核能國家處置場封閉後劑量/風險限值與安全評估時間尺度資訊如表 1。

表 1：國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表

國家	處置場封閉後 劑量/風險限值	安全評估時間尺度	參考依據
荷蘭	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
斯洛伐克	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
西班牙	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	尚無具體規定	[1][2]
瑞典	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	依實務評估經驗： 超過 1 百萬年	[1][2][9][10]
瑞士	法規規定： 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	法規規定： 超過 1 百萬年	[1][2][11]
中華民國	法規規定： 劑量 0.25 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	法規尚無具體規定 ；但依實務評估經驗 達 1 百萬年	[12][13]
英國	法規規定： 劑量 0.15 mSv/yr 風險 10^{-6} /yr	尚無具體規定	[1][2][14]
美國	法規規定：劑量 1 萬年內 0.15mSv/yr； 1 萬年到 1 百萬年 1mSv/yr	法規規定： 1 百萬年	[1][15]

資料來源：

[1] OECD/NEA, 2007, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal: Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria, NEA No. 6182.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2007/nea6182-regulating.pdf>

[2] EPRI, 2010a, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume III-Review of National Repository Programs, Electric Power Research Institute, No. 1021614.

- <http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001021614>
- [3] Bulgaria Government, 2004, Regulation for Safe Management of Radioactive Waste, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.
<http://www.bnsa.bas.bg/en/documents-en/legislation/regulations/reg-raw-en.pdf>
- [4] CNSC, 2006, Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.
http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/G-320_Final_e.pdf
- [5] Czech Republic, 2002, Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.
https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislative/vyhlasky/R307_02.pdf
- [6] STUK, 2013, Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.
http://www.finlex.fi/data/normit/41785-YVL_D.5e.pdf
- [7] BMUB, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste.
http://www.bmub.bund.de/fileadmin/bmu-import/files/english/pdf/application/pdf/sicherheitsanforderungen_endl_agerung_en_bf.pdf
- [8] Hungary Government, 2003, 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM Decree of the Minister of Health, Social and Family Affairs, on certain issues of interim storage and final disposal of radioactive wastes, and on certain radiohygiene issues of naturally occurring radioactive materials concentrating during industrial activity.
[http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/\\$File/47_2003.pdf?OpenElement](http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/$File/47_2003.pdf?OpenElement)
- [9] SSI, 1998, The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 1998:1.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Stralskydd/1998/ssifs-1998-1e.pdf>
- [10] SSM, 2008, The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations on Protection of Human Health and the Environment in connection with Discharges of Radioactive Substances from certain Nuclear Facilities, SSM FS 2008:23.
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SSMFS-2008-23E.pdf>
- [11] ENSI, 2009, Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case, Guideline for Swiss nuclear installations G03/e.
http://static.ensi.ch/1314022023/g-003_e.pdf
- [12] SEPA & NIEA, 2009, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.
https://www.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/296504/geho0209bpjm-e-e.pdf
- [13] EPRI, 2010b, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal, Electric Power Research Institute, No. 1021384.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001021384>

(B)國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析：完成國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施」特定安全導則 SSG-14 內容要項分析。該導則建議之安全評估流程如圖 1。此外亦分析各主要核能國家安全評估的技術要點，包括：

- 加拿大「G-320：放射性廢棄物管理的長期安全性評估管制導則」。
- 芬蘭「YVL D.5：核廢棄物處置導則」。
- 法國 2014 年國際研討會文獻資訊之實務作法。
- 德國「發熱放射性廢棄物處置最終處置安全要求」導則。
- 日本「高放射性廢棄物地質處置研究與發展導則」。
- 瑞典「SSMFS 2008:21 核物料與核廢棄物處置安全規範與一般建議」管制規則。

- 瑞士「ENSI-G03/e 深層地質處置場特定設計原理與安全論證要求導則」。
- 英國「固體放射性廢棄物陸地地質處置設施導則」。
- 美國聯邦法規「10 CFR 63：內華達州雅卡山地質處置場之高放射性廢棄物處置」。

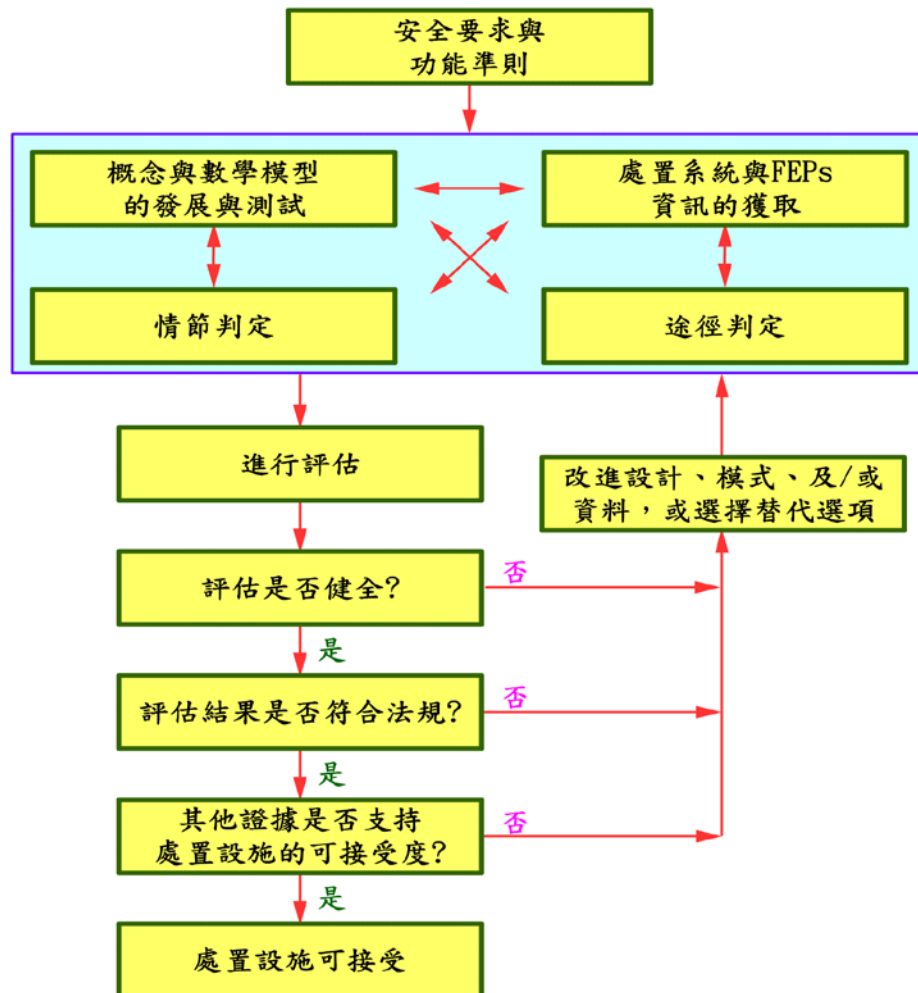


圖 1：IAEA SSG-14 建議之安全評估流程(譯自 IAEA(2011a) SSG-14 附錄 II)

(C)國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析：完成下列 10 個國際案例分析：

- 比利時 2001 年 SAFIR 2 案例。
- 瑞士 2002 年 Project Opalinus Clay 案例。
- 法國 2005 年 Dossier 2005 案例。
- 瑞典 2006 年 SR-CAN 案例。

- 美國 2008 年 YMP-SAR 案例。
- 芬蘭 2009 年 Safety Case 案例。
- 英國 2010 年 DSSC 案例。
- 日本 2010 年 NUMO 案例。
- 瑞典 2011 年 SR-Site 案例
- 芬蘭 2012 年 TURVA 案例

(D)國際高放處置安全評估經驗回饋：根據前述國際案例經驗，完成技術發展趨勢分析，其中最為重要的是安全論證(safety case)理念的制度化。國際核能組織 IAEA 與 OECD/NEA，以及各主要核能國均陸續將此理念納入管制規範與實務作業中。

(3)結論

用過核子燃料最終安全處置是各核能發電國家均須解決的問題。處置技術的可行性與安全性，國際上已採取系統性安全評估的共通作法來加以證明。本研究彙整分析國際高放射性廢棄物處置安全標準與安全評估技術發展資訊概況，冀能提供國內相關單位與研究計畫參考應用以加速處置計畫的推動。主要研究心得與結論如後。

(A)國際核能組織與國家高放射性廢棄物處置安全標準研析

(a)本研究完成國際核能機構(ICRP、IAEA 與 OECD/NEA)與主要核能國家(比利時、保加利亞、加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、匈牙利、日本、南韓、荷蘭、斯洛伐克、西班牙、瑞典、瑞士、英國、美國等)高放射性廢棄物處置的劑量拘限值與風險安全標準之資訊分析。各國高放射性廢棄物處置設施對一般公眾造影響的安全劑量限值均在 0.1 至 0.3 mSv/yr 之間；風險限值在 10^{-5} 到 10^{-6} /yr 之間。我國現行安全標準符合國際水準。

(b)各主要核能國家對於高放射性廢棄物處置安全評估時間尺度之要求，不論是法規規定或實務分析，多數國家均已達 1 百萬年分析期限

之水準。我國法規雖尚未具體規定，在實務個案的研究分析上亦已符合國際水準。

(B)國際高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研析

本研究完成國際國際原子能總署(IAEA)導則 SSG-14 安全評估技術要點分析。以及主要核能國家(加拿大、芬蘭、法國、德國、日本、瑞典、瑞士、英國、美國等)高放射性廢棄物處置相關的安全分析技術要點研究。彙整並釐清國際上對於安全評估的技術準則，可供國內技術發展參考應用。

(C)國際高放射性廢棄物處置安全分析報告國際案例經驗研析

本研究完成近十餘年來八個主要核能國家(比利時、芬蘭、法國、日本、瑞士、瑞典、英國、美國)的十個高放射性廢棄物處置安全分析報告的國際案例分析，並特別討論日本 H12 相關報告評估技術的案例經驗。研究成果有效釐清國際上對於安全評估的實務經驗作法，可供國內技術發展參考應用。

(D)國際高放處置安全評估經驗回饋

(a)根據國際資訊與經驗分析結果，本研究歸納高放射性廢棄物處置安全評估具有下列的發展趨勢：

- 以深層地質處置與多重障壁為基本安全策略的共識。
- 將安全理念落實為安全論證(safety case)制度化的變革。
- 發展階段性管制與補充安全指標(safety indicators)的作法。
- 強化安全評估技術的系統性、全面性、健全性、與合理性。
- 持續改進資訊整合與耦合作用評估技術並釐清不確定性。
- 促進安全評估技術的透明公開以獲取公眾認同並加速計畫推動。

(b)根據國際資訊與經驗分析結果，本研究針對高放射性廢棄物處置重要安全評估技術議題進行探討，包括：

- 我國安全準則的研訂。

- 安全評估時間尺度的考量。
- 無意闖入者防護的考量。
- 安全評估情節與評估案例的建構。
- 模式建立與計算程式的選用。
- 安全評估不確定性的處理。
- 評估結果信心的建立。
- 加強國際合作提升安全技術水準。

(c)根據研究心得提出我國用過核子燃料處置安全評估的管制技術要點。包括可能的管制項目以及相關的技術細節。成果可供後續管制技術規範研擬之參考應用。

(4)參考文獻

台灣電力公司，2010a，用過核子燃料最終處置計畫書-2010 年修訂版。

http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_06_a10.pdf

台灣電力公司，2010b，SNFD-2009：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告。

http://www.aec.gov.tw/webpage/control/waste/files/index_06_a6.pdf

原能會，2014，輻射劑量比較圖。

<http://www.aec.gov.tw/> (2014.10.23 網路資訊)

Andra, 2005, Dossier 2005 Granite – Safety Analysis of a Geology Repository. Andra - 287 VA.

BMUB, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, The Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety (BMUB), Germany.

http://www.posiva.fi/files/3561/Safety_requirements_BMU_2010.pdf

Boissier, F., and Voinis, S., 2014, Safety Case for license application for a final repository: The French example, in The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France.

<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2013/rwm-r2013-9.pdf>

Bulgaria Government, 2004, Regulation for Safe Management of Radioactive Waste, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.

<http://www.bnsa.bas.bg/en/documents-en/legislation/regulations/reg-raw-en.pdf>

CNSC, 2006, Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.

http://www.nuclearsafety.gc.ca/pubs_catalogue/uploads/G-320_Final_e.pdf

- Czech Republic, 2002, Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.
https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlaskey/R307_02.pdf
- ENSI, 2009, Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the Safety Case, ENSI-G03/e.
http://static.ensi.ch/1314022023/g-003_e.pdf
- EPRI, 2010a, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume III-Review of National Repository Programs, Electric Power Research Institute, No. 1021614.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=0000000000001021614>
- EPRI, 2010b, EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal, Electric Power Research Institute, No. 1021384.
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=0000000000001021384>
- Hungary Government, 2003, 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM Decree of the Minister of Health, Social and Family Affairs, on certain issues of interim storage and final disposal of radioactive wastes, and on certain radiohygiene issues of naturally occurring radioactive materials concentrating during industrial activity.
[http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/\\$File/47_2003.pdf?OpenElement](http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/att_files/jogszabalyok/$File/47_2003.pdf?OpenElement)
- IAEA, 2007, 基本安全原則，基本安全要求，International Atomic Energy Agency, SF-1。(簡體中文版)
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273c_web.pdf
- IAEA, 2011a, Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1483_web.pdf
- IAEA, 2011b, 放射性廢棄物處置，特定要求，International Atomic Energy Agency, SSR-5。(簡體中文版)
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1449c_web.pdf
- IAEA, 2012, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-23.
http://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1553_web.pdf
- ICRP, 1997, Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste. International Commission on Radiological Protection, Publication 77.
<http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%2077>
- ICRP, 1998, Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 81.
<http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP Publication 81>

- ICRP, 2013, Radiological Protection in Geological Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 122.
[http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP Publication 122](http://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%20122)
- JAEC, 1997, Guidelines on Research and Development Relating to Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Atomic Energy Commission of Japan.
<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN1410-2000-001.pdf>
- JNC, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Japan Nuclear Cycle Development Institute.
<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN1410-2000-001.pdf>
- Nagra, 2002, Demonstration of Disposal Feasibility for Spent Fuel, Vitrified High-level Waste and Long-lived Intermediate-level Waste, Project Opalinus Clay (Entsorgungsnachweis), Safety Report, TR 02-05.
- NDA, 2010, Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment, Nuclear Decommissioning Authority, NDA/RWMD/030.
- NUMO, 2010, 地層処分事業の安全確保 2010 - 確かな技術による安全な地層処分の実現のために, 原子力発電環境整備機構.
http://www.numo.or.jp/approach/technical_report/tr1101_110926/tr1101_13.pdf
- OECD/NEA, 2007, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal: Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6182.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2007/nea6182-regulating.pdf>
- OECD/NEA, 2008, Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste: Practical Issues and Challenges, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6432.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/pubs/2008/6423-regulating-long-term-safety.pdf>
- OECD/NEA, 2009, Considering Timescales in the Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6424.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/pubs/2009/6424-considering-timescales.pdf>
- OECD/NEA, 2010, Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6405.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2010/nea6405-regulation-guidance-ENG.pdf>
- OECD/NEA, 2012a, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2012/nea6923-MESA-initiative.pdf>

- OECD/NEA, 2012b, Indicators in the Safety Case: A report of the Integrated Group on the Safety Case (IGSC), Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2012)7.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2012/rwm-r2012-7.pdf>
- OECD/NEA, 2013, The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Case s for Geological Repositories, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, No. 78121.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/reports/2013/78121-rwn-sc-brochure.pdf>
- OECD/NEA, 2014, The Safety Case for Deep Geological Disposal of Radioactive Waste: 2013 State of the Art, Symposium Proceedings, 7-9 October 2013, Paris, France, Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, NEA/RWM/R(2013)9.
<http://www.oecd-nea.org/rwm/docs/2013/rwm-r2013-9.pdf>
- ONDRAF/NIRAS, 2001, SAFIR 2 Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2, NIROND 2001–06 E.
- Posiva, 2010, Interim Summary Report of the Safety Case 2009, Posiva Report 2010-02.
- Posiva, 2012, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012, Posiva Report 2012-12.
- SEPA & NIEA, 2009, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.
https://www.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/296504/geho0209bpjm-e-e.pdf
- SKB, 2011, Long-term Safety for the Final Repository for Spent Nuclear Fuel at Forsmark - Main report of the SR-Site project, Volume I, Technical Report TR-11-01.
- SSI, 1998, The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 1998:1.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Stralskydd/1998/ssifs-1998-1e.pdf>
- SSM, 2008a, The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations on Protection of Human Health and the Environment in connection with Discharges of Radioactive Substances from certain Nuclear Facilities, SSM FS 2008:23.
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SSMF S-2008-23E.pdf>
- SSM, 2008b, T The Swedish Radiation Safety Authority's regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste, SSM FS 2008:21.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Publikationer/Forfattning/Engelska/SSM FS-2008-21E.pdf>
- STUK, 2013, Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.

http://www.finlex.fi/data/normit/41785-YVL_D.5e.pdf

USDOE, 2008, Yucca Mountain Repository License Application - Safety Analysis Report, U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, DOE/RW-0573.

USEPA, 2001, 40 CFR 197 - Public Health and environment Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, Nevada.

USNRC, 1992, 10 CFR 60 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in Geologic Repositories.

USNRC, 2001, 10 CFR 63 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada.