

行政院原子能委員會放射性物料管理局出國報告

(出國類別：專題研究)

高放射性廢棄物處置技術之研究

服務機關：放射性物料管理局

出國人 職稱：技正

姓名：鄭武昆

出國地區：美國

出國期間：92年6月1日起8月31日止

報告日期：92年11月28日

摘要

美國能源部於內華達州之雅卡山進行了二十餘年之地質調查與研究，確定該場址適合執行高放射性廢棄物最終處置；依規劃將於 2005 年施工，2010 年展開處置作業。近年來能源部每年均投入 4-5 億美元進行相關研究，由貝泰顧問公司（Bechtel SAIC Company）進行工程設計與管理，勞倫斯利摩國家實驗室及桑地亞國家實驗室等主導科學技術合適性之探討，俾便能順利取得興建執照。本次研習以美國能源部所屬桑地亞國家實驗室（SNL, Sandia National Laboratory）所執行之高放射性廢棄物處置技術計畫 - 整體功能評估之分析研究為主，研習期間發現密封容器之設計與材料選擇非常重要，也特別加以研究，並探討整體計畫之推動與管理、品質保證作業及推動過程所遭遇困難。研習活動除參與桑地亞國家實驗室之研究外，也前往雅卡山處置場預定地進行實地參訪，訪問勞倫斯利摩國家實驗室及能源部，並與美國核管會進行電話會談，同時順道參加美國核能學會年會，深入瞭解美國之推動策略、政策擬訂、法令頒布、技術研發及品質管理等之作為，另外也藉由此次參訪機會發表「我國用過核子燃料最終處置之法規與研究發展現況」，經由相關專家之建議做為我國計畫推動及技術研發之參考。

目 次

摘 要

	頁碼
一、目的	4
二、過程	5
三、心得	6
四、建議	48

附錄：Taiwan Regulations & Status on Geological
Disposal of Spent Nuclear Fuels

一、目的

美國能源部依據 1982 年所頒布之放射性廢棄物政策法選出內華達州之雅卡山為高放射性廢棄物最終處置場址，經國會表決及總統簽署，規劃將於 2005 年施工，2010 年展開處置作業。近年來能源部每年均投入 4-5 億美元進行相關研究，本次研習以能源部所屬桑地亞國家實驗室（SNL,Sandia National Laboratory）執行之整體功能評估

（TSPA,Total System Performance Assessment）分析研究為主，就廢棄物體、包封容器及處置場之設計與環境，綜合歸納評估處置場之長期功能，並探討該計畫之推動與管理、品質保證作業及推動過程所遭遇困難。研習期間除參與桑地亞國家實驗室之研究外，也前往雅卡山計畫預定場址進行實地參訪，也與雅卡山計畫辦公室相關人員討論計劃執行成果與管理所面臨之問題；前往勞倫斯利摩國家實驗室參觀有關岩石力學之研究成果及地下水與腐蝕行為之實驗研究；前往能源部與計畫相關人員會談，並與美國核管會進行電話討論，同時順道參加美國核能學會年會，以瞭解美國之推動策略、政策擬訂、法令頒布、技術研發及品質管理等之作為，另外也藉由參訪機會分別於桑地亞國家實驗室、勞倫斯利摩國家實驗室及能源部發表「我國用過核子燃料最終處置之法規與研究發展現況」，聽取相關專家之建議做為我國計畫推動及技術研發之參考。

二、過程

日期	說明
六月一日	啟程前往美國抵洛杉磯
六月二日至五日	前往聖地亞哥參加美國核能學會年會
六月六日至八月十七日	前往新墨西哥州，能源部桑地亞實驗室能源與環境部門（Energy and Environment）研習
八月十八日至八月二十日	雅卡山 參觀及拜會雅卡山 計畫辦公室
八月二十一日至二十二日	前往舊金山，訪問勞倫斯利摩國家實驗室
八月二十三日至二十四日	例假日
八月二十五日至二十七日	前往華盛頓特區，訪問能源部並與核管會電話會談
八月二十八日	返程

三、心得

(一) 參加美洲核能學會 (ANS, American Nuclear Society) 年會

2003 年美洲核能學會年會於加州聖地亞哥 (San Diego) 的城鄉休閒及會議中心 (Town and Country Resort & Convention Center) 舉行, 自六月一日起至五日止共五天。

六月一日為專業訓練, 包括三項課程:

1. 核工專業人員考前模擬班 (Preparing for the Nuclear Engineering Professional Engineering Exam): 專為考領核能專業工程師所舉辦之一天訓練課程。
2. 臨界警示系統 (Criticality Alarm System) 訓練課程一天。
3. 進步型氣體反應器訓練課程 (Advanced Gas Reactor Technology Course 2 Days Workshop) 為期兩天。

分組討論則自六月二日下午開始, 本屆年會主題為「推展能能工程技術 - 無限機會 (The Nuclear Technology Expansion - Unlimited Opportunities)」, 另有三項標題會議 (Topical Meeting) 分別為:

1. 除役及用過核子燃料之管理 (Decommissioning and Spent Fuel Management)
2. 風險管理: 現在比過去多 (Risk Management - Now More Than Ever)
3. 核能應用於加速器科技 (Nuclear Applications of Accelerator Technology)

本次年會參加人員以美國為主, 也有少數歐洲及日本代表受邀出席並發表論文。以下僅就美洲核能學會及筆者所參加之標題會議「除役及用過核子燃料之管理」共有 29 篇論文發表, 其中有 7 篇為「低放射性廢棄物處置」, 7 篇「核設施除役」, 15 篇「用過核子燃料管理 - 用過核子燃料乾式貯存 (Dry storage)」分別介紹如下:

1. 美洲核能學會 (ANS)

美洲核能學會下設七十個以上之標準制定工作組 (Standard Working Group), 約有 1000 多成員參與制定核能工業標準, 包括選址、設計、製造、運轉、維修、除役及場址復原等工作。該項工作由核子設施標準委員會 (NFSC, Nuclear Facilities Standards Committee) 所主導, 下設七個主要的次級委員會 (Subcommittee) 分別為:

ANS-21 核子設施設計標準及運轉委員會 (Nuclear Facility Design Criteria

and Operations)

ANS-22 核子設施系統分級設計標準委員會 (Nuclear Facility System Level Design Standards)

ANS-23 除役及場址復原委員會 (Decommissioning and Site Remediation)

ANS-24 分析標準委員會 (Analysis Standards)

ANS-25 選址委員會 (Siting)

ANS-26 緊急應變計畫委員會 (Emergency Planing)

ANS-27 燃料循環及放射性廢棄物管理委員會 (Fuel Cycle and waste Management)

另外還有

N16 核臨界安全委員會 (Nuclear Criticality Safety) ,

研究用反應器, 反應器物理、輻射屏蔽、與電腦模擬方法委員會 (Research Reactors, Reactor Physics, Radiation Shielding & Computational methods) ,

風險管理委員會 (RISC, Risk Informed Standards Consensus Committee)

ANS 所發展的工業標準約有三分之一以上被美國核管會引用, 可見該學會在核工業界所扮演之重要角色。

2. 低放射性廢棄物處置: 主要以檢討美國低放射性廢棄物處置所面臨之問題, 以及州際聯盟契約 (State Compact) 之現況, 其重點有:

- (1) 2008 年後美國將有 36 個州會面臨低放射性廢棄物無處可去之窘境: 現在美國僅有三個處置場營運中 (Washington , Utah , South Carolina), 自 1980 年國會通過低放射性廢棄物政策法 (Low-Level Radioactive waste Policy Act 196-573) 及其 1984 年之修定案後, 這 23 年來就沒再開發任核新的低放射性廢棄物處置場, 使處置場容量不足窘境, 逐漸呈現。
- (2) 現有締約州不斷的進行法律訴訟 (Litigation Against Compact Host States): 由於鄰避效應 (NIBY, Not in My Backyard) 之影響, 各州立場不同, 阻礙了低放射性廢棄物處置場執照之核發, 也引起締約州向最高法院提出訴訟。例如加州的低放射性廢棄物處置廠 (Ward Valley) 經過了 13 年的訴訟, 至今仍未能取得運轉執照。
- (3) 現有方案, 朝向推動由聯邦政府負責處置低放射性廢棄物。
- (4) 日本對於核電廠除役機件, 採取高減容且經濟之研究方案, 例如於機件內填入低放射性廢棄物, 一併處置, 不但可達成減容效果, 且對高輻射強度放射性廢棄物更具減低輻射之成效。
- (5) 依美國之經驗, 低放射性廢棄物處置之費用約佔低放射性廢棄物總營運成本之 15 % 左右, 然而隨著處置場難尋, 處置所需之管理費用也逐年增加, 須重新檢討管理費用。

(6) 低放射性廢棄物中之大型機件如壓力容器 (RPV), Barnwell 有許多運送及處置經驗, 可提供國內核電廠除役作業時之參考。

3.核設施除役：重要論文有瑞典 SKB 提報之除役準備計畫, 美國電力研究所提出之除役先期規劃及貝泰 SAIC 吉姆先生 (Mr. Tim Mellvaine) 所提蘇俄車諾比核電廠 40 個月生活經驗。僅摘述如下：

3-1 瑞典之除役規劃(Planning and Funding for future Decommissioning in Sweden)

瑞典現在共有四座核能電廠 11 部機組運轉中 (8BWRs, 3PWRs), 提供該國 50 % 以上之電力, 於 1999 年 Barseback 核電廠之 1 部 BWR, 由於政治理由於完成了 25 年之商業運轉後, 進行除役。瑞典在 1980 年代就由政府提出「非核備忘錄」, 計畫逐步汰除核能發電, 但是核能具有經濟因素及成立目前核能之營運績效良好, 基於安全等考量, 得核能發電仍然可依原訂計畫營運 40-60 年, 或者更長時間, 導致現有營運中之核反應器之除役時程, 無法確定。

依照 1972 至 1985 年代, 瑞典所規劃 12 部商用核子反應器於運轉 40 年後除役, 則所有核電廠之除役時程將介於 2012 至 2025 年間, 檢視現有之能源政策, 對於核電廠除役後之能源替代方案, 未確定, 相互之影響, 也造成除役時程無法明確。

瑞典政府並未要求各核電廠除役之起迄時程, 除役之時程規劃授權各核電廠自行決定, 現今管制機關所扮演之角色, 僅提醒各核電廠於除役時必須注意之事項, 如輻防安全、作業安全及危險物品之安全管理等。至於對除役時所產生之低放射性廢棄物管理, 則要求依照核能電廠運轉執照 - 核能法 (Act on Nuclear Activities) 之規定辦理, 交請 SKB 公司處理。SKB 為瑞典四家核能電廠所共同投資成立之放射性廢棄物管理機構, 成立之目的為執行放射性廢棄物管理、用過核子燃料管理及其經費估算, 核電廠設施除役之研究等。

瑞典所規劃之除役步驟為反應器停機、移出用過核子燃料並進行廠房拆除、靜置, 然後進行場址復原。靜置期約為 5 至 15 年, 目的為使短半衰期核種能充分衰減, 以利後續之處理作業並保障安全, 靜置期由各核能電廠自行決定, 以符合 ALARA 之目標, 至於核能電廠之除役目標, 則為場址必須在無輻射限制條件下能再度使用。

瑞典之放射性廢棄物之管理, 除了及低強度及短半衰期放射性廢棄物貯於各產生機構外, 其餘放射性廢棄物均由 SKB 負責營運及管理, SFR 處置低、中強度放射性廢棄物, CLAB 則為貯存用過核子燃料, 係集中之濕式貯存設施, 至於長半衰期核種及用過核子燃料之最終處置, 將採取深地質處置方式。

對於核電廠之除役, 瑞典政府僅規範, 核准程序及相關技術標準, 至於各個設施之除役規範將由各設施與 SKB 共同擬訂。現有之設施除役原則為同一場址中如有其他設施仍在營運時, 則該設施暫時不進行除役作業, 以免影響安全。有關除役時所產生之低放射性廢棄物之處置, SKB 已規劃於海平面下 50 公尺處結晶

岩礦床之 SFR 中增建設施，預計可於 2015 年營運。除役時所產生之中強度放射性廢棄物，亦將處置於同場址之更深的岩礦床中。有關高放射性廢棄物（用過核子燃料）之處置，預計於 2045 年正式營運。

瑞典於 1981 年發布放射性廢棄物財務法（The Financing Act），該法已兩度修訂，現有之財務法涵蓋用過核子燃料處置、核電廠除役及場址復原所需之經費，但不包括核電廠營運期間所產生之低、中強度之運轉放射性廢棄物，因為這些放射性廢棄物已在 SFR 中處置，並由各個核電廠支付處置費用。

3-2 美國核能電廠之除役先期規劃（Preplanning for Decommissioning）：由電力研究所（EPRI）之高級技術部門經理（Senior Technical Manager）Chris Wood 提報核能電廠之除役規劃。核能電廠除役，在最近七年被認為是美國核能工業之重要業務，主要原因為許多核能電廠提前關廠，且正準備關廠的也有七、八家，導致除役之研究變成很重要。雖然受到重視，但是上述計畫並未如期實施，原因在於他們並未備妥基金，執行是項業務。

當前美國核能發電之發展，於逐步改善營運績效及核能發電之經濟效也日益顯現下，計畫關廠之數目已減少；另外由於許多核能電廠也提出了延壽計畫，核能發電不再像過去般的受到排斥，且大多數電廠也重視除役業務，準備了足額基金，以利日後能順利這些業務。

當前電力研究所參與除役規劃之主要項目有：

- a. 掌握除役經驗：例如反應器組件之分類與低放射性廢棄物之管理等。
- b. 經驗回饋，以利未來之應用：依核能電廠除役經驗撰擬規劃手冊（Preplanning Manual），涵蓋作業程序及組件之分類方法與原則等。
- c. 發展先進技術：例如化學除污法等。
- d. 支援法規擬定作業：例如擬定低、中強度放射性廢棄物管理法規及放射性物質之清潔標準等。
- e. 仍待積極辦理之業務：發展除役所產生放射性廢棄物之分類原則，核電廠執照終止及場址開發之管理規範。

依以上之任務，電力研究所進行下列之策略規劃，並完成了部分的工作：

- a. 完成除役計畫手冊（Decommissioning Planning Manual）。
- b. 整理設施除役經驗文件：2001 年完成組件分級，2002 年完成場址分區管理（Site Characterization）。
- c. 發展新技術：2003 年將進行 DFDX 除役法之現地測試（Field Test）。
- d. 發展除役場址監視及執照終止之管理指針（Final Site Survey & License Termination）：電力研究所已提出多項導則（Guideline），但仍有許多項目，仍待進一步研究。

過去美國許多核能電廠，由於未做好除役準備工作，便倉促封廠，拖延了

設施除役作業，造成了千萬美元之損失，直到 Oyster Creek 核能電廠，率先提出妥善的除役規劃書，並撰擬除役手冊，才使情形有所改善。該廠的除役手冊相當完備，內容有決策方法、工作分類，同時也建立了管理組織、人員訓練計畫及公眾意見之處理等；該手冊中將除役之工作分成 32 項業務，電力研究參考該廠所發展之除役手冊於 2001 年 11 月提出 EPRI-1003025 號報告，並於 2002 年 6 月就執照終止，發行兩份研究報告 EPRI-1003196、EPRI-1003197，提供業界參考。

好的開始是成功的一半，未雨綢繆，預做準備，有助於進行除役之決策，並使業務推展順利，近年來各核能電廠除役工作推行順利，包括經費估算與結算漸趨相符及對用過核子燃料之管理等，均有妥善安排。電力研究所將繼續吸取近期之核電廠除役經驗，提出最佳實施方案，提供各界參照。

4. 用過核子燃料中期貯存

共有兩天兩個場次之討論，第一場之標題為「先進乾式貯存技術與規範 (Advancements in Dry Cask Storage Technologies and Regulations)」；第二場之標題為「乾式貯存設施 (Dry Cask Storage Facilities)」。第一場共有七篇論文發表，以檢視工業界需求及其可行方案為主，另外由通用核能系統公司 (GNSI) 臨時發表口頭報告；第二場有八篇論文其中一篇臨時退出，共七篇論文發表，以經驗分享與計畫推展及管理現況為主。

美國核管會用過核子燃料辦公室 (Spent Fuel Project Office) 極為重視本次年會，辦公室主任 (Director) 及副主任 (Deputy Director) 均領銜出席兩個場次，擔任開場之發表人。綜合兩場次之論文範疇可分成由核管會所提之執照核發之展望、先進技術之衝擊，及業界所提之設備更新、設施設計、建造經驗、新開發容器與地方政府參與等項，分別敘述如下：

4-1 執照核發之展望 (Perspective of On-Site Storage at NRC licensed Sites)

美國目前共有 27 個用過核子燃料中期貯存設施運轉中，其中 11 個設施為場址特定執照 (Site Specific License)，16 個設施為通用執照 (General License)。近期有 14 個設施將取得執照，參與營運，其中 5 個設施申請場址特定執照，9 個設施申請通用執照。今 (2003) 年預計有六個設施會取得運轉執照。美國核管會於今年將首度前往海外 (日本) 執行護箱製造 (Cask Fabrication) 檢查，核管會亦將發布或更新職員之工作導則 (ISG, Interim Staff Guidance)，針對用過核子燃料運輸也將展開 10CFR 71 之修訂工作，對於巴爾第摩隧道火災事件，近日將進行相關研究及修訂密封金屬容器 (Canister) 之功能要求。對於民眾關切之議題，也特別重視，例如有關用過核子燃料之運輸，也將進行下列項次之研究：

- (1) 辨明利害關係人 (Identifying Public Stakeholder)，
- (2) 承諾或與民眾約定事項 (Engaging the public)，
- (3) 探討溝通方法與媒體之互動 (Communication means and Media) 之最佳方式，
- (4) 探索新技術之引用 - 高燃耗度燃料 (High Burn Up) 及燃耗度之採信

(Burn Up Credit) 方法等。

4-2 先進技術之衝擊 (Impact of Advances in Dry Cask Storage Technology)

對於先進技術之衝擊，將以修訂職員之工作導則 ISG 作為起點，重點如下：

- (1) ISG.8.R2 燃耗度之採信 (Burn Up Credit)：對於濃縮度 $< 5w\%$ 者，又經 1 - 4 年之冷卻，對於已有有程式證實 (Code Validation) 且有足夠之營運紀錄可供參考，可以引用。本案在核管會內部討論時，曾經引發諸多爭論，部分贊成引用之同仁認為符合實情，且能增加貯存量及貯放高燃耗之用過核子燃料；然而反對者則認為需要再耗費多年修訂核照程序 (Rule Making Process)，同時還需要修訂環境說明書，進行風險之研究 (Risk Studies)，如此均會降低民眾之信心。
- (2) ISG.11.R2 高燃耗度燃料 (High Burn Up)：限定所有護套必須完整，表面溫度為 400°C 以下，以防止發生再氫脆 (Rehydride) 現象，對於此類高燃耗度燃料貯存及運輸之申請，將採取按件 (case by case) 審查方式處理。
- (3) ISG.1R1 受損燃料：增加受損燃料之定義，並依數學模擬及實際分析，確認受損燃料之臨界安全。
- (4) ISG19 假想意外事件 (Hypothetical Accident Conditions) 之臨界評估：規劃修訂 10CFR71.55 (e)，將包括重組燃料之幾何分析 (Reconfigured Fuel Geometries) 及於意外事件緩衝材料流失之分析 (Moderator Exclusion for Accident Conditions) 等項。
- (5) ISG18 焊接洩漏測試 (Closure Weld Leakage)：如為奧斯田鐵 (Austenitic Stainless Steel Welds) 之焊接，其焊接如能符合 ISG15，且依核管會核定之品保計畫，將可簡化本項之洩漏測試。依據核管會檢查之經驗顯示，奧斯田鐵之焊接，經過適當之檢測，未曾發現過大尺寸裂隙 (Flaw)，因此如能依照 ISG15 執行焊接檢測，即能檢出任何產生裂隙之誤失，所以提出沒有必要再做洩漏測試之建議 (No Leakage Testing Required)。

4-3 設備更新 - 吊車昇級 (Crane Up Grad)：為保證起吊 (Hoisting) 金屬容器及煞車 (Breaking) 具備高可靠度，所以現有吊車之安全性能必須加強。

- (1) 增強台車額外安全及檢測功能 (Extra Safety and Monitoring Trolley Features)，
- (2) 修改吊車架橋 (Bridge Crane Modification) 之定位儀 (Stiffeners)、固定鎖、增加軌道夾片設計 (Rail Shims) 及加速器 (Fastener) 之操控性能，
- (3) 增強變速器之控制器及馬達操控能力 (Variable Speed Controls and Motors)
- (4) 提昇台車之固定系統 (Trolley Festoon System)
- (5) 增設遙控裝置 (Remote Control)
- (6) 增加地震制輪機 (Seismic Trigger)

4-4 設施設計建造經驗 - 興建基座 (Pad) 之經驗：美國南加州艾迪生電力公司 (Southern California Edison) 之聖歐諾弗 (San Onofre) 核電廠除役後，拆除部份廠房以興建用過核子燃料中期貯存設施。本篇論文主要描述該廠興建貯存設施基座之經過與經驗回饋。聖歐諾弗核電廠倉促封廠，並展開除役作業，為了能將用過核子燃料順利移出廠房，採用通用執照，以便能立即興建用過核子燃料中期貯存設施。興建期間為降低無法符合核管會適用證明 (Certificate of Compliance) 之風險，該公司從原料供應商、施工設計、工程品保及各階段之檢測，均訂定管理計畫，確實執行。首先審慎篩選水泥供應商及工程公司，供應保證品質之水泥原料、拌料及攪拌機，使每批次所產製之水泥皆能合乎品質要求。為確保基座能平坦 (Flatness) 且能維持固定水平 (Levelness)，訂出基座表面之完工接受標準須符合：ACI STD117, ASTM E - 1155；基座尺寸 293'×43.5'×3'，計畫需要使用 1430 立方碼之混凝土及 114 噸鋼筋 (#4, #7, #9, #11) 為確保品質合乎要求，首先訂出整體目標，包括基座須維持之強度 (Strength) 及耐久性 (Durability)，再由採購工程師、設計工程師、品質保證及計畫管理人員共同撰擬接受標準及相關之參考資料共 63 項，所引用規範有 ASTM、ACI、及 NRC，並且訂出測試頻次等，該公司於基座設置完工之經驗回饋事項如下：

- (1) 臨時提出之測試要求，會影響工期：最好事先妥善規劃，並依程序書確實執行。
- (2) 必須確保與鋼筋供應商妥善溝通、互動良好：興建初期由於缺乏與材料供應商之溝通，造成幾乎有半數鋼筋尺寸不符，需要重做。
- (3) 必須重視鋼筋配置 (Rebar Placement) 程序：工程延遲之主要原因在於鋼筋過長需要裁減或修整 (Lapping length)。

4-5 新開發容器 - Constor 運輸及貯存兩用容器之開發

通用核能系統公司 (GNSI, General Nuclear system Inc.) 發展運輸貯存兩用金屬護箱 Constor，於此次大會議期間，特別向大會借用時間，發表該公司所發展之新產品。該項產品曾使用於德國阿奧斯 (Ahaus) 用過核子燃料中期貯存設施及立陶宛伊格納麗娜 (Ignalina) 核電廠，該產品之適用範圍如下表所示：

	壓水式反應器 (PWR)	沸水式反應器 (BWR)
容器型號	CONSTOR V/32	CONSTOR X/69
濃縮度	< 5 wt % U ₂₃₅	< 3.7 wt % U ₂₃₅
燃耗度	< 60GWd/MTU	< 40GWd/MTU
冷凝時間	> 5 年	> 10 年
熱負載	< 32kW	< 16kW
貯存方式	建築內集中貯存	室外獨立貯存

該公司宣稱該產品：符合經濟、容易操作、品質佳、服務好 (必要時可提供燃料之裝卸作業)，具可靠營運實績並保證貯存及運送安全。

4-6 地方政府參與 - 緬因州政府參與楊基核電廠用過核子燃料中期貯存設施設置過程

本報告由緬因州楊基 (Maine Yankee) 核電廠之公眾及政府事務處 (Public and Government Affairs) 處長發表「一個核子設施對於州政府參與用過核子燃料中期貯存之期望 (A Utility's Perspective on State Involvement in Spent Fuel Storage)」, 該論文主要說明緬因州政府於參與楊基核電廠申請中期貯存設施所扮演之角色, 包括促請能源部依據法令及契約儘速接收用過核子燃料、促使國會通過雅卡山之計畫, 及針對核管會核定之貯存與運送護箱所提出之見解等。

楊基核電廠是緬因州唯一之核能電廠, 為 900 百萬千瓦壓水式反應器, 僅有一個機組, 位於緬因州中部海岸小鎮維斯卡斯特 (Wiscasset) 上, 該鎮之居民約為 3700 人, 該廠於 1972 年開始運轉, 因不符合經濟效益, 於 1997 年封廠, 目前該廠已完成 75% 之除役作業, 預計於 2005 年上半年可完成所有之除役業務。由於該廠完成除役時, 仍將有用過核子燃料中期貯存設施維持營運, 導致緬因州政府與楊基核電廠認知上之差異。緬因州政府希望核電廠除役時, 所有放射性廢棄物皆能遷出 (Going Away), 以利場址能無條件使用, 因此反對設置用過核子燃料中期貯存設施; 對於設置案, 讓州政府最難以釋懷的是營運期限不明確, 使其疑慮重重。

楊基核電廠之用過核子燃料中期貯存設施, 規劃為貯放 64 個金屬密封容器 (Canister), 其中 60 罐為用過核子燃料金屬密封容器 (Canister), 另外 4 罐為貯放高於 C 類廢棄物 (GTCC) 之金屬密封容器。貯存作業, 目前已完成三分之一裝罐, 預計於 2004 年可完成所有金屬容器之裝罐作業, 該廠採用 TN (Trans Nuclear) 公司之 NAC - UMS 產品, 該產品為貯存與運輸兩用金屬容器。

楊基核電廠為美國早期除役之商用反應器之一, 其除役作業對於權責機構具有挑戰性, 如核管會將面臨核照作業, 能源部會面臨用過核子燃料之接收與處置作業規劃, 而且由於用過核子燃料之中期貯存運轉時程不斷延宕造成之影響, 各權責機構應當承擔之責任, 以及引發民眾之關心與好奇等。所以該廠於初期規劃時即重視與民眾溝通, 所有程序都採取公開透明之措施, 有如金魚缸 (Fish Bowl) 般之透澈, 使利害關係人 (Stakeholder) 皆有機會瞭解決策過程、作業要求與管制程序, 以增進民眾信心。該廠對於利害關係人之定義採取以州政府、社區諮詢董事會 (Community Advisory Panel)、地方社團代表 (Local Communities)、海岸之友會 (Friends of Coast) 及地方反核團體為主。公開事項包括短程之除役作業、輻射安全、清潔標準以及長程之用過核子燃料中期貯存等事項。所有作業過程中州政府均扮演極重要之角色, 其參與事項如下所述:

(1) 參與監督與檢測 (Monitoring)

州政府依據資源維護復原法 (The Resource Conservation Act) 針對楊基核電廠進行非輻射復原區 (Non - Radiological Remediation Area) 之監督。並且在核電廠營運及除役階段時, 派遣州政府視察員、邀請州政府之核能安全顧問及其他州政

府之核能專家與獨立專家，針對楊基核能電廠進行連續之輻射之檢測，由於監督嚴密，使該廠之清潔作業與用過核子燃料中期貯存所產生之輻射劑量，均遠低於法規要求。

(2) 州政府參與用過核子燃料 (SF) 及高於 C 類放射性廢棄物中期貯存作業

緬因州政府對於 SF 與 GTCC 之貯存過度敏感，州政府不斷要求楊基核電廠策劃將 SF 與 GTCC 移出，其措施包括：

- a. 促請國會通過雅卡山計畫 - 聯合新英格蘭州州長及國會代表連署發信，說服議員，通過於雅卡山處置用過核子燃料及高放射性廢棄物。
- b. 積極參與放射性廢棄物策略聯盟 (Nuclear Waste Strategy Coalition)
- c. 繼續探詢有無變更貯存地點之機會，以利移出 SF 與 GTCC，例如運送到私人設置之貯存設施。

雖然緬因州政府反對，不斷抗議的同時也不停的受到影響，學習到許多核能專業知識，也更瞭解楊基核電廠進行用過核子燃料中期貯存之安全性，並深入瞭解 SF 與 GTCC 之密封容器之性能。並知道如依規劃實施，遵照規定，做好密封與管理作業，一定能保障貯存之安全。然而州政府意識形態早已定型、堅持己見，也不斷的挑戰「用過核子燃料中期貯存」一案，導致本計畫之發展與執行受到干擾，而且需要投注相當人力與資源處理額外事件，相對的增加了人力與成本，最終結果州政府仍將事與願違，無法阻止於該廠址內設置用過核子燃料中期貯存設施。

綜合歸納州政府之訴求包括推動 SF 與 GTCC 移出緬因州，針對貯存之細節及每一步驟，不斷向楊基核電廠與美國核管會提出質疑，並針對美國能源部未依時程接收用過核子燃料一案，尋求機會提出控訴或採取法律行動。

(3) 州政府參與乾式貯存之決策

乾式貯存有以下之優點：長期存放乾式貯存優於濕式貯存，可藉由空氣自然循環冷卻；乾式貯存容器具較佳彈性，可隨時運離；容許核電廠於貯存的同時可進行除役作業，以及對營運安全較有保障。楊基核電廠基於以上優點選擇乾式貯存法，緬因州政府雖然認同楊基核電廠之選擇，但也提出下列觀點或要求：

- a. 州政府提出要求參與管轄輻射議題 (Radiological Issues)：緬因州政府環境保護理事會 (The State Board of Environmental Protection) 於 1999 年提出管轄訂定用過核子燃料貯存設施設置計畫之輻射事項，楊基核電廠隨即向聯邦法院 (Federal Court) 提出訴訟，並獲勝訴，澄清了僅有聯邦政府才能訂定輻射防護法令，確定了州政府所能扮演之角色。
- b. 提出乾式貯存材料劣化之問題：1999 年州政府所聘顧問提出，貯存作業過程中，容器之密封作業時，如果作業疏失，未經充分乾燥就密封，經過長期監測後，會引發材料劣化。楊基核電廠也敦聘相關專家進行討論，就防範方法、外

洩密封罐之處理及補救措施，討論到最後州政府提出了連燃料池都除役了，如何能執行補救措施的議論。

- c. 要求能源部必須接收核管會核准之金屬密封容器，2000年4月4日緬因州長 King 寫信給核管會主席 Meserve 表達，核管會核定 NAC - UMS 時，應同時保證，如果楊基核電廠採用核管會所核定之運輸及貯存兩用容器時，能源部會無條件接辦運輸及處置事宜。
- d. 向聯邦法院提出訴訟，要求核管會暫緩核發 NAC - UMS 護箱執照：2000年下半年州政府再度要求核管會提出對能源部接辦運輸與貯存事宜之雙重保證，導致能源部必須針對核管會所核定之 NAC 系列產品表示意見，特別是參與 NAC - UMS 適用證明 (Certificate of Compliance) 之審查。能源部基於授權職責，委婉拒絕，爭議到最後，只好表示願意接受核管會所核定之運輸與貯存兩用容器。
- e. 州政府對於貯存 GTCC 容器，也提出類似要求：2000年2001年間，州政府、能源部及楊基核電廠經由多次文件往返，能源部才答應，未來將接收 GTCC 並進行處置。
- f. 州政府關切楊基核電廠對於 GTCC 之裝載與文件管理之完整性：2001年楊基核電廠與州政府同意合作，參與放射性廢棄物隔離先導工廠 (WIPP, Waste Isolation Pilot Plant) 討論有關 GTCC 廢棄物包件 (Package) 與接受標準 (Acceptance Criteria) 等項議題，由於楊基核電廠準備不周及文件不完整，引起州政府質疑。
- g. 州政府質疑楊基核電廠違法提前裝載用過核子燃料：NAC - UMS 護箱於 2002年10月才取得運輸之適用證明，然而楊基核電廠卻於 2002年8月就提前執行裝載作業引起質疑。
- h. 州政府反對楊基核電廠採用通用執照 (General license)：州政府提出應依 10CFR72 場址特定執照 (Site Specific License) 申請設置用過核子燃料中期貯存設施，並要求辦理聽證會 (Public Hearing)。最後由美國核管會仲裁，否決州政府引用該項法令。
- i. 州政府向核管會提出訴狀，請求賠償，州政府認為核管會無權要求楊基核電廠必須將用過核子燃料貯放於該廠之場址內，核管會應尋求其他貯存方案。2002年該訴狀受到國家原子安全及執照董事會 (Atomic Safety and Licensing Board) 的重視，由於楊基核電廠及核管會均反對此項提議，因此未針對廠區外貯存進行檢討。

雖然州政府對於楊基核電廠之用過核子燃料中期貯存計劃，提出了很多負面意見，但是在某些議題卻提出了很多好的見解，如 911 後對於核設施安全及防恐計畫，例如：

- a. 州警察 (State Police) 及國家防衛隊 (National Guard) 於審查楊基核電廠之保防措施後，提出了很多正面意見及見解，給州長及有關機構參考，促使安全防護作業，能與州政府配合密切，且嚴格實施。

- b. 因為此案，緬因州與其他州政府、地方和聯邦機構所組成之高階沙盤演練 (Table Top Exercise)，獲得核管會及參與者之讚賞。

另外州政府於審查楊基核電廠之財務分析時，認同乾式貯存合乎經濟又安全，是當前用過核子燃料管理之最佳選擇。

(4) 經驗回饋：

- a. 地方政府關切發生在地方之重要事務，會積極表達參與規劃、監督之意願：州政府在楊基核電廠除役時，表達強烈參與用過核子燃料中期貯存計劃之規劃與監督。
- b. 核能發電不同於傳統發電方式，不容易被大眾認知 (Perception Trumps)，需要耐心花時間與民眾溝通。
- c. 溝通作業必須掌握技巧，做到進退合宜，才能推展順利。要注意仔細聆聽，瞭解關切點，努力打開僵局，排除障礙。針對困難點，不能急迫，不氣餒，要抱持一定會有足夠時間來解決問題的心態。
- d. 應建立妥善之溝通計畫，確實執行，精準反應地方政府之關切點。保持經常溝通並以書面紀錄，以利翻閱對照，掌握狀況。
- e. 任命對話溝通窗口，提昇溝通層級與效果：核設施與州政府間應建立直接對話窗口，核設施應任命一位高階人員，作為與州政府之溝通窗口。在設施之重要議題上，應主動並直接與州政府之高階窗口對話，對於需仰賴州政府協助執行之業務，例如保防 (Security)、緊急應變計畫 (Emergency Plan) 及除役後之管理 (Post Decommission) 等，更應加強與州政府間之聯繫。

(二) Sandia 國家實驗室簡介：

桑地亞國家實驗室，總部位於美國新墨西哥州阿爾布克基(Albuquerque)市，前身為羅斯阿爾摩斯(Los Alamos)國家實驗室於1945年所創設之Z區，專為軍用器材之設計、測試及組裝而成立。不久搬遷到位於桑地亞山下Kirtland空軍基地之現址，以便與軍方密切合作。

1948年Z區更名為桑地亞實驗室，與羅斯阿拉摩斯國家實驗室共同參與曼哈頓(Manhattan Project)計畫，於二次世界大戰期間發展原子彈。

桑地亞實驗室1949年起44年間由AT&T負責管理，自1993年起轉由洛克希德馬丁(Lockheed Martin)公司營運管理。1956年桑地亞實驗室於加州利摩區(Livermore)成立研究室，以協助勞倫斯利摩實驗室(Lawrence Livermore Laboratory)進行核武研發工作，1979年改為國家實驗室，隸屬能源部，如今兩個設施之員工人數分別為總部6800人、利摩分部850人，年度預算約十八億美元。

該實驗室之核心目標為「藉由工程技術確保國家安全及維護世界和平(Helping Our Nation Secure a Peaceful and Free World Through Technology)」，實驗室之研發以核武戰中之非核組件為主。近年來幾項重要研發項目有：

1. 發展除污組合劑，能迅速中和化學及生物戰劑，
2. 發展移動式爆裂物檢出儀
3. 發展手提式化學實驗室(hand-held MicroChemLab)能辨明化學、生物毒劑(biotxin)及病原(pathogen)之特徵，
4. 發展智慧機器人能去除爆裂物(bomb-disablement)及執行危險工作，
5. 發展非觸及式瓦解炸彈功能之方法，
6. 評估水庫基礎弱點之計畫(A program that assesses water infrastructure vulnerabilities)，
7. 改進水庫及電廠安全之工程。

本次受訓係在該實驗室之能源與環境部門(Energy and Environment)，該部門以促進國家能源基礎結構安全、能源生產、轉換及有效使用為研究目標，研究計畫包括所有能源，如太陽能、風力、地熱、石化、核能等；研究範疇包括研發核能廢棄物之管理及貯存技術與安全標準，也針對電力之輸配電或電力儲存系統技術進行開發。在環境方面之主要研發工作，包括廢棄物管理、環境復原技術、資訊管理及決策分析工具及先進之偵測及感應器之產品，本部門之主要設施有改良電池工程設施(Advanced Battery Engineering Facility)、燃燒研究設施(Combustion Research Facility)、土工實驗室(Geomechanics Laboratory)、生產製造工程中心(Manufacturing Technologies Center)、國家太陽能熱學測試設施(National Solar Thermal Test Facility)、核能設備再利用中心(NUFRC, Nuclear Facilities Resource Center)、光電壓實驗室(Photovoltaic Laboratories)及桑地亞其他設施(Sandia Orpheus Site)。本部門執行能源部雅卡山用過核子燃料及高放射

性廢棄物處置計畫之安全評估工作，及用過核子燃料中期貯存設施之地震設計安全分析。

(三) 雅卡山 科學及工程報告 (Yucca Mountain Science and Engineering Report) : 本報告為美國能源部向總統推薦雅卡山 場址之技術附件資料。

1982 年放射性廢棄物政策法 (NWPAA, Nuclear Waste Policy Act) 頒布，建立了美國用過核子燃料、高放射性廢棄物之處置政策與責任，國會也通過法令確立了責任與分工體制。

能源部：負責選址、建造、營運及封閉處置場，

環保署：規範處置場外釋放射性物質對民眾健康之安全標準，

核管會：發布處置場建造、營運及封閉之管理規範，

用過核子燃料及高放射性廢棄物產生者及所有人：支付這些放射性物質之處置費用

1987 年國會通過了放射性廢棄物政策法之修正案，要求能源部於內華達州雅卡山 進行地質處置場適合性之調查研究，能源部經過了二十多年之研究，完成了初期工程規劃報告書，包括了場址之地表、地表下及容器之設計與研究等項目，希望藉由整體之工程設計與場址調查數據資料，再經由模式之建立與發展，進行處置場於正常，意外事件及假想事故發生時之整體功能評估。雅卡山 科學及工程報告乃以廢棄物體、包封容器及處置場之設計與環境，綜合歸納評估處置場之長期功能。

關於廢棄物體方面：依放射性廢棄物政策法之規定，於第二地質處置場營運前，本（第一地質）處置場之用過核子燃料及高放射性廢棄物處置容量總計為 70,000 噸。處置之放射性廢棄物來源有來自核能電廠產生之用過核子燃料，能源部及國防部產生之高放射性廢棄物，及約為 150 噸之鈾。鈾係由陶瓷 (Ceramic) 固化，再裝入金屬容器中，金屬容器再置入被填注熔融玻璃之不銹鋼之處置容器中固化保護。

包封容器方面：內層以 5 公分之 316NG 不銹鋼，主要目的為結構支撐；外層則再包覆 2 - 2.5 公分之 Alloy 22 以鎳為主之金屬合金，以防止腐蝕，預期在雅卡山 之處置環境，可維持容器完整性達 10,000 年以上。除此外於隧道與處置容器間，另外加入由鈦金屬製造之容器保護罩 (Drip Shield)，用以阻止岩石墜落造成容器損傷，或處置場長期封閉後地下水滲入造成水滴直接觸及處置容器。

處置場環境方面：雅卡山 處置場位於地表下 200 - 500 公尺深之未飽和層之地層中，平均比地下水層高約 300 公尺。該地區降雨量少，屬於沙漠型之乾燥地區，降雨中約有 95 % 以上會被蒸發之大氣中。處置母岩為凝灰岩 (Tuff)，厚達 375 公尺以上，該處置母岩之硬度高，結構強度足以支撐開挖處置隧道 (tunnel) 的力量。

TSPA (Total System Performance Assessment) 整體系統功能評估：

藉由系統分析，結合處置場場址特性與工程設計技術，評估處置場於封閉後長達一萬年之長期間，維持設計功能的一種方法。建立本分析方法之條件，應有合理、符合科學之推論，及良好完整之工程施工條件，所以必須具備完整之測試計畫，提供精確之實驗、數據，及完整之品保作業制度。執行時，一般採取機率式分析，其方法為：

1. 確認影響處置場功能之徵候(Feature) 過程(Process)及事件(Event)，
2. 查證 FEP (徵候、過程及事件；Feature、Event、Process) 之影響，
3. 處置場所造成放射性物質外釋估算對關鍵群體之年平均劑量。

其中

徵候 (Feature)：組成全體處置系統之物件，如天然系統 (地質環境、氣候、降雨量等) 及工程系統，

過程 (Process)：持續發生在徵候上之作用因子，例如於地質系統中，水流穿透之影響；工程系統中，廢棄物容器之腐蝕行為

事件 (Event)：僅在某一特定期間內或特定條件下，發生破壞處置場功能之徵候。例如地震、火山事件或是人為入侵。

雅卡山 計畫全系統功能評估，係依據法規要求進行研發，經整理之相關法規有：

EPA：40CFR197.20，197.25，197.35

NRC：10CFR63.113 (b)，(c)，(d)；10CFR63.114

DOE 再依據於 WIPP 之全系統功能評估之發展經驗，針對雅卡山 之處置場系統提出下列執行要點：

1. 全系統功能評估必須包含所有對處置功能有影響之 FEPs；
2. 全系統功能評估必須對個別之保護(如地下水之保護及人為入侵的可能後果)進行分析；
3. 全系統功能評估須包含低發生率，但有嚴重後果之事件行為。

全系統功能評估發展過程中，主要之審查機構及單位有：

1. Nuclear Waste Technical Review Board
2. Total System Performance Assessment Peer review Panel
3. NRC staff
4. State of Nevada Consultants and other independent expert review groups

全系統功能評估發展過程：

1. 明定處置場之功能需求，澈底了解影響功能之原因，掌握相關因子，相互作用之效果，
2. 建立發展情節，發展概念模式及發展模式 (數學模式及數值模式)
3. 簡化功能評估模式，進行參數因子之靈敏度及不確定性分析，

4. 完成整體功能評估

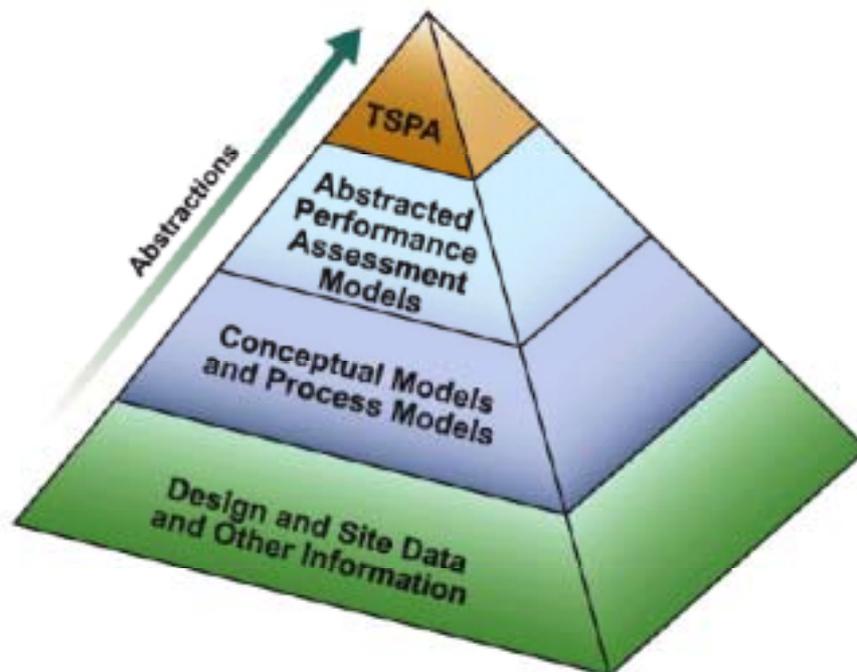
處置場之功能：

1. 限制水與廢棄物容器接觸，
2. 延長廢棄物容器壽命，
3. 限制放射性物質釋出之工程障壁系統，
4. 減緩放射性物質釋出之工程障壁系統，
5. 降低關鍵群體之年平均劑量。

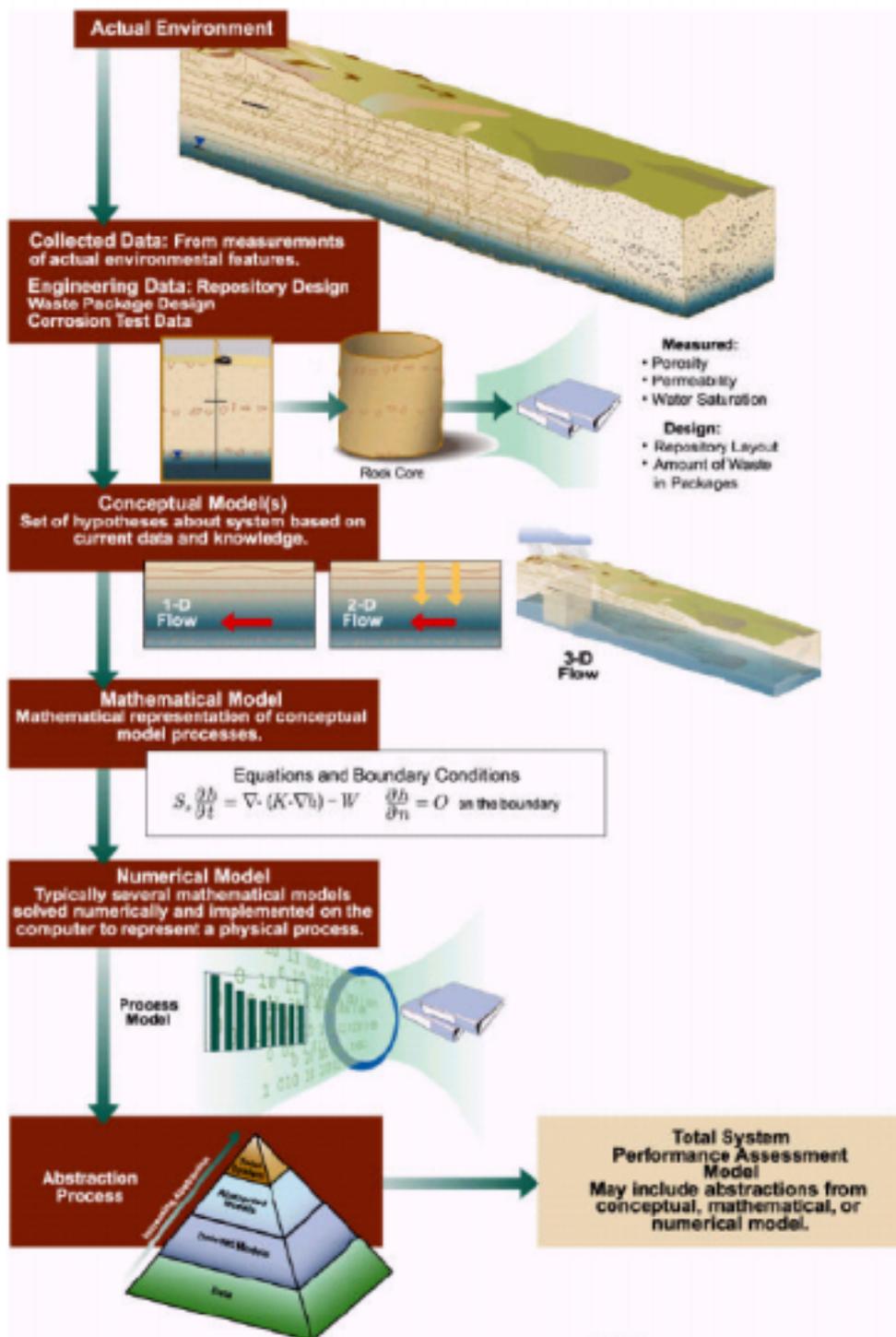
發展全系統功能評估之注意事項：由於自然環境變化難以預測及掌握，例如未來氣候之變化，或發生地震、火山爆發事件之可能性及其大小；或者是欠缺足夠之訊息或是某些知識之不完整，例如工程障壁中長期材料之劣列化行為，有些資料存在不確定性及模式太複雜無法計算，必須採取假設或簡化，為避免全系統功能評估發展過程之疏失，造成評估結果之偏差，或欠缺可信度及可靠度。系統功能評估之注意事項及解決方法為：

1. 注意不確定性資料之處理：採取系統分析方法，進而縮小具不確定性因子之範圍或分佈；利用科學調查、推理與模擬實驗、予以量化，定義該因子之機率分布範圍，
2. 建立完整之資料管理制度，所有資料均應具為可追溯性（Traceable），
3. 發展流程合理，且使作業過程公開，

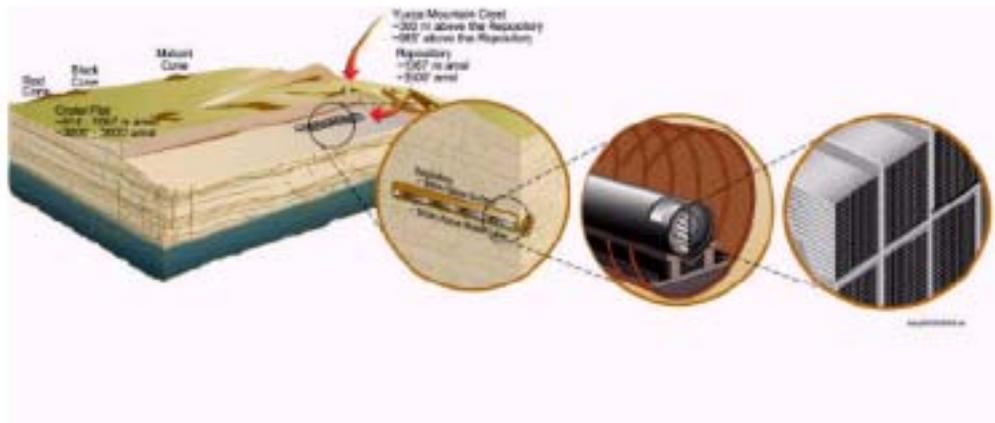
相關發展圖例如下：



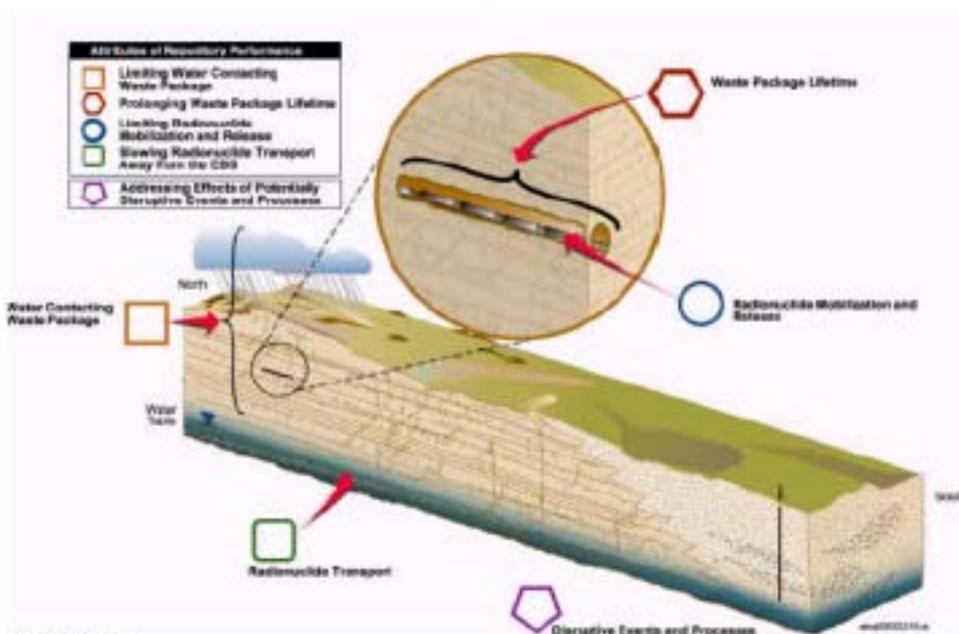
3-1 全系統功能評估概要



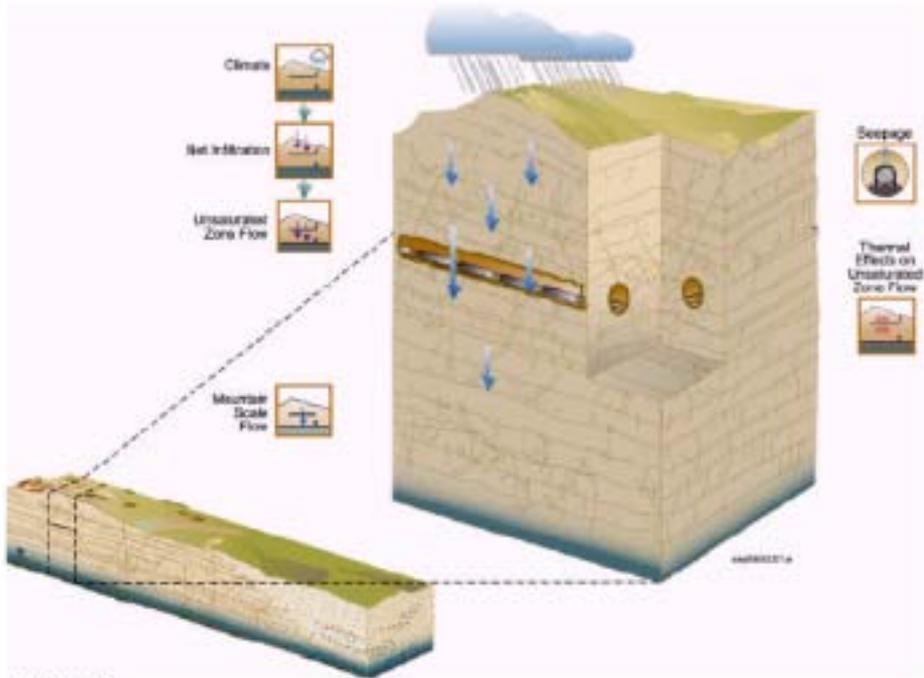
3-2 功能評估發展概要



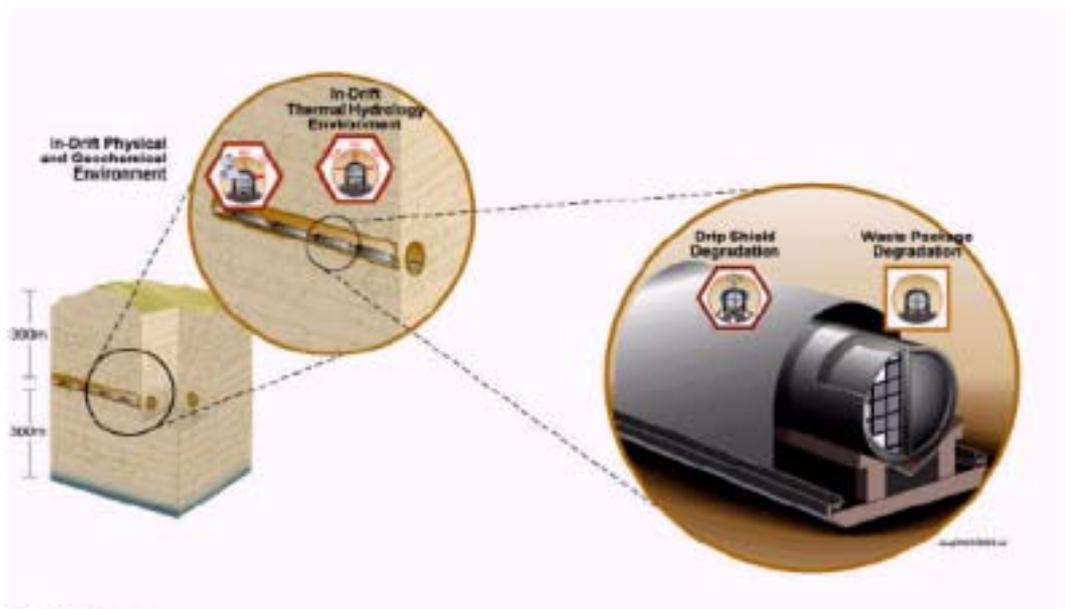
3-3 處置系統圖例（從場址尺寸到廢料體尺寸）



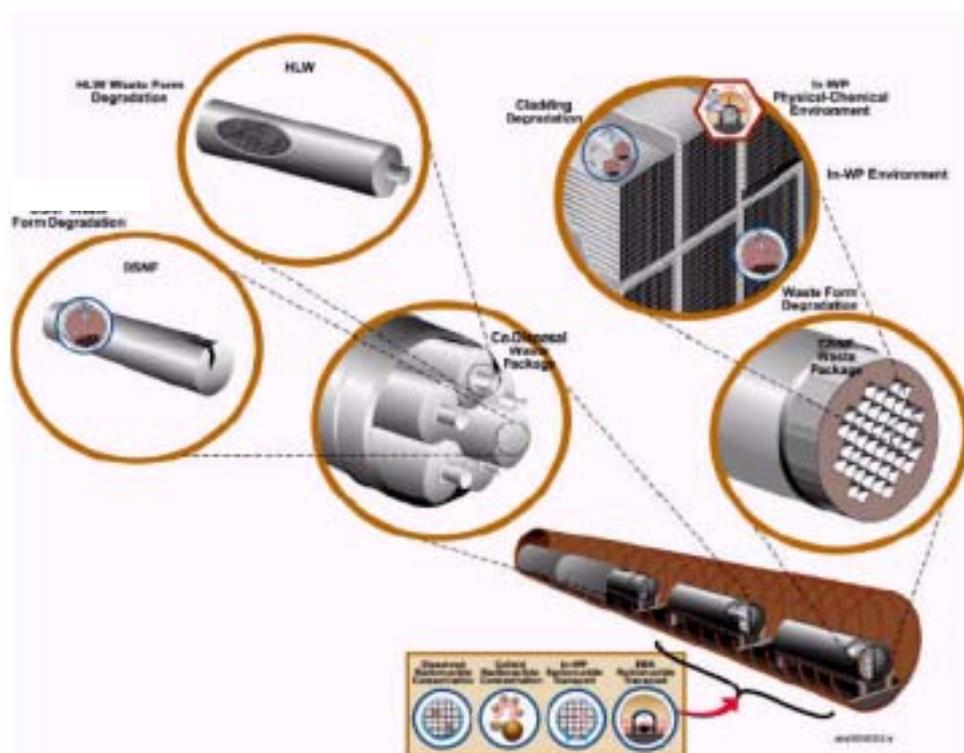
3-4 處置場個別系統之功能表徵（Attributes）



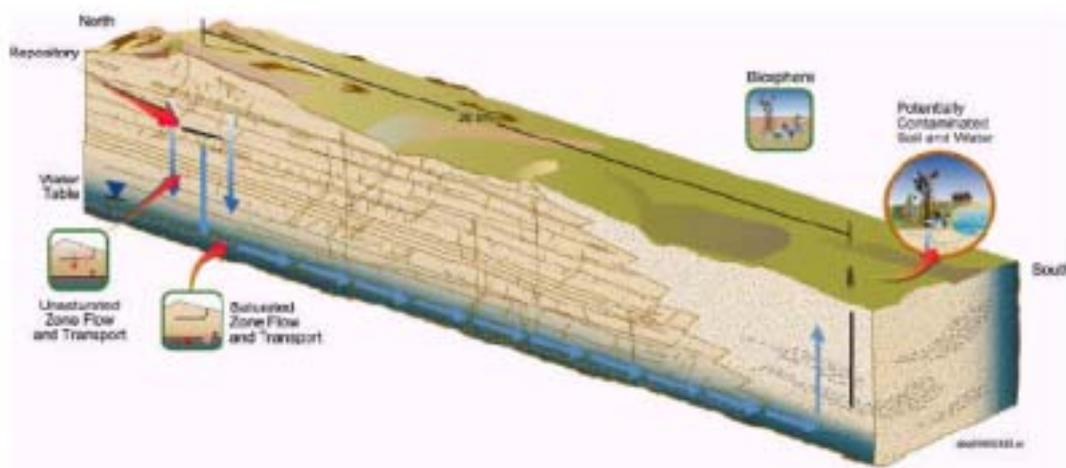
3-5 限制水與容器接觸之設計評估



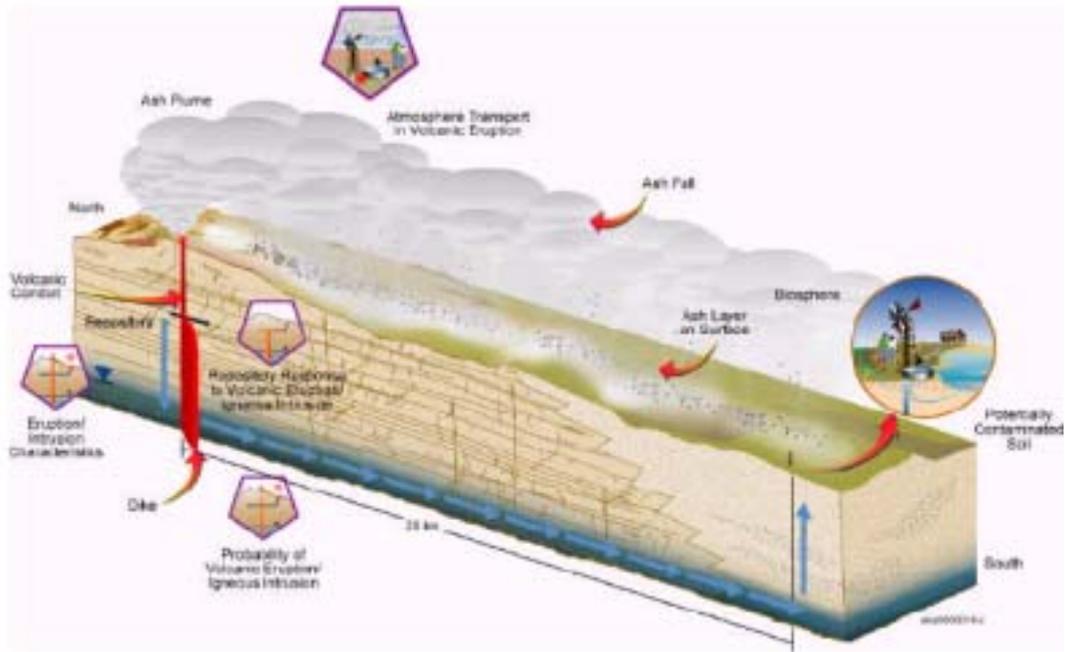
3-6 容器延壽之設計評估



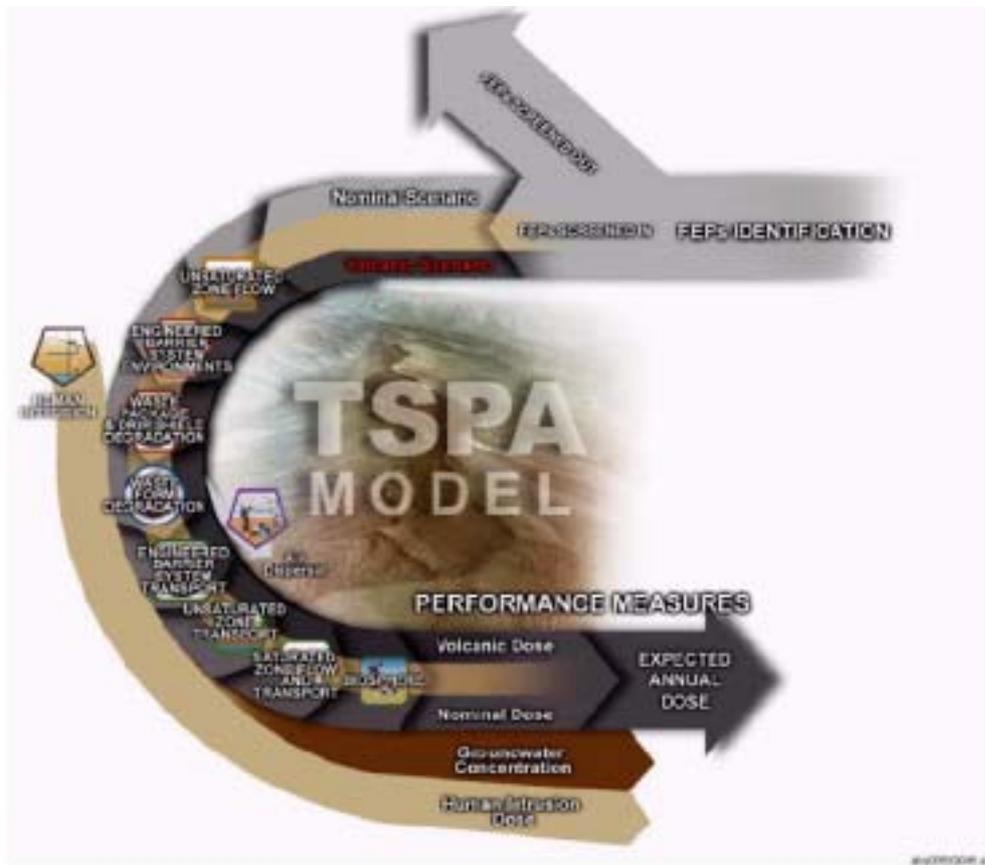
3-7 限制放射性核種釋出之設計圖示



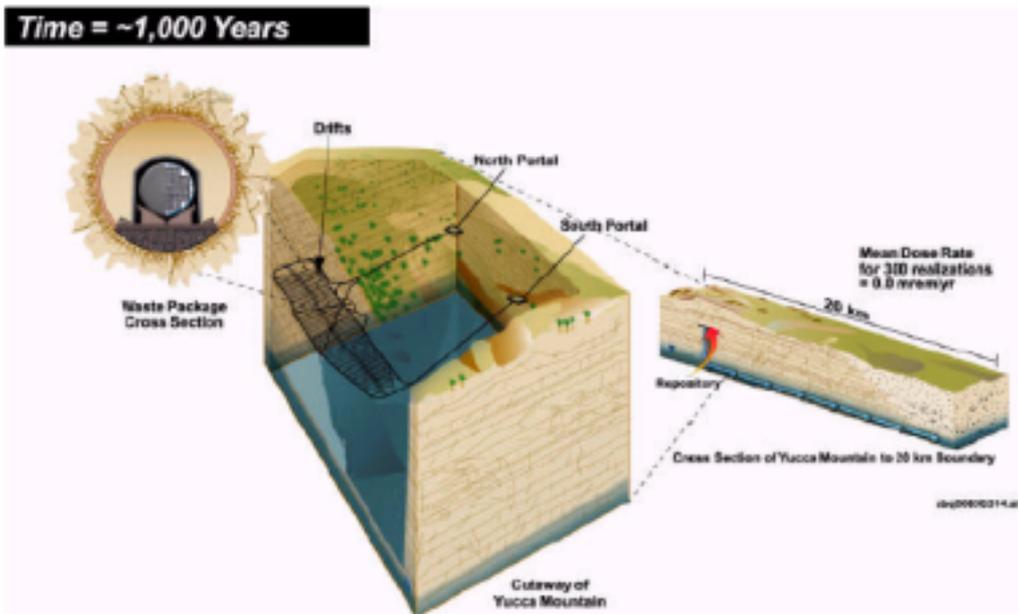
3-8 減緩放射性核種釋入工程障壁系統之設計圖示



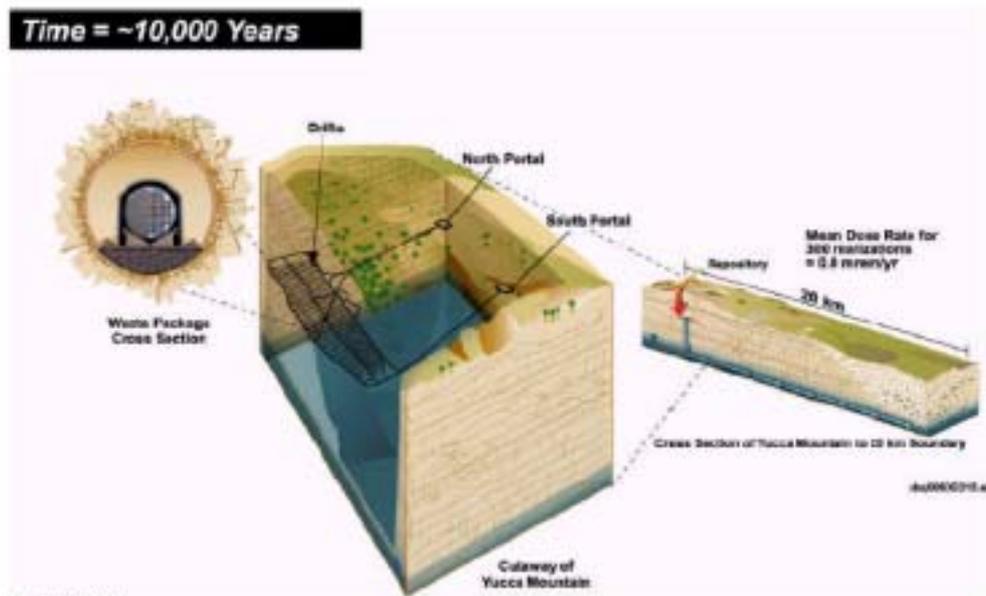
3-9 潛在性破壞事件之情境說明



3-10 整體系統功能評估之發展圖例包括正常、破壞及人為入侵之情境

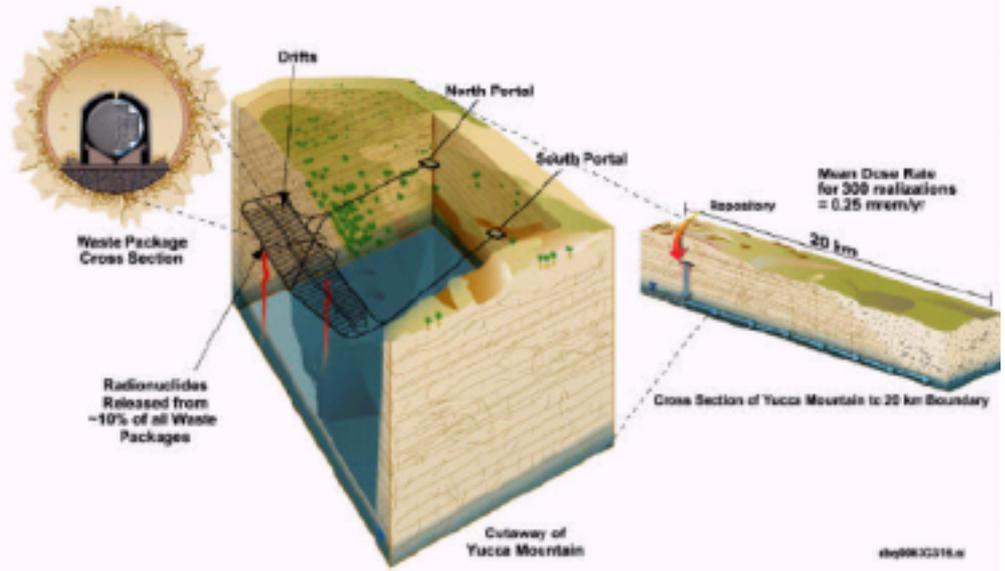


3-11 處置後 1 千年放射性核種外釋之概況

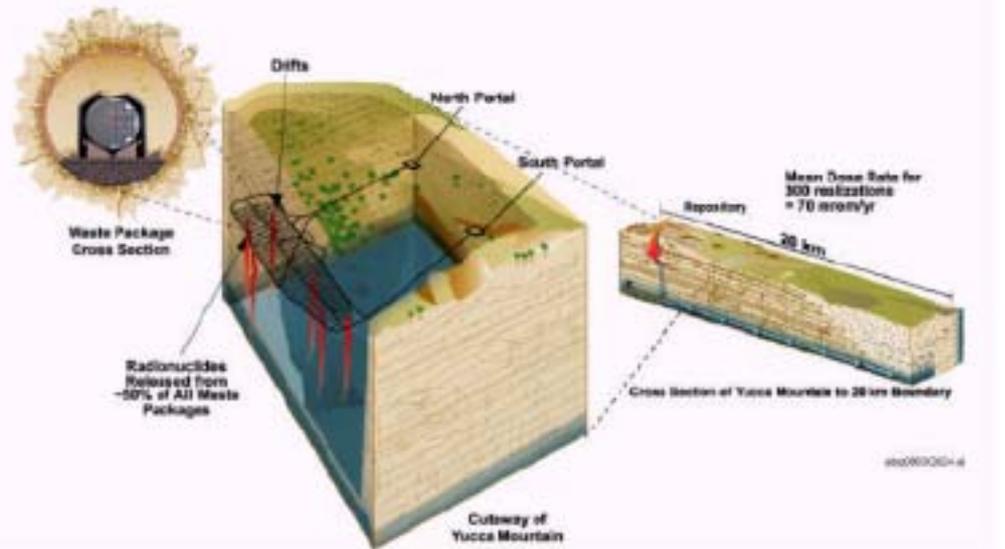


3-12 處置後 1 萬年放射性核種外釋概況

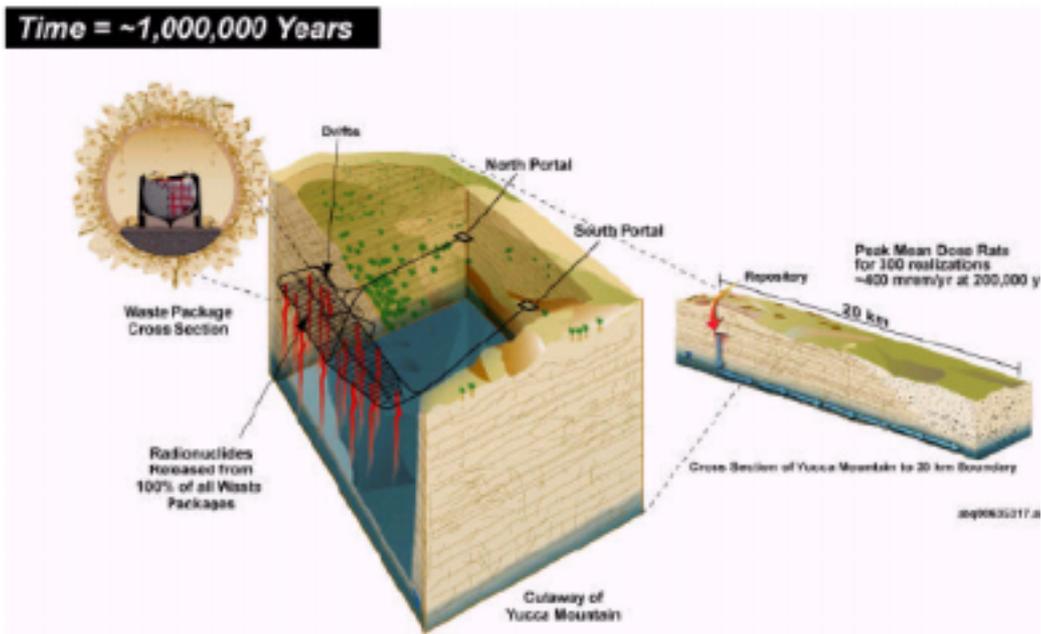
Time = ~50,000 Years



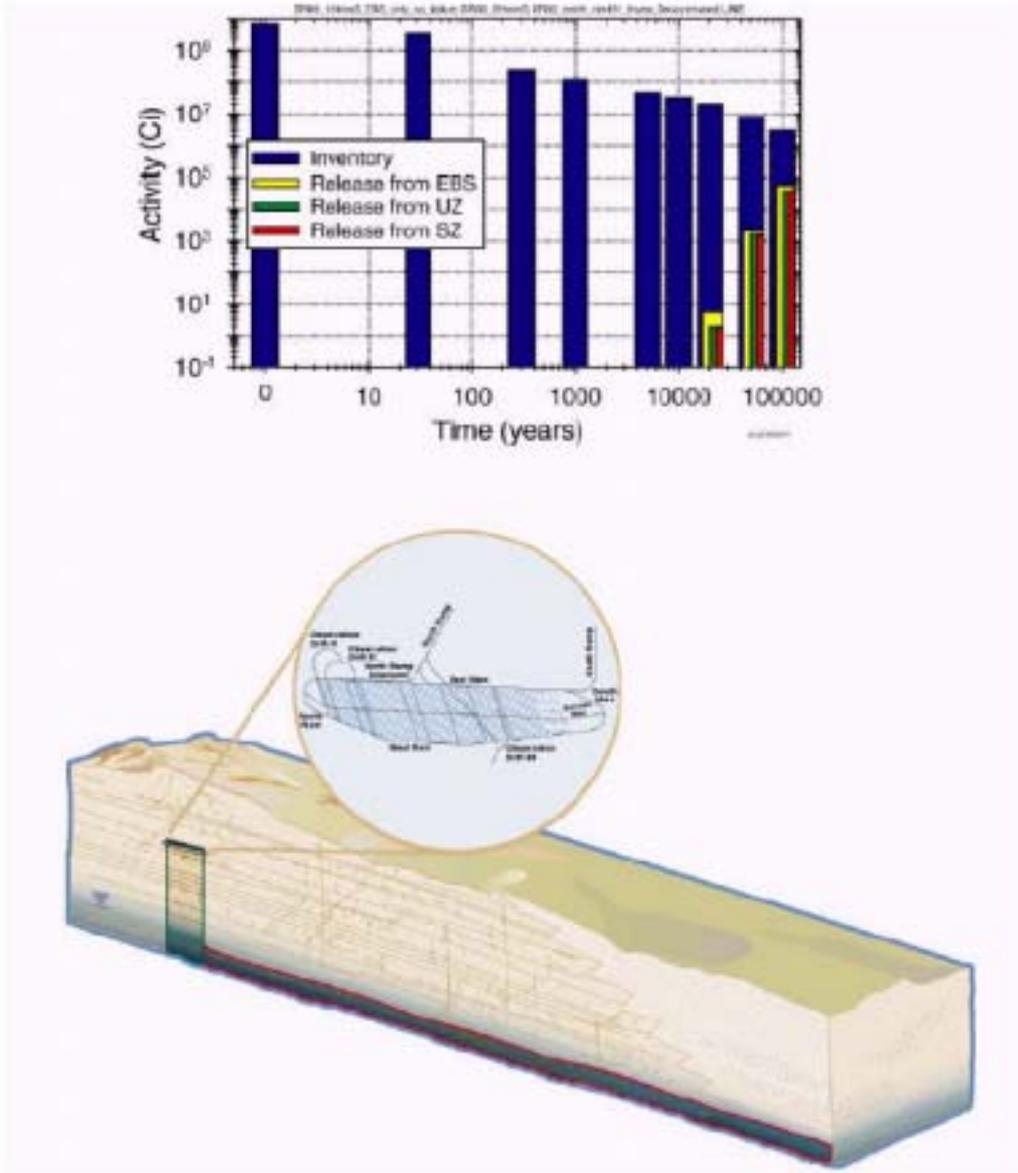
Time = ~100,000 Years



3-13 處置後 5 萬年及 10 萬年之放射性核種外釋概況



3-14 處置後 1 百萬年放射性核種之外釋概況



3-15 放射性衰減造成活度降低之概況

(四) 密封容器材料之選擇

密封容器之設計與材料之選擇需要考慮經濟性與技術可行性，為符合經濟性要求，必須針對處置總量及處置之廢棄物來源進行分析及歸納分類，然後再針對不同類別之容器進行量設計與材料之選擇，以求取最大經濟效益並能符合技術安全之要求，以下依照處置總容量、廢棄物來源、容器規劃、分類、設計及製造概要分別說明。

依放射性廢棄物政策法之規定，雅卡山 處置場之用過核子燃料及高放射性廢棄物的處置總容量為 70,000 噸，其分配如下：核能電廠產生之用過核子燃料約 63,000 噸；能源部及國防部產生之高放射性廢棄物（以玻璃固化）及約 150 噸之鈾，合計 7,000 噸。估計於 2040 年時，核能電廠將會產生 167,000 組 BWR 用過核子燃料元件（Assembly）及 125,000 組 PWR 用過核子燃料元件，其中僅有 220,000 組用過核子燃料元件送至本處置場。雅卡山 處置場所使用之放射性廢棄物處置容器也依其來源，分別設計成 21PWR，44BWR 及 5-DHLW/DOE.SNF 三種；不論哪一種容器對於廢棄物體之要求均為固化態且不含水（Solid form free liquids），另外依照 1976 年資源保護與保育法（Resource Conservation and Recovery Act）之規定，雅卡山 處置場不得處置有害廢棄物（hazardous Waste）。

廢棄物容器筒體（Package cylinder）內緣由 50 釐米之 316NG 不鏽鋼，外部包覆 20-25 釐米以鎳為主要材料之抗腐蝕（Corrosion-Resistance）合金 Alloy 22（C-22）；容器之蓋板（lids）則分成三層，內層為 65-130 釐米之 316NG 不鏽鋼、中層為 10 釐米 Alloy 22（防止焊接時之應力腐蝕）外層為 25 釐米 Alloy 22。廢棄物置入容器後，立即加蓋密封，同時灌入氬氣，以利熱傳導，同時避免廢棄物體受到氧化分解，廢棄物容器之外部必須打上唯一且能永久辨識之標籤（label）。對於容器材料之選擇，係經由一系列之檢討過程才確定的，其方式為先定位容器功能要求，接著撰提設計基準，然後進行設計規劃、擬定各種工程規格，再進行材料選擇與比較，經確定後再進行製造、檢驗及評估。僅簡述各階段之發展重點：

1. 定位廢棄物容器之功能：
 - a. 拘限放射性核種向外傳播，
 - b. 廢棄物於裝載及處置作業時，能維護臨界安全，
 - c. 確保處置場之熱傳導效果，
 - d. 容易辨識，
 - e. 保護工作人員、設備及作業環境之安全，
 - f. 防止廢棄物體產生化學反應，
 - g. 於裝載廢棄物、運送作業、置放及再取出時，能確保結構體之完整性，
 - h. 於處置作業環境下，具備抗腐蝕之功能，
 - i. 對廢棄物體提供物理及化學方面之保護作用，
 - j. 對廢棄物體與外部環境提供熱傳導功能，
 - k. 容易除污
2. 撰擬設計基準（Design Basis）：分成處置場封閉前及封閉後分別撰擬，封閉前

又分正常作業環境條件及發生假想之意外事故擬定。

(1)封閉前 (Pre-closure)

- a. 正常作業環境條件：分成內部事件 (Internal events) 如：正常作業、機械或其他缺失造成之傷害、工作人員誤操作等；及外部事件 (External events) 如：天然現象及人為引起但未危害處置場之作業。
- b. 假想之意外事故 (Credible accident scenario)：在處置場封閉前，每 10,000 次作業預期會發生一次之重大事件。

(2)封閉後 (Post-closure)：符合處置場 10,000 年之特定劑量限值。

有關設計基準事件分項細目請參閱表 4-1,4-2 及 4-3

3. 設計規劃：

(1) 用過核子燃料物理性質：

- a. 物理特性：由用過核子燃料之長度、燃料元件截面積、重量及護套之材料等，進行容器之尺寸、容裝量及重量之規劃。
- b. 熱輸出特性 (Thermal Output)：由用過核子燃料退出反應器之時間、燃耗度、鈾濃縮度及重金屬元素重量，推算熱輸出特性，以做為熱傳導之規劃，於瞭解用過核子燃料熱輸出特性後，必要時得進行用過核子燃料之混裝或調整容器之容儲量予以控制。
- c. 臨界控制：藉由鈾濃縮度、燃耗度及用過核子燃料幾何排列，推算中子有效增值因子 (k_{eff})，必要時得經由添加中子毒素予以控制。

(2) 容器設計：依據以上調查資料、數據及特性，進行容器設計，應包括下列重點，請參閱圖 4-1 之 PWR 處置容器說明：

a. 內部提籃 (Basket) 之設計及材料說明：

- (a) 內部交叉隔板 (Interlocking plate)：考慮放置之燃料元件數、元件尺寸、型式、結構強度要求及幾何排列，進行規劃設計，經評估後選取 Neutronit A 978(不銹鋼與硼之合金)或 SA516Grade 70 碳鋼，5-10 釐米厚，必要時可直接置入中子吸收材料 Neutronit A 978 以利控制臨界，製造時不採焊接或折角以防止腐蝕。
- (b) 燃料導管 (Fuel Tubes)：做為結構強度支撐及熱傳導，採用 SA516Grade 70 碳鋼 5 釐米厚。
- (c) 傳熱導片 (Thermal Shunts)：沿交叉隔板置放，以利將容器內部之燃料殘餘熱傳導至外緣，採用 SB-209 6061T₄ 之鋁合金 5 釐米。
- (d) 結構導架 (Structure Guide)：置於容器內以確保提籃之結構強度並能牢固定位，以確保用過核子燃料之幾何位置，避免發生臨界，另外也能協助熱傳導，採用 SA516Grade 70 碳鋼 10 釐米。
- (e) 對於置放含控制棒之提籃設計：需要考量長期之臨界安全，主要處置來自 PWR 具較高反應度燃料元件之控制棒，由於控制棒由硼化碳 (Boron Carbide) 及鋳合金護套 (Zircaloy Cladding) 所組成，所以這些提籃之設計大致與置放燃料棒之提籃結構相同。

- b. 初步工程規格：依據廢棄物特性、容器物理尺寸、材料規格等，進行規劃設計。請參閱表 4-4~4-11；圖 4-2,4-3 及 4-4。
- c. 容器置入於處置坑道之排列如圖 4-5，斷面圖如 4-6。

4. 材料選擇及容器製造

設計時主要考量為材料之取得性及臨界之控制，依此原則訂定主要組件之類別，再進行組裝製造。主要組件如下：結構外殼、抗腐蝕之屏障、填充氣體、內部交叉隔板、燃料導管、傳熱導片、結構導架等，再定出功能需求例如：機械強度、化學穩定度、材料之可預測性、材料彼此間之融合度、容易製造、熱傳導性、臨界與屏蔽功能、實證功能（Previous Experience-Proven Performance Record）及價格等，進行評估才選定。

(1) 容器材料選擇：

a. 圍阻功能（Contributing to Containment）

(a) 防腐蝕材料：考慮材料對均勻腐蝕及區域腐蝕、應力腐蝕龜裂、氫脆、材料脆化（embrittlement）及長期熱效應之抵抗能力。而 NWTRB 也提出材料之防止腐蝕能力需要超過 10,000 年期限，綜合以上結果，定出下列選擇標準：材料融合度（電極與粒間腐蝕 - Galvanic/Crevice corrosion effect），深度防禦（材料之互補功能，於不同破壞模式時維持屏障之能力），容易製造及材料之厚薄對於處置作業如用過核子燃料之裝載、運輸及置放作業時可能受到的影響，然後再考慮作業溫度、溼度、地層處置環境未飽和層之影響，再進行材料選擇。經評量雅卡山之環境條件，認為鎳及鈦金屬合金最為適合，接著進行防蝕材料之研究比較，發現 Alloy 22 比鈦金屬容易焊接，而且熱膨脹係數與 SS - 316NG 接近，在高溫時不論濕度高或低均具備極佳之腐蝕抵抗能力，所以選擇 Alloy 22，化學成份分析如表 4-12。

(b) 結構材料：主要為提供容器外緣腐蝕材料之結構支撐能力，選擇 SS - 316NG 能提供所需之強度，比起碳鋼對 Alloy 22 融合度較佳，而且依照功能要求較符合經濟。因此選擇 SS - 316NG 做為主要結構材料，化學成份分析如表 4-13。

b. 內部組件：包括內部交叉隔板、燃料導管、傳熱導片、結構導架等，其主要功能為具備熱傳導、防止臨界及維持處置作業之機械強度，也須涵蓋能確保再取出（retrieval）之能力，這些內部組件其材料間相互融合度也是重要考量項目。由於封閉後之功能不需要藉由此等組件維持，所以不考慮抗腐蝕材料，經評估選取兩種碳鋼 SA516 Grades 55 & 70 進行比較，最後採用 SA516 - 70 進行設計。

(a) 中子吸收物及交叉隔板：防止臨界是主要功能，並須具備機械強度、導熱功能、不能危害廢棄物體，且須考慮與其他材料間之融合度，經評估不銹鋼加入硼成分之合金 A987 最為適宜，這種材料兼具腐蝕抗性。A987 合金材料與 SA240 不銹鋼 316 相近，不同處為添加了 1.5 % 之硼。

(b) 傳熱導片：熱傳導是主要功能，須具備機械強度、不能危害廢棄物體，並考慮與其他材料間之融合度。隨著時間增長，廢棄物之殘餘熱衰減，重要性逐次降低，所以僅須符合早期功能需求即可，不需具備長期高溫腐蝕抗性，經評估鋁與銅能符合初步要求，但銅會與地下水之氯離子反應，加速鋁合金護套之劣化，所以選取鋁合金材料 6016 及 6063。

c. 填充氣體：廢棄物體與內部提藍之熱傳導材料，氬氣為惰性氣體，為燃料棒之填充氣體，核電廠中已有許多使用經驗，成效良好，且比其他氣體氮、氦等氣體為宜。

(2) 容器製造：依照設計要求及所選定之材料進行容器之製造，其製作、焊接及檢查必須按照美國機械學會 ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Sec III, Division I, Subsection NB (Class 1 Components) (ASME 1995) 規定實施，製造程序如圖 4-7 與 4-8。容器大部份均在處置場外製作，包括底蓋之焊接及頂蓋，僅有頂蓋於裝載燃料後才於處置場內之廠房中進行封焊。其中容器筒體外緣 (Outer Cylinder) 之徐冷 (Annealing) 作業，將採取最小應力技術，以減少發生應力腐蝕龜裂；在進行容器筒體外緣與內緣之組裝時，因容器筒體外緣所採用材料 Alloy 22 僅能提供最大 10 % 之張應力 (Tensile Stresses)，所以必須保留 0-4 毫米 (mm) 之間隙，以做為容器筒體內緣因盛裝廢棄物後，受熱膨脹之漲縮空間。製作時，容器筒體外緣須先加熱至 370°C，才開始置入容器筒體內緣，然後再將加熱器移除並降溫，此兩部分於完成組裝時，必須進行容器筒體內、外緣密合度之調整 (fitted together)，至於提藍之內部容器組件之組裝時，一般採用人工供氣之鎢條電弧焊法 (manual gas tungsten arc welding) 焊接。

5. 容器設計評估：主要評估容器能否符合保護一般民眾及工作人員之功能目標。其評估項目分成熱傳、維持次臨界、結構強度及屏蔽功能，其中熱對各種功能之影響最大，因此採用較高溫之作業模式，做為評估基礎，以獲得保守估計。

(1) 熱傳功能：主要目的為評估處置後之容器之最高溫度能否確保放射性廢棄物不致外洩，由於護套完整，放射性物質便不會外釋，於是選擇用過核子燃料於正常作業下，護套需低於 350°C，及能源部高放射性廢棄物低於 400°C 為評估標的。依照處置坑道之排列為 21-PWR, 5-DHLW/DOE SF 及 44-

BWR，其各自之發熱率大致為 21-PWR：11.8kW，44-BWR：7kW，至於 5-DHLW/DOE SF 則做為調節均衡溫差。由於處置之 25 年內坑道將採取抽風進行熱移除，可有效控制容器之溫度，依此條件估算護套之最高溫為 282°C，其發生之時間點為處置後之第 35 年，溫度並未超過規定，能符合熱傳功能需求。

- (2) 維持次臨界功能：影響臨界功能有兩項因子，核燃料濃縮度 (Enrichment) 及燃耗度 (Burn up)。「濃縮度越高越容易臨界，燃耗度越高越不容易造成臨界」。依此原則建立兩條用過核子燃料之裝載曲線 (Loading Curve)，以確保容器裝載之用過核子燃料不會造成臨界現象，一條為中子增值因子 (k_{eff}) 與燃耗度關係圖，另一條為燃耗度與燃料濃縮度關係圖，請參閱圖 4-9。依照標準容器之設計可辨別有那些用過核子燃料適合裝載，那些不適合裝載，需減少裝載數量或必須加入中子吸收物才可維持次臨界。維持次臨界一般均採取 $k_{\text{eff}} < 0.98$ 進行管制，然而雅卡山 處置場為了確保工作人員之健康與安全，將行政管制值再降低，限制為 $k_{\text{eff}} < 0.93$ ，增加 5% 之安全餘裕。
- (3) 結構強度：要求在正常作業及設計基準事件下 (Design Basis Events) 容器不能發生裂痕 (breach)，有關裂痕之定義採用美國機械工程學會 (ASME) 之規範，對於設計基準事件，認為超過最大張力強度 90% 以上時，會產生裂痕進行評估。為檢討容器結構功能之合適性，將選取下列較嚴重的設計基準事件項目，評估檢討。
- 內部壓力 (Internal Pressurization)：用過核子燃料棒破裂可能會增加容器內部壓力，本項評估作業乃針對容器外緣及蓋板之接合處進行應力分析，溫度從 20°C 至 600°C，然後再與最大張力強度進行比對，經評估均能符合要求。
 - 容器再取出 (Retrieval) 作業：容器之設計允許處置後三百年內可再取出，再取出作業係將容器及處置床板 (emplacement pallet) 同時吊離，經評估最大應力僅為最大張力強度之三分之一，若考慮大氣腐蝕對材料之影響，針對 Alloy 225 之年腐蝕速率為 0.0093 $\mu\text{m}/\text{yr}$ ，SS-316 為 0.025 $\mu\text{m}/\text{yr}$ 。依此估算即使經過三百年 Alloy 22 才腐蝕 2.8 μm ，SS-316：7.5 μm ；因此腐蝕之影響可以忽略不計。
 - 大型岩塊掉落 (Rockfall)：採用 14 噸之大型岩塊從處置坑道直接掉落打擊在容器上，在未考慮保護罩 (Drip Shield) 防護功能之條件下，也能符合規定。
 - 容器垂直墜落 (Vertical Drop)：以容器吊離地面，於 2 米高處垂直墜落估算，雖然對於容器低吊耳之護套 (lower trunnion collar sleeve) 所產生之應力會超過規定，但該項設置係做為容器受到外力衝擊時之舒壓區 (Crush zone)，不會影響容器安全，因此也能符合規定。

- e. 容器傾倒 (Tipover) : 於地震或容器垂直墜落, 可能發生傾倒現象, 對容器之外緣及內部提籃可能會造成影響, 經評估也能符合規定。
 - f. 飛射物撞擊 (Missile Impact) : 評估處置作業區使用排氣閥門 (Valve), 以閥門軸心 (Valve Stem) 受到異常高壓射出打到容器, 其軸心之質量為 0.5kg, 直徑為 1.0cm, 經計算射出之速度為 5.7m/s, 評估閥門軸心之射出速度至少需要 332 m/s 才可能貫穿容器外殼, 所以能確保容器完整。
- (4) 屏蔽功能: 主要分析游離輻射對人員、設備及材料之影響。射源則來自容器所裝載之用過核子燃料及高放射性廢棄物, 由於放射性廢棄物之裝載、操作及運搬均採取遙控操作, 以確保人員暴露能符合 ALARA 原則, 所以屏蔽功能之分析乃著重在輻射對設備及材料之影響, 人員暴露則以緊急事件發生時, 人員可能遭受額外暴露情形予以分析。由於輻射強度隨時間衰減, 經數千年後其強度已經降至非常低微, 所以輻射造成水溶液分解之現象極低, 可以忽略; 至於輻射對材料腐蝕加速之影響, 造成容器材料之劣化情形, 則以焊接接頭 (Welding heads) 處為探討重點; 另外也考慮到監控設備, 該等設備因較接近輻射源, 受到影響最大, 材質也不同, 例如監視攝影機 (Camera) 也被選為評估之項目, 以確定是否需要特別規劃佈置地點或特別加強保護。
- a. 源項 (Source Term) : 選取 44-BWR 容器為評估基準, 因其容器表面之劑量率最高, 燃料則為經由五年冷卻之用過核子燃料, 為使估計更加保守, 對於燃料提籃及容器內部結構之屏蔽能力皆未採信, 容器內用過核子燃料則為均勻分布, 如此會造成容器表面劑量率較高。
 - b. 結論: 經計算結果, 容器外表之最高劑量率為 14.05Sv/hr, 不會造成容器腐蝕加速之現象。

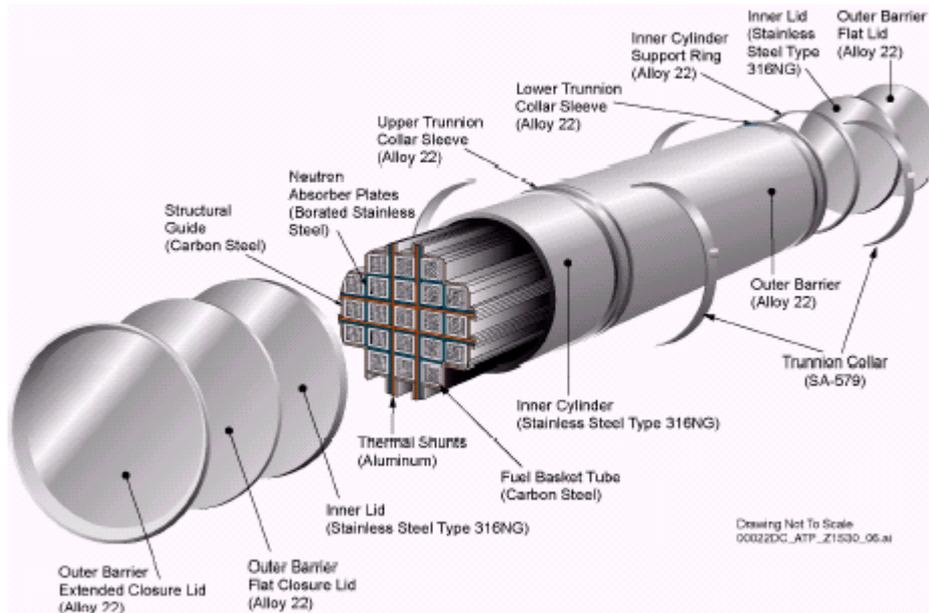


圖 4-1 21PWR 處置容器圖

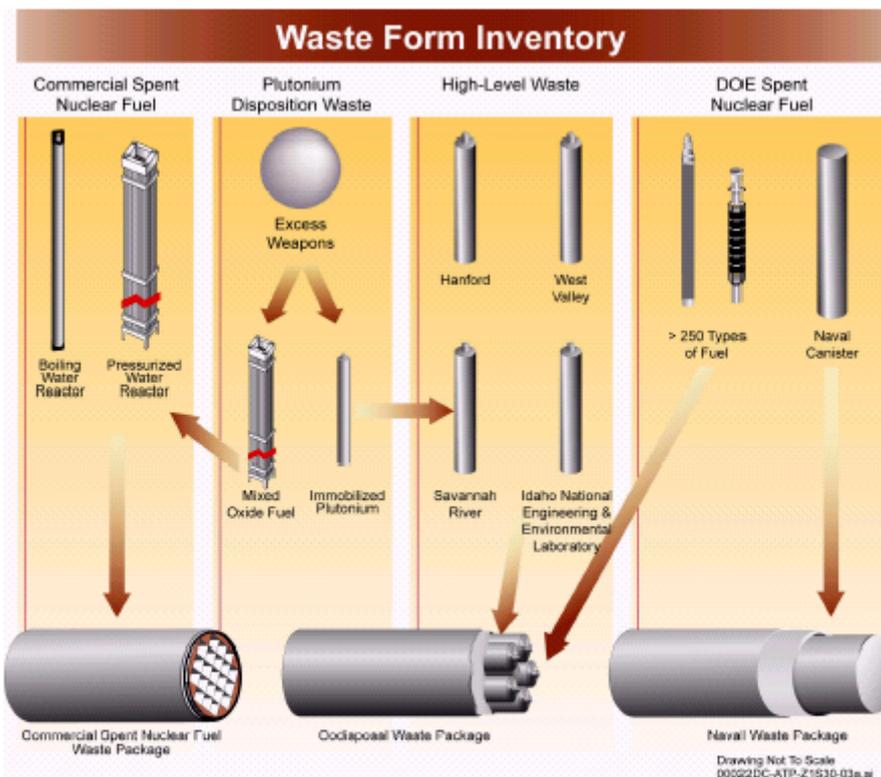


圖 4-2 廢料體類別與各種處置容器之設計規劃



圖 4-3 廢料體與處置容器之設計圖

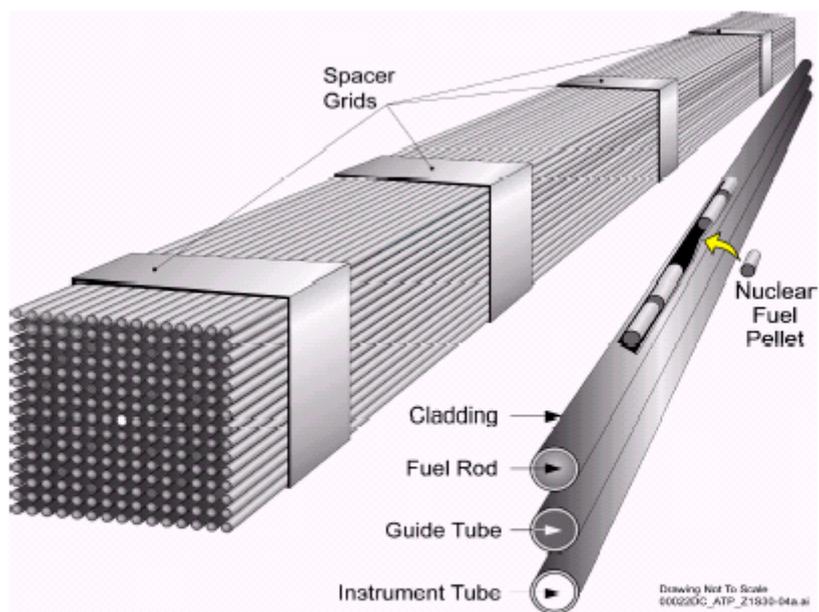


圖 4-4 典型之 PWR 燃料元件圖例

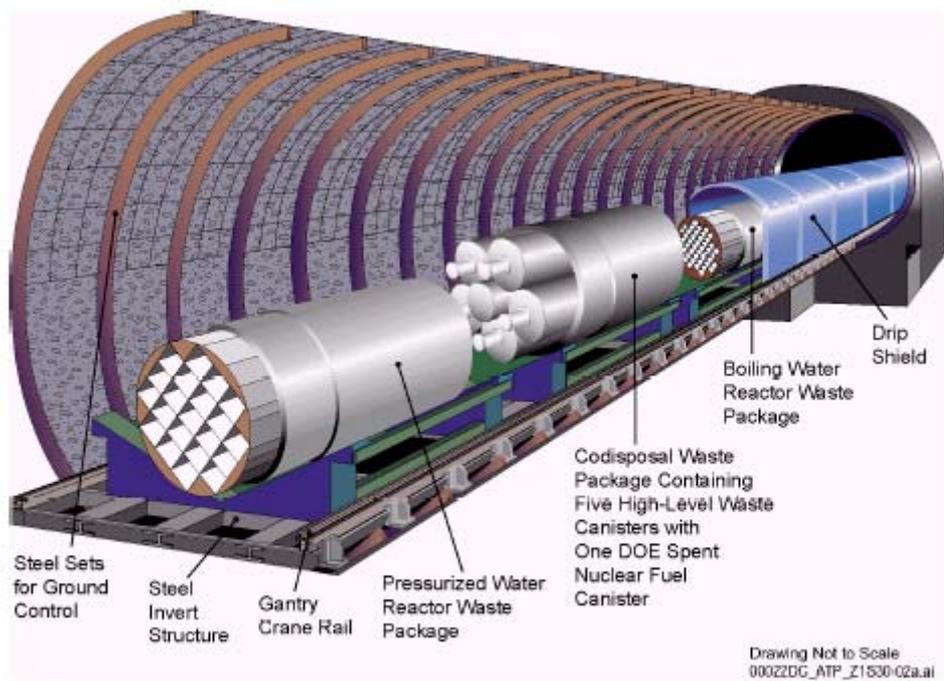
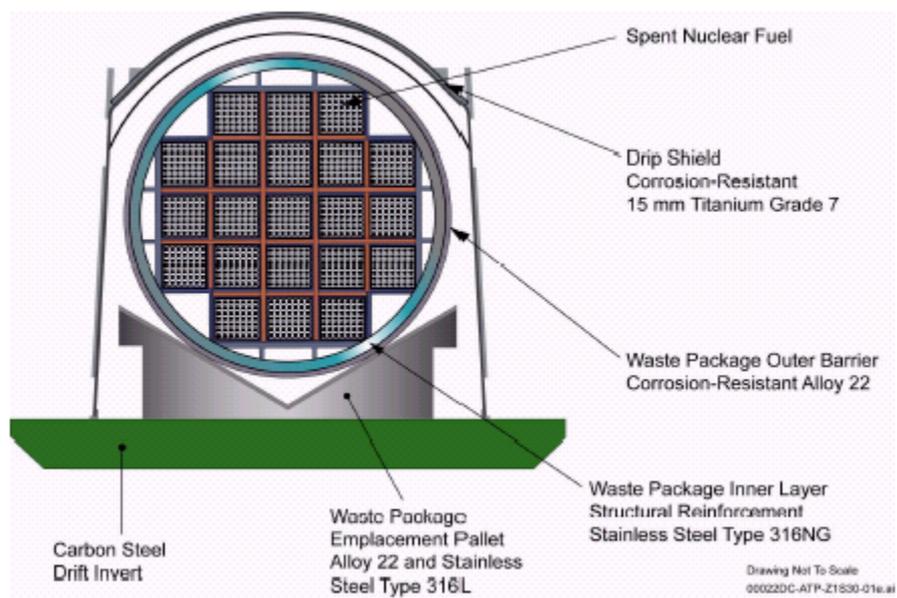


圖 4-5 處置坑道中各種處置容器之排列規劃



4-6 處置容器與基座之概要圖

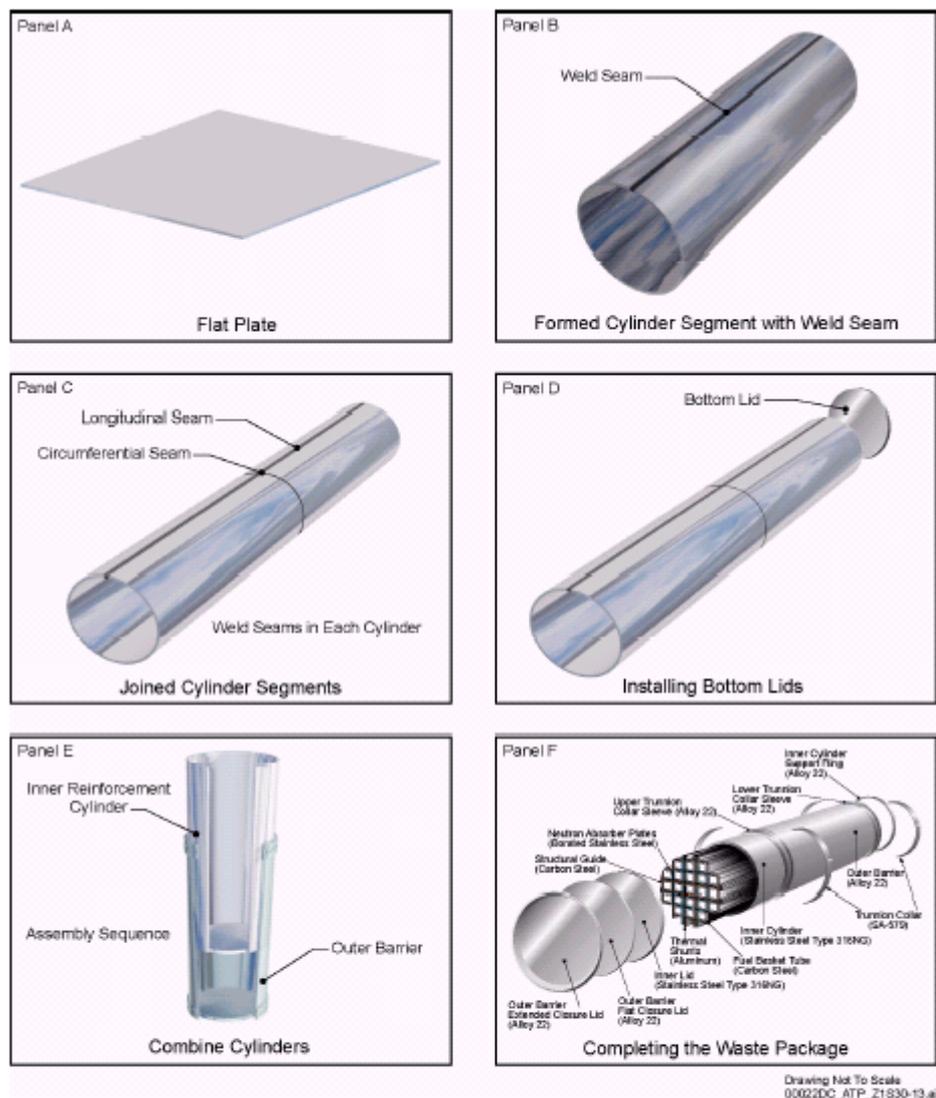


圖 4-7 處置容器之製程

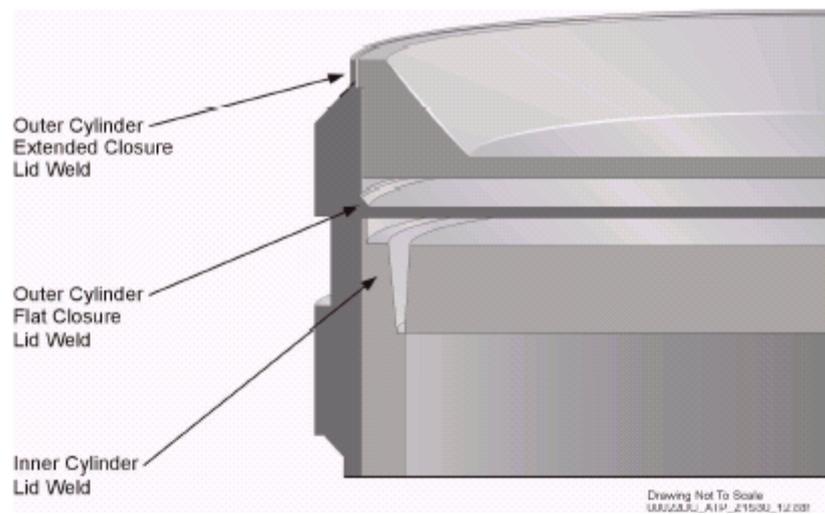


圖 4-8 處置容器之密封焊接圖示

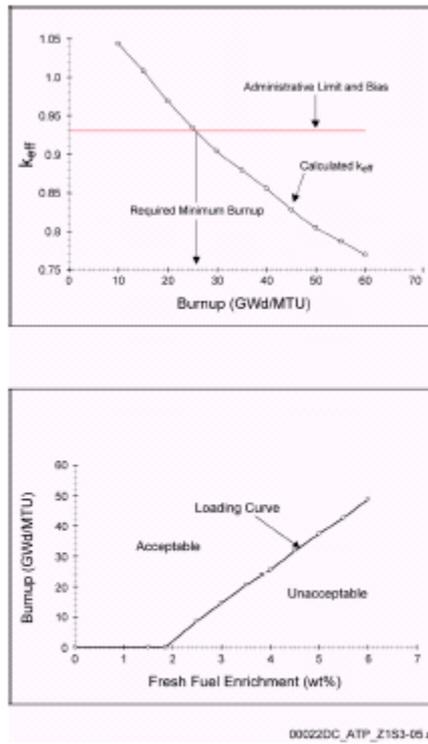


圖 4-9 臨界安全估算所引用之行政管理圖示

表 4-1 處置容器設計之考量因子

Analysis Type	Event Group	Event	Performance Specification
Structural	Falling Objects—Side Impact on Waste Package	Rockfall from the drift onto the waste package	Withstand 13-metric ton (14-ton) rock falling 3 m (10 ft). Drop height based on a 5.5-m (18-ft) drift and a distance of 2.4 m (8 ft) between the top of the drift and the top of the waste package (CRWMS M&O 1999h, p. 40)*
	Falling Objects—End of Waste Package Impact	Handling equipment drop onto the waste package	Withstand 2.3-metric ton (2.5-ton) object falling 2 m (6.6 ft). Drop height based on the distance between the handling equipment and the top of the waste package
	Waste Package Vertical Drops and Waste Package End Collisions	Waste package vertical drop from the disposal container cell crane	Withstand 2-m (6.6-ft) drop. Drop height based on the maximum crane hook height; the bottom of the waste package cannot be lifted higher than 2 m (6.6 ft) above the floor
	Waste Package Horizontal Drops and Waste Package Side Collisions	Placement drift gantry drops waste package	Withstand 2.4-m (8-ft) drop
	Puncture Hazards	Waste package falls onto a sharp object while being transported in a horizontal position	Withstand 2-m (6.6-ft) horizontal drop onto a steel support or 2.4-m (8-ft) horizontal drop onto a concrete pier, whichever is worse
	Tipover	Tipover due to vertical drop or seismic event	Withstand tipover from a vertical position onto a flat surface
	Seismic Activity	Earthquake	Maintain structural integrity and prevent tipover during a design basis earthquake
	Missile	The missile identified was a valve stem being ejected at the surface facility	Withstand impact of a valve stem weighing 0.5 kg (1.1 lb), with a 1-cm (0.39-in.) diameter, inside a valve with 5 cm (2 in.) of packing and under a system pressure of 2.1 MPa (305 psi), which has become a missile with a velocity of 5.7 m/s (19 ft/s)
	Transporter Runaway	Failure to maintain the transporter at or below the maximum speed limit	Withstand maximum impact from a transporter runaway, derailment, and impact at a speed of 63 km/hr (39 mi/hr)
Fuel Rod Rupture/Internal Pressurization	100% fuel rod rupture and fission gas release	Withstand internal pressure of 1 MPa (146 psi)	
Thermal and Structural	Thermal Stresses and Peak Waste Package Temperature	Fire in disposal container cell	Survive a fire, defined as exposure of whole waste package for not less than 30 minutes to a heat flux not less than that of a thermal radiation environment of 800°C (about 1,500°F) with an emissivity coefficient of at least 0.9. Surface absorptivity must be at least 0.8. If significant, convective heat transfer must be considered on the basis of still air at 800°C (about 1,500°F).
Criticality	Criticality Safety	Criticality scenario inside a waste package	The effective multiplication factor (k_{eff}) is less than or equal to 0.95 under assumed accident conditions, considering allowance for the bias in the method of calculation and the uncertainty in the experiments used to validate the method of calculation

NOTE: *This rock size requirement was lowered to 6 metric tons (BSC 2001m) since completion of the rock fall analysis in support of a potential site recommendation (CRWMS M&O 2000au, Section 2.5.2.1).

表 4-2 處置容器設計歸類

Waste Package Design	Description
21-PWR Absorber Plate	Capacity: 21 commercial pressurized water reactor assemblies and an absorber plate for preventing criticality.
21-PWR Control Rod	Capacity: 21 commercial pressurized water reactor assemblies with higher reactivity, requiring additional criticality control that is provided by the placement of control rods in all assemblies.
12-PWR Long	Capacity: 12 commercial pressurized water reactor assemblies and an absorber plate for preventing criticality; longer than the fuel assemblies placed in the 21-PWR packages. Because of its smaller capacity, it may also be used for fuel with higher reactivity or thermal output.
44-BWR	Capacity: 44 commercial boiling water reactor assemblies and an absorber plate for preventing criticality.
24-BWR	Capacity: 24 commercial boiling water reactor assemblies with higher reactivity, requiring a thicker absorber plate to prevent criticality than that used in the 44-BWR design.
5-DHLW/DOE SNF Short	Capacity: 5 short high-level radioactive waste canisters and 1 short DOE SNF canister. When high-level radioactive waste includes immobilized plutonium cans, no DOE spent nuclear fuel is placed in the center. ^a
5-DHLW/DOE SNF Long	Capacity: 5 long high-level radioactive waste canisters and 1 long DOE SNF canister. ^a
2-MCO/2-DHLW Long	Capacity: 2 DOE multicanister overpacks and 2 long high-level radioactive waste canisters.
Naval SNF Short	Capacity: 1 short naval SNF canister.
Naval SNF Long	Capacity: 1 long naval SNF canister.

NOTE: ^aDOE non-naval spent nuclear fuel

表 4-3 各種處置容器所佔之比率說明

Waste Package Design	Approximate Percentage of Waste Packages by Waste Package Design	Approximate Percentage of MTHM by Waste Package Design
21-PWR Absorber Plate	38%	55%
21-PWR Control Rod	1%	1%
12-PWR Long	2%	2%
44-BWR	25%	32%
24-BWR	1%	<1%
5-DHLW/DOE SNF Short*	14%	3%
5-DHLW/DOE SNF Long*	15%	4%
2-MCO/2-DHLW Long	1%	<1%
Naval SNF Short	2%	<1%
Naval SNF Long	1%	<1%

NOTE: *DOE non-naval spent nuclear fuel

表 4-4 各種 BWR 燃料元件尺寸及預定處置數量

Assembly Group	Length mm (in.)	Width mm (in.)	Weight kg (lb)	Percent of Total BWR Assemblies	Total BWR Assemblies
Big Rock Point	2,071.6 to 2,154.0 (81.6 to 84.8)	185.1 to 183.1 (6.5 to 7.2)	207 to 268 (456 to 591)	<1	524
Humbolt Bay, Dresden 1, and LaCrosse*	2,413.0 to 3,591.5 (95.0 to 141.4)	101.6 to 160.0 (4.0 to 6.3)	125 to 218 (276 to 481)	<1	1,615
General Electric BWR (8x8 and 9x9)	4,343.4 to 4,521.2 (171.0 to 178.0)	132.1 to 154.9 (5.2 to 6.1)	252 to 329 (556 to 725)	99	164,800

NOTES: *See Figure 1-2 in Section 1 for a map of currently operating and shut down reactors.
BWR = boiling water reactor.

表 4-5 各種 PWR 燃料元件尺寸及預定處置數量

Assembly Group	Length mm (in.)	Width mm (in.)	Weight kg (lb)	Percent of Total PWR Assemblies	Total PWR Assemblies
Haddam Neck, Indian Point 1, San Onofre 1, and Yankee Rowe*	2,837.1 to 3,561.1 (111.7 to 140.2)	160.0 to 218.4 (6.2 to 8.6)	198 to 731 (437 to 1,612)	2	2,460
Westinghouse, Babcock & Wilcox, and Others	3,708.4 to 4,406.9 (146.0 to 173.5)	198.1 to 218.4 (7.8 to 8.6)	497 to 773 (1,100 to 1,700)	84	105,500
Combustion Engineering 16x16 and South Texas Project	4,490.7 to 5,110.5 (176.8 to 201.2)	203.2 to 215.9 (8.0 to 8.5)	649 to 882 (1,430 to 1,940)	14	16,900

NOTES: *See Figure 1-2 in Section 1 for a map of currently operating and shut down reactors.
PWR = pressurized water reactor.

表 4-6 燃料元件之特性說明 (送抵處置場時)

Assembly Type	Average Assembly Age (years)	Average Assembly Burnup (GWd/MTHM)	Average Assembly Initial ²³⁵ U Enrichment (wt%)	Weight of Heavy Metal (MTHM)
Boiling water reactor	22.7	33.6	3.03	0.200
Pressurized water reactor	23.1	41.2	3.75	0.475

NOTES: GWd = gigawatt day. Source: CRWMS M&O 2000bb, Table 5.

表 4-7 處置容器之設計尺寸

No.	Waste Package Design	Outer Diameter mm (in.)	Outer Length mm (in.)	Mass of Empty WP kg (lb)	Mass of Loaded WP kg (lb)
1	21-PWR Absorber Plate	1,644 (64.7)	5,165 (203.3)	26,000 (57,300)	42,300 (93,300)
2	21-PWR Control Rod	1,644 (64.7)	5,165 (203.3)	26,000 (57,300)	42,300 (93,300)
3	12-PWR Long	1,330 (52.4)	5,651 (222.5)	19,500 (43,000)	30,100 (66,400)
4	44-BWR	1,674 (65.9)	5,165 (203.3)	28,000 (61,700)	42,500 (93,700)
5	24-BWR	1,318 (51.9)	5,105 (201)	19,400 (42,800)	27,300 (60,200)

NOTES: Control rods do not add any mass to the package because they displace the mass of nonfuel components (e.g., existing control rods, in-core detectors) included in the fuel assembly mass. WP = waste package. Source: CRWMS M&O 2000au; BSC 2001n.

表 4-8 處置容器與商用過核子燃料之特性彙整表

Waste Package Design	Average Waste Package Heat Generation Rate Based on Assembly Heat at Repository Arrival (kW)	Number of Assemblies	Assembly Average Burnup (GWd/MTHM)	Assembly Average Initial ²³⁵ U Enrichment (wt)	Average MTHM per Assembly	Average Assembly Age (years)
21-PWR Absorber Plate	11.53	90,262	41.5	3.74	0.430	23.00
21-PWR Control Rod	3.11	1,992	19.6	3.57	0.368	36.14
12-PWR Long	9.55	1,955	46.3	4.01	0.540	18.04
44-BWR	7.38	124,532	34.1	3.04	0.177	22.41
24-BWR	0.52	2,013	8.1	2.63	0.167	40.32

NOTES: Based on 63,000 MTHM. GWd = gigawatt day. Source: CRWMS M&O 2000bb, Table 10.

表 4-9 處置容器組件選用之材料說明

Component	Material
Dual-layer design: Inner structural shell	Stainless Steel Type 316NG
Outer corrosion-resistant barrier	Alloy 22 (SB 575 N06022)
WP fill gas	Helium
Fuel tubes for commercial SNF WP basket design	Carbon steel (SA 516 Grade 70)
Neutron absorber interlocking plates for commercial SNF WP	Neutronit A 978 (borated 316 stainless steel)
Interlocking plates for 21-PWR Control Rod design	Carbon steel (SA 516 Grade 70)
Structural guides for commercial SNF WP basket design	Carbon steel (SA 516 Grade 70)
Canister guide for 5-DHLW/DOE SNF designs	Carbon steel (SA 516 Grade 70)
Thermal shunts for commercial SNF WP basket design	Aluminum plate (SB 209 6061 T4)

NOTES: SNF = spent nuclear fuel; WP = waste package.

表 4-10 美國能源部之處置容器分類與設計

Waste Package Design	Canister Length mm (in.)		Canister Diameter mm (in.)		Canister Mass kg (lb)		Canisters/ Waste Package
	HLW	SNF	HLW	SNF	HLW	SNF	
5-DHLW/DOE SNF Short ^a	3,000 (118.1)	3,000 (118.1)	610 (24.0)	457 (18.0)	2,500 (5,512)	2,270 (5,004)	5 HLW / 1 SNF
5-DHLW/DOE SNF Long ^a	4,500 (177.2)	4,570 (179.9)	610 (24.0)	457 (18.0)	4,200 (9,259)	2,721 (6,000)	5 HLW / 1 SNF
Naval SNF Short	N/A	4,750 (187)	N/A	1,689.1 (66.5)	N/A	44,452 (98,000)	1
Naval SNF Long	N/A	5,365 (212.0)	N/A	1,689.1 (66.5)	N/A	44,452 (98,000)	1
2-MCO/2-DHLW Long	4,500 (177.2)	4,200 (165.3)	610 (24.0)	643 (25.3)	4,200 (9,259)	8,910 (19,642)	2 HLW / 2 SNF

NOTES: ^aDOE non-naval spent nuclear fuel.

HLW length and diameter are nominal; HLW mass is maximum. DHLW = defense high-level radioactive waste; MCO = multicarrier overpack; SNF = spent nuclear fuel; N/A = not applicable; HLW = high-level radioactive waste. Sources: DOE 1999c; Naples 1999; DOE 2000d.

表 4-11 能源部處置容器之設計尺寸

No.	Waste Package Design	Outer Diameter mm (in.)	Outer Length mm (in.)	Weight of an Empty Waste Package kg (lb)	Weight of a Loaded Waste Package kg (lb)
1	5-DHLW/DOE SNF Short	2,110 (83.0)	3,590 (141.3)	23,400 (51,600)	38,100 (84,000)
2	5-DHLW/DOE SNF Long	2,110 (83.0)	5,217 (205.4)	32,600 (71,900)	58,300 (124,000)
3	Naval SNF Short	1,949 (76.7)	5,430 (213.8)	25,800 (56,900)	70,300 (155,000)
4	Naval SNF Long	1,949 (76.7)	6,085 (238.8)	28,000 (61,700)	72,500 (159,000)
5	2-MCO/2-DHLW Long	1,815 (71.5)	5,217 (205.4)	21,800 (48,100)	48,100 (106,000)

NOTES: DHLW = defense high-level radioactive waste; MCO = multicarister overpack; SNF = spent nuclear fuel. Source: CRWMS M&O 2000bc, Section 4.3.

表 4-12 化學成份分析

Element	Composition (wt%)
Carbon (C)	0.015 (max)
Manganese (Mn)	0.50 (max)
Silicon (Si)	0.06 (max)
Chromium (Cr)	20.0 to 22.5
Molybdenum (Mo)	12.5 to 14.5
Cobalt (Co)	2.50 (max)
Tungsten (W)	2.5 to 3.5
Vanadium (V)	0.35 (max)
Iron (Fe)	2.0 to 6.0
Phosphorus (P)	0.02 (max)
Sulfur (S)	0.02 (max)
Nickel (Ni)	Balance

Source: ASTM B 575-97, Standard Specification for Low-Carbon Nickel-Molybdenum-Chromium, Low-Carbon Nickel-Chromium-Molybdenum, Low-Carbon Nickel-Chromium-Molybdenum-Copper and Low-Carbon Nickel-Chromium-Molybdenum-Tungsten Alloy Plate, Sheet, and Strip.

表 4-13 316NG 不銹鋼之化學成份分析

Element	Composition (wt%)
Carbon (C)	0.020 (max)
Phosphorus (P)	0.030 (max)
Silicon (Si)	0.75 (max)
Copper (Cu)	0.50 (max)
Titanium (Ti)	0.05 (max)
Tantalum (Ta) and Niobium (Nb)	0.05 (max)
Manganese (Mn)	2.00 (max)
Sulfur (S)	0.005 (max)
Nitrogen (N)	0.060 to 0.10
Cobalt (Co)	0.10 (max)
Boron (B)	0.002 (max)
Bismuth (Bi) + Tin (Sn) + Arsenic (As) + Lead (Pb) + Antimony (Sb) + Selenium (Se)	0.02 (max)
Chromium (Cr)	16.00 to 18.00
Molybdenum (Mo)	2.00 to 3.00
Nickel (Ni)	11.00 to 14.00
Vanadium (V)	0.1 (max)
Aluminum (Al)	0.04 (max)
Iron (Fe)	Balance

Sources: For all elements except carbon and nitrogen, values presented are within the ranges and maximum limits provided by ASTM A 276-91a, Standard Specification for Stainless and Heat-Resisting Steel Bars and Shapes. Values for carbon and nitrogen are given by Danko (1987, p. 931).

(五) 放射性廢棄物技術審議會 (NWTRB, Nuclear Waste technical Review Board)

1. 緣起：1987 年國會通過雅卡山 為美國唯一高放射性廢棄物處置場址特性調查地點，同年國會即成立放射性廢棄物技術審議會，以審議能源部執行之高放射性廢棄物處置科學及工程計畫活動 (Scientific & Technical Activities)，包括雅卡山 處置場之調查研究、廢棄物容器之設計與開發及運送計畫之規劃等。放射性廢棄物技術審議會係以獨立之專家學者立場，參與能源部計畫之審查，因此審議會具有下列任務：
 - a. 向能源部提出本計畫中有關科學及工程方面研究活動之建議，以確保提出工程可靠性及場址適合性之決策 (Technically Defensible Site Suitability Decision) 並能順利取得執照 (License Application)，
 - b. 向能源部提出掌握雅卡山 場址之要領，包括科學及工程方面之工作組織規劃與調整及業務整合等，
 - c. 舉辦研討會 (Forum) 促進能源部與相關研發機構或委託契約單位能針對科學及工程問題進行有效溝通，直接面對問題重點。
2. 成員與組織：由十一位兼職之專家及學者組成，研究領域涵蓋科學、工程及社會科學等，審議委員係由美國國家科學學術會 (National Academy of Science) 擬具推薦名單，經總統任命。審議會下設四個專業小組：
 - a. 天然系統
 - b. 工程系統
 - c. 處置場功能與整合系統 (Repository System Performance and Integration)
 - d. 放射性廢棄物管理系統
3. 責任：每一年必須向國會及能源部長提出兩次報告書，上、下半年各一次；於國會採取立法行動之前，提出建議；掌握國際處置計畫之最新發展科學與工程技術。
4. 專家專長分類 (以最新任期為例)：美國布希總統於 2002.6.26 認命五位新任委員，任期四年，至 2006.4.19 止。依專長分類大致如下：
 - a. 環境水文
 - b. 核子工程
 - c. 材料科學
 - d. 風險評估
 - e. 地球化學
 - f. 岩石及深地層工程
 - g. 環境地質與水文地質
 - h. 土木工程
 - i. 廢棄物管理
 - j. 工程物理
 - k. 生態及生物學

(六) 參訪活動彙整：

1. 參訪雅卡山 地下實驗室及計畫辦公室：

八月十八日參訪雅卡山地下實驗室，此次參訪係併同美國休閒車隊 Land Rover Group 成員訪問，由於雅卡山 計畫已進入申請執照階段，不再開放個人參訪且限定每週之參訪人數為一百人，使原先規劃之參訪日期被迫提前執行。當日上午七點三十分依約前往位於賭城拉斯維斯加 (Las Vegas) 郊區之雅卡山 計畫展示中心集合，完成報到並聽取簡報，於九點搭乘遊覽車前往約一百五十公里外之雅卡山 處置場預定地，沿途陪同人員詳細解說計劃之緣起、發展、現況及未來發展。約於十點三十分抵達測試場 (Test Site)，先進行安全查核 (Security Check) 然後轉乘九人座之小巴士前往山頂瀏覽，並赴坑道入口及坑道鑽孔機參觀，下午參觀坑道及於第 2 壁龕 (pit) 聽取簡報，約於二時三十分結束參訪活動，離開處置場，四時三十分左右返回展示中心。

八月十九日前往拉斯維斯加郊區日光海岸 (Sun Coast) 之雅卡山 計畫辦公室拜會，由能源部派駐人員帝南先生 (Mark C Tynan) 主持會談，分別就地質調查、品質保證、程式分析與發展及民眾溝通等項議題，與相關人員討論，期間由 Golden Association INC 代表納特博士 (Mark Nutt) 展示全系統功能評估 (TSPA, Total System Performance Assessment) 之實際運算，該電腦程式猶如遊戲軟體，非常具有吸引力。僅將參訪及討論之重點摘述如下：

- (1) 雅卡山 處置場採冷處置 (Cold Repository) 或熱處置 (Hot Repository) 概念尚未定案，仍待進一步之研究。雖然處置場位於未飽和帶中，於熱處置概念方面，具有優點，但是未飽和層中仍然具有約百分之八十之水分，如採熱處置概念必須考量水分經由長期聚集，可能在處置坑道上方，形成水袋，經由重力可能與處置容器接觸，損及容器之健全性，需要審慎考量。
- (2) 拉斯維斯加居民對於處置場安全之疑慮及關切點為用過核子燃料運送之影響。
- (3) 近年來拉斯維斯加人口成長迅速，每月平均成長五千人以上，幾乎一個月就增設一座學校，新增移民對處置場設置之態度，逐漸受到重視。

2. 參訪勞倫斯利摩國家實驗室

八月二十一日至二十二日訪問能源部委託加州大學柏克萊分校管理之勞倫斯利摩國家實驗室，本次參訪係由華裔地質學家林武男博士 (Dr. Wunan Lin) 安排，首先由筆者簡報「台灣用過核子燃料地質處置法規及研發現況」，美方約有十餘位專家出席，接著美方專家分別就密封材料、處置場之熱學、水理學及化學分析模式發展概況進行簡報，另外也參觀密封容器材料環境實驗室、岩石物理、電子顯微鏡、生物腐蝕及長期腐蝕之實

驗設備與執行成果。

- (1) 美國為何投入如此多之人力與經費於密封材料之研究，主要是所選用之材料 C-22(Alloy 22)及 Ti,人類之使用經驗仍然相當有限，存在著技術挑戰性 (Technical Challenge)，C-22 為 1980 年代所開發之產品，Ti 為 1950 年代開發產品，對於能否確保一萬年之使用安全，必須加強腐蝕性能之研究，才能確認。
- (2) 雅卡山 計畫不採用混凝土之原因，因為混凝土會產生極高之酸鹼值，容易損毀密封容器，且微生物容易寄存於混凝土，微生物於處置場之高溫下僅暫停活動，常溫時又恢復生機，會分泌酸性排泄物，使容器腐蝕速率加快。
- (3) 訪談期間巧遇華裔雷射專家陳浩然博士，他所參與之研究團隊開發了雷射加工製程，能使材料之張應力 (Tensile Stress) 轉化成壓應力 (Compress Stress)，該製程已完成技術移轉，廣泛應用於高科技材料上，特別是波音航空公司已應用於渦輪機之葉片製程及維修加工，不但延長了渦輪機之使用壽命，也保障飛航安全，造福人群。

3. 參訪能源部

八月二十五日至二十七日訪問能源部，此次參訪係由能源部國際合作專員李若益 (Mr. Stewart Leroy) 安排，首先由筆者簡報「台灣用過核子燃料地質處置法規及研發現況」，接著美方專家分別就美國放射性廢棄物管理、民眾溝通、運送及接收計畫、處置經費分析與管理、多功能系統容器之可行性舉行討論，並與核管會進行電話會談。

- (1) 雅卡山 計畫環境影響報告之審查機構有核管會 (NRC)、內政部 (DOI, Department of Interior)、環保署 (EPA) 及白宮環境品質委員會議 (CEQ, Council of Environmental Quality) 等四個單位。
- (2) 美國自 1992 年起開始徵收處置基金 (Waste Fund) 每千瓦電力一釐 (1mill/Kw)，雅卡山 計畫之經費之來源分配，核電廠占百分之七十五，能源部約為百分之二十五。
- (3) 用過核子燃料運送時，每次運輸至少需要一個護衛，運送路線需要核管會之核准。目前規劃採取鐵路運輸，由於會經過印地安保留區，所以需要與內政部印地安事務局協議。
- (4) 雅卡山 計畫之權責機構有核管會、環保署及運輸部；監督單位有聯邦政府、會計室 (GAO, General Accounting Office)、州與地方政府及其他利害關係人 (Stakeholder)；參與審查之顧問機構有國家科學院 (National Academy of Science)、放射性廢棄物技術審議會 (NWTRB, Nuclear Waste technical Review Board) 及核管會之放射性廢棄物諮詢委員會議 (ACNW, Advisory Committee on Nuclear Waste)。

四、建議

1. 我國宜儘速推動低放射性廢棄物處置計畫，以防止長期管理造成處置成本提高，並建立相關之選址、安全評估與處置技術及民眾溝通、法令、政策推動與政治協商等機制，俾能順利推展高放射性廢棄物之處置作業。
2. 有關核電廠除役方面，我國可參考美國電力研究所發行之研究報告 EPRI-1003196 及 EPRI-1003197 妥善規劃，預作準備。
3. 核能活動不易被大眾認同，需要花較長時間與民眾溝通，也需要掌握溝通技巧，做到進退合宜，才能推展順利；必須注意聆聽，瞭解民眾關切點，努力打開僵局，排除障礙。針對困難點，須保持不急迫，不氣餒，抱持一定會有足夠時間來解決問題的心態。
4. 美國推動高放射性廢棄物處置計畫，有完整之政策、法令及分工體制，並備妥充足之經費，值得國內學習。其中放射性廢棄物技術審議會之設置，提供意見供國會預算審查及能源部執行計畫規劃之參考，審議委員皆經總統任命，具有該計畫之主導權威，值得國內仿效設置。
5. 處置場之安全評估如能設計改編成遊戲軟體，發放民眾使用將有助於溝通了解。
6. 高放射性廢棄物處置計畫由於長期管理之必要性，使處置技術及評估方法等存在較多之不確定性，需要強化國際合作，共同開發，以節約經費。

附 錄