

第一章 綜合概述

目 錄

第一章 綜合概述	1-1
一、 概論	1-2
(一) 緣由及目的	1-3
(二) 專有名詞	1-4
(三) 引用法規及準則	1-8
(四) 參考文獻	1-15
二、 除役目標及範圍	1-15
(一) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍	1-15
(二) 除役各階段核子燃料管理策略及低放射性廢棄物處置	1-19
(三) 除役期間改建或新建之設施	1-19
三、 設施說明及除役範圍工程圖件	1-20
(一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明	1-21
(二) 廠區設施建築、系統、組件工程資訊之建立及保存	1-27
四、 符合發給除役許可規定事項之說明	1-27
附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表	1-50
附錄 1.B 專有名詞縮寫中英對照表	1-72
附錄 1.C 第一章綜合概述之重要管制事項	1-82

圖 目 錄

圖 1-1 核三廠除役時程規劃圖	1-30
圖 1-2 核三廠廠區示意圖	1-31
圖 1-3 主要拆除範圍示意圖	1-32
圖 1-4 增設再生能源發電設施示意圖	1-33
圖 1-5 反應器壓力槽 3D 模型	1-34
圖 1-6 設備 3D 模型	1-35
圖 1-7 管路 3D 模型	1-36
圖 1-8 主要建築物模型	1-37
圖 1-9 圍阻體廠房 100 呎	1-38
圖 1-10 圍阻體廠房 115 呎	1-39
圖 1-11 圍阻體廠房 125 呎	1-40
圖 1-12 圍阻體廠房 136 呎	1-41
圖 1-13 輔助廠房 64 呎	1-42
圖 1-14 輔助廠房 80 呎	1-43
圖 1-15 輔助廠房 91 呎	1-44
圖 1-16 輔助廠房 100 呎	1-45

表 目 錄

表 1-1 核三廠除役規劃作業參考圖面清單.....	1-46
表 1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表.....	1-47

第一章 綜合概述

依據「核子反應器設施管制法」之規定，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之 3 年前向主管機關(原能會)提出除役申請。台灣電力公司(以下簡稱本公司)第三核能發電廠(以下簡稱核三廠)一號機及二號機之預定停止運轉日期分別為民國 113 年 7 月 27 日及民國 114 年 5 月 17 日，故本公司依據「核子反應器設施管制法」第 23 條及「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第 2 條、第 3 條之規定，提出本公司核三廠除役計畫(以下簡稱本計畫)。

由於除役期程長達 25 年，本計畫將配合除役執行現況進行定期或不定期之檢討，內容若有涉及「核子反應器設施管制法施行細則」第 18 條所規定之重要管制事項變更者(增加環境輻射之虞、增加除役工作人員輻射劑量之虞、增加放射性廢棄物產量之虞、發現除役計畫中有未涵蓋安全問題之虞、除役作業之完成時程變更及其他經主管機關指定之事項等)，將報請原能會核准後，再據以執行。

本章綜合概述將說明核三廠除役之需求與目的，進行除役相關專有名詞、參考文獻與引用法規之彙整，並界定核三廠除役目標與範圍，以及提供核三廠重要系統、重要組件之現況說明及廠區地圖、相關工程圖件等資料，可作為本計畫其他章節編撰時之依據與原則。本計畫之章節係依據原能會 103 年 9 月 19 日發布及 108 年 8 月 14 日修訂之「核子反應器設施除役計畫導則」所撰寫，本計畫符合導則之對照表詳如附錄 1.A。

國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)於 2008 年發行 IAEA WS-G-5.2 "Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material"，針對放射性物質使用設施所需的除役提出安全評估，主要是確保除役作業過程中放射性物質的妥適處理及游離輻射防護安全，涉及活動包括放射性氣、液體排放、放射性廢棄物處理/貯存/處置、除役後低放射性廢棄物的外釋與放行，以及建物與廠址的解除管制等；而除役計畫亦應考量正常作業與可能異常作業，以保障對作業人員及公眾之輻射安全。IAEA 另針對除役期間人員和環境保護、除役各主要單位的責任、除役管理、除役策略的選擇，除役財務、除役的規

劃、除役作業的實施、除役的完成等，在 2018 年發行 SSG-47 "Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities" 提供相關安全指引。核三廠除役計畫內容除依據「核子反應器設施除役計畫導則」撰寫之外，也參考 IAEA SSG-47 安全指引及 WS-G-5.2 安全評估建議，於核三廠除役計畫各章節中闡述說明，以供原能會、公眾確認本計畫可採取適當的作業與措施規劃，將輻射影響控制在可接受的範圍，並確保公眾之健康安全與環境保護。

一、 概論

本公司核三廠位於屏東縣恆春鎮，佔地約為 337 ha(公頃)，離高雄市直線距離約 88 km，廠區內裝置兩部 974 MWe(額定容量)(提升功率前為 951 MWe)汽輪發電機組，總裝置容量為 1,948 MWe(提升功率前為 1,902 MWe)。核三廠兩部機組之設計相同，主要之蒸汽產生系統係採用美國西屋公司所承造之壓水式反應器，汽輪發電機系統原由奇異公司製造，惟已陸續更換為瑞士 ABB 公司製造之低壓汽機，及 ALSTOM 公司製造之高壓汽機。每部機每年發電約 84 億度，經由 345 kV 之超高壓輸電線分四迴路匯送至供電系統。

每座反應器壓力槽之鋼板厚約 20 cm，重量約 281 MT (Metric Ton)。發電使用之二氧化鈾核子燃料丸密封於燃料護套形成燃料棒，再組裝成燃料束後，裝置在反應器壓力槽之核心位置，每座爐心安裝核子燃料元件 157 束；其中 52 束另有爪型控制棒穿插其間，用以控制反應器起動、停機及功率調節。

反應器壓力槽外，為圓柱形建築之圍阻體，上部為半球形圓頂，中央有反應器爐穴。圍阻體係以預力鋼筋混凝土 (Prestressed Concrete) 構成，圍阻體內層襯以鋼板，壁約有 1.2 m (4 ft) 厚，為了使圍阻體能夠承受外力撞擊及防止內部產生的放射性物質外洩，採用預力鋼鍵圍繞，出入口設置雙重氣鎖門裝置，確保輻射物質洩漏時也都會包封在重層的隔離之內，不致擴散到電廠外造成環境污染。

核三廠於 66 年核准興建，一號機反應器於 70 年 1 月完成吊裝，73 年 2 月裝填鈾核子燃料，5 月併聯發電，核定正式運轉日期為 73 年 7 月 27 日；二號機反應器則於 71 年 1 月完成吊裝，73 年 12 月裝填鈾核子燃料，74 年 2 月併聯發電，核定正式運轉日期為 74 年 5 月 18 日。

(一) 緣由及目的

1. 緣由

核三廠兩部機組依原能會核發之運轉執照有效期均為 40 年，一號機及二號機之運轉執照，將分別於 113 年 7 月 27 日及 114 年 5 月 17 日屆滿。本公司將依「核子反應器設施管制法」第 23 條，據以推動核三廠之除役工作。

2. 目的

- (1) 核三廠一號機及二號機之停止運轉日期分別為 113 年 7 月 27 日及 114 年 5 月 17 日。依據「核子反應器設施管制法」之規定，核能電廠應於預定永久停止運轉前 3 年，檢附除役計畫向原能會提出除役申請。
- (2) 本公司將依「核子反應器設施管制法」第 21 條之規定，採取拆除之方式進行核三廠除役工作；並依「核子反應器設施管制法施行細則」第 16 條之規定，於取得原能會核發之除役許可後，25 年內完成除役作業。拆除或移出之放射性污染設備、結構或物質，將貯存於原能會核准之設施。
- (3) 本公司將以安全、嚴謹之程序，規劃及執行核三廠除役工作。除役相關之輻射防護作業及放射性物料管理均需符合相關法令，以保障工作人員及附近民眾健康安全，並維持環境及生態之健全。
- (4) 除役之放射性廢棄物，宜先從來源減廢做起，儘量避免放射性廢棄物產生，已產生者，亦應先適當分類，將其與非放射性廢棄物分離；之後施以切割、除污及有效工程管理等減量措施，以降低二次放射性廢棄物產量及減少放射性廢棄物體積，減少貯存空間及最終處置費用。
- (5) 完成除役後，廠址之輻射劑量將符合非限制性使用之標準，其對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv，除保留區外，其餘土地將朝電力設施使用來做規劃，可能之電源開發選項將視政府能源政

策而定。另保留區放射性廢棄物處理/貯存設施之管理，將依據放射性物料管理法等相關規定辦理。有關核三廠除役保留區域以及除役後土地再利用之規劃，請參考本計畫第十七章、一、(二)節。

- (6) 進入廠址復原階段後 6 個月內，本公司將提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條之要求。

(二) 專有名詞

本計畫中重要名詞定義如下列所示，詳細之專有名詞如專有名詞中英對照表。

核子反應器設施 (Nuclear Reactor Facilities)	指核子反應器與其相關附屬廠房及設備。
除役(Decommissioning)	指核子反應器設施永久停止運轉後，為使設施及其土地資源能再度供開發利用，所採取之各項措施。
拆除(Dismantling)	指一核設施將某些或全部法規管制之設備、結構表面、系統或設備內部，將放射性物質或材料完整或部分移除，所採取的管理與技術行動。
放射性廢棄物 (Radioactive Waste)	指具有放射性或受放射性物質污染之廢棄物，包括備供最終處置之用過核子燃料。
導出濃度指引基準 (Derived Concentration)	指核電廠除役後，廠址符合法規要求之特定放射性核種的濃度限值。

Guideline Levels,
DCGLs)

活度(Activity)

指一定量之放射性核種在某一時間內發生之
自發衰變數目。

比活度(Specific
Activity)

指單位質量之活度。

合理抑低(As Low As
Reasonably
Achievable, ALARA)

指盡一切合理之努力，以維持輻射曝露在實
際上遠低於游離輻射防護安全標準之劑量限
度。

最終處置(Final
Disposal)

指放射性廢棄物之永久隔離處置。

外釋(Release)

指固體放射性廢棄物釋出設施外回收、掩埋
或焚化之行為。

解除管制(Clearance)

放射性物質或固體放射性廢棄物，當其輻射影
響衰減至可忽略程度，經確認其輻射影響小於
特定之法規限值後，其所含之核種可免除所有
輻射防護管制措施，且其後續處理與使用均與
非放射性物質相同。

核子反應器(Nuclear Reactor)	指裝填有核子燃料，而能發生可控制之原子核分裂自續連鎖反應之裝置，簡稱反應器。
圍阻體(Containment)	環繞反應器的氣密(鋼質)殼或其他包封結構體，用來侷限事故發生時所釋出的分裂產物。若無此種結構體，分裂產物將會釋入大氣中。
污染(Contamination)	一般物質因放射性物質的附著而被視為放射性污染物質。在狹義上僅指接觸、附著污染。但廣義上，亦包含被活化之污染。
除污 (Decontamination)	將不必要之放射性物質從結構、系統、設備或組件中移除。
豁免(Exemption; Exempt)	管制機關制定一套標準值，使凡是低於此標準之輻射源所造成之輻射傷害可以忽略，故可以不受原子能法規之管制。其與 clearance levels 之差別，在於 exemption 是指從未受原子能法規之管制。clearance 是指曾受管制，但合乎清除標準後而解除管制。

A類廢棄物(Class A
Waste)

指低放射性廢棄物所含核種濃度低於(含)「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」附表一濃度值之十分之一倍及低於(含)附表二第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入附表一及附表二者。

B類廢棄物(Class B
Waste)

指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」附表二第一行之濃度值且低於(含)第二行之濃度值者。

C類廢棄物(Class C
Waste)

指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」附表一濃度值十分之一倍且低於(含)附表一之濃度值者；或高於附表二第二行之濃度值且低於(含)第三行之濃度值者。

超 C 類廢棄物
(Greater-Than-Class-
C waste, GTCC)

指低放射性廢棄物所含核種濃度高於「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」附表一之濃度值者；或高於附表二第三行之濃度值者。

(三) 引用法規及準則

本計畫所引用之法規及設計準則彙整如下；其中所列美國核能聯辦法規及法規指引等參考資料，將檢討並視需要納入將提交之除役期間更新版安全分析報告。另本計畫各章節將分別說明採用之資料，其調查、分析、推估之方法，所引用之法規及準則，並將其引用之法規及準則詳列於「參考文獻」一節中。

1. 中華民國，「原子能法」，60 年 12 月 24 日。
2. 中華民國，「核子反應器設施管制法」，92 年 1 月 15 日。
3. 中華民國，「游離輻射防護法」，91 年 1 月 30 日。
4. 中華民國，「放射性物料管理法」，91 年 12 月 25 日。
5. 中華民國，「環境基本法」，91 年 12 月 11 日。
6. 中華民國行政院原子能委員會，「原子能法施行細則」，91 年 11 月 22 日。
7. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施管制法施行細則」，107 年 11 月 16 日。
8. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護法施行細則」，97 年 2 月 22 日。
9. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物料管理法施行細則」，108 年 11 月 21 日。
10. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役計畫導則」，108 年 8 月 14 日。
11. 中華民國行政院原子能委員會，「核子保防作業辦法」，108 年 7 月 25 日。
12. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施安全設計準則」，97 年 1 月 11 日。
13. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施異常事件報告及立即通報作業辦法」，93 年 5 月 5 日。
14. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施品質保證準則」，92 年 6 月 25 日。

15. 中華民國行政院原子能委員會，「核能組件安全分類導則」，82 年 7 月 15 日。
16. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施設計修改及設備變更申請審核作業規範」，98 年 12 月 7 日。
17. 中華民國行政院原子能委員會，「核子設施違規事項處理作業要點」，109 年 11 月 16 日。
18. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物質與可發生游離輻射設備及其輻射作業管理辦法」，107 年 12 月 22 日。
19. 中華民國行政院原子能委員會，「高強度輻射設施種類及運轉人員管理辦法」，101 年 12 月 24 日。
20. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性污染建築物現場輻射偵檢及劑量評估作業要點」，94 年 3 月 17 日。
21. 中華民國行政院原子能委員會，「嚴重污染環境輻射標準」，100 年 1 月 7 日。
22. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物質安全運送規則」，96 年 12 月 31 日。
23. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性污染建築物事件防範及處理辦法」，107 年 8 月 28 日。
24. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，94 年 12 月 30 日。
25. 中華民國行政院原子能委員會，「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，105 年 6 月 27 日。
26. 中華民國行政院原子能委員會，「輻射防護管理組織及輻射防護人員設置標準」，91 年 12 月 11 日。
27. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物質及可發生游離輻射設備或其設施年度偵測項目」，99 年 12 月 22 日。
28. 中華民國行政院原子能委員會，「環境輻射監測規範」，98 年 11 月 11 日。
29. 中華民國行政院原子能委員會，「核子設施廠(場)區試樣放射性分析行動基準」，89 年 7 月 6 日。

30. 中華民國行政院原子能委員會，「環境輻射偵測品質保證規範」，86 年 7 月 11 日。
31. 中華民國行政院原子能委員會，「輻射工作人員劑量異常案件處理作業導則」，110 年 5 月 18 日。
32. 中華民國行政院原子能委員會，「環境輻射監測試樣分析能力應符合可接受最小可測量」，99 年 8 月 16 日。
33. 中華民國行政院原子能委員會，「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」，107 年 11 月 16 日。
34. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理設施運轉人員資格管理辦法」，98 年 4 月 22 日。
35. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則」，110 年 5 月 13 日。
36. 中華民國行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，101 年 7 月 9 日。
37. 中華民國行政院原子能委員會，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物管理辦法」，93 年 12 月 29 日。
38. 中華民國行政院原子能委員會，「核能電廠除役管理方針」，80 年 3 月 1 日。
39. 中華民國行政院原子能委員會，「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，108 年 1 月 18 日。
40. 中華民國行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物最終處置盛裝容器審查規範」，99 年 12 月 23 日。
41. 中華民國行政院原子能委員會，「低放射性廢棄物盛裝容器使用申請書導則」，99 年 4 月 22 日。
42. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢棄物處理設施運轉人員訓練計畫審查作業要點」，99 年 4 月 16 日。
43. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性物料設施興建申請聽證程序要點」，96 年 6 月 26 日。
44. 中華民國行政院原子能委員會，「申請設置低放射性廢棄物處理設施安全分析報告導則」，95 年 12 月 29 日。

45. 中華民國行政院原子能委員會，「一定活度或比活度以下放射性廢棄物外釋計畫導則」，95 年 10 月 19 日。
46. Rules of Practice for Domestic Licensing Proceedings and Issuance of Orders, 10 CFR 2, 2012.
47. Standards for Protection Against Radiation, 10 CFR 20, 2006.
48. Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities, 10 CFR 50, 2006.
49. Licensing and Regulatory Policy and Procedures for Environmental Protection, 10 CFR 51, 2006.
50. Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants, 10 CFR 52, 2012.
51. Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories, 10 CFR 60, 2012.
52. Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste, 10 CFR 61, 2012.
53. Packaging and Transportation of Radioactive Material, 10 CFR 71, 2010.
54. Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater Than Class C Waste, 10 CFR 72, 2006.
55. Annual Fees for Reactor Licenses and Fuel Cycle Licenses and Materials Licenses, Including Holders of Certificates of Compliance, Registrations, and Quality Assurance Program Approvals and Government Agencies Licensed by the NRC, 10 CFR 171, 2012.
56. Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors, Regulatory Guide 1.86, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2011.
57. Assuring the Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors, Regulatory Guide 1.159, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2011.
58. Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors, Regulatory Guide 1.179, U.S. Nuclear Regulatory

- Commission (NRC), 2011.
59. Decommissioning of Nuclear Power Reactors, Regulatory Guide 1.184, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2013.
 60. Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report, Regulatory Guide 1.185, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2013.
 61. Fire Protection Program for Nuclear Power Plants During Decommissioning and Permanent Shutdown, Regulatory Guide 1.191, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2011.
 62. Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors, Regulatory Guide 1.202, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2005.
 63. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0130, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1978.
 64. Final Generic Environmental Impact Statement [GEIS] on Decommissioning of Nuclear Facilities, NUREG-0586, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2002.
 65. Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-0672, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1980.
 66. Backfitting Guidelines, NUREG-1409, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1990.
 67. Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities, NUREG-1496, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1997.
 68. Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM), NUREG-1575 Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2009.

69. Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP), NUREG-1576 Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2004.
70. Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans, NUREG-1700, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2003.
71. Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors, NUREG-1713, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2004.
72. Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria, NUREG-1757 Vol. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2006.
73. Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-5884, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1995.
74. Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station, NUREG/CR-6174, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1996.
75. Background as a Residual Radioactivity Criterion for Decommissioning, NUREG-1501, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1994.
76. Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Soil and Ponded Wastes, NUREG/CR-6821, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2003.
77. Information on Hydrologic Conceptual Models, Parameters, Uncertainty Analysis, and Data Sources for Dose Assessments at Decommissioning Sites, NUREG/CR-6656, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1999.
78. Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Slags, NUREG/CR-6632, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2002.

79. Revised Analyses of Decommissioning Reference Non-Fuel-Cycle Facilities, NUREG/CR-6477, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2002.
80. History and Framework of Commercial Low-Level Radioactive Waste Management in the United States, NUREG-1853, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2007.
81. Status of the Decommissioning Program: 2006 Annual Report, NUREG-1814 Rev.1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2007.
82. Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials, NUREG-1761, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2002.
83. Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities, NUREG-1567, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2000.
84. Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems, NUREG-1536, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2012.
85. Staff Responses to Frequently Asked Questions Concerning Decommissioning of Nuclear Power Reactors, NUREG-1628, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2000.
86. Standard Review Plan on Power Reactor Licensee Financial Qualifications and Decommissioning Funding Assurance, NUREG-1577, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 1999.
87. Consolidated Decommissioning Guidance, NUREG-1757, U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), 2006.
88. Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-5, IAEA, 2006.
89. Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors, IAEA Safety Standards No. WS-G-2.1, IAEA, 1999.
90. Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes, Technical Reports Series No. 389, IAEA, 1998.
91. Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using

Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-5.2, IAEA, 2008.

92. Decommissioning of Facilities, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, 2014.

93. Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. SSG-47, IAEA, 2018.

(四) 參考文獻

1. EPRI 1003025, “Decommissioning Pre-Planning Manual”, 2001.
2. 台灣電力公司，核三廠「核能發電訓練基本訓練教材 壓水式反應器系統介紹」。
3. 行政院原子能委員會雙語詞彙，<http://www.aec.gov.tw/category/雙語詞彙/311.html>，網站更新時間為 109 年 2 月 6 日，引用時之最新日期為 109 年 12 月。

二、除役目標及範圍

核三廠除役作業規劃係遵循「核子反應器設施管制法」及「核子反應器設施管制法施行細則」等相關法規規定，以拆除之方式進行，除役目標係以完成除役後之廠址輻射劑量將符合「核子反應器設施管制法施行細則」第 17 條「非限制性使用」標準之規定，即對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25mSv 之要求。

(一) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍

本節主要說明核三廠除役各階段工作時程規劃、作業目標與拆除範圍之重點工作項目[1]，細部之時程規劃、作業目標，請參考本計畫第六章、一、(三)節。本公司將於每一階段開始前一至兩年即開始規劃下一階段之訓練，有關講師培訓，參考核三廠專業人員訓練程序書內容，可包含基礎講師訓練、課程設計原理等課程，除役期間將援引該份程序書，並視除役需求進行修訂。另有關課程之延續性，初階課程於各階段皆有規劃，課程內容將隨各階段之工作需求或是作業場所做調整，完整規劃於本計畫第十二章闡述說明。

1. 核三廠除役各階段工作時程規劃

核三廠除役主要分成四個階段，包括除役過渡階段、除役拆廠階段、廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段，各階段工作時程規劃如圖 1-1 所示。其中除役過渡階段約 8 年、除役拆廠階段約 12 年、廠址最終狀態偵測階段約 3 年，以及廠址復原階段約 2 年，共計 25 年。

本公司將於執行除役相關作業前，依實際規劃作業針對營運程序書修改或增訂為除役所需之各項程序書，並完成人員訓練。

2. 核三廠除役各階段主要作業目標

(1) 除役過渡階段

- A. 除役廠商招標作業
- B. 除役機組運轉執照屆期作業
 - (a) 核三廠運轉執照屆滿停機後，爐心內之用過核子燃料將先全部退出並安全存放於用過燃料池中。
 - (b) 用過燃料池需維持安全運作能力。
- C. 除役系統與設備水電氣源切斷與隔離作業
- D. 機組運轉執照屆期後現場輻射特性調查作業
- E. 系統、設備除污及洩水
 - (a) 進行反應器冷卻水、餘熱移除系統及化學與容積控制系統之除污(如有需要)。
 - (b) 執行除污作業之規劃，將以下列作業方式為優先考量，以維護作業人員之安全。
 - I. 採取合理抑低(ALARA)方式來減少人員劑量。
 - II. 儘量減少空浮。
 - III. 儘量採用移動式空氣過濾設備。
 - IV. 視需要採用移動式電源。

V. 避免污染區擴大，施以必要之污染隔離措施。

F. 除役細部規劃與系統安全評估

G. 興建用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)

H. 興建二號低放射性廢棄物貯存庫(以下簡稱二號低貯庫)
(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備。)

I. 建立用過燃料池島區

建立用過燃料池島區的主要目的，為重新配置燃料池冷卻及淨化系統及其相關支援系統，以維持用過燃料池所需安全運作能力；用過燃料池島區主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房。

J. 汽機廠房設備拆除

K. 其他

(2) 除役拆廠階段

A. 將用過核子燃料移至用過核子燃料室內乾式貯存設施

B. 反應器壓力槽及其內部組件拆除

C. 反應器冷卻系統管路拆除

D. 用過燃料池拆除

E. 其他放射性污染系統及設備的拆除

F. 建物除污

G. 其他

(3) 廠址最終狀態偵測階段

A. 廠址最終輻射偵測

B. 輔助廠房拆除

C. 圍阻體廠房拆除

D. 燃料廠房拆除

- E. 廢料廠房拆除
- F. 修配大樓、機械大樓、汽機廠房...等建物拆除
- G. 土壤整治(若需要)
- H. 其他

(4) 廠址復原階段

- A. 主要拆除範圍外其他建物之拆除(若需要)：配合電力設施使用之規劃，視需要進行其他建物之拆除。
- B. 景觀工程：廠址應執行覆土作業，以達地面之平整。
- C. 進入廠址復原階段後 6 個月內，提送除役後之廠址環境輻射偵測報告及除役完成報告，以符合核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法第 13 條之要求。
- D. 其他

3. 拆除、興建及廢棄物營運等作業範圍

核三廠除役範圍即「核三廠終期安全分析報告(FSAR)」第二章所述之廠界範圍(Site Boundary)。除役開發範圍係指核三廠除役開發行為之作業範圍，包含拆除作業、興建除役作業必要設施、用過核子燃料移置及放射性廢棄物營運等可能對環境所造成擾動行為之所在區位，上述相關範圍如圖 1-2 所示。主要拆除範圍為發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物。拆除的建物包括一號及二號機圍阻體廠房、輔助廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、第五台柴油發電機廠房等共 45 處建物等(主要拆除範圍詳圖 1-3)；其餘建物原則上不予拆除，未來將視本公司經營需要繼續使用及依大會審查核定之結果修訂進版，目前以上各建物用途規劃狀況詳表 1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表，本公司將於除役許可生效後一年內，盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。在土地解除管制前，將進行最終狀態偵測，以廠址之輻射劑量符合「非限制性使用」為標準，除保留區(放射性廢棄物貯存設施執照範圍區域)外，其餘土地將朝電力設施使用來做規劃。

4. 再生能源發電設施之除役相關規劃

目前核三廠廠區內再生能源發電設施計有 3 部風力機組(裝置容量共 4.5 MW，設於廠區西側 5 萬噸生水池周邊)及地面型太陽光電系統(裝置容量共 1.46 MW，裝設於廠區 5 萬噸生水池旁空地與車棚)；詳細位置如圖 1-2；另，配合政府推展綠能政策，本公司規劃於 113 年前完成增設地面型太陽光電(裝置容量共 45MW)、屋頂型太陽光電(裝置容量共 1.9MW)，增設再生能源設施規畫位置如圖 1-4。既有設施於本計畫規劃時已納入考量；新增設施之安全影響評估作業亦與本計畫同步整合；新增設施部分將依原能會審查核定之結果修訂進版。除役完成後依受影響區及未受影響區輻射偵檢規定分別執行偵檢作業，向原能會申請解除管制。

(二) 除役各階段核子燃料管理策略及低放射性廢棄物處置

核三廠之除役作業規劃，將採取拆除之方式進行，並於取得原能會核發之除役許可後 25 年內完成除役。拆除或移出之放射性污染設備、結構或物質，將貯存於原能會核准之放射性廢棄物貯存設施。

除役時產生之低放射性廢棄物，將暫存於廠內之二號低貯庫中，俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物中期暫時貯存設施建置完成後，併同運轉期間產生之低放射性廢棄物運送至最終處置設施進行處置或放射性廢棄物中期暫時貯存設施貯存。用過核子燃料之貯存則配合我國用過核子燃料管理策略「近程採廠內水池貯存、中程以廠內乾式貯存、長程推動最終處置」之要求執行。

核三廠未來完成除役後，廠址之輻射劑量將符合非限制性使用之標準，其對一般人造成之年有效劑量不得超過 0.25 mSv，除保留區(放射性廢棄物貯存設施執照範圍區域)外，其餘土地將朝電力設施使用來做規劃，可能之電源開發選項將視政府能源政策而定。另保留區放射性廢棄物處理/貯存設施之管理，將依據放射性物料管理法等相關規定辦理。

(三) 除役期間改建或新建之設施

考量核三廠除役作業需求，本公司將新建放射性廢棄物處理/貯存設施，包括二號低貯庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備)、用過核子燃料室內乾式

貯存設施(含再取出單元)、土石堆置場及鋼筋混凝土塊分離場(含暫存區)等。相關放射性廢棄物處理/貯存設施於興建及運轉前，將依我國相關法規規定(放射性物料管理法第 17、18 條及其施行細則第 26、28 條，以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)，向原能會提出申請，另涉及水保、環境及建築等其他領域之作業亦將遵循相關法規辦理。

核三廠於除役期間規劃新建之主要設施，鋼筋混凝土塊分離場(規劃時程：131 年 8 月至 133 年 7 月)設置於發電設備廠區外東北側，直昇機停機坪用地旁區域；用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)(規劃申請時程：115 年 9 月，預計啟用時程：121 年 6 月)，預定規劃於氣渦輪機西側用地區域；二號低貯庫(含廢樹脂處理系統、壓縮減容設備)(規劃申請時程：115 年 8 月，預計啟用時程：121 年 7 月)，規劃於發電設備廠區外北側用地區域；土石堆置場(規劃時程 113 年 7 月至 133 年 7 月)規劃於氣渦輪機南側用地區域，以上時程會依實際進度，在提交主管機關審查同意後予以調整；有關除役新建設施之細部規劃，請參考本計畫第九章及第十七章，而設施之設置規劃詳細時程，則請參考本計畫第六章、一、(三)節。

三、設施說明及除役範圍工程圖件

核三廠區主要可分為發電設備廠區及周邊區域詳圖 1-2，發電設備廠區為主要核能設施所在，包含一號機、二號機、第五台柴油發電機廠房、廢料廠房、水廠、行政大樓、修配大樓、機械大樓、儀控大樓、電氣大樓及技術支援中心；周邊區域有模擬操作中心、放射試驗室、宿舍區、保警中隊部、35,000 m³(公秉)油槽、5 萬噸生水池二座、海水泵室、低貯庫、吊車車庫、倉庫區、資料室、鋼管加工廠、氣渦輪機廠房及 345 kV 與 161 kV 開關場、海水淡化廠、南部展示館等。

一、二號機廠房主要分為圍阻體廠房、輔助廠房、燃料廠房及汽機廠房，圍阻體為預力鋼筋混凝土建築，內徑約 39.6 m (130 ft)，高約 59.4 m (195 ft)，全部體積約為 $5.75 \times 10^4 \text{ m}^3$ ($2.03 \times 10^6 \text{ ft}^3$)，壁厚約有 1.2 m (4 ft) 厚，地基水泥約有 3 m (10 ft) 厚，圍阻體內層襯以鋼板，並採用預力鋼鍵圍繞。外圍是輔助廠房、燃料廠房；圍阻體西側為汽機廠房，南北向長約 48.16 m (158 ft)、東西向長約 100.58

m (330 ft)、高約 47.55 m (156 ft)，內裝汽輪發電機一部及附屬設備，主、輔變壓器位於汽機廠房北側。二號機廠房布置與一號機相同，位於一號機南邊，另一、二號機有空中走廊相通。

開關場在一號機北側，有 345 kV 超高壓輸電線分匯送至供電系統。電廠所需的補充生水由海水淡化廠提供至位於廠區西北高地上二個各 5 萬噸之生水池，容積共約 100,735 m³。

氣渦輪發電機組二部在開關場西北側，其燃油儲存槽 35,000 m³ (公秉)油槽在其西北側。

低貯庫(160 m×125 m×22.5 m)位於一號機圍阻體廠房東方，地下一層、地上三層鋼筋混凝土構造物(每層高 5m)。

以下將針對待除役各系統與其設施作說明[2]。

(一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明

1. 反應器系統

反應器系統位於圍阻體廠房及輔助廠房，廠房內主要系統與設備可區分為反應器爐心系統、附屬系統及特殊安全設施。以下是各項系統的主要說明：

(1) 爐心系統：一、二機號核子反應器為美國西屋公司設計之壓水式反應器，其額定爐心熱功率為 2,775 MWt，系統壓力 2,280 psia，平均熱通量 197,200 BTU/h-ft²。

A. 爐心：核三廠一、二號機的爐心額定熱功率 2,775 MWt(一號機 98 年 7 月小幅度功率提升後為 2,822 MWt，二號機 97 年 12 月小幅度功率提升後為 2,822 MWt)，整個爐心由 157 束燃料元件及 52 支爪型控制棒元件組成。每 18 個月運轉後，停爐一次更換燃料。

B. 冷卻水系統：反應器冷卻水系統包括三個相同的獨立迴路，並聯於壓力槽，每個迴路各有一台冷卻水泵和一個蒸汽產生器，

其中第二迴路熱端並備有一只調壓槽和調壓槽釋放槽，以及相關管路和控制儀器。

- C. 反應器壓力槽：為直立圓桶狀容器，厚度 20 cm (7.88 in)，槽壁材料是 ASME A-533 低碳錳鉬合金鋼；半球形的壓力槽頂蓋厚度 15.8 cm (6.16 in)，壓力槽設計壓力為 2,500 psia、設計溫度為 650 °F。

(2) 反應器附屬系統：

- A. 化學與體積控制系統：維持調壓槽的水位、提供反應器冷卻水泵的軸封注水、控制爐水的化學性質與放射性強度、提供反應器冷卻水系統補水、洩水和水壓測試及安全注水系統動作時提供高壓注水。
- B. 用過燃料池冷卻及淨化系統：用來移除用過核子燃料元件之衰變熱，並保持池水純淨。用過燃料池位於燃料廠房，長 16.6 m (54ft 4in)、寬 8.7 m (28ft 8in)、深 12.5 m (41ft 2in)。
- C. 餘熱移除系統：本系統係緊急爐心冷卻系統的一部份，當緊急情況下提供低水頭安全注水到一次側冷卻水系統的冷端，爐心失水事故後，並可長期提供冷卻水，以移除爐心之衰變熱；在停機降溫過程和燃料更換期間，本系統能移除爐心及一次側冷卻水系統潛在的熱能；主要設備組成包含熱交換器、泵浦與管路等。

(3) 特殊安全設施：指系統或組件在核能事故時防止爐心熔燬或防止輻射外洩，以保障公眾的健康與安全，以維持電廠本身的完整，由下列各系統分別擔任不同的功能：

- A. 圍阻體：圍阻體將所有自 RCS 洩出的輻射物質，包封在其建築架構內，以免外洩，圍阻體亦作為正常及事故時之生物輻射屏蔽。

- B. 圍阻體除熱系統：圍阻體內部因爐水流失事故或主蒸汽管破裂事故等而釋出的熱量，可由圍阻體噴灑系統、餘熱移除系統、圍阻體被動熱沉及風扇冷卻器來移除，以降低圍阻體之溫度與壓力，降低輻射外洩的機會，並將圍阻體空氣中的輻射物質吸收下來。
- C. 圍阻體隔離系統：由於圍阻體與輔助廠房及汽機廠房間之連通管路，有許多管路必須穿越圍阻體，一旦發生事故，必須將這些管路全部隔離，以防輻射物質外洩，本系統包括圍阻體隔離訊號控道，以及相關的管閥。
- D. 圍阻體可燃氣體控制系統：氫氣再結合器及後備之氫氣排除系統能將圍阻體內之可燃氣體氫控制在 4% 之體積濃度以下，以免產生氫爆事故。
- E. 緊急爐心冷卻系統：此系統在事故發生後，能提供大量的含硼冷卻水，以冷卻爐心，並增加停機餘裕。本系統又稱安全注水系統，包括高壓注水系統、低壓注水系統以及蓄壓槽。
- F. 適居系統：控制室適居系統包括飛射物防護、輻射屏蔽、輻射偵檢、煙霧偵測、控制室過濾、空調、燈光及一般消防設施等，在正常及緊急情況下，都能使值班人員長期留駐於控制室內。
- G. 輔助飼水系統：本系統於事故或起動、停機時，提供飼水，以便經由蒸汽產生器移除一次側系統的熱量。

2. 蒸汽發電系統

位於汽機廠房，一、二號機組系統設計相同，系統設備包括汽輪機、冷凝器、汽水分離再熱器、發電機及勵磁機等設備。蒸汽發電系統的主要設備包括以下：

- (1) 汽輪機：包括主汽機是由一組高壓汽機及二組低壓汽機串列組成，出力 97 萬 4 瓩，進汽壓力 916 psig，進汽溫度 538 °F。

(2) 冷凝器：每部汽輪機有兩個冷凝器，每個冷凝器內有 21,468 支、直徑 2.54 cm (1 in)、22 BWG、16.81 m (55 ft 2 in)長之鈦管，單流式循環冷卻水。

(3) 汽水分離再熱器：汽機機組兩側設置四只汽水分離再熱器。

(4) 發電機：容量 1,057.5 MVA、定子電流 2,422 A、電壓 25 kV、功率因素 0.9、轉子電流 4,289 A、3 相 4 極 60 Hz、轉速 1,800 rpm。

(5) 勵磁機：

1 號機：碳刷式，由發電機直接帶動，容量是 3,434 kW、425 V、AMP ARM. 4,910 A、AMP FIELD 172 A、EXC VOLTS 90V、轉速 1,800 rpm、磁場電阻 $69.1\text{ m}\Omega$ (at 25°C)、勵磁機磁場電源來自電壓調整器輸出。

2 號機：碳刷式，由發電機直接帶動，容量是 2,415 kW、415 V、AMP ARM. 3,537 A、AMP FIELD 92 A、EXC VOLTS 90 V、轉速 1,800 rpm、磁場電阻 $87.9\text{ m}\Omega$ (at 25°C)、勵磁機磁場電源來自電壓調整器輸出。

(6) 變壓器：

A. 主變壓器：為導油風冷冷卻式變壓器。一次側電壓為 24.5 kV，二次側電壓為 345 kV，由三台單相變壓器組合而成，額定容量在溫升 65°C 時為 1,260 MVA。

B. 機組輔變壓器：為浸油自冷/強風冷冷卻式變壓器。一次側電壓為 25 kV，二次側電壓為 4.16 kV 及 13.8 kV，溫升 55°C 時，額定容量為 33.9/45.2 MVA，溫升 65°C 時，容量為 38.0/50.7 MVA。

C. 345 kV 起動變壓器：為浸油自冷/強風及導油風冷冷卻式變壓器。一次側電壓為 345 kV，二次側電壓為 4.16 kV 及 13.8 kV，容量與機組輔助變壓器大致相同。

- D. 161 kV 起動變壓器：為浸油自冷/強風冷卻式變壓器。一次側電壓為 161 kV，二次側電壓為 4.16 kV 及 13.8 kV，容量與 345 kV 起動變壓器相同。

3. 廠用電力系統

核三廠一、二號機之額定出力是 974 MWe，經主變壓器送電至廠內 345 kV 匯流排，供給電廠各種運轉情況。電廠出力經 345 kV 與 161 kV 開關場。前者有兩個匯流排，藉四迴路 345 kV 輸電線與電力網相聯，分三路（大鵬 一、二、三路）輸至大鵬超高壓變電所；瀾力線輸至瀾力超高壓變電所。後者有兩個匯流排（161 kV BUS），一迴路與楓港變電所相聯，另一迴路經墾丁變電所再送至楓港變電所。

兩部汽輪發電機組輸出電力，分別經由機組主變壓器送至 345 kV 開關場。兼作全黑起動電源之兩部氣渦輪發電機組，則經由 161 kV 開關場輸出電力。

兩台 345 kV 起動變壓器（一台同時供給一、二號機，另一台備用，可進行停電後切換）及兩台 161 kV 起動變壓器（一台供一號機，另一台供二號機，必要時可相互支援），提供兩部機組起動、停機所須用電力。機組正常運轉時，廠用電力可由機組輔助變壓器自行供給。

喪失廠外電源時，核能安全有關設備電源，則由緊急柴油發電機組供給（每部機組二台，另外有一台第五台柴油發電機可切換供給一或二號機）。當廠外電源全部中斷時，也可利用氣渦輪機組作為再起動電源，縮短起動時間。

4. 緊急柴油發電機系統

柴油發電機系統位於圍阻體廠房北側之柴油機廠房內，當失去廠外交流電源時，廠內緊急電源—柴油發電機系統會立刻起動併入電力系統，做為緊急用電。柴油發電機組屬於電氣第一類交流電力系統，具備第一類裝設與防震構造。一、二號機各含二部柴油發電機組，每部柴油發電機

組額定容量 7,000 kW。在停機情況下，分別由 345 kV 及 161 kV 兩個廠外交流電源，由三台起動變壓器，供給機組起動、停機時所需之電源。一旦機組停止發電且失去廠外交流電源，造成核能安全系統失電，廠內緊急柴油發電機立即自動起動併入緊要匯流排，依時序供給緊急用電。

核三廠一、二號機原各有兩串緊急柴油發電機，為了緊急電源的可靠性，另增設第五台柴油發電機，當廠內任一串緊急柴油發電機不可用時，可作為替代。

5. 放射性廢棄物處理系統

放射性廢棄物處理系統的目的是能有效地且安全地收集、處理核能電廠運轉時產生的放射性固體、液體與氣體廢棄物，以控制外釋的放射性廢棄物對公眾造成之劑量低於法規限值，使電廠運轉免受限制。放射性廢棄物處理系統設置於圍阻體廠房東側的廢料廠房內。以下就三個系統作說明：

- (1) 放射性固體廢棄物處理系統：系統主要處理兩大類廢棄物，濕性放射性廢棄物及乾性放射性固體廢棄物。濕性放射性廢棄物包括離子交換樹脂、蒸發器之濃縮液、污泥等，其中蒸發器之濃縮液經固化處理後，均裝在 55 加侖鋼桶；乾性放射性固體廢棄物分可燃及不可燃兩類，可燃固體廢棄物(廢紙、塑膠布/袋、破布、污染防護衣物等)由低放射性廢棄物焚化爐焚化；不可燃廢棄物(廢防護器具、小工具、拆換的大機件或設備、可壓縮金屬及非金屬等) 經分類、切割、包裝後，與焚化後的爐灰均分別裝在 55 加侖鋼桶內；以上均貯存於廠內低貯庫。
- (2) 放射性液體處理系統：主要是在收集、處理、儲存全廠放射性廢水，容納並處理停機、起動、運轉時所產生之廢水。大部份處理後廢水均能回收到系統再利用，減低和控制排放廢水的放射性活度或比活度使其不超過法規限制值。本系統主要廢水來源為設備(機件)洩水、地面洩水、化學廢液、空調凝結水、清潔劑廢水。

(3) 放射性氣體處理系統：主要利用滯留、吸附與濾除等方式處理電廠運轉時所產生的放射性氣體，以減低放射性氣體之外釋活度至法規限值，並維持適當氫氣濃度，不致造成氫氣爆炸。它所收集處理的放射性氣體主要為氫氣和燃料分裂所產生的稀有氣體，處理後由廢料廠房通風系統排出廠外。

6. 空調通風系統

核三廠的空調通風系統(Heating, Ventilation and Air Conditioning, HVAC)依各廠房與系統的特性與需求，於空氣調節及暖房通風具備不同的設計。核三廠空調通風系統包括：控制室 HVAC 系統、圍阻體 HVAC 系統、輔助廠房 HVAC 系統、燃料廠房 HVAC 系統、廢料廠房 HVAC、開關設備室通風系統、柴油機房通風系統、辦公室區通風與空氣調節系統、電氣設備與電池室通風系統、汽機房通風系統等。

(二) 廠區設施建築、系統、組件工程資訊之建立及保存

核三廠除役規劃作業參考圖面、資料庫、文件清單詳如表 1-1，相關工程圖件之建立及保存皆依循核三廠程序書 1100 系列之規定辦理。

另為配合輻射特性調查及規劃拆除程序，本公司特針對核三廠廠區之建築物、設施、設備及管路/閥件(包含圍阻體廠房內之 RPV 與其內部組件、生物屏蔽、用過燃料池與圍阻體、輔助廠房等結構建物，及其內部之機械系統設備、組件與管路等)，建立電腦 3D 模型，如圖 1-5~1-16，其中管路/閥件係以口徑 6 in 以上為限，詳細之主要組件 3D 圖，請參考本計畫第六章、二節。

四、符合發給除役許可規定事項之說明

核三廠一號機及二號機之停止運轉日期分別為 113 年 7 月 27 日及 114 年 5 月 17 日，依據「核子反應器設施管制法」第 23 條第一項，略以「核子反應器設施之除役，經營者應檢附除役計畫，向原能會提出申請，經審核合於下列規定，發給除役許可後，始得為之」：

一、除役作業足以保障公眾之健康安全。

二、對環境保護及生態保育之影響合於相關法令之規定。

三、輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。

四、申請人之技術與管理能力及財務基礎等足以勝任除役之執行。

前項之除役計畫，經營者應於核子反應器設施預定永久停止運轉之三年前提出。故本公司即於機組運轉執照屆期之 3 年前提報本計畫，以向原能會提出除役許可之申請。

為達成「核子反應器設施管制法」第 23 條第一項第一款規定除役作業足以保障公眾健康安全要求、第三款輻射防護作業及放射性物料管理合於相關法令之規定。本公司於明確本計畫除役目的、目標及範圍(第一章)後，經由廠址環境資料蒐集(第二章)、設施運轉歷史(第三章)及廠址輻射特性調查(第四章)、除役期間預期意外事件安全分析(第七章)等作業，據以規劃機組運轉執照屆期後，廠內仍需運轉設備及安全管制程序(第五章)、除役時程(第六章)、除污及拆除作業規劃(第六、八章)、高低放射性廢棄物之運貯管理及保防措施(第九、十三章)、輻射劑量之評估與防護(第十章)、環境輻射監測規劃(第十一章)、各階段組織運作與人員訓練(第十二章)、電廠保安措施(第十四章)、品質保證方案(第十五章)、意外事件應變方案(第十六章)及廠房及土地再利用規劃(第十七章)等內容。再參照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第三條要求除役計畫應載明事項規定，詳細載述於本計畫各章節中。

就「核子反應器設施管制法」第 23 條第一項第二款有關法規對環境保護及生態保育影響之要求，本公司已於 108 年 7 月 24 日提報「核能三廠除役環境影響說明書」予行政院環境保護署，經 108 年 9 月 25 日環保署第 363 次環境影響評估審查委員會決議進入二階環評程序，後續將依環保署公告認可之「核能三廠除役計畫環境影響評估報告書」審查結論執行。

有關「核子反應器設施管制法」第 23 條第一項第四款要求，本公司於技術與管理能力及財務基礎，足以勝任本計畫執行，詳細說明內容詳附件報告：「核三廠除役計畫－技術與管理能力及財務基礎報告」。



註： 1.目前圖面表示為可於預定時間取得除役許可後之標示，細部時程規劃，請參考本計畫第六章、一、(三)節。
2.用過燃料池島區啟用及貯存為目前規劃，將依原能會審查島區專案之結論辦理。

圖 1-1 核三廠除役時程規劃圖

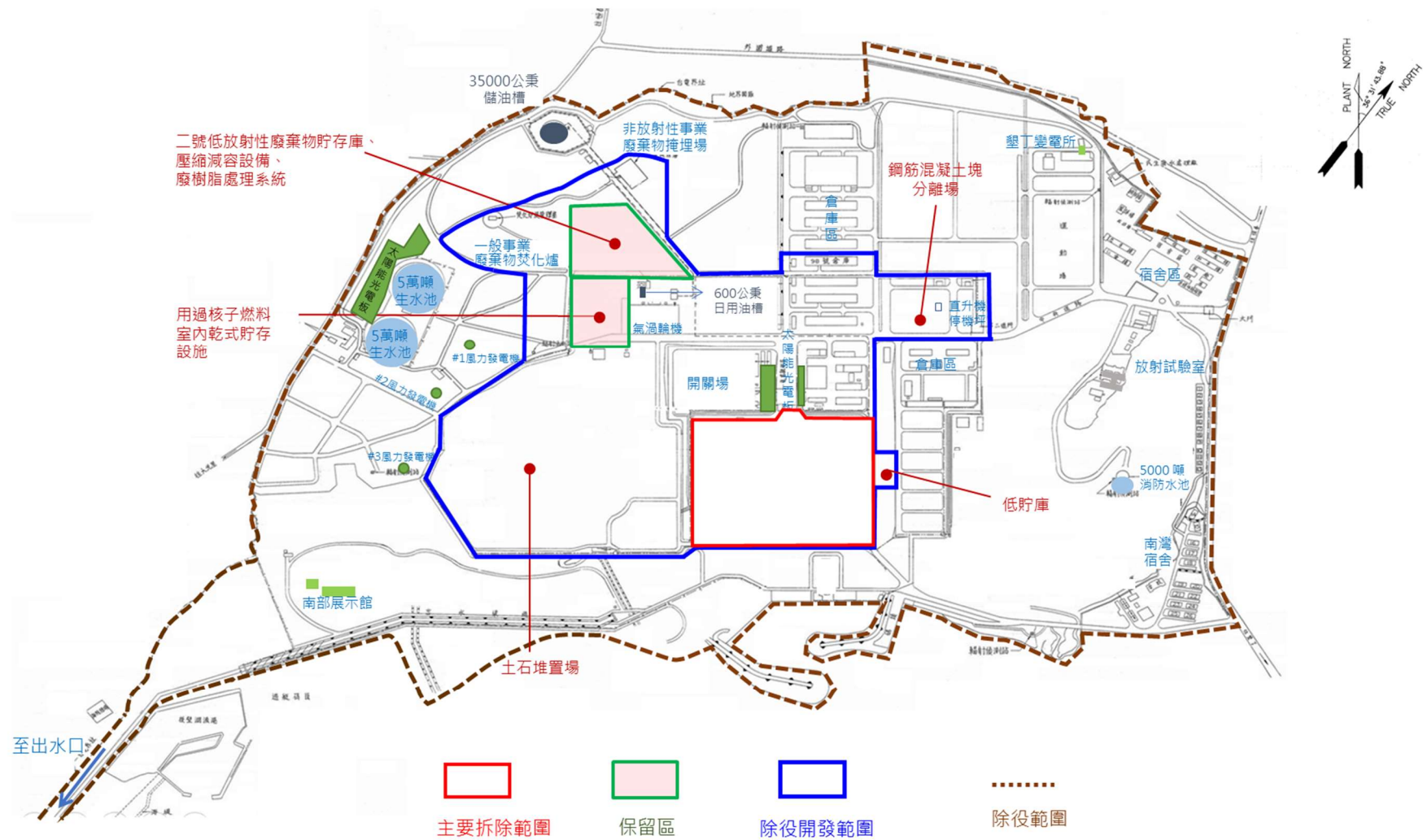


圖 1-2 核三廠廠區示意圖

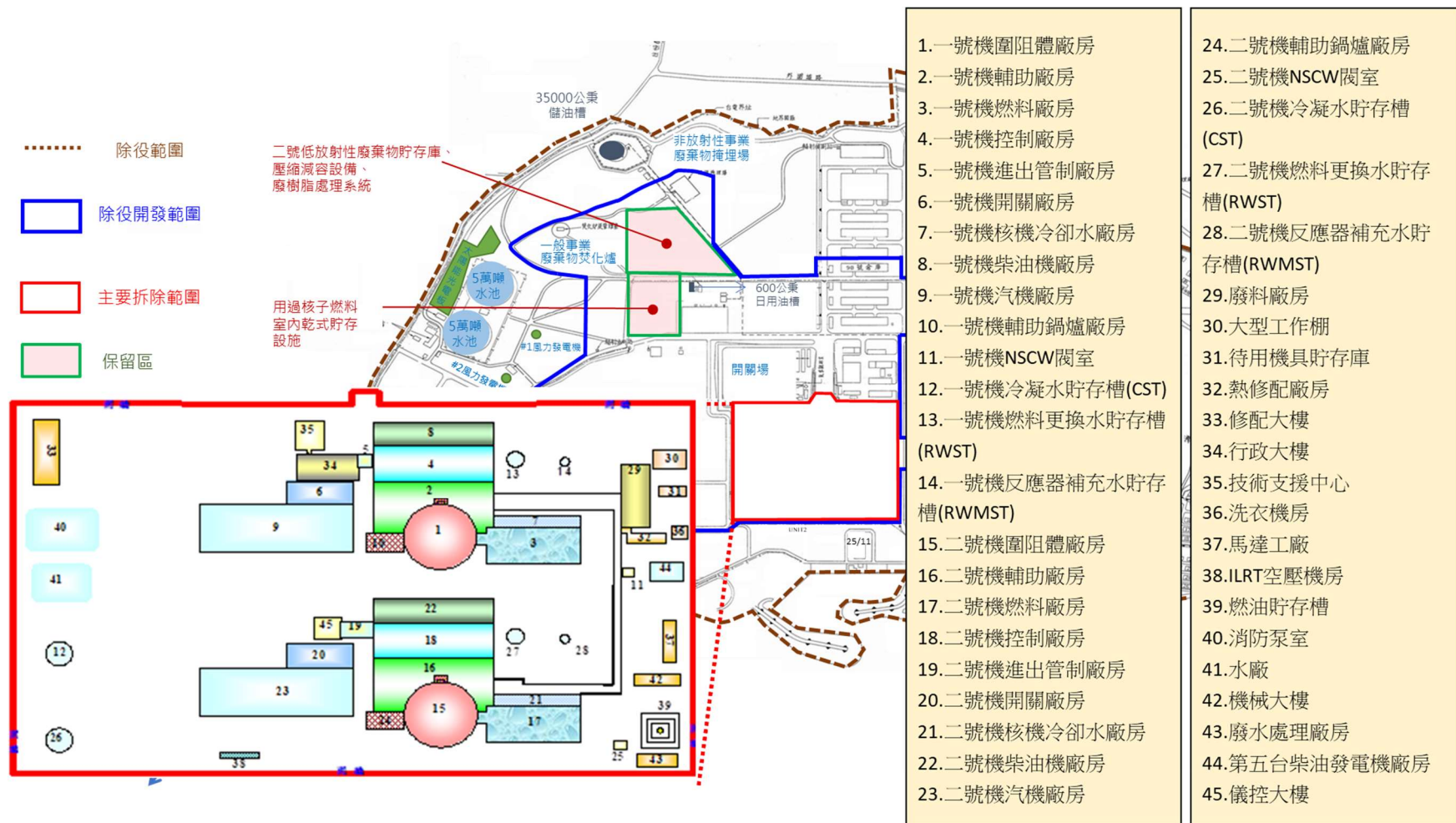


圖 1-3 主要拆除範圍示意圖

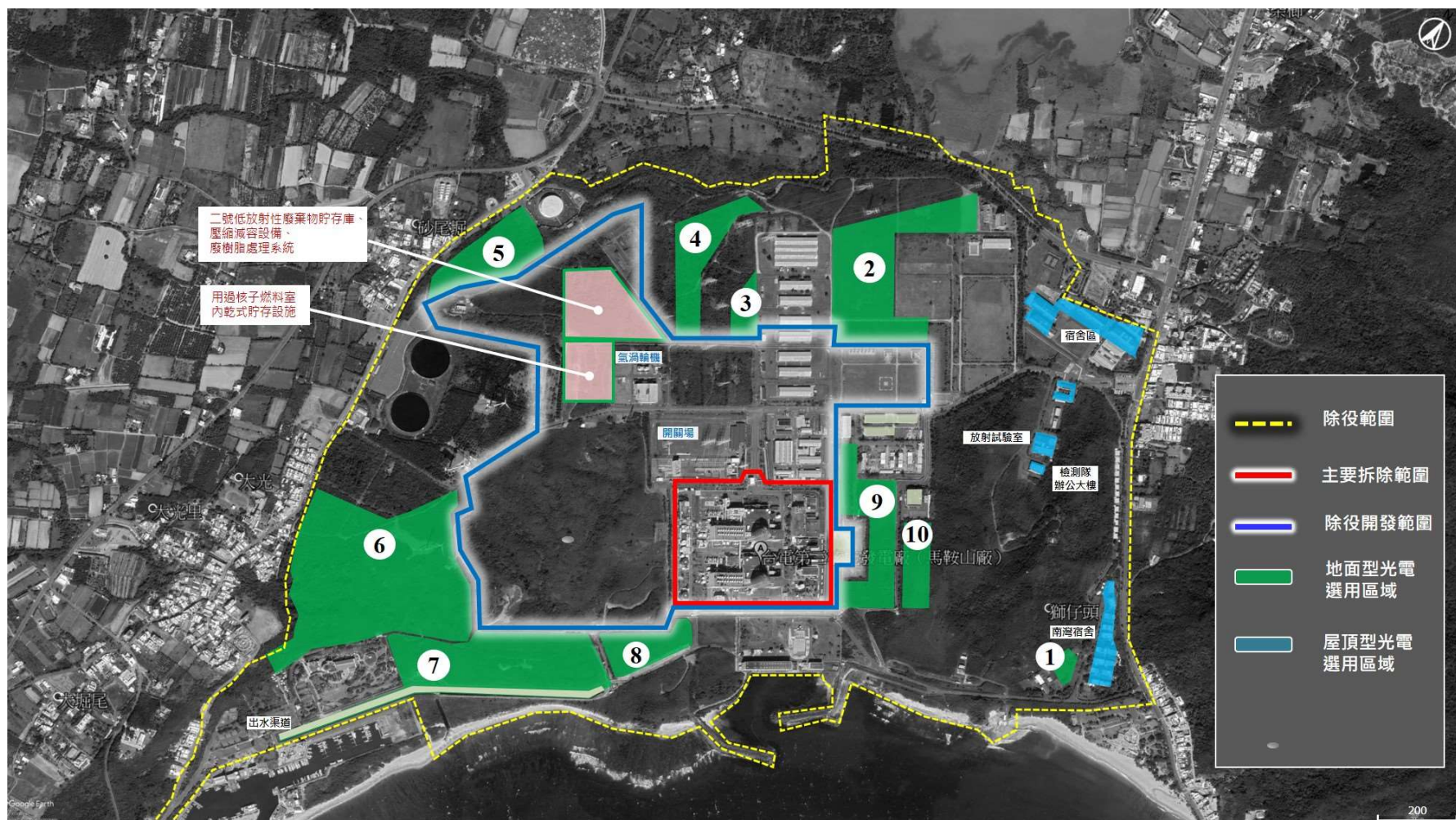


圖 1-4 增設再生能源發電設施示意圖

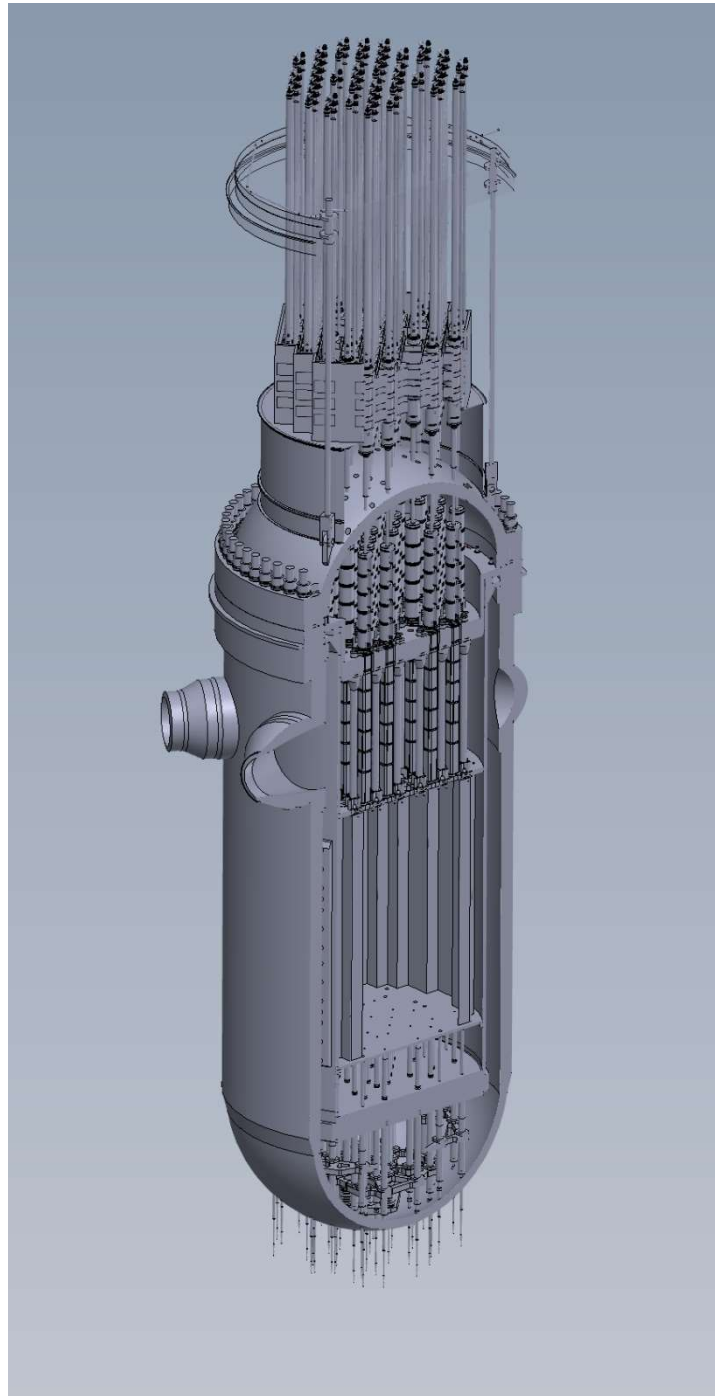


圖 1-5 反應器壓力槽 3D 模型

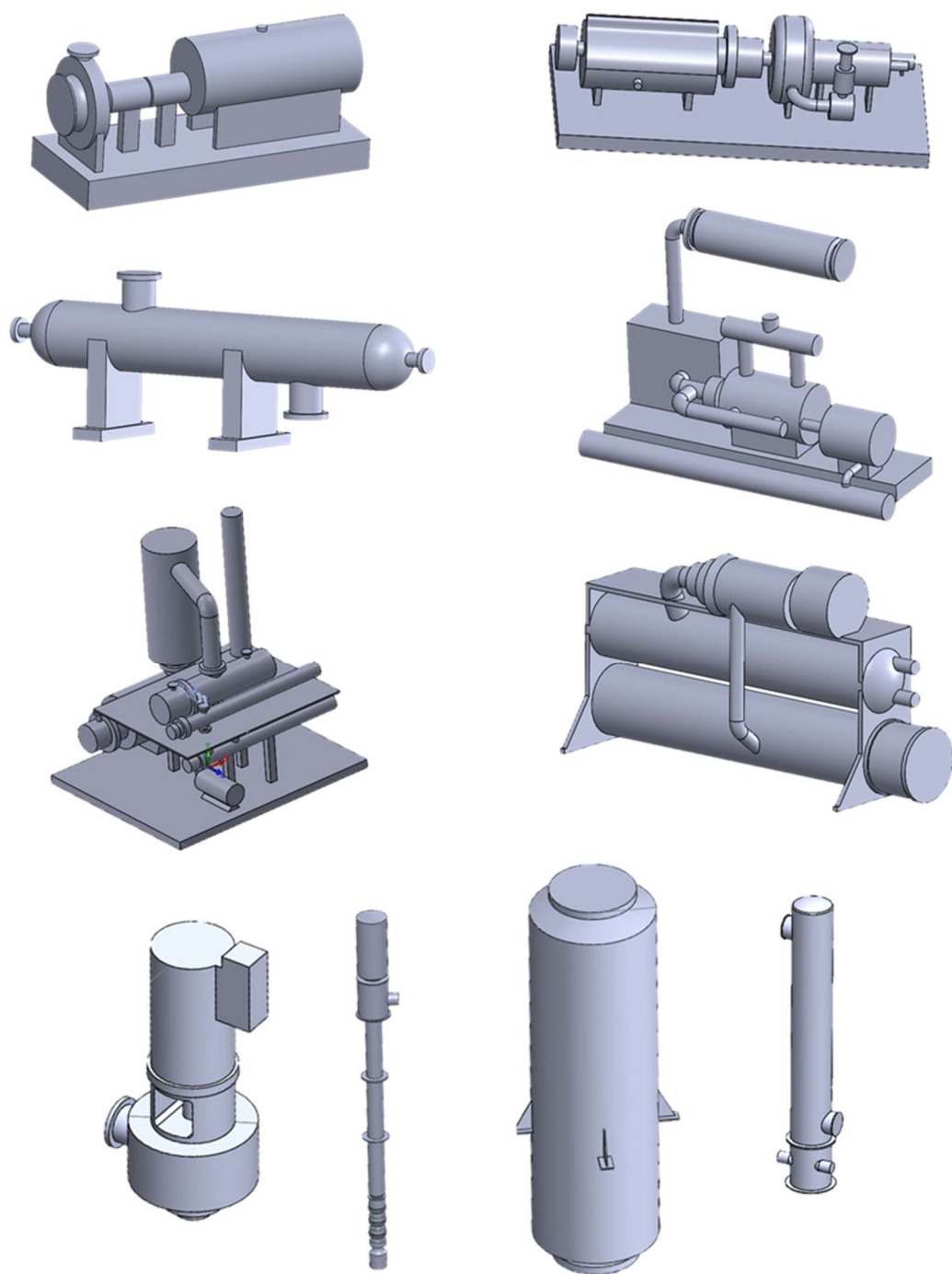


圖 1- 6 設備 3D 模型

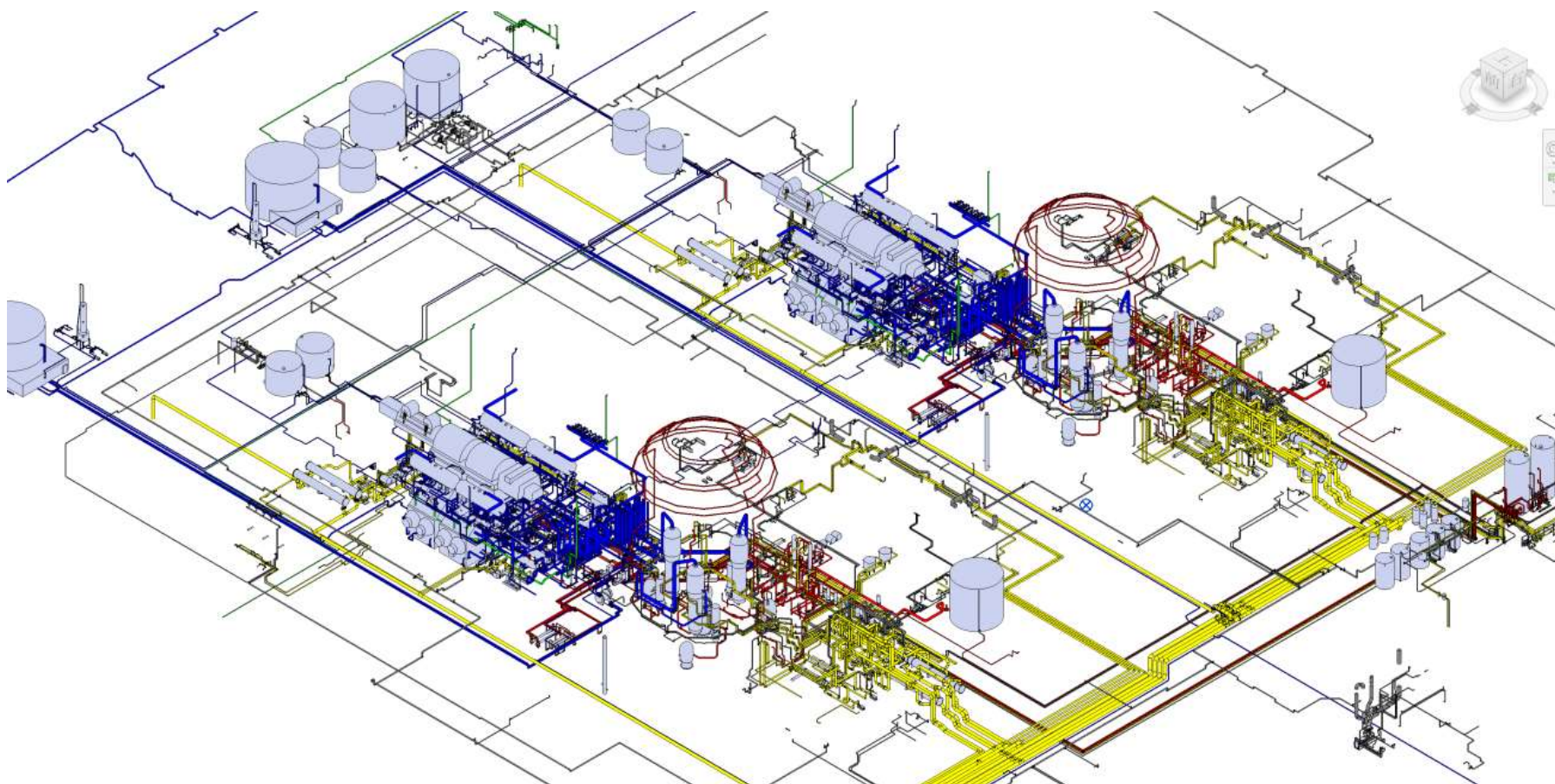


圖 1-7 管路 3D 模型

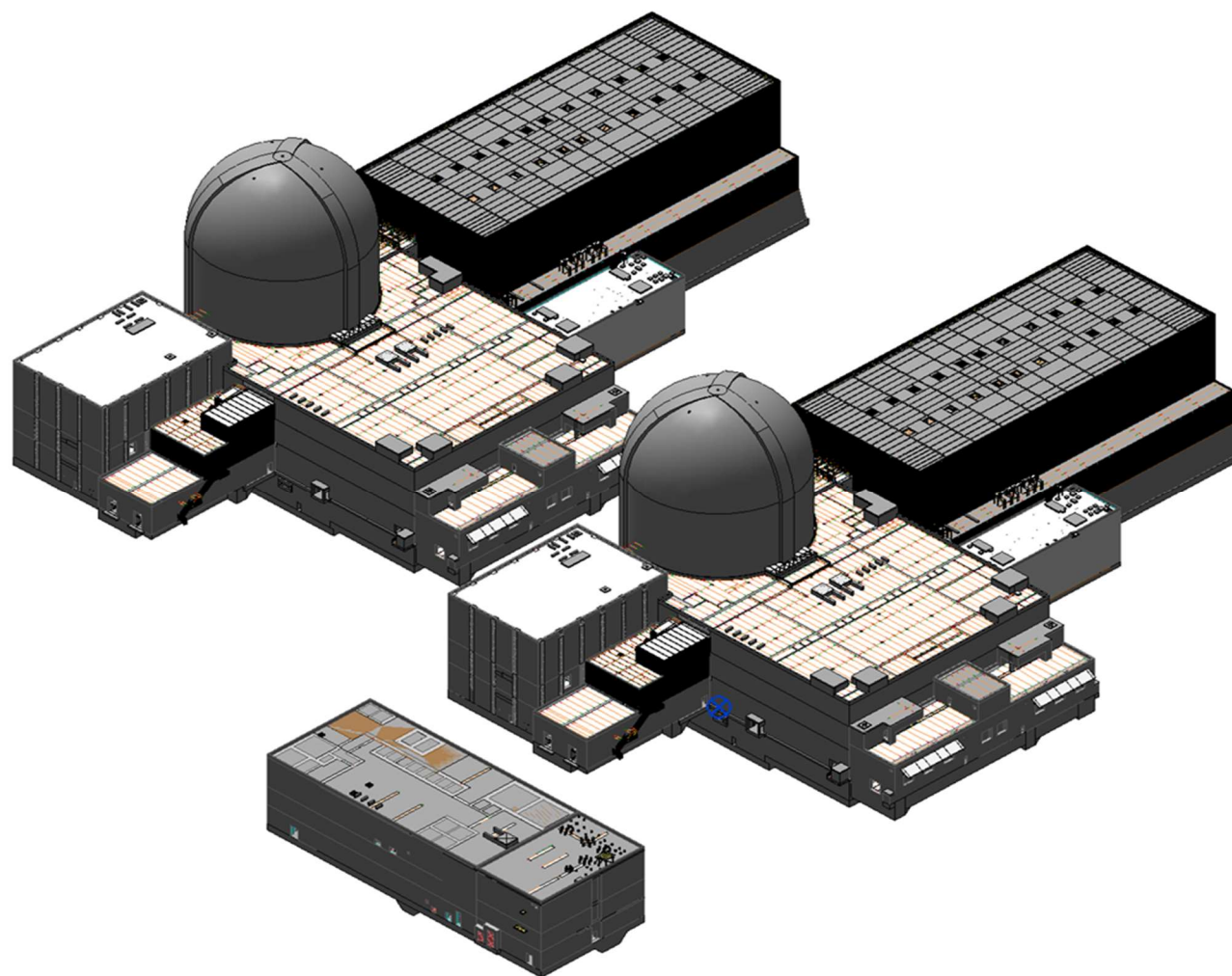


圖 1-8 主要建築物模型

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-9 圍阻體廠房 100 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 10 圍阻體廠房 115 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 11 圍阻體廠房 125 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 12 圍阻體廠房 136 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 13 輔助廠房 64 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 14 輔助廠房 80 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-15 輔助廠房 91 呎

依政府資訊公開法第 18 條第 1 項第 1 款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1- 16 輔助廠房 100 呎

表 1-1 核三廠除役規劃作業參考圖面清單

項次	參考資料	圖號範圍/出版者
1	核三廠管線清單(Line list)	核三廠
2	核三廠閥件清單(Valve list)	核三廠
3	核三廠設備清單(Equipment list)	核三廠
4	*核三廠 P&ID 圖	圖號 0-M-AK-002 ~3-N-HI-001 共 245 份
5	*核三廠管線 ISO 圖	圖號 P-ZA-101-IS-001~ P-ZY-103-IS-050 P-ZA-105-IS-1307~ P-ZY-202-IS-956 1-AB-001~1-LE-537 2-AB-004~2-LB-522
6	廠房總平面圖(含剖面)	圖號 3-P-ZZ-002~011
7	廠房隔間編號配置圖	圖號 3-A-ZZ-001~004
8	*核三廠全廠區地下管線圖	圖號 0-OP-ZY-010A~ 3-P-ZY-151 共 109 份

*核三廠 P&ID 與管線 ISO 圖之圖號有部分未按順序排列，故以範圍標示。

表 1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表 (1/3)

項次	廠房、建物與設施	所 在 位 置 區 域	用途規劃	解除管制 標準
1	一號機圍阻體廠房	主 要 拆 除 範 圍	拆除	非 限 制 性 使 用
2	一號機輔助廠房		拆除	
3	一號機燃料廠房		拆除	
4	一號機控制廠房		拆除	
5	一號機進出管制廠房		拆除	
6	一號機開關廠房		拆除	
7	一號機核機冷卻水廠房		拆除	
8	一號機柴油機廠房		拆除	
9	一號機汽機廠房		拆除	
10	一號機輔助鍋爐廠房		拆除	
11	一號機 NSCW 閥室		拆除	
12	一號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
13	一號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
14	一號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
15	二號機圍阻體廠房		拆除	
16	二號機輔助廠房		拆除	
17	二號機燃料廠房		拆除	
18	二號機控制廠房		拆除	
19	二號機進出管制廠房		拆除	
20	二號機開關廠房		拆除	
21	二號機核機冷卻水廠房		拆除	
22	二號機柴油機廠房		拆除	
23	二號機汽機廠房		拆除	
24	二號機輔助鍋爐廠房		拆除	
25	二號機 NSCW 閥室		拆除	
26	二號機冷凝水貯存槽(CST)		拆除	
27	二號機燃料更換水槽貯存槽(RWST)		拆除	
28	二號機反應器補充水貯存槽(RWMST)		拆除	
29	廢料廠房		拆除	
30	大型工作棚		拆除	
31	待用機具貯存庫		拆除	
32	熱修配廠房		拆除	
33	修配大樓		拆除	

表 1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表 (2/3)

項次	廠房、建物與設施	所 在 位 置 區 域	用途規劃	解除管制 標準
34	行政大樓	主 要 拆 除 範 圍	拆除	非 限 制 性 使 用
35	技術支援中心		拆除	
36	洗衣機房		拆除	
37	馬達工廠		拆除	
38	ILRT 空壓機房		拆除	
39	燃油貯存槽		拆除	
40	消防泵室		拆除	
41	水廠		拆除	
42	機械大樓		拆除	
43	廢水處理廠房		拆除	
44	第五台柴油發電機廠房		拆除	
45	儀控大樓		拆除	
46	氣渦輪機	除 役 範 圍 內，主要拆 除 範 圍 之 外區域	不拆除	非 限 制 性 使 用
47	宿舍區(含南灣宿舍)		不拆除	
48	餐廳		不拆除	
49	模擬操作中心		不拆除	
50	放射試驗室		不拆除	
51	保警中隊部		不拆除	
52	南部展示館		不拆除	
53	再生能源發電設施		不拆除	
54	海水淡化廠		不拆除	
55	5 萬噸生水池		不拆除	
56	開關場(161KV/345KV)		不拆除	
57	通訊機房		不拆除	
59	墾丁變電所		不拆除	
60	5000 噸消防水池		不拆除	
61	35000 公秉儲油槽		不拆除	
62	600 公秉日用油槽		不拆除	
63	倉庫區(1 號~9 號倉庫、A~E 暫存庫、 20 號倉庫)計 15 個		不拆除	

表 1-2 除役期間核三廠主要建物用途規劃表 (3/3)

項次	廠房、建物與設施	所 在 位 置 區 域	用途規劃	解除管制 標準
64	低放射性廢棄物貯存庫(低貯庫)	除役開發範圍內，主要拆除範圍之外區域	不拆除	非限制性使用
65	鋼筋混凝土塊分離場	除役開發範圍內，主要拆除範圍之外區域	新建	非限制性使用
66	土石堆置場		新建	
67	二號低放射性廢棄物貯存庫(二號低貯庫)	保留區	新建	不申請解除管制 (註)
68	用過核子燃料室內乾式貯存設施		新建	
69	出水渠道	部分位於除役開發範圍內，主要位於除役開發範圍外之區域	不拆除	非限制性使用
70	雨水排放渠道		不拆除	
註:列為保留區之放射性廢棄物貯存設施，在廠址解除除役管制前，若高/低放射性廢棄物移置其它貯存/處置設施，則將於完成該設施除役相關作業後，併同廠址申請解除除役管制。				

附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
第一章 綜合概述 一、概論 (一)緣由及目的 說明申請除役之廠址、需求與目的，包括除役後廠址為限制性或非限制性使用。 (二)專有名詞 使用政府主管機關所頒訂之專有名詞，若非常用或自行編譯之專有名詞，需明確定義並加註原文，以利對照。 (三)引用之法規及準則 1.說明撰寫計畫時所採用之各種資料，以及其調查、分析、推估之方法，凡於現行國內法規中有規定者，需從其規定。 2.詳列撰寫計畫時所引用之國內外法規、準則及技術規範，並註明其名稱、公（發）布單位、日期及版次。 (四)參考文獻 引用法規、準則及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理並詳列文獻名稱、日期、版次及發行單位等資訊。 二、除役目標及範圍 (一)除役之起始及完成日期、除役期間各階段（含核子燃料全部移出核子反應器前）時程與作業目標，並具體界定除役期間各階段之主要除役活動與拆除範圍（如	第一章 綜合概述 一、概論 (一)緣由及目的 (二)專有名詞 (三)引用法規及準則 (四)參考文獻 二、除役目標及範圍 (一)除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
建築結構、系統、設備及重要組件等)；另為配合除役改建或新建之設施，亦應說明之。 (二)除役期間各階段(含核子燃料全部移出核子反應器前)如何配合國內用過核子燃料管理策略，以及低放射性廢棄物處置之現況。 (三)為配合除役改建或新建之設施，包括設施類型、設置地點、設置時程規劃等。 三、設施說明及除役範圍工程圖件 提供最新版之設施建築、區域、系統、重要組件等之現況說明、工程圖件(或數位 3D 立體模型與資料庫等)及廠區地圖等資訊。 四、符合發給除役許可規定事項之說明 申請者須就除役計畫可符合發給除役許可之規定事項，提出綜合說明，其內容須符合「核子反應器設施管制法」第二十三條第一項及「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第三條之規定。前項內容應含括技術與管理能力及財務基礎說明。	(二) 除役各階段核子燃料管理策略及低放射性廢棄物處置 (三) 除役期間改建或新建之設施 三、 設施說明及除役範圍工程圖件 (一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明 (二) 廠區設施建築、系統、組件工程資訊之建立及保存 四、符合發給除役許可規定事項之說明 附件：核三廠除役計畫－技術與管理能力及財務基礎報告 二、技術與管理能力 三、財務基礎 附錄 1.A 核子反應器設施除役計畫導則與本計畫章節對照表 附錄 1.B 專有名詞中英對照表
第二章 設施及廠址環境說明 一、設施概述	第二章 設施及廠址環境說明 一、設施概述

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
提供除役設施概述說明，應包括申請者名稱、營利事業統一編號、代表人姓名、營業所地址，及除役設施名稱、廠址之位置與地址、廠界範圍及面積（以公制單位平方公尺表示）、廠界之所有變更狀況。並簡述目前廠址設施（包括建築物、停車場、固定設備等）、未來廠址及周圍土地之利用狀況與計畫。 二、廠址環境說明 敘述廠址水文、地質、地震、地形、地貌及氣象等自然環境及現象，以及廠址附近之居民、城鎮、重要公共設施、主要交通及目前人口分布描述等人文環境。	(一) 廠址現況 (二) 未來廠址及周圍土地之利用狀況與計畫 二、廠址環境說明 (一) 廠址自然特徵說明 (二) 廠址人文環境說明 三、參考文獻
第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響 一、運轉歷史 載明核子反應器設施之運轉執照、反應器型式、圍阻體型式、輸出功率等基本資料，以及運轉歷程與紀錄（包括運轉條件變更、初次臨界、正式商業運轉、燃料移除、重大停機及預計永久停止運轉日期、供電紀錄、全功率運轉日數與平均運轉功率）等說明；以及運轉期間產生之用過核子燃料、低放射性廢棄物貯存方式、貯存總量與主要核種、活度等貯存管理與環境現況。 二、曾發生之重大事件及影響 載明運轉期間發生所有重大事件之發生時間、地點、肇因等事件發生始末；若涉及放射性物質洩漏與輻射污染	第三章 設施運轉歷史及曾發生之重大事件與其影響 一、廠址歷史評估方法簡介 (一) 設施或廠址先期調查 (二) 廠址考察 (三) 廠址歷史資料評析 (四) 受檢文件 二、廠址運轉歷史 (一) 反應器運轉歷史 (二) 輻射安全管理現況 (三) 低放射性廢棄物貯存管理現況 (四) 用過核子燃料貯存管理現況 三、曾發生之重大事件及影響

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
之事件，應佐附相關數據資料，載明污染範圍、處理情形，以及後續之監測數據資料與影響評估；並說明調查方法與資料來源。 輻射污染事件須提供詳實數據，有無放射性污染情形以及是否滲漏進入廠房結構內，或污染地下土壤或地下水；並說明污染範圍、影響程度、改善處置、完成改善後輻射偵檢結果與後續監測數據；運轉或意外產生之低放射性污染物，若採掩埋於廠區內某特定地區者，則應增列掩埋地區之位置圖，及其鄰近相關長期監測數據資料。 放射性物質洩漏事件，則應將洩漏地點、洩漏事件之放射性物質特性（種類、型態、活度與濃度），以及可顯示洩漏事件地點周圍環境或設施分布之繪圖。 提供之運轉日誌、異常事件報告、事件報告、廠址資訊報告等相關重要資訊，應述明事件案由、檢核程序、處理過程與查核結果等綜合性呈現方式說明。	(一) 重大事件之資料評析 (二) 曾發生之重大事件經過、改善作業及造成之影響 四、 結語 五、 參考文獻
第四章 廠址與設施之特性調查及評估結果 一、調查範圍 說明特性調查之規劃範圍及其依據，包括廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)。 二、輻射特性調查 說明調查項目、調查基準、品保計畫、評估方法及使用儀器。調查項目包括：廠址環境（如土壤、地表水及地	第四章 廠址與設施之特性調查及評估結果 一、調查範圍 二、輻射特性調查規劃 (一) 調查項目 (二) 調查基準

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等);評估方法包括:放射性污染設施盤點、廠址歷史評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。應說明現場及實驗室量測所使用之儀器和方法,並提供這些儀器與方法之敏感度資料。 三、放射性存量評估結果 說明執行範圍偵測或特性偵測之背景水平,並提供廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)與設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)污染或活化之程度、範圍及廢棄物分類之評估結果。	(三) 評估方法 (四) 使用儀器 (五) 品保計畫 三、放射性存量評估結果 (一) 運轉期間之廠址與環境輻射監測 (二) 可能受影響之建物、結構物、設備的表面(A類偵檢包) (三) 初判未受影響之建築結構表面(B類偵檢包) (四) 可能受影響與未受影響的系統管線(C、D類偵檢包) (五) 可能受影響及未受影響的廠址環境(R類偵檢包) 四、結語 五、參考文獻 附錄 補充文件
第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式 一、安全分析 說明除役期間各階段(含核子燃料全部移出核子反應器前)廠區設施維持安全運作之分析結果,以防止放射性污染擴散並確保用過核子燃料之安全貯存。 二、系統安全分類	第五章 除役期間仍須運轉之重要系統、設備、組件及其運轉方式 一、安全分析 (一) 除役期間意外分析 (二) 除役各階段安全分析 二、系統安全分類

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
說明除役期間各階段系統安全分類原則與分類結果。分類項目區分為： (一)需維持運轉的系統(包含安全相關與非安全相關)。 (二)停止運轉的系統。 三、需維持運轉之安全相關系統之運轉說明 說明除役期間仍須運轉，及需要修改或新設之安全相關系統、設備、組件與其運轉方式。 四、需維持運轉之非安全相關系統之運轉說明 說明除役期間仍須運轉，及需要修改或新設之非安全相關系統、設備、組件與其運轉方式。 五、停止運轉系統之說明 說明除役期間可停止運轉系統之斷電、洩水及隔離作業方法，以及可減免管制之事項。	(一) 除役期間系統運轉規劃 (二) 除役計畫系統清單建立 (三) 應接受管制系統功能 (四) 系統安全分類原則 (五) 系統安全分類結果 三、 需維持運轉之安全相關系統之運轉說明 (一) 運轉說明 (二) 兩部機共用系統運轉說明 (三) 監視與維護計畫 (四) 設計修改 (五) 終期安全分析報告與技術規範修改原則 四、 需維持運轉之非安全相關系統之運轉說明 (一) 運轉說明 (二) 用過燃料池島區設計修改 (三) 兩部機共用系統運轉說明 (四) 監視與維護計畫 (五) 終期安全分析報告與技術規範修改原則 五、 停止運轉系統之說明 (一) 停止運轉系統說明 (二) 隔離、斷電及洩水作業方法 (三) 終期安全分析報告與技術規範修改原則 六、結語 七、參考文獻

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
	附錄 5.A 核三廠除役計畫系統清單(未區分子系統) 附錄 5.B 核三廠除役計畫系統清單(區分子系統) 附錄 5.C 需維持運轉系統清單
第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序 一、除役時程 說明除役期間各階段（含核子燃料全部移出核子反應器前）之目標及時程，與欲執行之除役活動，並佐以甘特(Gantt)或計畫評核術(PERT)圖示各階段之拆除程序，以及完成時間，並說明每個除役活動之間之相關性。若有影響除役時程之情事，例如可能因核子燃料無法自核子反應器移出而影響除役時程，申請者應說明採行備案之時間與方法，以使整體除役作業符合法規要求之除役時程。 二、拆除作業 (一)說明各階段核子反應器設施廠房(以下簡稱廠房)結構及各系統、設備、組件等之拆除工法與時序。 (二) 拆除方法及程序 1.說明具活化效應之系統、設備、組件與廠房結構之拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散之設計。 2.說明放射性污染之系統、設備、組件及廠房結構之拆除方法及其使用之設備，以及拆除作業中安全作業程序及其相關之輻射防護與防治污染擴散之設計。	第六章 除役時程、使用之設備、方法及安全作業程序 一、 除役時程 (一) 時程規劃基礎 (二) 除役各階段作業目標規劃之依據與原則 (三) 除役各階段之目標及時程 二、 除役各階段之拆除作業 (一) 切割拆除技術簡介 (二) 具活化效應之結構、系統、組件之拆除作業 (三) 放射性污染之機械系統、設備及組件之拆除作業 (四) 放射性污染之廠房結構之拆除作業

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
3.拆除作業實施前應將廠房拆除作業計畫（含輻射劑量合理抑低）提報主管機關。	三、 結語 四、 參考文獻
第七章 除役期間預期之意外事件安全分析 說明設施除役期間可能發生之意外事件，依性質可分為：意外事件（如核安、輻安、工安、火災等）、自然災害事件（如颱風、地震、豪雨及海嘯等）及人為破壞等，並敘述各項意外事件之發生原因、評估方法、影響分析。另就除役期間核子燃料全部移出核子反應器設施前之時期，說明該時期針對「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第八條規定之辦理情形。	第七章 除役期間預期之意外事件安全分析 一、用過核子燃料貯存相關之意外事件 (一) 重物墜落撞擊用過燃料池 (二) 非預期臨界 (三) 用過燃料池喪失冷卻能力事件 (四) 用過燃料池冷卻水流失事件 二、除役作業活動潛在之輻射意外事件 (一) 除污意外事件 (二) 拆除意外事件 (三) 吊卸意外事件 (四) 低放射性廢棄物盛裝意外事件 (五) 放射性廢棄物暫存之意外事件 (六) 低放射性廢棄物之貯存容器廠內運送意外 (七) 廢液處理系統之桶槽破裂意外 (八) 廢氣處理系統失效意外 三、火災及爆炸事件 (一) 火災 (二) 爆炸 四、地震、颱風、洪水、海嘯、山崩事件

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
	(一) 地震 (二) 颱風 (三) 洪水 (四) 海嘯 (五) 山崩 五、雷擊事件 六、輔助系統功能喪失事件 七、喪失廠外電源事件 八、行政管制與意外事件之預防 (一) 人為疏失 (二) 工安意外 (三) 惡劣氣候 (四) 火山 (五) 飛機撞擊 (六) 人為破壞 九、結語 十、參考文獻 附錄 7.A 用過燃料池熱水流分析
第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理 一、除污方式 (一) 說明除污範圍規劃，包括可能受到污染之環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、組件、可再除污之廢棄物等。	第八章 除污方式及除役期間放射性廢氣、廢液處理 一、除污方式 (一) 除污範圍規劃

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
(二) 說明除污作業規劃，包括除污準則、除污程序、除污技術、作業場所、作業安全及輻射防護等。 (三) 說明除污作業可能衍生之二次廢棄物及減廢措施 二、除役期間放射性廢氣、廢液處理 (一)說明除役期間放射性廢氣及廢液產生來源。 (二)說明除役期間放射性廢氣、廢液之管理作業，包括收集與輸送、處理方法、排放標準、監測方法及排放管控等。	(二) 除污作業規劃 (三) 二次廢棄物管理規劃 二、除役期間放射性廢氣、廢液之處理規劃 (一) 除役期間放射性廢氣處理規劃 (二) 除役期間放射性廢液處理規劃 三、結語 四、參考文獻
第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃 一、放射性廢棄物之類別、特性、數量： (一) 說明放射性廢棄物數量及特性之推估方法。 (二) 說明推估之放射性廢棄物來源、類別、型態、數量。 (三) 說明放射性廢棄物實測或推估之主要核種、比活度、表面污染、中子活化性、空間劑量率等特性。 (四) 說明除役作業可能衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施。 二、減量措施	第九章 除役放射性廢棄物之類別、特性、數量、減量措施及其處理、運送、貯存與最終處置規劃 一、除役低放射性廢棄物類別、特性與數量 (一) 除役低放射性廢棄物來源、類別與型態 (二) 低放射性廢棄物數量及特性之推估方法 (三) 除役低放射性廢棄物推估 (四) 除役作業衍生二次廢棄物及廢棄物管理措施 二、除役低放射性廢棄物減量措施

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、廢棄物外釋處理方式等，規劃採行之減量措施。 三、放射性廢棄物之處理 說明放射性廢棄物之處理規劃，包括規劃使用之處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用之盛裝容器等。 四、低放射性廢棄物之運送、貯存及處置 (一) 運送：說明低放射性廢棄物於廠內或廠外運輸的規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。 (二) 貯存：說明低放射性廢棄物之貯存規劃，包括規劃使用之貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存之廢棄物類別、數量等資訊。 (三) 處置：說明除役計畫對應於低放射性廢棄物處置計畫之整合規劃措施。 五、用過核子燃料之運送、貯存及處置 (一) 運送：說明用過核子燃料於廠內或廠外運輸之規劃，包括可能路徑、運輸作業、運輸容器與輻射安全等。 (二) 貯存：說明用過核子燃料之貯存規劃，包括規劃使用	(一) 廢棄物除污減量措施 (二) 配合設備拆除之減量措施 (三) 廢棄物減容措施 (四) 廢棄物外釋減量 三、除役低放射性廢棄物處理規劃 (一) 固、液及氣體廢棄物處理技術 (二) 除役低放射性廢棄物處理設施規劃 (三) 低放射性廢棄物包裝容器規劃 四、除役低放射性廢棄物運送、貯存及處置規劃 (一) 低放射性廢棄物運送規劃 (二) 低放射性廢棄物貯存規劃 (三) 低放射性廢棄物處置規劃 五、用過核子燃料之運送、貯存、再取出與處置規劃 (一) 用過核子燃料運送規劃 (二) 用過核子燃料貯存規劃

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
之貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存之用過核子燃料類別、數量等資訊；若採用乾式貯存時，應說明用過核子燃料再取出之考量。 (三)處置：說明除役計畫對應於用過核子燃料處置計畫之整合規劃措施。	(三) 用過核子燃料再取出規劃 (四) 用過核子燃料處置規劃 六、 結語 七、 參考文獻 附錄 9.A 核三廠除役各廠房低放射性金屬組件之重量與活度估算結果 附錄 9.B 核三廠除役廢棄物數量與國外電廠的比較
第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施 一、民眾劑量評估 說明除役各階段放射性廢棄物運送、貯存及放射性廢氣、液排放對一般民眾可能造成之輻射劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。 二、作業人員劑量評估 說明除役各階段作業及放射性廢棄物運送、貯存對作業人員之劑量評估。內容應包括：評估方法與程序、評估結果及紀錄保存。	第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施 一、民眾劑量評估 (一) 除役各階段放射性氣、液體排放之輻射劑量評估 (二) 除役放射性廢棄物廠內運送之輻射劑量評估 (三) 除役各階段廢棄物處理與貯存設施之輻射劑量評估 (四) 除役活動對民眾輻射劑量影響總結分析 (五) 輻射管制與監測 (六) 紀錄保存 二、作業人員劑量評估 (一) 核三廠除役作業人員集體有效劑量評估方法 (二) 核三廠除役輻射作業篩選 (三) 數據收集與參數假設

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
三、輻射防護措施 依各階段設施除役之作業特性、處理放射性廢棄物之活度與特性及「合理抑低」之原則，說明其輻射防護措施。	(四) 核三廠除役作業人員劑量評估結果 (五) 核三廠除役作業人員劑量結果討論 (六) 輻射管制作業之管理 (七) 紀錄保存 三、輻射防護措施 (一) 輻射防護管理組織與權責區分 (二) 人員防護 (三) 人員訓練 (四) 人員劑量 (五) 醫務監護 (六) 管制區劃分及區域管制作業 (七) 除役作業之防護措施 (八) 放射性廢棄物管制 (九) 合理抑低措施 (十) 紀錄保存 四、結語 五、參考文獻 附錄 10.A 核三廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用量因子 附錄 10.B 核三廠廢液排放途徑民眾劑量評估使用量因子
第十一章 環境輻射監測	第十一章 環境輻射監測

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
說明除役期間之環境輻射監測規劃，包含設施內、外之偵測項目（含環境直接輻射之偵測、環境試樣取樣與放射性活度分析、氣象觀測作業等），並說明規劃之偵測方法、偵測對象、目的、取樣地點、取樣頻率、活度單位及重要之附記等。	一、設站選擇依據 (一) 考量因素 (二) 監測站概述 二、環境輻射監測作業內容 (一) 環境試樣分析作業取樣及頻次 (二) 直接輻射劑量度量 (三) 放射化學分析與放射性核種活度計測 (四) 紀錄與試樣保存 (五) 民眾劑量估算 (六) 品質保證 (七) 監測結果陳報 三、結語 四、參考文獻 附錄 11.A 現行(110 年)核三廠廠區外取樣站之詳細方位與距離表 附錄 11.B 現行(110 年)核三廠環境輻射監測取樣站設站說明 附錄 11.C 現行(110 年)核三廠廠區內輻射監測站設站說明
第十二章 組織及人員訓練 一、組織與任務編組 敘述組織及任務編組。其中至少應包含除役工程規劃、廠址輻射特性調查、設施除污、拆除切割、廢棄物處理	第十二章 組織及人員訓練 一、組織與任務編組

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
成效評估及資格檢定辦法等。對於除役作業中所需之特殊專長（如拆解及破壞、除污、遙控設備操作、用過核子燃料吊運等），亦應說明其人員訓練要求。	(三) 訓練成效評估或資格檢定辦法 (四) 訓練紀錄之維護保存 三、參考文獻
第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 一、核子保防物料：說明核子保防物料之名稱、數量、儲存方法、位置及其監視管理程序。 二、核子保防設施：說明核子保防設施之名稱、數量、設置位置及其監視管理程序。 三、核子保防器材：說明核子保防器材之名稱、數量、設置位置及其設備、功能完整性之定期巡查頻次、紀錄與異常事件通報程序。	第十三章 核子保防物料及其相關設備之管理 一、核子保防物料 (一) 核子保防物料名稱、數量、儲存方法及位置 (二) 核子保防物料監視管理程序 二、核子保防設施 (一) 核子保防設施名稱、數量及設置位置 (二) 核子保防設施監視管理程序 三、核子保防器材 (一) 核子保防器材之名稱、數量與設置位置 (二) 核子保防器材之設備、功能完整性之定期巡查頻次、紀錄與異常事件通報程序 四、參考文獻
第十四章 保安措施 一、保安組織與管理 說明除役各階段之保安組織（含警衛）、權責、管理、人員資格及訓練等。 二、保安區域及管制 說明除役各階段保安區域之劃定及其管制作業。 三、保安設備之配置、使用及維護 說明除役各階段之保安通訊、實體阻隔、入侵偵測及警	第十四章 保安措施 一、保安組織與管理 (一) 公司內相關單位權責 (二) 廠內保安組織 (三) 人員資格與訓練 二、保安區域及管制 (一) 保安區域之劃定 (二) 保安區域之管制

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
報監視等之配置、使用及維護。 四、門禁管制與人員查核 說明除役各階段之門禁管制與人員查核（含適職方案）作業程序。 五、警衛應用與軍警支援 說明除役各階段之警衛人員組成、部署與任務，及協調軍警支援事項。 六、保安事件應變 說明保安事件分級與應變措施。 七、紀錄保存 說明各項保安作業紀錄之保存規定。	三、保安設備之配置、使用及維護 (一) 保安通訊設備 (二) 保安設備 (三) 保安系統測試、維護 (四) 保安系統效能評估 (五) 資通安全 四、門禁管制與人員查核 (一) 除役過渡階段及除役拆廠階段之門禁管制 (二) 廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段之門禁管制 (三) 人員查核管制 (四) 物品管制 五、警衛應用與軍警支援 (一) 警衛運用 (二) 軍警支援 六、保安事件應變 (一) 保安事件分級 (二) 保安事件應變措施 (三) 防範內部破壞措施 (四) 飛行載具(滑翔翼、飛行傘、遙控飛機等)侵入事件 七、紀錄保存 八、參考文獻 附錄 14.A 第三核能發電廠保安計畫各章節名稱

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
	附錄 14.B「第三核能發電廠關鍵數位資產資通安全計畫」各章節名稱
第十五章 品質保證方案 說明除役相關作業之品質保證方案，其內容應包括： 一、組織 載明除役計畫之品質保證相關組織管理架構、編組、功能以及責任與權限等要求事項。 二、品質保證方案 載明除役各階段作業所適用之程序、法規、標準、管制方式與特殊製程管理，以及人員必要之品質講習及訓練與資格審定等管制程序與文件品質要求事項。 三、設計管制 載明除役計畫各階段作業與設計文件有關之管制、程序、審查與核定等管制程序與文件品質要求事項。 四、採購文件管制 載明除役計畫各階段作業採購文件有關適用法規、設計準則等採購規範事項之管制作業規定相關事項。 五、工作說明書、作業程序書及圖面 載明除役計畫各階段作業與品質有關之作業管制與品質程序要求事項。 六、文件管制 載明除役計畫各階段作業文件之發行、審查與修改之作業管制與品質程序要求事項。	第十五章 品質保證方案 一、除役作業之品質保證方案 二、參考文獻

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
七、採購材料、設備及服務之管制 載明除役計畫各階段作業執行採購作業之作業管制程序事項。 八、材料、零件及組件之標示與管制 載明除役計畫各階段作業中有關材料、零件及組件之標識與管登等有關作業之管制事項。 九、特殊製程管制 載明除役計畫各階段作業中有關特殊製程或服務以及人員資格等管制事項。 十、檢驗 載明除役計畫各階段作業執行過程與結果相關檢驗作業之程序以及檢驗人員資格要求等管制事項。 十一、試驗管制 載明除役計畫各階段作業用以驗證之試驗或測試之作業管制要求事項。 十二、量測及試驗設備管制 載明除役計畫各階段作業用以驗證之試驗或測試所使用設備之符合準確度要求之管制事項。 十三、裝卸、貯存及運輸 載明除役計畫各階段作業除役相關作業物料及組件之包裝、裝卸、貯存及運輸作業之相關管制事項。 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制 載明除役計畫各階段作業中各項檢驗、試驗與運轉等作	

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
業現況之標識或識別等管制事項。 十五、不符合材料、零件或組件之管制 載明除役計畫各階段作業有關影響品質或安全等不符合之管制事項。 十六、改正行動 載明除役計畫各階段作業有關影響品質事項之發現及改正行動以防範再發生之作業管制事項。 十七、品質保證紀錄 載明除役計畫各階段作業相關作業之品質文件紀錄與保存之管制事項。 十八、稽查 載明用以證實除役計畫各階段作業須符合品質保證方案各項要求，所採行有計畫且整體性考量之核能品保稽查作業相關程序與管制事項。	
第十六章 意外事件應變方案 一、應變組織編組與職責分工 說明除役期間各階段（含核子燃料全部移出核子反應器前）應變組織體系及各單位權責，並提供有支援需求時，可循體系動員之相關單位組織。 二、平時整備措施	第十六章 意外事件應變方案 一、核電廠除役期間用過核子燃料安全管理說明 二、應變組織編組與權責分工 (一) 核子事故分類 (二) 核子事故緊急應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織 (三) 廠內意外事件應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織 三、平時整備措施

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
說明除役期間各階段（含核子燃料全部移出核子反應器前）意外應變計畫（含消防防護計畫）、指揮作業地點、設備配置、管理與維護、訓練、演習（練）、意外醫護救助、除污設施及聯絡系統等事項。 三、應變措施 說明除役期間各階段（含核子燃料全部移出核子反應器前）預期之各類意外事件之應變措施與程序，包含應變組織成立時機、通報機制（包括「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」第十一條所定之立即通報及書面報告）等。	(一) 意外應變計畫 (二) 核子事故緊急應變平時整備措施 (三) 廠內意外事件平時整備措施 四、應變措施 (一) 核子事故緊急應變程序 (二) 廠內意外事件應變程序 五、參考文獻
第十七章 廠房及土地再利用規劃 一、再利用之範圍與規劃 說明除役後廠址內廠房及土地再利用之範圍，以及將如何再利用之規劃等；再利用之規劃方式可能包括：非限制性使用、限制性使用、部分限制使用或轉為其他用途、再利用規劃如有除役保留區，應說明將如何管理以符合相關法規之要求等。 二、復原工作 說明設施除役後之廠址如何復原，以符合廠址輻射劑量或比活度之法規標準。 三、最終輻射偵測規劃 說明最終輻射偵測規劃，內容應包括：偵檢目標與說明、偵測設計（包含標準之應用與推導及偵測點數目之決定	第十七章 廠房及土地再利用規劃 一、再利用的範圍與規劃 (一) 除役後廠址內廠房及土地再利用範圍 (二) 再利用之規劃說明 二、復原工作 (一) 相關法規要求 (二) 復原作業 三、最終輻射偵測規劃 (一) 偵檢目標與說明 (二) 偵測設計(包含標準的應用與推導及偵測點數目

核子反應器設施除役計畫導則	核三廠除役計畫
等)、偵測位置之決定、調查基準之決定、偵測方法、品質保證方案、偵測結果之評估及外釋標準等。最終輻射偵測計畫應能驗證符合除役計畫所建議之釋出使用限制，俾使準備釋出區域之廠址輻射劑量能符合法規標準。	的決定等) (三) 偵測位置的決定 (四) 調查基準的決定 (五) 偵測方法 (六) 品質保證方案 (七) 偵測結果的評估及廠址使用劑量標準 (八) 廠址特性輻射偵測期間未考量之殘留放射性活度 四、結語 五、參考文獻

附錄 1.B 專有名詞縮寫中英對照表

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
A		
AA	Atomic Absorption Spectroscopy	火焰式原子吸收光譜儀
AC	Alternating Current	交流電
ADSL	Asymmetric Digital Subscriber Line	非對稱數位式用戶線路
AHU	Air Handling Unit	空調單元
ALI	Annual Limit on Intake	年攝入限值
ALARA	As Low as Reasonably Achievable	合理抑低
AMDA	Acceptable Minimum Detectable Amount	可接受最小可測量
AMT	Accident Management Team	嚴重事故處理小組
ANL	Argonne National Laboratory	美國阿岡國家實驗室
ANSI	American National Standards Institute	美國國家標準學會
AQ	Augmented Quality	額外品質
ASME	American Society of Mechanical Engineers	美國機械工程師學會
ASQC	American Society of Quality Control	美國品質管理學會
ASTM	American Society of Testing and Materials	美國試驗及材料學會
ATS	Automatic Transfer Switch	自動電源切換開關
AWJ	Abrasive Water Jet	磨料注入水刀
B		
BRS	Boron Recycle System	硼回收系統
C		
CAMC	Contact Arc Metal Cutting	接觸式電弧金屬切割

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
CAMG	Contact Arc Metal Grinding	接觸式電弧金屬研磨
C of C	Certificate of Compliance	合格證
CCTV	Closed-Circuit Television	閉路電視
CCW	Component Cooling Water	核機冷卻水
CFR	Code of Federal Regulations	(美國)聯邦法規
CLB	Current Licensing Basis	現行持照基準
CNS	Chinese National Standards	中華民國國家標準
CS	Core Spray System	爐心噴灑系統
CST	Condensate Storage Tank	冷凝水儲存槽
CVCS	Chemical & Volume Control System	化學與容積控制系統
CWP	Circulation Water Pump	循環水泵室
D		
DAC	Derived Air Concentration	推定空氣濃度
DAW	Dry Active Waste	乾性廢棄物
DBA	Design Basis Accident	設計基準事故
DCGL	Derived Concentration Guideline Level	導出濃度指引基準
DCF	Dose Conversion Factor	劑量轉換因數
DCR	Design Change Requested	設計變更要求
DEH	Digital Electro-Hydraulic	數位式電子液壓控制
DF	Decontamination Factor	除污因子
DFBN	Debris Filter Bottom Nozzle	底部管嘴
DIQ	Design Information Questionnaire	設計資料問卷
DP	Decommissioning Plan	除役計畫
DQA	Data Quality Assessment	資料品質評估
DRMS	Digital Radiation Monitoring System	數位輻射監測系統

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
DRO	Diesel Range Organics	柴油類有機物
DSAR	Defueled Safety Analysis Report	燃料移除後安全分析報告
DST	Demineralized Water Storage Tank	除礦水儲存槽
DTM	Difficult to Measure Nuclides	難測核種
DTS	Defueled Technical Specification	燃料移除後技術規範
E		
EAB	Exclusion Area Boundary	禁制區
ECD	Electron Capture Detector	電子捕捉偵測器
ECCS	Emergency Core Cooling System	緊急爐心冷卻系統
EDM	Electrical Discharge Machining	放電加工
EFPY	Effective Full Power Year	全功率運轉累積年
EOF	Emergency Operations Facility	近廠緊急應變設施
EPIC	Emergency Public Information Center	緊急民眾資訊中心
EPRI	Electric Power Research Institute	美國電力研究院
EPA	Environmental Protection Agency	美國環境保護署
EPA	Environmental Protection Administration	中華民國環境保護署
EPZ	Emergency Planning Zone	緊急應變計畫區
ESF	Engineered Safety Feature	特殊安全設施
ETM	Easy to Measure Nuclides	易測核種
F		
FHA	Fuel Handling Accident	重物墜落撞擊用過燃料池事件
FID	Flame Ionization Detector	火焰離子化偵測儀

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
FSAR	Final Safety Analysis Report	終期安全分析報告
FW	Feedwater System	飼水系統
G		
GC	Gas Chromatography	氣相層析儀
GDC	General Design Criterion	一般設計準則
GPS	Global Positioning System	全球定位系統
GRF	Grid to rod fretting	格架/燃料棒磨損
GRS	Gaseous Radwaste Management System	廢氣處理系統
GTCC	Greater Than Class C	超 C 類放射性廢棄物
H		
HCLPF	High Confidence Low Probability of Failure	高信心低失效機率
HEPA	High Efficiency Particulate Air	高效率空氣過濾器
HIC	High-Integrity Container	高完整性容器
HID	High Intensity Discharge	高強度氣體放電燈泡
HP	Health Physics	保健物理
HPC	Health Physics Center	保健物理中心
HPCI	High Pressure Core Injection System	高壓注水系統
HPGe	High Purity Germanium Gamma Spectroscopy	高純鍺偵檢器
HPLC	High Performance Liquid Chromatography	高效能液相層析儀
HSA	Historical Site Assessment	廠址歷史評估
HVAC	Heating, Ventilation and Air Conditioning	空調通風系統
HYD	Hydrogenation	氫化
I		
IAEA	International Atomic Energy Agency	國際原子能總署

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
ICP-AES	Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectrometry	感應耦合電漿原子發射光譜儀
IDL	Instrument Detection Limit	儀器偵測極限
IDS	Intrusion Detection System	入侵偵測系統
ILAC	International Laboratory Accreditation Cooperation	國際實驗室認證組織
ISFSI	Independent Spent Fuel Storage Installation	獨立用過核子燃料貯存設施
ISO	International Organization for Standardization	國際標準組織
ITIC	International Tsunami Information Center	國際海嘯資訊中心
K		
KMP	Key Measurement Point	關鍵測量點
L		
LAN	Local Area Network	區域網路
LBG	Low background proportional counter	低背景比例計數器
LBGR	Lower Bound of Gray Region	降低灰區下限
LC	Liquid Chromatography	液相層析儀
LCO	Limiting Condition for Operation	運轉限制條件
LLRW	Low Level Radioactive Waste	低放射性廢棄物
LPCI	Low Pressure Core Injection System	低壓注水系統
LPZ	Low-Population Zone	低密度人口區
LRS	Liquid Radwaste System	放射性廢液處理系統
LSC	Liquid scintillation counting	液體閃爍計數器
LTP	License Termination Plan	執照終止計畫

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
M		
MARLAP	Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual	美國多部會放射實驗室分析協議手冊
MARSAME	Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment manual	美國多部會物質與設備輻射偵檢與評估手冊
MARSSIM	Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual	美國多部會輻射偵檢與場址調查手冊
MCA	Multichannel Analyzer	多頻道分析儀
MCL	Maximum Contaminant Level	最大污染物容許濃度
MCR	Main Control Room	主控制室
MDA	Minimum Detectable Amount	最小可測量
MDL	Method Detection Limits	方法偵測極限
MDM	Metal Disintegration Machining	金屬解體加工/金屬破碎機
MR	Maintenance Rule	維護法規
MS	Main Steam System	主蒸汽系統
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸汽隔離閥室
MSLB	Main Steam Line Break	蒸汽管破裂事故
MSR	Moisture Separator Reheater	汽水分離再熱器
MUR	Measurement Uncertainty Recapture	小幅度功率提升
N		
NEI	Nuclear Energy Institute	美國核能研究院
NGSS	Next generation surveillance system	監視攝影設備
NQA	Nuclear Quality	核能品保

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
	Assurance	
NRC	Nuclear Regulatory Commission	美國核能管制委員會
NSCW	Nuclear Service Cooling Water System	廠用海水系統
NSR	Non-Safety Related	非安全相關
NSSS	Nuclear Steam Supply System	核能蒸汽供應系統
NTSB	National Transportation Safety Board	美國國家運輸安全委員會
NTTF	Near Term Task Force	美國核管會近期專案小組
O		
OFA	Optimized Fuel Assembly	最適化燃料整件
OSC	Operation Support Center	作業支援中心
P		
PAG	Protective Action Guides	防護行動規範
PAH	Polycyclic Aromatic Hydrocarbons	多環芳香烴化合物
PCB	Polychlorinated Biphenyls	多氯聯苯
PCI	Pellet Cladding Interaction	燃料丸護套交互作用
PCIS	Primary Containment Isolation System	一次圍阻體隔離系統
PEL	Permissible Exposure Limits	容許曝露濃度
PERT	Program Evaluation and Review Technique	計畫評估術
PID	Photoionization Detector	光游離偵測器
PMF	Probable Maximum Flood	迴歸周期逕流量
ppb	Parts Per Billion	十億分率
ppm	Parts Per Million	百萬分率
PVC	Polyvinyl Chloride	聚氯乙烯
PWR	Pressurized Water	壓水式反應器

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
	Reactor	
Q		
QA	Quality Assurance,	品質保證
R		
RCDT	Reactor Coolant Drain Tank	反應爐冷卻水洩水槽
RCRA	Resource Conservation and Recovery Act	資源保護與回收法
RCS	Reactor Coolant System	反應爐冷卻水系統
RES	Required Equipment Status	所要求設備之狀態
RHR	Residential Heat Removal System	餘熱移除系統
RMWST	Reactor Makeup Water Storage Tank	反應器補充水貯存槽
ROV	Remotely Operated Vehicle	遙控偵檢設備
RPV	Reactor Pressure Vessel	反應器壓力槽
RTN	Removable Top Nozzle	頂部管嘴
RUSI	Rust Utility Service Inc.	皇家聯合研究所
RWST	Refueling Water Storage Tank	燃料更換水貯存槽
S		
SAG	Severe Accident Guideline	嚴重核子事故處理指引
SBGT	Stand-By Gas Treatment	備用氣體處理系統
SC	Safety Classification	安全等級分類
SDRC	Station Decommission Review Committee	電廠除役審查委員會
SERT	System Evaluation and Reclassification Team	系統評估及再分類小組
SFPACS	Spent Fuel Pool Additional Cooling System	新增用過燃料池冷卻系統
SFPCCS	Spent Fuel Pool Cooling	用過燃料池冷卻及淨化

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
	and Cleanup System	系統
SJAE	Steam Jet Air Ejector	蒸汽抽汽器
SNM	Special Nuclear Material	特種核物料
SOP	Standard Operating Procedure	標準作業程序
SORC	Station Operation Review Committee	電廠運轉審查委員會
SPE	Solid-Phase Extraction	固相萃取
SR	Safety Related	安全相關
SRP	Standard Review Plan	標準審查計畫
SRW	Solid Radwaste System	固體廢棄物處理系統
SSCs	Systems, Structures, and Components Removal	系統、結構與組件拆除作業
SSAC	State System of Accounting for and Control of Nuclear Material	國家級核物料料帳及控制系統
SSE	Safety Shutdown Earthquake	安全停機地震
SVOC	Semi-Volatile Organic Compounds	半揮發性有機物
T		
TAF	Taiwan Accreditation Foundation	財團法人全國認證基金會
TAF	Top of Active Fuel	有效燃料頂端
TCLP	Toxicity Characteristic Leaching Procedure	毒性特性溶出程序
TFR	Transfer Cask	傳送護箱
TIP	Traversing In-core Probe	爐心探針偵檢器
TLD	Thermoluminescent Dosimeter	熱發光劑量計
TOX	Total Organic Halides	總有機鹵化物
TPH	Total Petroleum Hydrocarbon	總石油碳氫化合物
TPH _d	Total Petroleum	柴油總碳氫化合物

專有名詞英文縮寫	專有名詞英文全文	中文
	Hydrocabon As Diesel	
TRU	Transuranic	超鈾元素
TS	Technical Specification	技術規範
TSC	Technical Support Center	技術支援中心
TSC	Transportable Storage Canister	密封鋼筒
TSNFD	The Spent Nuclear Fuel Final Disposal Project	我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告
U		
UPS	Uninterruptible Power Supply	不斷電系統
V		
VCC	Vertical Concrete Cask	垂直混凝土護箱
VOC	Volatile Organic Compounds	揮發性有機物
W		
WAC	Waste Acceptance Criteria	廢棄物接收準則
WAS	Water Abrasive Suspension	磨料懸浮水刀
WBS	Work Breakdown Structure	工作分解結構
WNA	World Nuclear Association	世界核能協會
WMA	Waste Management Area	低放射性廢棄物處理區域

附錄 1.C 第一章綜合概述之重要管制事項

項次	內 容	管制時程
1-1	除役年度執行報告及除役計畫修正版，應每年提報主管機關審核。 盤點廠址內主要拆除範圍外之其他建物、設施與設備，並提報除役管理/管控狀態。	113.07~139.05 (除役期間每年 3 月底提報更新) (除役許可生效後 1 年內提報) (每年提報更新)
1-2	除役各項作業執行前，應完備各相關程序書，並完成人員訓練。 除役期間組織與人力變動，應進行規劃評估，定期提報主管機關。	113.06/114.04 (運轉執照屆期 1 個月前完成程序書轉換準備) 113.07~139.05 (除役期間) 113.07~139.05 (除役期間每年提報更新)
1-3	除役計畫相關文件保存年限，依照「核子反應器設施除役許可申請審核及管理辦法」之規定辦理，經主管機關審核者，應列為永久保存；其餘應至少保存至除役完成後 10 年。另法規有明文規定者，得從其規定。	113.07~139.05 (除役期間)