

行政院原子能委員會
委託研究計畫研究報告

先進式核反應器爐心中子參數特性資料蒐集與研究

Data Collection and Characteristics Study of Core
Parameters for the Advanced Gen-III+ Reactors

計畫編號：1002001INER020

受委託機關(構)：龍華科技大學

計畫主持人：宋大崙

聯絡電話：02-82093211

E-mail address：tlsung@mail.lhu.edu.tw

核研所聯絡人員：葉昭廷

報告日期： 2011 年 11 月 30 日

目 錄

目 錄	I
中文摘要	1
ABSTRACT.....	2
壹、計畫緣起與目的	3
一、台灣的現況	3
二、世界核能發展	5
三、美國反應器興建	11
三、計畫內容	12
貳、研究方法與過程	14
一、CMS 程式集	14
(一) 燃料中子截面資料庫建立.....	16
(二) 爐心中子模型.....	19
(三) 爐心燃耗計算.....	22
二、進步型反應器	22
(一) AP1000.....	22
(二) EPR	30
(三) ESBWR.....	33
參、主要發現與結論	39
一、AP1000 及 EPR 與 PWR 反應器之比較	39
(一) 反應器的一般特性比較.....	39
(二) 燃料束.....	40
(三) 控制棒.....	43
(四) 爐心組成.....	44
(五) 反射體.....	46
(六) CMS 適用性分析.....	47
二、ESBWR 及 ABWR 與 BWR 反應器之比較.....	48

(一) 反應器的一般特性比較.....	49
(二) 燃料.....	50
(二)控制棒.....	51
(三)爐心.....	53
(四)CMS 的適用性.....	57
三、結論	58
(一)CMS 的適用性.....	58
(二)進步型反應器.....	58
肆、參考文獻	59

中文摘要

在節能減碳及經濟發展兩大衝突下，核能成為一個重要選項。台灣在核能電廠即將除役的情況下，除了延役外，興建新的反應器，成為重要的選擇。此計畫僅是針對台灣如果興建核能電廠，對於中子爐心的計算能力的評估。計畫選擇進步型反應器如 EPR，AP1000，ABWR 及 ESBWR，對於 CASMO-4 及 Simulate-3 程式集的適用性做討論。結果發現，由於以上反應器仍屬於輕水式反應器，燃料型式、控制棒及爐心的改變，皆在 CMS 程式集的適用範圍下，由於 ESBWR 採用自然對流循環模式，相關的熱流的關係式需要整合。

Abstract

Nuclear power becomes an important alternative energy option, because it may solve the conflict between the economic development and carbon dioxide reduction issues. The Taiwan nuclear power plants will meet the lifetime of the reactors after 2018. In order to maintain the electrical power after 2018, two options are considered: (1) to extend the lifetime of the nuclear power plants (2) to build the new reactors. Therefore, one needs to study the new reactors for this purpose. Because we only have experiences of the light water reactors (PWRs and BWRs), this project would like to focus on the feasibilities of CMS packages on the advanced reactors of EPR, AP1000, ABWR and ESBWR. The study has found that CMS packages is suitable for simulate the advanced reactors of EPR, AP1000, ABWR and ESBWR with the thermal-hydraulic model of natural circulation cooling.

壹、計畫緣起與目的

目前地球暖化的議題，世界各國開始重視，紛紛提出節能減碳及替代能源的解決方案。替代能源部分有太陽能、風能、海洋能，生質能及核能。核能之所以受到重視，是因為其成本低，可靠性高，所以對於經濟發展與減碳兩個衝突議題，可提供最佳的方案。美國方面提出全球核能伙伴計畫，希望能將核能發展，利用全球的力量發展，並防堵恐怖核武的擴散。在此計畫下，積極的推動第 4 代核子反應器的開發，以期能興建更安全更經濟的反應器。而大陸、韓國及其他經濟發展的國家，期待利用核能促進經濟發展，因此大量興建反應器，以滿足經濟發展所需的能源。以上之因素使得核能在近幾年來迅速發展，雖然日本今年 3 月發生福島事件，影響了核能政策，但世界各國對核能的態度，依然是肯定的。以下將對於台灣現況及世界趨勢做一討論。

一、台灣的現況

台灣目前共有 3 座核能電廠 6 座反應器，此外新建中的電廠位於北部，雖預計 12 月運轉（台電官網的資料）但目前看來似乎一年內是無法完成。電廠位置圖及電廠的一般資料列於圖 1 及表 1。由圖 1 可以看出核能電廠集中於北部，如果核能電廠不延役的話，台灣核能電廠將從 107 年開始除役，至 114 年核一、二、三廠將會結束其發電的任務。其實某政黨提出 2025 年將會終止核能發電，應該就是這個時間點。但是如果以能源需求也就是電力的需求來看，台灣核能發電佔發電量的 19%，生產電力是其裝置容量的 90%，而其他如太陽能是裝置容量的 2% 風力是裝置容量的 48%（表 2 及圖 2）。所以核能是台灣發電重要

的來源之一，當核能電廠除役時，新的核子反應器的需求也會呈現，以世界核能發展趨勢來看，新型反應器擁有安全及經濟性，因此將是其選擇。

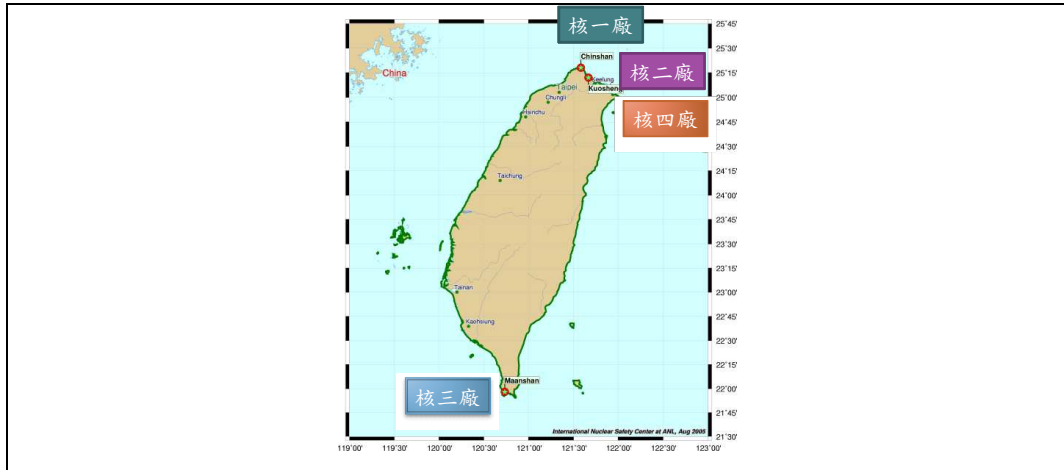


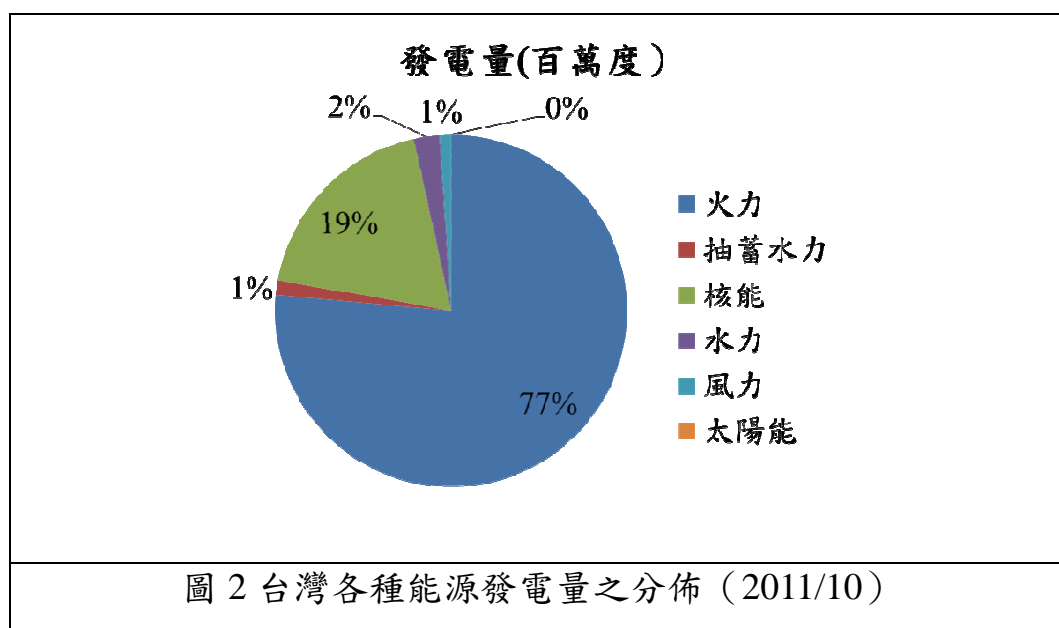
圖 1 台灣核能電廠位置

表 1 台灣核電廠的一般資料

電廠	輸出功率	反應器型式	預定除役時間
	熱功率		1 號機
	電功率		2 號機
核一廠	1804 MWt	GE BWR4	107/12/5
	636 MWe		108/7/15
核二廠	2943 MWt	GE BWR6	110/12/27
	985 MWe		112/3/14
核三廠	2822 MWt	Westinghouse PWR	113/07/26
	951 MWe		114/5/27
核四廠	3926 MWt	GE ABWR	預定 100/12 運
	1350 MWe		轉

表 2 台灣各種能源之裝置容量及發電量 (2011/10)

	裝置容量 (千瓦)	發電量 (百萬度)	生產率 (%)
火力	30717	13083	59.16%
抽蓄水力	2602	235	12.54%
核能	5144	3221	86.97%
水力	1979	406	28.49%
風力	519	179	47.90%
太陽能	6	1	2.15%



二、世界核能發展

自 1942 年 12 月 2 日，歷史上第 1 座核反應器於美國芝加哥大學達到臨界狀態，開始了核子時代。1951 年 12 月 8 日第一

座實驗型核子反應器於美國愛達荷州阿科（Arco）實驗室發電成功，成為核能發電之首例，蘇俄 1954 年啟用 Obninsk 反應器提供 5MWe 電力，1956 年英國與美國相繼開始商用發電，此時的反應器稱為早期原型反應器，如 1957 年美國建成的希平港原型核電站，通用電子（General Electric）建成的德雷斯登核能發電廠（Dresden Nuclear Power Plant）和英國的 Magnox 石墨式氣冷反應器等，開始核能發電的商業發展。也就是第一代的反應器，目前大多已經退役不再使用。1970 及 1980 年代開始建造大量的商用反應器，如台灣核一及核二廠是沸水式（BWRs）反應器，核三廠是屬於壓水式（PWRs）反應器等是所謂的輕水式反應器，其燃料是使用濃縮的鈾約 3-5%，使用鋳合金的燃料套管來裝載這些濃縮之二氧化鈾後置入以水作為冷卻及緩和劑的爐心，進行運轉發電。其他如英國的氣冷式（Advanced gas cooled reactors, AGRs），加拿大的重水式（CANDUs）反應器，蘇俄的 VVERs 和 RBMKs 反應器也是屬於第二代反應器。

第三代反應器是從 1990 年開始設計的反應器，主要著重於安全及經濟性。第 3 代核能系統在車諾比(1986)與三哩島(1979)事件之後，工業界對於第 3 代核能系統著重於安全方面，如對於嚴重事故之預防及相對應之後果的處理進行研究改良。第三代+反應器，在大家認定上是屬於被動式安全，也就是不需要動力，反應器仍可以繼續其安全的步驟或程序，使反應器維持在安全的狀態。以福島的事件看來，由於地震及海嘯，外電喪失使冷卻水無法作用，導致爐心燃料熔毀，及高溫下燃料與水作用產生氫氣，造成氫濃度過高進而氫爆之結果，讓輻射外洩。

被動式安全可以讓反應器在無電力下，可以持續進行安全冷卻措施，是很重要的。以沸水式反應器為例，目前第三代+反應器 ESBWR 的設計，就是採取被動式安全，利用自然對流的概念，沒有幫浦強迫對流，因此就算喪失外電的供應，反應器也能安全的進行其相關的程序。

壓水式反應器，一樣有第三代及第三代+反應器的運轉及設計，台灣的核三廠是屬於西屋公司建造，於民國 73 年運轉，將於 113 年達到 40 年運轉期限。而第三代反應器如 AREVA 公司的 EPR 反應器及日本三菱重工的 APWR 反應器 (US-APWR)，改善了安全系統的設計，例如使用鋼的反射體，增加中子的反射；EPR 採用增加反應器廠房的厚度，採用雙層設計，外層是加強型的混凝土，內層是預應力混凝土，甚至是飛機撞擊依然能維持其安全。此外利用獨立且重複建置的安全概念，將主要的安全系統分別至於安全廠房，在嚴重事故時，設計將爐心熔毀的物質穩定留置於圍阻體內，避免放射性的釋放。而 US-APWR 則是選擇高效率的渦輪機，可提高 10% 的效率。

第三代+反應器的壓水式反應器，是以西屋公司的 AP1000 為代表，利用重力的方式，在事故時由上層的儲水槽，使用重力引水。並加上自然對流原理，讓蒸發的水氣冷卻流回反應器繼續冷卻燃料所產生的熱。由於也是被動式的安全設計，因此被歸類於第三代+反應器。

除上述輕水式反應器外（壓水式與沸水式），其他如英國的氣冷式 (Advanced gas cooled reactors, AGRs)，加拿大的重水式

(CANDUs) 反應器，蘇俄的 VVERs 和 RBMKs 反應器也是屬於第二代反應器。而第三代與第三代+的反應器，則如 Advanced CADU Reactor(ACR)反應器、VVER-1200 (PWR) 及 APR1400 等之相關資訊列於表 3。

表 3 第三代及第三代+的反應器

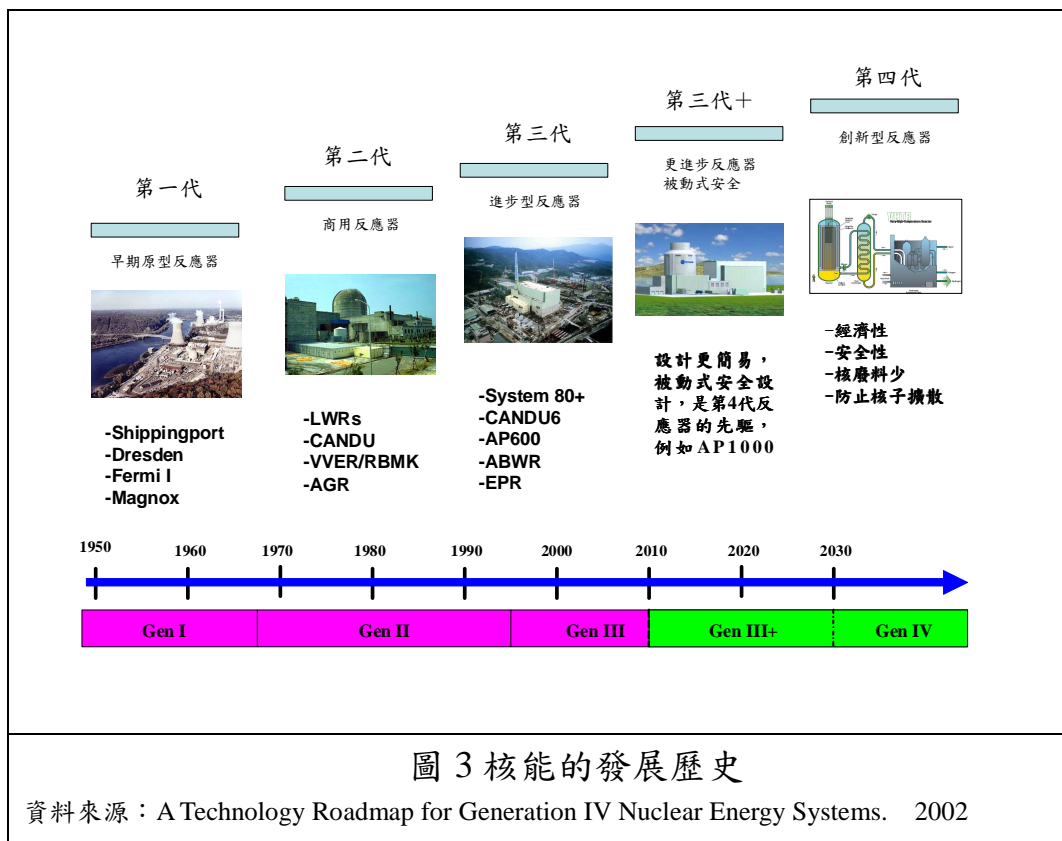
Country and developer	Reactors	Size MWe gross	Design Progress	Main Features (improved safety in all)
US-Japan (GE-Hitachi, Toshiba)	ABWR	1380	Commercial operation in Japan since 1996-7. In US: NRC certified 1997, FOAKE.	Evolutionary design. More efficient, less waste. Simplified construction (48 months) and operation.
USA (Westinghouse)	AP600	600	AP600: NRC certified 1999, FOAKE.	Simplified construction and operation.
	AP1000 (PWR)	1200	AP1000 NRC certification 2005, under construction in China, many more planned there. Amended US NRC certification expected Sept 2011.	3 years to build. 60-year plant life.
Europe (Areva NP)	EPR	1750	Future French standard.	Evolutionary design.
	US-EPR (PWR)		French design approval. Being built in Finland, France & China. Undergoing certification in USA.	High fuel efficiency. Flexible operation
USA (GE- Hitachi)	ESBWR	1600	Developed from ABWR, undergoing certification in USA, likely construction there.	Evolutionary design. Short construction time.

Country and developer	Reactors	Size MWe gross	Design Progress	Main Features (improved safety in all)
Japan (utilities, Mitsubishi)	APWR	1530	Basic design in progress,	Hybrid safety features.
	US-APWR	1700	planned for Tsuruga	Simplified Construction and operation.
	EU-APWR	1700	US design certification application 2008.	
South Korea (KHNP, derived from Westinghouse)	APR-1400 (PWR)	1450	Design certification 2003, First units expected to be operating c 2013. Sold to UAE.	Evolutionary design. Increased reliability. Simplified construction and operation.
Europe (Areva NP)	Kerena (BWR)	1250	Under development, pre-certification in USA	Innovative design. High fuel efficiency.
Russia (Gidropress)	VVER-1200 (PWR)	1290	Under construction at Leningrad and Novovoronezh plants	Evolutionary design. High fuel efficiency. 50-year plant life
Canada (AECL)	Enhanced CANDU-6	750	Improved model Licensing approval 1997	Evolutionary design. Flexible fuel requirements.
Canada (AECL)	ACR	700 1080	undergoing certification in Canada	Evolutionary design. Light water cooling. Low-enriched fuel.
China (INET, Chinergy)	HTR-PM	2x105 (module)	Demonstration plant due to start building at Shidaowan	Modular plant, low cost. High temperature. High fuel efficiency.

資料來源:世界核能協會， <http://www.world-nuclear.org/info/inf08.html>

第 4 代核能系統其概念最早於 1999 年由美國能源部 (Department Of energy, DOE) 提出，期望該系統能於 2020

年向市場推出並於 2030 年正式實用化。其目標為：長效發電及核廢料極小化。目前第 4 代反應器主要有 6 種反應器：氣冷式反應器（Gas-Cooled Fast Reactor，GFR）；鉛合金冷卻反應器（Lead-Cooled Fast Reactor，LFR）；熔鹽反應器（Molten Salt Reactor，MSR）；液態鈉冷卻反應器（Sodium-Cooled Fast Reactor，SFR）；超臨界水冷反應器（Supercritical-Water Reactor，SCWR）；超高溫反應器（Very-High-Temperature Reactor，VHTR）。第四代反應器期望能達到經濟、安全、核廢料減少及防止核子擴散的目標，經過論壇選出六種反應器（氣冷式，鉛合金冷卻，液態鈉冷卻式，超臨界水冷卻式及超高溫反應器），其中多是快中子反應器。圖 3 顯示核能電廠從第一代演進至第四代的時間發展圖。



目前世界各主要核能國家對於第 4 代核能系統的 6 種反應器研究情形如下表 4 所示：

表 4、第 4 代核能系統 6 大反應器世界各國研究分類表

	加拿大	歐洲原子能組織	法國	日本	南韓	瑞士	美國	大陸	南非
GFR		△	△	△		△			
LFR		△		△					
MSR		△	△						
SFR		△	△	△	△		△	△	
SCWR	△	△		△					
VHTR	△	△	△	△	△	△	△	△	△

△: 表示該國有進行研究

三、美國反應器興建

從 2008 年開始，許多新的反應器開始申請建造，以美國為例，至 2011 年 3 月已經有 27 座新的反應器申請興建，其中 AP1000 數量最多有 14 座申請，其他如 EPR 有 5 座，ESBWR 有 4 座，ABWR 及 US-APWR 則各有兩座。圖 4 顯示這些新反應器在美國的位置。

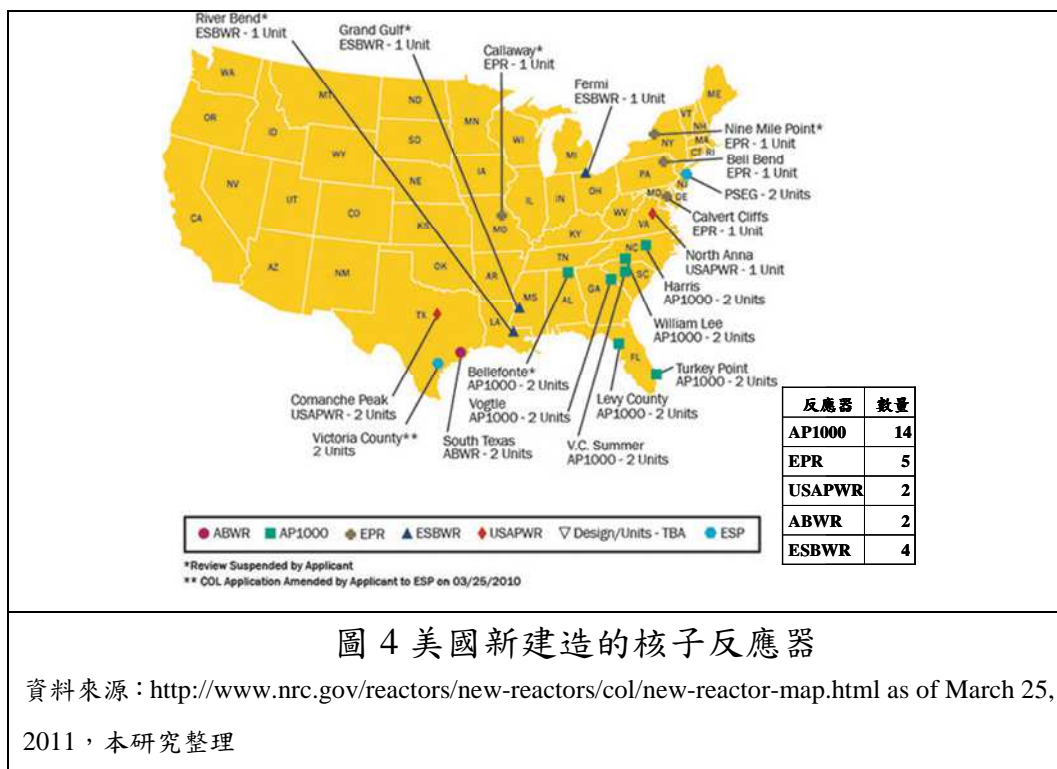


圖 4 美國新建造的核子反應器

資料來源：<http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col/new-reactor-map.html> as of March 25, 2011，本研究整理

三、計畫內容

本研究報告針對第三代及第三代+反應器，如果選擇在台灣興建，台灣在中子物理計算方面，是否有足夠能力，進行評估。由於環境及財力物力之限制，台灣未來如選擇新型的反應器，應該仍選擇輕水式反應器，也就是壓水式或沸水式反應器。而第三代及第三代+反應器中，可能的選擇應該是，目前核四廠興建的反應器 ABWR，或 ESBWR；壓水式反應器則是 EPR 及 AP1000。台灣擁有計算能力的單位如核研所及清華大學，目前針對輕水式商業化反應器，是使用 STUDSVIK 之 CMS 程式集，其中包含 CASMO-4 及 SIMULATE-3 程式，核研所已經建立核能一廠及核能二廠（沸水式）及和核能三廠（壓水式）之計算能力。

CMS 程式集因為是針對目前沸水式及壓水式反應器所設計

之商業化程式，為了簡化所以有許多限制，例如燃料型式等，並不適用於所有的反應器。而清華大學為了計算新型反應器，目前選擇 MCNP、SCALE 及相關程式做分析計算，已經成功模擬 HTR 的反應器，但仍有許多工作尚未完成。

因此本計畫針對 CMS 程式集對於以上輕水式進步型反應器的適用性做討論並評估，並且採用比較法，也就是進步型與傳統之不同，在中子物理方面，CMS 程式集是否適用做一討論。

貳、研究方法與過程

首先將 CMS 程式集的特性及需求瞭解，再進行蒐集進步型反應器目前的情形，並與傳統式反應器比較，以瞭解其適用性，本章將介紹 CMS 程式集及進步型反應器。

一、CMS 程式集

CMS packages 是一個核子燃料及爐心中子物理分析的程式集，包含有 CASMO-4 及 Simulate-3 等主要程式，由美國 STUDSVIK 公司所發展。應用於目前壓水式 (PWR) 及沸水式 (BWR) 反應器。以台灣為例，目前應用於核一 (BWR) 核二廠 (BWR) 及核三廠 (PWR)。燃料方面則是應用於 AREVA 的 ATRIUM-10 (BWR) 及奇異公司的 GE12 (ABWR) 及 GE14 (ABWR) 以及西屋公司的 Vantage +燃料 (PWR)。

圖 5 為 CMS 爐心中子模型建構之系統流程圖，主要的程式包括 CASMO-4、CMS-LINK、INTERPIN-3 及 SIMULATE-3。除了 ENDF 截面資料為 CASMO-4 內建外，其餘輸入檔皆須建製。除 SIMULATE-3 外各程式算出來之結果皆成為其他程式之輸入資料，SIMULATE-3 之計算結果則會成為再起始檔(restart file)供往後燃耗點或下週期的繼承資料。

CASMO-4 是計算燃料束 2D 斷面的程式，利用 Neutron Transport Theory 及多群中子能量，可以計算 BWR 及 PWR 的燃料束及燃料棒。主要是處理圓柱形的燃料棒 (不同組成成分) 排列整齊在一個方形的燃料匣中。不同成分的燃料棒如含 Gd、毒物棒或是控制棒等皆可以計算。計算時需要提供基本元素在不同中子能量下截面積的資訊，目前是以 ENDF 的資料庫為其

計算基礎。

SIMULATE-3 則是利用 CASMO-4 所計算出來的中子節面資料，配合爐心資料進行 3D 的計算，由於計算資料龐大，因而採取 Nodal 及 2 群中子能量群的計算。先將燃料束分割成 Nodes，將被分割成的 Nodes 均質化，因此計算時可以節省時間，而且輕水式反應器使用兩群（慢中子及快中子）即可以應付，對於 MOX 燃料，其中子能譜較硬並與其他鈾燃料交接處，其能譜變化劇烈，為因應這種情形，SIMULATE-3 也有 MOX 版本以供 MOX CORE 的計算。

由於是針對 BWR 及 PWR 的反應器所使用的程式，受到幾個限制：(1)燃料棒必須是圓柱型並在方形的燃料匣中，對於其他形狀或是六邊型的燃料束，就無法使用(2)必須是輕水式反應器（BWR 及 PWR），因此快中子、重水或是氣冷式的反應器，也是無法使用。

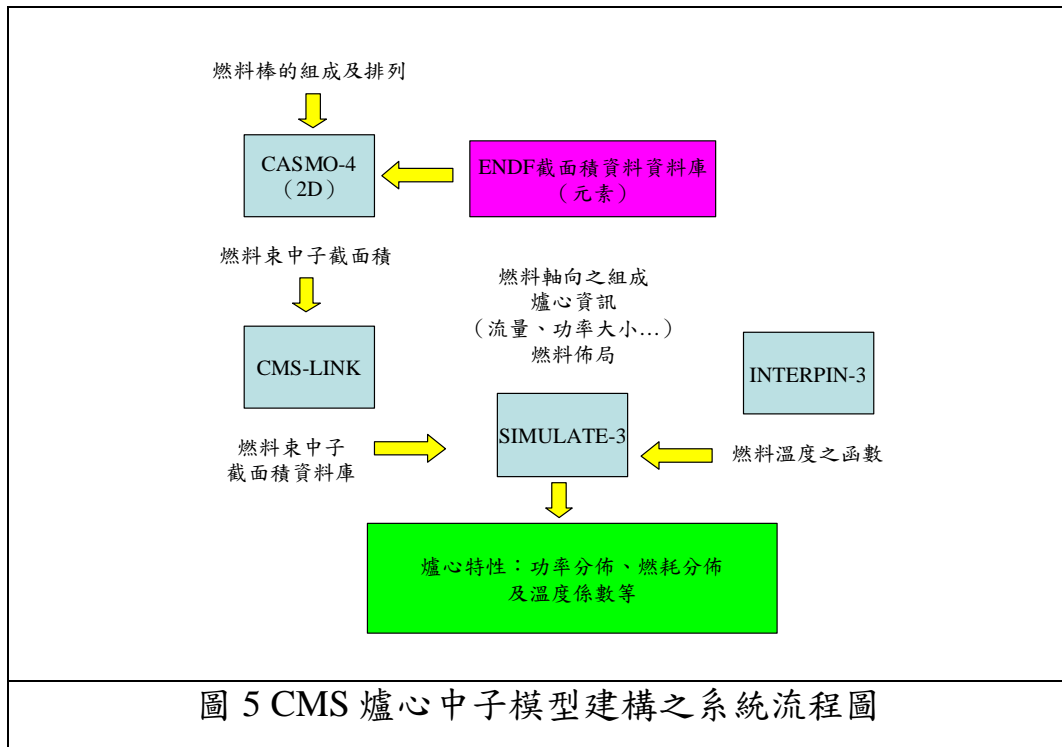


圖 5 CMS 爐心中子模型建構之系統流程圖

(一) 燃料中子截面資料庫建立

燃料中子截面資料庫是由 CASMO-4 程式計算所得，主要需給定燃料束之基本幾何設計與燃料丸可裂元素之結構等參數，但因為中子截面計算與運轉條件之需求，也需給定簡單爐心尺寸設定、功率密度等參數。例如 PWR 燃料束是由 17x17 燃料棒組合而成，而爐心則是由 157 根燃料束排列組合而成，燃料束有效長度為 12 英尺也就是 144 英吋。燃料束由燃料棒組成，而燃料棒由燃料丸組成。CASMO-4 程式輸入需給定每根燃料棒的幾何結構如內徑外徑及材料，含控制棒及毒物棒的資料。INTERPIN 則需要燃料丸及其線性功率等資料，相關典型傳統 PWR 燃料的資料，分別見表 5 及表 6。

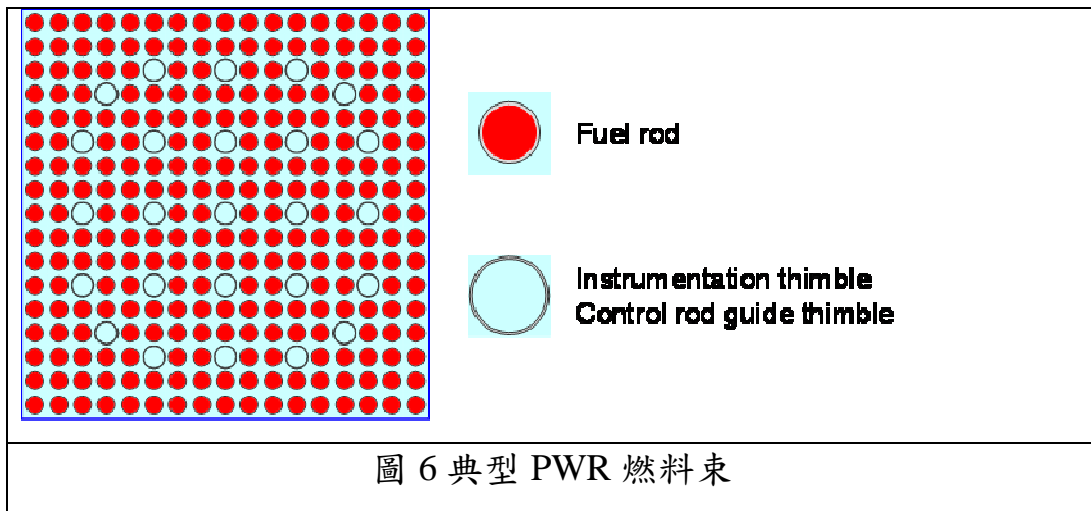
燃料束的每根燃料棒濃縮鈾是不同的，毒物棒的位置及導向管位置等等資訊，導向管(Guide Tube)是燃料束的結構組件，可為中子吸收棒、可燃毒物棒、中子源棒戶其他組件提供插入通道。由燃料束中各不同 PIN 來表示其排列位置。圖 6 顯示典型的 PWR 燃料束，除分為導向管及燃料外，燃料棒的濃度，是否含有毒物等不同分為幾類不同的 PIN，在 CASMO-4 輸入時告知這些 PIN 的排列方式，例如使用 LPI 這張卡片(圖 7)，其中 2 就是導向管，1,4,10 是燃料棒，4 與 10 可能是有不同毒物棒的位置，而 1, 2, 4,10 則是利用其他卡片定義。

表 5 燃料束設計參數

項目	燃料參數
燃料名稱	傳統 PWR 燃料
燃料維度	17X17
TMO(K)(L-AV-H)	565.35-583.3-599.75
密度(g/cm ³)	10.48(95.5%理論密度)
Spacer(g/cm)	28.54(6+3IMF+Bot)
Spacer density	6.5601
Spacer 組成	ZIRLO
BP-WABA 單位長度 B-10 含量(Mg/cm)	6.032
BP-WABA 密度(g/cm ³)	2.4830
BP-WABA 組成	A ₂ O ₃ -B ₄ C
BP-IFBA 單位長度 B-10 含量(Mg/cm)	0.772
BP-IFBA 密度(g/cm ³)	5.14
BP-IFBA 組成	Boride
控制棒棒吸收體成分(AIC)	AIC 密度 10.1585(g/cm ³)
護套成份密度	ZIRLO
燃料丸半徑(cm)	0.3922
燃料護套厚度(cm)	0.0571
導管內徑/外徑(cm)	0.5588/0.6045
控制棒吸收體半徑(cm)	0.4331
控制棒護套厚度(cm)	0.047
燃料棒間距(cm)	1.2598
燃料束間距(cm)	21.5036
功率密度(W/g)	42.42
壓力(bar)	155.13

表 6 INTERPIN-3 程式計算所需輸入之參數

項目	傳統 PWR 燃料參數
$T_{in}(^{\circ}F)$	557
壓力(psi)	2250
護套內徑(cm)	0.4001
護套外徑(cm)	0.4572
有效燃料長度(cm)	365.76
燃料丸半徑(cm)	0.3922
平均線性功率(kW/m)	18.3047
平均燃耗(GWD/MTU)	20
單位燃料棒質量流率(kg/s)	0.3018
燃料棒間距(cm)	1.2598



LPI
4
10 1
10 1 1
2 10 10 2
10 1 1 10 1
10 1 1 10 10 2
2 10 10 2 10 10 1
10 1 1 10 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 10
圖 7 典型 CASMO4 LPI 輸入卡片

(二) 爐心中子模型

爐心機械設計之尺寸、運轉之熱流參數、燃料束組成與控制棒組成等參數，輸入 SIMULATE-3 程式，建立爐心中子模型進行中子通量與功率分部之計算。表 7 列出 SIMULATE-3 計算時所需給定之參數。除了基本的參數設定，爐心中子模型還需要給定燃料束佈局(圖 8)、燃料束軸向組成、與控制棒佈局(圖 9)。燃料束軸向組成是利用 CASMO-4 程式二維計算所得之各截段中子截面資料進行組合。PWR 在有效燃料區域內分為三個部分，上下蓋、上下段之低濃縮度緩衝段與燃料部分。若是有使用可燃耗毒物 IFBA 時，則燃料部分增加了鍍 IFBA 之燃料部分。燃料束佈局會影響到爐心內的功率分部，也會影響到週期燃耗。依照上述給定燃料束之種類進行爐心佈局的排列，初始佈局時，還須設定爐心週圍反射體之模擬，如圖 8 中每個位置既是其不同的燃料束位置。PWR 在運轉時控

制棒佈局都是全出的，只有在遇到暫態與升降載時會有部分控制棒插入。圖 9 中的 A、B、C、D 及 SA、SB、SD、SE 就是指不同的控制棒群。

表 7 SIMULATE-3 計算時所需之參數

項目	PWR 反應器
燃料束維度	15
軸向分段	24
燃料束間距(cm)	21.5036
燃料高度(cm)	365.76
功率密度(kW/l)	104.506
爐心熱功率(MWt)	3400
流量密度(kg/cm ² -hr)	679.013
壓力(psi)	2250
爐心入口溫度(°F)	557.0
控制棒分節	225
控制棒種類	1

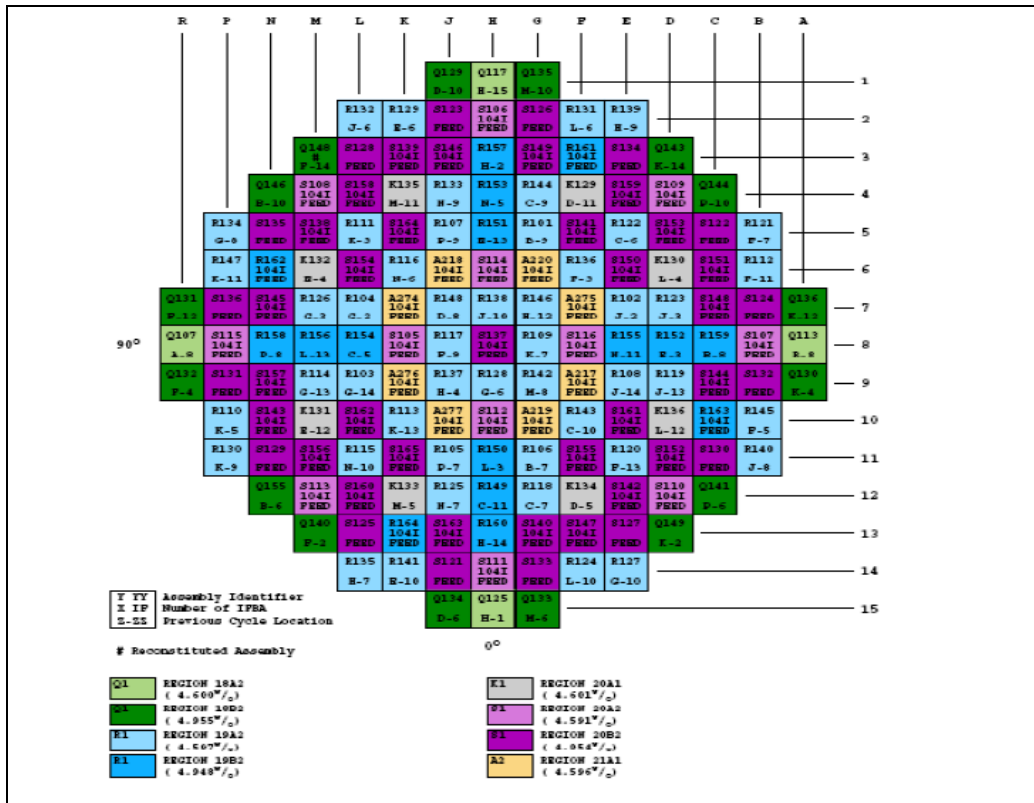


圖 8 典型 PWR 燃料佈局

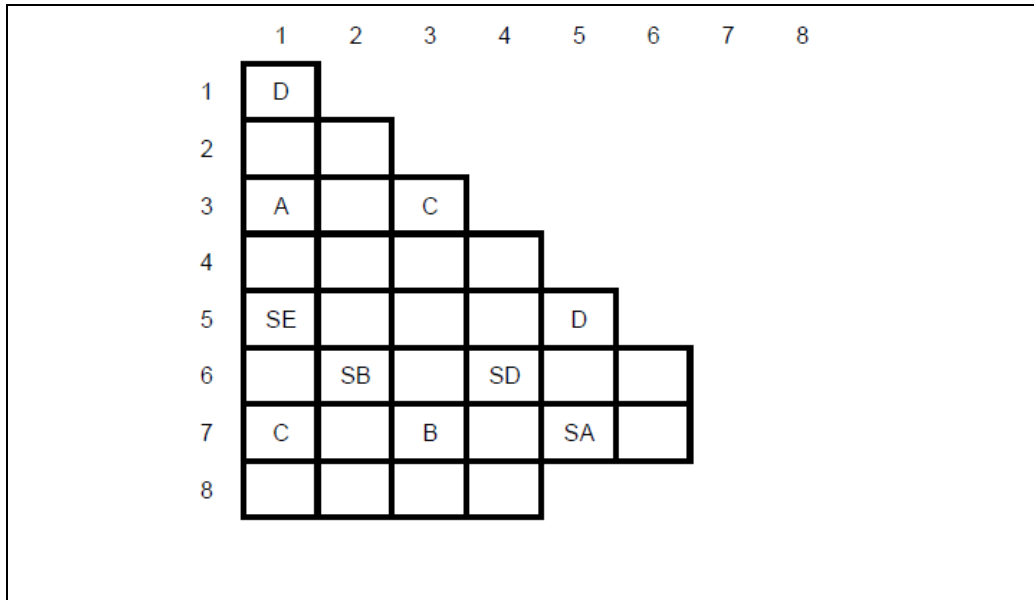


圖 9 典型 PWR 控制棒佈局 (1/4 爐心)

(三) 爐心燃耗計算

爐心模型建立的目的是在模擬運轉時各項監測數值之變化也就是燃耗模式計算。燃耗計算時，SIMULATE-3 會使用爐心中子模型建立時所需之參數及各燃耗點需列出之資料及爐心狀態變化。

爐心運轉後會產生無分裂產物，其中有些分裂產物會吸收中子稱為中子毒物，隨著功率的提高及運轉時間的經過，燃料棒中所產生之中子吸收截面巨大的中子毒物鈾與氙，會影響中子臨界的狀況，因此必須模擬該分裂元素變化之狀況。此外，燃耗模式利用全爐心單位質量的發熱量當作時間點，也就是燃耗點，各燃耗點的熱限值、反應度係數及停機餘裕是計算爐心及燃料佈局是否合於安全的考量之一。

二、進步型反應器

本章將介紹第三代及第三代+反應器：AP1000、ESBWR、及 EPR 等反應器，包括簡介、發展現況及執照申請。

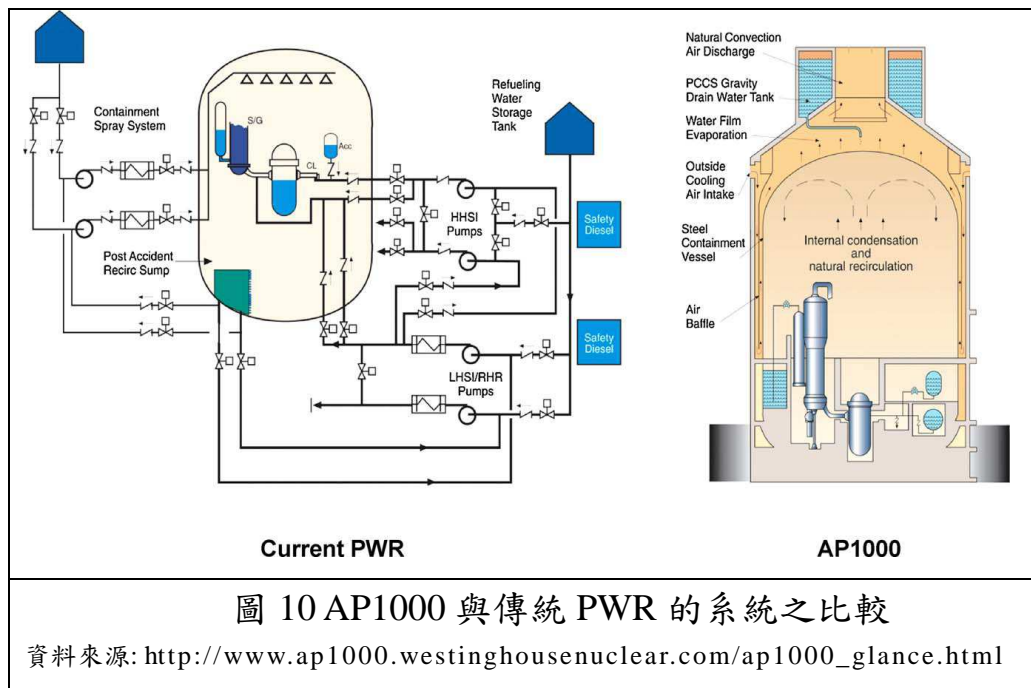
(一) AP1000

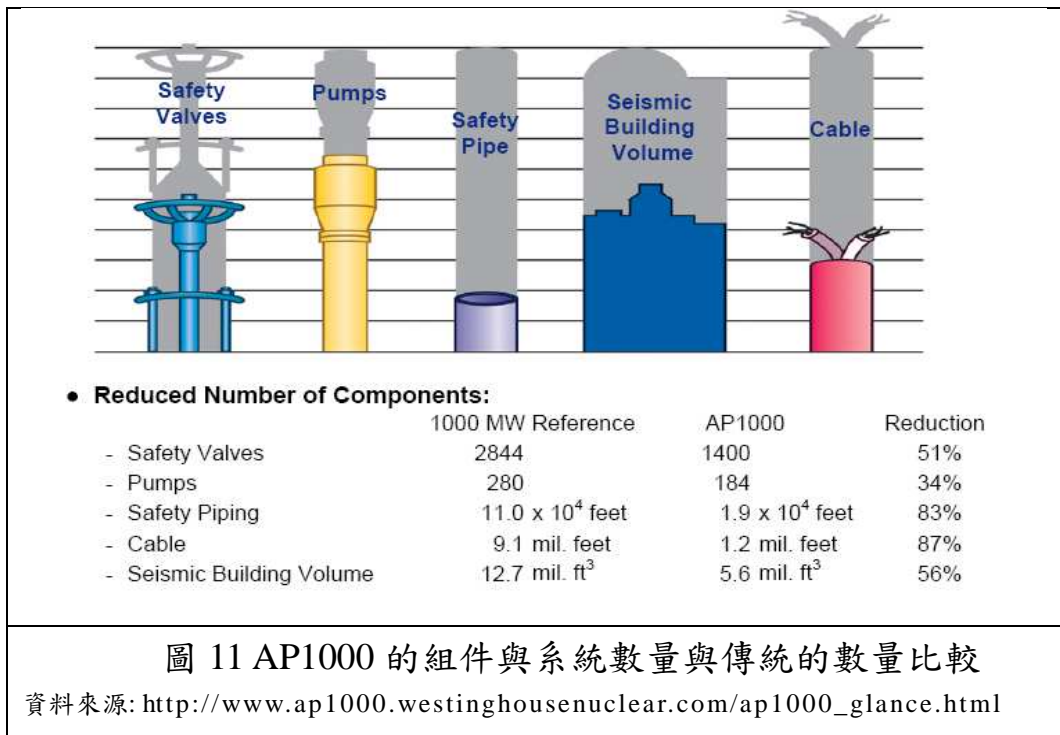
AP1000 是西屋公司所設計的壓水式反應器(PWR)，採用被動式安全及模組化設計，因而建廠成本及時間減少，但是安全性提高。安全系統利用壓縮空氣膨脹、重力及自然循環來驅使安全系統，減少採用主動的元件如泵、風機或柴油發電機等，設計無需安全級支持系統，如交流電源、設備冷卻水或者空調系統等。操作員控制安全系統的動作次數減少，因此減少了複雜性及可運行性。

AP1000 的設計因為採用被動式安全，因此當發生事故時

並失去交流電電源後 72 小時以內無需操作員動作，並確保爐心的冷卻及圍阻體的完整性。由於系統及組件數量減少，所以試驗、檢查和維護的工作量也相對減少。圖 10 及圖 11 是 AP1000 與傳統設計的比較，設備的減少，也代表建廠的費用減少。每部 AP1000 機組約 450~500 億台幣 (1200/kwe~\$1500/kwe)，較傳統機組 800~1000 億台幣節省約 1 半的費用。

除此之外 AP1000 的安全性，也大大的提高。其每年爐心熔損頻率 (Core Damage Frequencies, CDF) 為 5×10^{-7} 相較目前 NRC 的規定 1×10^{-4} 及現有電廠的 1×10^{-5} 都來得低，大量放射物質釋放的頻率 (Large Release Frequencies, LRF) 則為 6×10^{-8} 小於 NRC 的規定 1×10^{-6} 。AP1000 之電力功率設計為 1090MWe，熱功率設計 3414MWt，燃料週期設計為 18 個月，燃料棒長度為 14 英尺 (目前核三為 12 英尺) 並且採用控制棒調整追隨功率 (目前核三是採用硼酸濃度調控)。





1. AP1000 被動式安全系統

AP1000 的被動式安全系統，主要是兩個被動式安全系統組成：被動式爐心冷卻系統 (Passive Core Cooling System, PXS) 及被動式圍阻體冷卻系統 (Passive Containment Cooling System, PCS)。主要的功能為：

- (1) 餘熱移除：利用自然對流將餘熱移除至圍阻體的大氣。
- (2) 被動式安全注入：利用自然對流及重力將補水箱 (core makeup tanks) 對爐心冷卻系統提供補給和硼化。安全注水箱 (accumulators) 的 N₂ 壓力為 4.83MPa。燃料裝填水箱 (Refueling Water Tank) 的水可以用重力引入。以及自動降壓閥
- (3) 圍阻體冷卻：在鋼製爐體的外側以空氣自然對流及蒸發水分來冷卻

(4) 輻射外洩移除：利用自然對流及蒸汽冷凝來移除。

被動式爐心冷卻系統包括（圖 12）：(1) 被動式爐心餘熱排除系統(Passive Residual Heat Removal System, PRHRS) 及(2)被動式安全注入系統(Passive Safety Injection System)組成。

被動式圍阻體冷卻系統由一個儲水箱(PCCS gravity drain water tank)與圍阻體結合在一起，儲水箱經由水量分配裝置將水輸送至圍阻體的管道，以及儀表、管道及閥門所構成，效果示意圖見(圖 13)。這個系統能夠直接從鋼製的爐體向環境傳遞熱量，防止爐體在事故發生後超過設計壓力和溫度。蒸汽在爐體內表面冷凝經過導熱，將熱傳遞在鋼製的圍阻體容器 (Steel containment vessel)，鋼製的容器經過對流、輻射及物質傳遞（水蒸發）等傳熱機制，由水和空氣冷卻。熱量由熱傳及水蒸氣的形式通過自然循環的空氣帶出，來自環境的冷空氣通過一個常開的流道進入，沿鋼製容器外壁上升，最後通過一個高位排氣口返回環境。而儲水箱利用重力自動將水灑在鋼製容器上，因此在 3 天內不需操作員的干預。這個設計有效將低壓力，在 5 小時內將最高的壓力 57.8psia 降低到 24psia，1 天內降至低於 22psia。輻射物質在蒸汽冷凝過程會被帶回圍阻體內，可降低輻射外洩的風險。

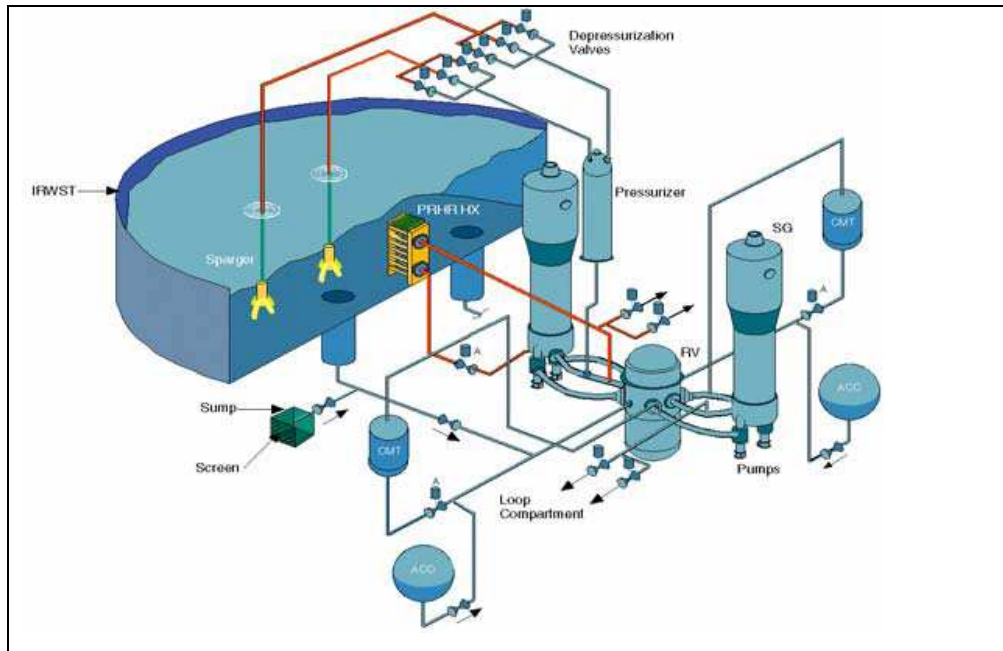


圖 12 被動式爐心冷卻系統 (Passive Core Cooling System)

資料來源：Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, W.E. Cummins, M.M. Corletti, T.L. Schulz, Proceedings of ICAPP '03 Cordoba, Spain, May 4-7, 2003 Paper 3235

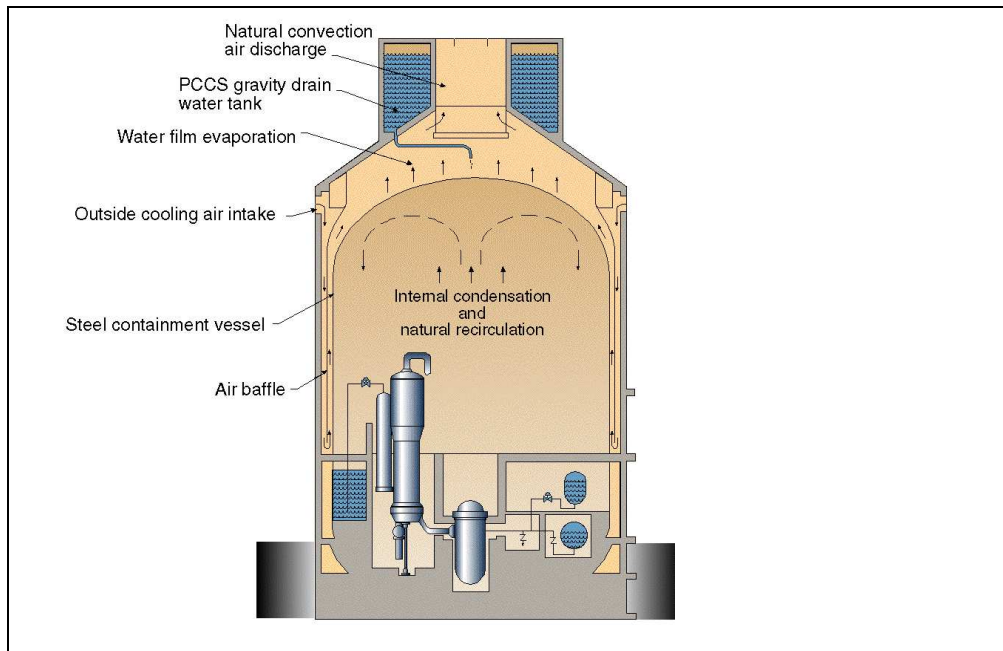


圖 13 被動式圍阻體冷卻系統 (Passive Containment Cooling System)

資料來源：Westinghouse AP1000 advanced passive plant, T.L. Schulz, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1547-1557

2. AP1000 目前的現況

在美國申請興建或計畫興建 AP1000 的反應器有 14 座之多。在中國大陸方面，共有 4 座 AP1000 反應器正在興建，座落在浙江省三門核能發電廠及山東省海陽核能發電廠，每個發電廠各有兩座 AP1000 反應器。預計三門核能發電廠一號機將在 2013 年 5 月完成燃料裝填，同年 11 月完成商業運轉；二號機則是 2010 年 7 月。而海陽核能發電廠一號機則是 2013 年完成燃料裝填，2014 年開始運轉；二號機則是 2010 年 7 月完成燃料裝填，2015 年開始運轉[33,34]。而第二波的中國大陸計畫繼續蓋 10 座的 AP1000；除了原有在三門及海陽核能發電廠各蓋兩座（3 號機及 4 號機）外，江西省彭澤核能發電廠，河北省大畷核電廠及湖南省桃花江核能發電廠皆計畫興建 2 座反應器。

3. 執照申請情況

AP1000 目前已經在中國大陸建造，並在美國申請建造，以下是西屋公司執照申請的狀況：

(1) 美國

美國 NRC 在 2006 年發給西屋公司 AP1000 設計的許可。在審查過程中，因為 AP1000 的設計是沿用 AP600 的設計概念，因此西屋公司在被動式安全系統的試驗結果，是直接應用於 AP1000 的設計，對此 NRC 是同意其作法，但是考慮 AP600 與 AP1000 的差異，NRC 要求西屋公司對 AP1000 被動式安全系統進行整體驗證試驗（APEX—

AP1000)。目前美國 NRC 的執照申請可以申請設計暨運轉執照 (Combined Operating License, COL)，因此西屋公司在 2008 年向 NRC 提出 COL 的申請，NRC 預計於 2010 年 12 月將會有最終安全分析報告 (Final Safety Evaluation Report)。

NRC 針對西屋公司的申請要求，目前提出的問題是要說明屏蔽廠房 (shielding building) 在設計基準事件發生時能維持獨立完整性 (function as a unit during Design Basis Event)。原設計是以鋼筋混泥土 (Reinforced Concrete, RC) 建造，並已經取得 NRC 的認可，但由於 NRC 要求新的核能電廠設計希望能滿足飛機撞擊的影響，因此西屋公司改用鋼骨混泥土 (steel concrete composite, SC) 重新設計，但這個設計遭到 NRC 審查評估時，希望西屋公司能說明在設計基準事件 (Design Basis Event) 發生時，仍舊可以維持其功能，也就是其被動式的冷卻及防止輻射外洩等。

(2) 中國

其申請方式與美國類似，三門核能發電廠在 2008 年提出初期安全分析報告 (Preliminary Safety Analysis Report) 給中國國家核安全局，經過審查於 2009 年核准建造。海陽核能發電廠則是在 2008 年 5 月提出申請，2009 年 9 月獲得建造許可

(3) 英國

英國的申請分為兩個階段，階段一 (一般設計審查評估)：主要是評估新的設計是否適合英國，申請過程類似

美國的設計審查，需時 3.5 年。階段二(廠址審查評估)：發電廠針對核准的設計在特定的廠址提出建造審查。

階段一的審查分為 4 個步驟，逐步增加檢查的詳細程度，如設計及安全個案的準備，基本的安全總覽，整體的安全設計到詳細的設計評估審查，西屋公司於 2007 年 7 月開始提出申請目前進入第 4 步驟。

英國方面的電壓頻率為 50Hz，因此電力設計修改為 50Hz，並採用 KSB RUV type Main Coolant Pumps，增加事故發生的處理能力 (Modifications to Defense in Depth Systems (RNS, SFS, CCS, SWS)，及主要飼水系統 (Main Feedwater System) 改為 3*50% capacity feedwater pumps 取代原 AP1000 的設計 3*33%。

(4) 其他

捷克希望在 Temelin 核能發電廠的原廠址增加兩個機組 (目前已經有兩個機組) 目前開始標案的進行。印度在與美國的核能輸出協定上，引進美國的核能燃料及技術，2009 年印度政府決定輸入兩座 AP1000 至印度。西屋公司也開始準備 AP1000 的設計資料提供巴西政府做審查，其審查程序類似美國。義大利正在評估分析建造 4 座 EPR 的可行性，但與美國政府簽署核能協定，針對進步型反應器及燃料週期技術的合作，必須與法國的協定一樣，因此 AP1000 也會是可能之反應器形式。加拿大一直都是採用重水式反應器，但是目前將評估輕水式反應器，因此西屋公司也將準備提出 AP1000 的設計來進行審查。2010

年 4 月與波蘭 Polska Grupa Energetyczna (PGE) 簽訂備忘錄協助進行 AP1000 在波蘭的相關申請。

(二) EPR

歐式壓水式反應器 (The European Pressurized Water Reactor, EPR) 是由法國 AREVA 和德國西門子, 依據法國 N4 reactor (Chooz B1 and B2, Civeaux 1 and 2) 及德國 Convoy reactor (Emsland and Neckar 2) 加以改良的新機組。EPR 的功率為 4300-4600MWth 是目前設計中最大的壓水式反應器, 其電力輸出功率為 1650 MWe, 4 回路, 工作壓力為 155bars, 每個回路的流量為 28000m³/h, 蒸汽壓力為 78bars, 241 根 17x17 之燃料束, 89 根控制棒, 爐心的高度為 420cm。在安全設計方面, 多重的屏蔽是其設計概念之一, 增加反應器廠房的厚度, 採用雙層設計, 外層是加強型的混凝土, 內層是預應力混凝土, 甚至是飛機撞擊依然能維持其安全。此外利用獨立且重複建置的安全概念, 將主要的安全系統分別至於安全廠房, 在嚴重事故時, 設計將爐心熔毀的物質穩定留置於圍阻體內, 避免放射性的釋放。

EPR 的爐心熔毀的機率為 6.3×10^{-7} /年, 雖不如 AP1000 及 ESBWR 但與目前 LWR 的 1×10^{-5} , 已經大幅降低。除此之外建造費用低於 1300 歐元/kW, EPR 停機大修時間約 16 天, 運轉的使用率約 90%, 因此運行維護成本降低。

1. 嚴重事故預防

EPR 設計考慮 (1) 高壓爐心熔毀 (2) 氫氣燃燒和爆

炸 (3) 蒸汽爆炸 (4) 爐心熔融物 (5) 圍阻體內熱量排出，等嚴重事故之安全設計。

在基準事故設置 3 個安全閥 (3x300t/h) 處理外，針對嚴重事故的洩壓裝置，安全閥和洩壓裝置都通過洩壓箱，排到安全殼內。當爐心溫度大於 650°C 時，操縱員啟動卸壓裝置，避免壓力容器超壓失效及防止壓力容器失效後，爐心熔融物的散射。

針對氫氣燃燒和爆炸的危險，由於氫氣會大量釋放在圍阻體內，其來源是冷卻水與燃料護套之材料 Zirconium 所產生的，及在爐心融毀後 Corium 和冷卻水之間的反應所產生。由於如此採用預力混凝土作為圍阻體內之材料，可以抵擋氫氣的燃燒所造成的壓力，另外觸媒氫氣複合機裝在圍阻體內使氫氣的濃度降至 10% 以下。

爐心熔融物的處理，EPR 的安全設計中，爐心底部有一空的乾井，周圍使用所謂 sacrificial concrete 的材料，來收集鎊的散飛，面積很大，並有冷卻裝置裝在下方，可以移除其餘熱並迅速將鎊冷卻。其 In-Containment Refueling Water Storage Tank (IRWST) 內的水可以被動式引入冷卻這些爐心熔融物，確保 EPR 基座的完整性 (圖 14)。

針對蒸汽爆炸的事故，EPR 並無特殊安全設計，但經過分析，其可能性已經消除，但仍須進一步試驗，獲得驗證。

EPR 設計有安全殼噴淋系統，可以長時間防止蒸汽產生、長期將熔融物和安全殼中的熱量排出。

Consequences of a severe accident are limited by both passive and active safety systems

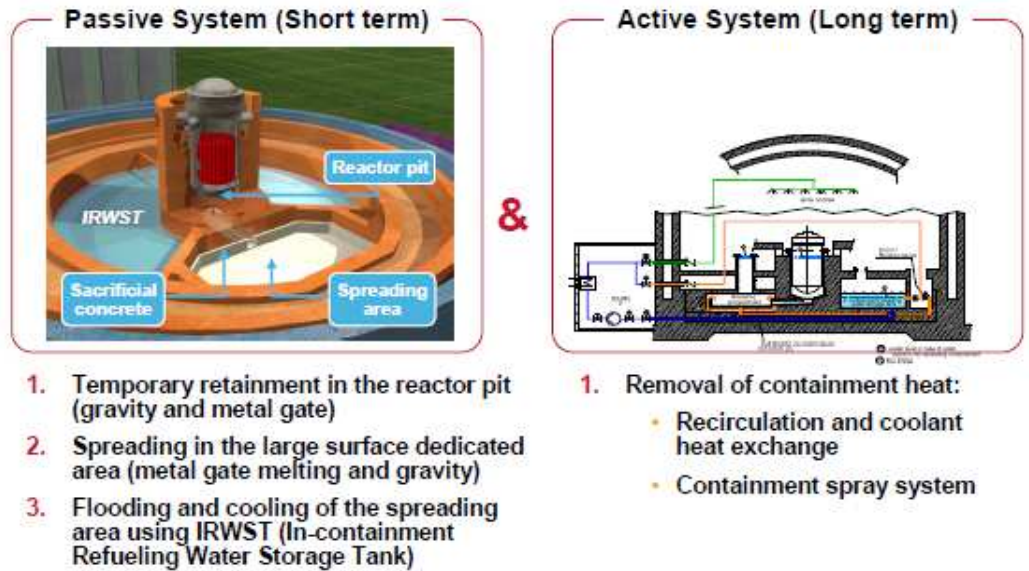


圖 14 嚴重事故時 EPR 的主動與被動的安全設計

2. 現況及執照申請

EPR 已經獲得法國、芬蘭及中國的建造許可，美國於 2007 年時送審 (Design Certificate and a Combined Operating License)，預計 2012 年 6 月完成規範。英國則是於 2007 年提出申請。印度也開始提出執照申請。

芬蘭從 2005 年開始建造的 Olkiluoto 3，預計在 2012 年開始啟爐，熱功率輸出為 4300MWt；法國的 Flamanville 3 於 2007 年開始建造希望 2012 年開始運轉。中國大陸則是廣東核能電力集團，其輸出功率為 4590Mwt 而電功率為 1660Mwt。逾 2009 年開始建造，預計 2013 年開始 1 號機之運轉。

除了正在建造的反應器外，美國有 5 座 EPR 準備興

建，英國有 4 座，法國 2 座，義大利 4 座及印度 2 座。 ，
 AVERA 更預估將可超過 20 座 EPR 會評估興建。

(三) ESBWR

ESBWR (Economics Simplified Boiling Water Reactor)，由 GE-Hitachi 公司所設計，採用被動式緊急爐心冷卻系統，取消傳統 ECCS 系統。其前身為 SBWR (Simplified Boiling Water Reactor) 但是其功率較小，並沒繼續發展。奇異公司由最早的 BWR1 (1960) 開始，歷經 BWR2 (1969) , BWR3(1971), BWR4(1972), BWR5 (1977) 及 BWR6 (1978)幾乎每 2-3 年就有更新改善，但是 ABWR (1996) 卻是經過幾乎 20 年在日本開始運轉。這個歷史軌跡，也可以看出核能在美國發展時停滯了很久，而在亞洲開始了另一個新的里程。ESBWR 是在 2005 年開始，目前尚未建廠運轉。由於有被動式安全設計，其爐心熔毀機率 CDF 僅有 1.7×10^{-8} /year 相較 BWR6 的 CDF 為 10^{-6} /year 及 ABWR 的 1.6×10^{-7} /year 顯然有更大的改善。在建廠成本及運轉上，由於減少了許多組件如幫浦等，所以費用相對減少許多並可縮短建廠時間。

表 7 ESBWR 的爐心特性參數

熱功率輸出	4500 MWt
電功率輸出	1520 MWe
燃料束根數	1132
爐心操作壓力	7.17 MPa (1040 psi)
飼水溫度	216 °C (420 °F)
壓力槽的直徑/高度	7.1 m (23.3 feet) / 27.6 m (90.5 feet)
爐心再循環方式	自然對流循環，不需幫浦
被動式安全	72 小時

資料來源：第三代及第三代改良型核能電廠國際研討會, 2010/9/6 台北

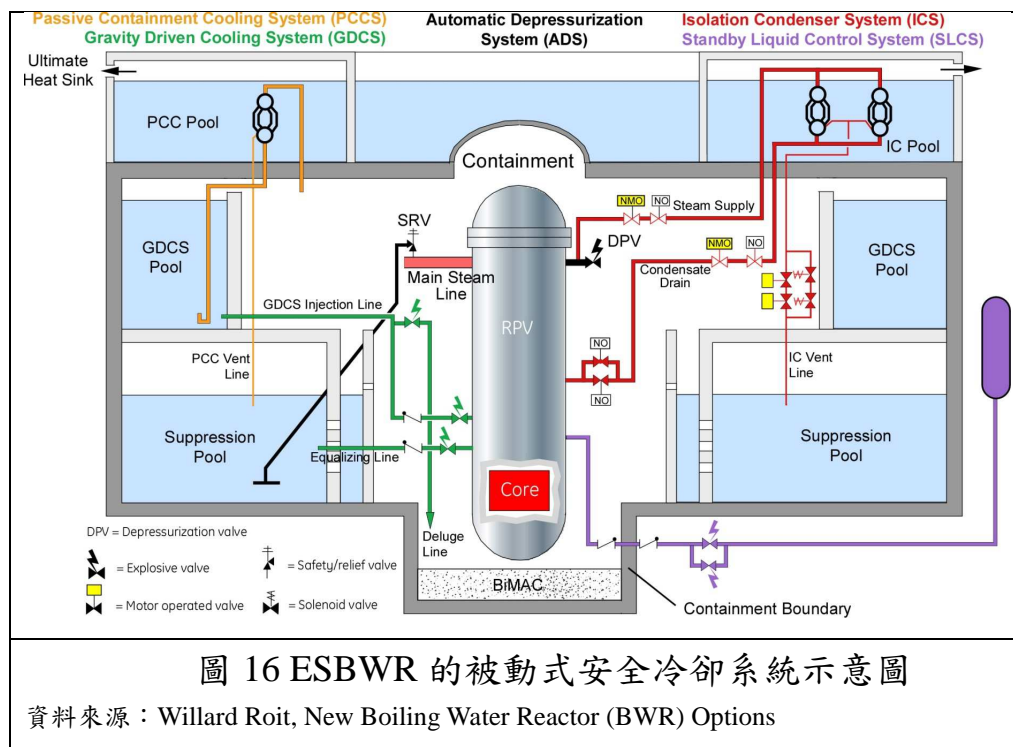
ESBWR (Economics Simplified Boiling Water Reactor)，由 GE-Hitachi 公司所設計，採用被動式緊急爐心冷卻系與目前台灣的沸水式反應器比較，其功率較高，有效燃料的高度降低，不需要安全用柴油發電機及再循環幫浦。

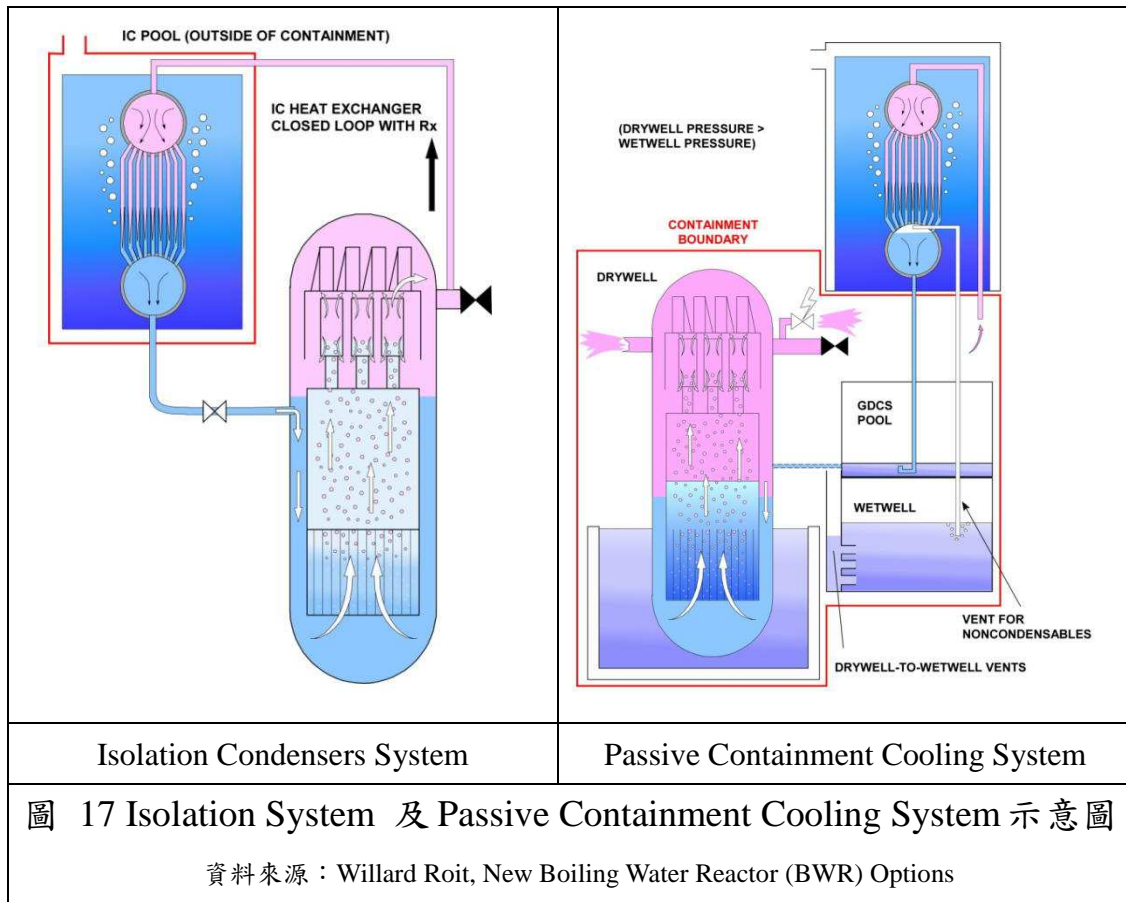
1. ESBWR 被動式安全系統及自然循環

ESBWR 是採用自然對流的概念，達到這個要求，是利用增加壓力槽內的水量並降低影響流量的限制，如將爐心的高度降低及將降流區(downcomer)開放等，另外增加 driving head 如蒸氣通道(Chimney) 壓力槽的高度增加等，其示意圖如圖 15。由圖 15 可以看出拿走幫浦，可以減少幫浦的風險也減少維護的成本，但是沒有強力的幫浦強迫對流，自然對流的強度就需要增加。這項技術在 Dodewaard reactor (183Mwt) 獲得驗證，其穩定度在自然對流的情形，可在目前 BWR 的反應的再循環幫浦跳脫事件中獲得其流量的資訊，其他如 Ontario Hydro testing 及 CRIEPI testing 和 TRACG 的計算程式，可獲得自然對流的流量及其穩定度。

LOCA 事件時，因為壓力槽壓力劇降，先會從補水系統補水，而 GDCS 是利用重力的方式自然補水，就不需幫浦或其他動力。GDCS 的水容量是取決於圍阻體的形狀，因此會有足夠的水蓋滿爐心高度以上 1 公尺，並於 72 小時不需要運轉員的動作。

Passive containment cooling system (PCCS),有 6 各安全相關的被動式低壓回路，提供圍阻體的餘熱移除，每個回路含有交換器在圍阻體方有開口，及冷卻的水路即有一個開關通到 Suppression pool。熱交換器的作用和 Isolation condenser system 的熱交換器作用相同，將圍阻體的蒸汽冷卻成水儲回水槽。PCCS 和 Isolation condenser system 使用相同的水槽，提供 72 小時的蒸汽冷卻，以避免長時間的暫態及事故發生。圖 17 是兩個系統的示意圖。





ESBWR 的安全設計有以下的優點：

- (1) 利用 Downcomer 的開放、較短的爐心高度及較高的 Chimney 等，使得自然對流的流量與一般 BWR 強迫對流的流量幾乎相同
- (2) 較一般 BWR 穩定，因為 ESBWR 每個燃料束的功率比較低，而自然對流增加，因而 Power/flow 的值較低之緣故
- (3) 在 Chimney 的蒸汽體積很大其升壓較慢，並且蒸汽部分使用於 isolation condensers，分較慢的升壓速率使在非預期運轉情況時，有足夠的餘裕避免安全相關釋壓閥開啟
- (4) 減少維護的需求，其個人輻射照射的劑量降低，及低階的廢料產生

(5) 重力驅使的冷卻補充提高安全餘裕

(6) 可以 72 小時內不需運轉員的動作，就能維持足夠的水位冷卻爐心。

(7) Core damage frequency 為 1.7×10^{-8}

2. 目前現況及執照申請情況

目前 ESBWR 並未開始興建，美國預計興建 4 座 ESBWR，奇異公司是 2005 年送交美國 NRC 審查，2010 年 8 月其安全評估報告並無任何公開議題討論，預計 2011 年 1 月其最終的安全分析報告會出來，2011 年 9 月最後的管制結果會出來。

2007 年曾經向英國提出申請，但後來終止申請程序，2010 年 6 月宣稱將在美國的申請程序結束後，於 2011 年重新向英國提出申請。根據 2010 年第三代反應器的國際研討會時的資料，奇異公司在以下的國家，應改有機會建立 ESBWR 或 ABWR。表 8 為 ESBWR 可能興建的國家。

表 8 可能興建 ESBWR 的國家

國家	年	反應器形式
Finland	2020	ESBWR
Poland	2022	ESBWR/ABWR
Switzerland	2022	ESBWR/ABWR
Sweden	2024	ESBWR
Egypt	2019	ABWR/ESBWR
India	2020	ESBWR
Mexico	2020	ABWR

參、主要發現與結論

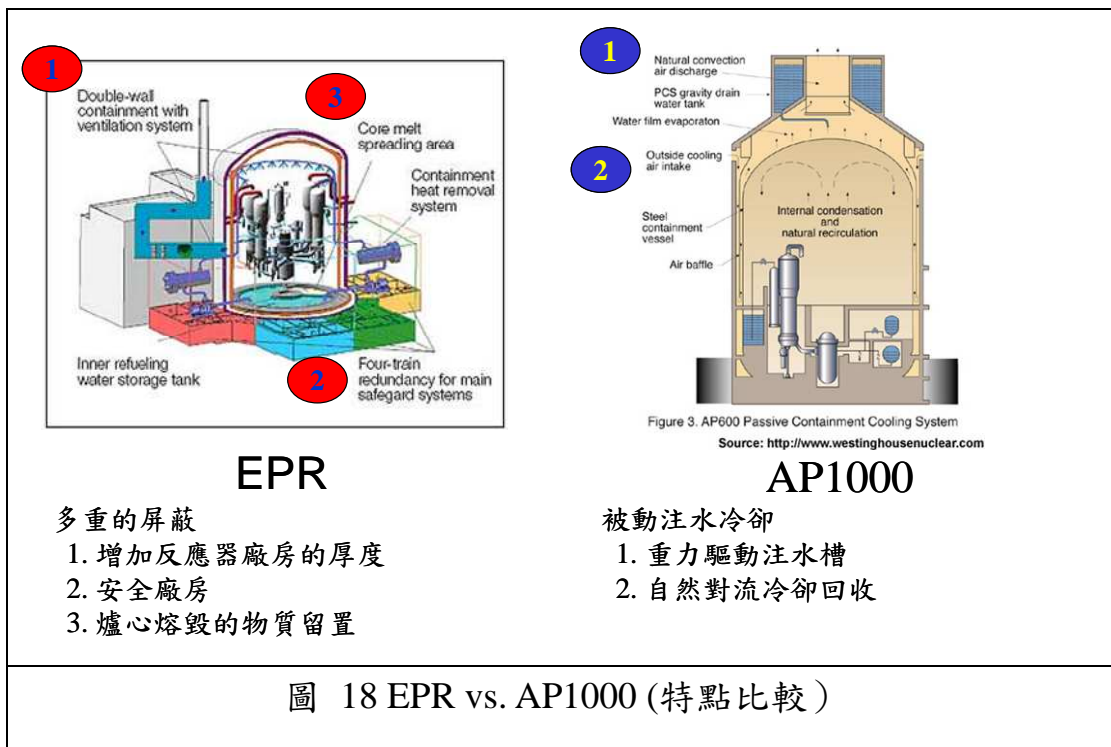
AP1000、EPR 及 ESBWR 皆是輕水式其燃料形式與傳統燃料類似，圓柱型燃料棒，燃料丸是 UO_2 或是 MOX，因此基本上 CMS 是可以應用於這些反應器，但是 ESBWR 採用自然對流，而 CMS 僅能輸入 100% 功率之流量，因此也許無法描述自然對流之情形。由於 AP1000 與 EPR 皆是壓水式反應器，因此將其放在一起比較其不同。

一、AP1000 及 EPR 與 PWR 反應器之比較

目前核研所計算模擬核三廠之 PWR 反應器，乃使用 Studsvik 之 CMS 程式集，利用先進式反應器與核三廠反應器的比較，做一初步的瞭解 CMS 程式集的適用性。

(一) 反應器的一般特性比較

核三廠 PWR 為第二代之反應器，是西屋公司所建造，熱功率為 2785MW。西屋公司針對安全性及建造的經濟性，設計第三代的反應器，主要是利用重力驅動緊急冷卻水，並利用自然對流的原理進行冷卻及回收冷卻水。因此是一座所謂被動式安全的反應器。AREVA 公司則是利用多重厚實的屏壁，及多重備用設備，以提高安全性，並將嚴重事故發生後熔毀的爐心留置於廠房內不致洩漏，設計出 EPR 反應器。圖 18 是 EPR 與 AP1000 之特點比較。



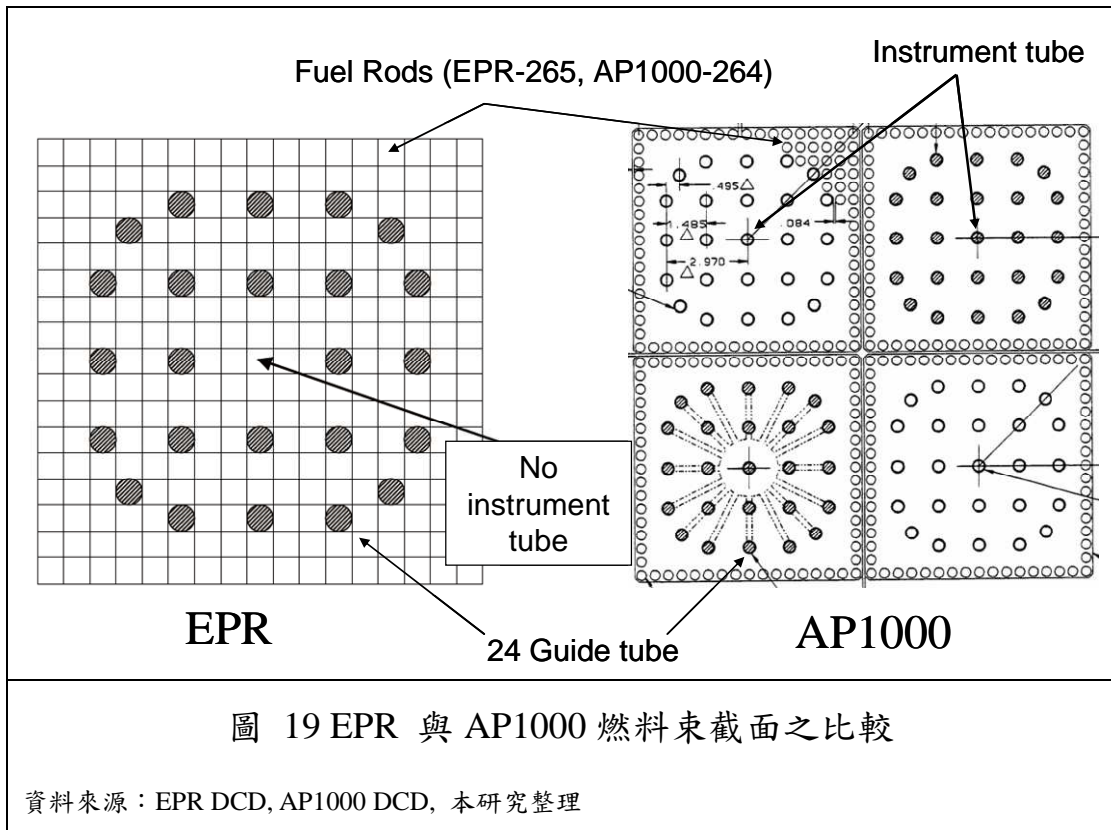
(二) 燃料束

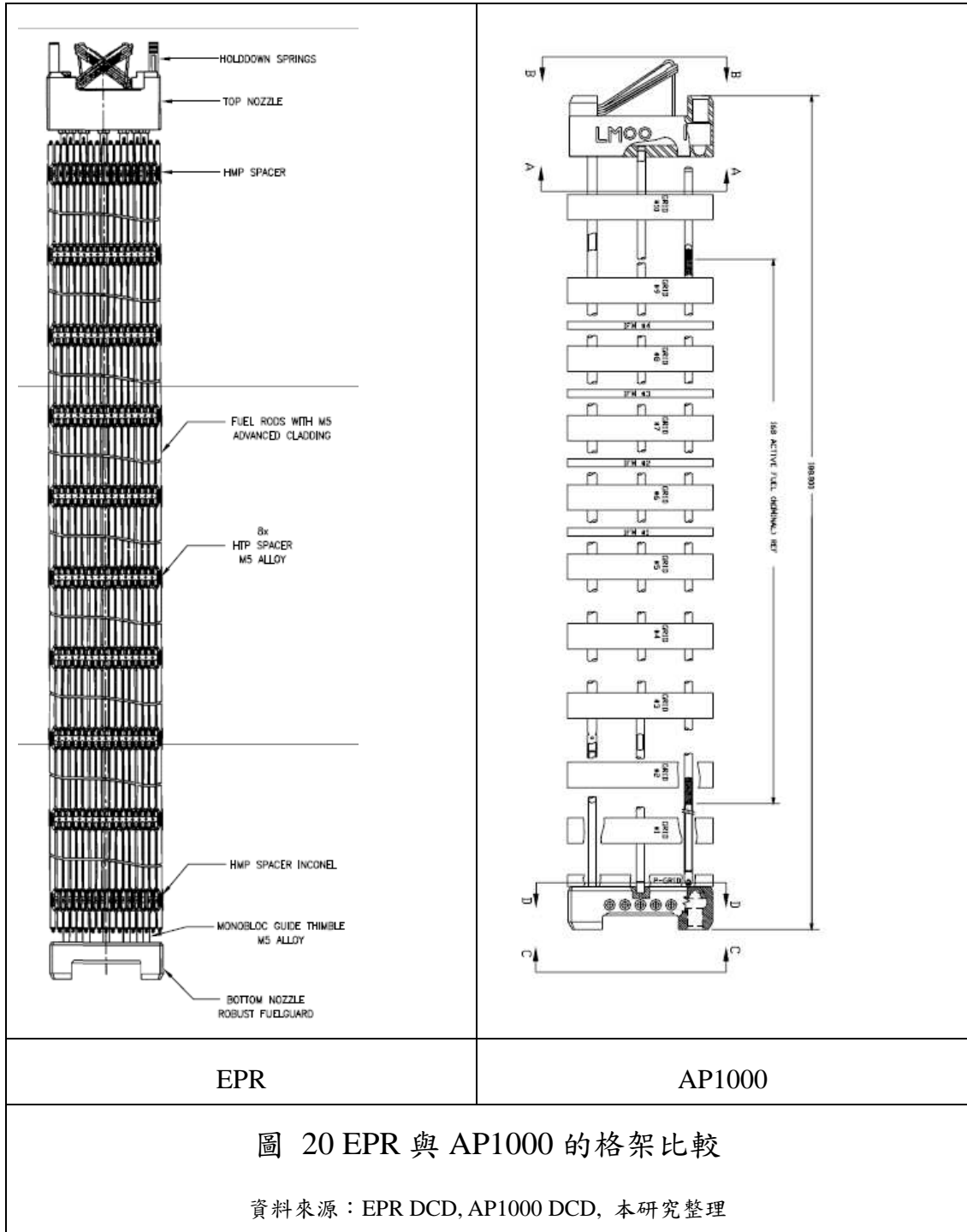
燃料束主要是由格架將燃料棒束起來支撐所組成，而燃料棒是由燃料護套將燃料丸包裹在內，在控制燃料反應度的手法上，調整燃料束的尖峰功率是利用可燃耗的毒物（Burnable Poison, BP）而爐心追隨的功率變化則是由控制棒來完成。由於西屋公司設計核三廠及 AP1000 因此多數產品是共享的，如 BP 的設計有 WABA 及 IFBA 皆可使用於核三廠及 AP1000。而 EPR 則是將 Gd_2O_3 與 UO_2 混和製成燃料丸，作為 BP 的使用。表 9 是 3 種反應器的燃料束比較。三者皆為 17x17 的燃料束，護套皆是鋳合金材料，保護燃料丸。

表 9 燃料束的比較

項目	PWR (核三廠)	AP1000	EPR
燃料維度	17X17	17X17	17X17
Lattice (圖 19)	24 guide tube 264 fuel rods	24 guide tube 264 fuel rods	24 guide tube 265 fuel rods (no central instrument tube)
燃料丸成份	UO ₂	UO ₂	UO ₂
護套成份密度	ZIRLO	ZIRLO	M5
有效燃料的長度 (in)	144	168	165.354 (4.2 m)
Spacer (圖 20)	(6+3IMF+Bot)	(8+4IMF+Bot)	(8HTP+2HMP)
Spacer 組成	ZIRLO	ZIRLO	HTP-M5/HMP-Alloy718
可燃耗毒物 (BP)			
WABA	+	+	-
B-10 含量 (Mg/cm)	6.032	6.032	
WABA 密度 (g/cm ³)	2.4830	2.4830	
WABA 組成	A ₂ O ₃ -B ₄ C	A ₂ O ₃ -B ₄ C	
IFBA	+	+	-
B-10 含量 (Mg/cm)	0.772	0.772	
密度(g/cm ³)	5.14	5.14	
組成	Boride	Boride	
Gd ₂ O ₃	-	-	+
%/根數			Up to 8% / 4-28

資料來源：AP1000 Design Control Document，非能动安全先进电厂 AP1000 及 EPR Design Control Document





(三) 控制棒

一般來說控制棒，是控制爐心功率及停機使用，因此多使用 80% Ag - 15% In - 5% Cd 的材料作為控制棒，整個爐心的反應度則是使用硼酸濃度控制，因此爐心硼酸濃度隨燃耗是逐漸

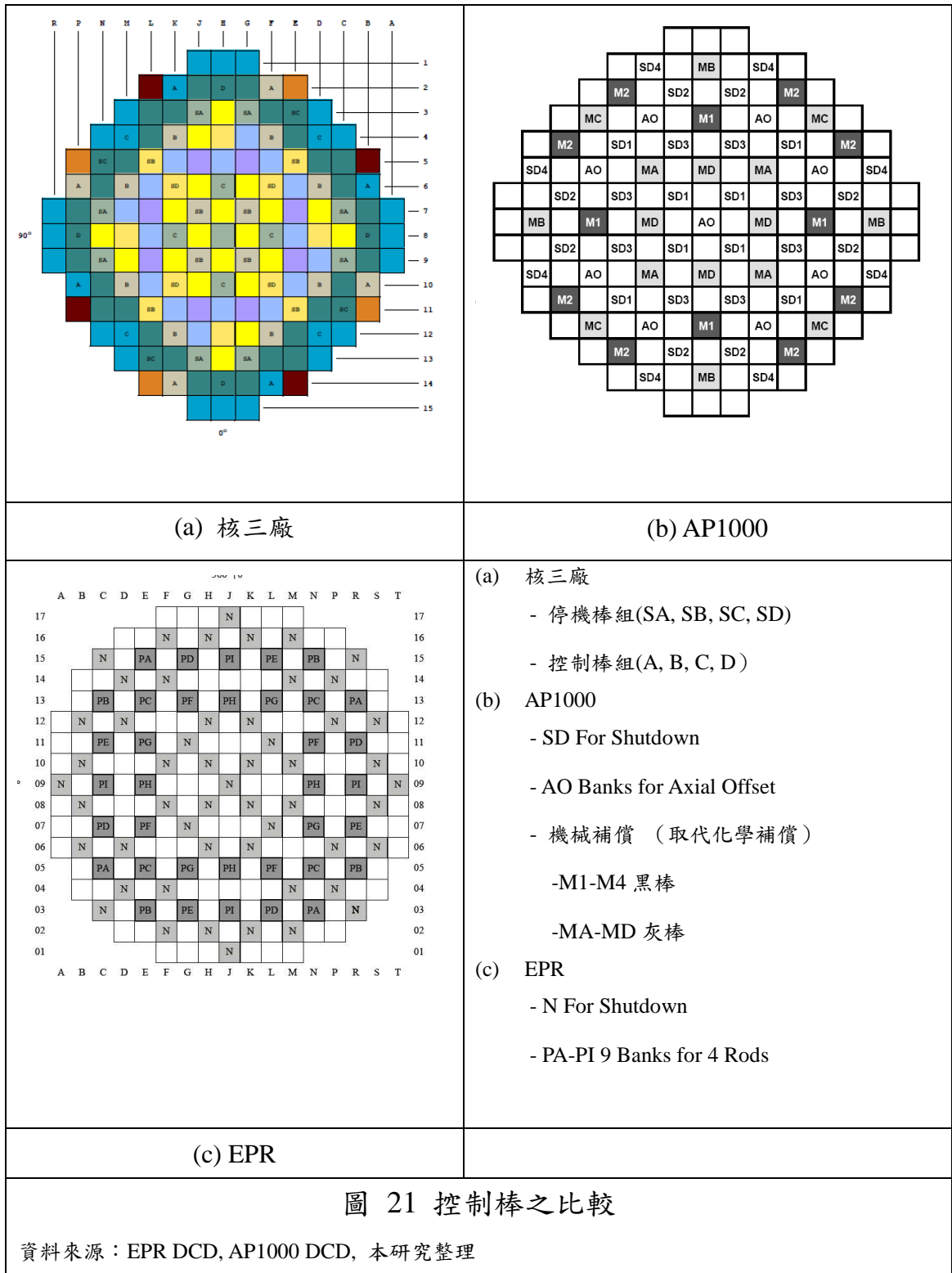
線性的下降，但是 AP1000 設計時，則增加灰棒類型之控制棒，在隨燃耗增加時，先利用灰棒控制反應度，使硼酸濃度維持某段時間後再下降，也就是階梯式下降，灰棒的材料為不銹鋼。圖 21 為控制棒棒組的比較。

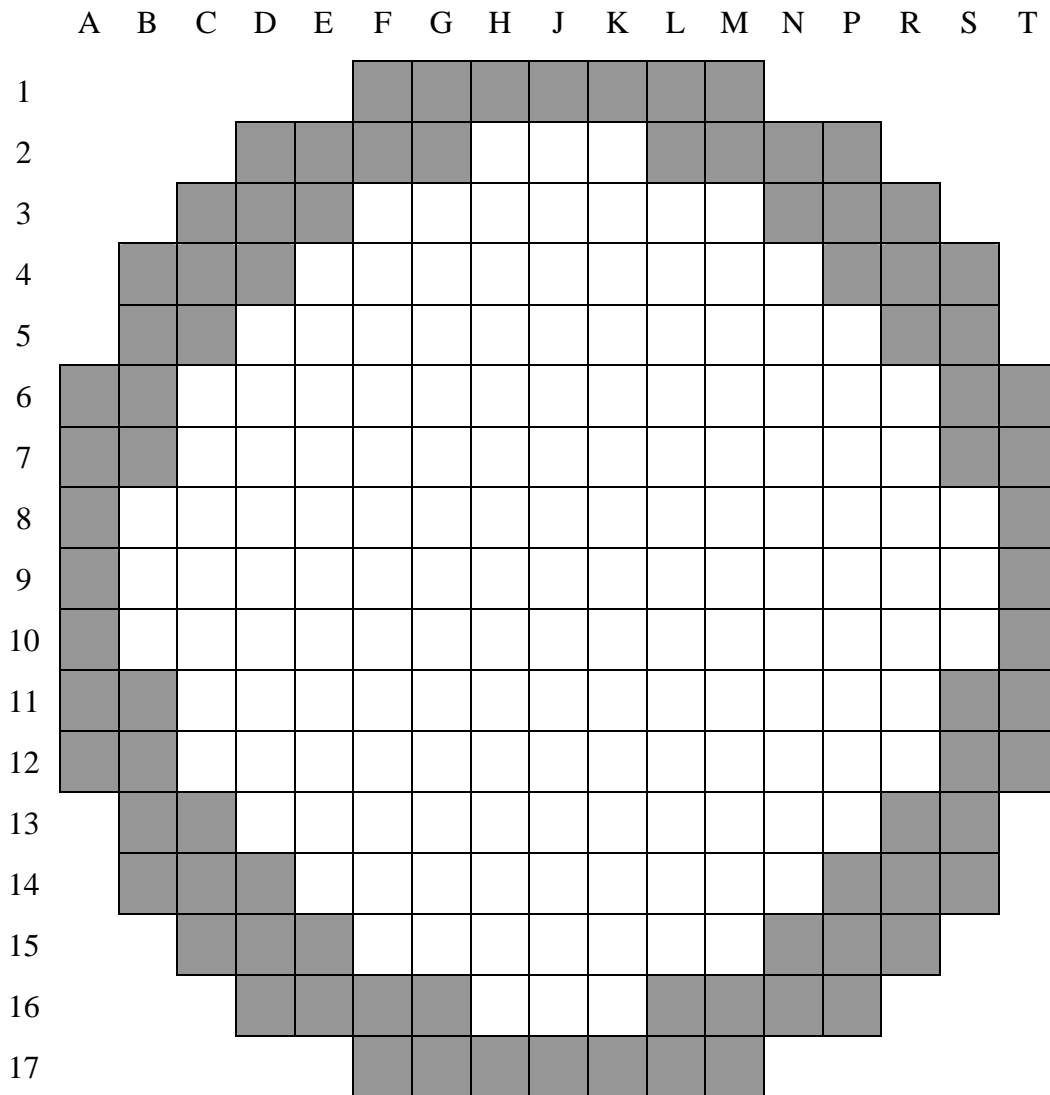
(四) 爐心組成

表 10 是爐心參數的比較，核三燃料束維度與 AP1000 相同，但是由表 10 得知，有效燃料束的長度 AP1000 則是由核三的 144in 增加至 168in，所以爐心是較核三為高，因此功率較高。EPR 高度近似 AP1000 且其燃料束維度是 17x17 因此，爐心更大，功率範圍則是 4300-4600 MWt 高於 AP1000 的 3414MWt 及核三廠的 2785MWt。冷卻水流量分別是核三廠 284,340 gpm，AP1000 之 296,000gpm 及 EPR 的 498,936gpm。

表 10 爐心參數的比較

項目	核三廠	AP1000	EPR
燃料束維度 (圖 22)	15x15	15x15	17x17
燃料束(根數)	157	157	241
爐心入口溫度(°F)	535.0	557.0	563.0
熱功率(MWt)	2785	3414	4300-4600
Reactor coolant flow (gpm)	284,340	296,000	498,936 (4590MW)
壓力(psi)	2250	2250	2250
反射體(Reflector)	Baffle & Former	Baffle & Former	Heavy reflector 95.6% steel;4% water





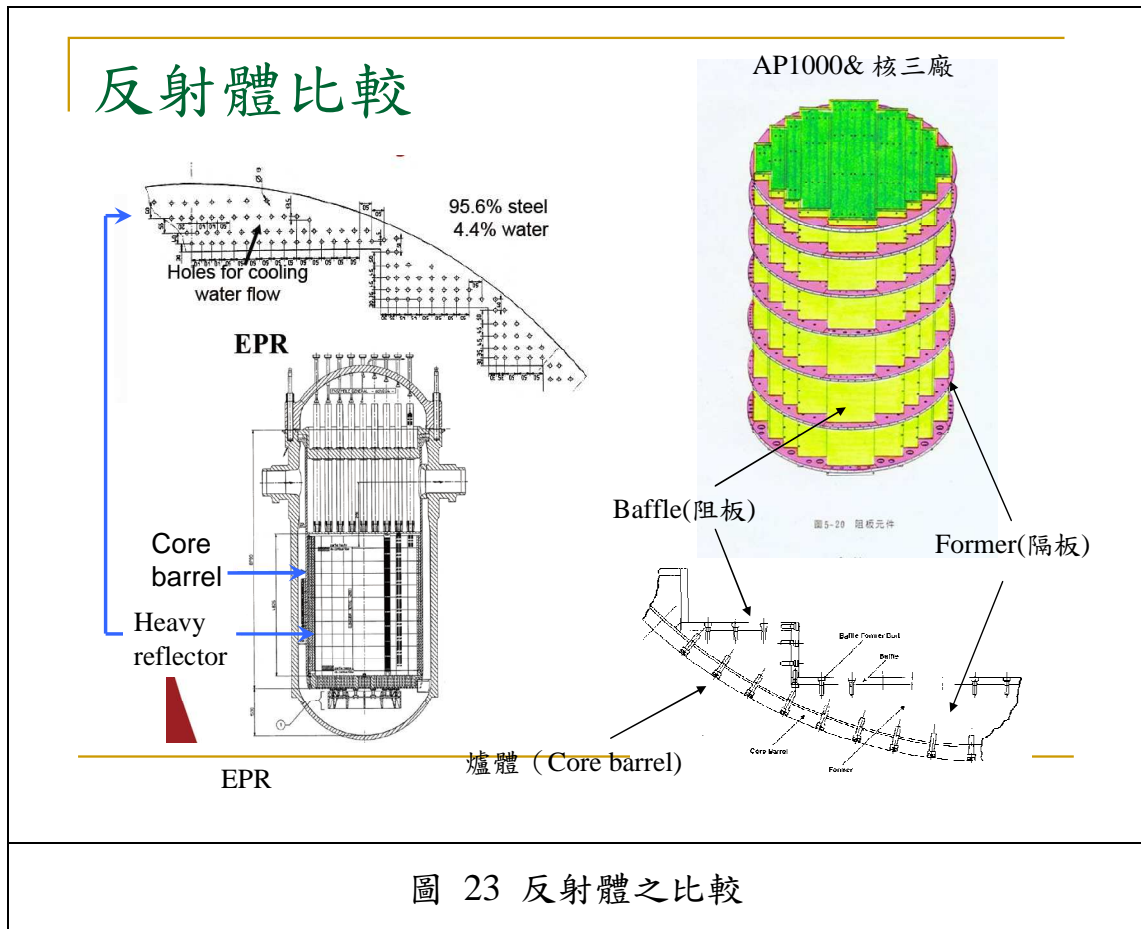
(內層白色 15x15—核三及 AP1000，外層灰色 17x17—EPR)

圖 22 爐心燃料束 2 維之擺設

(五) 反射體

反射體將逃出爐心的中子反彈回爐心,造成反射體另一中子通量尖峰,同時也提高此區爐心外圍中子通量,增加中子使用率。反射體為散射截面 Σ_s 較大之物質,良好的緩和劑通常亦可做為理想的反射體,例如水。AP1000 與核三是使用阻板(Baffle)

及隔板(Former) 所組成再加上爐體 (core barrel)，而中間充滿水，見圖 23。EPR 則是使用鋼做成 Heavy Reflector，中間留有通道讓水流過，冷卻 Heavy Reflector。水和鋼的比例則為 4.4% 的水及 95.6% 的鋼。有 Heavy Reflector 使反射回爐心的中子增加。



(六) CMS 適用性分析

燃料束、控制棒及反射體等是建立於 CASMO-4 的中子截面資料庫，以資料看來雖然 EPR 毒物棒不同使用 Gd，反射體是 heavy reflector 或 AP1000 之控制棒多了 1 種灰棒，因而輸入參數不同，但 CASMO-4 是可以計算的，並建立二維中子資料庫。爐心模擬計算部分，在燃料束及控制棒的資料，產生中子截面

資料庫後，輸入爐心燃料束的排列、操作參數如入口溫度、熱功率、流量、壓力等，即可計算。雖然爐心尺寸不同，功率及流量不同，但 SIMULATE-3 是可以計算的，表 11 為其適用性的整理。

表 11 AP100 與 EPR 在 CMS 的適用性

	AP1000	EPR
反應器形式	PWR	PWR
燃料束維度	與核三同	17x17
燃料棒	17x17	17x17
毒物	IFBA, WABA	Gd
燃料丸	UO ₂	UO ₂
控制棒	有灰棒	與核三類似
反射體	與核三同	Heavy Reflector
CASMO-4	適用	適用
爐心	爐心高度較核三高	爐心直徑與高度皆較核三大
Simulate-3	適用	適用

二、ESBWR 及 ABWR 與 BWR 反應器之比較

第三代+進步型沸水式，主要是 GE 的 ESBWR，使用自然對流循環，沒有再循環幫浦，其燃料為 GE14。正在興建之核四是屬於 ABWR，當時在審標時，核研所曾用 GE12 為裝填燃料之爐心模擬模式，並完成評標任務。接者針對 GE14 的燃料也已經完成核四的爐心計算。核能一廠及核能二廠則是第二代的

BWR4 及 BWR6 反應器。由於其廠商相同而燃料也相似，除了 ESBWR 的自然對流循環不同外，餘皆相似，以中子物理爐心的角度來看，如有自然對流的功率流量等關係式，CMS 程式集應該適用。目前 GE14 的燃料也是缺少 CPR 的關係式，因此並無法計算 CPR。

(一) 反應器的一般特性比較

ESBWR 及 ABWR 與核一、二廠的比較，列於表 12，由於簡化管路提高安全性及經濟性，是進步型反應器的設計要點，所以於再循環幫浦由在外部的幫浦，ABWR 改為在壓力容器內的內部幫浦，ESBWR 更是因為自然對流循環而不需要再循環幫浦，因此在外電喪失提供電力給幫浦的柴油發電機，ESBWR 也就不需要了。控制棒系統，皆採用較新型可以微調控制棒驅動系統。ESBWR 因為要增加蒸汽產生的通道高度，所以將燃料縮短降低爐心的有效高度，並增加壓力槽的高度。ABWR 與 ESBWR 都是設計更大功率的反應器，因此燃料束數目增加，其爐心及壓力槽的直徑皆增加。

表 12 ESBWR 與台灣沸水式反應器之比較

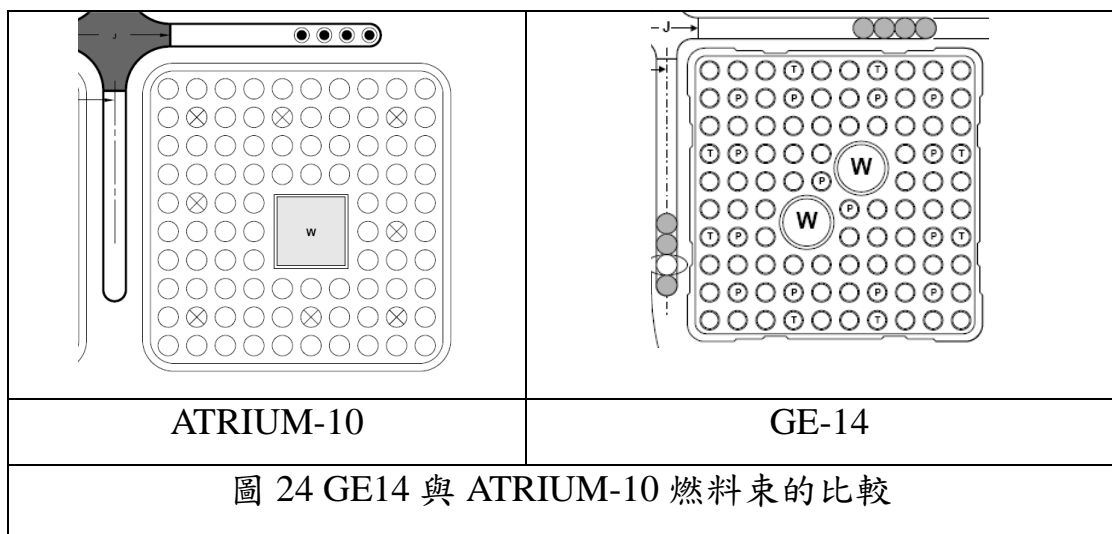
參數	核一廠 (BWR4)	核二廠 (BWR6)	核四廠 (ABWR)	ESBWR
Power(MWt/Mwe)	1804/636	2943/985	3926/1350	4500/1520
Vessel Height/dia(m)	內部全高 21.39/ 內徑 5.53	內部全高 21.39/ 內徑 5.53	內部全高 21.9/ 內徑 7.1	內部全高 27.7/ 內徑 7.1
Fuel Bundles(number)	408	624	872	1132
Active Fuel Height (m)	ATRIUM-10 3.796	ATRIUM-10 3.796	GE14 3.81	GE14 3.0

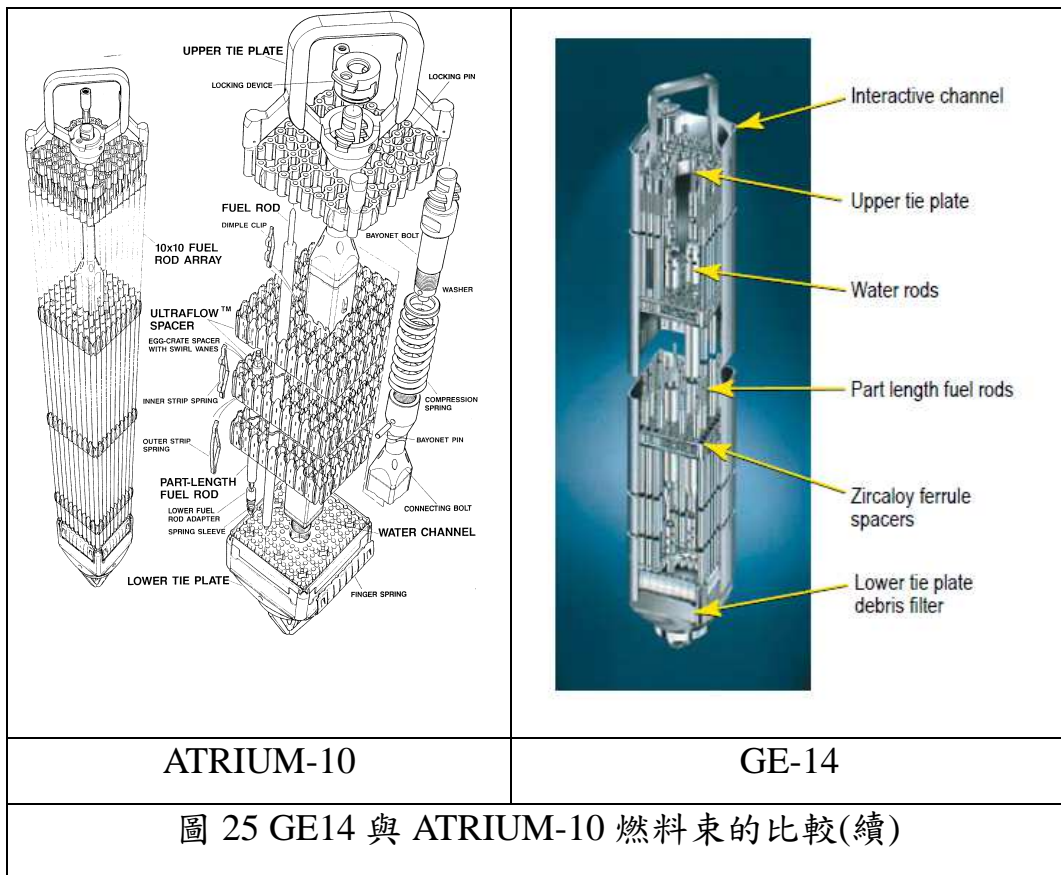
Power density (kw/l)	50.15	53.49	49.22	54
Recirculation pumps	外部 2 台/Rx	外部 2 台/Rx	內部 10 台/Rx	Zero
Number of CRDs/type	97/ 閉鎖活塞式驅動	157/ 閉鎖活塞式驅動	205/ 微調控制棒驅動系統	269/ 微調控制棒驅動系統
Safety diesel generator	2 獨立 1 共用/Rx	2 獨立 1 共用/Rx	3 獨立 1 共用/Rx	Zero
Core damage freq/yr	10^{-5}	10^{-6}	10^{-7}	1.7×10^{-8}

資料來源：J. Alan Beard, ESBWR Overview, Sep 2006, 本研究整理

(二) 燃料

ESBWR 及 ABWR 是使用 GE 的 GE14 的燃料，燃料排列是 10x10，其型式及結構皆相同，只有因為 ESBWR 使自然對流循環，所以其爐心高度較低，其燃料長度 3.0m 低於 ABWR 的燃料長度 3.7m。而核一、二廠則是使用 AREVA 的 Atrium 10 的燃料，其燃料排列為 10x10，高度是 3.8m，中間是 1 個 3x3 方形水棒，但 GE14 則是 2 個對稱的圓形水棒。燃料的型式比較如圖 24 及圖 25。使用的 BP 都是 Gd_2O_3 。都有採用部分長度的燃料棒。





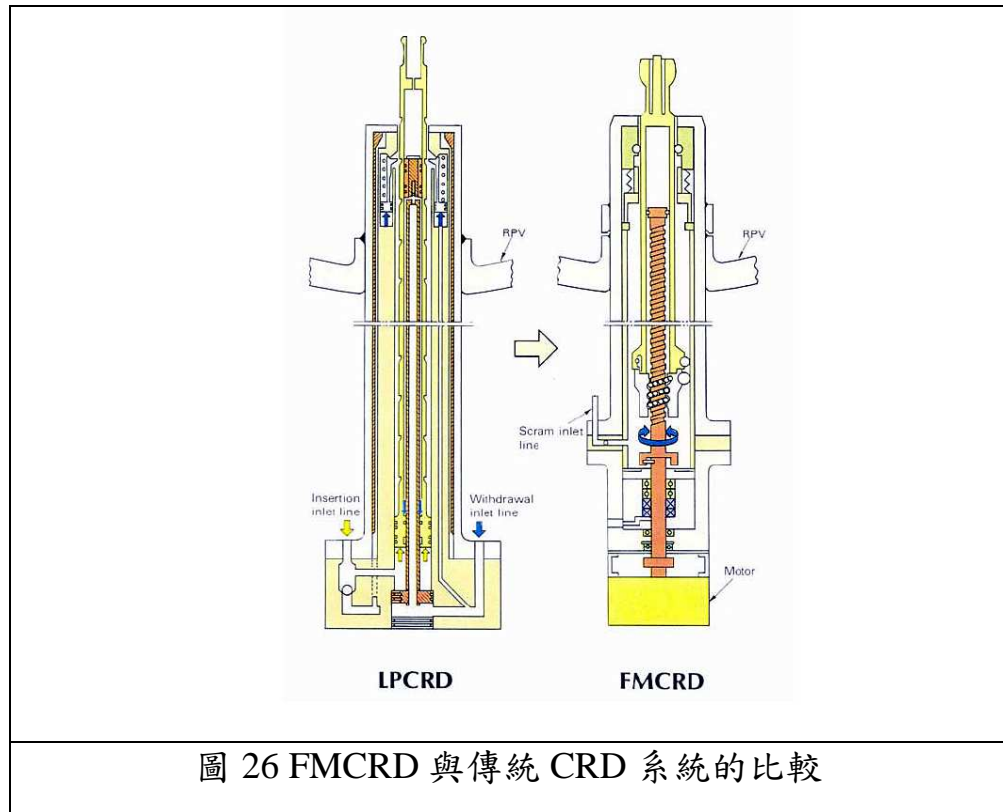
(二)控制棒

由於都是 GE 的產品，所以控制棒的組成及結構相同，皆是使用 B_4C 為其吸收中子的材料，但是系統上確有不同，ABWR 及 ESBWR 皆採用可微調之控制棒系統及液壓驅動單元因此與傳統的 BWR（核一及核二廠不同）。

1. Fine Motion Control Rod(FMCRD)

傳統的 BWR 將控制棒 144 英吋的有效可燃毒物長度區分成 48 個節距(notch)，控制棒棒位的調整以 2 節距為單位。ABWR 和 ESBWR 對於控制棒棒位的調整改以步進馬達控制，控制棒 144 英吋的有效可燃毒物長度區分成 200 個 step，對於功率分佈可以做到較細微的調整。圖 26 為 FMCRD

與傳統 CRD 的比較。在爐心的模擬上，FMCRD 的棒位可能在節點的中間，爐心分析模式必須要有另外模式來處理這種情形。SIMULATE-3 分析程式，具有 Rod Cusping Model，可以正確處理棒位在節點中間的情形。



2. HCU (Hydraulic Control Unit) pair

ABWR 和 ESBWR 的一個液壓控制單元(Hydraulic Control Unit)，可同時驅動 2 根控制棒，與 BWR 一個液壓控制單元驅動 1 根控制棒的設計不同。傳統的 BWR，ESBWR 有 269 個控制棒，但只有 135 個 HCU。在計算冷爐停機餘裕時，ABWR 和 ESBWR 必須考慮同一 HCU pair 且本領最強的一組控制棒全出的情形，與 BWR 的計算僅需考慮單一根最強棒全出的情形不同。

3. Control Cell Core (CCC)

核四廠 ABWR 採用 CCC 的設計，與核一、二的爐心使

用 4 組控制棒以控制爐心反應度及功率分佈的方式不同。和 ESBWR 的一個液壓控制單元(Hydraulic Control Unit)，可同時驅動 2 根控制棒，與 BWR 一個液壓控制單元驅動 1 根控制棒的設計不同。傳統的 BWR，ESBWR 有 269 個控制棒，但只有 135 個 HCU。在計算冷爐停機餘裕時，ABWR 和 ESBWR 必須考慮同一 HCU pair 且本領最強的一組控制棒全出的情形，與 BWR 的計算僅需考慮單一根最強棒全出的情形不同。採用 CCC 的設計可以簡化控制棒的操作，避免運轉中經常更換棒序的困擾。CCC 的設計並不是 ABWR 所獨有，國外的 BWR 亦有採用 CCC 方式的設計。ESBWR 可以採用 CCC 或是傳統的方法。

4. Wider control rod pitch

ABWR 及 ESBWR 的 assembly pitch 為 6.1 英吋，BWR 為 6 英吋，較寬的 control rod pitch 可增加水流面積，使得 void reactivity coefficient less negative，以增加爐心及燃料通道的穩定性。

(三)爐心

爐心的大小不同，其差異見表 12。圖 27 顯示核一廠、ABWR 及 ESBWR 的爐心排列。ESBWR 有 1132 束燃料，269 根控制棒，核一廠則只有 408 束燃料及 69 根控制棒。在爐心計算方面，由於 ESBWR 採用自然對流循環，其功率與流量之間的關係，在運轉範圍時，不像 ABWR 或傳統 BWR 可以靠再循環幫浦控制流量，而是功率提高時自然對流循環的流量，其功率與流量的圖見圖 28

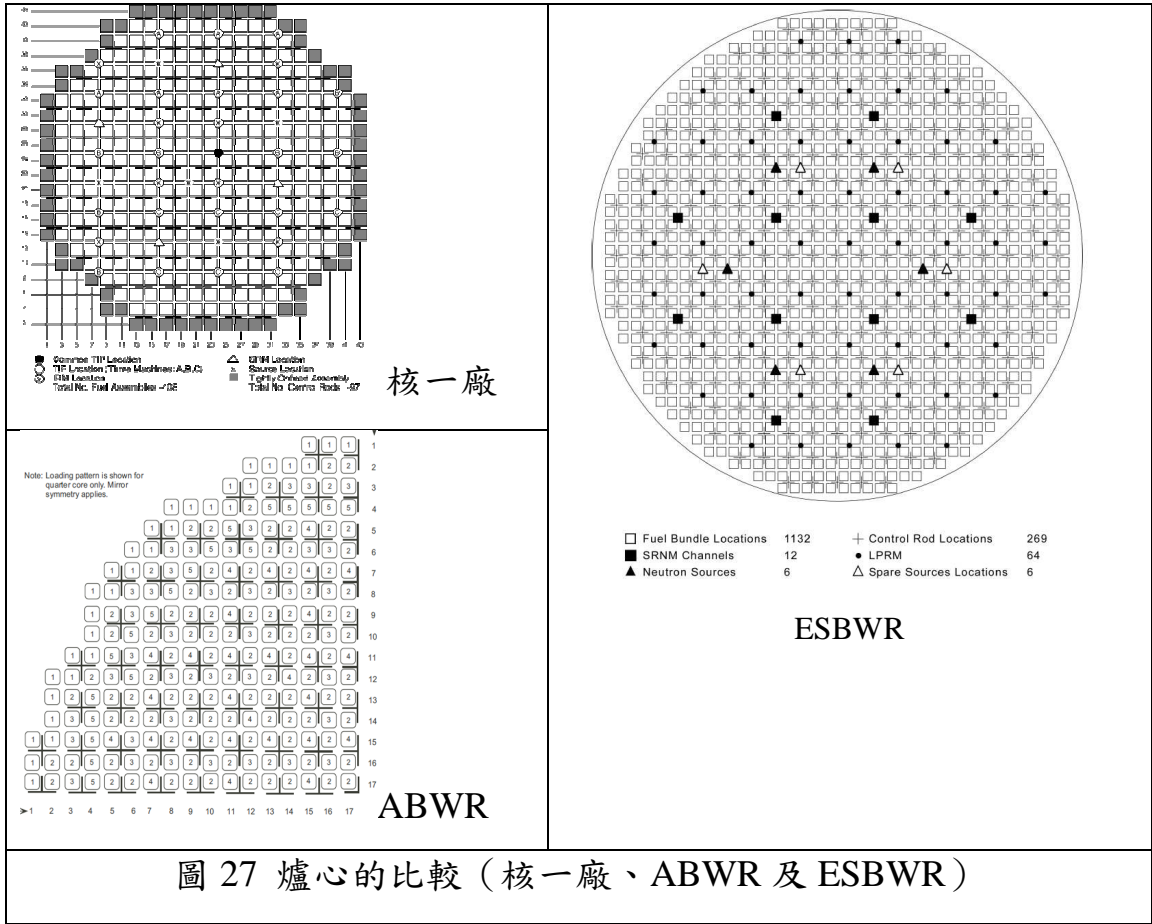


圖 27 爐心的比較 (核一廠、ABWR 及 ESBWR)

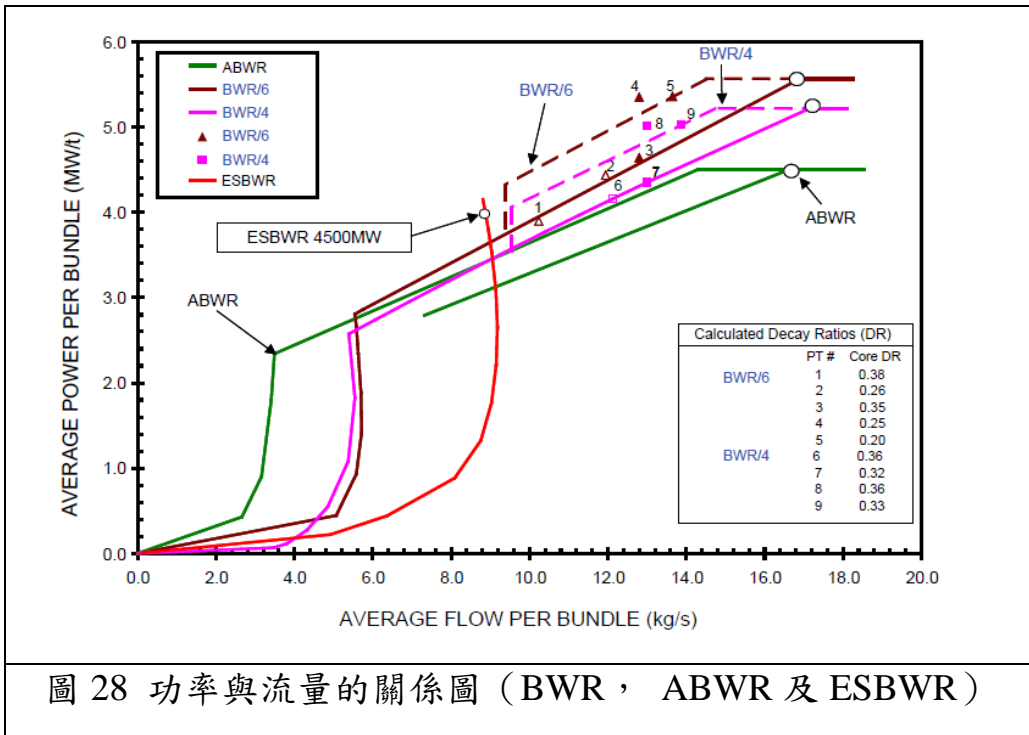


圖 28 功率與流量的關係圖 (BWR, ABWR 及 ESBWR)

由於 ESBWR 為自然對流循環，其熱流的設計值與傳統 BWR 及 ABWR 有所不同，表 13 是 ESBWR 熱流的設計值與其他 BWR 的比較。由於自然對流無法控制流量，所以功率與流量的關係式僅有一條線，也就是給定功率後其流量就是固定，而運轉時功率與入口溫度的關係圖表示在圖 29。

表 13 熱流設計值的比較 (BWR, ABWR and ESBWR)

General Operating Conditions	BWR/6	ABWR	ESBWR
Reference design thermal output (MWt)	3579	3926	4500
Power level for engineered safety features (MWt)	3730	4005	4590
Steam flow rate, at 215.6 °C final feedwater temperature (kg/s)	1940	2122	2433
Core coolant flow rate (kg/s)	13104	14502	8763-10376
Feedwater flow rate (kg/s)	1936	2118	2451
System pressure, nominal in steam dome (kPa)	7171	7171	7171
System pressure, nominal core design (kPa)	7274	7274	7240
Coolant saturation temperature at core design pressure (°C)	288	288	288
Average power density (kW/L)	54.1	50.6	54.3
Core total heat transfer area (m ²)	6810	7727	9976
Core inlet enthalpy (kJ/kg)	1227	1227	1180-1196
Core inlet temperature (°C)	278	278	269-272
Core maximum exit voids within assemblies (%)	79	75.1	90
Core average void fraction, active coolant	0.414	0.408	0.53
Active coolant flow area per assembly (m ²)	0.0098	0.0101	0.0093

Core average inlet velocity (m/s)	2.13	1.96	1.12
Maximum inlet velocity (m/s)	2.6	2.29	1.15
Total core pressure drop (kPa)	182	168.2	71.8
Core support plate pressure drop (kPa)	151.7	137.9	43.1
Average orifice pressure drop, central region (kPa)	39.4	60.3	17.4
Average orifice pressure drop, peripheral region (kPa)	129	122	37.2
Maximum channel pressure loading (kPa)	106	75.2	24.4
Average-power assembly channel pressure loading (bottom) (kPa)	97.2	65.5	21.5
Shroud support ring and lower shroud pressure loading (kPa)	177	165	7.4
Upper shroud pressure loading (kPa)	25.5	24.1	17.4

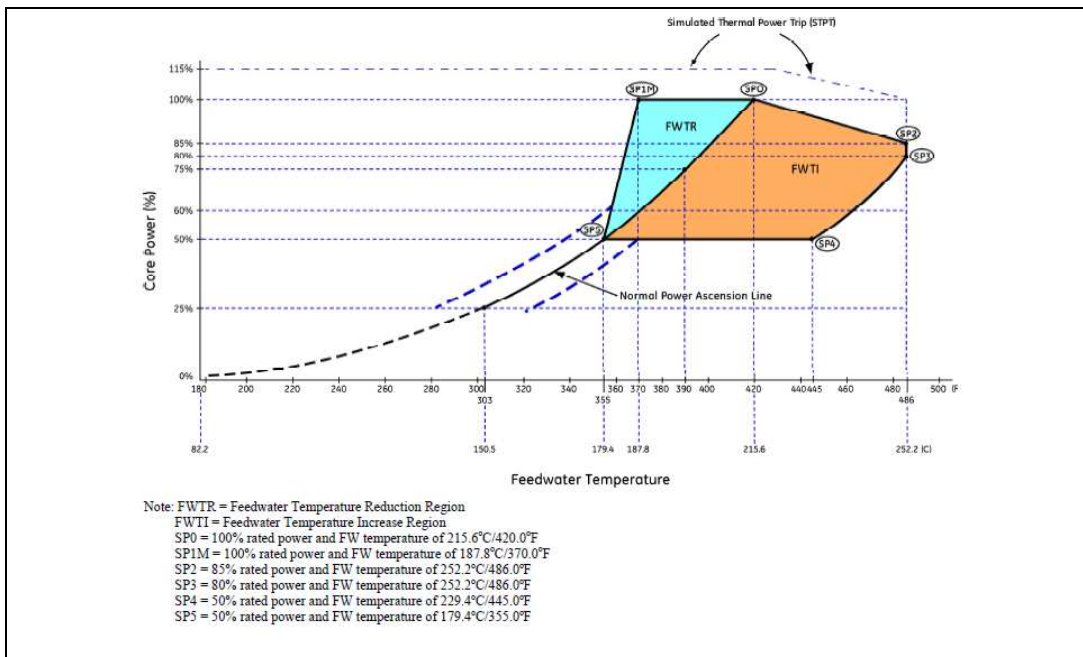


圖 29 Typical ESBWR Core Power – Feedwater Temperature Operating Domain/Map

(四)CMS 的適用性

燃料束及控制棒等是建立於 CASMO-4 的中子截面資料庫，由於 GE14 的 CPR 相關式尚未取得，所以無法計算 CPR。其餘皆與 BWR 同，而 ABWR 的計算，除 CPR 外核研所也使用 CMS 程式集計算過初始爐心，與廠商所計算出的結果比較是可以使用的。爐心模擬計算部分，在燃料束及控制棒的資料，產生中子截面資料庫後，輸入爐心燃料束的排列、操作參數如入口溫度、熱功率、流量、壓力等，即可計算。雖然爐心尺寸不同，功率及流量不同，但 SIMULATE-3 是可以計算的，表 14 為其適用性的整理。

表 14 CMS 在 ABWR 及 ESBWR 的適用性

	ABWR	ESBWR
反應器形式	BWR	BWR
燃料束	GE14	GE14
燃料棒	10x10, 3x3 方形水棒	17x17, 兩個圓形水棒
毒物	Gd	Gd
燃料丸	UO ₂	UO ₂
控制棒	B4C, FMCRD	B4C, FMCRD
CASMO-4	適用 缺 CPR 關係式	適用 缺 CPR 關係式
爐心	爐心直徑較核一及二廠大	爐心直徑與高度皆較核一及二廠大，直徑與 ABWR 同
Simulate-3	適用	適用 但要注意自然對流模式的功率與流量關係式

三、結論

針對進步型反應器 AP1000、EPR 及 ESBWR，討論 CMS 程式集的適用性，初步結論如下：

(一)CMS 的適用性

目前核研所使用 CMS 程式集計算核一、二及三廠的爐心特性，因而將進步型反應器的相關資料與核一、二及三廠比較，除 ESBWR 使用自然對流循環，可能需要自然對流之功率與流量的關係式外，應該可以使 CMS 程式集計算。

(二)進步型反應器

進步型反應器對於安全及經濟性，皆做了許多考量，其趨勢是減少組件及利用重力驅動緊急冷卻水，可以被動式安全防護爐心。

肆、參考文獻

1. 三哩島事故紀要, Available from:
<http://vm.nthu.edu.tw/science/shows/nuclear/safety/index6.html>.
2. 宋大崙, 鄭漢榮, and 葉昭廷, 第4代反應器的發展現況, in
NER-A2020R. 2009, Institute of Nuclear Energy
3. 黃秉修, 國際核能最新發展情勢, 台電核能月刊, 301 2008.01
4. 黃秉修, 第3+代 AP1000 核能電廠設計特色與非能動式安全運轉
模式, 臺電核能月刊, v. 333, 2010.09 p. 28-56
5. 林誠格, 郁祖盛, and 歐陽予, An Advanced Passive Plant AP1000.
2008: 原子能出版社.
6. 西屋公司「AP1000 核能電廠技術研討會會議資料」, 2010/3。
7. Steven A. Huck, Update on ABWR and ESBWR, 第三代及第三代
改良型核能電廠國際研討會, 2010/9/6 台北
8. International Framework for Nuclear Energy Cooperation (formerly
Global Nuclear Energy Partnership) World Nuclear Association,
http://world-nuclear.org/info/inf117_gnep.html, updated June 2010
9. The Generation IV International Forum, <http://www.gen-4.org/>。
10. MICHAL, R., *Fifty years ago in December: Atomic reactor EBR-I
produced first electricity*, in *Nuclear News*. 2001, American Nuclear
Society.
11. Dresden Generating Station. Available from:
[http://www.exeloncorp.com/ourcompanies/powergen/nuclear/dresden
generating_station.htm](http://www.exeloncorp.com/ourcompanies/powergen/nuclear/dresden_generating_station.htm).
12. Hawley, R. Nuclear Power in the UK - Past, Present & Future. in
World Nuclear Association Annual Symposium 2006. London, UK
13. Pressurized Water Reactors. 2008; Available from:

- <http://www.nrc.gov/reactors/pwrs.html>.
14. Boiling Water Reactors. 2008; Available from:
<http://www.nrc.gov/reactors/bwrs.html>.
 15. How an AGR power station works , British Energy, Available from:
http://www.british-energy.com/documents/How_an_AGR_power_station_works.pdf
 16. CANDU reactors, CANDU Owners Group Inc. Available from:
http://www.candu.org/candu_reactors.html
 17. SOVIET NUCLEAR POWER PLANT DESIGNS, Soviet Plant Source Book – 1, Available from:
http://www.insc.anl.gov/neisb/neisb5/3a_sb.pdf
 18. Nuclear Power in Russia, World Nuclear Association, Available from:
http://world-nuclear.org/info/inf45.html#Reactor_technology
 19. Liland, A., J. Lochard, and L. Skuterud, How long is long-term? reflections based on over 20 years of post-Chernobyl management in Norway. Journal of Environmental Radioactivity, 2009. 100(7): p. 581-584.
 20. Advanced Boiling Water Reactor (ABWR). Available from:
http://www.gepower.com/prod_serv/products/nuclear_energy/en/new_reactors/abwr.htm.
 21. Background on New Nuclear Plant Designs. 2008; Available from:
<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/new-nuc-plant-des-bg.html>.
 22. Westinghouse Electric Company | Background. 2002; Available from: <http://www.ap600.westinghousenuclear.com/>.
 23. Businesses - Reactor - EPR - The first-built generation III+ reactor. 2009; Available from:
<http://www.areva-np.com/scripts/info/publigen/content/templates/show>

- w.asp?P=1655&L=US.
24. Westinghouse AP1000. 2008; Available from:
http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/ap1000_glance.html.
 25. Advanced nuclear design options to cope with external events, IAEA-TECDOC-1487, International Atomic Energy Agency, Feb 2006.
 26. OECD, Innovation in Nuclear Energy Technology, in Nuclear Development. 2007, Nuclear Energy Agency, OECD. p. 1-121.
 27. Suzuki, T., Global Nuclear Energy Partnership (GNEP) initiative by US; Its objectives and issues. Journal of the Atomic Energy Society of Japan, 2006. 48(5): p. 320-322.
 28. DOE, : <http://nuclear.energy.gov/genIV/neGenIV1.html>.
 29. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. 2002; Available from:
<http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>.
 30. GIF and Generation-IV. 2008; Available from:
 31. http://www.gen-4.org/PDFs/GIF_Overview.pdf.
 32. Westinghouse. AP1000 Brochure 2007; Available from:
http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/ap1000_nui_pv.html.
 33. Westinghouse. AP1000 at a Glance,
http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/ap1000_glance.html
 34. W.E. Cummins, M.M. Corletti, T.L. Schulz , Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant , Proceedings of ICAPP '03 Cordoba, Spain, May 4-7, 2003 Page 3235.
 35. T.L. Schulz, Westinghouse AP1000 advanced passive plant, Nuclear Engineering and Design 236, 2006, 1547–1557
 36. US.NRC. Location of Projected New Nuclear Power Reactors. 2010; Available from:

- <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col/new-reactor-map.html>.
37. Merrifield, J.S. International and U.S. Nuclear Construction Challenges and Developments. 2009; Available from: <http://nuclearstreet.com/new-nuclear-power-plant-construction/Shaw-group-new-nuclear-plants-china-ap1000.pdf>.
 38. Westinghouse. Chinese sign up for four AP1000s. 2007; Available from: <http://www.westinghousenuclear.com/docs/ContractChina.pdf>.
 39. Issued Design Certification - Advanced Passive 1000 (AP1000), Rev. 15, USNRC, <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html>
 40. Bevilacqua, B. AP1000™ Shield Building. 2010; Available from: http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/docs/NRC_Public%20Mtg._Nov.%2018_AP1000%20Shield%20Building.pdf.
 41. Orlandi, S. and S. Cardini, AP1000 Plant Shield Building Wall, Shield building Roof, AP1000 Testing, Construction Sequence, in AP1000_Seismic Qualification 2010: Tivoli.
 42. AP1000 impact study not adequate , World Nuclear News, 09 November 2010
 43. J. Alan Beard, ESBWR Overview, Sep 2006 Available from: www.ne.doe.gov/np2010/pdfs/esbwrOverview.pdf
 44. Willard Roit, New Boiling Water Reactor (BWR) Options, presented at ASME O&M Standards Meeting McClean Virginia, June 25, 2007
 45. Chris Maslak, Anders Carlson, Jaime Segarra, Design of the ESBWR reactor, NPPP 2006, International Conference, Nuclear Power Plants for Poland, Warsaw, 1-2 June 2006
 46. Bernard DEBONTRIDE, Design of EPR, NPPP 2006, International Conference, Nuclear Power Plants for Poland, Warsaw, 1-2 June 2006

47. AREVA, USEPR nuclear plant, available from Avera web site.
48. AREVA, New build EPR Reactors, available from Avera web site.
49. EDF, EPR Technology Fact Sheet, available from Avera web site, 2010 Jan
50. AREVA, Global EPR Reactor Deployment update, march 25 2010, available from Avera web site
51. Studsvik website, 2010/12, Available from: <http://www.studsvik.com/>
52. Design Certification Application Review - Economic Simplified Boiling-Water Reactor (ESBWR), available from <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/esbwr.html>
53. US.NRC. Design Certification Application Review - U.S. Evolutionary Power Reactor (U.S.EPR), <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr.html>
54. US.NRC. Issued Design Certification - Advanced Boiling-Water Reactor (ABWR) <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/abwr.html>
55. US.NRC. Design Certification Application Review – Advanced Pressurized-Water Reactor (AP1000) , <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html>
56. US.NRC. Design Certification Application Review - U.S. Advanced Pressurized-Water Reactor (US-APWR) <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/apwr.html>