

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) 引用法規及設計準則	1-8
(四) 參考文獻	1-15
二、 除役目標及範圍	1-15
(一) 除役之預計達成目標	1-15
(二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍	1-16
(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	1-21
(一) 待除役設施系統、重要組件、建築、區域等之現況說明	1-22
(二) 核二廠廠區地圖及相關工程圖件	1-31
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	1-56
附錄 1.B 第一章綜合概述之重要管制事項	1-69

圖 目 錄

圖 1-1 核二廠除役時程規劃圖	1-33
圖 1-2 核二廠廠區平面圖	1-34
圖 1-3 核二廠除役後保留設施	1-35
圖 1-4 反應器輔助廠房底樓	1-36
圖 1-5 反應器輔助廠房二樓	1-37
圖 1-6 反應器輔助廠房三樓	1-38
圖 1-7 反應器輔助廠房四樓	1-39
圖 1-8 反應器輔助廠房五樓	1-40
圖 1-9 反應器輔助廠房六樓	1-41
圖 1-10 反應器輔助廠房七樓	1-42
圖 1-11 反應器輔助廠房剖面圖(Section A-A & C-C)	1-43
圖 1-12 反應器輔助廠房剖面圖(Section B-B)	1-44
圖 1-13 汽機廠房底樓	1-45
圖 1-14 汽機廠房二樓	1-46
圖 1-15 汽機廠房三樓	1-47
圖 1-16 汽機廠房四樓	1-48
圖 1-17 汽機廠房剖面圖(Section A-A&C-C)	1-49
圖 1-18 汽機廠房剖面圖(Section B-B)	1-50
圖 1-19 反應器壓力槽 3D 模型	1-51
圖 1-20 設備 3D 模型(6 in 管相關)	1-52
圖 1-21 管路 3D 模型	1-53
圖 1-22 主要建築物模型	1-54

表 目 錄

表 1-1 核二廠除役規劃作業參考圖面清單.....	1-55
----------------------------	------

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)第二核能發電廠(以下簡稱核二廠)一號機及二號機之預定停止運轉日期，分別為民國 110 年 12 月 27 日及 112 年 3 月 14 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辦法」第 2 條、第 3 條之規定，提出本公司核二廠除役計畫(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及除役作業之完成時程變更等)，將報請原能會核准後，再據以執行。

本章綜合概述將說明核二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，並界定核二廠除役目標與範圍，以及提供核二廠重要系統、重要組件之現況說明及廠區地圖、相關工程圖件等資料，以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(IAEA)於 2008 年發行 IAEA WS-G-5.2，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預期異常作業，以保障對作業人員及公眾之輻射安全。核二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 WS-G-5.2 安全評估建議，於核二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。

核二廠運轉執照屆滿，在爐心內仍有用過核子燃料期間，將依下列原則辦理相關事項：

1. 仍須運轉之系統、設備、組件及其運轉方式與意外事件安全分析，均依據原能會規定辦理。
2. 意外事件應變參照奉原能會核可之緊急應變計畫，以及廠內意外事件應變程序書辦理。
3. 運轉員訓練按奉原能會核可之方案辦理。
4. 於用過核子燃料開始移至乾式貯存設施前，護箱裝載池復原設計變更案將依程序提送原能會審查，依據原能會核可之護箱裝載池復原設計變更案，以及「護箱裝載池復原特殊程序書」進行護箱裝載池復原工作。

一、概論

本公司核二廠位於新北市萬里區，佔地約為 220 公頃，廠區內裝置兩部 1,025 MWe(額定容量)(提升功率前為 985 MWe)汽輪發電機組，總裝置容量為 2,050 MWe(提升功率前為 1,970 MWe)。核二廠兩部機組之設計相同，設備亦同時訂購。主要之蒸汽產生系統係採用美國奇異公司所承造之沸水式反應器(BWR-6)，汽輪發電機由美國西屋公司承造，採再熱生式汽力循環，熱效率可達 35%。每部機每年發電約 75 億度，經由 345 kV 之超高壓輸電線分四路匯送至北部地區供電系統。

每座反應器壓力槽之鋼板厚約 15 cm，重量(槽體空重含頂蓋)約 580 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，套上燃料匣成燃料元件，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 624 束；另有 145 支十字型控制棒穿插其間，用以控制反應器啟動、停機及功率調節。

反應器壓力槽底部有反應器基座作為支撐，周圍有生物屏蔽作為輻射屏蔽。生物屏蔽之外依序有乾井、一次圍阻體及二次圍阻體等包封結構物。乾井為平頂直立圓筒式鋼筋混凝土結構，其下端有水平通洩口連通抑壓池，上方則用來支撐頂部水池。一次圍阻體為內襯鋼板的圓屋頂式圓筒形混凝土結構，反應器及再循環水系統皆密封在內，並設有雙重氣鎖門供人員進出及各類管路及電纜穿越器。一次圍阻體外，則設有混凝土結構的輔助廠房作為反應器壓力槽的二次圍阻體，將一次圍阻體包封在內，並保持大氣負壓。乾井、一次圍阻體及二次圍阻體其主要功用，除當廠房內部發生事故時，可防止產生的放射性物質外洩外，亦可承受外力撞擊並維持內部的反應器壓力邊界之完整性。

核二廠於 63 年核准興建，同年開始施工，一號機反應器於 67 年 5 月完成吊裝，70 年 1 月裝填鈾核子燃料，5 月併聯發電，原能會核定正式運轉日期為 70 年 12 月 28 日；二號機反應器則於 67 年 11 月完成吊裝，71 年 3 月裝填鈾核子燃料，6 月併聯發電，原能會核定正式運轉日期為 72 年 3 月 15 日。

(一) 緣由及目的

1. 緣由

核二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 110 年 12 月 27 日及 112 年 3 月 14 日屆滿。本公司遵照 92 年 1 月 15 日發布之核子反應器設施管制法第 23 條，於核二廠預定永久停止運轉之三年前提出除役計畫，據以推動核二廠之除役工作，確定核一、二、三廠在運轉執照有效期限結束後不延役之國家能源政策，據以推動核二廠之除役工作。

2. 目的

- (1) 核二廠一號機及二號機之停止運轉年限，分別為 110 年 12 月 27 日及 112 年 3 月 14 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二廠除役工作；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。除役完成後廠址之輻射劑量，應符合原能會所定之標準。
- (3) 本公司將以安全、嚴謹之程序，規劃及執行核二廠除役工作。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) 除役之廢棄物，宜先從來源減廢做起，儘量避免廢棄物產生，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，以降低二次廢棄物產量及減少廢棄物體積，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(含放射性廢棄物貯存設施)外，其餘土地將朝電力事業用途來做規劃。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。

(二) 專有名詞

本計畫中重要名詞定義如下列所示，詳細之專有名詞中英文對照表如本計畫附錄[4]。

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)	允許自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 Guideline Levels, DCGLs)	指核電廠除役後，廠址符合法規要求之非限制性使用之特定放射性核種的濃度限值。
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。
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，用來局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」表一濃度值之十分之一倍及低於(含)表二第一行之濃度值者；或廢棄物所含核種均未列入表一及表二者。
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」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」表一濃度值十分之一倍且低於(含)表一之濃度值者；或高於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」表一之濃度值者；或高於表二第三行之濃度值者。

(三) 引用法規及設計準則

本計畫所引用之法規及設計準則彙整如下，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，所引用之法規及設計準則，並將其引用之法規及設計準則詳列於「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. 中華民國行政院原子能委員會，「原子能法施行細則」，91 年 11 月 22 日。
6. 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。
7. 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。
8. 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」，98 年 4 月 22 日。
9. 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」，103 年 9 月 19 日。
10. 中華民國行政院原子能委員會，「核子保防作業辦法」，92 年 9 月 10 日。
11. 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。
12. 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。
13. 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。
14. 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。
15. 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。

16. 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」，97 年 1 月 28 日。
17. 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。
18. 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。
19. 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。
20. 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。
21. 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。
22. 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」，95 年 1 月 4 日。
23. 中華民國行政院原子能委員會，「游離輻射防護安全標準」，107 年 8 月 28 日。
24. 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。
25. 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。
26. 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。
27. 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。
28. 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。
29. 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。
30. 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」，97 年 2 月 1 日。
31. 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。

32. 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。
33. 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。
34. 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」，97 年 10 月 22 日。
35. 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。
36. 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。
37. 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。
38. 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」，100 年 11 月 24 日。
39. 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。
40. 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。
41. 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。
42. 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。
43. 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。
44. 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。
45. 中華民國行政院原子能委員會，「放射性廢料管理方針」，86 年 9 月 2 日。
46. 10 CFR 2, Code of Federal Regulations, “Rules of Practice for Domestic

- Licensing Proceedings and Issuance of Orders”, 2012/08.
47. 10 CFR 20, Code of Federal Regulations, “Standards for Protection against Radiation”, 2006/01.
 48. 10 CFR 50, Code of Federal Regulations, “Licensing and Regulatory Policy and Preparedness for Production and Utilization Facilities”, 2006/01.
 49. 10 CFR 51, Code of Federal Regulations, “Licensing and Regulatory Policy and Procedures for Environmental Protection”, 2006/01.
 50. 10 CFR 52, Code of Federal Regulations, “Licenses, Certifications, and Approvals for Nuclear Power Plants”, 2012/08.
 51. 10 CFR 60, Code of Federal Regulations, “Disposal of High-Level Radioactive Wastes in Geologic Repositories”, 2012/07.
 52. 10 CFR 61, Code of Federal Regulations, “Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste”, 2012/07.
 53. 10 CFR 71, Code of Federal Regulations, “Packaging and Transportation of Radioactive Material”, 2010/12.
 54. 10 CFR 72, Code of Federal Regulations, “Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste and Reactor-Related Greater Than Class C Waste”, 2006/01.
 55. 10 CFR 171, Code of Federal Regulations, “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” , 2012/12.
 56. Regulatory Guide 1.86, “Termination of Operating Licenses for Nuclear Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2011/12.
 57. Regulatory Guide 1.159, “Assuring The Availability of Funds for Decommissioning Nuclear Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2011/10.
 58. Regulatory Guide 1.179, “Standard Format and Content of License Termination Plans for Nuclear Power Reactors”, US Nuclear Regulatory

Commission, 2011/06.

59. Regulatory Guide 1.184, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2013/10.
60. Regulatory Guide 1.185, “Standard Format and Content for Post-Shutdown Decommissioning Activities Report”, US Nuclear Regulatory Commission, 2013/06.
61. Regulatory Guide 1.191, “Fire Protection Program for Nuclear Power Plants during Decommissioning and Permanent Shutdown”, US Nuclear Regulatory Commission, 2011/10.
62. Regulatory Guide 1.202, “Standard Format and Content of Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2005/02.
63. NUREG-0586, “Final Generic Environmental Impact Statement [GEIS] on Decommissioning of Nuclear Facilities” US Nuclear Regulatory Commission, 2002/11.
64. NUREG-1409, “Backfitting Guidelines”, US Nuclear Regulatory Commission, 1990/07.
65. NUREG-1496, “Generic Environmental Impact Statement in Support of Rulemaking on Radiological Criteria for License Termination of NRC-Licensed Nuclear Facilities”, US Nuclear Regulatory Commission, 1997/07.
66. NUREG-1501, “Background as a Residual Radioactivity Criterion for Decommissioning”, US Nuclear Regulatory Commission, 1994/08.
67. NUREG-1536, “Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems”, US Nuclear Regulatory Commission, 2012/03.
68. NUREG-1567, “Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Facilities”, US Nuclear Regulatory Commission, 2000/03.
69. NUREG-1576, “Multi-Agency Radiological Laboratory Analytical Protocols Manual (MARLAP, 2004)”, Revision 1, US Nuclear Regulatory Commission, 2004/07.

70. NUREG-1577, “Standard Review Plan on Power Reactor Licensee Financial Qualifications and Decommissioning Funding Assurance”, US Nuclear Regulatory Commission, 1999/02.
71. NUREG-1628, “Staff Responses to Frequently Asked Questions Concerning Decommissioning of Nuclear Power Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2000/06.
72. NUREG-1700, “Standard Review Plan for Evaluating Nuclear Power Reactor License Termination Plans”, 2003/04.
73. NUREG-1713, “Standard Review Plan for Decommissioning Cost Estimates for Nuclear Power Reactors”, US Nuclear Regulatory Commission, 2004/12.
74. NUREG-1757 Vol.1, “Consolidated Decommissioning Guidance: Decommissioning Process for Materials Licensees”, US Nuclear Regulatory Commission, 2006/09.
75. NUREG-1757 Vol.2, “Consolidated Decommissioning Guidance: Characterization, Survey, and Determination of Radiological Criteria”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/09.
76. NUREG-1761, “Radiological Surveys for Controlling Release of Solid Materials”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/09.
77. NUREG-1814, “Status of the Decommissioning Program : 2006 Annual Report”, Rev.1, US Nuclear Regulatory Commission, 2007/02.
78. NUREG-1853, “History and Framework of Commercial Low-Level Radioactive Waste Management in the United States”, US Nuclear Regulatory Commission, 2007/01.
79. NUREG/CR-0130, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, US Nuclear Regulatory Commission, 1978/06.
80. NUREG/CR-0672, “Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station”, US Nuclear Regulatory Commission, 1980/06.
81. NUREG/CR-5884, “Revised Analyses of Decommissioning for the

- Reference Pressurized Water Reactor Power Station”, US Nuclear Regulatory Commission, 1995/11.
82. NUREG/CR-6174, “Revised Analyses of Decommissioning for the Reference Boiling Water Reactor Power Station”, US Nuclear Regulatory Commission, 1996/07.
 83. NUREG/CR-6477, “Revised Analyses of Decommissioning Reference Non-Fuel-Cycle Facilities”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/12.
 84. NUREG/CR-6632, “Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Slags”, US Nuclear Regulatory Commission, 2002/02.
 85. NUREG/CR-6656, “Information on Hydrologic Conceptual Models, Parameters, Uncertainty Analysis, and Data Sources for Dose Assessments at Decommissioning Sites”, US Nuclear Regulatory Commission, 1999/11.
 86. NUREG/CR-6821, “Solubility and Leaching of Radionuclides in Site Decommissioning Management Plan (SDMP) Soil and Ponded Wastes”, US Nuclear Regulatory Commission, 2003/06.
 87. NUREG-1575, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (Revision 1)”, US Nuclear Regulatory Commission, 2000/8.
 88. IAEA General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6, “Safety Standards for Decommissioning”, 2014.
 89. IAEA Safety Standards TRS-389, “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purposes”, 1998.
 90. IAEA Safety Standards WS-G-2.1, “Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”, 1999.
 91. IAEA Safety Guide No. WS-G-5.2, “Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, 2008.
 92. IAEA Safety Standards WS-R-5, “Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”, 2006.

(四) 參考文獻

1. EPRI 1003025, “Decommissioning Pre-Planning Manual”, 2001.
2. 台灣電力公司核二廠,「第二核能發電廠 BWR 訓練教材」, 100 年 1 月。
3. 台灣電力公司,「核二廠營運程序書」。
4. 行政院原子能委員會雙語詞彙, <https://www.aec.gov.tw/category/雙語詞彙/311.html>。(網站更新時間為 107 年 8 月 27 日, 引用時之最新日期為 108 年 5 月。)

二、除役目標及範圍

核二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,並以廠址再利用為目標。此作法亦呼應本公司為實踐永續經營之理念。

(一) 除役之預計達成目標

核二廠之除役作業規劃,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,將暫存於廠內之低放射性廢棄物貯存庫中,俟低放射性廢棄物最終處置設施或放射性廢棄物集中貯存設施建置完成後,併同運轉時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集中貯存設施貯存。

核二廠未來完成除役後,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(含放射性廢棄物貯存設施)外,其餘土地將朝電力事業用途來做規劃,如興建各類電力設施等。核二廠除役後土地再利用以電力事業用途之規劃,台電公司是執行單位,可能之電源開發選項將視政府能源政策而定,依目前國家能源政策並無核能發電此選項。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。

(二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍

本節主要說明核二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 100 系列程序書(核二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. 核二廠除役各階段工作時程規劃

核二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[3]修改或增訂為除役所需之各項程序書，並完成人員訓練。

2. 核二廠除役各階段主要作業目標

(1) 除役過渡階段

除役過渡階段，包含核二廠機組運轉執照屆期且爐心燃料自反應器移至燃料廠房用過核子燃料池及第一期用過核子燃料乾式貯存設施；用過核子燃料池須維持安全運作能力；興建第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)；興建新的低放射性廢棄物貯存庫。主要工作為：

- A. 除役廠商招標作業
- B. 除役機組運轉執照屆期作業

核二廠機組運轉執照屆期後，爐心內之用過核子燃料將先全部退出並安全存放於燃料廠房的下燃料池中。

- C. 機組運轉執照屆期後現場輻射特性調查作業
- D. 系統、設備除污及洩水
 - a. 進行反應器冷卻水再循環系統、餘熱移除系統及爐水淨化系統之除污。
 - 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. 儘量採用移動式電源。
 - V. 避免污染區擴大，施以必要之污染隔離措施。
- E. 除役細部規劃與系統安全評估
- F. 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)申照、興建與啟用
- G. 興建新的低放射性廢棄物處理設施(如新設廢液處理系統、廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(Wet Oxidation and High-Efficiency Solidification System, WOHESS))
- H. 興建新的低放射性廢棄物貯存庫
- I. 建立用過核子燃料池島區

建立用過核子燃料池島區的主要目的，為重新配置燃料池冷卻系統及其相關支援系統，以維持用過核子燃料池所需安全運作能力；用過核子燃料池島區主要涵蓋燃料廠房及廢料廠房。
- J. 氣渦輪機拆除
- K. 其他

(2) 除役拆廠階段

- A. 將所有用過核子燃料移至第二期用過核子燃料室內乾式貯存設

施(含再取出單元)

- B. 汽機廠房設備拆除
- C. 輔助廠房設備拆除
- D. 反應器廠房設備拆除
- E. 反應器壓力槽及其內部組件拆除
- F. 反應器冷卻系統管路拆除
- G. 燃料廠房設備拆除
- H. 用過核子燃料池拆除
- I. 生物屏蔽拆除
- J. 廢料廠房設備拆除
- K. 控制廠房設備拆解
- L. 其他放射性污染系統及設備的拆除
- M. 拆解前的廠房建物除污
- N. 其他輻射廠房內設備組件及污染混凝土拆除

(3) 廠址最終狀態偵測階段

- A. 廠址最終輻射偵測(廠址環境最終輻射調查與復原規劃)
- B. 反應器廠房拆除
- C. 汽機廠房拆除
- D. 輔助廠房拆除
- E. 燃料廠房拆除
- F. 廢料廠房拆除
- G. 控制廠房拆除
- H. 氣渦輪機房拆除
- I. 拆除範圍內其他建物拆除
- J. 土壤整治(若需要)

K. 其他

(4) 廠址復原階段：

A. 拆除範圍外其他建物之拆除(若需要)

配合電力事業用途之規劃，視需要進行其他建物之拆除。

B. 土地復原

廠址應執行覆土作業，以達地面之平整。

C. 完成除役後之廠址環境輻射偵測報告

D. 其他

3. 拆除範圍

拆除範圍主要包括發電設備廠區(Power Block Area)之所有建物，如圖 1-2(圖 1-3 之除役後保留設施除外)。拆除的建物包括一號及二號機反應器廠房及輔助廠房、控制廠房、汽機廠房、燃料廠房、廢料廠房、柴油機廠房、氫氣室、修配工廠、技術支援中心、輕便防護衣洗衣房(新水洗房)、27 號倉庫與 SRV 測試室等。發電設備廠區外拆除的建物主要為氣渦輪機房。有關核二廠除役保留區域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。

(三) 除役期間改建或新建之設施

考量核二廠除役作業需求，本公司將新建放射性廢棄物處理及貯存設施，包括新建低放射性廢棄物貯存庫(含新設廢液處理系統、廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(WOHESS))、第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)、鋼筋混凝土塊分離設施(含暫存區)及土石堆置場等。相關放射性廢棄物處理及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。

核二廠於除役期間規劃新建之主要設施，將依據地質調查現況，盡量避開地質敏感區及租用之土地。其中第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再

取出單元)預定地，將位於原三、四號機組預定地東側之空地；新建低放射性廢棄物貯存庫預定地，位於第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)場址之西側；土石堆置場則規劃於核二廠 3 號低放射性廢棄物貯存庫西側邊坡下之平坦地(上述設施相關位置可參考圖 1-3 之圖示)；鋼筋混凝土塊分離設施(含暫存區)規劃有室內分離機具作業區及露天堆置場，室內分離機具作業區規劃於重件倉庫(26 號倉庫)。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，而設施之設置規劃時程，則請參考本計畫第六章、一、(三)節。核二廠除役期間新建設施目前規劃之申請及完工時程如下：

1. 低放射性廢棄物貯存庫(含廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統、新設廢液處理系統)

申照作業(111 年 11 月 - 113 年 10 月)

整地、水保設施(113 年 11 月 - 114 年 12 月)

本體工程與周邊設施(含土建、機電儀、景觀等)(115 年 1 月 - 118 年 6 月)

廢粒狀樹脂濕式氧化暨高效率固化系統(117 年 1 月 - 118 年 6 月)

新設廢液處理系統(117 年 1 月 - 118 年 6 月)

設施測試(118 年 7 月 - 118 年 9 月)

主管機關(原能會)審查(118 年 10 月 - 118 年 12 月)

設施營運(119 年 1 月 - 130 年 12 月)

2. 第二期用過核子燃料室內乾式貯存設施(含再取出單元)

申照、興建及申請測試(110 年 12 月 - 116 年 9 月)

試運轉測試(116 年 9 月 - 118 年 9 月)

主管機關審查並取得執照(118 年 9 月 - 118 年 12 月)

設施營運(119 年 1 月 - 123 年 12 月)

3. 鋼筋混凝土塊分離設施(含暫存區)

申照作業(126 年 4 月 - 128 年 3 月)

設施建造(128 年 4 月 - 129 年 9 月)

設施測試(129 年 10 月 - 129 年 12 月)

主管機關(原能會)審查(130 年 1 月 - 130 年 12 月)

鋼筋混凝土塊分離設施營運(131 年 1 月 - 132 年 6 月)

4. 營建廢棄土石堆置場

申照作業(110 年 12 月 - 111 年 10 月)

整地、臨時性水保設施、既有排水改道(111 年 11 月 - 112 年 6 月)

主體工程(含排水設施、擋土設施等)(112 年 7 月 - 118 年 12 月)

主體工程(含排水設施、擋土設施等)(119 年 1 月 - 130 年 12 月)

建置廢棄土石堆置場(含主體工程及主管機關驗收、竣工)(131 年 1 月 - 132 年 10 月)

三、設施說明及除役範圍工程圖件

核二廠區主要可分為發電設備廠區及周邊區域，發電設備廠區為主要核能設施所在，包含主警衛室、行政大樓、一號機、二號機、柴油機廠房及儲油槽、修配工廠、開關場、氣渦輪機廠房、27 號倉庫、SRV 測試室、1 號低放射性廢棄物貯存庫、雜項廢液廠房、燃料倉庫、垃圾焚化爐等；周邊區域包含模擬操作中心、北部展示館、保警中隊部、大修宿舍、油槽、2 號與 3 號低放射性廢棄物貯存庫等附屬建物，詳圖 1-2 所示。廠區之重要範圍以安全警戒網隔離，沿線配置警亭。

一、二號機廠房主要分為反應器廠房、輔助廠房、控制廠房、汽機廠房、燃料廠房及廢料廠房等。反應器廠房為直徑約 40 m，地上高度約 50 m，地下深度約 13 m(不含筏式基礎)的圓屋頂式圓筒形混凝土結構，北側連接燃料廠房，南側則連接汽機廠房。輔助廠房為長約 67 m，寬約 62 m，地上五層樓，地下兩層樓的立方體結構建築。汽機廠房位於兩部機組南側，長約 171 m、寬約 52 m、地上高度約 33 m，地下深度約 13 m(不含筏式基礎)。二號機廠房布置與一號機為東西向對稱。另兩部機中間共用廢料廠房及控制廠房。

開關場在一號機西南側，有 345 kV 超高壓輸電線分匯送至北部地區供電系統。電廠所需的補充生水取自員潭溪，抽蓄於廠區西南側丘陵上之生水池，生水池容量為 A 池 19,508 m³，B 池 23,858 m³。

蒸汽冷凝所需之冷卻水取自大海，海水經由循環水泵輸送到汽機冷凝器之管側，吸收汽機排汽潛熱後，排至循環水排水渠道，再回到大海。

全黑起動氣渦輪發電機組兩部在開關場西側，其燃油儲存槽為 35,000 m³。

低放射性廢棄物貯存設施，包括 1~3 號低放射性廢棄物貯存庫及減容中心，其中 1 號低放射性廢棄物貯存庫位於廠區內西側，2 號與 3 號低放射性廢棄物貯存庫及減容中心則位於廠區內東南方。

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

反應器系統與設備可區分為反應器爐心系統、控制系統、附屬系統、圍阻屏障、隔離系統、緊急系統，其配置與各樓層之布置參考圖 1-4~1-10，樓層剖面圖參考圖 1-11~1-12。以下是各項系統的主要設備說明：

- (1) 爐心系統：反應器兩部機組之設計完全相同，主要之蒸汽產生系統係採用美國奇異公司所承造之第六代沸水式反應器(BWR-6 Mark-III)。反應器內徑 5.53 m，壁厚 15 cm，內部容積約 450 m³，總淨重(含頂蓋)580 MT，額定運轉壓力 1,040 psi(1,025 psig)，額定運轉溫度 537.5 °F。

- A. 爐心：核二廠一、二號機的爐心額定熱功率 2,894 MWt，歷經兩次功率提昇：96 年由原熱功率 2,894 MWt，小幅度功率提昇至 2,943 MWt(一號機燃料週期 20，二號機燃料週期 19)；103 年中幅度功率提昇再由熱功率 2,943 MWt 提昇至 3,001 MWt(一號機燃料週期 24，二號機燃料週期 23)。整個爐心由 624 組燃料元件及 145 支十字型控制棒組成。依調度需求，最長每 18 個月運轉後停爐一次，以更換燃料。

- B. 再循環水系統：包括反應器壓力槽外部 2 組循環水迴路，該循環水作為爐心冷卻劑，本系統提供強制循環水通過爐心，使電廠設計能有較高的功率提昇。
- C. 反應器壓力槽：為直立圓桶狀容器，厚度 15 cm (6 in)，槽壁材料是 ASME SA533 Grade B 高強度低錳-鉬、低碳合金鋼；半球形的壓力槽頂蓋厚度 9.5 cm (3.75 in)，壓力槽設計壓力為 1,250 psig、設計溫度為 575 °F。

(2) 反應器控制系統：

- A. 壓力控制：由汽機之蒸汽旁路與壓力調整系統(Steam Bypass and Pressure Regulation System, SB&PR)，配合數位式電子液壓控制系統(Digital Electro-Hydraulic System, DEH)，以控制反應器壓力。
- B. 反應器水位控制：藉控制飼水泵汽機轉速，或調整飼水起動控制閥之開度，維持爐內的水位，以確保反應器安全運轉。
- C. 功率控制：包括控制棒、再循環水系統流量控制及急速停機(另新增強地震自動急停裝置)，以控制反應器之功率。

(3) 反應器附屬系統：

- A. 爐水淨化系統：a.反應器功率運轉時，將爐水中不純物濾去，以維持正常水質。b.反應器起動及暖爐時可維持水位。c.反應器無蒸汽產生時，可維持洩水運轉用以控制水位。d.於熱待機階段及 MSIV 關閉且機組進行檢修時，可維持水位及移除衰變熱。e.於添換燃料時可獲得能見度良好的水質。
- B. 用過核子燃料池冷卻淨化系統：用來移除用過核子燃料元件之衰變熱，並保持池水純淨，以利水中作業。用過核子燃料池包括反應器廠房七樓之上燃料池與燃料廠房三樓(地面層)之下燃料池。上燃料池依功用可分為 a.反應器爐穴(Reactor Cavity)、b.汽水分離器儲存池、c.蒸汽乾燥器儲存池、d.燃料儲存池及 e.燃料傳送池(Fuel Transfer Pool)，其中燃料儲存池(長 11.28 m(37 ft) × 寬

10.36 m(34 ft) × 深 13.11 m(43 ft))，設有燃料儲存架(具 663 個貯存單元)及其他組件儲存架，可供新、舊燃料元件挪移、輸送之緩衝及控制棒等設備之臨時存放，燃料傳送池(長 7.62 m(25 ft) × 寬 3.35 m(11 ft) × 深 13.11 m(43 ft))，專供燃料廠房與反應器廠房間之燃料傳送用。下燃料池為一鋼筋混凝土槽，表面襯以不銹鋼板，分為東池(長 10.97 m(36 ft) × 寬 5.87 m(19 ft 3 in) × 深 12.19 m(40 ft))、西池(長 10.97 m(36 ft) × 寬 5.26 m(17 ft 3 in) × 深 12.19 m(40 ft))及護箱裝載池(長 3.96 m(13 ft) × 寬 3.66 m(12 ft) × 深 12.19 m(40 ft))，共可貯存 4,398 組用過核子燃料。

C. 餘熱移除系統：當反應器發生爐水流失事故(Loss of Coolant Accident, LOCA)時，除提供爐心緊急冷卻水外，尚具有協助反應器安全停爐功能。本系統有 6 種(舊 7 種)運轉模式：a.低壓注水模式(LPCI)。b.包封容器噴水模式(Containment Spray Mode)。c. 抑壓池冷卻模式(Supp. Pool Cooling Mode)。d.停爐冷卻模式(Shutdown Cooling Mode)。e.燃料池冷卻模式(Fuel Pool Cooling Mode)。f.試驗運轉模式(Test Mode)。g.蒸汽冷凝模式(Steam Condensing Mode)(已不用廢除)。該系統由 3 組獨立迴路組成，兩個迴路配有熱交換器，用來排除爐心之餘熱。

(4) 圍阻屏障：包括燃料丸體、燃料護套、爐水及反應器壓力槽、一次與二次圍阻體。

A. 一次圍阻體：即為反應器廠房，其相關設備包括包封容器、乾井、抑壓池、水平通洩口、反應器基座、生物屏蔽、真空破除器、隔離閥及穿越器等，以及配合之管路與儀控系統。其設置目的為當發生設計基準事故(Design Basis Accident, DBA)時及事故後，包封容器能將此洩漏水汽、分裂產物及放射性物質予以包容隔離，防止其外洩，以確保廠界外輻射劑量(Off Site Dose)不超過 10 CFR 100 規定，且其為 BWR 的特殊安全設施(Engineered Safety Feature, ESF)之一。

B. 二次圍阻體：由輔助廠房及密封廠房(Enclosure Building)構成二次圍阻體，相關設備包括管路穿越器、備用氣體處理系統、反應爐廠房空調系統及反應爐輔助廠房空調系統組成，設在一次圍阻體系統外圍，作為二次包容放射性物質，防止其外洩。其設置目的包括：在事故中保持二次圍阻體負壓(於 LOCA 時)以降低圍阻體洩漏率，並控制二次圍阻體放射性物質外釋至環境之洩漏，使放射性物質可得較長滯留時間及過濾，減少事故對環境造成的劑量。

(5) 隔離系統：其設計為當核能系統事故發生時，穿越一/二次圍阻體的各種管路或連通口能夠迅速自動關閉或隔離，使圍阻體屏障(Containment Barrier)能有效保持洩漏率在容許限值內，以防止放射性產物自一次系統外洩。

(6) 緊急系統：包括 A.備用硼液系統(Standby Liquid Control System, SBLC)。B.爐心隔離冷卻系統(Reactor Core Isolation Cooling System, RCIC)。C.自動洩壓系統(Automatic Depressurization System, ADS)。D.緊急爐心冷卻系統(Emergency Core Cooling System, ECCS)包括高壓噴灑系統(High Pressure Core Spray System, HPCS)、低壓噴灑系統(Low Pressure Core Spray System, LPCS)及低壓注水系統(Low Pressure Coolant Injection System, LPCI)等。另新增重複反應度控制系統(Redundancy Reactivity Control System, RRCS)由下列 4 支系統組成：控制棒替代插入(Alternate Rod Insertion, ARI)系統、再循環跳脫(ATWS-RPT)系統、飼水回退(Feedwater Runback)系統及備用硼液自動啟動系統等。

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、發電機及主勵磁機等設備。汽機廠房樓層佈置圖與剖面圖參考圖 1-13~1-18。蒸汽系統的主要設備包括以下：

- (1) 汽輪機：主汽機是由 1 組高壓汽機及 2 組低壓汽機串聯複合組成，額定出力 1,025 MW(為提升功率後容量)，進汽壓力 928 psig，進汽溫度 537.5 °F，真空度 28 inHg，帶動額定出力 1,095 MVA 之主發電機產生電力。
- (2) 冷凝器：每部汽輪機有 2 個冷凝器，冷凝器內共有 51,104(12,776 × 4) 支直徑 2.54 cm (1 in)、長度 17.98 m (59 ft)之冷凝管，其材質為 90-10 Cu-Ni(44,728 支)及 70-30 Cu-Ni(6,376 支)之銅鎳合金管，單流式循環冷卻水，冷凝面積約 21,900 m²。
- (3) 汽水分離再熱器：汽機機組兩側設置 2 台汽水分離再熱器，位於汽機廠房四樓。
- (4) 發電機：容量 1,095 MVA、定子電流 28,739 A、電壓 22 kV、功率因數 0.9、轉子電流 8,050 A、3 相 4 極 60 Hz、轉速 1,800 rpm。
- (5) 主勵磁機：無碳刷式，由發電機直接帶動，容量 4,100 kW、450 V、9,111 A、轉速 1,800 rpm、磁場電阻 0.5 Ω、磁場絕緣 49 MΩ/500 V，附永久磁鐵轉磁式之副勵磁機(3 相 420 Hz、轉速 1,800 rpm)，作為主勵磁機磁場之電源。
- (6) 變壓器：
 - A. 主變壓器(簡稱主變):規格是三台單相變壓器組成(每相 350 MVA × 3)，電壓：一次側 21 kV，二次側共有 5 分接頭 370.850/√3、362.250/√3、353.625/√3、345.000/√3、336.375/√3 kV，冷卻方式：抽油強風冷卻，電流：一次側 16,670 A/相電流，二次側 1,757 A，接線：△—Y。核二廠兩台主發電機組其電力輸出經隔相匯流排(Isophase Bus)，由主變升壓至 345 kV 後，再經 3570、3580 及 3670、3680 斷路器送入 345 kV 開關場之匯流排。
 - B. 機組輔助變壓器(簡稱輔變 1/2UXAT)：規格是 3Φ，21/13.8/4.16 kV，51.4/26.3/25.1 MVA，溫升 55 °C。一次側接於主發電機與主變之隔相匯流排(Isophase Bus)上，二次側接於 13.8 kV 匯流排

(1F1 或 2F1)，三次側接於 4.16 kV 匯流排(1A1、1A2 或 2A1、2A2)，專供機組正常出力時之廠內 BOP 電力。

C. 起動變壓器(簡稱起變 0XSUT、2XSUT):規格是 3 Φ , 345/13.8/4.16 kV, 51.4/26.3/25.1 MVA, 溫升 55 °C。一次側接於 345 kV 開關場#1 及#2 匯流排(#3510、#3520 GCB)上，二次側接於 13.8 kV 1F1、2F1 匯流排，三次側接於 4.16 kV 匯流排 1A1、1A2、1A3、1A4、1A5 及 2A1、2A2、2A3、2A4、2A5。但因容量關係，二次側及三次側 BOP 負載在一號機/二號機間有連鎖裝置，即不能同時供給 1F1 及 2F1 匯流排，1A1 及 2A1 匯流排，1A2 及 2A2 匯流排。

D. 緊急起動變壓器(簡稱緊變 1XESUT、2XESUT):規格是 3 Φ ，69/13.8/4.16 kV, 40.6/21/19.6 MVA, 溫升 55 °C。一次側接於 69 kV 開關場，經由 750(1XESUT)及 760(2XESUT)斷路器受電，二次側接於 13.8 kV 1F1/1F2 匯流排，三次側接於 4.16 kV 1A1、1A2、2A1、2A2、1A3、1A4、1A5、2A3、2A4 及 2A5 匯流排。一號/二號緊變互為備用，正常使用一台，另一台加壓備用，可以改變隔離開關(Disconnecting Switch, DS)來作切換。

(7) 蒸汽抽氣與氫氣再結合系統：係在功率運轉時，設計用來移除主冷凝器內之不凝結氣體，並將其中之氫氣與氧氣再結合。

(8) 汽封冷凝器排氣處理系統：汽封系統為防止空氣進入汽機及阻止蒸汽洩漏到大氣，高、低壓汽機之汽封洩放室的壓力，藉汽封冷凝器經常保持比大氣壓力略低，讓汽封蒸汽及空氣進入汽封冷凝器，由汽封冷凝器之排氣扇將氣體抽出，經 VT37 處理後，與機械真空泵出口之汽機廠房密閉區排氣系統 VT4 及 VT6A/B 等排氣合併之共同出口管路，由汽機廠房頂排至大氣。

3. 廠用電力系統

核二廠一、二號機之額定出力均為 1,025 MWe，經主變送電至廠內 345 kV 開關場。核二廠 345 kV 開關場有#1 與#2 匯流排，經常併用雙排，各斷路器接上使用。目前輸電線有四迴路，電力經核一二路(經斷路器 3520、3530)、核二汐止二路(經斷路器 3550、3560)、核二汐止四路(經斷路器 3580、3590)及核二協和紅線(經斷路器 3680、3690)輸出。一號機組由主變經斷路器 3570、3580 輸入#1/#2 匯流排。二號機組由主變經斷路器 3670、3680 輸入#1/#2 匯流排。69 kV 開關場為雙匯流排式，接兩輸電線、兩氣渦輪機組、兩緊變及廠區用電變壓器。69 kV 有兩輸電線，一為金山線(經斷路器 620)，一為中幅線(經斷路器 630)，均由八堵變電所經專線送至核二廠。廠用變壓器計有 2 台輔變(1XUAT 及 2XUAT)，2 台起變(OXSUT 及 2XSUT)及 2 台緊變(1XESUT 及 2XESUT)，輔變提供機組正常運轉時之負載，起變提供兩部機組各有關安全之負載及任一機組起動或停機時所需電力。一號/二號緊變擇一提供一/二號機 BOP 起動或停機時所需電力及一、二號機 ESF 匯流排，另一緊變備用。發電機出力達 10%時，手動改由輔變供給 BOP 匯流排電力。當廠外電源全失時，其交流電源來自廠內之 DIVISION I/II、HPCS 及第五台柴油發電機，直流電源來自蓄電池組。另外，一、二號全黑起動氣渦輪發電機組之輸出經變壓加入核二廠 69 kV 電力系統，以提供核二廠於全黑起動時的另一個起動電源。

4. 緊急柴油發電機系統

廠內緊急電源設備劃分為三區，每區所屬 ESF 匯流排，其有關電源和配電設備自成一獨立系統，各 ESF 匯流排由起變或一號緊變經常供電，喪失廠外電源時，由配屬的柴油發電機自行起動供電，當其起動後到達定壓、定速時，柴油發電機斷路器能自行關閉(關閉前匯流排上負載都已跳脫)，並自動加載，各負載自行投入順序，依當時情況而定(LOCA 是否同時發生)。

柴油發電機的起動信號(任一信號)：(1)手動啟動。(2)所屬緊要匯流排停電時(10 秒內併聯)。(3)LOCA 時(爐水流失事故，該柴油發電機啟動且保持備用狀態)。

各機組之柴油發電機共 3 台：(1)分成 DIV I、DIV II 及 DIV III。(2)DIV I 及 DIV II 被稱為備用柴油發電機(8 缸併列式 450 rpm 3,600 kW)。(3)DIV III 則被稱為 HPCS 柴油發電機(16 缸 V 形排列 900 rpm 2,200 kW)。

待廠外電源恢復時，須由值班員手動切換正常供電。柴油發電機和相關斷路器的直流控制電源，由同區 125 V 蓄電池組供給。柴油發電機系統位於反應器輔助廠房外側(一號機所屬位於西側、二號機所屬位於東側)。

核二廠為增加運轉安全及改善緊急交流電源之可用性，減少因緊急柴油發電機不可用，引起降載或停機所造成之營運損失，而增設第五部柴油發電機，以做為現有之一、二號機 DIV I、II 等四部緊急柴油發電機的後備電源。

5. 放射性廢棄物處理系統

核能發電廠運轉時所產生的放射性氣體、液體及固體等廢棄物，不能任意棄置，須控制排放及外釋的放射性劑量低於法規限值，以使電廠運轉免受限制。通常放射性廢棄物的處理方式為：(1)將廢棄物中的放射性分離出來並予濃縮處理。(2)滯留以衰減其放射性。(3)移出廠房。(4)安置於自然界(最終處置)。放射性廢棄物處理系統的目的：就是收集、處理(Process)和處置(Disposal)電廠放射性廢棄物，並控制排放及外釋的放射性劑量低於法規限值。放射性廢棄物處理系統包括放射性氣體、液體及固體等廢棄物處理系統，其中除放射性氣體處理系統部份設備設置於汽機廠房內，其餘所有系統設備皆設置於控制廠房北側的廢料廠房內。各系統說明如下：

- (1) 放射性氣體廢棄物處理系統(Gaseous Radwaste System)：主要利用滯留、吸附與濾除等方式降低廢氣中所含的放射性惰性氣體、放射性碘及微粒，以減少核能設施外釋到大氣中的放射性活度。電廠正常

運轉中，有三項重要的放射性氣體廢棄物：A.主冷凝器蒸汽抽氣器廢氣(SJAE Off Gas)。B.汽機汽封冷凝器廢氣(Gland Seal Off Gas)。C.機械真空泵廢氣，其中主冷凝器蒸汽抽氣器廢氣經處理後，由管路連接至廢料廠房頂之小煙囪排放於大氣中，另汽機汽封冷凝器廢氣之排放，已於本章第三、(一)節 2.(8)提出說明；機械真空泵廢氣是機組啟動階段，反應器尚未產生足夠的蒸汽壓力/流量，足以使用 SJAE，且汽封系統使用前，須先啟動機械真空泵，抽取主冷凝器不凝結氣體，待主冷凝器真空到達 24 in 水銀柱真空時，啟動 SJAE 後再停止機械真空泵。機械真空泵運轉期間的排氣經汽機廠房密閉區排氣系統 VT4 處理後，由汽機廠房頂排至大氣。

- (2) 放射性液體廢棄物處理系統(Liquid Radwaste System)：主要是在收集、處理、與儲存全廠放射性廢水，其設計功能為：A.容納和處理停機、起動或再起動時所產生的廢水，不使電廠運轉或可用性遭受限制。B.處理各種廢水，使大部分再回收使用。C.減低和控制排釋廢水的放射性，使不超過 10 CFR 20 規定。D.提供化學廢液，除污或濃縮處理。本系統主要廢水來源為設備(機件)洩水、地面洩水、洗衣(輻射防護衣)排水、凝結水和反應器給水系統洩水、化驗室排水、除污作業之排水、沖洗或再生離子交換器之排水及反應器爐水淨化系統或廢水處理系統其過濾器之逆洗(Backwash)排水等。
- (3) 放射性固體廢棄物處理系統(Solid Radwaste System)：主要處理兩大類廢棄物，可分為濕性及乾性放射性固體廢棄物。濕性放射性廢棄物包括廢液與爐水淨化殘渣(Radwaste Settling Tank)、濃縮化學廢漿(Salt Slurry Tank)與廢粒狀樹脂(Spent Resin Tank)等，以上濕性廢棄物除廢粒狀樹脂以脫水後以內襯有 HDPE 之 55 加侖桶外以加適量固化劑(水泥)，均勻攪拌後裝入 55 加侖桶，送至 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫貯存。乾性放射性固體廢棄物包括可燃燒之乾性廢棄物(廢紙、塑膠布/袋、破布、污染防護衣物等)及不可燃燒之乾性廢棄物(廢防護器具、小工具、拆換的大機件或設備、大修工作時更換之失效

爐心偵測元件或其它經照射後的機件等)。以上各類乾性放射性廢棄物，除了失效爐心偵測元件外，皆送減容中心處理(焚化、高壓壓縮裝桶或直接裝桶)。乾性廢棄物中可燃燒之乾性廢棄物經分類、切割、包裝後，裝入不銹鋼內分櫃桶內，待送至減容中心焚化處理；不可燃燒之乾性廢棄物切割後，裝入 180 L 超高壓壓縮機專用鐵桶內，待送至減容中心，以超高壓壓縮機處理，後再裝入 55 加侖桶送至 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫貯存。失效爐心偵測元件係經切割至適當大小後直接裝入 55 加侖桶內有灌注水泥之水泥屏蔽桶，若其桶表面接觸輻射劑量大於(含)1 Sv/h 者，先在廢料廠房三樓廢棄物暫存區貯存，後再送至 2 號低放射性廢棄物貯存庫貯存；若其桶表面接觸輻射劑量小於 1 Sv/h 者，則直接送至 2 號低放射性廢棄物貯存庫貯存，另不可燃不可以壓之廢棄物除少數在減容中心可以接收標準內，送減容中心焚化爐或超高壓壓縮機處理外，僅以 55 加侖桶盛裝後，送至 2 號/3 號低放射性廢棄物貯存庫貯存。

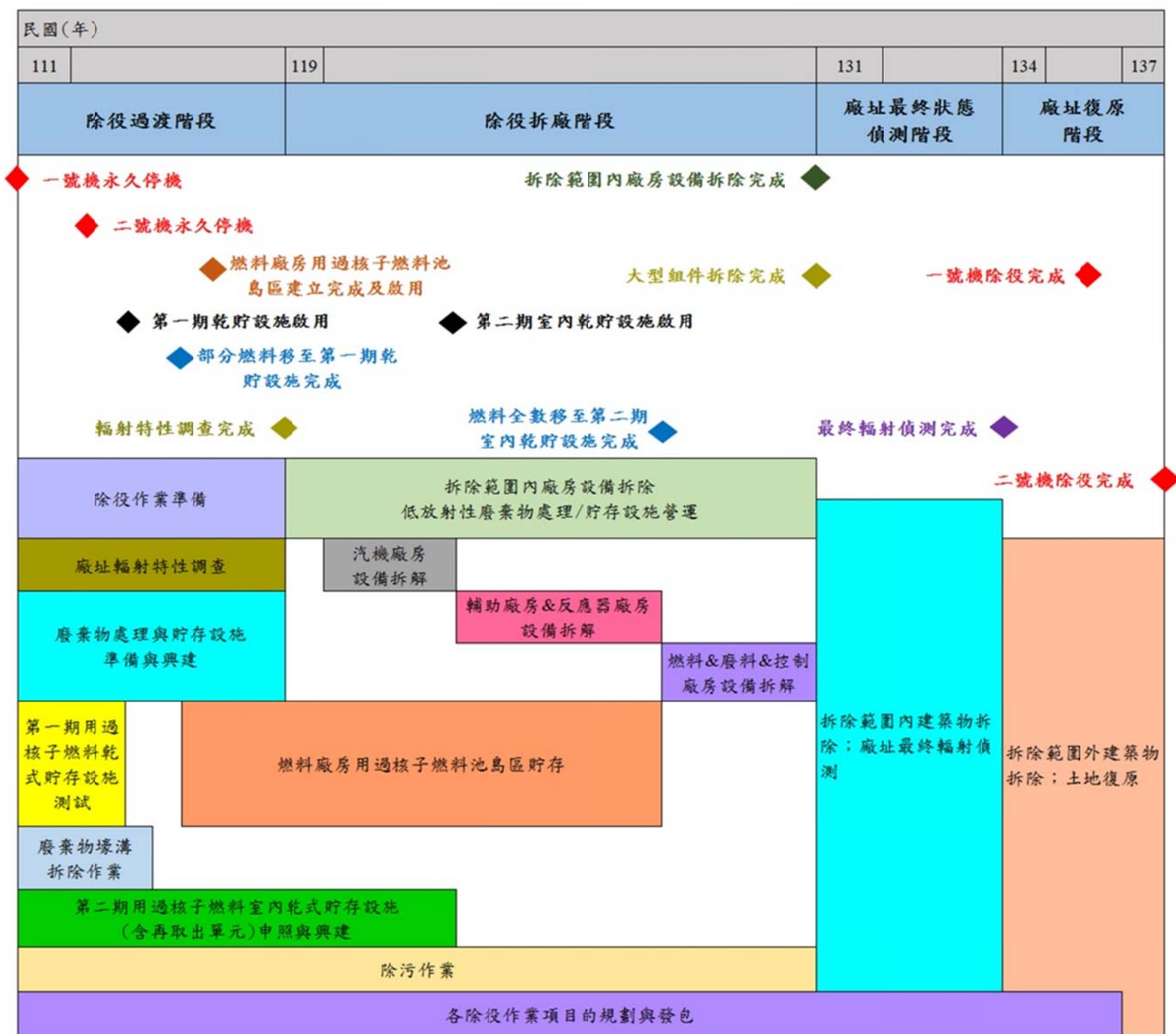
6. 通風空調系統

核二廠的通風空調系統(Heating, Ventilation and Air Conditioning, HVAC)依各廠房的特性與需求，於空氣調節及通風具備不同的設計。該通風空調系統包括：控制廠房空調系統、燃料廠房空調系統、反應爐輔助廠房空調系統、廢料廠房空調系統、汽機廠房空調系統、反應爐廠房空調系統、柴油機房空調系統、雜項廢液廠房空調系統等。

(二) 核二廠廠區地圖及相關工程圖件

核二廠設施分布概況如圖 1-2，反應器輔助廠房主要系統與設備配置及各樓層布置參考圖 1-4~1-10，樓層剖面圖參考圖 1-11~1-12。汽機廠房樓層布置圖與剖面圖參考圖 1-13~1-18。核二廠除役規劃作業參考圖面、文件清單詳如表 1-1，相關之工程圖件之建立及保存皆依核二廠程序書 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，本公司特針對核二廠廠區之建築物、設施、設備及管路/閥件(包含反應器廠房內之 RPV 與其內部組件、生物屏蔽、用過核子燃料池與圍阻體、汽機廠房及反應器輔助廠房等結構建物，以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 1-19~1-22，其中管路/閥件呈現口徑 6 in 以上部份，詳細之主要組件 3D 圖，請參考本計畫第六章、二節。



註：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。

圖 1-1 核二廠除役時程規劃圖

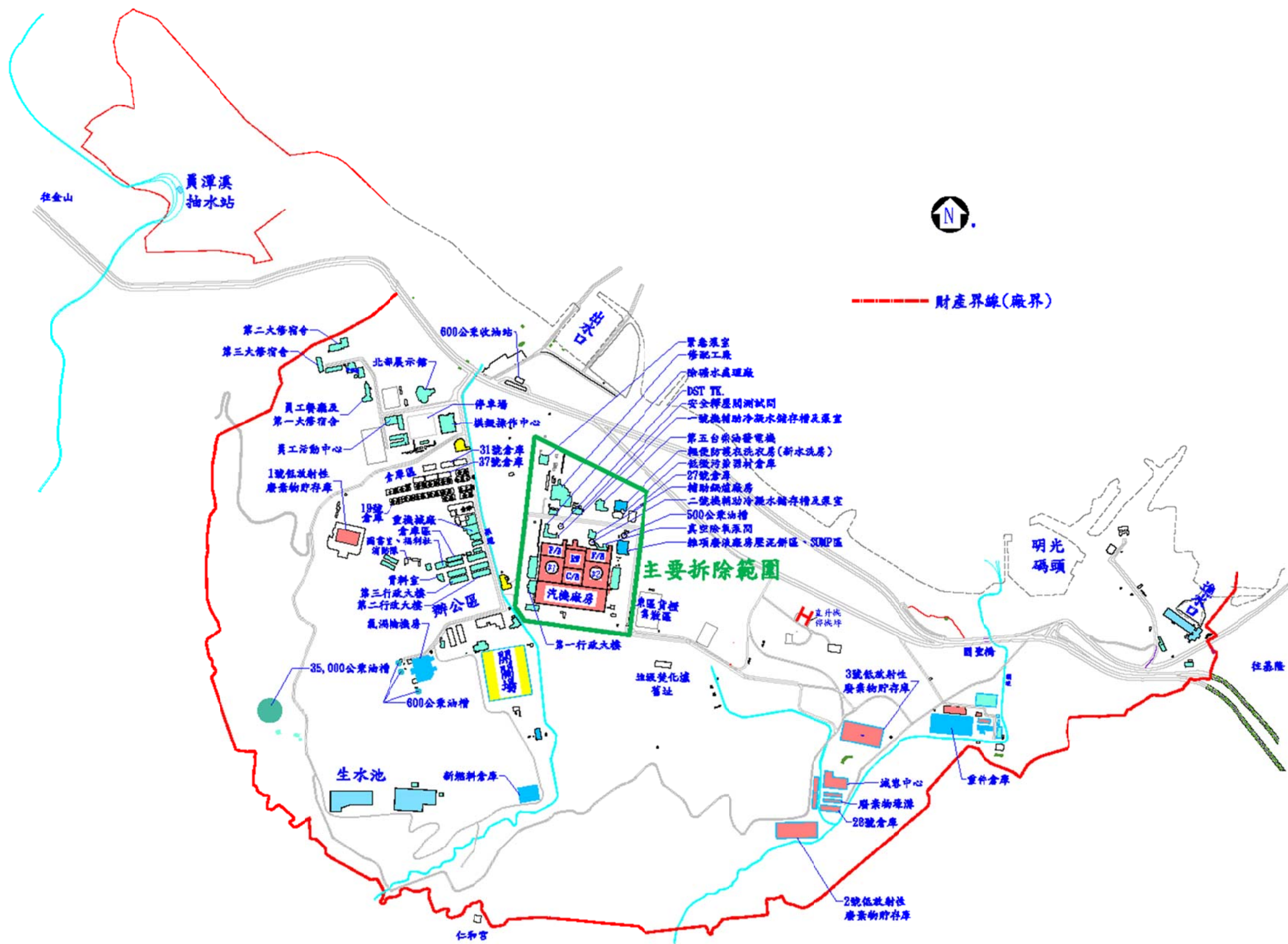


圖 1-2 核二廠廠區平面圖

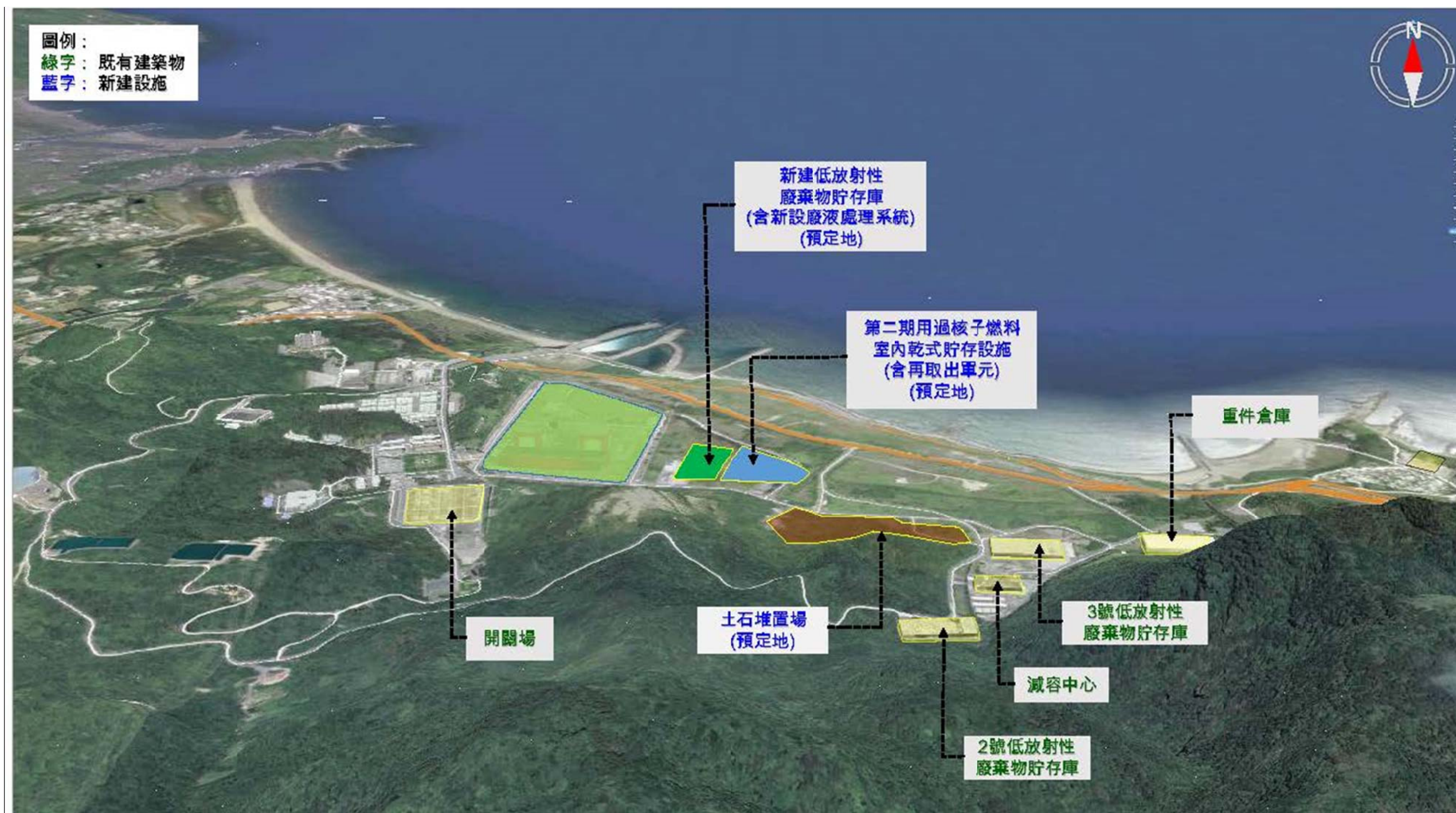


圖 1-3 核二廠除役後保留設施

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-4 反應器輔助廠房底樓

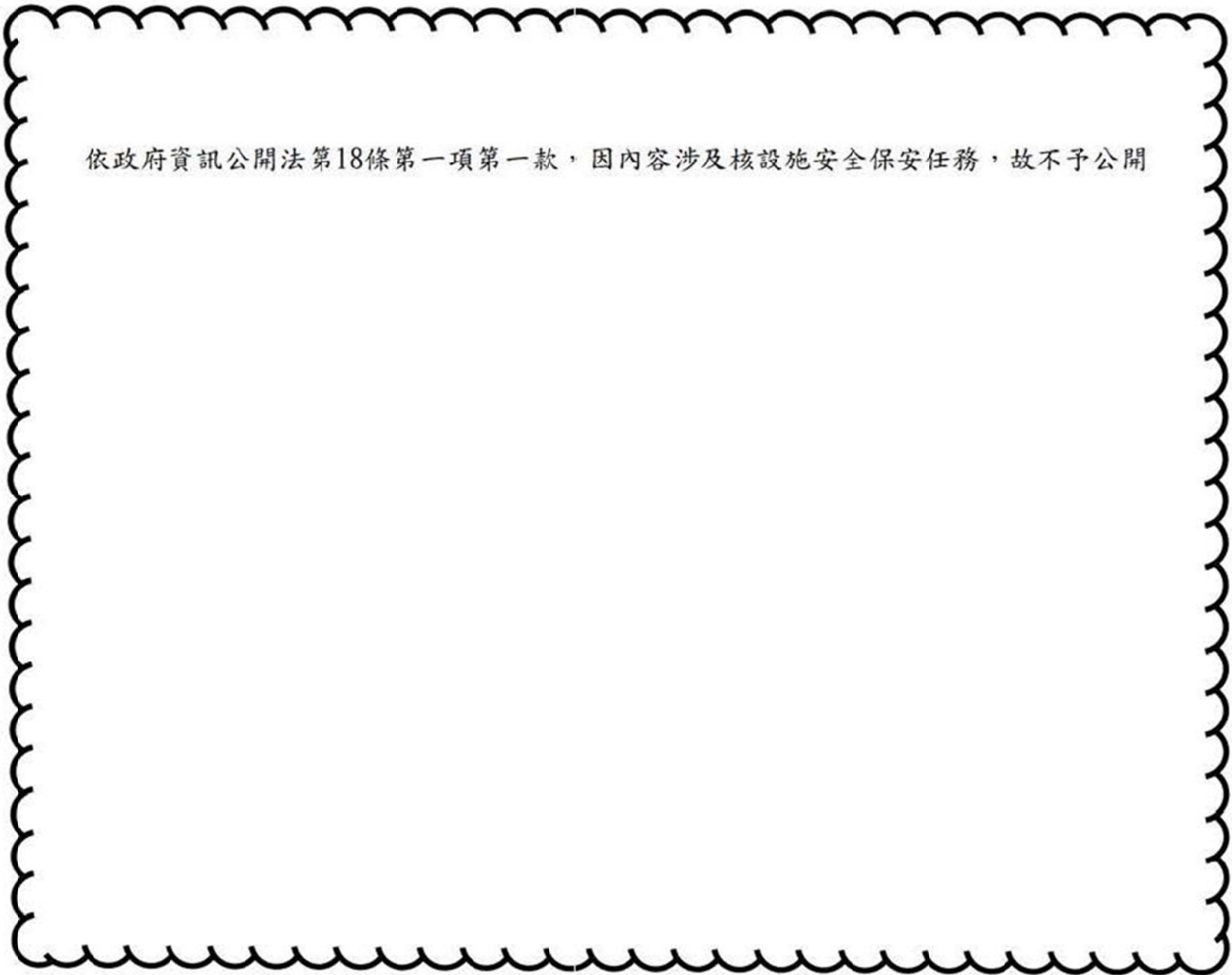


圖 1-5 反應器輔助廠房二樓

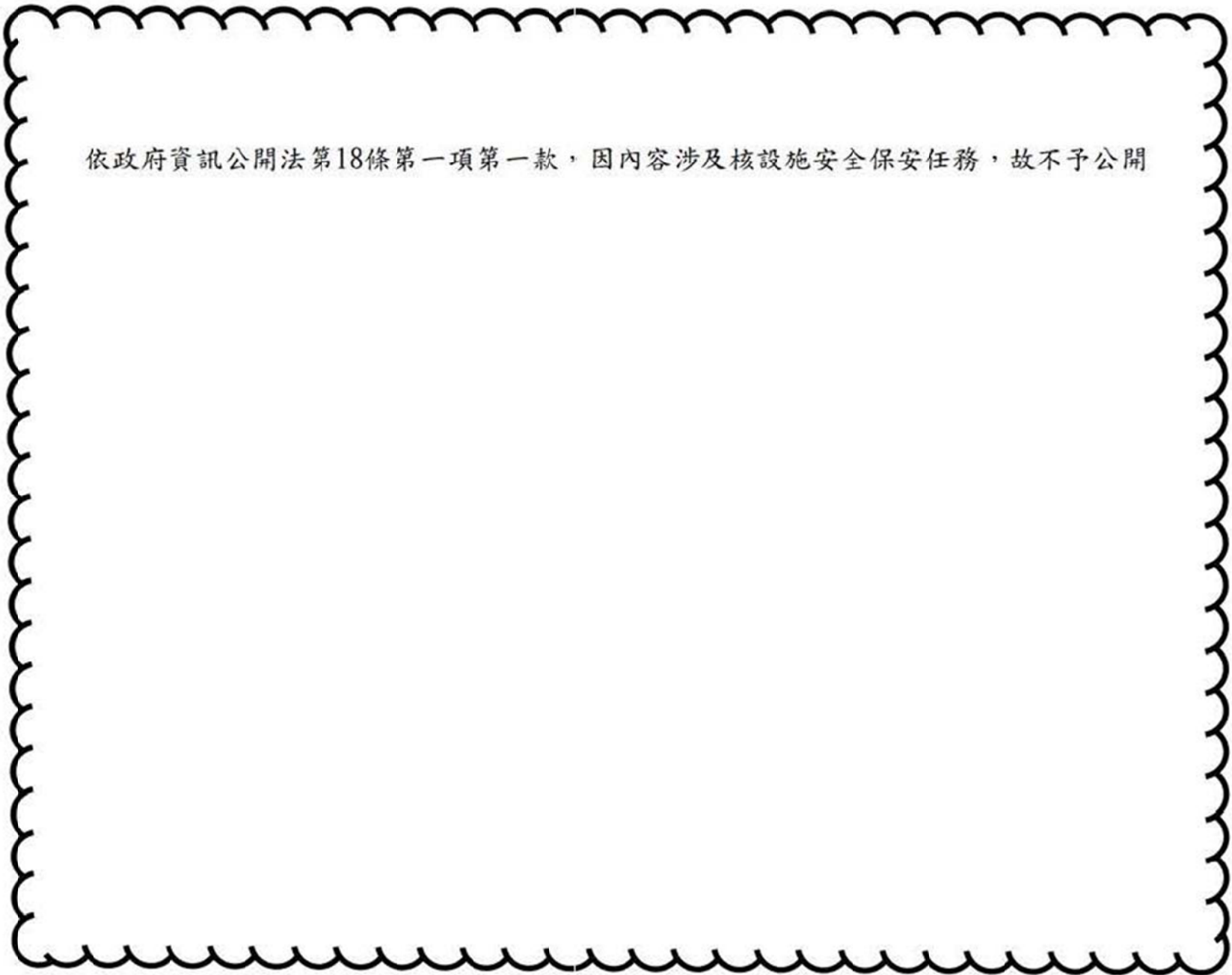


圖 1-6 反應器輔助廠房三樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-7 反應器輔助廠房四樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-8 反應器輔助廠房五樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-9 反應器輔助廠房六樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-10 反應器輔助廠房七樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-11 反應器輔助廠房剖面圖(Section A-A & C-C)

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-12 反應器輔助廠房剖面圖(Section B-B)

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-13 汽機廠房底樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-14 汽機廠房二樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-15 汽機廠房三樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-16 汽機廠房四樓

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-17 汽機廠房剖面圖(Section A-A&C-C)

依政府資訊公開法第18條第一項第一款，因內容涉及核設施安全保安任務，故不予公開

圖 1-18 汽機廠房剖面圖(Section B-B)

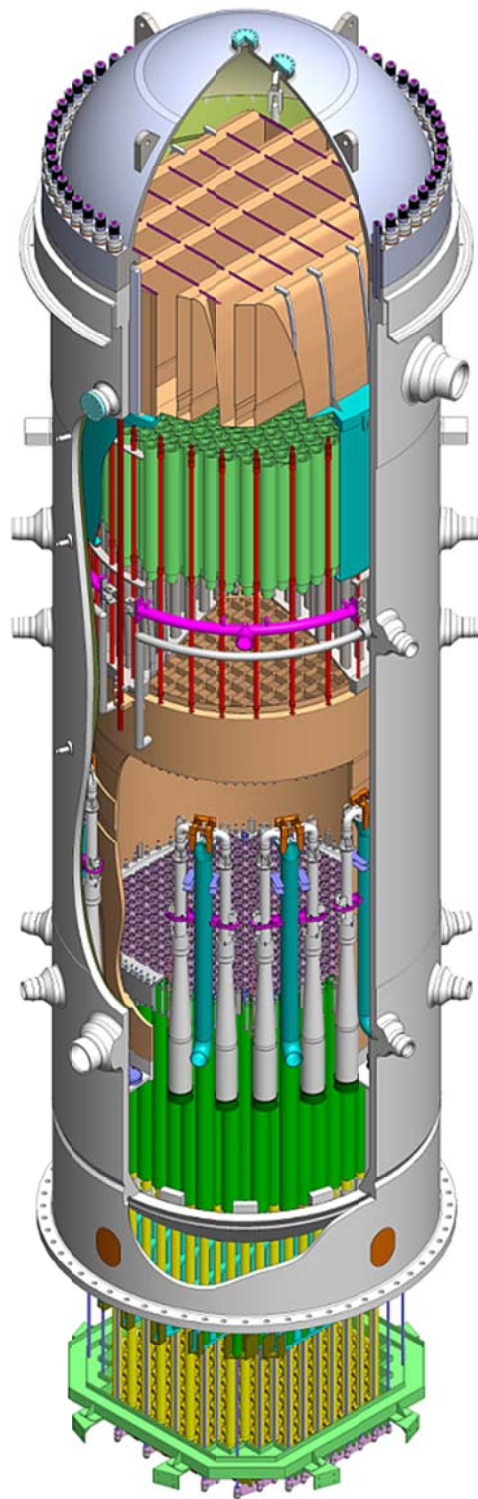


圖 1-19 反應器壓力槽 3D 模型

依政府資訊公開法第18條第一項第七款，因內容涉及製造廠家設計資料，屬商業交易機密，故不予公開

圖 1-20 設備 3D 模型(6 in 管相關)

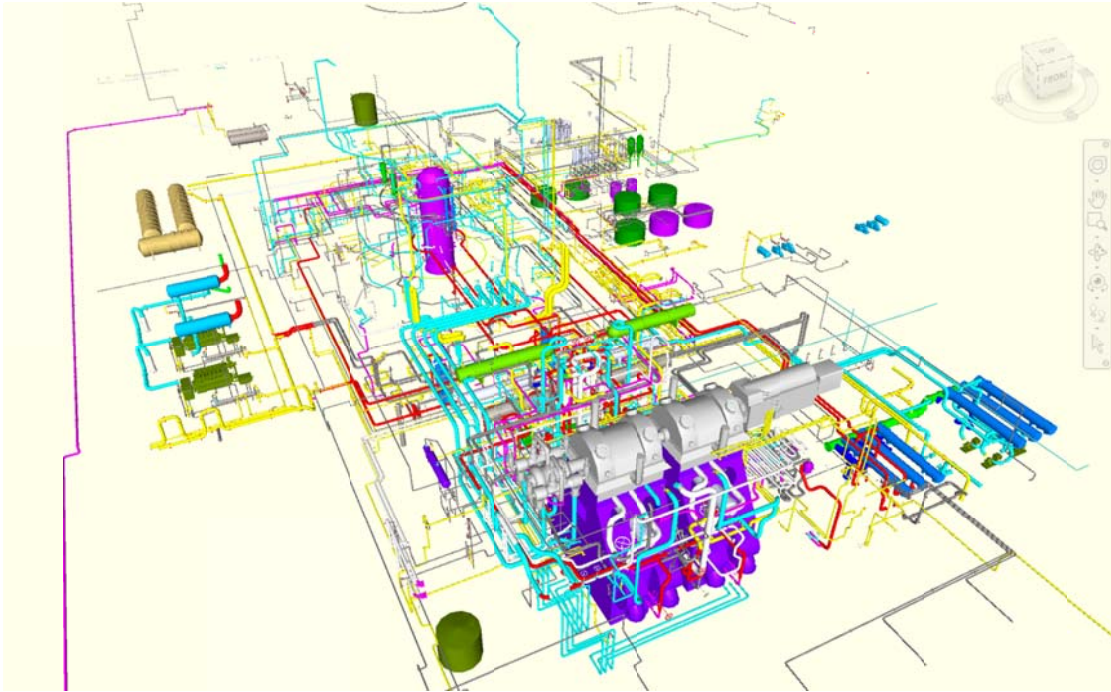


圖 1-21 管路 3D 模型

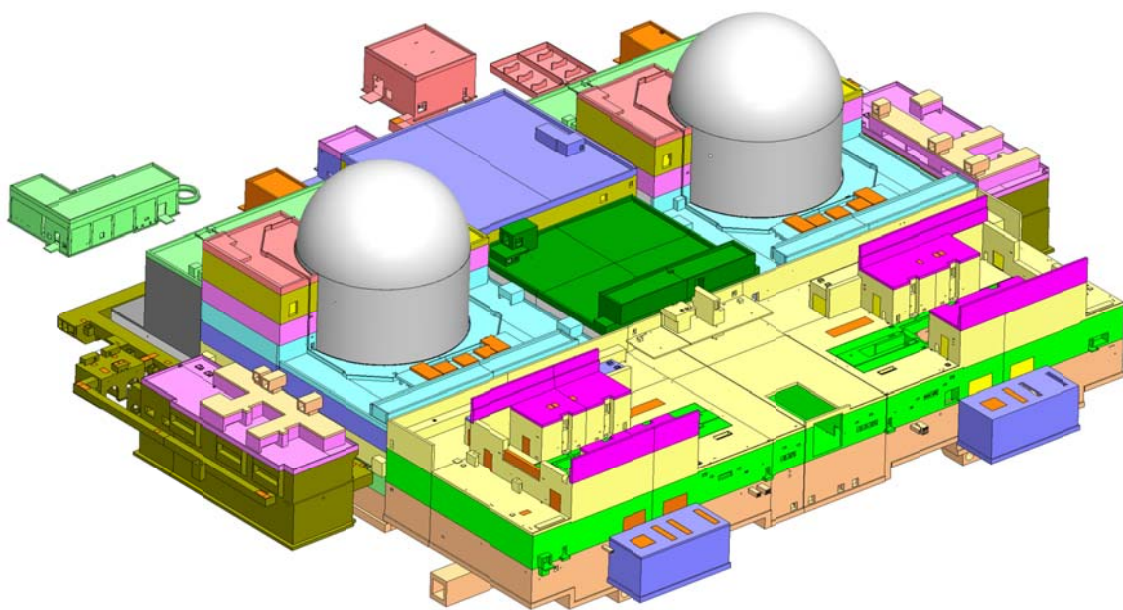


圖 1-22 主要建築物模型

表 1-1 核二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	核二廠管線清單(Line list)	核二廠 DWG. NO. 9713-M-479
2	核二廠閥件清單(Valve list)	核二廠 DWG. NO. 9713-M-476
3	核二廠設備清單(Equipment list)	核二廠 Equipment List
4	*核二廠 P&ID 圖	圖號 9713-M-1~M-96
5	*核二廠管線 ISO 圖	圖號 1-1A~43Q,2-51A~93CZ
6	反應器輔助廠房平面圖(含剖面)	圖號 9713-M-100~M-107
7	汽機廠房平面圖(含剖面)	圖號 9713-M-100~M-107
8	燃料廠房平面圖(含剖面)	圖號 9713-M-100~M-107
9	廢料廠房平面圖(含剖面)	圖號 9713-M-100~M-107
10	反應器輔助廠房與汽機廠房隔間編號配置圖	圖號 9713-A-1~A-10
11	核二廠全廠區地下管線圖	圖號 9713-FP-7070
12	核二廠運轉知識管理系統	核二廠

*核二廠 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。

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	核二廠除役計畫
第一章 綜合概述 一、概論 (一)緣由及目的 說明申請機構之除役需求與目的。 (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.撰寫計畫時所採用之各種資料，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的國內外法規、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出處。 二、除役目標及範圍 說明除役之目的、預計達成目標、除役各階段時程與作業目標與拆除範圍(如建築結構、系統、設備及重要組件等)等；另為配合除役改建或新建之設施，亦應說明之。 三、設施說明及除役範圍工程圖件 提供設施建築、區域、系統、重要組件等的現況說明及工程圖件(或數位 3D 立體模型與資料庫等)及廠區地圖。	第一章 綜合概述 一、 概論 (一) 緣由及目的 (二) 專有名詞 (三) 引用法規及設計準則 (四) 參考文獻 二、 除役目標及範圍 (一) 除役之預計達成目標 (二) 除役各階段時程與作業目標及其拆除範圍 (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) 核二廠廠區地圖及及相關工程圖件 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
第二章 設施及廠址環境說明 一、設施概述 提供設施名稱及其所在地等資料，並說明除役廠址的位置、面積及範圍，包括廠界之所有變更。 二、廠址環境說明	第二章 設施及廠址環境說明 一、 設施概述 (一) 廠址現況 (二) 未來廠址周圍土地之利用狀況 二、 廠址環境說明

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
敘述廠址水文、地質、地形、地貌及氣象等自然環境，以及廠址附近之居民、城鎮、重要設施等人文環境。	(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 提供設施的運轉紀錄及說明。 二、曾發生之重大事件及影響 說明曾經發生之重大事件及其處理情形與影響。	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 二、 運轉歷史 (一) 受檢文件 (二) 運轉歷史與廢棄物管理現況概述 三、 曾發生之重大事件及影響 (一) 異常事件報告 (二) 具潛在污染結果之可資關注事件及影響 四、 結語 五、 參考文獻
第四章 廠址與設施之輻射特性調查及評估結果 一、調查範圍 說明特性調查的範圍，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、地表水及地下水等)及設施(如建築結構、系統、設備與重要組件等)；調查方法包括：放射性污染設施盤點、歷史廠址評估、污染活度偵測、中子活化評估、輻射劑量推估等。 三、放射性存量評估結果 提供廠址環境(如土壤、地表水及地下水等)與設施(如建築	第四章 廠址與設施之輻射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 (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) 運轉期間之廠址與廠外環境輻射監測 (二) 可能受輻射影響之建物、結構物、設備的表面

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
結構、系統、設備與重要組件等)污染或活化之程度、範圍及廢棄物分類的評估結果。	(A 類偵檢包) (三) 初判不受輻射影響之建築結構表面(B 類偵檢包) (四) 可能受輻射影響與不受輻射影響的系統管線(C、D 類偵檢包) (五) 可能受輻射影響及不受輻射影響的環境(R 類偵檢包) 四、結語 五、參考文獻 附錄 4.A 輻射特性調查結果
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 說明各除役階段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 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的運轉說明 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的運轉說明 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。	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 (一) 除役期間系統運轉規劃 (二) 除役計畫系統清單建立 (三) 應受管制系統功能 (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的運轉說明 (一) 運轉說明 (二) 兩部機共用安全相關系統運轉說明 (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的運轉說明 (一) 運轉說明 (二) 兩部機共用非安全相關系統運轉說明 (三) 監視與維護計畫

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
五、停止運轉系統的說明 說明除役期間可停止運轉系統的斷電、洩水及隔離作業方法，以及可減免管制之事項。	(四) 終期安全分析報告與技術規範修改原則 五、 停止運轉系統的說明 (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 附錄 5.A 核二廠除役計畫系統清單(未區分子系統) 附錄 5.B 核二廠除役計畫系統清單(區分子系統) 附錄 5.C 除役期間應持續運轉系統清單
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 說明除役各階段之目標及時程，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。 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、組件等的拆除工法與時序。 (二) 拆除方法及程序 1.說明具活化效應之機械系統、設備、組件與廠房結構的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的設計。 2.說明放射性污染之機械系統、設備、組件及廠房結構的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的設計。	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 三、 結語 四、 參考文獻

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
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的發生原因、評估方法及影響分析。	第七章 除役期間預期之意外事件安全分析 一、 用過核子燃料濕式貯存相關之意外事件 (一) 重物墜落撞擊用過核子燃料池 (二) 非預期臨界 (三) 用過核子燃料池喪失冷卻能力事件 (四) 用過核子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) 低放射性廢棄物包裝意外事件 (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) 廢氣處理系統之排氣管破裂意外 三、 火災及爆炸事件 (一) 火災 (二) 爆炸 四、 地震、颱風、洪水、海嘯、土石流事件 (一) 地震 (二) 颱風 (三) 洪水 (四) 海嘯 (五) 土石流 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、 預防意外事件之行政管制 (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、 結論

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
	十、 參考文獻 附錄 7.A 用過核子燃料熱水流分析 附錄 7.B 美國法規指引 RG 1.191 摘要
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，包括可能受到污染的環境(土壤、地表水與地下水)、結構、系統、組件、可再除污的廢棄物等。 (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的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。	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 (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 說明配合除役廢棄物數量及特性、除污作業、拆除方法、	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 (一) 廢棄物除污減量措施

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
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 說明放射性廢棄物的處理規劃，包括規劃使用的處理設施、位置、處理方法、處理量，以及使用的盛裝容器等。 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的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存的廢棄物類別、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間的整合規劃措施。 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：說明用過核子燃料的貯存規劃，包括規劃使用的貯存設施、位置、貯存方法，以及貯存用過核子燃料類別、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間的整合規劃措施。	(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 (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 核二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 核二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	第十章 輻射劑量評估及輻射防護措施 一、民眾劑量評估

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
說明除役各階段及廢棄物運送、貯存對一般民眾可能造成的輻射劑量評估。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 說明除役各階段及廢棄物運送、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。 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。	(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) 除役計畫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) 核二廠除役作業人員集體有效劑量評估方法 (二) 核二廠除役作業篩選與影響來源分析 (三) 數據收集與假設分析 (四) 放射性廢棄物處理與貯存設施對作業人員劑量之分析 (五) 核二廠除役作業人員劑量評估結果 (六) 核二廠除役作業人員劑量評估結果討論 (七) 輻射管制作業之管理 (八) 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) 放射性廢棄物管理之輻射管制 (九) 合理抑低措施 (十) 紀錄保存 四、 結語 五、 參考文獻 附錄 10.A 核二廠廢氣排放途徑民眾劑量評估使用

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
	量因子 附錄 10.B 核二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 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。	第十一章 環境輻射監測 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) 環境試樣取樣及頻度分析作業 (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 106 年核二廠廠區外取樣站之詳細方位與距離表 附錄 11.B 106 年核二廠廠區外環境輻射監測取樣站設站說明 附錄 11.C 106 年核二廠監測區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、廢棄物處理與運貯、輻射防護、環境偵測、工程支援、品質保證等項目。 (一) 組織架構 說明設施除役作業管理組織架構之編組、功能、責任與權限。 (二) 任務編組 說明人員編制、權責及資格，包括各級管理、監督、工安、	第十二章 組織及人員訓練 一、 組織與任務編組 (一) 組織架構及任務編組

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
輻安及品保/品管人員之權責與資格等。 (三) 管理程序 說明除役相關作業活動之管制與管理程序，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。 (四) 審查與稽核 說明除役各項作業之審查與稽核程序，包括施工、運轉作業之審查及安全措施之稽核，作業程序或系統變更之審查，審查與稽核文件之管制等。 二、人員訓練方案 針對設施除役作業提出人員訓練方案，包括各項作業之訓練規劃，訓練課程內容、時程及授課人員資格，訓練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。	(二) 管制與管理程序 (三) 審查與稽核 二、 人員訓練方案 (一) 核二廠除役訓練課程規劃 (二) 授課人員資格 (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、 結語 四、 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、設置位置及其保養、維修與管理。	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) 核子保防設施巡視管理程序 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) 核子保防器材之保養、維修與管理 四、 參考文獻
第十四章 保安措施 一、門禁管制 說明門禁管制作業程序，包括警衛人員的組成、輪班、保	第十四章 保安措施 一、 門禁管制 (一) 除役過渡階段及除役拆廠階段之門禁管制

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
安設備之配置、使用等。 二、人員管制 說明人員管制作業程序，包括經營者、承攬商、外籍工作人員等。 三、物品管制 說明物品管制作業程序。 四、紀錄保存 說明各項保安作業紀錄的保存規定。	(二) 廠址最終狀態偵測階段及廠址復原階段之門禁管制 (三) 保安工作之組織 (四) 警衛人員的組成、輪班 (五) 保安設備之配置、使用 二、 人員管制 (一) 工作人員安全查核 (二) 承包商管理 (三) 其他 三、 物品管制 四、 保安人員資格與訓練 五、 保安事件之分級制度及處理機制 六、 紀錄保存 七、 參考文獻 附錄 14.A 第二核能發電廠保安計畫各章節名稱
第十五章 品質保證方案 說明除役相關作業的品質保證計畫，其所涵蓋之除役作業需列表承諾，其內容應包括： 一、組織 二、品質保證方案 三、設計管制 四、採購文件管制 五、工作說明書、作業程序書及圖面 六、文件管制 七、採購材料、設備及服務之管制 八、材料、零件及組件之標示與管制 九、特殊製程管制 十、檢驗 十一、試驗管制 十二、量測及試驗設備管制	第十五章 品質保證方案 一、除役作業之品質保證方案 (一) 組織 (二) 品質保證方案 (三) 設計管制 (四) 採購文件管制 (五) 工作說明書、作業程序書及圖面 (六) 文件管制 (七) 採購材料、設備與服務之管制 (八) 材料、零件及組件的標識與管制 (九) 特殊製程之管制 (十) 檢驗 (十一) 試驗管制 (十二) 量測及試驗設備管制

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
十三、裝卸、貯存及運輸 十四、檢驗、試驗及運轉狀況之管制 十五、不符合材料、零件或組件之管制 十六、改正行動 十七、品質保證紀錄 十八、稽查	(十三) 裝卸、儲存及運輸 (十四) 檢驗、試驗與運轉狀況之管制 (十五) 不符合材料、零件或組件之管制 (十六) 改正行動 (十七) 品質保證紀錄 (十八) 稽查 二、 參考文獻
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、應變場所與設備 說明意外應變指揮作業地點、意外醫護救助、除污設施及聯絡系統等事項。 三、意外應變程序 說明預期之各類意外事件的應變導則或程序，並說明平時設備整備與演練、消防防護計畫及疏散路線等規劃。	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、 應變組織編組與職責分工 (一) 核子事故緊急應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織 (二) 廠內意外事件應變組織體系、權責及廠外緊急支援組織 三、 應變場所與設備 (一) 核子事故緊急應變場所與設備 (二) 廠內意外事件應變場所與設備 四、 意外應變程序 (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、再利用的範圍與規劃 說明除役後廠址內廠房及土地再利用的範圍，以及將如何再利用的規劃；再利用的規劃方式可能包括：無限制性使用、限制性使用、部分限制使用或轉為其他用途等。 二、復原工作 說明設施除役後的廠址如何復原，以符合廠址輻射劑量或	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

核子反應器設施除役計畫導則	核二廠除役計畫
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(包含標準的應用與推導及偵測點數目的決定等)、偵測位置的決定、調查基準的決定、偵測方法、品質保證方案、偵測結果的評估及外釋標準等。最終輻射偵測計畫應驗證設施符合除役計畫所建議的釋出使用限制，以及準備釋出區域之場址輻射劑量能符合法規標準。	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、 參考文獻
	附件 技術與管理能力及財務基礎報告 一、 前言 (一) 執行本計畫所需之技術與管理能力 (二) 本公司所具有之技術與管理能力說明 二、 技術與管理能力 三、 財務基礎 四、 結論

附錄 1.B 第一章綜合概述之重要管制事項

項次	內 容	管制時程
1-1	除役各項作業執行前，應完備各相關程序書，並完成人員訓練。	110.11/112.02 (運轉執照屆期 1 個月前完成程序書轉換準備) 110.12~137.03 (除役期間)
1-2	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。	110.12~137.03 (除役期間)
1-3	核二廠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。	每年 3 月底 110.12~137.03 (除役期間)