

INDICE

1 IMPIANTI DI GEN III	1
1.1 Reattori nucleari	1
1.1.1 Linee evolutive della GEN III	1
1.1.2 Reattori ad acqua leggera	2
1.1.3 Reattori ad acqua pesante	19
1.1.4 Reattori ad alta temperatura raffreddati a gas	19
1.1.5 Reattori a neutroni veloci	19

BIBLIOGRAFIA	20
--------------	----

ELENCO DELLE FIGURE

Figura 1	Il nucleo del reattore dell'European Pressurized Reactor (EPR)	3
Figura 2	Un fascio di barre di combustibile pronto per l'inserimento nel reattore	4
Figura 3	La disposizione dei fasci di barre di combustibile nel reattore EPR	5
Figura 4	Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente	6
Figura 5	Le linee evolutive del progetto Advanced Boiling Water Reactor (ABWR)	8
Figura 6	Schema del recipiente del abwr! (abwr!)	9
Figura 7	L'edificio principale del reattore ABWR	10
Figura 8	Schema di una centrale Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR)	11
Figura 9	Il recipiente del reattore ESBWR	12
Figura 10	Lo schema di funzionamento dell'APR1400	13
Figura 11	Una visualizzazione degli impianti in costruzione Shin Kori 3 e 4	14
Figura 12	Vista dell'edificio principale del reattore Atmea	15
Figura 13	Dettaglio dell'edificio principale del reattore Atmea	15
Figura 14	Schema dell'edificio principale del reattore KERENA	16
Figura 15	Il recipiente principale del reattore KERENA	17
Figura 16	Il contenitore del reattore International Reactor Innovative and Secure (IRIS)	17

Figura 17 Il recipiente di contenimento del progetto
IRIS 18

ELENCO DELLE TABELLE

ACRONIMI

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ACR	Advanced CANDU Reactor
AECL	Atomic Energy of Canada Ltd
BWR	Boiling Water Reactor
CDF	Core Damage Frequency
ECCS	Emergency Core Cooling System
EPR	European Pressurized Reactor
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
GEN III+	Reattori di terza generazione avanzata
IRIS	International Reactor Innovative and Secure
MOX	Mixed Oxide
NGNP	Next-Generation Nuclear Plant
NRC	United States Nuclear Regulatory Commission
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
RCP	Reactor Coolant Pumps
RIP	Reactor Internal Pumps
RPV	Reactor Pressure Vessel
SNERDI	Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute
SNPTC	State Nuclear Power Technology Corporation

SORV Safety Overpressure Relief Valves

US-APWR Advanced Pressurized Water Reactor (versione US)

US-EPR European Pressurized Reactor (versione US)

WNA World Nuclear Association

PWR Pressurized Water Reactor

IMPIANTI DI GEN III

1.1 REATTORI NUCLEARI

1.1.1 *Linee evolutive della GEN III*

La World Nuclear Association [6] descrive lo sviluppo nel tempo dei reattori nucleari associando i diversi filoni di progetto a quattro generazioni. La prima generazione comprende i modelli costruiti negli anni 1950-60 e oramai dismessi quasi dappertutto, con l'eccezione dei reattori inglesi. I reattori di seconda generazione sono quelli in servizio adesso negli Stati Uniti e in Francia e la maggior parte di quelli in servizio nel mondo. La terza generazione (GEN III e III+) sono i reattori avanzati di cui si parla nel seguito. I primi a entrare in funzione sono stati in Giappone e altri sono in costruzione o in ordine. I progetti di quarta generazione (GEN IV) sono ancora allo stato di progetto e non saranno operativi prima del 2020 nel migliore dei casi.

Le linee evolutive della terza generazione sono state la standardizzazione dei progetti per ridurre i costi e il tempo di costruzione. Il progetto è stato razionalizzato in modo da rendere i reattori più semplici e meno vulnerabili a disfunzioni. Si è cercato di massimizzare la vita operativa, che è dell'ordine di 60 anni. Si è ridotta al massimo la possibilità di incidenti gravi con fusione del nucleo. Si è tenuto in conto il rischio di impatto con un aeroplano, cercando di evitare la perdita di materiale radioattivo. Si è cercato di incrementare la capacità di consumo del combustibile per ridurre le scorie. Si sono impiegati assorbitori (veleni) combustibili per estendere la durata del combustibile.

L'innovazione principale nel passaggio dalla seconda alla terza generazione è stata l'adozione di misure di sicurezza passive, che non richiedono controllo attivo o intervento degli operatori, per evitare incidenti in caso di guasti, per esempio facendo affidamento sulla gravità, la convezione e la resistenza ad alte temperature.

Si è anche cercato di aumentare la capacità dei reattori di adattarsi al carico, progettando le unità in modo da poter passare dal 25% al 100% della capacità operativa in tempi dell'ordine di qualche decina di minuti.

I regolamenti europei richiedono i nuovi reattori abbiano qualche meccanismo per confinare il nucleo in caos di fusione. I reattori EPR e VVER-1200 sono dotati di un contenitore per il nucleo posto al di sotto del recipiente in pressione, l'AP1000

e l'APWR hanno un meccanismo di raffreddamento ad acqua migliorato.

Diversi progetti hanno ottenuto la certificazione negli Stati Uniti e altri stanno per ottenerla: ESBWR di GE-Hitachi, US EPR di Areva e Advanced Pressurized Water Reactor (versione US) (US-APWR) di Mitsubishi. Il progetto ESBWR è in tabella di marcia per ottenere la certificazione verso il settembre 2011 e il European Pressurized Reactor (versione US) (US-EPR) nel 2012. Nel 2008 la United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) aveva dichiarato che oltre a questi tre, sei richieste di certificazione avrebbero dovuto essere completate entro il 2010. Queste comprendevano Advanced CANDU Reactor (ACR) di Atomic Energy of Canada Ltd (AECL), IRIS di Westinghouse, Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) di Eskom e 4S di Toshiba. Per diverse ragioni questi processi sono inattivi.

Nel lungo termine la NRC si prepara a concentrarsi sul Next-Generation Nuclear Plant (NGNP) per gli stati uniti, un progetto VHTR di quarta generazione.

1.1.2 Reattori ad acqua leggera

Fanno parte di questo gruppo i reattori che impiegano acqua leggera come moderatore.

1.1.2.1 EPR

L'EPR è un reattore Pressurized Water Reactor (PWR) da 1650 MWe e 4590 MWt moderato e raffreddato con acqua leggera. Il progetto è una derivazione mista del reattore PWR francese N4 e del tedesco Konvoi, con una riduzione dei costi rispetto all'N4 di almeno il 10%. È progettato per poter funzionare in maniera flessibile (load-following), avere un fattore di bruciamento del combustibile di circa 60 MWd/kg e un rendimento stimato vicino al 37%, maggiore di tutti i reattori ad acqua leggera di GEN II.

l'EPR ha quattro circuiti di raffreddamento indipendenti, ognuno dimensionato per tenere in sicurezza il reattore

La vita operativa attesa è di 60 anni e il fattore di carico stimato è particolarmente elevato, pari al 92%, durante tutta la vita dell'impianto, ottenuto attraverso alti tassi di bruciamento, ridotti tempi per le operazioni di ricarica e possibilità di eseguire le operazioni di manutenzione con l'unità in esercizio. Il ciclo operativo del reattore va da uno a due anni.

Una versione americana del progetto, US-EPR, è stata approntata nel corso degli ultimi 4 anni e, a fine 2007, è stata presentata la richiesta di certificazione alla NRC (previsione 2011).

Il reattore, prodotto dalla francese Areva, opera a una pressione di esercizio di 174 bar nel circuito primario e 98 bar nel secondario. La pressione mantiene allo stato liquido l'acqua del circuito primario, a temperature fra 295 °C, all'ingresso nel reci-

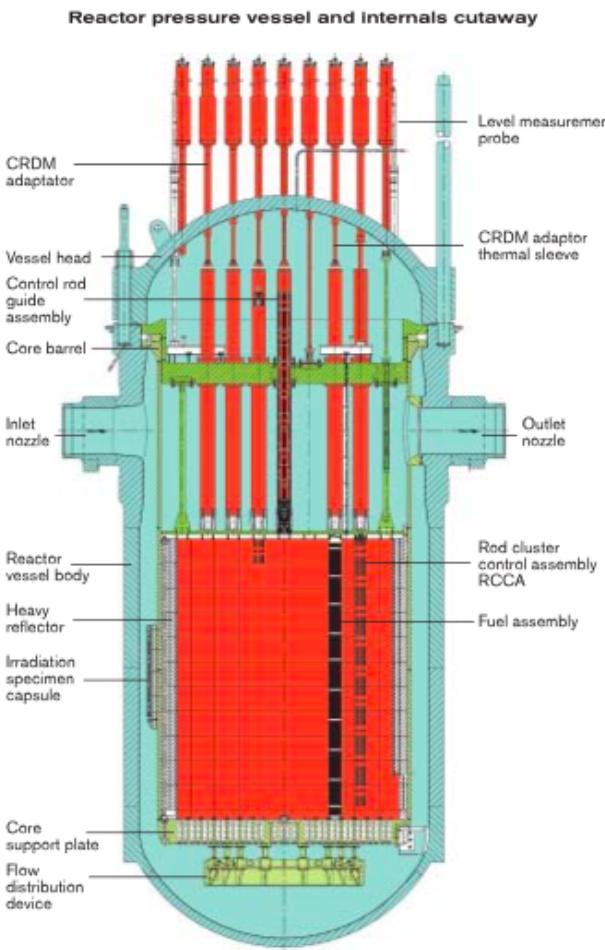


Figura 1: Il nucleo del reattore dell'EPR

piente pressurizzato e 328 °C, all'uscita dal recipiente. L'acqua del circuito primario è pressurizzata a 155 bar e il reattore è dotato di quattro circuiti di raffreddamento indipendenti, ognuno dimensionato per raffreddare il reattore alla temperatura di esercizio.

Il costo è stimato in circa 2.500 ?/kWe, livellato sulle prime 4 unità. Per i tempi nominali di realizzazione sono previsti circa 5 anni. Il costo totale di produzione elettrica è stimato in 5,4 ? cent/kWh.

La sicurezza dell'EPR è basata sulla ridondanza dei sistemi, che vantano l'esperienza di circa 1.500 anni-reattore dei reattori franco-tedeschi, e sul particolare irrobustimento del sistema di contenimento, realizzato in calcestruzzo armato a doppia parete, di spessore di circa 1 m ciascuna, con liner di rivestimento in acciaio sulla parete interna, mirando ai seguenti obiettivi:

- ridurre la probabilità d'incidente grave;

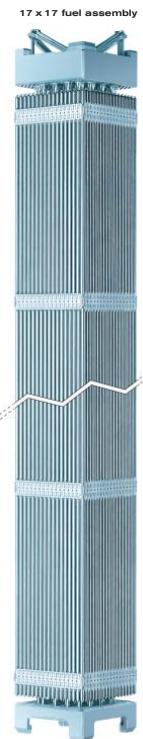


Figura 2: Un fascio di barre di combustibile pronto per l'inserimento nel reattore

- confinamento e riduzione delle conseguenze degli incidenti severi, integrato dal sistema di recupero e raffreddamento del nocciolo fuso, il cosiddetto core-catcher;
- riduzione delle dosi di irraggiamento per il personale, riduzione dei rilasci e dei rifiuti radioattivi prodotti.

Il reattore è provvisto di un recipiente per la cattura del nucleo in seguito a un incidente tale da provocare la fusione del nocciolo

Il reattore è provvisto di un recipiente per la cattura del nucleo in seguito a un incidente tale da provocare la fusione del nocciolo. L'acqua di raffreddamento di emergenza è contenuta in un bacino all'interno della struttura principale che ospita il reattore.

Il combustibile viene caricato nel nucleo in 241 barre di UO_2 , con un arricchimento che può arrivare al 5%. Il combustibile viene preparato in fasci di 17 per 17 barre, disposte in quadrato con un passo di 12.6mm. Le barre hanno una guaina di 0,57mm realizzata in M5[7], una lega di Zirconio brevettata da Areva.

Due impianti EPR sono già in costruzione: il primo in Finlandia (Olkiluoto), il secondo in Francia (Flamanville). Quest'ultimo vede anche la partecipazione dell'Enel nella misura del 12,5% insieme a EDF. Altri due esemplari di EPR sono stati venduti alla Cina (Novembre 2007) e la loro costruzione è in preparazione sul sito di Tahishan nella provincia del Guangdong[4]. In Francia si costruirà un secondo reattore a Penly [1]. Due reattori EPR sono pianificati in India presso Jaitapur[2].

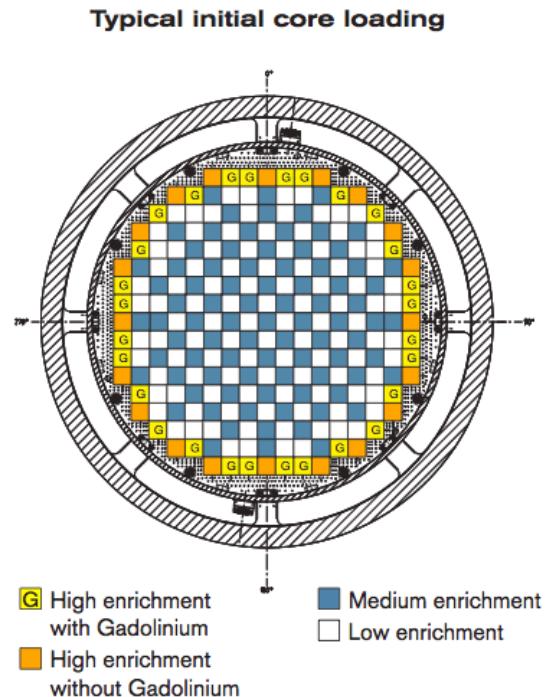


Figura 3: La disposizione dei fasci di barre di combustibile nel reattore EPR

In Italia Areva si aspetta di costruire quattro reattori EPR in collaborazione con ENEL[3].

1.1.2.2 AP1000

Il reattore AP1000 (Advanced Passive) della Toshiba- Westinghouse[12] è un reattore PWR da 1.117 MWe di potenza elettrica netta e 3.415 MWt di potenza termica. L'AP1000 è moderato e raffreddato ad acqua. L'acqua del circuito primario lavora in un intervallo di temperature tra 281 °C (ingresso del nocciolo) e 321 °C (uscita del nocciolo) ed è pressurizzata a 155 bar[13].

Il reattore, che vanta un rendimento stimato del 35% e vita operativa 60 anni, nonché un fattore di carico stimato superiore al 93%, è una derivazione del più piccolo AP-600 e ha ottenuto la certificazione finale dalla autorità di sicurezza americana NRC, valida per 15 anni, nel dicembre 2005[8].

La tecnologia dell'AP-1000 deriva dall'esperienza dei reattori PWR della Westinghouse attualmente in esercizio, alla quale si affianca un livello considerevole di semplificazione impiantistica come obiettivo importante del progetto. La semplificazione permette di utilizzare tecniche modulari di costruzione con conseguenti vantaggi sia in termini di minori capitali investiti, sia di minor rischio legato al plant financing e riguarda, essenzialmente,

l'intero sistema di sicurezza, dai componenti normali, alla sala controllo, alle tecniche di costruzione, ai sistemi di strumentazione e controllo, con il risultato di ottenere un impianto più facile e meno costoso da costruire, gestire e su cui operare la manutenzione.

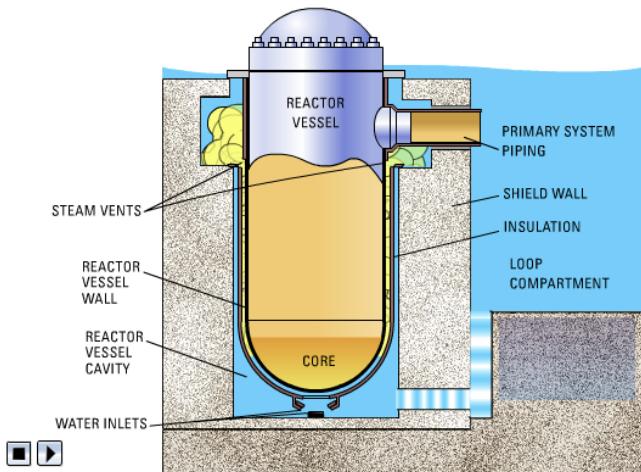


Figura 4: Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente

Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente

La documentazione del reattore dichiara una riduzione rispetto al progetto precedente, del 50% nel numero di valvole di sicurezza, dell'80% nella lunghezza dei tubi critici, dell'85% nella lunghezza dei cavi di controllo. Le pompe sono state diminuite del 35% e le dimensioni dell'edificio sismico sono ridotte del 45%[12].

I tempi nominali di realizzazione, dalla prima colata di cemento al caricamento del combustibile per la prima accensione, sono di tre anni, al netto delle procedure di licensing[11]. Il costruttore dichiara che il periodo di tre anni è stato validato da esperti in costruzioni attraverso simulazioni 4D del processo di costruzione.

La sicurezza in AP-1000 è basata sulla prassi, consolidata nell'ingegneria dei reattori nucleari, dei livelli di difesa multipli e indipendenti (defense-in-depth) per la mitigazione degli incidenti. Sua caratteristica peculiare è, tuttavia, l'uso dei sistemi a sicurezza passiva, che entrano in gioco nel caso, per quanto remoto, di incidente. Anche in caso di perdita totale di alimentazione elettrica con contemporanea mancanza di azione dell'operatore, il reattore si spegne spontaneamente e rimane raffreddato in sicurezza.

L'AP-1000 rispetta i criteri di sicurezza della NRC con ampi margini. La probabilità di fusione del nocciolo (Core Damage Frequency (CDF)) è estremamente bassa, 1/100 rispetto a quella

degli impianti attualmente in esercizio e 1/20 del livello del CDF considerato accettabile per gli impianti di GEN III(+)[[14](#)].

Le caratteristiche di sicurezza passiva che contribuiscono alla defense-in-depth di AP-1000 si possono sintetizzare come segue:

- Sistemi di sicurezza passiva implementati nell'impianto per il raffreddamento del nocciolo reattore, per l'isolamento del sistema di contenimento esterno, per la refrigerazione del sistema di contenimento (PCCS - Passive Containment Cooling System), che una volta entrati in servizio non richiedono l'intervento dell'operatore per le 72 ore successive al possibile evento critico e non hanno necessità di essere supportati da ulteriori interventi attivi.
- Ritenzione del nocciolo in caso di fusione. Il nocciolo è trattenuto all'interno del contenitore in pressione, che viene refrigerato direttamente mediante allagamento della cavità in cui è alloggiato, all'interno dell'edificio di contenimento. L'acqua di raffreddamento è contenuta nell'edificio sismico e cade per gravità sul contenitore in pressione attraverso l'apertura di valvole normalmente aperte.
- Controllo del rilascio di prodotti di fissione nel contenimento. La prima barriera di contenimento è costituita dal combustibile stesso, la seconda dalla guaina, la terza dal contenitore in pressione-circuito primario, la quarta dal contenimento in acciaio (containment vessel) raffreddato da corrente d'aria in convezione naturale, rafforzata dall'evaporazione di acqua che drena dal serbatoio posto in testa all'edificio reattore per mantenere la pressione nel contenimento al di sotto del limite di progetto; il contenitore esterno in cemento armato, con uno spessore di circa 1 metro, fa anche da schermo biologico aggiuntivo, costituendo una quinta barriera.

La stanza di controllo del reattore è debitamente isolata e fornita di riserve d'aria per non esporre il personale a rischio di contaminazione anche nel peggiore dei casi.

L'AP1000 impiega uranio arricchito fino al 4,8%, con possibilità di impiegare anche ossidi misti uranio/plutonio (Mixed Oxide ([MOX](#)) fuel). Il combustibile è caricato nel core in 157 fasci. La durata del combustibile è da 18 a 20 mesi e il periodo di ricambio del combustibile è di 17 giorni. Questo dà una disponibilità del 93%. La durata promessa del reattore è 60 anni.

La Cina ha pianificato la costruzione di sei unità AP1000 nell'impianto nucleare di Sanmen in Zhejiang. La costruzione è iniziata nel febbraio 2008 e la consegna è pianificata fra il 2013 e il 2015. L'impianto nucleare di Haiyang in Shandong ospiterà altri

sei reattori. La costruzione è iniziata nel luglio 2008 e l'operatività è prevista per il 2014 o 2015[16].

Sempre in Cina si prevede la costruzione nel 2013 di un'unità più potente derivata dall'AP1000, un progetto congiunto di Westinghouse, State Nuclear Power Technology Corporation (SNPTC) e Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute (SNERDI), chiamato CAP-1400, con una potenza prevista di 1400 MWe, a cui seguirà una versione da 1700 MWe. La costruzione è prevista nel sito di Shidaowan.

Negli Stati Uniti, sono pianificate due unità AP1000 negli impianti di Shearon Harris Nuclear Power Plant in North Carolina, William States Lee III Nuclear Generating Station in South Carolina, Virgil C. Summer Nuclear Generating Station in South Carolina.[16] Vogtle Electric Generating Plant in Georgia.[17] Levy County Nuclear Power Plant in Florida, Turkey Point Nuclear Generating Station in Florida[18] Bellefonte Nuclear Generating Station in Alabama. Per un totale di 14 unità[15].

Altre due unità sono previste in Georgia, nel sito di Alvin W. Vogtle vicino a Waynesboro[9].

Toshiba Westinghouse si aspetta di ricevere 33 ordini entro il 2015[10].

1.1.2.3 ABWR

Il reattore ABWR della General Electric-Hitachi è un reattore da 1.350 MWe di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione di una lunga serie di reattori ad acqua bollenti della GE, di cui l'ultimo il BWR/6.

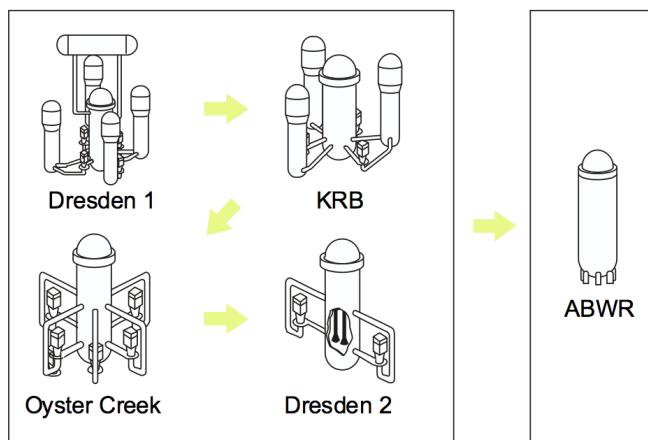


Figura 5: Le linee evolutive del progetto ABWR

Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, con eliminazione di grandi circuiti di ricircolazione esterna, potenziale fonte di perdite di liquido refrigerante e di maggiori dosi per gli operatori, permettendo, altresì, tempi

di costruzione più brevi, costi minori e una maggiore efficienza termodinamica.

Il reattore ABWR è completamente automatizzato e non richiede l'intervento degli operatori in caso di perdita di liquido refrigerante prima di 72 ore. L'impianto è stato certificato dalla NRC statunitense sin dal 1997 e diverse unità sono state proposte in competizione con i più recenti progetti dell'ESBWR e AP-1000, grazie al minore onere del processo autorizzativo richiesto. Il reattore ABWR ha ricevuto la certificazione anche nel rispetto degli EUR! (EUR!).

Il reattore ABWR è completamente automatizzato e non richiede l'intervento degli operatori in caso di perdita di liquido refrigerante prima di 72 ore

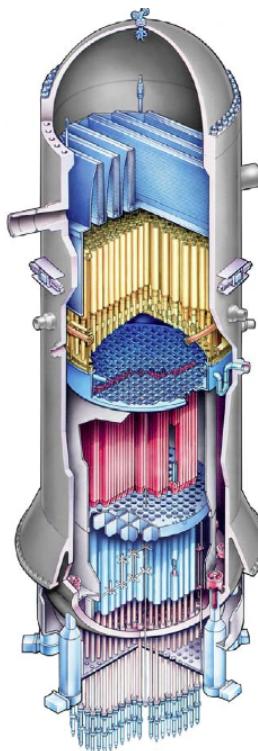


Figura 6: Schema del recipiente del abwr!

Le principali innovazioni del reattore ABWR comprendono

- L'aggiunta di pompe interne Reactor Internal Pumps (RIP) al contenitore in pressione Reactor Pressure Vessel (RPV), dieci pompe in totale, si propone di migliorare le prestazioni e eliminare condotte complesse e di grande diametro sul fondo del RPV.
- Le capacità di aggiustamento delle barre di controllo sono affiancate dall'aggiunta di un controllo idraulico FMRCD! (FMRCD!), che permette aggiustamenti fini della posizione delle barre di controllo, conservando la possibilità di uno shutdown rapido in 2,8os.

- un sistema di protezione del reattore interamente digitale, con circuiti ridondanti digitali e manuali.
- Il reattore può rimanere in esercizio sotto il pilotaggio dei controlli automatici, ma anche partire e fermarsi sotto il controllo dei circuiti automatici.
- Un sistema automatizzato di pulizia dell'acqua è stato migliorato per assicurare l'eliminazione di assorbitori di neutroni solubili.

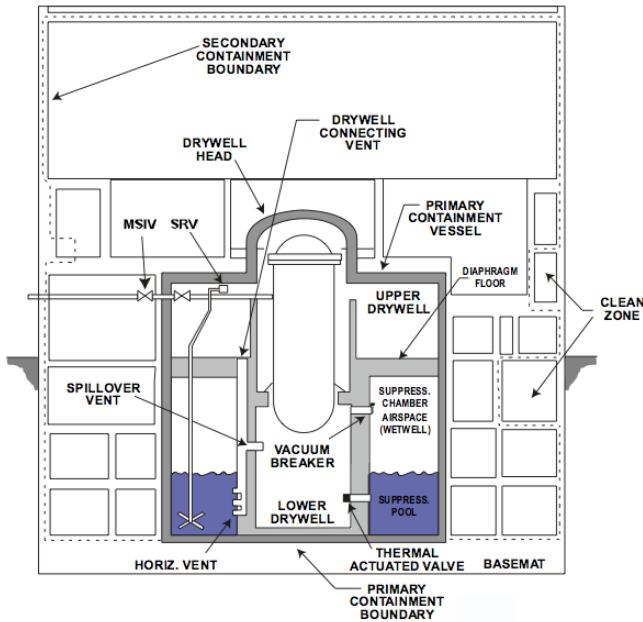


Figura 7: L'edificio principale del reattore ABWR

- Il sistema di raffreddamento di emergenza Emergency Core Cooling System ([ECCS](#)) è stato migliorato per assicurare un migliore livello di difesa in profondità.
 - Il sistema è stato diviso in tre aree, ognuna capace da sola di reagire al più grave incidente pianificato e risolverlo prima che si verifichi un'esposizione del nociolo, anche nel caso di perdita di alimentazione elettrica e della fornitura d'acqua.
 - Diciotto valvole Safety Overpressure Relief Valves ([SORV](#)) per la depressurizzazione di emergenza si occupano di mitigare rapidamente condizioni di eccesso di pressione e, se necessario, di depressurizzare rapidamente il reattore a un livello in cui si può impiegare il sistema di allagamento di emergenza del reattore.
- Il contenimento è stato significativamente migliorato rispetto ai vecchi modelli di Boiling Water Reactor ([BWR](#)). La

capacità di shutdown controllato durante un terremoto è garantita fino a accelerazioni pari a 0,2 G e la capacità di resistenza a tornado è dimensionata per venti fino a 320 mph.

- La durata in esercizio del reattore è stimata in 60 anni, ma i progettisti si attendono che possa essere estesa oltre questo limite, fino a quando il recipiente in pressione, costoso da sostituire, non mostri segni di usura.

Secondo il database della World Nuclear Association ([WNA](#)) [4] i reattori ABWR in esercizio sono cinque: le unità 6 e 8 del sito di Kashiwazaki-Kariwa, aperte nel 1996 e 1997, l'unità 5 di Hamaoka, aperta nel 2004, dopo avere iniziato la costruzione nel 2000. L'unità Shika 2, aperta il 15 marzo del 2006, e l'unità 1 di Higashidori-Mura, aperta nel 2005.

Quattro unità sono in costruzione: due in Giappone, a Ohma e Shimane, e due a Taiwan, nel sito di Lungmen.

Le unità pianificate sono otto, tutte in Giappone, nei siti di Fukushima-Daiichi, Fukushima, Daiichi, Hamaoka, Higashi-Dori e Kaminoseki.

1.1.2.4 ESBWR

Il reattore ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) della General Electric[5] è un reattore da 1.550 MWe di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione del SBWR, sviluppato agli inizi degli anni '90 dopo la realizzazione e l'esercizio di una lunga serie di impianti BWR della stessa General Electric[17].

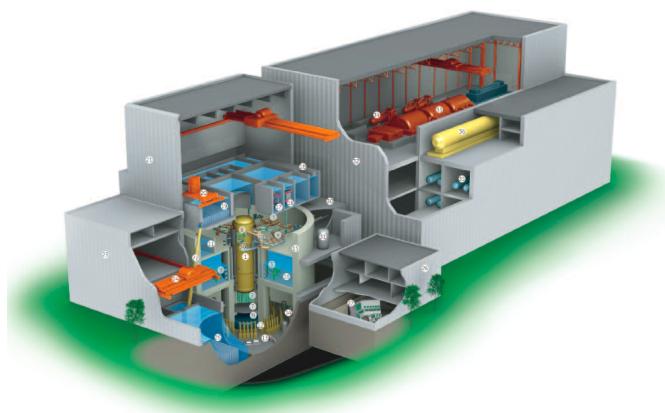


Figura 8: Schema di una centrale ESBWR

Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, permettendo tempi di costruzione più rapidi e a costi minori, una vita utile di esercizio attesa di 60 anni e un fattore di carico stimato superiore al 92%. Otto unità sono

in fase di approvazione del COL (Combined Construction and Operating Licence) negli USA.



Figura 9: Il recipiente del reattore **ESBWR**

L'impianto, attualmente in fase di certificazione dal parte della NRC statunitense con emissione del Safety Evaluation Report, dovrebbe essere pronto per l'immissione sul mercato già a partire dal 2015. Le principali caratteristiche evidenziate dalla General Electric per questa tipologia di reattore sono l'economicità e la sicurezza, ottenute attraverso:

- la semplificazione progettuale con riduzione dei componenti attivi (circa il 25% in meno del numero di pompe, valvole e motori rispetto ai progetti precedenti); moduli standardizzati e tempi ridotti di costruzione grazie all'impiego di pre-licensed design;
- impiego di sistemi di sicurezza passiva con conseguente riduzione di quelli di tipo attivo e mantenimento dell'integrità del combustibile anche in condizioni critiche;
- in caso di eventi incidentali (Design Basic Accident) non è richiesta l'attuazione di sistemi di sicurezza da parte dell'operatore per 72 ore.

La frequenza dichiarata di danneggiamento del nucleo è $1 * 10^{-8}$, per reattore per anno.

1.1.2.5 APWR

Il reattore APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) progettato dalla Mitsubishi, presenta caratteristiche simili agli altri PWR dell'attuale generazione e ha una potenza netta di 1.500 MWe. Un'ulteriore elaborazione del progetto, sulla base della tecnologia dei primi due APWR che saranno realizzati in Giappone per le unità 3 e 4 del sito di Tsuruga, è in corso per il mercato statunitense, con un aumento di potenza fino a circa 1.600 MWe.

Nella versione sviluppata per il mercato statunitense, il contenimento è assicurato da una struttura cilindrica di cemento armato con un rivestimento interno di acciaio, il liner, che include il reattore e il sistema di raffreddamento. Tale contenimento è in grado di garantire il non rilascio di radioattività nell'ambiente anche nel caso del maggiore evento incidentale possibile sul sistema di raffreddamento.

1.1.2.6 APR1400

L'APR1400 è un'evoluzione del progetto System 80+, un [PWR](#), che a sua volta deriva dal System 80 di cui esistono otto esemplari in funzione in Corea. Entrambi i modelli sono stati certificati dalla americana [NRC](#).

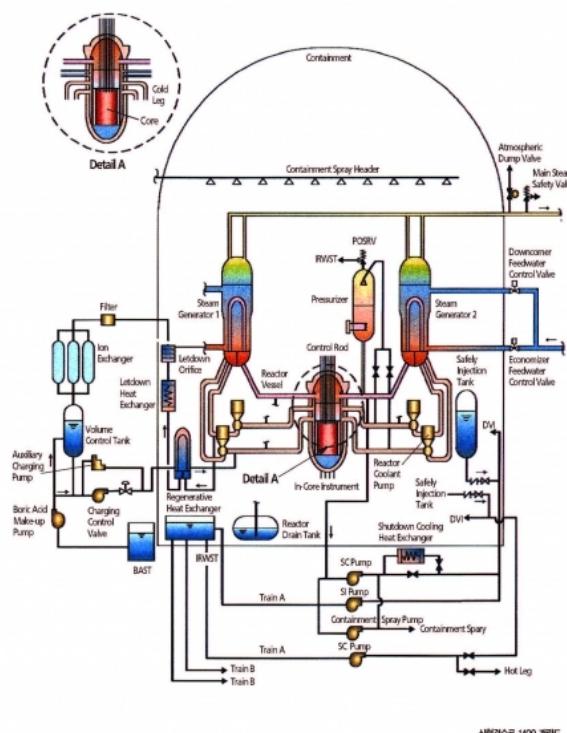


Figura 10: Lo schema di funzionamento dell'APR1400

La potenza termica è di 4 TWt la temperatura di funzionamento è di 323 °C, misurati all'uscita del circuito e il margine termico è del 10%.

Il recipiente in pressione cilindrico è forgiato e foderato in acciaio inossidabile. La vita del reattore è prevista in 60 anni e il periodo di costruzione è di 48 mesi. La durata del combustibile è pianificata in 18 mesi e la dose di radiazioni per addetto è valutata in 100 rem per anno.



Figura 11: Una visualizzazione degli impianti in costruzione Shin Kori 3 e 4

La capacità di resistenza ai terremoti è dichiarata fino a 0,3 G e l'unità è dotata di quattro sistemi di raffreddamento di emergenza.

1.1.2.7 ATMEA1

ATMEA1[?] è un reattore di Reattori di terza generazione avanzata (GEN III+) di tipo PWR di medie dimensioni. La potenza dichiarata è, infatti, di 1100 MWe. Il reattore, sviluppato da Mitsubishi Heavy Industries in collaborazione con la francese Areva, viene posizionato come un EPR più piccolo, con caratteristiche similari.

Le doti salienti di sicurezza del reattore sono la possibilità di resistere alla caduta di un aereo, la resistenza a terremoti fino a 0,3 G, la tripla ridondanza dei circuiti di sicurezza e un recipiente per confinare il nocciolo in caso di fusione.

Fra le doti salienti che riguardano le prestazioni, Areva segnala l'impiego di generatori a vapore con un economizzatore assiale, che offrono una pressione maggiore e migliorano l'efficienza termica del reattore, e l'uso di riflettori di neutroni intorno al novviolo per limitare il consumo di combustibile riducendo la fuga di neutroni.

La durata del reattore è dichiarata in 60 anni.

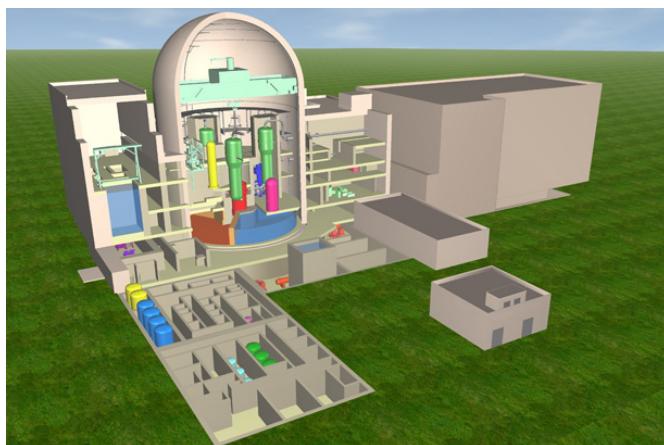


Figura 12: Vista dell'edificio principale del reattore Atmea

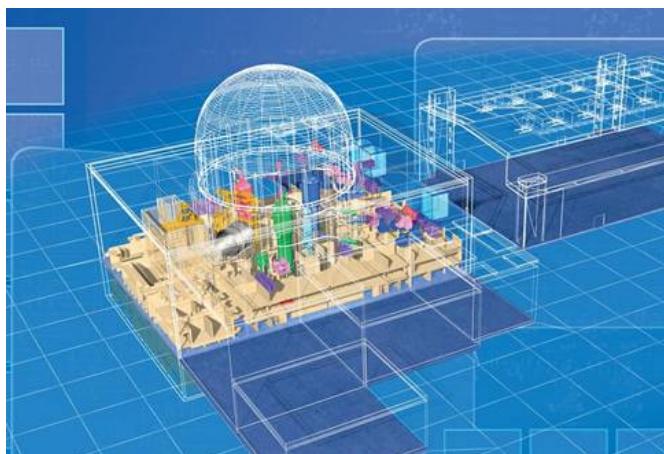


Figura 13: Dettaglio dell'edificio principale del reattore Atmea

Il reattore richiede uranio arricchito al 5%, ma può impiegare anche diversi altri combustibili, come **MOX** in proporzioni variabili, fino al 100%. Il ciclo di funzionamento può essere di dodici o ventiquattro mesi.

1.1.2.8 *Kerena*

Kerena è una tipologia di reattore nucleare di terza generazione di tipo **BWR**, da 1,250 MWe, in fase di progettazione. Al momento il nome provvisorio è SWR-1000. È uno dei tre reattori nucleari di terza generazione che fanno capo alla multinazionale, insieme al reattore Atmea, anch'esso in fase di progetto e al Reattore nucleare europeo ad acqua pressurizzata, in fase di avanzata costruzione in Finlandia (Olkiluoto Power Plant a Eurajoki) e in Francia (Flamanville). Il progetto proviene dallo sviluppo del reattore del Gundremmingen Nuclear Power Plant, con notevole apporto di know-how tedesco e con utilizzo dell'esperienza

operativa maturata con i reattori Boiling water reactor di seconda generazione, al fine di semplificare l'ingegnerizzazione dei sistemi.

Il reattore, secondo la Areva, offrirà una miglior sicurezza, con l'implementazione di sistemi di sicurezza intrinseca, con lo sfruttamento di fenomeni fisici passivi come la convezione, la gravità e la resistenza alla alte temperature. Il progetto prevede una operatività semplificata e la produzione di volumi più ridotti di scorie nucleari.

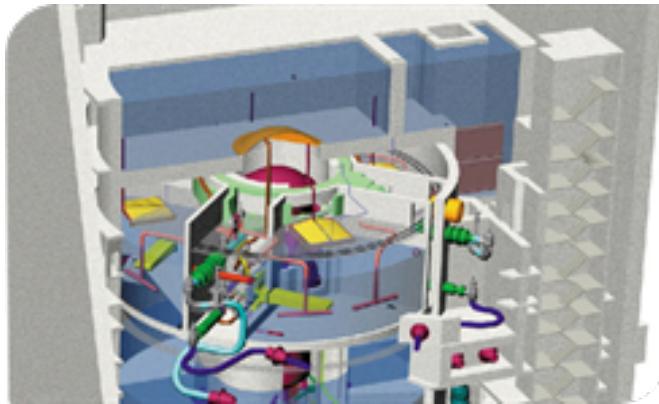


Figura 14: Schema dell'edificio principale del reattore KERENA

Viene utilizzato del combustibile fissile ad alto burnup, che permette un intervallo di funzionamento di due anni tra due rifornimenti di combustibile.

A progetto ultimato è prevista una vita operativa di circa 60 anni. Il design semplificato e standardizzato promette una riduzione dei costi in conto capitale e l'accorciamento dei tempi di costruzione, che si prevedono inferiori ai 48 mesi.

Fra le caratteristiche salienti di sicurezza, si nota la capacità di resistere alla caduta di un aereo e un sistema di sicurezza che combina sicurezza attiva e passiva.

Il reattore ha capacità di load following, potendo incrementare la sua potenza del 5% al minuto, fra il 40% e il 100% della potenza nominale. Occasionalmente, l'aumento di potenza può raggiungere il 30% al minuto, fra il 70% e il 100% della potenza massima. Altre caratteristiche salienti, secondo il produttore sono una resa maggiore del combustibile e una riduzione del 15% dei rifiuti a radioattività prolungata.

Il combustibile per il reattore KERENA può essere uranio arricchito al 5%, uranio riprocessato fino a 5% e [MOX](#)

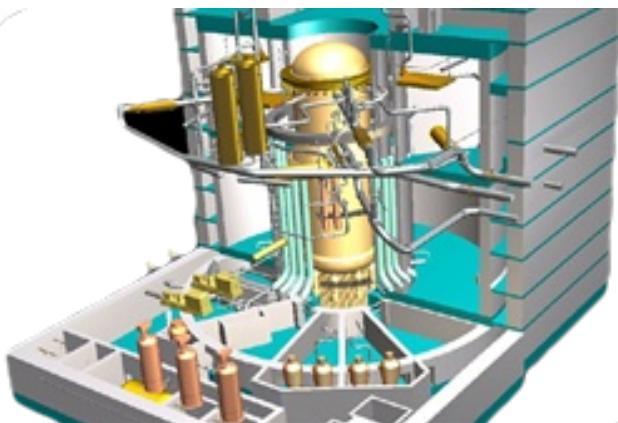


Figura 15: Il recipiente principale del reattore KERENA

1.1.2.9 *AES-92, V392*

1.1.2.10 *AES-2006, MIR-1200*

1.1.2.11 *IRIS*

L?IRIS (International Reactor Innovative and Secure) è un reattore di quarta generazione a configurazione integrale, cioè particolarmente semplificata e compatta (generatori di vapore, pompe, pressurizzatore e barre di controllo, tutti collocati all'interno del vessel reattore).

Il progetto è stato creato dalla collaborazione fra sette società internazionali, fra cui Westinghouse e Ansaldo Energia, cinque laboratori, fra cui ENEA, e nove università fra cui il politecnico di Milano e di Torino e l'università di Roma e di Pisa.

La taglia di riferimento di 335 MWe è stata scelta nella prospettiva di localizzazione sia di moduli singoli (specialmente nei paesi in via di sviluppo, con reti elettriche di piccole dimensioni e allo scopo di produzione combinata di elettricità, calore e/o acqua potabile), nonché di centrali pluri-modulo gestite attraverso un'unica sala controllo.

Questo tipo di layout permette di incrementare drasticamente la sicurezza poiché, in tal modo, a progetto, vengono eliminate le grandi tubazioni primarie fuori vessel, fonte principale di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante (grandi LOCA - Loss of Coolant Accident). In IRIS l'88% degli incidenti di classe superiore (classe IV) è eliminato all'origine, o comunque mitigato.

Grazie alla semplificazione impiantistica, che comporta un minor numero di pompe, valvole, tubazioni, e altri componenti, il reattore IRIS richiede l'arresto per manutenzione soltanto ogni 4 anni, con possibilità di arrivare anche a 8 anni. Altre manutenzioni minori possono essere effettuate anche in corso di esercizio, in virtù dell'uso di componenti ridondanti, modulari e facilmente sostituibili. La mancanza di uso del boro nel sistema primario, ad

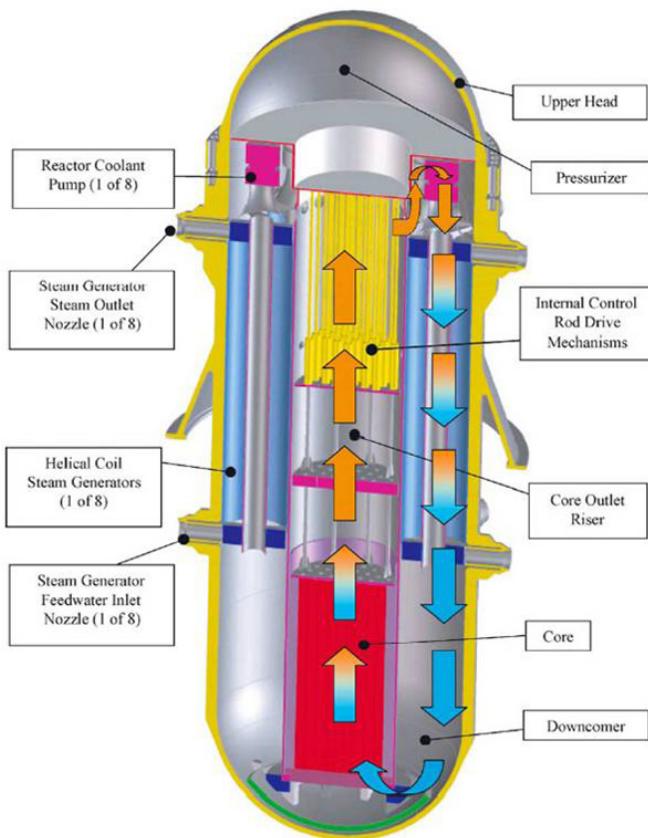


Figura 16: Il contenitore del reattore IRIS

esempio, permetterà di evitare il rischio di frattura da corrosione sotto sforzo.

Le semplificazioni impiantistiche portano ad un costo capitale particolarmente attraente, dovuto anche alla possibilità di scendere nel tempo l'inizio costruzione dei vari moduli, ad esempio con ritardo di 3 anni l'uno rispetto all'altro. Il costo del singolo modulo n-th of kind è atteso essere dell'ordine di 300 milioni di US\$ (circa 1.000 US\$/kWe), dopo la realizzazione del FOAK (First Of A Kind) per il quale sono stimati 600 milioni di US\$ per lo sviluppo del progetto-licenza e 500 milioni di US\$ per la costruzione. Questo, insieme all'elevato fattore di carico- affidabilità e allo sfruttamento ottimale del combustibile, è atteso tradursi in un costo unitario molto competitivo dell'energia elettrica prodotta, circa 35,00 US\$/MWh, per una centrale due-moduli, con associato un IRR (Internal Rate of Return) dell'ordine del 15%.

Il reattore IRIS si distingue da altri PWR per un pressurizer contenuto nel coperchio del recipiente primario. Il pressurizer è più grande del solito rendendo più facile mantenere la pressione costante in situazioni di emergenza.

L'acqua del circuito secondario entra alla base del generatore di vapore e sale per condotti elicoidali alla testa del reattore. I gene-

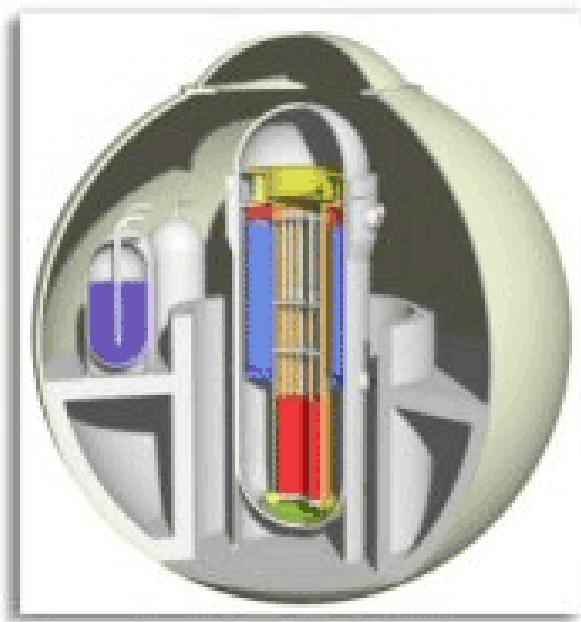


Figura 17: Il recipiente di contenimento del progetto IRIS

ratori di vapore sono senza ricircolo e la pressione è maggiore sui tubi secondari (l'acqua non bolle nei tubi). L'acqua del circuito secondario bolle alla fine del tubo del generatore e esce dalle condutture che trasportano il vapore. Ci sono otto generatori di vapore e otto condutture di vapore e condutture di ingresso dell'acqua.

Le pompe di raffreddamento del reattore Reactor Coolant Pumps (RCP) sono contenute nel recipiente primario in numero di otto, invece di due o quattro, come d'abitudine. Quando una pompa si guasta può esser messa offline fino alla fine del ciclo del combustibile.

Il reattore impiega uranio arricchito al 4,95%, come negli altri impianti. Si è scartata l'idea di usare uranio maggiormente arricchito per aver cicli del combustibile più lunghi. La durata di un ciclo del combustibile è da tre anni a tre anni e mezzo, grazie al fatto che il core, con 235 barre di combustibile, è piuttosto surdimensionato rispetto alla potenza.

La reattività è controllata attraverso barre di controllo e veleni combustibili. Questo elimina la necessità di boro nell'acqua del circuito primario, un vantaggio per la chimica dell'impianto.

1.1.2.12 *VBER-300*

1.1.2.13 *RMWR*

1.1.3 *Reattori ad acqua pesante*

1.1.3.1 *EC-6*

1.1.3.2 *ACR*

1.1.3.3 *AHWR*

1.1.4 *Reattori ad alta temperatura raffreddati a gas*

1.1.4.1 *HTR-PM*

1.1.4.2 *PBMR*

1.1.4.3 *GT-MHR*

1.1.5 *Reattori a neutroni veloci*

1.1.5.1 *BN-800*

1.1.5.2 *BREST*

1.1.5.3 *ELSY*

1.1.5.4 *PRISM*

1.1.5.5 *KALIMER*

BIBLIOGRAFIA

- [1] New french nuclear to include oil and gas interest, .
- [2] India: Agreements between areva and npcil for the supply of two epr reactors and fuel for 25 years - areva, .
- [3] Epr™ projects in italy: Areva is pleased with its customers' confidence, .
- [4] Wna reactor database.
- [5] <http://www.ans.org/pubs/magazines/nn/docs/2006-1-3.pdf>.
- [6] Advanced nuclear power reactors | generation iii+ nuclear reactors.
- [7] M5 trademark details.
- [8] Nrc: Issued design certification - ap1000, rev. 15, 01 2006. URL <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html>.
- [9] Westinghouse wins first us nuclear deal in 30 years | environment | the guardian, 10 2008. URL <http://www.guardian.co.uk/world/2008/apr/10/nuclear.nuclearpower>.
- [10] Toshiba expects 33 reactor orders by 2015, may 2008. URL http://www.world-nuclear-news.org/C-Toshiba-expects_33_reactor_orders_by_2015-2205083.html.
- [11] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_ec_mc.html.
- [12] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_glance.html.
- [13] Ap1000 brochure, 02 2010. URL http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000_brochure.pdf.
- [14] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_safety.html.
- [15] Nrc: Combined license applications for new reactors, 09 2010. URL <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col.html>.
- [16] China nuclear power | chinese nuclear energy, 02 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf63.html>.

- [17] H. Arnold, G. Yadigaroglu, PM Stoop, A. Gonzales, CD Sawyer, and A. Rao. Esbwr-the latest passive bwr. *Nuclear Engineering International*, 42(511):3, 1997. ISSN 0029-5507.