

行政院原子能委員會放射性物料管理局

委託研究計畫研究報告

低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究

計畫編號：96FCMA001

執行單位：義守大學

計畫主持人：李境和

報告日期：中華民國九十六年十二月

行政院原子能委員會放射性物料管理局

委託研究計畫研究報告

低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究

參與本計畫人員：李境和、曾博文、紀南廷

目 錄

	頁碼
中文摘要·····	ii
英文摘要·····	iii
1.計畫目的·····	1
2.計畫緣起·····	2
3.執行方法與進度說明·····	3
3.1 主要工作·····	3
3.2 執行方法·····	3
3.3 進度說明·····	4
4.成果·····	6
4.1 國內相關法規之修正建議·····	6
4.2 審查技術初步規劃與 SRP 之建議·····	10
4.3 RSICC 相關程式之建議·····	18
4.4 召開專家學者會議·····	19
5.結論與建議·····	21
參考文獻·····	22
附件一、國內低放射性廢棄物處置相關法規之分析	
附件二、國際原子能總署低放射性廢棄物處置安全要求之分析	
附件三、美國聯邦法規低放射性廢棄物處置安全要求之分析	
附件四、美國 RSICC 處置相關程式	
附件五、低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃座談會會議紀錄	

中文摘要

原能會物管局為執行低放射性廢棄物最終處置設施安全審查作業，提升審查品質，故委託執行「低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究」計畫。

本計畫研究分析國內低放射性廢棄物最終處置相關法規；國際原子能總署(IAEA)放射性廢棄物近地表處置安全標準 (WS-R-1)與安全評估導則(WS-G-1.1)；美國聯邦法規－放射性廢棄物陸地處置請照要求(10CFR 61)、低放射性廢棄物處置設施執照申請的安全分析報告標準格式與內容(NUREG-1199)、及其標準審查計畫(NUREG-1200)。蒐尋美國輻射安全資訊計算中心(RSICC)與放射廢棄物處置相關的評估程式；籌組國內低放射性廢棄物最終處置審查團隊，並召開學者專家座談會。

本計畫已完成下列分析：(1)國內低放射性廢棄物處置相關法規之分析、(2)國際原子能總署低放射性廢棄物處置安全要求之分析、(3)美國聯邦法規低放射性廢棄物處置安全要求之分析，並提出下列法規建議草案：(1)低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則修訂草案、(2)放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法修訂草案、(3)低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點增訂草案。在評估程式方面，也完成蒐集美國RSICC與放射廢棄物處置相關的 23 個評估程式。在審查團隊方面，也提出建議名單並於九十六年十月十九日召開「低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃座談會」。

英文摘要

FCMA/AEC will review an application for a low-level radioactive waste (LLRW) disposal facility in the future and wants to promote the reviewing quality by contracting to conduct this project.

In this project, we study the domestic regulations related to low-level radioactive waste disposal, the IAEA's "Near Surface Disposal of Radioactive Waste-Safety Standard" (WS-R-1) and "Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste-Safety Guide" (WS-G-1.1), and US regulations and reports including 10CFR61, NUREG-1199 and NUREG-1200. We also try to find radioactive waste disposal codes from US RSICC, and we prepare an experts and scholars list to FCMA/AEC for establishing a review team and convening the relative meetings.

We have finished the following analyses: (1) the analyses of the domestic regulations related to low-level radioactive waste disposal, (2) the analyses of the IAEA safety requirements on low-level radioactive waste disposal, (3) the analyses of the US safety requirements on low-level radioactive waste disposal, and proposed the following amendment drafts: (1) Regulations on Final Disposal of Low Level Waste and Safety Management of the Facilities, (2) Regulations for the Review and Approval of Applications for Construction License of Radioactive Wastes Treatment, Storage and Final Disposal Facilities, (3) Review Notices for A Safety Analysis Report of A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility. On the assessment code, we have found 23 radioactive waste disposal codes from US RSICC. On the review team, we have proposed a list and convened an experts and scholars meeting at FCMA/AEC on Oct. 19 2007.

低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究

1. 計畫目的

行政院原子能委員會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)為做好審查工作，已參考美國聯邦法規 10CFR61 及低放處置設施執照申請書標準格式及內容(NUREG-1199)，研訂了「放射性物料管理法」、「放射性物料管理法施行細則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」、「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」及「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」。

物管局雖已具備相關法規，但由於低放射性廢棄物處置需審查項目之繁多，涉及領域之廣，且國內從未執行過低放射性廢棄物處置之審查工作，國內專家學者尚缺審查經驗，因此委託學者專家進行國外相關管制法規或審查規範之蒐集及分析，提出國內相關法規之檢討與審查作業之建議，以利未來審查作業。

2. 計畫緣起

低放射性廢棄物處置具有下列特性：(1)專業領域廣；(2) 每個國家的地理、地質、氣候、民眾的生活習慣等，都不一樣，無標準化評估程式可用；(3) 處置作業隱藏著相當多的不確定性；(4) 評估之時間長又難以驗證；(5) 台灣處於歐亞板塊與菲律賓板塊衝擊的地區，地震非常頻繁，地質相當複雜，地下水水文變化大(抽地下水)，表面水水量變化大，又具生物多樣性，具有相當多的獨特性。為妥善處置放射性廢棄物，管制機關應對放射性廢棄物的來源與特性、處置的安全標準與妥善管理、處置場場址的篩選、處置場的設計與建造、處置場的近場與遠場特性、處置場特性的量測、處置場的運轉封閉與監管、處置場的功能評估等事項，事先做好安全審查規劃的工作。

物管局為執行低放射性廢棄物最終處置設施安全審查作業需要，擬委託專業學術或顧問機構協助進行先期審查作業及關鍵審查技術之規劃研究，以利未來執行低放射性廢棄物最終處置設施建造執照申請審查作業。有完善的審查制度除可提升審查品質外，亦可督促業者做好安全評估與處置作業。如此才能確保放射性廢棄物處置安全，進而確保人類的安全與環境品質。顯示本計畫「低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃研究」的重要性。

3. 執行方法與進度說明

3.1 主要工作

本計畫規劃之工作如下：

- (1) 研究國內外法規並提出國內相關法規之修正建議
- (2) 分析國外相關資料提出審查技術初步規劃
- (3) 瞭解 RSICC 評估相關程式提出模式審查作業之建議
- (4) 尋找相關領域的專家學者，召開專家學者會議
- (5) 研究國外資料提出 SRP 架構草案

3.2 執行方法

- (1) 研究國內外法規並提出國內相關法規之修正建議

研究分析美國聯邦法規 10CFR61、美國 NRC “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report” (NUREG-1199)報告、美國 NRC “Standard Review Plan for the review of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility”(NUREG-1200)報告、IAEA “Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-R-1)安全標準報告及 IAEA “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-G-1.1)安全評估導則。

進而檢討國內「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，提出法規修正與審查作業之建議。

- (2) 分析國外相關資料提出審查技術初步規劃

研究分析美國 NRC “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report (NUREG-1199)報告及 IAEA “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-G-1.1)安全評估導則，彙整安全評估所需技術，並提出審查技術初步規劃草案。

- (3) 瞭解 RSICC 評估相關程式提出模式審查作業之建議

瞭解美國 Oak Ridge 國家實驗室輻射安全資訊計算中心(Radiation Safety Information Computational Center, RSICC)在放射廢棄物處置評估相

關程式之內容，瞭解其評估重要機制與功能，篩選出可能適用於國內之評估模式，提出國內評估模式之審查作業建議。

(4) 尋找相關領域的專家學者，召開專家學者會議

到各學校網頁，尋找相關領域的專家學者，並彙整成冊，同時參考以前曾參與原能會物管局研究計畫之專家學者名單，研擬出國內專家學者審查團隊，供原能會物管局參考，並召開專家學者討論會。

(5) 研究國外資料提出 SRP 架構草案

參考美國 10CFR61、美國 NRC “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report” (NUREG-1199)報告、美國 NRC “Standard Review Plan for the review of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility”(NUREG-1200)報告、IAEA “Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-R-1)安全標準報告、IAEA “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-G-1.1)安全評估導則、國內「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」及「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」，提出「低放射性廢棄物最終處置安全分析報告標準審查導則 SRP 架構」草案。

3.3 進度說明

各項工作進度如預定進度完成，僅召開專家學者討論會之時程略做調整，係為配合物管局行政作業之需要，進度如下表：

工作項目 \ 年月	96	96	96	96	96	96	96	96	96	96	96	96
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1.研究國內外法規並提出國內相關法規之修正建議												
2.分析國外相關資料提出審查技術初步規劃												
3. 瞭解 RSICC 評估相關程式提出模式審												

查作業之建議												
4.尋找相關領域的專家學者，召開專家學者會議												
5. 研究國外資料提出SRP 架構草案												
6. 撰擬研究成果報告												
工作進度估計百分比 (累 積 數)						10	30	50	70	85	95	100

註：預定進度實線部分為計畫執行進度，虛線(灰色)部分為依物管局審查意見進行修正進度。

4. 成果

4.1 國內相關法規之修正建議

分析物管局已訂定的法規：「放射性物料管理法」、「放射性物料管理法施行細則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」、「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例」及「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」等七項法規，結果如附件一。

發現國內有關低放射性廢棄物處置法規已相當完整，但有下列事項值得深入檢討：(1)在設施安全管理規則中，似乎缺少處置設施設計及場址封閉後穩定性之要求？(2)已有安全分析報告導則，尚無審核的標準。參考美國聯邦法規 10CFR61、美國NRC “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report” (NUREG-1199)報告、美國NRC “Standard Review Plan for the review of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility”(NUREG-1200)報告、IAEA “Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-R-1)安全標準報告及IAEA “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-G-1.1)安全評估導則。提出「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則修訂之建議」及「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」

4.1.1 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則修訂草案之建議

修正條文	現行條文	說明
第一章 總則	第一章 總則	未修正。
第一條 本規則依放射性物料管理法第二十一條規定訂定之。	第一條 本規則依放射性物料管理法第二十一條規定訂定之。	未修正。
第二條 本規則用詞定義如下： ...	第二條 本規則用詞定義如下： ...	未修正。
第二章 低放射性廢棄物最終處置要求	第二章 低放射性廢棄物最終處置要求	未修正。
第三條 低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類規定如下： ...	第三條 低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分類規定如下： ...	未修正。
第四條 低放射性廢棄物最終處置，應依下列規定：	第四條 低放射性廢棄物最終處置，應依下列規定：	未修正。

...	...	
第五條 低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定： ...	第五條 低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定： ...	未修正。
第六條 低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定： ...	第六條 低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定： ...	未修正。
第三章 低放處置設施之場址及設計要求	第三章 低放處置設施之場址及設計要求	未修正。
第七條 處置設施場址，不得位於下列地區： ...	第七條 處置設施場址，不得位於下列地區： ...	未修正。
第八條 低放處置設施之設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效等效劑量，不得超過〇·二五毫西弗，並應符合合理抑低原則。	第八條 低放處置設施之設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效等效劑量，不得超過〇·二五毫西弗，並應符合合理抑低原則。	未修正。
第九條 低放處置設施應採多重障壁之設計，並依廢棄物分類特性分區處置。	第九條 低放處置設施應採多重障壁之設計，並依廢棄物分類特性分區處置。	未修正。
第十條 低放處置設施與安全有關系統及組件之設計，應符合下列規定： ...	第十條 低放處置設施與安全有關系統及組件之設計，應符合下列規定： ...	未修正。
第十一條 低放處置設施封閉前，其排水與防滲設計，應能防止廢棄物與積水或滲漏水接觸。	第十一條 低放處置設施封閉前，其排水與防滲設計，應能防止廢棄物與積水或滲漏水接觸。	未修正。
第十二條 低放處置設施之保安與警示設計，應能防止人員誤闖或占用， <u>防止人員誤闖措施之有效壽命應超過 500 年。</u>	第十二條 低放處置設施之保安與警示設計，應能防止人員誤闖或占用。	一、依 10CFR61 之規定。 二、增加防止人員誤闖措施有效壽命，以確保處置設施封閉後之安全。
第十三條 <u>每一處置單元的位置與邊界必須經土地勘測正確地繪出與標示，在場址內應三個永久勘測標示控制點，以便勘測。</u>		一、依 10CFR61 之規定，新增。 二、可正確獲得廢棄物處置位置，以避免人員誤闖。
第十四條 <u>低放處置設施封閉後之監管期不得超過 100 年。</u>		一、依 10CFR61 之規定，新增。 二、可避免場址無限期監管。
第四章 <u>低放處置設施之安全評估要求</u>		一、依 IAEA 近地表處置安全評估導則(WS-G-1.1)之建議，新增。 二、可促進安全評估之正確性與可信度。
第十五條 <u>安全評估所用程式，在申請建造執照前，應經主管機關的核准。</u>		一、依 IAEA 近地表處置安全評估導則(WS-G-1.1)之建議，新增。

		二、確保安全評估程式的正確性併考量所有可能的處置情節、事件與過程。
<u>第十六條</u> 在申請建造執照前，設施經營者應提出資料取得計畫，送主管機關審查。 <u>資料取得計畫至少應含下列各種資料：地質、水文地質、地球化學、大地構造與地震、地表作用、氣象與氣候、人類活動影響。</u>		一、依 IAEA 近地表處置安全要求 (WS-R-1) 之建議，新增。 二、確保安全評估程式所用資料的正確性。
<u>第五章</u> 低放射性廢棄物處置作業安全要求	第四章 低放射性廢棄物處置作業安全要求	章次變更。
<u>第十七條</u> 低放放射性廢棄物處置必須維持包件的完整性，減少包件間的空隙。空隙必須以土壤或其他物質填塞，以減少未來的沉陷。		一、依 10CFR61 之規定，新增。 二、增進處置結構安全。
<u>第十八條</u> 低放處置設施於封閉時，應考量監管結束後之土地再利用。	<u>第十三條</u> 低放處置設施於封閉時，應考量監管結束後之土地再利用。	條次變更。
<u>第十九條</u> 低放處置設施完成封閉後，應對處置管制地區進行至少五年之觀察及監測。	<u>第十四條</u> 低放處置設施完成封閉後，應對處置管制地區進行至少五年之觀察及監測。	條次變更。
<u>第二十條</u> 低放處置設施之重要結構體、系統與組件之設計、製造、安裝、測試及維護等紀錄，應永久保存備查。	<u>第十五條</u> 低放處置設施之重要結構體、系統與組件之設計、製造、安裝、測試及維護等紀錄，應永久保存備查。	條次變更。
<u>第六章</u> 附則	<u>第五章</u> 附則	章次變更。
<u>第二十一條</u> 低放處置設施經營者，於處置設施興建前，應取得處置管制地區之土地所有權或使用權。	<u>第十六條</u> 低放處置設施經營者，於處置設施興建前，應取得處置管制地區之土地所有權或使用權。	條次變更。
<u>第二十二條</u> 低放處置設施經營者，於運轉期間，每五年應更新其安全分析報告，送主管機關備查。	<u>第十七條</u> 低放處置設施經營者，於運轉期間，每五年應更新其安全分析報告，送主管機關備查。	條次變更。
<u>第二十三條</u> 本規則自發布日施行。	<u>第十八條</u> 本規則自發布日施行。	條次變更。

4.1.2 放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法修訂草案之建議

修正條文	現行條文	說明
第一條 本辦法依放射性物料管理法（以下簡稱本法）第十七條第三項規定訂定之。	第一條 本辦法依放射性物料管理法（以下簡稱本法）第十七條第三項規定訂定之。	未修正。
第二條 依本法第十七條第一項申請放射性廢棄物處理、貯存或	第二條 依本法第十七條第一項申請放射性廢棄物處理、貯存或	未修正。

最終處置設施建造執照者(以下簡稱申請者),應具備下列資格之一: ...	最終處置設施建造執照者(以下簡稱申請者),應具備下列資格之一: ...	
第三條 申請者應填具申請書,並檢附安全分析報告及財務保證說明,送主管機關審查並繳交審查費。 放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施興建應實施環境影響評估者,申請者應於主管機關作成審查結論前,檢送環境保護主管機關認可之環境影響評估相關資料。	第三條 申請者應填具申請書,並檢附安全分析報告及財務保證說明,送主管機關審查並繳交審查費。 放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施興建應實施環境影響評估者,申請者應於主管機關作成審查結論前,檢送環境保護主管機關認可之環境影響評估相關資料。	未修正。
第四條 前條第一項安全分析報告,應載明下列事項: ... 五、設施之安全評估,含預期之意外事故評估。 ...	第四條 前條第一項安全分析報告,應載明下列事項: ... 五、設施之安全評估,含預期之意外事故評估。 ...	未修正。
<u>第五條 前條第一項第五款為放射性廢棄物最終處置設施之安全評估,應再包括下列評估:</u> <u>一、放處置設施內各系統的功能預估。</u> <u>二、符合安全要求的整體評估。</u>		一、依IAEA近地表處置安全評估導則(WG-1.1)之建議,新增。 二、確保放處置設施內各系統的功能符合設計、整體安全符合法規要求。
第六條 前條第二項保安計畫,應載明下列事項: ...	第五條 前條第二項保安計畫,應載明下列事項: ...	條次變更。
第七條 申請放射性廢棄物處理或貯存設施建造執照者,其財務保證說明應載明負擔設施興建、運轉及除役所需經費來源及財務規劃;申請最終處置設施建造執照者,其財務保證說明應載明負擔設施興建、運轉、封閉及監管所需經費來源及財務規劃。	第六條 申請放射性廢棄物處理或貯存設施建造執照者,其財務保證說明應載明負擔設施興建、運轉及除役所需經費來源及財務規劃;申請最終處置設施建造執照者,其財務保證說明應載明負擔設施興建、運轉、封閉及監管所需經費來源及財務規劃。	條次變更。
第八條 主管機關收受第三條第一項所定書件後,認有應補正情形者,應詳列補正所需資料,通知申請者限期補正,屆期未補正或補正書件不符規定者,主管機關不受理其申請案。	第七條 主管機關收受第三條第一項所定書件後,認有應補正情形者,應詳列補正所需資料,通知申請者限期補正,屆期未補正或補正書件不符規定者,主管機關不受理其申請案。	條次變更。
第九條 主管機關依本法第十七條第二項規定,將申請案公告展示期滿後,應於六十日內將個人、機關或團體所提書面意見彙整,舉行聽證,並於三十日內作成紀錄。	第八條 主管機關依本法第十七條第二項規定,將申請案公告展示期滿後,應於六十日內將個人、機關或團體所提書面意見彙整,舉行聽證,並於三十日內作成紀錄。	條次變更。
第十條 主管機關收受第三條第一項所定書件後,應於下列期限	第九條 主管機關收受第三條第一項所定書件後,應於下列期限	條次變更。

作成審查結論公告之： ...	作成審查結論公告之： ...	
第十一條 前條審查期限，自申請者備齊書件，向主管機關繳交審查費之日起算。 ...	第十條 前條審查期限，自申請者備齊書件，向主管機關繳交審查費之日起算。 ...	條次變更。
第十二條 第十條審查結論認為應不予許可者，主管機關應駁回申請案。	第十一條 第九條審查結論認為應不予許可者，主管機關應駁回申請案。	條次變更。
第十三條 第十條審查結論認為應予許可者，主管機關應通知申請者繳交證照費後，發給建造執照。	第十二條 第九條審查結論認為應予許可者，主管機關應通知申請者繳交證照費後，發給建造執照。	條次變更。
第十四條 本辦法所定申請書表及證照之格式，由主管機關定之。	第十三條 本辦法所定申請書表及證照之格式，由主管機關定之。	條次變更。
第十五條 本辦法自發布日施行。	第十四條 本辦法自發布日施行。	條次變更。

4.2 審查技術初步規劃與 SRP 之建議

4.2.1 IAEA 報告分析

研究分析 IAEA “Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-R-1)安全標準報告及 IAEA “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste” (WS-G-1.1)安全評估導則，結果如附件二，摘述如下：

1. 國內有可能採取坑道處置方式，可視為岩石洞穴加上工程混凝土窖的處置，仍在 IAEA 近地表處置安全要求(WS-R-1)報告的範圍。
2. IAEA 近地表處置安全要求(WS-R-1)中有些要求事項，是國內法規所缺少的，如下所述，是審查技術初步規劃所應考量的事項：
 - (1) 安全評估所考量的處置情節、事件與過程及資料取得計畫，須經國家管制機關的核准。
 - (2) 安全評估包括(a)所有選擇情況，系統功能的預估；(b)功能評估可信度等級的預估；(c)符合安全要求的整體評估。
 - (3) 評估結果應提供下列項目：
 - a. 處置場址、處置設計與處置廢棄物量之清楚描述；
 - b. 概念模式與模式之物理基礎之完整討論結果；
 - c. 替代模式的討論與揚棄替代模式之原因；
 - d. 情節與途徑發展與選擇之基礎；
 - e. 模式簡化的正當性與假設的文件；
 - f. 模式及程式輸入參數的總結報告；

- g. 真正使用的資料及其來源與正當性；
 - h. 結果解釋。
3. IAEA 近地表處置安全要求(WS-R-1)中有些要求事項，可當作未來在訂定「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」之內容。
 4. IAEA 近地表處置安全評估導則(WS-G-1.1)，雖名為 guide，但它不是撰寫安全分析報告的格式，而是引導如何進行安全評估工作，所以也可當作安全分析報告中安全評估之審查要點。

4.2.2 美國法規分析

研究分析美國聯邦法規10CFR 61放射性廢棄物陸地處置請照要求、NUREG-1199 低放射性廢棄物處置設施執照申請的安全分析報告標準格式與內容、及NUREG-1200 低放射性廢棄物處置設施執照申請審查的標準審查計畫，結果如附件三，摘述如下：

1. 美國 10CFR 61 法規規定的非常詳細，其中有下列事項是國內法規所沒有的，是審查技術初步規劃所應考量的事項：
 - (1) 場址應考量未來至少 500 年的特性。
 - (2) 廢棄物體穩定化係指可維持整體物理特性及一致性超過 300 年。
 - (3) 入侵障壁的有效壽命需達 500 年。
 - (4) 廢棄物安置必須維持包件的完整性，減少包件間的空隙。
 - (5) 每一處置單元的位置與邊界必須經土地勘測正確地繪出與標示，近地表處置單元必須很容易分辨與標示。三個永久勘測標示控制點必須在場址內建立，以便勘測。
 - (6) 氣體廢棄物必須包裝，在 20℃壓力不可超過 1.5 大氣壓，每一容器內總活度不可超過 100Ci。
 - (7) 監管期可由 NRC 決定，但不可仰賴監管期超過 100 年。
2. 美國安全分析報告標準格式與內容(NUREG-1199)，國內已有相關導則其出入不大。
3. 至於安全分析報告標準審查計畫(SRP, NUREG-1200)，國內仍然缺乏，可參考美國標準審查計畫及 IAEA 之報告，來研訂我國「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」。

4.2.3 低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點架構之建議

綜合 4.2.1 節 IAEA報告分析、4.2.2 節美國法規分析及國內現有「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」，提出審查要點(草案)如下：

低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點(草案)
第一章 概論 一、低放射性廢棄物最終處置設施設置之目的是否正確？是否符合安全要求？ 二、是否使用政府機關所頒訂之專有名詞？是否加註原文？ 三、引用用之各種資料，其調查、分析、推估之方法，是否依現行法規之規定？ 四、引用的國內外法規及技術規範，是否註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次？
第二章 設施之綜合概述 一、位置：場址之地點、面積及場界，是否以適當比例尺之地圖說明，描述是否明確？ 二、處置方式：是否說明廢棄物處置之型式及採用之緣由？型式是否恰當？理由是否正當？ 三、處置容量：是否說明處置設施可處置廢棄物的總體積量、各核種之總活度、及每年之處置量？其預估是否正確？ 四、處置場區之規劃與配置：是否已詳細規劃處置場區內各設施及作業，其作業是否會順暢？是否以適當之比例尺繪製設施配置圖？圖上是否標示比例尺、方位、區域名稱及設施名稱，標明輻射管制區域之劃分情形？處置場區內各設施之剖面圖或透視圖是否明確？ 五、廢棄物來源與特性： (一) 廢棄物接受條件是否符合安全管理規則之要求？是否經主管機關審查與核准？ (二) 是否建立個別廢棄物包件與整個處置場接收廢棄物的放射性核種含量與(或)濃度之限值。廢棄物體內放射性核種活度的決定方法，是否經主管機關的核准？ (三) 廢棄物包件外部劑量率及表面污染值，是否符合放射性物質運送的要求及處置場內工作人員輻射防護之規定？ (四) 廢棄物包件之機械強度是否能充分負擔近地表處置場的設計負載，是否能經得起任何運轉期間合理可能發生的意外？而不致於產生不可接受的危害。 (五) 廢棄物內可能發生化學、生物或輻射作用，產生氣體、熱、腐蝕、膨脹等，是否會造成廢棄物包件或附近障壁之不可接受的傷害？ (六) 廢棄物包件內物質的物理及化學特性，其文件說明是否適當？ (七) 廢棄物包件是否適合於吊卸、運送及安置設備，並符合運送規定？ (八) 廢棄物包件之識別是否明確？識別資料是否包括編號、來源、固化方式、物理及化學特性、核種種類活度及濃度、容器、接

收日期、處置日期、處置位置？

第三章 場址之特性描述

- 一、社會與經濟：場址及附近地區之行政區交通設施、公共設施、軍事設施、觀光休閒設施、場址所在鄉鎮及週邊鄉鎮之人口數（含流動人口）及人口結構、土地利用情形與開發計畫，是否影響處置安全？
- 二、地形與地貌：場址及附近地區地形與地貌，包括地形高度與起伏趨勢、坡度分布、重要地貌特徵（如河川、山脈、湖泊、海岸線等），及潛在環境災害分布地區（如崩塌地、沖蝕溝、河川攻擊坡、土石流沖積扇、斷層錯動地形等），是否會影響處置設施地形穩定性？引發之洪水、浸蝕、地滑或風化作用，其頻次與強度是否嚴重影響處置系統隔離放射性廢棄物的能力？
- 三、氣象：最大降水量及預期極端的氣象條件下，就處置場設計與特性、是否造成處置場內及附近水流的嚴重影響？亦應考量封閉後的可能氣候改變所造成的效應。
- 四、地質與地震：地質特性是否不利於處置系統之穩定？地震強度是否足以危及處置場的隔離能力？
- 五、地表水：在預期極端的氣象條件與地震強度下，地表水體水文是否危及處置場的排水？是否會嚴重改變水文？是否會滲入處置區？
- 六、地下水：地下水是否足以危及處置場的隔離能力？地下水資源是否會遭受不可接受之放射性污染？
- 七、地球化學：限制放射性核種自處置場向外遷移的能力是否足夠？否足會減弱工程障壁的壽命？
- 八、天然資源：場址及附近地區存在重要天然資源之開發，是否危及處置場的隔離能力及安全？
- 九、生態：是否有保育類之動植物？是否會轉移放射性核種？預期會發生的人類活動，是否危害處置場的隔離能力？
- 十、輻射背景偵測：是否依輻射防護之規定，執行輻射背景偵測？
- 十一、大地工程特性：說明場址之大地工程特性是否嚴重影響處置設施設計與建造？否足會減弱工程障壁的壽命？處置系統是否穩定？
- 十二、交通狀況：交通狀況是否良好通路？是否可安全地將廢棄物運送到處置場？

第四章 處置設施之設計

一、設計目標與功能需求：

- (一) 處置設施之設計基準、設計要項及設計規格是否符合設計目標與功能？
- (二) 設計是否已考量運轉需求、封閉計畫、廢棄物隔離功能及處置場的穩定性？
- (三) 工程障壁(包括廢棄物包件、地窖、覆蓋、墊襯、灌漿與回填) 是否足以阻止或延遲放射性核種自處置場遷移至周圍環境？
- (四) 若考量廢棄物再取出功能，設計是否會危害處置場之長期功能？
- (五) 設計是否考量在運轉期間與封閉後允許實施監測計畫？監測計畫是否會危害處置場之長期功能？

- 二、建築設計：處置設施主要結構物與配置是否符合作業需求？是否會增加工作人員劑量？管制區與非管制區之規劃是否妥善？是否造成排水不良？是否會有滲入水？是否便於維修、除污、拆除與未來之封閉作業？
- 三、結構設計：處置設施主要結構物之結構分類及其組合是否依規定？設計荷重是否足夠？
- 四、土木設計：結構物之工程材質、屏蔽材料是否有良好的品質及測試？是否符合設計標準？處置設施、覆蓋、回填、地表防洪及地下排水系統之設計是否周全？
- 五、輻射安全設計：
 - (一) 安全限值：輻射防護分區規劃是否妥適並符合規定？設施內外之輻射劑量限值是否符合工作人員及一般民眾的輻射劑量限值？
 - (二) 處置設施結構之輻射屏蔽分析：處置設施輻射屏蔽結構體構造強度、比重、厚度等有關資料，是否符合建築結構法規？輻射屏蔽分析評估程式是否可正確反應輻射之作用？評估程式輸入檔資料是否正確？是否已考量最大的處置活度、比活度及分布情形？評估程式輸出檔資料是否合理？
 - (三) 職業曝露合理抑低：正常運轉期間，各項設計或措施，是否符合合理抑低？
 - 1. 輻射監測區域規劃、輻射管制區劃分及輻射防護設備之使用，是否符合合理抑低？
 - 2. 廢棄物接收、暫貯、檢整、搬運、處置及控制中心等作業之設計，是否符合合理抑低？
 - 3. 較高活度廢棄物之屏蔽設計，是否符合合理抑低？
- 六、輔助設施或系統之設計：廢棄物暫貯區、廢棄物檢整或處理系統、粉塵與廢水收集排放處理系統、廢棄物傳送系統、分析或偵測系統等之設計，是否恰當？各系統失效時之補救措施，是否可行？是否增加人員劑量？
- 七、公用設施或系統之設計：說明通訊、電力、供水、供氣、照明、廢棄物處理、通風等系統之設計，是否恰當？各系統失效時之補救措施，是否可行？
- 八、設計成果應附適當比例尺之詳細圖說，設計細部資料得列報告附冊備查。

第五章 處置設施之建造

- 一、施工特性：施工所遵循之法規、標準與規範，是否正確？施工階段及施工範圍之規劃是否妥當？
- 二、施工計畫：施工計畫(包括工程經營管理、施工佈置、施工材料、施工方法、施工機具設備、施工程序、處置作業、施工時程、工業安全衛生、水土保持與環境保護)是否可行？品質與環保方案是否完整？緊急應變處理計畫是否可行？
- 三、與安全有關的建造工程，是否都有詳細設計、材料的詳細規格、施工技術與管制方法？

四、運轉期間工程建造，是否影響處置場的運轉？是否有輻射防護措施？工程建造區與管制區是否有充份隔離？

第六章 處置設施之運轉

一、廢棄物接收：廢棄物接收(包括運輸規劃、文件查驗、盛裝容器檢視、運輸設備污染偵檢與除污、容器表面劑量率及污染偵檢、文件管理與保存) 是否符合處置場與管制機關的接收要求？廢棄物接收的相關文件是否齊全？

二、試運轉：試運轉之缺失是否已改善？試運轉是否已達到核准之設計規格？

三、廢棄物處理與暫存：廢棄物接收後之處理與暫存作業(包括除污、再固化、再包裝、吊卸、暫存區規劃及暫存作業) 是否根據運轉程序書、運轉限值與條件，來執行？

四、處置作業：

(一) 處置區之分區規劃：是否依廢棄物種類、型態、活度及預期進場處置時程分別規劃處置分區及相關處置方式？是否有配合之施工設備、設施、管制、輻射防護與監測？是否已考量減少廢棄物體堆置之空隙？

(二) 處置區內處置單元覆蓋、回填：覆蓋回填作業所用材料、施工設備、施工方法及施工程序是否適當？

(三) 處置單元封閉及穩定化：封閉條件、期程及其封閉計畫是否適當？封閉後之檢查及監測是否可行？檢查及監測需要改善時，是否有改善措施？

(四) 非處置單元之封閉、覆蓋、回填之作業所用材料、實施步驟及使用設備是否適當？

(五) 處置區分區標示：標示方法及內容是否適當？標示物材質壽命是否可達500年？

(六) 廢棄物處置是否根據運轉程序、處置場設計，運轉限值與條件，來安置廢棄物？

(七) 處置場運轉限值與條件是否考量下列事項：(a) 職業工作人員與民眾在正常與意外事件之防護要求；(b) 安全評估所使用的限值假設；(c) 運轉的法規要求？

(八) 經營者對下列預估的事件，是否已建立一套處理程序：(a)緊急情況或非例行事件；(b) 接收了不符合接收要求之廢棄物。

(九) 經營者是否已規劃處置場運轉階段或後續階段資料的記錄與保存？這些資料至少包括容器的身份、廢棄物包件的安置地點、放射性核種含量、主要廢棄物特性、委託人 (consignor) 與原產者 (originator) 的身份資料。記錄的形式應以確保資料在必要時可以取得，不致中斷或與遺失。

(十) 在運轉期間，經營者是否已建立適當的放射性核種外釋監測系統？若超出預期外釋量，是否有補救措施？

(十一) 經營者是否依管制機關的要求，建立自身稽核作業？包括運轉作業 (包括實驗測試、環境取樣與分析的頻率、工作人員的健康與安全及記錄保存等) 及品質保證稽核結果，並已考

量這些稽核作業的頻率。

第七章 處置設施之安全評估

- 一、輻射劑量評估：預估的核種傳輸路徑是否正確？廢棄物性質與場區特性是否正確？運轉期（廢棄物接收、暫存、吊卸、處理、處置、除污排水）及封閉後正常與異常狀況下對工作人員及民眾輻射劑量之評估，是否超過現行法規之限值？評估項目是否包括下列項目：
 - (一) 廢棄物描述：廢棄物總數量、總活度、特性之假設是否正確？
 - (二) 核種傳輸特性：處置設施工程與天然障壁在設施運轉及封閉後，地下水滲流、擴散、延散與遲滯吸附等特性參數之評估與資料是否正確？地下水滲流、核種傳輸及處置設施之長期穩定性之模擬分析是否正確？
 - (三) 正常狀況之輻射劑量：處置設施運轉期及封閉後在正常狀況之輻射劑量評估，是否包括傳輸機制說明、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式？傳輸機制是否有遺漏？情節分析是否適當？輸入資料是否正確？輸出資料是否合理？敏感度分析後，是否指出較敏感的三個參數？不確定性分析後，超過法規限值的比例是多少？劑量平均值加上三個標準差之劑量值，是否超過法規限值？使用之評估程式是否經過管制機關事先審查通過？
 - (四) 異常狀況之輻射劑量：處置設施運轉期及封閉後在意外事故或異常狀況下之輻射劑量評估，是否包括傳輸機制說明、意外事故或異常狀況之發生頻率、情節分析、輸入資料、輸出資料、敏感度分析、不確定性分析、評估結果及使用之評估程式？傳輸機制是否有遺漏？意外事故或異常狀況發生頻率之假設，是否合理？情節分析是否適當？輸入資料是否正確？輸出資料是否合理？敏感度分析後，是否指出較敏感的三個參數？不確定性分析後，超過法規限值的比例是多少？劑量平均值加上三個標準差之劑量值，是否超過法規限值？使用之評估程式是否經過管制機關事先審查通過？
 - (五) 核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制：傳輸機制是否包括地下水、空氣、地表水、其他傳輸機制，及直接輻射與向天輻射對個人之曝露？各傳輸機制之概念模式是否清楚及合理？數學模式是否已考量廢棄物特性、場址地質與水文特性、工程障壁特性、核種轉移特性？其數學式是否正確？所用之參數值是否有依據？
 - (六) 綜合各種傳輸機制之評估結果，是否符合法規限值？
- 二、設備操作：依據處置設施之設備特性及操作程序，運轉期之設備操作是否安全？
- 三、闖入者防護：處置設施營運中及封閉後，防止無意闖入者接近廢棄物之防護設計及措施，是否可行與有效？防止無意闖入設計及措施之功能評估，是否符合要求？
- 四、長期穩定性：處置設施於運轉期間及封閉後之長期穩定性與安全性評估分析。是否說明分析方法、輸入參數、假設狀況、適用範圍、模式分析結果及不確定性？分析結果是否符合要求？

五、處置場各項系統功能評估，是否符合要求？ 第八章 處置設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫 一、管理組織架構：處置設施管理組織架構，是否包括編組、功能、責任與權限？各項運轉作業之人力是否充足？ 二、人員編制：處置設施人員編制、權責及資格，是否明確規定？是否包括編制員額、職稱及每一運轉班次人數，各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員之權責與資格等？ 三、人員訓練：處置設施的人員訓練計畫，是否包括各項作業之訓練規劃、訓練課程內容、訓練週期及授課人員資格、訓練成效評估及資格檢定辦法？訓練計畫是否可使運轉人員對與安全有關的處置場設計特性，有深入的了解？ 四、審查與稽核：處置設施各項作業的審查與稽核程序，是否包括運轉作業之內部審查與安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等？ 五、管理程序：設施安全運轉相關作業活動之管制與管理程序，是否包括設備管制、維護管理、工安、品保及人員與車輛出入之污染管制等？。
第九章 輻射防護作業與環境輻射監測計畫 一、輻射防護計畫：是否依「游離輻射防護法」相關規定，撰寫輻射防護計畫？內容是否包括輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性物質廢棄、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等？是否符合合理抑低與劑量限值？ 二、環境輻射偵測計畫：是否依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」規定，撰寫環境輻射監測計畫？ 三、輻射防護計畫內對民眾的年有效劑量之規劃，是否小於0.25mSv/yr？
第十章 保安計畫、意外事件應變計畫及消防防護計畫 一、保安計畫： (一) 保安組織之目的、編組、管理及訓練，是否明確？是否可行？是否定期測試？ (二) 保安區域劃定、周界實體阻隔物及警報監視系統，是否適宜與有效？。 (三) 門禁管制、進出人員查核、保安通訊設施，是否周全？。 (四) 保安系統測試維護及各項紀錄保存，是否規劃妥當？。 二、意外事件應變計畫： (一) 意外事件應變組織及權責，是否明確？ (二) 建造、運轉及封閉階段中，可能發生事故之分析，是否假設合理？是否正確？ (三) 意外事件應變設施之設備及功能，是否足夠？是否可行？ (四) 意外事件應變措施之重要事項，是否明確？ (五) 意外事件應變功能之維持，是否可行？ (六) 意外事件應變計畫相關資料，是否妥善保存？ 三、消防防護計畫內容至少應包括下列各項：

(一) 消防工作之組織及行政管理，是否有效？ (二) 火災災害分析及影響評估，是否正確？。 (三) 防火設計及措施，是否可防止火災之蔓延？。 (四) 火警偵測及消防能力評估，是否足夠？ (五) 相關單位之消防及救護支援，是否可有效支援？。 (六) 防火及消防有關設備之維護及管理，是否規劃周詳？ (七) 防火及消防有關之人員訓練，是否足夠？
第十一章 處置設施之封閉及監管規劃 一、處置場區穩定規劃：穩定規劃之作法是否可行且有效？是否可防止未來之崩陷？ 二、封閉規劃：處置設施之封閉規劃，是否包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃、二次廢棄物之處理方式、管制措施、記錄保存系統、執行封閉作業的組織責任、各系統的封閉方法？ 三、監管規劃：處置場區封閉後之監管規劃，是否包括監管期、處置場區管理及環境監測措施？主動監管期是否超過100年？是否有有效措施，可降低人員、動物、植物進入處置場？主動監管措施是否明確？若偵測到非計畫的放射性物質外釋，是否有干預措施，以控制外釋及減輕其效應？被動監管措施是否明確？
第十二章 品質保證計畫 一、品質保證計畫是否包括下列資料：(1)品保政策與組織、(2)品保方案、(3)設計管制、(4)工作說明書、程序書及圖件、(5)文件管制、(6)採購材料、設備及服務之管制、(7)改正行動、(8)品保紀錄、(9)稽查。 二、品質保證計畫之範圍，是否包括處置場規劃、選址、設計、建造、運轉、安全評估過程各階段、封閉、長期紀錄保存及監管作業？
第十三章 參考文獻 是否詳列作者、出版年代、文獻名稱、文獻出處等？

4.3 RSICC 相關程式之建議

到美國 Oak Ridge 國家實驗室輻射安全資訊計算中心(RSICC)的網站，蒐尋與放射廢棄物處置相關的評估程式，瞭解各程式的重要機制與功能，篩選出可能適用於國內之評估模式，將有助於國內審查作業。國人若能熟悉這些程式，將提升低放射性廢棄物處置安全評估之審查能力。將蒐集到 RSICC 與放射廢棄物處置相關的評估程式分為下列六大類：(1)廢棄物射源項、(2)空氣傳輸、(3)地表水傳輸、(4)地下水傳輸、(5)輻射劑量評估、(6) 全功能評估，詳如附件四，摘述如下：

- (1) 廢棄物射源項：DIFMOD、DUST-BNL，2 個程式。
- (2) 空氣傳輸：AIRBORNE、DWNWND，2 個程式。

- (3) 地表水傳輸：CHNSED、DISPERS、LPGS、MARINRAD、RIVER-RAD，5 個程式。
- (4) 地下水傳輸：AT123D、BLT-FEMWATER、DPCT、FE3DGW、FEMWASTE/FEMWATER、FEWA-FEMA、MINTEQ、SESOIL，8 個程式。
- (5) 輻射劑量評估：FOOD、GENII 2.06、INTRUDE-ANS，3 個程式。
- (6) 全功能評估：PAGAN 1.1、PART61、PRESTO-II，3 個程式。

4.4 召開專家學者會議

到各學校網頁，尋找相關領域的專家學者，同時參考以前曾參與物管局研究計畫之專家學者，提出低放處置安全審查規劃專家學者座談會建議名單，如表一，供物管局參考。

於九十六年十月十九日(星期五)下午 2:00 在原子能委員會二樓會議室召開「低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃座談會」。該會議經物管局於九十六年十月八日發文(物二字第 0960002118 號)邀請專家學者共計 21 名。部份專家學者因教課或業務不克參與外，當天與會者共計 13 名。會議中由物管局曾漢湘技士報告「國內低放處置法規與現況」，義守大學李境和助理教授報告「低放處置 IAEA 之規定、美國 NRC 審查作業及初步審查規劃」。

專家學者們，已了解國內低放射性廢棄物最終處置設施安全審查的重要性，也了解物管局的用心，提出很多寶貴意見，會議主席楊局長也一一回覆，詳如會議紀錄，如附件五。

表一、低放處置安全審查規劃專家學者座談會建議名單

	委員 名稱	任職 單位	職稱	學歷	連絡電話	e-mail	專長
1	陳正平	國立台灣大學 大氣科學系	教授兼 系主任	美賓州州立大 學博士	(02)33663912 (02)23633317	jpchen@as.ntu.edu.tw	雲物理學、大氣化學、 氣溶膠物理化學
2	賈儀平	國立台灣大學 地質科學系	教授	美國伊利諾大 學博士	(02)33665873	ypc@ntu.edu.tw	水文地質、土壤與地下水 污染整治、地下水流模 擬、地層下陷與地下水補 注
3	王泰典	國立台北科技大 學 材料及資源工程 學系	助理 教授	國立台灣大學 土木工程學系 博士	(02)27712171 轉2773	ttwang@ntut.edu.tw	岩石力學、隧道工程、 工程地質、數值分析
4	馬國鳳	國立中央大學 地球科學系暨地 球物理研究所	教授	美國加州理工 學院博士	(03)4227151 轉 65634	fong@earth.ncu.edu.tw	地震學、震源力學
5	李錫堤	國立中央大學 地球科學系暨地 球物理研究所	副教授	國立台灣大學 地質研究所博 士	(03)4227151 轉65856	ct@gis.geo.ncu.edu.tw	工程地質學、地震地質 學、地理資訊系統、地質 統計學
6	葉弘德	國立交通大學 環境工程研究所	教授	美國德州大學 奧斯汀分校博 士	(03)5731910	hdvch@mail.nctu.edu.t w	地下水及污染、地下水數 值模式、統計在環工的應 用、水資源工程
7	徐年盛	國立台灣大學 土木工程研究所 水利工程組	副教授	美國加州大學 洛杉磯分校土 木系(水資源 系統工程)博 士	(02)23630231 轉3113ext.19	nsshue@ntu.edu.tw	地下水、污染物傳輸、 水文學
8	劉振宇	國立臺灣大學 生物環境系統工 程學系	教授	美國加州大學 柏克萊分校水 文環境工程學 系博士	(02)23626480	lcw@gwater.agec.ntu.e du.tw	地下水生態、地下水污 染、孔隙介質流與污染傳 輸
9	陳景文	國立成功大學 土木工程學系大 地工程組	教授	美國科羅拉多 大學博士	(06)2757575 轉63164	geochen@mail.ncku.ed u.tw	海域大地工程、土壤滲流 與地下水、土壤動力學
10	黃偉慶	國立中央大學 土木工程學系	教授	美國普渡大學 土木工程學系 博士	(03)4227151 轉34136	t321655@ncu.edu.tw	鋪面破壞分析及成效評 估、放射性廢料處置場回 填材料研究
11	陳振川	國立臺灣大學 土木工程學系	教授	美國西北大學 博士	(02)33664369 (02)23637408	jcchern@ntu.edu.tw	特殊混凝土材料與力學
12	鄧希平	國立清華大學 工程與系統科學 系	教授	美國奧克拉荷 馬大學博士	(03) 5715131 轉42670, 42855	spteng@ess.nthu.edu.t w	臨界安全分析、 用過核燃料地質處置、 蒙特卡羅計算
13	周鳳英	國立清華大學 原科中心	主任	國立清華大學 生命科學所博 士	(03)5742884	fichou@mx.nthu.edu.t w	輻射生物學、細胞生物 學、微生物學、核醫藥物 學
14	蔡世欽	國立清華大學 原科中心	技師	國立清華大學 原子科學研究 所博士	(03)5742878	sctsai@mx.nthu.edu.tw	輻射劑量評估、 核種吸附
15	任春平	國立中正大學 機械工程學系	助理 教授	國立清華大學 博士	(05)2720411 轉33322	imecpj@ccu.edu.tw	核種模式傳輸
16	李境和	義守大學 醫學影像暨放射 科學系	助理 教授	國立清華大學 博士	(07)6151100 轉7817	chlee95@isu.edu.tw	核種模式傳輸、 輻射劑量評估
17	莊文壽	原能會核研所	研究員				放射性廢棄物處置技術
18	田能全	原能會核研所	研究員	國立清華大學 博士			核種模式傳輸、 輻射劑量評估
19	陳條宗	泰興工程顧問公 司	經理				放射性廢棄物處置技術
20	歐陽湘	工研院能資所	研究員				放射性廢棄物處置技術

5. 結論與建議

本計畫已完成「國內低放射性廢棄物處置相關法規之分析」、「國際原子能總署低放射性廢棄物處置安全要求之分析」、「美國聯合法規低放射性廢棄物處置安全要求之分析」，並提出「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」修訂草案、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」修訂草案、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」增訂草案之建議。

也蒐集美國 RSICC 與放射廢棄物處置相關的評估程式分為下列六大類：(1)廢棄物射源項、(2)空氣傳輸、(3)地表水傳輸、(4)地下水傳輸、(5)輻射劑量評估、(6) 全功能評估，共計 23 個程式，供物管局及專家學者們參考。也於九十六年十月十九日(星期五)下午 2:00 召開「低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃座談會」，提出審查團隊的建議。

未來物管局審查作業策略，建議如下：

1. 研修「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」及「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」。
2. 要求台電公司將各類的處置報告，撰寫成英文版，投到國際期刊或送給美國、日本、法國、瑞典等低放射性處置場業者參考，藉同儕審查，促進處置安全。
3. 由於低放射性廢棄物處置需審查項目之繁多，涉及領域之廣，絕不是物管局同仁所能勝任，必須藉助國內外專家的協助，儘快籌組國內專家審查團隊，以督促台電公司之低放射性廢棄物處置作業。
4. 請國內學者專家了解美國 RSICC 中相關程式之內容，提升審查能力。

參考文獻

1. US NRC, “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste,” 10CFR61,
2. US NRC, “Standard Format and Content of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility-Safety Analysis Report”, NUREG-1199, Rev.1 1988.
3. US NRC, “Standard Review Plan for the review of A License Application for A Low-level Radioactive Waste Disposal Facility”, NUREG-1200, Rev.3 1994.
4. IAEA, “Near Surface Disposal of Radioactive Waste”, Safety Standard, WS-R-1, 1999.
5. IAEA, “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste”, Safety Guide, WS-G-1.1, 1999.

附件一、國內低放射性廢棄物處置相關法規之分析

二、前言

行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)放射性物料管理局(以下簡稱物管局)為做好國內低放射性廢棄物最終處置管制工作，已訂定了相關法規：「放射性物料管理法(以下簡稱物管法)」、「放射性物料管理法施行細則(以下簡稱物管法細則)」、「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法(以下簡稱審核辦法)」、「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則(以下簡稱安全管理規則)」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(以下簡稱安全分析報告導則)」。

除了上述法規外，原能會為促進權責單位選定低放射性廢棄物最終處置設施場址，並符合安全及環境保護之要求，也訂定了「低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例(以下簡稱場址設置條例)」及「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(以下簡稱場址認定標準)」。

在物管法第一條即明確說明：為管理放射性物料，防止放射性危害，確保民眾安全，特制定本法。因此為確保低放射性廢棄物最終處置設施安全，防止放射性危害，確保民眾安全，為設置低放射性廢棄物最終處置設施之主要功能目標。為促使低放射性廢棄物最終處置設施安全，在其場址篩選、設計、及申請設置興建前，即應做好審查之工作。為了建全低放射性廢棄物最終處置設施興建前之審查工作，對上述管制法規之管制規定，值得深入探討。

以下就物管法、物管法細則、審核辦法、安全管理規則、安全報告導則、場址設置條例、場址認定標準等法規，摘述如下：

三、放射性物料管理法

- (1) 放射性廢棄物最終處置設施之興建，應向主管機關提出申請，經審核合於下列規定，發給建造執照後，始得為之：(第十七條第一項)
 - (1) 符合相關國際公約之規定。
 - (2) 設備及設施足以保障公眾之健康及安全。
 - (3) 對環境生態之影響合於相關法令規定。

- (4) 申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任其設施之經營。
- (2) 主管機關於收到放射性廢棄物最終處置設施之興建申請後三十日內，應將申請案公告展示；其公告展示期間，最終處置設施為一百二十日。個人、機關或團體，得於公告展示期間內以書面載明姓名或名稱及地址，向主管機關提出意見。主管機關應舉行聽證。(第十七條第二項)

四、放射性物料管理法施行細則

在物管法第十七條第三項已規定，放射性廢棄物…最終處置設施建造執照申請資格、應備文件、審核程序及其他應遵行事項之辦法，由主管機關定之。原能會已另定「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」，因此物管法細則在放射性廢棄物管制方面，從申請運轉執照，才開始做施行方法的補充說明。

五、放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法

該審核辦法涉及最終處置設施申請者資格、繳交審查費、提報文件與其載明事項、及核駁之程序。其中申請者資格、提報文件與其載明事項部分，需要加以審查，摘述如下

1. 申請放射性廢棄物最終處置設施建造執照者(以下簡稱申請者)，應具備下列資格之一：(第二條)
 - (1) 放射性廢棄物產生者。
 - (2) 政府依法設立之機關(構)。
 - (3) 依公司法設立之股份有限公司，其最低實收股本總額為新臺幣十億元。
 - (4) 非營利之機關(構)，其設立基金之最低財產總額為新臺幣十億元。
2. 申請者應填具申請書，並檢附安全分析報告及財務保證說明，送主管機關審查並繳交審查費。(第三條第一項)
3. 申請者應於主管機關作成審查結論前，檢送環境保護主管機關認可之環境影響評估相關資料。(第三條第二項)
4. 最終處置設施安全分析報告，應載明下列事項：(第四條)
 - (1) 綜合概述。
 - (2) 場址之特性描述。
 - (3) 設施之設計基準。
 - (4) 設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫。

- (5) 設施之安全評估，含預期之意外事故評估。
 - (6) 輻射防護作業及環境輻射監測計畫。
 - (7) 品質保證計畫。
 - (8) 消防防護計畫。
 - (9) 其他經主管機關公告之事項。
 - (10) 封閉及監管規劃。
5. 保安計畫，應載明下列事項：(第五條)
- (1) 保安工作之組織、管理及訓練。
 - (2) 保安區域之劃定及管制。
 - (3) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
 - (4) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
 - (5) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
 - (6) 其他經主管機關公告之事項。
6. 申請最終處置設施建造執照者，其財務保證說明應載明負擔設施興建、運轉、封閉及監管所需經費來源及財務規劃。(第六條)
7. 主管機關依本法(物管法)第十七條第二項規定，將申請案公告展示期滿後，應於六十日內將個人、機關或團體所提書面意見彙整，舉行聽證，並於三十日內作成紀錄。(第八條)
8. 主管機關收受第三條第一項所定書件後，應於一年期限作成審查結論公告之。(第九條)

六、低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則

該安全管理規則中第二章為低放射性廢棄物之分類及廢棄物體之要求、第三章為場址及設計要求、第四章為處置作業安全要求、第五章為附加要求，其內容摘述如下：

- 1. 低放射性廢棄物依其放射性核種濃度分為：(1)A類廢棄物、(2)B類廢棄物、(3)C類廢棄物、(4)超C類廢棄物。(第三條)
- 2. 低放射性廢棄物最終處置，應依下列規定：(1)A類廢棄物應符合第五條之規定。A類廢棄物與B類廢棄物或C類廢棄物混合處置者，應符合B類廢棄物或C類廢棄物之相關規定。(2)B類廢棄物應固化包裝，其廢棄物應符合第五條及第六條之規定。B類廢棄物與C類廢棄物混合處置

者，應符合C類廢棄物之相關規定。(3)C類廢棄物應固化包裝，其廢棄物除符合第五條及第六條之規定外，應加強處置區之工程設計，以保障監管後誤入者之安全。(4)超C類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。(第四條第一項)

3. B類廢棄物及C類廢棄物，得以經主管機關核准之高完整性容器盛裝後，進行處置。未經均勻固化之廢棄物，應經主管機關核准後，始得進行處置。(第四條第二項及第三項)
4. 低放處置設施最終處置之廢棄物，應符合下列規定：(1)自由水之體積不得超過總體積百分之零點五。(2)在常溫常壓下不致引起爆炸。(3)具耐火性。(4)不得含有毒性、腐蝕性及感染性之物質。(5)不得含有或產生危害人體之有毒氣體、蒸氣及煙霧。(第五條)
5. 低放射性廢棄物經均勻固化後，應符合下列規定：(1)水泥或電漿熔融固化體單軸抗壓強度，應大於每平方公分 15 公斤；柏油固化體之抗壓強度以針入度測試，其針入度應小於 100。(2)瀝濾指數應大於 6。(3)經耐水性測試後，應符合第一款之規定。(4)經耐候性測試後，應符合第一款之規定。(5)經耐輻射測試後，應符合第一款及第二款之規定。(6)經耐菌性測試後，應符合第一款之規定。(第六條)
6. 處置設施場址，不得位於下列地區：(1)活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區。(2)地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區。(3)地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區。(4)高人口密度之地區。(5)其他依法不得開發之地區。(第七條)
7. 低放處置設施之設計，應確保其對設施外一般人所造成之個人年有效等效劑量，不得超過 0.25 毫西弗，並應符合合理抑低原則。(第八條)
8. 低放處置設施應採多重障壁之設計，並依廢棄物分類特性分區處置。(第九條)
9. 低放處置設施與安全有關系統及組件之設計，應符合下列規定：(1)可進行檢查、維護及測試。(2)防範可預期之天然災害。(3)具備緊急應變功能。(4)具有相互替代性或備份。(第十條)
10. 低放處置設施封閉前，其排水與防滲設計，應能防止廢棄物與積水或滲

漏水接觸。(第十一條)

11. 低放處置設施之保安與警示設計，應能防止人員誤闖或占用。(第十二條)

12. 低放處置設施經營者，於處置設施興建前，應取得處置管制地區之土地所有權或使用權。(第十六條)

七、低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則

安全分析報告導則係供申請低放射性廢棄物最終處置設施建造執照者，撰擬安全分析報告之參考。適用於淺地、隧道或坑洞等不同形式的處置設施，報告內容應依處置設施之綜合概述；場址之特性描述；設施之設計；設施之建造；設施之運轉；設施之安全評估；設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫；輻射防護作業及環境輻射監測計畫；保安計畫、意外事件應變計畫及消防防護計畫；最終處置設施封閉及監管規劃；品質保證計畫及其他經主管機關指定之事項等重要事項規劃章節詳加說明。摘述如下：

1. 概論：敘述(1)緣由及目的、(2)專有名詞、(3)引用法規及設計準則。
2. 設施之綜合概述：敘述(1)位置、(2)處置方式、(3)處置容量、(4)處置場區之規劃與配置、(5)廢棄物來源與特性。
3. 場址之特性描述：(1)社會與經濟、(2)地形與地貌、(3)氣象、(4)地質與地震、(5)地表水、(6)地下水、(7)地球化學、(8)天然資源、(9)生態、(10)輻射背景偵測、(11)大地工程特性、(12)交通狀況、(3)其他。
4. 處置設施之設計：(1)設計目標與功能需求、(2)建築設計、(3)結構設計、(4)土木設計、(5)輻射安全設計、(6)輔助設施或系統之設計、(7)公用設施或系統之設計。
5. 處置設施之建造：(1)施工特性、(2)施工計畫。
6. 處置設施之運轉：(1)廢棄物接收、(2)廢棄物處理與暫存、(3)處置作業。
7. 處置設施之安全評估：(1)輻射劑量評估、(2)設備操作、(3)闖入者防護、(4)長期穩定性。

輻射劑量評估：說明廢棄物性質與場區之可能核種傳輸路徑及特性，並分別評估運轉期（廢棄物接收、暫存、吊卸、處理、處置、除污排水）及封閉後正常與異常狀況下對工作人員及民眾輻射劑量之影響，並與現

行法規做比較，評估項目包括：(1)廢棄物描述、(2)核種傳輸特性、(3)正常狀況之輻射劑量、(4)異常狀況之輻射劑量、(5)核種外釋到達人類活動範圍之傳輸機制、(6)述明各種傳輸機制之評估結果，是否符合法規限值。

8. 處置設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫：(1)管理組織架構、(2)人員編制、(3)人員訓練、(4)審查與稽核、(5)管理程序。
9. 輻射防護作業與環境輻射監測計畫：(1)輻射防護計畫、(2)環境輻射偵測計畫。
10. 保安計畫、意外事件應變計畫及消防防護計畫：(1)保安計畫內容、(2)意外事件應變計畫內容、(3)消防防護計畫內容。
11. 處置設施之封閉及監管規劃：(1)處置場區穩定規劃、(2)封閉規劃、(3)監管規劃。
12. 品質保證計畫：(1)品保政策與組織、(2)品保方案、(3)設計管制、(4)工作說明書、程序書及圖件、(5)文件管制、(6)採購材料、設備及服務之管制、(7)改正行動、(8)品保紀錄、(9)稽查。
13. 參考文獻

八、低放射性廢棄物最終處置設施場址設置條例

該場址設置條例涉及處置設施場址之標準、選址之作業程序、自願場址申請作業程序、候選場址須經公民投票同意、回饋金總額及其分配、環境影響評估、土地撥用與徵收規定、土地使用變更、原能會派員檢查與要求選址作業者檢送有關資料，主要規定如下：

- (1) 處置設施場址，不得位於下列地區：(第四條)
 - (1) 活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區。
 - (2) 地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區。
 - (3) 地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區。
 - (4) 高人口密度之地區。
 - (5) 其他依法不得開發之地區。

前項地區之範圍及認定標準，於該場址設置條例施行後六個月內，由原能會會商相關機關定之。

- (2) 經濟部應自該場址設置條例施行之日起三個月內，設處置設施場址選擇小組（以下簡稱選址小組），執行處置設施之選址工作。選址小組成員人數十七人至二十一人，由相關機關代表、專家學者組成，其中專家學者人數不得少於五分之三；小組成員產生方式、任期及小組會議召開、決議方式等設置規定，由經濟部擬訂，報請行政院核定。（第五條）
- (3) 經濟部應會商原能會選定或指定處置設施選址之作業者（以下簡稱選址作業業者）。選址作業業者應提供選址小組有關處置設施選址之資料，並執行場址調查、安全分析、公眾溝通及土地取得等工作，且應於經濟部設置之網站，按季公開處置設施場址調查進度等相關資料。（第六條）
- (4) 選址小組應於組成之日起六個月內，擬訂處置設施選址計畫，提報經濟部。經濟部應於收到前項選址計畫之日起十五日內，將選址計畫刊登於政府公報並上網公告三十日。機關、個人、法人或團體，得於公告期間內，以書面載明姓名或名稱及地址，向經濟部提出意見。經濟部應會商原能會及相關機關，並參酌機關、個人、法人或團體所提意見後，於公告期間屆滿二個月內核定選址計畫。（第七條）
- (5) 選址小組應於選址計畫經經濟部核定之日起六個月內，提報經濟部公告潛在場址。（第八條）
- (6) 選址小組應於潛在場址公告之日起六個月內，向經濟部提出建議候選場址遴選報告，並建議二個以上建議候選場址。經濟部應於收到前項建議候選場址遴選報告之日起十五日內，將該報告公開上網並陳列或揭示於建議候選場址所在地之適當地點三十日。機關、個人、法人或團體，得於陳列或揭示期間內以書面載明姓名或名稱及地址，向經濟部提出意見。經濟部應會商原能會及相關機關，針對機關、個人、法人或團體所提意見，彙整意見來源及內容，並逐項答復意見採納情形。（第九條）
- (7) 縣（市）政府自願於轄區內設置處置設施者，應經該縣（市）議會及鄉（鎮、市）民代表會議決通過，並經公告設置計畫及舉行聽證後，於潛在場址公告之日起四個月內，以書面檢具相關資料，向經濟部提出申請。經經濟部交由選址小組審查符合第四條規定者，得優先核定為建議候選場址，並公告之。（第十條）
- (8) 建議候選場址公告期間屆滿後三十日內，應於該場址所在地縣（市）辦

理地方性公民投票，不受公民投票法第二條之限制。經公民投票同意者，得為候選場址。候選場址有二個以上者，由經濟部決定之。地方性公民投票之公聽會及投票程序，準用公民投票法之規定辦理。建議候選場址公民投票應同日辦理。(第十一條)

(9) 經濟部得由核能發電後端營運基金提撥經費作為回饋金。回饋金之總額以行政院核定處置設施場址時之幣值計算，最高不得超過新臺幣五十億元。其回饋金分配比率如下：(1) 處置設施場址所在地鄉（鎮、市）不低於百分之四十；(2) 處置設施場址鄰近鄉（鎮、市）合計不低於百分之三十；無鄰近鄉（鎮、市）者，處置設施場址所在地鄉（鎮、市）及縣（市）各增加百分之十五；(3) 處置設施場址所在地縣（市）不低於百分之二十。相關使用辦法，由經濟部另定之。(第十二條)

(10) 選址作業應提出環境影響說明書，由經濟部轉送環保署備查後，進行第二階段環境影響評估。(第十三條)

(11) 選址作業應於候選場址通過環境影響評估審查後一個月內，檢附環境影響評估相關資料，提報經濟部核轉行政院核定為處置設施場址後，於處置設施場址所在地之縣（市）政府及鄉（鎮、市）公所公告之。(第十四條)

(12) 處置設施場址需用公有土地時，選址作業應報請經濟部依法辦理土地撥用；需用私有土地時，選址作業應報請經濟部依法辦理土地徵收。經濟部於辦理土地撥用或徵收時，得於撥用或徵收計畫書中載明辦理聯合開發、委託開發、合作經營、出租、設定地上權、信託或以使用土地之權利金或租金出資等方式辦理處置設施之開發、興建及營運，不受土地法第二十五條、國有財產法第二十八條及地方政府公產管理法令規定之限制。(第十五條)

(13) 處置設施所需用地涉及都市計畫變更者，經濟部應協調都市計畫主管機關依都市計畫法第二十七條規定辦理迅行變更，涉及非都市土地使用變更者，經濟部應協調區域計畫主管機關依區域計畫法第十三條規定辦理變更。(第十六條)

(14) 徵收之土地，應於徵收補償費發給完竣屆滿六年內，依徵收計畫開始使用，不適用土地法第二百十九條第一項第一款及土地徵收條例第九條第

一項第一款規定。未依規定期限使用者，原土地所有權人得申請照原徵收補償價額收回其土地。但因不可歸責於經濟部之事由者，不得申請收回土地。(第十七條)

- (15)選址作業者執行處置設施相關場址調查作業期間，原能會應派員檢查，並要求選址作業者檢送有關資料，以利後續處置設施設置申請時之安全審查作業。(第十八條)

九、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

在場址設置條例第四條第二項規定，場址地區之範圍及認定標準，由原能會會商相關機關定之。因此原能會訂定了處置設施場址禁置地區之範圍及認定標準，其要點如下：

- (1) 活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區，其範圍及認定標準如下：(第二條)

- (1) 活動斷層之主要斷層跡線兩側各一公里及兩端延伸三公里之帶狀地區。
- (2) 後火山活動地區。
- (3) 泥火山噴出點半徑一公里範圍內之地區。
- (4) 單一崩塌區面積大於0.1平方公里以上，且工程無法整治克服之地區。

- (2) 地球化學條件不利於有效抑制放射性核種污染擴散，並足以影響處置設施安全之地區，其範圍及認定標準如下：(第三條)

- (1) 地下水體氫離子濃度指數(pH 值)小於四之地區。
- (2) 地質介質對鈷及鉍之分配係數小於每公克三毫升之地區。

- (3) 地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區，其範圍及認定標準如下：(第四條)

- (1) 水道，包括河川、湖泊、水庫蓄水範圍、排水設施範圍、運河、減河、滯洪池或越域引水路水流經過之地域。
- (2) 現有、興建中及規劃完成且經核准興建之水庫集水區。
- (3) 地下水管制區。

- (4) 高人口密度地區，其範圍及認定標準為人口密度高於每平方公里六百人之鄉(鎮、市)。(第五條)

(5) 其他依法不得開發之地區，其範圍及認定標準依各該其他法律之規定。

(第六條)

十、 結語

國內有關低放射性廢棄物處置法規，從場址設置條例、場址禁置地區之範圍及認定標準、物管法、物管法施行細則、建造執照申請審核辦法、安全管理規則、及安全分析報告導則，已相當完整。但有下列事項值得深入檢討：

- (1) 在設施安全管理規則中，似乎缺少處置設施設計及場址封閉後穩定性之要求？
- (2) 已有安全分析報告導則，尚無審核的標準。

附件二、國際原子能總署低放射性廢棄物處置安全要求之分析

十一、前言

國際原子能總署(IAEA)是聯合國的一個機構，其目的是為協助各國發展核能的和平使用。IAEA 出版很多核能安全的叢書，供各國參考，雖無強制力，也不是公約。但若經管制機關採用，定為國家法規，將具有強制力，也能對民眾說明國內法規與 IAEA 之要求一致。

國際原子能總署在低放射性廢棄物處置方面主要有三本報告，分別為：

- (1) IAEA, “Siting of Near Surface Disposal Facilities,” Safety Series No. 111-G-3.1 1994.
- (2) IAEA, “Near Surface Disposal of Radioactive Waste – Safety Requirements,” Safety Standards Series No. WS-R-1 1999.
- (3) IAEA, “Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste –Safety Guide,” Safety Standards Series No. WS-G-1.1 1999.

其中編號 111-G-3.1 涉及場址篩選不在本報告討論範圍，僅對其中兩本報告摘述如下。

十二、近地表處置安全要求(WS-R-1)

國際原子能總署在此報告中特別對「近地表處置」做說明，包括「在地面上工程結構體內處置(disposal in engineered structures on the ground)」、「地面下數米深的簡單壕溝內處置(disposal in simple earthen trenches a few metres deep)」、「地面下數十米深的工程混凝土窖處置(disposal in engineered concrete vaults several tens of metres below the earth's surface)」、「地面下數十米深的岩石洞穴處置(disposal in rock caverns several tens of metres below the earth's surface)」，幾乎包括所有的低放射性廢棄物處置方式。國內有可能採取坑道處置方式，可視為岩石洞穴加上工程混凝土窖的處置，仍在此報告的範圍。

近地表處置場之生命期可分為三階段：運轉前(pre-operational)、運轉中(operational)、封閉後(post-closure)。運轉前階段包括選址、設計研究與建造，運轉中階段包括運轉與封閉，封閉後階段包括封閉後所有工作。每階

段的工作必須與安全要求一致。

本報告內容包括：1. 人員與環境保護之要求、2. 安全評估及符合安全要求、3. 組織與技術安全要求、4. 廢棄物接受要求、5. 可接受場址的特性、6. 處置設施的設計、7. 處置設施的建造、8. 處置設施的運轉、9. 保安安排、10. 封閉、11. 封閉後階段、12. 品質保證。其重點摘述如下：

1. 保護人員健康與環境之要求

(1) 一般性

- a. 須依據國家輻射防護體系，確保人類健康與環境。須特別注意其曝露途徑，給予評估以確保符合輻射安全要求。
- b. 「放射性廢棄物近地表處置」已符合輻射作業的正當性(justification)，但仍須滿足合理抑低(optimization)與劑量限值(dose limitation)。
- c. 近地表處置場運轉階段，工作人員與一般民眾之輻射防護要求，與其他輻射作業設施相同。處置場封閉後仍繼續具有潛在風險，需要有特別安全要求，以保護未來的子孫。

(2) 運轉階段

- 甲、 在運轉階段，須符合國家輻射防護之要求。
- 乙、 工作人員之輻射曝露須小於劑量限值且須合理抑低。

(3) 封閉後階段

- 甲、 須建立處置場封閉後的輻射安全標準，此標準可以是劑量限值或風險值。
- 乙、 對民眾的劑量限值或風險值，不可超過輻射防護安全標準劑量限值(1mSv/yr)某一比例(劑量約束值，dose constraint)或其相當之風險值。ICRP建議此劑量約束值為0.3mSv/yr。
- 丙、 近地表處置場的長期安全，是藉由適當的場址特性、工程設計、適當的廢棄物體與內容、運轉過程與監管，來達成的。
- 丁、 近地表處置場封閉後常需要連續監測試；數十米深的岩石洞穴已足夠安全，也許不需主動式的監管(active institutional controls)。

(4) 環境保護

- a. 任何非放射性的衝擊影響，如化學物污染、自然生態棲息處的改

變等都必須考量。

2. 安全評估及符合安全要求

(1) 一般性

- a. 安全評估是評估處置場功能的過程，尤其是人類健康與環境之潛在輻射影響。
- b. 處置場封閉後的潛在輻射影響可能起源於障壁的退化 (degradation of barriers)、影響廢棄物隔離的事件等漸進的過程。主動監管可視為完全有效，無意的人員闖入風險，可忽略。處置場的可接受性依安全評估結果而定。安全評估提供合理保證的基礎，以確保處置場符合設計目標與安全要求。
- c. 安全評估包括(a)所有選擇情況，系統功能的預估；(b)功能評估可信度等級的預估；(c)符合安全要求的整體評估。
- d. 在運轉階段與在封閉後階段，須執行監測工作並證明符合安全要求，必要時須執行改善工作。在處置場規劃與設計階段，需考量未維持主動監管或未完全有效時，仍可確保處置場安全。在此階段評估功能的主要方法為：(a)對可能影響處置場安全的FEPs做系統性審查，並對選出的情況，進行評估。此評估之執行應模擬處置系統未來之行為、系統之各個組成及其周圍環境。(b)考量處置場之設計與建造品質，對處置系統各個障壁與其他組件之預期功能，進行審查。
- e. 應從處置場之設計、建造品質與特性及安全評估結果，去引導出處置場符合安全要求的信心。應證明處置系統為健全的，且能抵抗各種可能事件與失效所產生的效應。經由良好技術與管理原則之執行，來達成處置場的健全性，以降低或減輕不準度的效應。
- f. 未來事件預估本質上的不確定性，第(d)項的方法不能絕對保證符合安全要求。可達到的最佳方式是合理保證系統可如設計去運作，以達到符合安全要求。符合安全標準之合理保證，最可能的方法是使用多方面的推論 (multiple lines of reasoning)，如相關天然類比研究的結果、健全設計之證據與深度防禦、極限分析 (limit or bounding analyses) 之使用，及獨立的同儕審查結果。

(2) 安全評估要求

- a. 安全評估所考量的事件與過程需經國家管制機關的決定或核准，安全評估結果須與建立的安全要求比較。
- b. 在封閉後之安全，係以監管期間所採取的管制措施最為可信。這些管制措施應假設在此期間為有效的，並應在相關執照或授權中應予以註明。
- c. 近地表處置場的影響評估，以現存或區域性生物圈接受到的外釋放射性物質為基礎，也就是評估應基於現今的人類習慣與行為。
- d. 安全評估必須有良好的文件管理，並確認符合國家要求及國際之建議。運轉者必須以可能影響執照條件的實際情況、重大設計變更或新的安全資訊為基礎，更新安全評估。更新的安全評估必須經管制機關的審查。

3. 組織與技術安全要求

(1) 一般性

- a. 新的近地表處置場之選址、設計、建造、運轉與封閉，應根據安全要求來實施。國家管制機關應對已存在近地表處置場之運轉與封閉後，決定所適用的安全要求範圍。
- b. 必須引進適當的組織與技術安全措施，使處置系統符合國家管制機關所建立的安全要求。

(2) 近地表處置的特殊要求

- a. 中央政府對近地表處置場各執行階段，在技術、財務與法律上，應指定參與與負責的機構。尤其，當處置場封閉後須加以監管，政府更應確認負責監管的機構。
- b. 在國家安全處置放射性廢棄物的政策與策略之基礎下，管制機關應發布且更新近地表處置申請執照過程中所需的法律、規章、導則、標準暨所需文件。
- c. 近地表處置場之經營者應對其安全性負全部的責任，並應執行處置安全評估與執行選址、設計、建造、運轉、封閉與封閉後所需之各項工作與措施，以符合安全要求及國家之法律架構。經營者應建立廢棄物必要的接收要求，經營者或主管機關應進行必要的

研發工作，以確保處置場安全。

- d. 為證明符合品質保證要求，尤其是廢棄物接收要求，處置場經營者應對廢棄物產生程序，進行定期審核。管制機關也應確認這些程序是有效的，以確保符合這些要求。
- e. 當處置系統故障或設計錯誤，可能危及處置場安全，處置場經營者必須及時通知管制機關並實施必要的校正措施。
- f. 為確保處置場安全運轉，經營者在執行處置前必須展示其各階段的充足財力安排，包括封閉後的監管。這些財力安排在處置場運轉期間，必須定期審視，必要時加以調整。
- g. 經營者必須依管制機關之規定保存紀錄。假如處置場的責任轉移給其他團體，先前的經營者必須提供接續經營者所有相關的資訊，以繼續良好的運轉並完成可能的封閉後措施。接續經營者必須審視其相關的資訊，並獲得管制機關的核准，負責運轉處置場。
- h. 根據管制機關的適當要求，經營者應提送處置場安全有關之文件。
- i. 廢棄物產生者應確保廢棄物包件之特性，符合管制機關與近地表處置場運轉單位所訂定的要求。運送到處置場也應符合運送的規定。
- j. 廢棄物產生者必須提供處置經營者需要的所有資訊。

(3) 放射性廢棄物產生與管理之相關性

- a. 廢棄物運轉管理，從產生到處置的每一步驟是互相關聯的。每一步驟的決定，必須考量其他步驟的需求與衝擊。
- b. 為符合以上的要求，廢棄物產生者、處置場經營者及管制機關間的合作，包括資訊的交換，必須建立並符合國家法規。

4. 廢棄物接受要求

(1) 一般性

- a. 應訂出處置場廢棄物接受條件，可由管制機關訂出一般性的要求，或是由經營者根據一般性或特定場址之安全評估，並考量適當的輻防標準、運轉條件、預定積極監管期、天然障壁特性要求與工程障壁特性要求而發展出來。假如廢棄物接受要求是由設施

經營者發展出，這些要求必須經管制機關審查與核准。廢棄物接受要求須結合廢棄物產生者。

(2) 放射性核種含量與相關要求

- a. 應建立個別廢棄物包件與整個處置場接收廢棄物的放射性核種含量與（或）濃度之授權限值（authorized limits），係經由適當的安全評估來決定的。
- b. 所提供的放射性核種含量、特性與種類，必須正確，並保證符合授權的限值，且需文件化。廢棄物體內放射性核種活度的決定方法，必須經國家管制機關的核准。
- c. 廢棄物包件外部劑量率及表面污染值，必須符合放射性物質運送的要求，也須符合處置場內工作人員輻射防護之規定。
- d. 大件廢棄物如污染泥土或碎石，可能在無包裝下處置，但須遵守國家安全要求。

(3) 物理、化學與生物特性

- a. 廢棄物包件之設計與建造，其機械強度應能充分負擔近地表處置場的設計負載，且能經得起任何運轉期間合理可能發生的意外，而不致於產生不可接受的危害。
- b. 依廢棄物的內容，廢棄物內可能發生化學、生物或輻射作用，產生氣體、熱、腐蝕、膨脹等。必須建立廢棄物接受要求，以確保這些作用與產物不會造成廢棄物包件或附近障壁之不可接受的傷害。因此廢棄物包件內物質的物理及化學特性，必須適當的文件化，以確保這方面的問題已適當地被考量在安全評估內。
- c. 廢棄物包件內的自由液體的量必須受到限制。廢棄物或廢棄物體並不需要完全乾燥，但溼度不可危害到處置場內放射性廢棄物的隔離功能。
- d. 可能會造成化學與生物傷害之處置物質，應符合相關法規，且安全分析應考量這些物質的特性。

(4) 防火

- a. 應建立廢棄物包件可燃性、發火性（pyrophoricity）與其他性質的接受要求，以減輕火災危害，並降低廢棄物包件間火的漫延。

(5) 結構與識別

- a. 廢棄物包件必須適合於吊卸、運送及安置設備，並符合運送規定。
- b. 廢棄物包件必須能夠識別，以確保安全吊卸、安置、資料內容、活度控制及符合預定要求之證明。為了這些理由，廢棄物包件安置在近地表處置場內，必須對每一包件給予唯一適當的識別標號。

5. 可接受場址的特性

(1) 一般性

- a. 處置系統應能提供廢棄物的隔絕與限制放射性核種外釋的功能，在考量廢棄物特性、監管期及場址之工程障壁、地質障壁後，確保廢棄物處置對人類與環境的潛在影響，符合可接受限值與整體安全目標。
- b. 安全評估與處置場設計應考量場址特性。對安全評估與設計很重要的場址特性至少應含以下各項：地質(geology)、水文地質(hydrogeology)、地球化學(geochemistry)、大地構造與地震(tectonics and seismicity)、地表作用(surface processes)、氣象與氣候(meteorology and climate)、人類活動影響(the impact of human activities)。

(2) 地質

- a. 場址所在地區之地質特性必須滿足保護人員健康與環境之要求，其潛在影響在可接受的限值之內，對處置系統之穩定性亦有幫助。

(3) 水文地質

- a. 選址的有利因子，包括可限制放射性核種從處置場遷移至人類可接觸環境的場址特性。
- b. 考量處置場的設計及現在與未來資源之使用，處置場所在的位置應能避免地下水資源遭受不可接受之放射性污染。

(4) 地球化學

- a. 地下水與處置場地質介質的地球化學特性，應考量其限制放射性

核種自處置場向外遷移的能力，同時不可減弱工程障壁的壽命。

(5) 大地構造與地震

- a. 場址及其適當地區的大地構造與地震，必須預期不會發生重要的大地構造作用、事件及強度(如斷層、地震強度或火山作用)，足以危及處置場的隔離能力。

(6) 地表作用

- a. 影響處置設施地形穩定性的作用，如洪水、侵蝕（erosion）、地滑（landsliding）或風化（weathering），其頻次與強度不應嚴重影響處置系統隔離放射性廢棄物的能力。
- b. 在地表上的處置設施，必須有良好的排水及具有地形與水文地質特性，使場址不易發生潛在的淹水。會影響處置場附近地下水水流狀況的現存或預定水庫及任何預期表面水排放的改變，在管制機關核准的時程內，都必須加以評估。

(7) 氣象與氣候

- a. 應評估處置場的氣候特性（尤其降水與蒸發）及預期極端的氣象條件，對處置場設計與處置場環境水流的可能影響。亦應考量封閉其後的可能氣候改變所造成的效應。

(8) 人類活動影響

- a. 處置場當地或其附近合理預期會發生的人類活動，應不可能危害處置場的隔離能力。尤其應考量場址及其附近的可能資源與開發。
- b. 應建造與保養處置場的良好通路，以確保廢棄物能運送到處置場。在處置場所在地之可預見的未來開發及區域計劃，應考量處置場的土地使用與所有權。

6. 處置設施的設計

- (1) 在考量廢棄物特性、場址特性與處置場安全要求下，處置場的設計應在要求的期限內，提供充份的隔離功能。
- (2) 處置場的設計，在場址封閉後之積極保養需求與自然特性的補救，必須降到最低，以減輕環境的衝擊。設計應考量運轉要求、封閉計畫、及其他具有廢棄物隔離功能與處置場穩定性的因素（如外界事

件之廢棄物防護)。

- (3) 近地表處置設施可包括工程障壁，加上安置介質及其周圍物質，以隔離廢棄物於人類環境外。工程障壁包括廢棄物包件與其他人造設施如地窖 (vaults)、覆蓋、墊襯 (linings)、灌漿與回填，以阻止或延遲放射性核種自處置場遷移至周圍環境。
- (4) 儘管處置的定義是將廢棄物安置於業經核准的地方，而不打算再取出，然而某些國家的司法仍規定處置場的設計應考量再取出性。若規定要考量處置場之再取出能力，在設計過程應考量不可危害處置場之長期功能。
- (5) 近地表處置場必須允許實施監測計畫，以確認處置系統在運轉期間與封閉後之圍阻能力。監測計畫不可危害處置場之長期功能。

7. 處置設施的建造

- (1) 近地表處置場的建造包括以下活動：場址準備、建築與結構的設立、開挖、壕溝或廢棄物處置模組的建造、排水網路、岩洞開鑿、地下建築與監測系統的設置。
- (2) 應經管制機關之核准，處置場始得動工建造。通常指詳細設計業經核准，執造審查程序業已完成，且已建立適當的品質保證計畫。在運轉期間，亦可進行處置場之擴充建造工程，以提供接收更多廢棄物的處置空間。在建造期間，任何必要的處置場變更設計，均需主管機關的核准。
- (3) 與安全有關的部分建造工程，應敘述其詳細設計、使用材料的適當規格、技術與管制方法。若建造工程延伸至運轉期間，對維持處置場運轉的完整性，應有所規定。

8. 處置設施的運轉與保安

(1) 一般性

- a. 近地表設施的運轉包括含有試運轉 (commissioning)、廢棄物接收、廢棄物安置 (waste emplacement)、工程及其所有相關工作。根據執照所建立的條件與設計假設或管制機關的授權事項，亦可包括廢棄物的暫存與最後固化包裝 (final conditioning)。非經主觀機關同意，不得開始運轉。

- b. 為達到安全運轉的目的，應使用業經認可的技術與管理原則。尤其在試運轉、接收與安置廢棄物期間，應維持適當的管制。並應補充與訓練適當的合格人員，且應建立有效的安全措施。
- c. 管制機關應提供導必要的則，以建立環境監測計畫（包括外釋的監測、體外曝露與運轉期間環境影響評估），以確保處置場運轉的檢查，是根據執照中註明之程序或授權及法規來實施。
- d. 處置場運轉階段或後續階段所使用的運轉資料，經營者應予以記錄。主要運轉資料，應依管制機關之規定進行保存。這些資料至少應包括容器的身份、廢棄物包件的安置地點、放射性核種含量、主要廢棄物特性、委託人（consignor）與原產者（originator）的身份資料。應考量記錄的形式，以確保資料在必要時可以取得，不致中斷或與遺失。

(2) 運轉管制

- a. 為確保處置場運轉安全且符合國家法規，經營者應準備一套規定，納入限值與狀況。這些規定應考量下列事項：(a) 職業工作人員與民眾在正常與意外事件之防護要求；(b) 安全評估所使用的限值假設；(c) 運轉的法規要求。
- b. 應根據書面程序與指示來運轉處置場，以確認觀察到運轉的狀況與認同的限值。經營者必須確保其工作人員遵守這些程序與指示，才能保證對安全性給予適當的關心，尤其是在變更儀器與運轉程序時。
- c. 經營者對下列預估的事件，應建立一套程序：(a) 緊急情況或非例行事件；(b) 接收了不符合接收要求之廢棄物。

(3) 試運轉

- a. 在處置場例行運轉之前，經營者應執行試運轉計畫，以確保處置場與其相關設備儀器功能，達到業經核准之設計規格。

(4) 廢棄物接收

- a. 經營者應確保其接收處置的廢棄物，符合運轉單位所建立且經主管機關核准的接收要求。
- b. 廢棄物產生者應承諾處置場經營者，所提供的資料可以證明委託

處置的廢棄物已符合或足可符合廢棄物之接收要求。這些資料應包括為符合處置場處理作業之運轉決策。廢棄物產生者應依據經營者或管制機關規定，提供委託處置廢棄物之相關文件。

(5) 廢棄物安置

- a. 應根據運轉程序與說明書及處置場的概念設計，所建立的限值與條件，來安置廢棄物。

(6) 外釋管制

- a. 在運轉期間，經營者應負責適當監測系統之設立與保養，以監測放射性核種之外釋，並採取必要的行動，以確保符合管制機關所定的要求。

(7) 緊急應變

- a. 經營者應準備適當的場內及場外(必要時)緊急應變計畫，這些緊急應變計畫須根據國家法規，在適當的期間進行測試。

(8) 人員補充與訓練

- a. 為處置場的安全運轉，經營者應訂出與分析所需執行的工作與活動。經營者應建立組織架構，並且清楚地敘述每個人的責任與授權。應公佈組織各階層之人員數目與所需資格與經驗。經營者應以專業人員來補充人力，並確保經由所需訓練的專業人員，與要求標準一致。
- b. 應建立訓練計畫，以確保處置場運轉各階層的人員都具備所需能力。訓練計畫應確認其活動對安全非常重要，能提供所需知識與實務經驗，並培養安全文化。訓練計畫應定期更新，以納入系統功能分析所取得的經驗、遭遇的事件、主要的變更及人員績效。為減少人為錯誤，在運轉期間應實施連續性再訓練。訓練計畫應使運轉人員對與安全有關的處置場設計特性，有深入的了解。

(9) 安全措施

- a. 為防止人為之非授權行動，危害到處置場的安全，應採取所有合理的預防措施，以確保唯有指定人員始可進入場址，偵測與阻止非授權人員進入安全敏感區域。安全措施的等級應可反映對處置場或廢棄物可能損害的程度。為得到及時的援助，應與管制機關

建立相關措施與適當的聯絡。

(10) 審查

- a. 為符合管制要求，經營者應對處置場安全評估及封閉計畫，進行定期與系統性的審查與更新，以提報給管制機關核准。若有必要，處置場的安全應進行再評估。定期與系統性的審查應包括以下相關措施與文件：(a)處置場的運轉；(b) 環境影響評估；(c)對工作人員與民眾的輻射劑量限值。
- b. 另外，根據管制機關的要求，經營者應審查的項目包括權責、品質保證稽核結果、運轉狀況（包括實驗測試、環境取樣與分析的頻率、工作人員的健康與安全及記錄保存等），並提報給管制機關。必須考量這些審查的必要頻率。

9. 封閉

(1) 一般性

- a. 在停止接收廢棄物及安置廢棄物作業已完成後，處置場封閉是一個系統化的動作，以提供處置系統的最後結構。
- b. 最遲，在開始封閉作業之前，經營者應檢附詳細的封閉計畫送管制機關，在執行封閉作業前應獲得管制機關的核准。詳細的封閉計畫應包括一份更新的安全評估，係基於可用適當資料以顯示處置場封閉後的安全功能。尤其，封閉計畫應敘述處置場封閉後所有的管制措施，包括輻射偵測計畫、監測計畫與記錄保存系統，且應確認執行封閉作業的組織責任。
- c. 封閉計畫應列出封閉方法，包括所使用之材料與技術，及封閉之預期功能。封閉方法應按照可用材料與技術，達成最佳化，以增加安全評估的信心。

(2) 封閉過程

- a. 封閉程序應包括備用結構、系統與設備的除污、移除與密封，除污廢棄物的處置，處置檔案的更新，及需要的連續偵測之實施。
- b. 對地表上或靠近地表的處置，封閉可能包括處置系統或結構的最終覆蓋的安置。對坑道(tunnel)或岩洞處置而言，封閉可能包括處置場通路，如豎坑（shafts）或橫坑（drifts）的密封。

- c. 根據不造成未來子孫不當負擔的原則，在可能監管期間，封閉計畫應與保養及修補處置場通路之任何需求，具有一致性。
- d. 封閉過程應包括封閉前各階段紀錄資料的整理，對未來可能需要的改正行動或承諾將於未來進行處置場之安全評估，可能都是必須的。某些資料也是必要的，以確保未來子孫可知道處置場的存在。
- e. 封閉作業完成後，管制機關應根據國家法規，確認封閉作業是以可接受的方式來執行、封閉後的處置場是在良好的狀況、有可用的適當文件、已依法規執行封閉後的管制。

10. 封閉後階段

(1) 一般性

- a. 就合理性而言，根據不造成未來子孫不當負擔的原則，封閉後處置場的安全不應依賴必要廣泛且連續的主動監管措施。然而，處置場封閉後之管制，是可以增進置場安全的，尤其是防止入侵（intrusion）。監管可分為主動監管與被動監管，或兩者的組合。主動監管如偵測、監測作業(若有必要，含改正行動)；被動監管如土地使用的管制。計劃的任何監管都必須引用以下各款之規定。
- b. 監管當作確保符合安全要求的方法，其性質與時間長短應由主管機關訂定或同意。在選擇監管期的長短，應考量廢棄物的放射性衰變與其潛在危害性、預估活動與資料保存的過去經驗。
- c. 主動監管與被動監管的期程與有效性，必須考量在處置場的安全評估內。經營者應證明，處置場在無監管措施下，影響處置場隔絕與（或）圍阻能力的事件所造成的輻射後果（consequences），符合預定的安全要求。
- d. 應清楚的地確認負責執行主動或被動監管的組織。如以下各段敘述，該組織應根據封閉計畫進行有效管制，以阻止入侵者進入處置場，並對處置場做必要的維修保養，偵測處置場與地方環境的狀況，保存紀錄及必要時採取改正行動。

(2) 主動監管

- a. 某些國家採用的主動監管期，自數十年至數百年不等。為增強場址符合國家法律與規定的信心，管制機關可自由裁量 (discretion) 或於法律中明文規定，要求進行連續的主動監管。
- b. 負責的組織應採取措施，以降低人員、動物、植物進入處置場，避免因入侵而危害處置場的隔離性。
- c. 負責的組織應實施適當的維護保養計畫。處置系統的保養可能需要例行與非例行的工作。例行或計畫性的預防保養項目可包括：定期檢查排水系統以確保其連續功能，覆蓋植物的保養，移除會損害覆蓋完整性之深根植物，定期檢查/修復安全圍籬，及儀器的保養（若必要的話，替換之）。可能需要的非例行工作可包括：不正常的嚴重天候狀況造成侵蝕 (erosion) 的損害修復，潛伏動物所造成的損害修復，或可接近障壁劣化的修復。
- d. 負責的組織應實施適當的封閉後偵測計畫，並經管制機關的核准。此計畫應執行：(a)處置場及其周圍區域之輻射及其他監測，以證明並無不可接受的輻射影響（例如可能與滲濾限值有關），且儘可能的確認安全評估內的假設；(b)系統參數的其他量測，以確認處置場預期的隔絕功能。
- e. 若在環境中偵測到非計畫的放射性物質外釋，若有必要，應採取干預措施，以控制外釋及減輕其效應。

(3) 被動監管

- a. 負責的組織應執行被動監管，經由限制土地使用於某些活動及使用時間，以確保處置場知識的保存及與土地使用限制有關必要紀錄的保存。
- b. 管制機關應認知到被動監管措施，是維持近地表處置場經長期封閉後位置與特性察覺的一種方法。紀錄保存可以達到此目的。為保存複製紀錄在不同位置，國際合作也許是有用的。

11. 品質保證

(1) 一般性

- a. 可理解的品質保證計畫必須應用於與安全有關的處置系統作業、結構、系統與組件，包括所有相關的作業，從處置場規劃、

選址、設計、建造、運轉、安全評估過程各階段、封閉、長期紀錄保存及監管作業。這將對確保符合相關安全要求有所幫助。

- b. 品質保證計畫的內容應考量作業、結構、系統與組件在處置場安全的潛在效應，並根據效應適當地設計。應根據處置場運轉與封閉後階段之系統性安全評估結果，確認對運轉與處置安全之重要作業、結構、系統與組件。
- c. 自建造開始至主動監管結束為止，應有指定的經營者負全部的責任。經營者應負責建立與執行整體的品質保證計畫，包括得到主管機關的核准。經營者可委託其他機構，建立與執行所有（或部分）的品質保證計畫，在不危害簽約的義務與法律責任的情況下，經營者仍須負起品質保證整體效益的責任。

(2) 選址

- a. 在選址階段的初期，就應建立與選址相關作業的品質保證計畫。品質保證計畫應可提供文件證據的保存與資料，以說明場址資料已達到必要的品質。

(3) 設計建造與運轉

- a. 為確保在安全上不致產生不可接受的後果，在處置場設計、建造與運轉階段，應特別對障壁設計、廢棄物特性及運轉程序的變更，設計一套管制流程。

(4) 廢棄物接受性

- a. 品質保證計畫應認知到與廢棄物接受性有關的處置場安全，係依處置場經營者的作業與廢棄物產生者的作業而定。
- b. 廢棄物產生者應提供符合處置場經營者要求的必要文件，包括任何處理的特性與功能、放射性核種含量的決定、委託文件的準備或其他影響處置安全的作業。
- c. 經營者應審查廢棄物產生者所提出的品質保證計畫與各項資料的品質，以確保接收廢棄物特性具有可接受的適當水平。包括產生或處理廢棄物之操作與程序的稽查（audits）與檢查（checks）。

(5) 封閉與封閉後

- a. 必須有用於處置場封閉與封閉後結構、系統、組件與作業的品質

保證計畫。此計畫應可提供在先前各階段可能對未來安全性的重要紀錄資訊之收集與保存。

(6) 管制機關在品質保證扮演的角色

- a. 管制機關應對放射性廢棄物的近地表處置，訂定品質保證要求。原則上，近地表處置設施設計、建造與運轉之品質保證要求，應與其他核能設施相似。然而，某些作業，如廢棄物接收與封閉，對近地表處置是特殊的。跟封閉後階段相關的作業，可能需要特別強調。管制機關應審查經營者的品質保證計畫並有系統地檢查經營者的執行作業與品質管制紀錄。

十三、 近地表處置安全評估導則(WS-G-1.1)

安全評估是評估處置系統功能的一種程序，評估設施運轉期與關閉後對民眾的可能輻射影響與環境影響。可能輻射影響應包括漸進過程（如工程障壁的劣化）與影響廢棄物隔絕之意外事件。無意闖入者(inadvertent intruder)在主動監管期是可以忽略，但在被動監管期其闖入機率不可以忽略，且闖入機率應隨時間而增加。處置場之技術可接受性主要依廢棄物量、工程障壁特性與場址適合性而定。應基於安全評估的結果作決策，安全評估應合理保證處置場功能符合設計目標、功能要求與管制標準。

國際原子能總署在低放射性廢棄物近地表處置安全評估方面，於1999年出版“Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste –Safety Guide,” (WS-G-1.1)，該導則包括近地表處置安全評估的一般性考量（第二章）與安全評估導則（第三章）。此外，為使考量的廢棄物處置系統符合法規標準，應有建立信心與發展合理保證的必要作業（第四章）。僅就其第三章安全評估導則之重點摘述如下：

(1) 一般原則

- (1) 安全分析應基於場址調查結果、廢棄物特性、設計資料與數學模式，提出定性與定量的敘述。評估結果可供處置系統開發決策之輸入值。為能與各方關心團體溝通，以建立信心，安全評估之假設與判斷應敘述完整。

- (2) 數學模式之輸出值的正確性應考量輸入參數之不準度、模式內各子

模式之假設、模式內個別子模式之介面假設與長期評估之不準度。所有不準度應以靈敏度分析與不準度分析並輔以其他建立信心方法與適當的專家判斷。

- (3) 專家意見與建立合理保證符合管制標準之安全評估作業，應在處置場早期開發階段即開始進行。
- (4) 旨在幫助業者與管制機關發展安全評估的必要架構，提出各種作業的特殊導則，以符合國際與國內法規要求。

(2) 定義目標

- (1) 在開發近地表處置設施，安全評估扮演中心角色，可用於多重用途。但不同用途需要不同詳細程度分析與不同的資料需求，評估結果呈現給不同的關心團體如專家或一般民眾，安全評估的目標應根據其應用清楚的定出。
- (2) 評估結果之一，就是將評估的數值與系統功能已建立的標準做比較，需要對相關資料庫作適當之確認並檢驗所有重要的FEPs。經由評估模式組的開發、以了解處置系統之行為及處置場與天然及人類環境之作用。定量分析須倚賴數學模式，使用電腦程式。模式的簡化程度通常依模式開發目的而定。模式需要複雜到什麼程度需要謹慎考慮，通常最複雜與最詳細的模式，在某種目的下，並非意味是最好的。

(3) 資料需求

(1) 資料種類

- a. 資料的需求量與質和評估目的有關。最初之安全評估，僅是簡單模式，使用有限的取得資料，通常評估結果用於未來研究之指引，因此計算結果之正確性是有限的。在確定設計的最後階段與申請執照階段，業者應提供安全分析所需充分大量的場址、設計與廢棄物特性之品質保證資料。儘管在初期已建立品質保證計畫暨其程序，但是最初設計與界定範圍階段使用之類似資料可能不再需要。業者需考慮成本效益，提出資料取得計畫。
- b. 需要的資料可來自不同的來源，其詳細程度與不準度須依評估目的而定，通常需要下列資料：(a)廢棄物特性（核種組成與時間關

係、總量、物理化學特性、氣體產生率、各種處置情況之質量傳輸參數)；(b)容器特性（力學與化學功能）；(c)處置場特性（大小、回填/緩衝材料、結構材料、工程特性）；(d)場址特性（地質、水文地質、地化特性、氣候狀況）；(e)生物圈特性（天然生物棲息地、大氣狀況、水產狀況）；(f)人口及社經特性（土地使用、食物習慣、人口分布）。

(2) 有用資料的收集與校對

- a. 通常早期界定範圍與篩選所需資料，可經由文獻蒐集、材料規格收集與有限之場址與設計調查而得，概念設計是根據這些資料而提出。此階段之最初安全評估是用來評估各種不同設計之功能。因資料有限，評估模式力求簡單。

(3) 資料取得計畫

- 甲、 收集那些資料要看處置設計概念、處置場現有知識與初期安全評估結果而定。根據初期設計、場址特性的取得資料與初步評估，應可開始決定保證符合管制標準的詳細資料。安全評估與場址特性調查資料蒐集之連結，須建立在資料取得計畫內。例如若裂隙在地下水傳輸扮演重要角色，就需要取得裂隙系統的詳細資料，如傳導性、聯結性與方向等資料。若評估結果顯示，地質障壁對核種遲滯的程度與降低污染濃度不重要時，即可降低人力物力的投入。若處置場長期穩定性與廢棄物包件的機械性質與母岩之承載強度或地震活動有關，必須加強此方面資料的收集。
- 乙、 安全評估的結果可以顯示額外的需要。不準度與靈敏度分析可以決定單一參數的重要性。因此需要額外的研究，以提供更精確的參數值或改變設計與模式。收集資料可以對評估結果建立信心。

(4) 運轉前偵測資料

- a. 必須建立處置場的基本資料，比較處置場運轉後或封閉後之偵測資料，度量處置場開發的影響。背景資料通常是背景核種與其他指標（indicator）參數。例如表面水文學、當地氣候與地化資料。另外，運轉前的偵測也是重要的資料，可對安全評估提供模式驗

證的基準點(benchmark)。

- b. 預期場址參數會隨時間而變，例如可用來校正安全評估內水流模式與大氣傳輸模式，這些參數應有規律地量測，以得知其變異性及變異的最大範圍。因為收集場址資料、分析資料、準備申請執照文件與管制機關審查，通常會有時間的落差，因此須有計畫，對時間變動參數，進行連續度量，以增加資料可信度。

(5) 運轉與封閉後偵測資料

- a. 運轉偵測資料可顯示與預期情況的差異性，以採取適當的操作程序與改正行動。差異造成的原因應確認，並用於改進對系統的了解。當偵測結果顯示與預期情況有顯著差異時，偵測計畫應再予以評估，並進行新的安全評估，以確保設計目標仍可達成。
- b. 封閉後偵測是確保不會造成不可接受之輻射影響，並對系統功能提供某些程度的保證。例如廢棄物頂蓋滲漏水之偵測，可用來與預測值比較，以驗證模式之正確性。然而，國家性偵測資料並不是用來與預估結果比較，因為預估結果通常很小且發生於遙遠的未來。

(4) 系統定義

近地表處置安全評估，是以系統定義的多種科學方法為基礎，評估可能影響處置場功能之事件與過程。近地表處置系統須描述廢棄物特性、處置場設計、場址特性資料、處置場概念模式之發展、處置系統可能行為之情節與可能核種遷移途徑之評估。

(1) 概念模式的發展

- a. 概念模式發展的終極目標是提供一個做為處置場整體行為評估之架構。若可能的話，模式應包括詳細的內容，以發展敘述整個處置系統或個別組成行為之數學模式。從最初到申請執照過程之不同階段之安全評估迭代過程，需要不同程度的內涵。模式應儘量簡單，但應包括能適當敘述處置場行為之足夠資料，以判斷是否符合安全標準。
- b. 概念模式之發展應包括下列步驟：
 - (a) 確認廢棄物特性包括廢棄物量、廢棄物體與包裝。這些資料

應足夠提供模式之射源項。至少能做為判斷簡化之外釋模式的正確性，例如假設外釋率為常數或每年外釋固定比例。射源項之概念模式，將因廢棄物與處置場資訊的增加，迭代中而加以改善。

- (b) 場址特性調查之必要參數，包括地質、水文地質、地球化學、大地構造與地震、地表過程、氣象與當地人口分布及其社經措施。場址資料必須定義途徑（pathway）與接受者，再發展處置場之物理、化學與生物之概念模式。
- (c) 設施設計的規格。在安全評估開始以前，需說明使用材料與處置場組件。無論是安全評估的基礎或需更新安全評估之設計變更。
- (d) 在取得資料增加後，必須建議一至多個替代概念模式。替代模式的考慮與剔除，必須在安全評估中清楚的以文件述明原因。

(2) 數學模式的發展

- a. 從概念模式發展到數學模式是一項重要的步驟，係將概念模式以數學模式之計算公式加以量化表示。因此模式發展的一般步驟已是可接受的方式，複雜與詳細的預估數學模式在重要的領域中已發展完成。這些模式用來描述各種過程、子系統與整體功能評估。自概念模式過渡至數學模式，最後用各種計算技巧定量描述系統行為，因簡化、近似（approximation）、模式假設或數學近似，將會引起誤差。因此功能評估使用模式，經實驗數據比較與審查過程中的模式發展、程式比較、其他功能評估結果與某些專為比較概念與數值模式而設計的實驗結果、與解析解的案例比較，應予以測試與更新。

(3) 特徵、事件與過程分析

- a. 對可能的特徵、事件與過程(FEPs)進行系統檢驗，應確認影響處置場長期安全的因素，以協助發展適當的安全評估模式，安全評估模式可經由情節分析或其他替代技術如取樣參數空間（sampling parameter space）建立。

- b. 確認許多與安全評估有關現象之第一步是建立一個類似表一之檢查表 (checklist)。最近OECD/NEA工作小組已建立FEPs國際性資料，在建立一個適當的情節檢查表應考慮下列因素：(a)天然過程與事件；(b)廢棄物本身產生的過程或近地表處置場特性產生的過程；(c)人類活動。

表一 近地表處置場安全評估的相關現象

主要項	分項與細項
天然過程與事件	生物入侵：動物、植物
	斷層與地震
	大氣過程與氣候改變
	流體交互作用：浸蝕、洪水、水位的變動、地下水水流、入滲水
	氣候：隨時間劣化、冷凍/溶化、潮濕與乾燥
廢棄物及處置場之特性與過程	排水系統的阻塞
	不適當的廢棄物安置
	頂蓋失效
	化合物的存在與產生干擾障壁功能，例如複合劑。
	氣體產生
	廢棄物與土壤夯實
	廢棄物/土壤作用
人類活動	建築活動
	農耕
	地下水開發
	居住
	災難
	考古學
	處置物質再使用
	其他工業活動

註：此表僅舉例說明，不應被視為完整。

(4) 情節分析

- a. 情節與處置場系統及環境特性有關，與能導致核種外釋或影響其命運與遷移至人類環境之事件及過程有關。管制機關與業者應關心是否選擇適當情節與概念模式，這將嚴重影響廢棄物處置系統的未來分析。在有些國家，管制機關列出了某些情節，但業者仍可選擇考慮其他情節。某些國家，業者可自行選擇情節，但須經管制機關之認可。
- b. 正常演進的情節，是以目前的狀況外推到未來，並考慮隨時間的

變化。因為考慮到未來情況之各種可能性，一套正常演進的情節須加以發展，以提供合理保證真實情節會在其範圍之內。低機率事件可能對處置系統造成顯著的擾動（significant perturbations）也需要發展替代情節。某些情節可用相同模式，但須修改參數值，某些則需要新模式。處置場是基於某些正常發展情節而設計，再用其他情節評估結果去修正。

- c. 為儘可能對系統有完整的了解，應考慮發展廣泛範圍之情節並文件化。然而應篩選最可能發生或發生機率很低但後果卻頗嚴重之情節，進行詳細的安全評估。情節篩選應於安全分析報告中作清楚敘述，並提供篩選之支持證據。情節篩選應確保能有效使用廣泛的評估方法，並保證處置場之設計是朝著保護人類與環境的最佳方向來發展。
- d. 在處置系統功能的重要條件與現象方面，情節發展須能引導安全評估成為系統焦點。情節發展應包含近地表設施封閉後安全有關的事宜。專家判斷、故障與事件樹分析（fault and event tree analysis）[8]及其他技術可用在重要的情節。過程、判斷與考慮因素都應記錄。

(5) 確認途徑

- a. 不論是未受干擾（正常）或受干擾（不正常）狀況，放射性物質自處置場外釋至環境的重要途徑，都應從可理解的潛在途徑，去篩選與確認。經驗顯示，對近地表設施之正常功能，只有極少數之途徑可能很重要，包括地下水、土壤、陸地植物、陸地動物、表面水、水體動物與氣體途徑等。對於受干擾狀況之處置場功能，直接曝露與吸入懸浮放射性物質是主要途徑。

(5) 後果分析

(1) 模式計算

- a. 一旦所有造成人們曝露之情節與途徑被確認後，安全評估的下一階段是後果分析，包括遷移與曝露模式之發展與應用，評估處置場外釋的可能影響，或處置場受干擾情況下，對人們與環境的可能影響。

- b. 利用模組化系統方法，來模擬處置場放射性核種經選擇的途徑外釋至人類，是一種非常有用的方法。這將可確保個別子模式，是可用來檢視與了解如何決定劑量。模式通常包含下列個別子模式：滲透與洩漏、氣體產生、近場傳輸（處置單元內及附近）、氣體及地下水傳輸、表面水傳輸、大氣傳輸、動植物攝取與人類劑量等。模組化的方法須具有彈性，且系統各部份也需要良好的模擬，以確保分析結果在技術上是可接受的。使用良好模式將對處置場功能，是否可以接受，提供更多的保證。
- c. 模式內之射源項須能在經確認的環境狀況、工程障壁的劣化（例如應考慮覆蓋系統與混凝土結構）下，代表放射性核種從不同廢棄物體的潛在外釋。早期模式可能很簡單，但隨著對系統的了解，可能需要更複雜的模式，才足以代表該系統。然而模式要夠簡單以便與可用資料相容，否則不準度會比經證明的精確度來的大。在簡單模式、已存在的資料與詳細模式（但需要更多無法取得之資料）之間取得平衡，需要專家的判斷。它並不排除對系統某些部分使用更複雜的模式，以增加了解所觀察到的現象。例如在評估水文邊界條件與水位變動時，若地下水監測結果或物理特性顯示需要使用更高水平的模式，以了解系統的變化，則可使用有限元素法地下水評估程式。
- d. 自開始建立安全評估模式起，即應建立經得起科學檢驗的合理保守機制。簡單模式可能更為有效、易了解與驗證的。模式之假設應基於可用的資料及對系統的了解，加以公式化並加以篩選，以免低估核種的傳輸與外釋，或低估入侵者的曝露。因為結果的接受性是模式最困難的部份，任何可以增加結果接受性之方法均具有長期效益。一種在簡單、保守與現實中取得平衡的方法，是安全評估最好的起始點。
- e. 所選擇模式應與評估目標、易於使用（考慮系統複雜性）與資料之取得性相容。模式在應用上必須適當，其邏輯的正確性須可以證明，假設應合理，且輸入資料應具代表性。
- f. 選用模式暨其發展，應與其相關事務皆具有完整與清楚的文件。

文件應對模式發展與應用的過程中之所有假設與決定，提供可供追蹤的紀錄。這亦應包括模式發展的過程中，揚棄替代模式之理由。

(2) 不準度

1. 一般性原則

- a. 不準度是任何安全評估固有的。靈敏度與不準度分析係針對影響分析結果較重要之參數給予更好的定義，以加強了解並儘可能的降低評估結果不準度為重要目標。靈敏度與不準度分析是密切相關的。靈敏度分析是用來確認會顯著影響處置場功能之參數、組成或過程。敏感性概念模式組成與重要情節之確認，通常會藉由系統參數之變化來達成。每個情節需要自己的參數分布。通常期望值的範圍（上下界）可用來探討系統在不準度存在時的行為，亦可使用統計技術探討參數變化的整個範圍。
- b. 廣泛的說，安全評估之不準度來源有二。一為模式與真實處置場的差異，輸入參數、處置系統描述、場址特性、工程特性、處置環境的交互作用與模式本身均含有不準度。另一來源為未來人們活動之不可預測性、長期設施與環境的演變。
- c. 第一部份的不準度來源可以藉由改進場址調查品質、廢棄物資料、設施的詳細設計、概念模式與情節選擇來降低。目標是評估與降低不準度到可接受的水平，或證明不準度對近地表設施的功能不重要。第二部份的不準度應予以檢視，以便可預知其未來的可能影響。檢視結果對處置場不確定的情況下，仍可合理保證其安全。因此對管制機關而言，靈敏度分析與不準度分析之重要性，係利用它當作工具，在面臨不準度情況下，用來評估是否符合安全標準。若可藉由其他方法證明符合安全標準，例如使用驗證過的保守模式，不準度分析可能就不需要。
- d. 情節發展階段之主要不準度的來源，可能是遺漏了主要情節。因此所選出情節的審查將是有用的，並可降低不準度。

- e. 類似的，概念與數值模式發展所產生的不準度亦應於審查中評估。通常是使用簡單模式的目的，係為了便於計算與易於解釋。在建構概念與數值模式中，因簡化產生的不準度，通常可由其他的模式研究與資料收集來決定。模組化方法與中間計算結果的仔細分析，可對處置系統更加了解。這種做法也會降低模式之不準度。然而若使用過於複雜的模式，可能需要更大量的資料，這些資料可能的不準度會導致結果不準度的增加，甚至根本得不到結果。
- f. 固有不準度來自於預測未來的事件。經由謹慎檢驗關鍵情節或機率性評估的結果，只要對處置場功能影響不大，某些不準度可以不予理會。其他不準度，尤其是與未來社經狀況有關之人類活動或氣候變遷，在定量評估中是無法修改的。在此情況只能作定性推論，但仍可指出與安全保證有關的多個因素。對每一因素，探討是否隨時間增加，不準度也會增加。安全評估是基於概念模式，其主要目的是提供一個架構，讓分析得以能夠進行。適當的數學模式是可以導出的且資料是存在的，其評估可以定量的。若無法定量，也必須執行定性評估。這並非不驗證評估程序，而是更需要專家作進一步的定性判斷，並儘可能的用計算來支持。然而在此架構內，判斷基礎應詳細地做成文件，以備檢驗並當作安全評估的一部份。可用資料之可靠度應該要謹慎考慮，因其反應計算結果與其解釋之準確水平，因此資料應隨未來所評估之時間而變。

2. 靈敏度分析

- a. 系統分析依使用的概念模式、模式之情節及輸入參數之變異性，去決定近地表處置設施之何種程度。若計算結果對起始、邊界條件具靈敏性，將需要更多的資料（包括從場址產生的修正測量）。靈敏度分析過程應注意到不同情節與曝露途徑之模式靈敏度，是否達合理的預估值。若分析結果證明對評估結果頗為靈敏的參數，應考慮做進一步評估。
- b. 應以單一參數或少數參數之變化做為靈敏度分析的起點。應

考慮某些參數之合理變化範圍，因為它可改變不同曝露途徑之相對重要性(relative importance)且可使模式不再可用。

- c. 有許多改變參數值的方法，可用於靈敏度分析。但分析應小心地加以結構化，以確保經電腦程式選擇組合後，不會變得不可能或物理上不切實際。此外，靈敏度分析的結果應結構化且保存所需的資料，以決定靈敏的組成及確認靈敏的參數。
- d. 靈敏度分析應引導用於模式公式化、情節發展與資料收集之迭代過程。靈敏度分析結果應可顯示設計特性，並能顯示如何有效改善，以產生較佳功能。

3. 不準度分析

- a. 不準度分析應註明參數不準度，但應集中於經靈敏度分析後，可決定安全評估結果之重要參數。常用的方法係以得到處置場預期功能範圍為目的之單一參數或多重參數的靈敏度分析技術。簡單的範圍分析應能在預期功能上，產生充分的資訊。因為系統複雜，參數間之極限值往往未必能產生系統行為的上下界值。Monte Carlo分析基於輸入參數變異的統計預估分析，可提供預估結果的分布。當發展Monte Carlo分析的輸入參數分布及參數間之相關性時，若有必要，應以正式與紀錄的態度，進行專家判斷。

(6) 安全評估結果之表現

(1) 一般性原則

- 1. 安全評估結果是所有相關資料的整體性表達，對處置場之了解與接受性是很重要的，這些結果也可用於各種不同的目的。在決策過程中，安全評估結果主要用於與法規標準之比較。其目的是對處置場在未來長期情況能否對廢料提供安全處置，建立共識。
- 2. 因為安全評估結果通常為建立廢棄物接收標準與處置場設計，提供基礎。很重要的是它在系統組成功能上提供資訊，尤其對系統設計者及管制機關，說明處置系統各部份的防護水平。安全評估之模式計算結果，是顯示處置場在未來某些狀況下可能發生的結果，並非真正的預估結果。很重要的是，對不同的關心團體，表

(2) 與法規標準的比較

1. 安全評估結果最普通的用途是證明符合法規標準。為了這項目的，評估結果應提供下列項目：
 - a. 處置場址、處置設計與處置廢棄物量之清楚描述；
 - b. 概念模式與模式之物理基礎之完整討論結果；
 - c. 替代模式的討論與揚棄替代模式之原因；
 - d. 情節與途徑發展與選擇之基礎；
 - e. 模式簡化的正當性與假設的文件；
 - f. 模式及程式輸入參數的總結報告；
 - g. 真正使用的資料及其來源與正當性；
 - h. 結果解釋。

安全評估結果文件應包括不準度資料及靈敏度與不準度分析的結論。

(3) 系統組件之功能

1. 安全評估結果應對系統每一組件之功能提供展示，這對採用模組化方法來模擬是很容易做到的。展示每一組件之預期行為與其組件設計之連續改進(iterative improvement)或組件的預期行為知識，以確保處置場之有效功能，並增加整個系統功能的信心。

(4) 未來輻射影響

1. 安全評估結果應以輻射影響對時間的變化情形加以表達。因為這個方法既可表示近地表設施的預期功能，又可顯示任何時間內處置場產生之輻射影響，對安全評估結果也可增加可靠性，因此此種方法尤其有用。在任何情況，表達輻射隨著時間增加而衰變，並降低輻射影響的效應是很有用的。為相對顯示處置長半化期核種廢棄物在近地表處置場之效應，亦應考慮長期輻射影響與天然背景輻射做比較，因此此種方法也是可遵行的。

(5) 展現程度

1. 有時為表達處置場的複雜性，有時需要複雜的模式。尤其在申請

執照過程形成法律行動的基礎，在面對民眾時，複雜模式的表達與解釋將變的很困難。司法程序中解釋複雜模式與討論其計算結果是很困難，為方便解釋，應考慮補充好的 (sophisticated) 模式，使用較不複雜模式。

2. 但簡化將會導致系統失去詳細面，若能證明簡化過程只是集中考慮系統與安全有關之重要因數，將可證明簡單與複雜模式的等效性。這通常與模式的健全性有關。所謂健全評估應使用簡單模式與最少的資料，可以提供系統行為的上下界，證明可提供系統行為「好的評估」。令人滿意的簡化，通常需要對近地表設施及其功能有很好的了解。若可實證此一了解，使用定性資料或少量資料之簡單健全模式，與需大量資料之複雜模式相比，較易為公眾所接受。

十四、 結語

國內有可能採取坑道處置方式，可視為岩石洞穴加上工程混凝土窖的處置，仍在IAEA近地表處置安全要求(WS-R-1)報告的範圍。IAEA近地表處置安全要求(WS-R-1)中有些要求事項，是國內法規所缺少的，如下所述，可考量在「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」加以補強。

- (1) 安全評估所考量的處置情節、事件與過程及資料取得計畫，須經國家管制機關的核准。
- (2) 安全評估包括(a)所有選擇情況，系統功能的預估；(b)功能評估可信度等級的預估；(c)符合安全要求的整體評估。
- (3) 評估結果應提供下列項目：
 - a. 處置場址、處置設計與處置廢棄物量之清楚描述；
 - b. 概念模式與模式之物理基礎之完整討論結果；
 - c. 替代模式的討論與揚棄替代模式之原因；
 - d. 情節與途徑發展與選擇之基礎；
 - e. 模式簡化的正當性與假設的文件；
 - f. 模式及程式輸入參數的總結報告；
 - g. 真正使用的資料及其來源與正當性；

h. 結果解釋。

IAEA近地表處置安全要求(WS-R-1)中有些要求事項，可當作未來在訂定「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」之內容。

IAEA近地表處置安全評估導則(WS-G-1.1)，雖名為guide，但它不是撰擬安全分析報告的格式，而是引導如何進行安全評估工作，所以也可當作安全分析報告中安全評估之審查要點。

附件三、美國聯想法規低放射性廢棄物處置安全要求之分析

十五、 前言

美國在低放射性廢棄物最終處置的管制法規，相當仔細與完整，且國內核能界也引用很多美國法規，因此美國在低放射性廢棄物最終處置的管制法規值得探討與分析。美國聯邦政府在低放射性廢棄物處置之主要管制法規為：10CFR 61 放射性廢棄物陸地處置請照要求(10CFR PART 61—LICENSING REQUIREMENTS FOR LAND DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE)。

美國聯邦核能管制委員會(以下簡稱 NRC)為了下列四項目的，訂定了 NUREG-1199 低放射性廢棄物處置設施執照申請的安全分析報告標準格式與內容(NUREG-1199 Standard Format and Content of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility—Safety Analysis Report)。

- (1) 確保安全分析報告內容符合 10CFR 61 之要求；
- (2) 協助申請者與 NRC 人員確認資料的完整性；
- (3) 幫助研讀安全分析報告之人員查詢資料；
- (4) 縮短審核所需要的時間

NRC 為了下列目的，訂定了 NUREG-1200 低放射性廢棄物處置設施執照申請審查的標準審查計畫(NUREG-1200 Standard Review Plan for the review of a license application for a Low-Level Radioactive Waste Disposal Facility)。

- (1) 提供給 NRC 核物料安全與保安處(the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)審查人員一份導則，以執行低放射性廢棄物處置設施建造與運轉申請之安全審查，可確保審查的品質及一致性。
- (2) 促使申請資料符合法規的要求
- (3) 增進興趣團體及核能工業界瞭解核能管制委員會人員審查過程

十六、 10 CFR 61

由於美國法規體系與我國不同，僅摘譯其技術性要求及部份條文，供參考。

Subpart A--General Provisions(一般規定)

(一) §61.3 License required(執照要求)

- (1) 陸地處置設施未獲得執照，不得接收、擁有、處置放射性廢棄物。
- (2) 陸地處置設施在開始興建之前，應先向 NRC 申請並獲得執照。

(二) § 61.7 Concepts.(概念)

1. 處置設施

- (1) 陸地處置設施：不是海洋或太空處置，包括近地表處置(near-surface disposal)，掩埋深度超過 30m 的處置設施。場址應考量未來至少 500 年的特性。

2. 廢棄物分類與近地表處置

- (1) 安全標的：(a)放射性外釋的民眾防護；(b)無意入侵的個人防護；(c)營業中的個人防護；(d)確保場址封閉後的穩定。
- (2) 處置系統穩定的基石：廢棄物與處置場的穩定，降低水的入侵、減少放射性核種的遷移、避免長期的主動維護保養、降低入侵者的潛在曝露。
- (3) 未固化的 A 類廢棄物在處置場內須分開處置，以避免混入較高活度的廢棄物，如灰渣廢棄物。若經穩定化可以與 B 類及 C 類廢棄物一起處置。所謂穩定化係指可維持整體物理特性及一致性超過 300 年。
- (4) 處置場核種最大容量係以場址特性為基礎，受限於潛在的曝露。
- (5) 無意入侵的個人防護有兩種主要管制：處置場封閉後的監管 (institutional control)、在不可接觸的廢棄物處置區設置入侵障壁 (intruder barrier)。入侵障壁的有效壽命需達 500 年。
- (6) 處置場的接近監管至少 100 年。A 類與 B 類廢棄物不需特殊規定，做為入侵防護。

3. 審照過程

- (1) 在運轉階段前，申請者須經過處置場篩選過程，從有興趣的區域篩選，然後再縮小到建議場址。經由詳細的處置場址特性調查，獲得資料，進行場址適合性分析(site's suitable ananlysis)，申請者提供更多資料向 NRC 提出陸地處置執照申請。
- (2) 在運轉階段，經營者依據法規要求及執照附帶條款執行處置作業。執

照須定期從新換照，運轉的歷史須被審查，以決定是否可繼續運轉。

當處置作業已停止，經營者可申請變更執照，允許處置場封閉。場址封閉與穩定化計畫經審查後，NRC 可以核准最後的必要作業，讓監管期不再需要場址的主動維護保養。

- (3) 當處置場封閉與穩定化作業執行完畢後，執照即為處置場封閉階段。封閉 5 年後，經營者仍須留在處置場，執行封閉後的觀察與維護保養，以確保處置場穩定並準備進行監管。在此階段的最後，經營者可申請將執照轉移給處置場場址的擁有者。
- (4) 滿足處置場封閉後，NRC 將把執照轉移給擁有處置場場址的州或聯邦政府

Subpart B—Licenses(執照)

(1) § 61.10 Content of application.(申請內容)

- 1. 申請資料必須包括：一般資料、特殊技術資料、監管資料及財力資料，並檢附環境報告。其中監管資料及財力資料與我國國情不同，省略。

(2) § 61.11 General information.(一般資料)

一般資料必須包括下列內容：

- (1) 申請者身份資料包括：全名、住址、電話、職業。
- (2) 申請者資格：
 - a. 申請者的組織架構：包括授權系統、責任指定的描述，管理形式是委託或其他。
 - b. 技術資格：包括申請者及其員工之訓練與經驗，填報重要職位之訓練與經驗的最低要求。
 - c. 人員訓練計畫說明。
 - d. 維持充足訓練過人員的計畫。

(3) 說明下列資料：

- a. 計畫處置場址的位置；
- b. 計畫作業的一般特質；
- c. 接收、擁有與處置放射性廢棄物的種類與數量；
- d. 除了處置放射性廢棄物為目的外，陸地處置設施之使用計畫；

e. 計畫的設施及設備。

(4) 建造、廢棄物接收、廢棄物開始處置的計畫時程。

(3) § 61.12 Specific technical information.(特殊技術資料)

特殊技術資料，為展示功能目標(subpart C)及符合可用的技術要求(subpart D)，必須包括下列所需資料：

- (1) 處置場址的天然與人口統計特性描述，必須包括處置場址及鄰近區之地質、大地構造、水文、氣象、氣候及生物的特性。
- (2) 陸地處置設施及處置單元的設計特性描述。近地表處置之描述必須包括有關滲水的設計特性、處置單元覆蓋的整體性、回填的結構穩定性、廢棄物、覆蓋、駐留水與廢棄物的接觸、處置場址的排水、處置場址的封閉與穩定化、免除處置場址的長期維護保養、無意入侵、職業曝露、處置場址偵測、足夠的緩衝區以便偵測及可能的減緩措施。
- (3) 主要設計要求與功能目標相關性的描述。
- (4) 自然事件與現象的設計基礎與主要設計要求相關性的描述。
- (5) 應用於陸地處置設施設計與建造之標準與法規之描述。
- (6) 陸地處置設施建造與運轉之描述，必須包括處置單元建造方法的最少化、廢棄物安置、廢棄物隔離區的操作程序、入侵障壁的型態、現場交通與排水系統、檢查管制計畫、廢棄物貯存區與方法、控制表面水與地下水接觸廢棄物的方法、廢棄物處理與處置所使用的螯合劑或其他非放射性物質。
- (7) 處置場址封閉計畫的描述，包括便於場址封閉及減輕未來主動維護保養的設計。
- (8) 處置場址已知天然資源的確認，在主動監管移除後，資源的開發可能導致無意入侵到低放射性廢棄物。
- (9) 陸地處置設施預定接收、擁有、處置放射性物質種類、數量、分類的描述。
- (10) 品質保證計畫的描述。該品質保證計畫專為低放射性廢棄物量身訂做，用於場址特性的決定、設計、建造、運轉、設施封閉、及運轉時廢棄物的接收、吊卸與安置。
- (11) 輻射安全計畫的描述，用於管制及偵測放射性外釋，以確保符合功能目標；及管制職業曝露，以確保符合輻防法規的要求；並管制人員、車量、設備、建物及處置場址之污染。對例行運轉及意外都必須說明。計畫的描

(12) 環境偵測計畫的描述，以提供資料用於評估潛在健康與環境衝擊；假如顯示出放射性核種的遷移，該計畫可用於採取矯正措施。

(13) 管理程序的描述，申請者需利用它，以管制陸地處置設施之作業。

(14) 設施電子記錄系統的描述。

(4) § 61.13 Technical analyses.(技術分析)

特殊技術資料必須包括下列分析，以展示符合功能目標：

(1) 在展示防止放射性外釋之民眾防護，分析的核種傳輸途徑(pathway)必須包括空氣、土壤、地下水、表面水、植物的吸收、洞穴動物的挖掘。這些分析在處置場址的自然特性與隔離廢棄物的設計特性間的角色，必須清楚地界定與區分。這些分析也必須清楚地展示，放射性外釋引起的人類曝露未超過法規限值的合理保證。

(2) 無意入侵的個人防護分析，必須包括展示廢棄物分類及隔離已符合要求並已提供充足的無意入侵障壁的合理保證。

(3) 運轉中個人防護分析，必須包括例行作業及意外事故預期曝露的評估。這些分析必須提供合理的保證，曝露將被控制，可符合輻防法規之要求。

(4) 處置場址長期穩定及封閉後持續主動維護保養需要性的分析，必須以天然過程分析為基礎。天然過程如浸蝕 (erosion)、大破壞(mass wasting)、斜坡失效(slope failure)、廢棄物與回填物的沉降(settlement of wastes and backfill)、處置區覆蓋層及鄰近土壤的滲水、處置場址表面排水。這些分析必須提供合理的保證，處置場址封閉後不再需要持續主動維護保養。

(5) § 61.16 Other information.(其他資料)

根據處置廢棄物的特性、陸地處置設施的設計與規劃的運轉，NRC 可以要求額外的資料如下：

(1) 適當的保安措施：若有申請接收與擁有特殊核物料(special nuclear material)，必須展示如何符合保安的要求，申請者不可考慮處置特殊核物料。

(2) 適當的臨界安全資料：若有申請接收與擁有特殊核物料，必須展示如何符合臨界意外的要求(Criticality accident requirements)，申請者不可考慮處置特殊核物料。

(3) 任何申請接收與擁有特殊核物料，必須說明規劃的程序，以避免意外的臨界。

(6) § 61.22 Updating of application.(申請更新)

(1) 申請必須按照提送時可用的資料儘可能完整。

(2) 申請者必須在發照前，將預估作業的改變或新資料，即時補充於申請資料，讓 NRC 審查。

(7) § 61.23 Standards for issuance of a license.(發照標準)

NRC 頒發的廢棄物接收、擁有及處置執照，係基於不會傷害到一般的安全及對民眾的健康與安全不會產生不合理的風險，及

(1) 具資格的申請者。

(2) 申請者建議的處置場址、處置設計、陸地處置設施運轉(包括設備、設施及程序)、處置場址封閉、及封閉後監管，已足夠保護民眾健康與安全；並對下列事項提供合理的保證：(1)外釋的放射性民眾已獲得防護，(2)無意入侵者也已獲得防護，(3)符合游離輻射防護標準，(4)處置廢棄物及處置場址可達長期穩定且在封閉後不需持續的主動維修保養。

(3) 申請者對 subpart D 技術要求之展示，已提供合理保證。

(4) 申請者對監管的建議提供合理保證，所提供的監管期可以符合監管的要求。

(5) 財力保證資料符合 subpart E 的要求。

(6) 申請者的保安資料提供合理保證，符合保安要求。

(7) 申請者的臨界安全程序，足以保護民眾健康與安全並提供合理保證，符合臨界意外要求。

(8) 任何 NRC 要求的額外資料，皆已提送且已足夠。

(8) § 61.28 Contents of application for closure.(封閉申請內容)

(1) 處置場址最後封閉前或 NRC 指示，申請者必須提送執照修正申請。封閉申請必須提送處置場址封閉的詳細計畫，包括下列資料：

(1) 在運轉期獲得與安置放射性廢棄物長期包封有關的任何額外地質、水文或其他處置場址資料。

(2) 與洞穴區回填、封閉與密封、廢棄物遷移與安置區介質交互作用有關的測試、實驗、或其他分析之結果，及與安置放射性廢棄物長期包封

有關的任何其他測試、實驗、或分析。

(3) 為下列事項，任何的建議修正資料：(a)表面設施的除污與拆解，(b) 洞穴區的回填，(c)處置場址的穩定化。

(2) 與申請一併提送的環境報告或其補充報告。

(9) § 61.29 Post-closure observation and maintenance.(封閉後觀察與維護保養)

(1) 依§ 61.28 核准的封閉，為其完整性，領有執照者必須在執照轉移前，在處置場址觀察、偵測及執行必要的維護與修補。領有執照者對處置場址的責任必須在封閉後維持 5 年。封閉後的觀察與維護保養之期程，依場址的特性為基礎，必須建立及核准，當作場址封閉計畫的一部份。

Subpart C--Performance Objectives(功能目標)

(一) § 61.40 General requirement.(一般要求)

1. 陸地處置設施經場址篩選、設計、運轉、封閉與封閉後管制，應合理保證人類的輻射暴露在§ 61.41 到§ 61.44 所規定的限值內。

(二) § 61.41 Protection of the general population from releases of radioactivity.(放射性外釋之民眾防護)

1. 外釋至環境的放射性物質，在地下水、表面水、空氣、土壤、植物、或動物中的濃度，不可導致任何民眾年劑量超過全身有效劑量 25 mrem、甲狀腺 75 mrem、其他器官 25 mrem。必須努力使外釋到環境的放射性，合理抑低。

(三) § 61.42 Protection of individuals from inadvertent intrusion.(無意入侵之個人防護)

1. 陸地處置設施之設計、運轉及封閉必須確保無意入侵到處置場址、主動監管後與廢棄物接觸之個人防護。

(四) § 61.43 Protection of individuals during operations.(運轉中之個人防護)

1. 陸地處置設施之運轉必須符合游離輻射防護安全標準之規定，但外釋放射性受到§ 61.41 之管制。必須努力使輻射曝露，合理抑低。

(五) § 61.44 Stability of the disposal site after closure.(封閉後處置場址之穩定)

1. 處置設施之選址、設計、使用、運轉、及封閉必須使處置場址達到長期穩定，並降低封閉後持續主動維護保養的需求，僅需偵測、監測或少量關心。

Subpart D--Technical Requirements for Land Disposal Facilities(陸地處置設施技術要求)

(一) § 61.50 Disposal site suitability requirements for land disposal. (陸地處置場址穩定要求)

近地表處置的場址穩定：本節說明當作近地表處置設施最低可接受的場址特性，處置場址穩定主要強調的是隔離廢棄物、具長期影響的事物、場址特性，確保符合 subpart C 的長期功能目標，反對短期的方便與利益。

1. 處置場址必須能特性化、模式化、分析與偵測。
2. 計畫人口的成長與未來發展，不可影響處置設施符合 subpart C 功能目標的能力。
3. 場址必須避免已知的天然資源。若被開挖可能導致無法符合 subpart C 功能目標。
4. 處置場址必須有良好的排水且不可在洪水區或常積水區。廢棄物處置不可在 100 年洪水區、海岸高危險區或濕地。
5. 避免在上游的排水區，以減少溢流(runoff)量沖刷廢棄物處置單元。
6. 處置場址必須有足夠深度才會到地下水水位，使地下水不會長期入侵至廢棄物。假如可以證明處置場址特性，僅導致分子擴散為放射性核種遷移的主要方法，且遷移速率之結果能符合 subpart C 功能目標，NRC 可以考慮例外允許處置場址位於地下水水位下方，但在地下水水位變動的區域是不被允許的。
7. 用於處置的水文地質單元不可將地下水排放到處置場址的地面。
8. 避免位於大地構造作用的地區，如斷層、皺摺、地震、火山常發生，會嚴重影響處置場址的能力，無法符合 subpart C 功能目標。
9. 避免位於表面地質作用的的地區，如大破壞(mass wasting)、浸蝕(erosion)、崩塌(slumping)、地滑(landsliding)、暴風雨(weathering)常發生，會嚴重影響處置場址的能力，無法符合 subpart C 功能目標。
10. 處置場址不可位於附近有設施或作業，將影響處置場址的能力，無法符合 subpart C 功能目標；或影響環境偵測計畫的地區。

(二) § 61.51 Disposal site design for land disposal.(陸地處置場址設計)

近地表處置的場址設計：

1. 場址設計特性必須導引至長期隔離，並避免場址封閉後持續主動維護保養的需求。
2. 處置場址設計與運轉必須場址封閉及穩定化計畫相容，導致場址封閉可提供合理保證符合 subpart C 功能目標。
3. 處置場址必須設計成可適當彌補及改善場址天然特性的能力，以確保符合 subpart C 功能目標。
4. 處置場覆蓋必須設計成可減少水的滲入、直接過濾或導引表面水遠離處置的廢棄物，並可抵抗因地表地質作用及生物活動之退化。
5. 場址表面特性必須導引表面水的排水遠離處置單元，其排放速率與梯度不可導致浸蝕，在未來需要持續主動維護保養。
6. 處置場址必須設計成可減少水與貯存中的廢棄物接觸、駐留水與處置中的廢棄物接觸、滲流水或駐留水與處置後的廢棄物接觸。

(三) § 61.52 Land disposal facility operation and disposal site closure.(陸地處置設施運轉與場址封閉)

近地表處置設施的運轉與場址封閉：

1. 根據§ 61.55 規定之 A 類廢棄物，必須與其他廢棄物分開處置並充分隔離，使 A 類廢棄物與其他廢棄物間之交互作用不會導致無法符合 subpart C 功能目標。假如 A 類廢棄物符合§ 61.56(b)穩定化要求，分開處理就沒有必要。
2. 根據§ 61.55 規定之 C 類廢棄物，其處置的上方必須在覆蓋上方 5 公尺以下，或必須有入侵障壁，以防止無意入侵至少 500 年。
3. 所有廢棄物處置必須依下列要求：
 - (1) 廢棄物安置必須維持包件的完整性，減少包件間的空隙，允許空隙可以填塞。
 - (2) 包件間的空隙必須以土壤或其他物質填塞，以減少未來的沉澱。
 - (3) 廢棄物安置與覆蓋必須限制其覆蓋表面的輻射劑量率，以符合游離輻射防護的規定。
 - (4) 每一處置單元的位置與邊界必須經土地勘測正確地繪出與標示，近地表處置單元必須很容易分辨與標示。三個永久勘測標示控制點必須在場址內建立，以便勘測。

(5) 在任何掩埋廢棄物與場區邊界間的緩衝區必須維持，緩衝區必須有足夠空間，以執行§ 61.53 規定的環境偵測作業及減輕必要的度量。

(6) 每一處置單元填滿與覆蓋後，必須依核准的場址封閉計畫內建立的封閉與穩定化措施去執行。

(7) 廢棄物處置作業對完整封閉及穩定化措施不可有重大影響。

(8) 只有含放射性或受放射性物質污染的廢棄物可以在處置場址處置。

(四) § 61.54 Alternative requirements for design and operations.(設計與運轉之替代要求)

1. 假如有合理保證符合 subpart C 功能目標，NRC 可以授權不依§ 61.51 到 §61.53 之規定。

(五) § 61.55 Waste classification.(廢棄物分類)

近地表處置廢棄物分類

1. 考慮：廢棄物分類有兩個考慮因素：(1)首先考量長半衰期核種的濃度，在監管、改善的廢棄物體及深處置都已停止其效用後，仍然具有潛在的危險性；潛在劑量的大小受限於核種的濃度。(2)第二種考量是短半衰期核種的濃度，在監管、廢棄物體及處置方法之要求仍有效。

2. 廢棄物分類

(1) A類廢棄物在處置場址通常與其他廢棄物分開處置。其物理形態與特性必須符合§ 61.56(a)之規定；若 A類廢棄物已經符合§ 61.56(b)穩定化要求，不必與其他廢棄物分開處置。

(2) B 類廢棄物必須符合嚴格的廢棄物體要求，以確保處置後的穩定。其物理形態與特性必須符合§ 61.56 穩定與最少的雙重要求。

(3) C 類廢棄物不但須符合更嚴格的廢棄物體要求，以確保穩定；也要有額外的措施，以防範無意入侵。其物理形態與特性必須符合§ 61.56 穩定與最少的雙重要求。

(4) 不是所有放射性廢棄物都可被近地表處置所接受。超過 C 類廢棄物必須處置在地質處置場，除了該處置場已獲得 NRC 核准可以處置。

3. 以長半衰期核種分類：若放射性廢棄物僅含表 1 所列之放射性核種，其分類如下：

(1) 濃度未超過表 1 值的 1/10，為 A類廢棄物。

- (2) 濃度超過表 1 值的 1/10，但未超過表 1 值，為 C 類廢棄物。
- (3) 假如濃度超過表 1 值的廢棄物，通常不為近地表處置所接受。
- (4) 若廢棄物含多種表 1 之放射性核種，其總濃度之決定須滿足

$$\sum_i \frac{C_i}{C_{i,t}} < 1。$$

表 1

放射性核種	濃度(Ci/m ³)
C-14	8
C-14 (活化金屬)	80
Ni-59 (活化金屬)	220
Nb-94(活化金屬)	0.2
Tc-99	3
I-129	0.08
半衰期超過 5 年 α 發射體的超鈾核種	100(nCi/g)
Pu-241	3,500(nCi/g)
Cm-242	20,000(nCi/g)

4. 以短半衰期核種分類：若放射性廢棄物不含表 1 所列之放射性核種，其分類依表 2 濃度決定。

- (1) 濃度未超過表 2 第 1 欄值，為 A 類廢棄物。
- (2) 濃度超過表 2 第 1 欄值，但未超過第 2 欄值，為 B 類廢棄物。
- (3) 濃度超過表 2 第 2 欄值，但未超過第 3 欄值，為 C 類廢棄物。
- (4) 假如濃度超過表 2 第 3 欄值的廢棄物，通常不為近地表處置所接受。
- (5) 若廢棄物含多種表 2 之放射性核種，其總濃度之決定須滿足

$$\sum_i \frac{C_i}{C_{i,t}} < 1。$$

表 2

放射性核種	濃度(Ci/m ³)		
	第 1 欄	第 2 欄	第 3 欄
半化期小於 5 年之所有核種 總和	700	(1)	(1)
H-3	40	(1)	(1)

Co-60	700	(1)	(1)
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63 (活化金屬)	35	700	7000
Sr-90	0.04	150	7000
Cs-137	1	44	4600

(1)：B類廢棄物及C類廢棄物並無此核種濃度值之限制。可從實際執行運送、吊卸與最終處置作業時，考量體外輻射與衰變熱，而限制這些核種之濃度。除非由本表內其他核種決定廢棄物歸於C類廢棄物，否則應歸於B類廢棄物。

5. 以長及短半衰期核種分類：若放射性廢棄物含有表 1 及表 2 所列之放射性核種，其分類如下：

(1) 濃度未超過表 1 值的 1/10，其分類依表 2 而定。

(2) 濃度未超過表 1 值的 1/10，但未超過表 1 值，且未超過表 2 第 3 欄值，為 C 類廢棄物。

6. 若放射性廢棄物不含表 1 或表 2 所列之放射性核種，即為 A 類廢棄物。

7. 廢棄物濃度的決定：核種濃度可以用間接方法決定，如比例因子(scaling factor)，但必須合理保證間接方法可用實際度量來校正。核種濃度可用平均值表示。

(六) § 61.56 Waste characteristics.(廢棄物特性)

1. 所有廢棄物都必須滿足下列要求，以便於在處置場址吊卸並提供人員健康與安全防護。

(1) 處置的廢棄物不可以紙箱或木箱包裝。

(2) 液體廢棄物必須固化或包裝在充分的吸收物質內，可吸收兩倍的液體體積。

(3) 固體廢棄物所含液體，其自由水及非腐蝕性液體之含量要儘可能低，不可超過其體積的 1%。

(4) 在常溫及常壓下廢棄物不可具有爆炸性或可能爆炸的分解與反應；也不可與水有爆炸性的反應。

(5) 廢棄物在運送、處理或處置時，不可含有或可能產生傷害人體的有毒氣體、蒸氣或煙霧。但不適用於放射性氣體包件。

(6) 廢棄物不可具有自燃性(pyrophoric)，廢棄物內的自燃性物質必須處理與包裝成不可燃。

(7) 氣體廢棄物必須包裝，在 20°C 壓力不可超過 1.5 大氣壓，每一容器內總活度不可超過 100Ci。

(8) 含有有毒的、生物的、疾病的或傳染性物質的廢棄物必須處理，降低其非放射性的潛在傷害。

2. 這一節的要求希望提供廢棄物的穩定性。廢棄物穩定才能確保廢棄物不會結構性的退化並影響處置場址的穩定性，處置場址不會經由蹋陷、崩塌或處置單元毀壞，而導致水的滲入。穩定對無意入侵者也是限制其曝露的一個因子，它提供一個認可且不延散的廢棄物。

(1) 廢棄物必須結構穩定：一個結構穩定的廢棄物體，在預期的處置條件下，如負載與擠壓設備、溼氣存在、微生物活動及內部因子(輻射影響及化學改變)，通常都會維持其物理體積及形式。結構穩定可由廢棄物體來提供，處理廢棄物成穩定形式，或將廢棄物放在處置容器內或結構體內，都可提供處置後的穩定。

(2) 無法符合 61.56(1)之規定的液體廢棄物或含液體廢棄物，都必須轉化為廢棄物體，其含自由水及非腐蝕性液體須儘可能的少。當廢棄物放在處置容器內，絕對不可有液體超過廢棄物體積的 1%。超過 0.5% 體積的廢棄物都必須加以穩定化。

(3) 廢棄物內空隙及廢棄物與其包件間的空隙必須降到可行的範圍。

(七) § 61.57 Labeling.(標示)

1. 每一廢棄物包件都必須清楚標示，以確認其為 A 類、B 類或 C 類廢棄物。

(八) § 61.58 Alternative requirements for waste classification and characteristics.(廢棄物分類與特性之替代要求)

1. 假如廢棄物特性、處置場址及處置方法經評估後，有合理保證符合 subpart C 功能目標，NRC 可以依業者要求，授權廢棄物之分類與特性依其他規定。

(九) § 61.59 Institutional requirements.(監管要求)

1. 監管計畫必須包括，但不限於，在處置場址執行環境偵測計畫、定期監測、最少保管(minor custodial care)、及 NRC 要求事項；以及包括監管作業費用的基金管理。監管期可由 NRC 決定，但不可仰賴監管期超過

100 年。

Subpart G--Records, Reports, Tests, and Inspections(紀錄、報告、測試與檢查)

(一) § 61.80 Maintenance of records, reports, and transfers.(紀錄維護、報告與轉移)

1. 每一位執照擁有者必須依執照附帶條款、法規或 NRC 命令的要求，保存任何紀錄並提報任何報告。
2. 法規或執照附帶條款要求的紀錄，必須依規定期限保存。
3. 必須保存的紀錄可以原版、複製或微縮影片。紀錄也可用電子檔方式貯存，在要求保存期，其複製物必須易辨識、正確、及完整。紀錄若為書信、藍圖、規格都必須包括所有相關資料，如印章、起草及簽名。執照擁有者必須有充分守衛防止紀錄遭串改與遺失。
4. 放射性廢棄物運送的接收，執照擁有者必須記錄在處置設施接收的日期、廢棄物處置的日期、可追蹤的交運文件號碼、工程障壁的描述、為處置提供的結構外包裝、處置位置、接收時廢棄物處置容器的包封整體性、交運文件所列物質與接收時不相符之處、任何拖板支架或運送或現場產生污染物的體積、被當作污染物處置的物質、及任何洩漏或受損處置容器之現象或輻射或污染超過限值。執照擁有者必須簡單說明任何的重新包裝作業及執照附帶條款要求的資料。
5. 執照擁有者必須在每年第一季底向 NRC 提報年報，年報必須包括：(1) 外釋至非限制區液體及空浮內主要放射性核種量的說明，(2)環境偵測計畫的結果，(3)處置單元的勘查與維護保養作業的總結，(4)處置廢棄物的種類，及其放射性核種的量與活度的總結，(5)觀察到場址特性與申請時所述有顯著不同的任何實例，(6)NRC 要求的其他資料。假如放射性物質外釋的量與預期有顯著差異，必須包括在報告內。
6. 除了其他要求外，執照擁有者必須將交運文件及其他與放射性廢棄物有關的收據及處置資料，存在電子紀錄保存系統(electronic recordkeeping system)。

十七、 安全分析報告標準格式與內容(NUREG-1199)

美國 NRC 為了建立放射性廢棄物陸地處置執照申請的統一格式，並

能依 10CFR61 之要求，提供必要的資料，訂定了 NUREG-1199 低放射性廢棄物處置設施執照申請的安全分析報告標準格式與內容，其主要內容如下：

(1) 一般資料

簡介

一般設施描述

時程

監管資料

文獻相關資料

與法規導則的一致性

主要審查事項總結

(2) 場址特性

地理、人口統計、與未來發展

2.1.1 場址位置與描述

2.1.2 人口分布

氣象與氣候

地質與地震

2.3.1 場址地質特性

2.3.2 地震調查

水文

2.4.1 表面水水文

2.4.2 地下水特性

大地構造特性

地球化學特性

天然資源

2.7.1 地質資源

2.7.2 水資源

生態

運轉前環境偵測

(3) 設計及建造

- 3.1 主要設計特性
- 3.2 正常、異常與意外狀況之設計考量
- 3.2A 地下壕溝與地上水泥庫之結構設計
- 3.3 建造考量
- 3.3A 地下壕溝與地上水泥庫之建造與運轉考量
- 3.4 輔助系統與設施之設計
 - 3.4.1 共用系統
 - 3.4.2 輔助設施
 - 3.4.3 防火系統
 - 3.4.4 浸蝕與洪水控制系統
- (4) 設施運轉
 - 4.1 廢棄物檢查與接收
 - 4.2 廢棄物處理與貯存
 - 4.3 廢棄物處置作業
 - 4.4 運轉中環境偵測與監測
- (5) 場址封閉計畫及監管
 - 5.1 場址穩定
 - 5.1.1 地表排水與浸蝕防護
 - 5.1.2 大地構造穩定度
 - 5.1A 地下壕溝與地上水泥庫之場址封閉與穩定考量
 - 5.2 除污與除役
 - 5.3 運轉後環境偵測與監測
- (6) 安全評估
 - 放射性外釋
 - 6.1.1 廢棄物形態、種類與數量的決定
 - 6.1.2 入滲
 - 6.1.3 放射性核種外釋－正常情況
 - 6.1.4 放射性核種外釋－意外或非正常運轉條件
 - 6.1.5 放射性核種轉移到人類接觸的地方
 - 6.1.5.1 轉移機制－地下水

6.1.5.2 轉移機制 - 空氣

6.1.5.3 轉移機制 - 表面水

6.1.5.4 其他轉移機制

6.1.6 影響評估與符合法規

入侵者防護

長期穩定度

6.3.1 地表排水與浸蝕防護

6.3.2 斜坡穩定度

6.3.3 沉積與沉澱

(7) 職業輻射防護

7.1 職業輻射曝露

7.2 輻射源

7.3 輻射防護設計特性

7.4 輻射防護計畫

(8) 管理

8.1 組織架構

8.2 申請者資格

8.3 訓練計畫

8.4 緊急應變計畫

8.5 審查與稽核

8.6 設施管理與運轉程序

8.7 保安

(9) 品質保證

9.1 設計、建造與運轉的品質保證

(10) 財力證明

10.1 申請者財力資格

10.2 基金證明

10.3 公司擔保

10.4 第三者財物擔保，如在州基金內

10.5 信託與財物信託

10.6 其他財力證明

10.7 擔保品總額調整

(11) 參考文獻

十八、 標準審查計畫(SRP, NUREG-1200)

此標準審查計畫(Standard Review Plan, SRP) 係提供導則給 NRC 核物料安全與保安處(the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)審查人員，以執行低放射性廢棄物處置設施建造與運轉申請之安全審查，也可提供給申請者參考。也能幫助協議州(Agreement States)及有興趣團體負責執行其自己的審查作業。SRP 的主要目的，係為確保 NRC 人員審查的品質及一致性，並提出一份定義良好的基本資料，以評估審查範圍與要求中的改變建議。也增進興趣團體及核能工業界瞭解 NRC 人員審查過程。

安全審查主要以安全分析報告(Safety Analysis Report, SAR)內的資料為基礎。10CFR61.10 一節要求低放射性廢棄物處置設施每一申請案都須包括一份 SAR。SAR 必須充分詳細地讓 NRC 人員，可以獨立地驗證設施在興建與運轉時，對民眾的健康與安全，沒有無法負擔的風險(without undue risk)。在 SAR 送出審核前，申請者必須詳細設計並分析該設施，推定該設施可以安全興建與運轉。

一般的項目，10CFR61.11 指定在 SAR 中須提供的資訊。NRC 人員為評估 SAR，需要的特別資訊被確認在申照標準格式與內容(SFC, NUREG-1199)，為低放射性廢棄物處置設施執照申請之標準格式與內容。個別 SRP 被鎖定在 NUREG-1199 且依 NUREG-1199 章節加以編號。

SRP 包括各種場址條件及設施設計。每一個別 SRP 對所有的審查範圍，提供完整的程序與所有的接受標準。然而，對於任何申請案，當 NRC 審查人員已充分熟悉先前審過的特色，可以選擇並強調 SRP 內的特殊部分，因此一個完整新的審查是不必要的。對此及其他相似理由，NRC 審查人員不須詳細地執行列在每一 SRP 中的所有審查步驟。

每一個別 SRP 會確認誰將執行審查、被審查的資料、審查的基礎、如何執行審查、及遇到結論。此安全審查工作，由廢棄物管理組(the Division of Waste Management)內三個課(branches)來執行。三個課分別為「低放射性廢

棄物與除役計畫課」、「工程與地球科學課」及「功能評估與水文學課」。低放射性廢棄物與除役計畫課：管理廢棄物管理組中的執照審核，審查 SAR 中財務保證部分，並確保審查的一貫性(consistency)與連續性(continuity)。工程與地球科學課：審查 SAR 中工程方面的資料，如處置設施與包裝設計及材料議題，以及地質與地化方面的資料。功能評估與水文學課：審查設計的水文方面資料，及它如何影響場址的表面水特性與地下水特性。每一 SRP 須確認出審查所需要的專長；在某些審查範圍，也須要在 SRP 中確認出需要支援的專長。SRP 是一個主要機制，允許 NRC 審查人員在 15 個月審查一個申請案。

每一 SRP 都被分成下列七個章節：

1. 審查責任(responsibility for review)
此節確認出為了 SRP 範圍的主題或功能評審的負責專家。
2. 審查範圍(areas of review)
此節說明主要審查的資訊，包括須要審查的系統、組件、分析、資料及其他資訊的描述。對需要的或專家要求的資訊做簡短討論，讓主審完成其審查。
3. 審查程序(review procedures)
這節討論如何進行審查工作，一般包括審查者可依循的步驟程序，以合理驗證達到適當的標準。
4. 接受標準(acceptance criteria)
這節包括審查目的、適當的 NRC 法規要求與相關導則及技術基礎的描述。技術基礎包括特殊標準，如 NRC 管制導則、工業法規及標準、及課的技術立場(branch technical positions)。
某些章節的技術基礎，在課的技術立場或附錄中提供，包括在 SRP 內。此文件會提出 NRC 人員可接受的解及方法。
5. 評審發現(evaluation findings)
對每一 SRP，其結論都被加入安全評審報告(Safety Evaluation Report, SER)內。SER 包括審查的重點、申請者須修正的事務、須要的額外資訊、未來須要解決及等待解決的事務、偏離標準的設施設計或申請者計畫。
6. 履行(implementation)
這節說明 NRC 人員如何執行 SRP 及接受標準。
7. 參考資料(references)
這節列出用在審查過程的參考資料及指出參考資料為主要者或一般者。

十九、 結語

美國 10CFR 61 法規規定的非常詳細，其中有下列事項是國內法規所沒有的，可考量在「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」加以補強。

- (1) 場址應考量未來至少 500 年的特性。
- (2) 廢棄物體穩定化係指可維持整體物理特性及一致性超過 300 年。
- (3) 入侵障壁的有效壽命需達 500 年。
- (4) 廢棄物安置必須維持包件的完整性，減少包件間的空隙。
- (5) 每一處置單元的位置與邊界必須經土地勘測正確地繪出與標示，近地表處置單元必須很容易分辨與標示。三個永久勘測標示控制點必須在場址內建立，以便勘測。
- (6) 氣體廢棄物必須包裝，在 20℃ 壓力不可超過 1.5 大氣壓，每一容器內總活度不可超過 100Ci。
- (7) 監管期可由 NRC 決定，但不可仰賴監管期超過 100 年。

美國安全分析報告標準格式與內容(NUREG-1199)，國內已有相關導則其出入不大。至於安全分析報告標準審查計畫(SRP, NUREG-1200)，國內仍然缺乏，可參考美國標準審查計畫及 IAEA 之報告，來研訂我國「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告標準審查要點」。

附件四、美國 RSICC 處置相關程式

一、前言

雖然低放射性廢棄物處置作業已在許多國家實施，但每個國家的地理、地質、氣候、民眾的生活習慣等，都不一樣。所以低放射性廢棄物處置的安全評估，並沒有標準化的電腦程式可用。低放射性廢棄物處置作業之危害程度雖遠不及核反應器意外事故的危害，但核反應器之各項評估程式都已有標準化的電腦程式，且經過嚴密的驗證過，所計算出的結果可靠性高。然而，低放射性廢棄物處置之安全評估所涉及的領域既廣且深，各國地質氣候條件又不一致，又無標準化之電腦程式可用。

程式之撰擬是一項費時費力的團隊工作，且須經過長期的比較與驗證，不是短期可以完成的。同時，自行發展的程式可信度易遭外界的質疑。美國 Oak Ridge 國家實驗室輻射安全資訊計算中心(Radiation Safety Information Computational Center，RSICC)已收集各種計算機程式，並經長期校正與驗證，可信度高。國內學者專家只要了解 RSICC 相關程式之內容，即具備審查處置安全評估各種模式之能力。

二、美國 RSICC 收集到的相關程式

到美國 Oak Ridge 國家實驗室輻射安全資訊計算中心(RSICC)的網站，蒐尋與放射廢棄物處置相關的評估程式，瞭解各程式的重要機制與功能，篩選出可能適用於國內之評估模式，將有助於國內審查作業。相關程式如下：

(一) 廢棄物射源項

1. DIFMOD: A Computer Program To Calculate The Leaching Of Radionuclides And The Corrosion Of Cemented Waste Forms in Water or Brine.

DIFMOD calculates the leaching of radionuclides and the corrosion of cemented waste forms in contact with water or brine.

DIFMOD computes both the behavior of specimens in the laboratory-scale experiments and provides a forecast of the behavior of waste forms in the case of an accidental drowning of a repository. The

mathematical formalism describes leaching and corrosion on the basis of diffusion and dissolution processes and of the chemical reactions by corrosion.

2. DUST-BNL: Disposal Unit Source Term by One-Dimensional, Transient, Finite-Difference, Subsurface Release and Transport of Solute Contaminants.

DUST solves for release and transport of contaminants from containerized wastes. Each container may have unique properties (i.e., time to failure or localized failure, e.g., pitting) and each waste form may have unique release properties. Release from the waste form is limited by one of four physical or chemical restraints: solubility, diffusion, dissolution, and surface wash-off with partitioning. The release from the waste form acts as a source for transport in the advection/dispersion equation. Transport is modeled in one-dimension through the groundwater pathway from subsurface disposal. RNUCL.DAT, database of half-lives, solubility limits, and atomic mass for selected radionuclides, is included in this package.

The advection/dispersion transport equation with spatially varying sources (waste forms) is solved using the method of finite-differences. Advancement in time is achieved using the fully implicit backward Euler scheme. An option exists which permits an analytical solution to the advection equation with spatially varying sources. This procedure is an extension of the mixing-cell cascade models. Radioactive decay and sorption processes are included in either model. Container performance is calculated through empirical correlations and user-supplied input data. Waste form release characteristics are simulated with geometry-dependent (rectangular or cylindrical waste forms) analytical solutions to the diffusion equation. Dissolution is modeled through an input value specifying yearly fractional release rate and rinse release with partitioning is simulated using user-supplied values. In all cases, checks are made to prevent solubility limits from being exceeded.

(二) 空氣傳輸

1. AIRBORNE: Airborne Contaminants Dispersion Code.

AIRBORNE computes distributions of airborne pollutants. It was designed to simulate the effects of proposed changes on the environment, providing a means of modeling and displaying the effect of a source of airborne pollutants on a particular locality. A simple Gaussian plume model was used.

AIRBORNE requires data describing a latitude and longitude grid on a section of the earth's surface and data describing and locating a pollutant source. All sources are assumed to be at the center of the cell in which they are located. It calculates the great circle distance (assuming the earth to be a sphere) from the center of the source cell to the center of a receiving cell and the compass bearing of the great circle at the source. The source strength, effective stack height, wind speed, and wind probability are used to calculate the concentration at the center of the receiving cell due to this particular source. This process is repeated for each cell in the grid.

2. DWNWND: Interactive Gaussian Plume Atmospheric Transport Model.

DWNWND computes sector center-line and average pollutant concentrations for sites downwind of the source. The code is interactive and prompts the user to input source and atmospheric parameters. Horizontal and vertical diffusivities are computed based on the user's choice of dispersion parameters. Eight sets of dispersion parameters are available. Plume tilt and plume depletion are among the mechanisms considered.

DWNWND is an interactive implementation of the Gaussian plume formulation of atmospheric transport. Lagrangian interpolation is used to compute equation coefficients based on surface roughness if the user's choice is Hosker's formulation of the Briggs-Smith parameters. A Simpson's Rule integration is used to calculate plume depletion.

(三) 表面水傳輸

1. CHNSED: Code System to Model Sediment & Contaminant Transport.

CHNSED is an expanded model of hydrologic response of a watershed. It includes the simulation of trace contaminant transport through the watershed. Within the stream channel system trace contaminant is transported in dissolved and adsorbed form. CHNSED includes both SEDTRN, a model of sediment transport through a rectangular stream channel system, and the Wisconsin Hydrologic Transport Model, WHTM, a processes model. Processes considered in CHNSED include particulate mobilization (sheet erosion and overland transport) and dissolved contaminant transport (associated with run off, interflow, and base flow inputs to the channel system). An ion exchange submodel simulates the soil-contaminant-water interaction at the land surface, and sediment transport and partitioning of trace contaminant between water and sediment in the channel system are also included. Following its entry into the channel system, dissolved contaminant transport is derived from flow routing algorithms of the WHTM. Routing of the adsorbed fraction is controlled by sediment transport dynamics, which are governed by bedload and suspended load sediment transport.

The sediment transport formulation is an extension of that described by R. A. Bagnold in 1966, and includes Manning's equations to determine flow rate and modification to Stokes' law to allow calculation of particulate fall velocity in both the viscous and inertial particle settling regions. Sediment is separated into three components: resident sediment in the stream bed, sediment in transit as bedload, and sediment in transit as suspended load. Each of these components is partitioned into as many as 12 size classes of logarithmically varying ranges. The partitioning of a contaminant between water and sediment is based on the assumption of an equilibrium distribution being attained within each simulation interval.

2. DISPERS: Collection of Mathematical Models for Dispersion in Surface Water and Groundwater.(也可列入地下水傳輸)

DISPERS computes the fate of routinely or accidentally released radionuclides in surface water and groundwater.

The mathematical models in DISPERS are straightforward simulations of dispersion with constant coefficients and, in general, simple geometries. The SSTUBE and TUBE programs are useful for two-dimensional dispersion of a continuous source into a river after steady state has been attained. The RIVLAK program also applies to dispersion in a river, but the source may be steady or unsteady. GROUND is used for calculating the dispersion in a three-dimensional aquifer and is most useful for determining the concentration at wells downgradient of a source released from a vertical plane. GRDFLX provides the same function but it considers a horizontal area source.

3. LPGS: Code System for Calculating Radiation Exposure Resulting from Accidental Radioactive Releases to the Hydrosphere.

LPGS was developed to calculate the radiological impacts resulting from radioactive releases to the hydrosphere. The name LPGS was derived from the Liquid Pathway Generic Study for which the original code was used primarily as an analytic tool in the assessment process. The hydrosphere is represented by the following types of water bodies: estuary, small river, well, lake, and one-dimensional (1-D) river. LPGS is designed to calculate radiation dose (individual and population) to body organs as a function of time for the various exposure pathways. The radiological consequences to the aquatic biota are estimated. Several simplified radionuclide transport models are employed with built-in formulations to describe the release rate of the radionuclides. A tabulated user-supplied release model can be input, if desired. Printer plots of dose versus time for the various exposure pathways are provided.

The response of the environment to an instantaneous input is generally represented by an analytical function (closed-form solution). Convolution of this analytic function with a release rate function is evaluated to analyze the various releases of radioactivity to the environment. The mathematical modeling evaluates the time dependent radiation impact arising from the population utilizing water

associated pathways. The exposure modes considered are (if pathway exists): 1) consumption of drinking water, 2) consumption of aquatic foods, and 3) recreational exposure through swimming and shoreline activities.

4. MARINRAD: Code System Model for Assessing the Consequences of Release of Radioactive Material into the Oceans

MARINRAD is a system of computer programs designed to evaluate the consequences from release of radioactive waste into the ocean. It has been used for safety assessment studies for the Subseabed Disposal Program, Sandia National Laboratories. It calculates radionuclide concentrations as a function of time, steady-state food-chain concentration factors, dose and health effects to man, and doses to aquatic biota.

The systems model of MARINRAD is divided into three parts. The Ocean Transport Model partitions the ocean into an arbitrary number of sediment and water compartments and computes the concentration of each radionuclide released into the system in each compartment as a function of time (this is done in MARRAD). The Steady-State Food-Chain Model uses stable element concentration factors to calculate radionuclide concentrations in compartment biota. A food-chain model is used to compute concentration factors for biota that prey on compartment biota but do not reside in that compartment (MARRAD). The Pathways-to-Man Model calculates dose and health effects for all pathways that lead to exposure to man, including ingestion of aquatic biota, external exposure to contaminated water or sediments, inhalation of airborne spray or shore sediments, and other miscellaneous pathways. Doses to aquatic biota are also calculated (MAROUT). Nuclide inventory files are required by MARRAD and CCC-371/ORIGEN may be used for their generation. Libraries needed in the execution of the sample problem are provided as part of the package.

5. RIVER-RAD: Code System for Simulating the Transport of Radionuclides in Rivers.

RIVER-RAD assesses the potential fate of radionuclides released to rivers. The model is simplified in nature and is intended to provide guidance in determining the potential importance of the surface water pathway, relevant transport mechanisms, and key radionuclides in estimating radiological dose to man.

A compartmental linear transfer model is used in RIVER-RAD. The river system model in the code is divided into reaches (compartments) of equal size, each with a sediment compartment below it. The movement of radionuclides is represented by a series of transfers between the reaches, and between the water and sediment compartments of each reach. Within each reach (for both the water and sediment compartments), the radionuclides are assumed to be uniformly mixed. Upward volatilization is allowed from the water compartment, and the transfer of radionuclides between the reaches is determined by the flow rate of the river. Settling and resuspension velocities determine the transfer of absorbed radionuclides between the water and sediment compartments. Radioactive decay and decay-product buildup are incorporated into all transport calculations for all radionuclide chains specified by the user. Each nuclide may have unique input and removal rates. Volatilization and radiological decay are considered as linear rate constants in the model.

(四) 地下水傳輸

1. AT123D: Analytical Transient One-, Two-, and Three-Dimensional Simulation of Waste Transport in an Aquifer System.

AT123D is developed to compute the temporal-spatial distribution of contaminant concentration or temperature resulting from artificial input into aquifer systems. The assumptions include homogeneous flow field, constant aquifer properties, and simple aquifer geometry.

The advective-dispersion equation augmented with sorption, decay, and source/sink is solved analytically by means of Green's function. This makes the solution applicable to one-, two-, and three-dimensional problems as desired. The solution is written in terms

of convolution integrals of the source/sink and boundary conditions and Green's functions. AT123D is developed to implement these integrals.

2. BLT-FEMWATER: Code System to Solve for Release and Transport of Contaminants through Saturated/Unsaturated Media.

The BLT code solves for release and transport of contaminants from containerized wastes. Each container may have unique properties (i.e., time to failure or localized failure, e.g. pitting) and each waste form may have unique release properties. Release from the waste form is limited by one of four physical or chemical constraints: solubility, diffusion, dissolution, and surface wash-off with partitioning. The release from the waste form acts as a source for transport in the advection/dispersion equation. Transport is modeled in two-dimensions through the groundwater pathway from subsurface disposal.

The advection/dispersion transport equation with spatially varying sources (waste forms) is solved in two-dimensions using the method of finite elements. Advancement in time is controlled by user supplied input. It is recommended to use the fully implicit backward Euler scheme. However, Crank-Nicolson and explicit time step algorithms are provided. Radioactive decay and sorption processes are included in the model. Container performance is calculated through empirical correlations and user supplied input data. Waste form release characteristics are simulated with geometry dependent (rectangular or cylindrical waste forms) analytical solutions to the diffusion equation. Dissolution is modeled through an input value specifying the dissolution rate. Rinse release with partitioning is simulated with user supplied values. In all cases, checks are made to prevent solubility limits from being exceeded.

3. DPCT: A Deterministic-Probabilistic Model For Contaminant Transport.

DPCT is designed to simulate mass transfer by ground water movement in a vertical section of the earth's mass. The model can

account for convection, dispersion, radioactive decay, and cation exchange for a single component.

The hybrid deterministic-probabilistic model is used. The hybrid method addresses the fundamental problem of describing the spread of a large number of moving reference particles within a region. It is impossible to represent individual particle motion in exact mathematics. Statistical features provide a basis for representing an idealized pattern of motion. Because the individual particle position is known, one can easily determine the distribution of contaminant mass. This distribution can be expressed in terms of concentrations. The actual pattern of ground water flow is described by the ground water velocity field. A velocity is calculated for each reference particle in the region by interpolating values from the two-dimensional grid of velocities. Dispersion is accounted for in the particle motion by adding a random component to the deterministic motion. By summing the mass carried by each particle in a given cell and by determining the volume of water in the cell, it is possible to calculate contaminant concentrations within the region. When only convective and dispersive processes act, the quantity of mass is constant. However, when there is radioactive decay or cation exchange, the quantity of mass is decreased. The solution of the ground water flow equation and the dispersion-convection equation is subject to boundary conditions.

4. FE3DGW: Code System for Finite-Element, Three-Dimensional Ground-Water Flow Analysis.

FE3DGW is a code system for analyzing flow through large, multilayered ground-water systems. The code has the capability to model noncontinuous and continuous layering, time-dependent and constant sources/sinks, and transient as well as steady state flow. The code offers a wide choice in specifying boundary conditions like prescribed heads, nodal injection or withdrawal, constant or spatially varying infiltration rates, and elemental source/sink. Initial conditions can be prescribed as vertically hydrostatic or variable hydraulic head. The heterogeneity in aquifer permeability and porosity can be described by geologic unit or explicitly for given elements.

The code solves the partial differential equation for hydraulic head in large, multilayered natural systems by the finite element method. The geologic input data for a complex, multilayered ground-water system is reduced to hydrologic interpretation in the form of well logs at each surface node and subdivision of the entire region into two-dimensional elements. To facilitate interaction between disciplines, support programs were developed for plotting the finite element grid with well logs (PLOT3D), drawing contour maps (FEPLTI and FEPLT), and generation of rectangular grid data from irregular grid data to display three-dimensionally both the input data used for the simulation and the results (GRIDFE). The graphic displays are generated directly from the simulation input and output files. The program, TVL3D, delineates travel pathlines and travel times for use in radionuclide and other contaminant transport codes.

5. FEMWASTE/FEMWATER: A Finite-Element Model of Waste and Water Transport through Porous Saturated-Unsaturated Media.

FEMWASTE is a two-dimensional transient model for the transport of dissolved constituents through porous media. The transport mechanisms include: convection, hydrodynamic dispersion, chemical sorption, and first-order decay. The waste transport model is compatible with the water flow model (FEMWATER) for predicting convective Darcy velocities in porous media which may be partially saturated. Note that FEMWATER and a modified version of FEMWASTE, called BLT, are available as CCC-633 for personal computers. The PC version differs from the original 1980 version in the following ways: 1) the opening of the files is done by the program by means of an interactive request to the user for the names of the files to be opened; and 2) the input has been slightly modified by introducing free format reading and an header card before each set of data. The Department of Defense, in partnership with the DOE, EPA, Cray Research, and 20 academic partners, developed the DoD Groundwater Modeling System. The Waterways Experiment Station Coastal & Hydraulics Laboratory located in Vicksburg, Mississippi distributes GMS-FEMWATER, which includes 3DFEMWATER and

LEWASTE (which includes 3DFEMWASTE). More information is available on the www at <http://ripple.wes.army.mil/software/gms/>.

Implementation of quadrilateral isoparametric finite elements, bilinear spatial interpolation, asymmetric weighting functions, several time-marching techniques, and Gaussian elimination are employed in the numerical formulation of the transport equation. The application of the finite element method ensures that mass balance over the whole region is preserved. A mixture-dependent retardation factor is employed in the definition of solute sorption.

6. FEWA-FEMA: A Finite Element Model of Water and Other Material through Aquifers.

FEWA is a finite element model designed to treat complex transient real-world problems of sources/sinks, Dirichlet boundary values, Neumann or Cauchy fluxes, and leaky confining beds (aquitards) simultaneously. FEMA deals with the construction, verification, and demonstration of a finite element model of material transport through aquifers. The particular features of FEMA are its versatility and flexibility to deal with as many real-world problems as possible.

In FEWA, both quadrilateral and triangular elements, or a combination of the two, are used to facilitate the discretization of a compound region with highly irregular curved boundaries. Also, a pointwise iteration solution strategy for solving the matrix equation approximating the partial differential equation is included as an alternative to the direct solution method. This inclusion makes the model efficient and applicable to large-field problems when the bandwidth of the matrix becomes large. Three optional sorption models are embodied in FEMA. These are linear isotherm and Freundlich and Langmuir nonlinear isotherms. Point as well as distributed source/sinks are included to represent artificial injection/withdrawals and natural infiltration of precipitation. All source/sinks can be transient or steady state. Finite element methods are adopted to transform the governing differential equations to the matrix equation. To increase the applicability of the model in terms of

stability and convergence, twelve options have been included for the derivation of the matrix equation. The resulting matrix equation is solved with either the direct elimination or successive relaxation technique.

7. MINTEQ: Code System for Calculating Aqueous Geochemical Equilibria.

MINTEQ is a geochemical program to model aqueous solutions and the interactions of aqueous solutions with hypothesized assemblages of solid phases. It was developed for the Environmental Protection Agency to perform the calculations necessary to simulate the contact of waste solutions with heterogeneous sediments or the interaction of ground water with solidified wastes. MINTEQ can calculate ion speciation/solubility, adsorption, oxidation-reduction, gas phase equilibria, and precipitation/dissolution of solid phases. MINTEQ can accept a finite mass for any solid considered for dissolution and will dissolve the specified solid phase only until its initial mass is exhausted. This ability enables MINTEQ to model flow-through systems. In these systems the masses of solid phases that precipitate at earlier pore volumes can be dissolved at later pore volumes according to thermodynamic constraints imposed by the solution composition and solid phases present. The ability to model these systems permits evaluation of the geochemistry of dissolved traced metals, such as low-level waste in shallow land burial sites. MINTEQ was designed to solve geochemical equilibria for systems composed of one kilogram of water, various amounts of material dissolved in solution, and any solid materials that are present. Systems modeled using MINTEQ can exchange energy and material (open systems) or just energy (closed systems) with the surrounding environment. Each system is composed of a number of phases. Every phase is a region with distinct composition and physically definable boundaries. All of the material in the aqueous solution forms one phase. The gas phase is composed of any gaseous material present, and each compositionally and structurally distinct solid forms a separate phase.

MINTEQA2 applies the fundamental principles of thermodynamics to solve geochemical equilibria from a set of mass balance equations, one for each component. Because the mass action constraints are nonlinear in the components, the problem reduces to the solution of a system of nonlinear equations. In MINTEQA2 when a solid enters the equilibrium assemblage, the system of mass balance equations is modified to incorporate the additional solubility constraint. The system is then solved directly using the Newton-Raphson technique. MINTEQA2 is composed of four submodels. The speciation submodel computes the activities of complexed and uncomplexed cationic and anionic species, neutral ion pairs, and the activities of cationic and anionic redox species. These activities are then fed to the solubility submodel, which calculates ion activity products for solids and minerals. The results from these calculations are used by the mass transfer submodel to calculate the mass of solid that precipitates or dissolves. In the fourth or adsorption submodel MINTEQA2 models adsorption onto solid surfaces via several mechanisms: an activity K_d , an activity Langmuir isotherm, an activity Freundlich isotherm, an ion exchange model, a constant capacitance surface complexation model, and a triple-layer surface complexation model. The calculations completed by each submodel are dependent on the thermodynamic data stored in the MINTEQA2 database.

8. SESOIL: Code System to Calculate One-Dimensional Vertical Transport for the Unsaturated Soil Zone.

SESOIL, as an integrated screening-level soil compartment model, is designed to simultaneously model water transport, sediment transport, and pollutant fate. SESOIL is a one-dimensional vertical transport model for the unsaturated soil zone. Only one compound at a time can be considered. The model is based on mass balance and equilibrium partitioning of the chemical between different phases (dissolved, sorbed, vapor, and pure). The SESOIL model was designed to perform long-term simulations of chemical transport and transformations in the soil and uses theoretically derived equations to represent water transport, sediment transport on the land surface,

pollutant transformation, and migration of the pollutant to the atmosphere and groundwater. Climatic data, compartment geometry, and soil and chemical property data are the major components used in the equations. SESOIL was developed as a screening-level model, utilizing less soil, chemical, and meteorological values as input than most other similar models. Output of SESOIL includes time-varying pollutant concentrations at various soil depths and pollutant loss from the unsaturated zone in terms of surface runoff, percolation to the groundwater, volatilization, and degradation. The version of SESOIL in RSICC's collection runs stand alone and is functionally equivalent to the version in the RISKPRO system distributed and supported by General Sciences Corporation. The February 1995 release corrected an error that caused the code to fail when average monthly air temperature was -10C and includes an improved iteration procedure for the mass balance equations in the model. In June 1996 a minor change was made to the Fortran source file to correct erroneous values which were sometimes written to the printed output for the user-specified, pollutant mass input table. In October 2003, a minor correction was made to the source; and the program was recompiled with Compaq Visual Fortran 6.6 Update A.

The processes modeled by SESOIL are categorized into three cycles: hydrology, sediment, and pollutant transport. Each cycle is a separate sub-model within the SESOIL code. The hydrologic cycle is one-dimensional, considers vertical movement only, and focuses on the role of soil moisture in the soil compartment. The hydrologic cycle is an adaptation of the water balance dynamics theory of Eagleson (1978) and can be described as a dimensionless analytical representation of water balance in the soil column. An iteration technique is used to solve the mass balance equations in the hydrologic cycle. The sediment cycle is optional; it can be turned on or off by the user. If used, SESOIL employs the theoretical sediment yield model EROS (Foster et al., 1980), which considers the basic processes of soil detachment, transport, and deposition. The pollutant fate cycle focusses on the various chemical transport and transformation

processes which may occur in the soil and uses calculated results from the hydrologic and sediment washload cycles. The ultimate fate and distribution of the contaminant is controlled by the processes interrelated by a mass balance equation for each soil layer (compartment) that is specified by the user. An iteration procedure is used to solve each equation. The soil compartment is a cell extending from the surface through the unsaturated zone to the upper level of the saturated soil zone, also referred to as the aquifer or groundwater table.

(五) 輻射劑量評估

1. FOOD: Calculation of Radiation Dose to Man from Radionuclides in the Environment.

FOOD permits rapid and consistent estimates of the radiation dose and dose commitment to man resulting from radioactive materials released to the environment. It is designed to calculate the dose and dose commitment following an accumulation of radionuclides in the environment from one year's ingestion of contaminated food products and from one year's external radiation exposure. FOOD addresses terrestrial exposure pathways and calculates from deposition on farm or garden soil and crops during either an atmospheric or water release of radionuclides. Deposition may be either directly from air or from irrigation water. Doses may be calculated for either a maximum-exposed individual or for a population group. Doses calculated are a one-year dose and a committed dose from one year of exposure. The exposure is usually considered as chronic; however, equations are included to calculate dose and dose commitment from acute (one-time) exposure. FOOD calculates one-year doses and dose commitments from any one or combination of radionuclides for which sufficient biological data are available. As many as five of 23 possible organs and tissues, and mixtures of up to 100 radionuclides, may be selected in any one case. The user may select up to 14 food categories with corresponding consumption rates, growing periods, and either irrigation rates or atmospheric deposition rates. These foods include various kinds of produce, grains, and animal products.

The equations for calculating internal dose and dose commitment are derived from those given by the International Commission on Radiological Protections (ICRP) for body burdens and Maximum Permissible Concentration (MPC) of each radionuclide. The radiation doses from external exposure to contaminated farm fields or shorelines are calculated assuming an "infinite" flat plane source of radionuclides. A factor of two is included for surface roughness. A modifying factor to compensate for finite extent is included in the shoreline calculations. The computer output consists of radiation dose and dose commitment summaries to all chosen organs listed by exposure pathway and by radionuclide. In addition, options exist for complete listing of dose contributions by radionuclide for each pathway. The complete output includes radionuclide concentrations in all ingested plant and animal material.

2. GENII 2.06: Environmental Radiation Dosimetry Software System.

FRAMES 1.7/GENII 2.06 replaces GENII 1.485, which has been distributed by RSICC since 1992 as CCC-601. The GENII system includes capabilities for calculating radiation doses following chronic and acute releases. Radionuclide transport via air, water, or biological activity may be considered. Air transport options include both puff and plume models, each allow use of an effective stack height or calculation of plume rise from buoyant or momentum effects (or both). Building wake effects can be included in acute atmospheric release scenarios. The code provides risk estimates for health effects to individuals or populations; these can be obtained using the code by applying appropriate risk factors to the effective dose equivalent or organ dose. In addition, GENII Version 2 uses cancer risk factors from Federal Guidance Report 13 to estimate risk to specific organs or tissues. Although the codes were initially developed at Hanford, they were designed with the flexibility to accommodate input parameters for a wide variety of generic sites. Data entry is accomplished via interactive, menu-driven user interfaces. Default exposure and consumption parameters are provided for both the average (population) and maximum individual; however, these may be modified by the user.

Source term information may be entered as radionuclide release quantities for transport scenarios, or as basic radionuclide concentrations in environmental media (air, water, soil). For input of basic or derived concentrations, decay of parent radionuclides and ingrowth of radioactive decay products prior to the start of the exposure scenario may be considered. A single code run can accommodate unlimited numbers of radionuclides including the source term and any radionuclides that accumulate from decay of the parent, because the system works sequentially on individual decay chains. The code package also provides interfaces, through the Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems (FRAMES), for external calculations of atmospheric dispersion, geohydrology, biotic transport, and surface water transport. Target populations are identified by direction and distance (radial or square grids for Version 2) for individuals, populations, and for intruders into contained sources. A stochastic edition of GENII Version 1, named GENII-S (RSICC package CCC-648), was developed for the Waste Isolation Pilot Plant assessments by Sandia National Laboratory (Leigh et al. 1992). GENII Version 2 is completely stochastic, using the FRAMES SUM driver. Please note that the new version of GEN II Version 2.06 differs from GENII 1.485, which is the tool box code version that is endorsed by DOE in the response to DNFSB 2002-1. GENII 2.06 incorporates the ICRP standards 56-72 for radiation protection versus earlier versions for GEN 1.485. The new GENII is consistent with the TRU waste standard; however, the old breathing rate from the earlier ICRP standards was used to be consistent with the RADCON manual and other DOE directives.

Available release scenarios include chronic and acute releases to water or to air (ground level or elevated sources), and initial contamination of soil or surfaces. GENII implements the NRC models in LADTAP for surface water doses. GENII does not explicitly include modules for performing groundwater transport calculations; however, the FRAMES system allows addition of other computer modules to the GENII system. Exposure pathways include direct

exposure via water (swimming, boating, and fishing), soil (surface and buried sources), air (semi-infinite cloud and finite cloud geometries), inhalation and ingestion pathways. The tritium model includes consideration of both gas and vapor, conversion of gas into vapor, and biological conversion of both into organically-bound tritium. GENII Version 1 implemented dosimetry models recommended by the ICRP in Publications 26, 30, and 48, and approved for use by DOE Order 5400.5. GENII Version 2 implements these models plus those of ICRP Publications 56 through 72, and the related risk factors published in Federal Guidance Report 13. Risk factors in the form of EPA developed "slope factors" are also included (these are a special subset of the FGR-13 values). These dosimetry and risk models are considered to be 'state of the art' by the international radiation protection community and have been adopted by most national and international organizations as their standard dosimetry methodology.

3. INTRUDE-ANS A Repository Intrusion Risk Evaluation Code

INTRUDE was developed to facilitate calculation of the risks associated with the possibility of intrusion into a repository containing radioactive waste.

INTRUDE evaluates the risk based on three routes of exposure: inhalation of active material by the intruder, external exposure of the intruder and distribution of active material around the intrusion region leading to long term exposure pathways. The time dependent activity by each nuclide is calculated by means of an analytic solution to the Bateman equation.

(六) 全功能評估

1. PAGAN 1.1: Code System for Performance Assessment Ground-water Analysis for Low-level Nuclear Waste.

The PAGAN code system is a part of the performance assessment methodology developed for use by the U. S. Nuclear Regulatory Commission in evaluating license applications for low-level waste disposal facilities. In this methodology, PAGAN is used as one candidate approach for analysis of the ground-water

pathway. PAGAN, Version 1.1 has the capability to model the source term, vadose-zone transport, and aquifer transport of radionuclides from a waste disposal unit. It combines the two codes SURFACE and DISPERSE which are used as semi-analytical solutions to the convective-dispersion equation. This system uses menu driven input/out for implementing a simple ground-water transport analysis and incorporates statistical uncertainty functions for handling data uncertainties. The output from PAGAN includes a time- and location-dependent radionuclide concentration at a well in the aquifer, or a time- and location-dependent radionuclide flux into a surface-water body.

PAGAN uses a simple modelling approach to which the convective-dispersion equation is applied. The model for releases from a disposal unit is based on a cascade of mixing cells including leach mechanisms that can be used to analyze either surface-contaminated wastes or diffusion controlled releases.

2. PART61: Low-Level Radioactive Waste Impacts Analysis System.

The system of codes and data files implement an expansion of the impacts analysis methodology used during the development of the 10 CFR Part 61 rule to allow improved consideration of the costs and impacts of treatment and disposal of low-level radioactive waste that is close to or exceeds Class C concentrations.

The modifications to the methodology of Part 61 principally include: (1) an update of the low-level radioactive waste source term, (2) consideration of additional alternative disposal technologies, (3) expansion of the methodology used to calculate disposal costs, (4) consideration of an additional exposure pathway involving direct human contact with disposed waste due to a hypothetical drilling scenario, and (5) use of updated health physics analysis procedures (ICRP-30).

3. PRESTO-II: Code System for Low-Level Waste Environmental Transport and Risk Assessment.

The U.S. Environmental Protection Agency is responsible for developing a generally-applicable environmental standard for the

disposal of low-level radioactive waste. PRESTO-EPA was developed in 1983 to assist in assessing potential human health impacts from such operations and is under continuing development. The PRESTO-II methodology, which differs from the EPA code in several respects, was developed for general release and application to a wider range of problems than its EPA predecessors. PRESTO-II evaluates possible health effects from shallow-land and waste-disposal trenches. The model is intended to serve as a non-site-specific screening model for assessing radionuclide transport, ensuing exposure, and health impacts to a static local population for a 1000-year period following the end of disposal operations. Human exposure scenarios considered include normal releases (including leaching and operational spillage), human intrusion, and limited site farming or reclamation. Pathways and processes of transit from the trench to an individual or population include ground-water transport, overland flow, erosion, surface water dilution, suspension, atmospheric transport, deposition, inhalation, external exposure, and ingestion of contaminated beef, milk, crops, and water. Both population doses and individual doses, as well as doses to the intruder and farmer, may be calculated. Cumulative health effects in terms of cancer deaths are calculated for the population over the 1000-year period using a life-table approach developed by EPA [CCC-422/RADRISK]. The DARTAB model is used in modified form to generate human health risk estimates from radionuclide concentrations and intake values.

PRESTO-II tracks radionuclide transport through surface and subsurface pathways and human exposures through external exposure, inhalation, and ingestion with a resolution of 1y. The methodology is mechanistic, and physical transport processes are modeled separately and in detail. PRESTO-II computes infiltration through the trench cap from experimentally determined permeability and hourly precipitation values. Watershed infiltration is determined using a parametric evapotranspiration equation requiring input values for several site variables. A finite element approach is used to compute trench water balance.

三、 結語

將蒐集到 RSICC 與放射廢棄物處置相關的評估程式分為下列六大類：(1)廢棄物射源項，有 2 個程式、(2)空氣傳輸，有 2 個程式、(3)地表水傳輸，有 5 個程式、(4)地下水傳輸，有 8 個程式、(5)輻射劑量評估，有 3 個程式、(6) 全功能評估，有 3 個程式。

國人若能熟悉這些程式，將提升低放射性廢棄物處置安全評估之審查能力。

附件五、低放射性廢棄物最終處置設施安全審查規劃座談會 會議紀錄

- 一、 時間：九十六年十月十九日(星期五)下午 2:00—4:00
二、 地點：原子能委員會二樓會議室
三、 主席：黃慶村 局長 記錄：曾漢湘

四、 出席者：(敬銜略)

(一)專家學者

葉弘德、陳振川、馬國鳳、鄧希平、黃偉慶、周鳳英、王泰典

任春平、蔡世欽、田能全、莊文壽、曾博文、李境和

(二)物管局

邵耀祖、吳成吉、劉文忠、曾漢湘、陳建琦

五、 報告案

(一)曾漢湘報告「國內低放處置法規與現況」(略)

(二)李境和報告「低放處置 IAEA 之規定、美國 NRC 審查作業及初步審查規劃」(略)

六、 討論

(一)馬國鳳教授：

1. 審查過程的規劃程序，將其具體化。
2. 根據 IAEA 及美國 NRC 的規範，建立審查過程及審查小組，監督台電相關議題的執行。

主席回覆：

為確保國內低放射性廢棄物處置安全，本局將參考 IAEA 及美國 NRC 的規範，儘早建立審查程序、審查相關規定及成立審查小組，以監督台電相關議題的執行。

(二)周鳳英主任：

1. 低放射性廢棄物處置，無論以淺地工程或坑道處置都有生物圈問題。台灣高溫多濕之氣候及海島環境易於微生

物成長，蘭嶼貯存場中桶材之腐蝕、水泥固化體之退化，可能都受到微生物的影響。微生物利用廢棄物中之有機物、無機物與桶材而成長，並可能產生氣體與酸性物質。

2. 世界各國包括美國、加拿大、日本、瑞典皆對微生物對低放處置之影響有明確之評估方法，以減少未來人力、金錢難以彌補之損失，可以多邀請生物相關專家參與。

主席回覆：

生物的影響除可能的腐蝕作用外，也可能對核種遷移產生影響，但對審查規劃來講，是以安全審查為整體考量，是否對微生物議題專門成立一個審查小組，目前還不會有這樣的考慮，但仍有需要生物方面之專家參與審查。除此，物管局應該也要對這領域進一步了解，而且國內這方面的專家很少，還請周主任能多支持。

(三) 莊文壽組長：

1. 簡報 IAEA/NRC 相關規定為近地表處置，惟國內極可能採用坑道處置，物管局是否準備訂定坑道處置之導則？
2. 物管局要建立的審查 data 與 model，是否只審查調查方法與評估方法，還是要平行驗證？
3. 物管局是要 define 和 guide：(1)生物圈的關鍵群體(critical group)，(2)要評估的異常情節，(3)評估期限 300, 1000, 10000 年？
4. 審照是一次 60 年或分階段(每五年一次)
5. 分類分區處置是以核種活度為準，可否也可考慮 waste form 為分區方式。

主席回覆：

坑道處置也是處置的一種，很多近地表處置的規定也適用，物管局會考量坑道處置有關之要求。物管局會請學者專家協助審查申請者提供 data 的調查方法及其正確性，也會審查 model 的評估方法及其合理性；對有質疑的地方，也會請學者專家協助執行部分驗證。物管局正

在努力研訂審查的須知，包括生物圈、異常情節及評估方法。

邵副局長補充：

評估期限將視評估結果的峰值而定，一定要評估出劑量的峰值後，確定其影響劑量已降低不再增加為原則。法規除興建申請、運轉申請外，也要求運轉期間每五年應更新其安全分析報告，送主管機關備查。在低放處置安全管理規則中要求低放處置設施應依廢棄物分類特性分區處置，在該規則中廢棄物分類不只要求核種活度濃度，也要求對各類廢棄物應採取各種不同的處理(固化)或包裝，因此也已考慮 waste form。

(四) 鄧希平教授：

1. 建議原能員會利用「台美核能合作會議」提出需求，針對 LLW 處置，派局內主辦人員及審查工作主要負責人赴美國 NRC 等機構了解整體審查架構、SRP 規定之細節等。
2. 建議邀請以往參與物管局的低放處置研究計畫主持人，加入審查團隊。

主席回覆：

有關國外經驗的學習，鄧教授的建議很好，本局除派員至美國外，也可能派員至日本等國家參訪學習，例如韓國、瑞典及瑞士等都可規劃，物管局會有這個構想。但目前政府預算年年減少，執行尚有困難。

有關審查作業，曾經思考過國內可能就只有一個低放處置場，在審查的規劃上，還是需要有一個審查計畫，宣告後供執行者依循，這部份確實也需要更多專家學者的支持協助。以前曾經執行過計劃的專家，有意願來協助是最好。而若還有其他專家學者有意願者，將由局裡第二組來協調規劃與聯繫。

(五) 黃偉慶教授：

1. 低放處置的概念設計，目前仍相當模糊，如能透過部會間之協調，要求台電公司及早落實處置概念之設計，將有利於研究及審查團隊掌握相關課題。
2. 國科會與原能會 mutual fund 研究重點的規劃，可與本計畫的需求加以結合，有助於審查技術的發展。

主席回覆：

本人亦確有同感，目前國內低放處置的概念設計仍相當模糊。本局將在適當時機，要求台電公司報告說明。今年原能會 mutual fund 被立法院刪減很多，本局也很無奈，可能會衝擊低放處置審查技術的研究經費。

(六) 蔡世欽研究員：

先把 SRP 訂出，再來引導台電公司去執行。

主席回覆：

這是本局將採取的策略，本局會研擬出審查計畫，引導台電公司執行低放處置作業。

(七) 陳振川教授：

1. 本案推動時程緊湊，但已法制化，有目標與期程，如何整合最新科技，加強於審查作業，對台電公司在專業執行之要求，使其充分考量生命週期(life-cycle)作法及採購、營建與營運管理等問題。
2. 考量台灣天然環境之特殊性，對工程設施使用年限、材料耐久性等问题，先做考量。

主席回覆：

本人切實已意會到會有時程的壓力，也將加強審查的規劃作業。也會要求台電公司充分考量工程設施使用年限、材料耐久性等問題。

(八) 田能全研究員：

1. 根據不同處置方式，在安全分析中所要考慮的分析情節

(scenarios)為何，例如就 IAEA 定義主導的情節有哪些？建議由國內外專家一齊執行研討與判斷。

2. 安全分析中，劑量評估的 Peak 值是依哪些關鍵核種分析，出現在何處，是否合理？又改進的方式有哪些？從安全審查角度來看，都必需一一要求釐清。
3. 過去所執行過之評估研究，在技術上多以地表或近地表處置為主，坑道處置則極少，建議尋求國際經驗補足。

主席回覆：

IAEA 定義主導的 scenarios 請看 IAEA 的安全評估之導則，內有規定。情節的判定須視現況，再由專家判定。peak 值係指劑量的最高值，是所有核種的整體表現，當然是考量關鍵人群所得的劑量，改進方式須由業者提出。

(九)任春平教授：

1. 國內審查團隊執行時程與台電執行低放處置應相互配合。
2. 建議建立學界智庫，可先行評估所使用的程式、核種釋出情形及相關建議。
3. 在國科會與原能會 mutual fund 研究規劃外，國科會工程處相關能源學門，也可能在處置議題方面建立研究主題，惟依目前經驗，核能議題相關廢料處置方面，整體研究計畫之規劃尚未建立，而零星之研究計畫則可行性較差。建議與經濟部能源局協調成立放射性廢棄物專案研究計畫。

主席回覆：

國內審查團隊之執行時程，本局會再詳細討論。與經濟部能源局協調成立放射性廢棄物專案研究計畫，請任教授提供相關資訊，若有機會本局會試著提出建議。

七、 散會(下午 4:00)