



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Rapporto di review sullo stato di sviluppo dei reattori di piccola-
media taglia di tipo modulare

G. Abbate, M. Ciotti, M. Olivetti

RAPPORTO DI REVIEW SULLO STATO DI SVILUPPO DEI REATTORI DI PICCOLA-MEDIA TAGLIA
DI TIPO MODULARE

G. Abbate, M. Ciotti, M. Olivetti (ENEA)

Settembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, Gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Nuovo nucleare da fissione: collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in
materia nucleare

Responsabile Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

Rapporto di review sullo stato di sviluppo dei reattori di piccola-media taglia di tipo modulare

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"

Argomenti trattati:

Reattori nucleari ad acqua; Reattori nucleari veloci; Reattori nucleari a gas; Reattori nucleari evolutivi; Tecnologia dei reattori nucleari.

Sommario

Viene presentato l'attuale stato di sviluppo dei reattori modulari di piccola e media taglia ed il potenziale di sviluppo per i prossimi 10-15 anni.

I dati sono ricavati dalla letteratura più recente.

L'investimento in ricerca e progettazione, fino alla produzione di reattori di piccola e media taglia quali quelli qui presentati appare di beneficio per l'industria nazionale per la varietà delle applicazioni, l'ampiezza del mercato internazionale, la possibilità di produrre autonomamente componenti di impianto.

Note

Co-autori: Marco Ciotti, Mauro Olivetti

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	15/09/2014	NOME	Abbate Giulia	Sepielli M.	Meloni P.
			FIRMA	<i>Giulia Abbate</i>	<i>Stefano Sepielli</i>	<i>Paolo Meloni</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

INDICE

1. Introduzione.....	3
2. Stato e prospettiva a breve termine dei reattori di piccola e media taglia.....	4
3. SMR disponibili per l' installazione	6
3.1 Reattori ad acqua pesante per installazione sulla terraferma: CANDU-6, EC6, PHWR-22	7
3.2 Reattori ad acqua leggera pressurizzata (PWR) per installazione sulla terraferma: QP300, CNP-600	7
3.3 Reattori ad acqua leggera pressurizzata (PWR) per installazione su chiatta: KLT-40S	8
4. Progetti SMR in stato avanzato.....	8
4.1 Reattori ad acqua leggera pressurizzata (PWR)	9
4.2 Reattori ad acqua leggera bollente (BWR)	12
4.3 Reattori ad acqua pesante, HRW	13
4.4 Reattori ad alta temperatura refrigerati a gas, HTGR	13
4.5 Reattori veloci refrigerati a sodio, SFR	16
4.6 Reattori veloci refrigerati a piombo-bismuto	17
4.7 Stato di avanzamento dei progetti e tempi programmati per la Commercializzazione	18
5. Specifici reattori di piccola e media taglia di particolare interesse nazionale	20
5.1 Il reattore CAREM	20
5.2 Fuji SMR	26
6. Conclusioni	31
7. Riferimenti	33

1. Introduzione

La IAEA-International Atomic Energy Agency definisce reattori di piccola taglia quelli fino a 300 MWe e reattori di media taglia quelli fino a 700 MWe; tutti assieme essi sono indicati con SMR – Small and Medium Reactors.

Dagli anni 1950 in poi la taglia dei reattori nucleari è andata crescendo dai 60 MWe a più di 1600 MWe, portando ad economie di scala per costruzione e funzionamento. Nello stesso tempo sono stati costruiti centinaia di reattori di piccola potenza per uso navale e come sorgenti di neutroni, ottenendo un vasto know-how nell'ingegneria dei reattori piccoli e medi.

Quando si parla di produzione di energia elettrica, "reattore nucleare di piccola-media taglia" non significa necessariamente "impianto nucleare di piccola-media taglia".

L'alto costo capitale dei grandi reattori di potenza che generano elettricità attraverso il ciclo del vapore, assieme alla necessità di fornire elettricità a reti al di sotto dei 4 GWe sta dirigendo l'interesse dell'industria verso lo sviluppo di unità più piccole. Queste possono essere costruite indipendentemente come moduli di un impianto di potenza maggiore, che può essere incrementato gradualmente sulla base dell'effettiva richiesta.

Le economie di scala vengono comunque realizzate sulla produzione in grandi numeri. Inoltre le piccole unità sono funzionali all'installazione in siti remoti.

Le principali caratteristiche richieste ai reattori di piccola-media taglia specifiche per il requisito della modularità sono:

- semplicità di progetto,
- economicità di produzione in grandi numeri,
- ridotti costi di localizzazione.

Inoltre – comune anche ai reattori di taglia superiore – c'è il requisito di

- alto livello di sicurezza passiva o intrinseca in caso di malfunzionamento,

che tuttavia nei reattori di taglia piccola e media può essere realizzato molto più facilmente e con costi inferiori [1].

Alcuni reattori di media taglia (300 - 700 MWe), ad acqua leggera/pesante sono già pronti per essere rilasciati a livello internazionale.

Quanto ai reattori di piccola taglia, ce ne sono parecchi in avanzato stato di sviluppo; essi rientrano principalmente nelle seguenti tre categorie:

LWR - Light Water Reactors, reattori ad acqua leggera, sia bollente (BWR-Boiling Water Reactor) sia pressurizzata (PWR-Pressurized Water Reactor);

FNR - Fast Neutron Reactors, reattori a neutroni veloci;

HTR – High Temperature Reactors, reattori ad alta temperatura, moderati a grafite.

I reattori ad acqua leggera presentano un rischio tecnologico più basso, mentre i reattori a neutroni veloci possono essere più piccoli, più semplici e con un più lungo tempo di operazione senza ricarica di combustibile.

Un consorzio Giappone – USA - Russia sta inoltre sviluppando un reattore di piccola taglia a sali fusi (MSR – Molten Salt Reactor).

2. Stato e prospettiva a breve termine dei reattori di piccola e media taglia

Molte nazioni hanno progetti di SMR pronti per la commercializzazione [2,5,6,7,13].

Tra questi rientrano i reattori ad acqua pesante pressurizzata CANDU6 (706 MWe) della AECL – Atomic Energy of Canada Ltd., i reattori PHWR-220 e PHWR-540 della NPCIL - Nuclear Power Corporation of India Ltd. ed i reattori PWR cinesi CNP-600 e QP300, rispettivamente da 610 MWe e da 325 MWe.

In Russia è iniziata già nel 2006 la costruzione di un impianto nucleare galleggiante (ABV - sigla dal russo) per cogenerazione di energia termica ed elettrica, 300 MWt / 70 MWe, costituito da due reattori KLT-40S refrigerati ad acqua; la costruzione dell'impianto procede in linea con quanto pianificato e il rilascio è previsto per il 2012. Per vari clienti nella Federazione Russa è prevista la costruzione di cinque impianti analoghi e di altri due impianti ABV da 11 MWe.

Parecchi progetti di SMR refrigerati ad acqua sono di tipo "integrale", cioè hanno generatore di vapore, pressurizzatore e in alcuni casi anche i meccanismi di azione delle barre di controllo situati all'interno del vessel assieme al nocciolo, per eliminare le tubazioni del primario e quindi minimizzare le probabilità di incidenti LOCA (Loss of Coolant Accidents) e RIA (Reactivity Initiated Accidents).

Il reattore argentino CAREM (Central ARGentina de Elementos Modulares) è refrigerato mediante circolazione naturale e ha sistemi di sicurezza di tipo passivo. La messa in esercizio ad Atucha di un piccolo prototipo da 27 MWe è pianificata per il 2015. Seguirà lo sviluppo di progetti di reattori di potenze più elevate, fino a circa 300 MWe [12].

Il progetto del reattore SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor) da 330 MWt è stato sviluppato nella Repubblica di Corea. SMART è un PWR integrale per la produzione di elettricità e desalinizzazione dell'acqua di mare. E' pianificata la costruzione di un impianto pilota dimostrativo.

Il progetto IRIS, PWR integrale, è stato sviluppato da un consorzio internazionale a guida Westinghouse Electric Company, USA [4]. Esso consta di un'unità di potenza da 335 MWe ma è anche previsto l'utilizzo di due unità gemelle. L'inizio della fase di certificazione del progetto è pianificato per il 2012.

La Società USA NuScale Power sta progettando un piccolo PWR integrale da 45 MWe per un impianto multi-modulare di potenza complessiva 540 MWe.

La Società USA Babcock & Wilcox sta progettando un piccolo PWR integrale, mPower, per un impianto multi-modulo da 540 MWe.

In India è prevista la prossima costruzione del primo reattore avanzato ad acqua pesante da 300 MWe, sviluppato per applicazioni di cogenerazione. Il reattore è progettato per funzionare con combustibile $^{233}\text{U-Pu-Th}$; esso usa acqua leggera bollente come refrigerante ed acqua pesante come moderatore. Il Bhabha Atomic Research Centre, progettista del reattore, è in fase di negoziazione pre-licenza con l'Atomic Energy Regulatory Board del Governo Indiano.

La Cina sta sviluppando l'impianto modulare HTR-PM con moduli di potenza da 250 MWt/100 MWe. I moduli sono reattori ad alta temperatura, refrigerati a gas e con combustibile di tipo "pebble" (ciottoli). Per il 2013 è pianificata la dimostrazione di un modulo di dimensioni reali. La domanda di licenza è attualmente in corso di analisi. La versione commerciale di questo reattore prevede una configurazione di impianto a due moduli, per una potenza elettrica complessiva di 200 MWe.

Nella Federazione Russa, una joint-venture Rosatom-En+ Group sta sviluppando il progetto del reattore SVBR-100, modulo da 100 MWe, reattore a spettro neutronico veloce refrigerato a piombo-bismuto.

Licenza e costruzione del primo prototipo di SVBR da 100 MWe sono pianificate per il 2019. Il reattore, con nocciolo progettato per funzionamento con neutroni veloci, è basato sul know-how dei reattori refrigerati a Pb-Bi dei sottomarini russi (i quali però non sono reattori veloci e usano BeO come moderatore per i neutroni). I moduli SVBR sono caratterizzati da notevole flessibilità sia per tipo di applicazioni sia per ciclo del combustibile. La strategia è usare uranio arricchito (<20% ^{235}U)

per il primo carico di combustibile e poi riciclare l'uranio e il plutonio contenuto nel combustibile spento dello stesso reattore. Almeno il 12% del carico di combustibile potrebbe essere combustibile spento da LWR, usato direttamente senza rimuovere i prodotti di fissione. I moduli SVBR potranno essere usati come componenti di impianti nucleari di potenza fino a 1600 MWe. Si pensa di sostituire in questo modo gli attuali grandi impianti di potenza basati su LWR, una volta che i reattori originali saranno dismessi. Sviluppo di progetto e dimostrazione di SVBR-100 sono punti prioritari del Programma Nazionale per le Tecnologie Energetiche Innovative (programma di lungo termine, fino al 2020).

In Giappone la Toshiba Corporation, in collaborazione con CRIEPI - Central Research Institute of Electric Power Industry e Westinghouse Electric Company, sta sviluppando il reattore 4S, refrigerato a sodio. Esso ha una potenza di progetto di 10 MWe ed un intervallo di ricarica del combustibile di trenta anni. Il progetto è attualmente in fase di licenza da parte della NRC – Nuclear Regulatory Commission USA; la costruzione di un reattore dimostrativo e le prove di sicurezza sono pianificate entro la prima metà della presente decade.

Il DOE – Department of Energy USA ha un proprio Ufficio sui reattori modulari di piccola taglia, che contribuisce allo sviluppo e licenza dei progetti SMR e ne promuove la commercializzazione.

I principali reattori di taglia piccola e media in stato di sviluppo avanzato sono elencati nella Tabella 1, qui di seguito.

Tabella 1. SMR in stato di sviluppo avanzato

Nome	Potenza (MWe)	Tipo	Sviluppatore	Nazionalità
KLT-40S	35	PWR	OKBM	Russia
VK-300	300	BWR	Atomenergoproekt	Russia
CAREM	27	PWR	CNEA & INVAP	Argentina
IRIS	100-335	PWR	A guida Westinghouse	Internazionale
Westinghouse SMR	200	PWR	Westinghouse	USA
mPower	125	PWR	Babcock & Wilcox	USA
SMART	100	PWR	KAERI	Corea del Sud
NuScale	45	PWR	NuScale Power	USA
HTR-PM	2 x 105	HTR	INET & Huaneng	Cina
PBMR	80	HTR	Eskom	Sud Africa
BREST	300	FNR	RDIPE	Russia
SVBR-100	100	FNR	Rosatom/En+	Russia
Hyperion PM	25	FNR	Hyperion	USA
Prism	311	FNR	GE-Hitachi	USA
FUJI	100	MSR	ITHMSO	Giappone-Russia-USA

Per i reattori CAREM e FUJI verranno forniti maggiori dettagli al Capitolo 5.

3. SMR disponibili per l'installazione

La Tabella 2 elenca i progetti di SMR attualmente in funzione o già completati e le loro caratteristiche principali.

Tabella 2. Caratteristiche degli SMR disponibili per l'installazione

Progetto di SMR Venditore	Tipo di reattore Installazione (terraferma/chiatta)	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Tempo di costruzione	Modo di ricarica Intervallo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto	Stato di rilascio
CANDU-6 AECL Canada	PHWR terraferma	2064/715	60 mesi	On-line	Distribuito o concentrato	11 unità rilasciate ed operative in Canada, Cina, Repubblica di Corea e Romania
EC6 AECL Canada	PHWR terraferma	2250/730-745	57 mesi	On-line	Distribuito o concentrato Opzione per unità gemelle	Pronto per il rilascio Evoluzione di un CANDU-6 provato
PHWR-220 NPCIL India	PHWR terraferma	862/220	60 mesi	On-line	Distribuito o concentrato	15 unità in esercizio in India
QP300 CNNC Cina	PWR terraferma	1000/310-325	84 mesi	A gruppi di elementi di combustibile. 14 mesi	Distribuito o concentrato	1 unità rilasciata in Cina ed 1 in Pakistan, 1 unità in costruzione in Pakistan
CNP-600 CNNC Cina	PWR terraferma	1936/644	83 mesi	A gruppi di elementi di combustibile. 18 mesi	Distribuito o concentrato	2 unità in esercizio e 2 unità in costruzione in Cina
KLT-40S JSC Rosatom Russia	PWR chiatta	2x150/2x35 2x40 MWe con applicazioni non elettriche disabilitate	48 mesi	Intero nocciolo Rotazione degli elementi di combustibile ogni 27,6 mesi	Distribuito o concentrato Unità gemelle	In costruzione in Russia, rilascio programmato per il 2013

Tra tali progetti:

- CANDU-6, EC6 e PHWR-220 sono reattori ad acqua pesante del tipo tubo in pressione;
- QP300, CNP600 e KLT-40S sono reattori PWR, pressurizzati ad acqua leggera.

L'impianto KLT-40S è costituito da due unità gemelle, mentre l'impianto EC6 è predisposto per l'opzione di due unità gemelle.

La maggior parte degli impianti può essere installata sia singolarmente sia in forma concentrata, cioè parecchi impianti nello stesso sito.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	7	34

Per gli impianti galleggianti con due reattori KLT-40S non è ancora stata considerata la possibilità di localizzare diverse chiatte nello stesso sito.

I periodi di costruzione variano da quattro anni (KLT-40S) a sette anni (QP300, CNP-600).
Tutti gli SMR della Tabella 2 sono dotati di contenimento; PHWR-220 e KLT-40S hanno un doppio contenimento.

3.1 Reattori ad acqua pesante per installazione sulla terraferma: CANDU-6, EC6, PHWR-220

Ad eccezione di EC6, tutti i reattori ad acqua pesante della Tabella 2 sono stati già rilasciati nel Paese di origine ed in qualche caso anche all'estero.

Il CANDU-6 è stato rilasciato internazionalmente e sono in vigore accordi per la costruzione di ulteriori reattori di questo tipo in Romania.

Tutte le installazioni del CANDU-6 dal 1996 in poi, così come quelle del PHWR-220 a partire dal 2000 sono state realizzate nei tempi previsti, qualche volta in anticipo, e senza superare i costi previsti.

I reattori CANDU-6 sono i più recenti reattori già installati della serie CANDU.

EC-6 è una evoluzione del CANDU-6, basata sull'esperienza degli ultimi CANDU-6 installati.

Il PHWR-220 è uno sviluppo indiano dei primi reattori CANDU di bassa potenza, evoluto nel senso di una maggiore sicurezza; quindici reattori di questo tipo sono attualmente in funzione in India.

La vita operativa degli attuali SMR ad acqua pesante è tipicamente 40 anni, ad eccezione di EC6 per il quale la vita operativa è invece di 60 anni.

Per tutti gli SMR della Tabella 2 i valori dei fattori di disponibilità sono nell'intervallo 79-90%, valori molto competitivi.

La ricarica del combustibile per i reattori CANDU-6, EC-6 e PHWR-220 viene effettuata on-line, come tipicamente per i reattori ad acqua pesante a tubo in pressione.

3.2 Reattori ad acqua leggera pressurizzata (PWR) per installazione sulla terraferma: QP300, CNP-600

Il QP300 è un PWR convenzionale di bassa potenza a loop, con un burn-up massimo del combustibile di 30 MW day/kg ed un intervallo tra le ricariche del combustibile di 14 mesi.

Per il CNP-600 il burn-up è di 45 MW day/kg e l'intervallo tra le ricariche è di 18 mesi.

Per entrambi i reattori il tipo di ricarica è quello convenzionale a fasci di elementi di combustibile.

La vita operativa del QP300 è 40 anni, mentre quella del CNP-600 è 60 anni.

Il QP300 è dotato di un sistema di sicurezza passiva per l'inondazione del nocciolo con acqua borata.

Il CNP-600 è dotato di due sistemi di sicurezza passiva: uno per la rimozione del calore dal secondario, l'altro per il raffreddamento del contenimento.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	8	34

3.3 Reattori ad acqua leggera pressurizzata (PWR) per installazione su chiatta: KLT-40S

Il primo KLT-40S è attualmente l'unico SMR montato su chiatta. Esso è ancora in costruzione e ne è prevista l'entrata in funzione per il 2013.

Questo impianto offre il massimo di 80 MWe con l'opzione di co-generazione disabilitata.

La vita operativa di progetto è 40 anni con un fattore di disponibilità (tempo di esercizio/ vita totale del reattore) 85%.

Nel KLT-40S viene effettuata la ricarica completa del nocciolo al termine del ciclo del combustibile. Tuttavia gli elementi di combustibile vengono cambiati di posizione all'interno del nucleo ogni circa due anni.

Il KLT-40S fa uso di combustibile "cermet" con uranio arricchito in ^{235}U un po' meno del 20%; ricarica e scarico del combustibile vengono fatti sulla stessa chiatta.

L'impianto KLT-40S a due reattori montato su chiatta è, tra i progetti SMR attualmente disponibili per l'installazione, l'unico che può funzionare in regime di co-generazione (produzione simultanea di elettricità e calore per riscaldamento).

Il KLT-40S è basato sul know-how di circa 6500 anni-reattore dei reattori russi per propulsione navale ed è diverso dai PWR convenzionali.

Il KLT-40S è dotato di un contenimento primario compatto, di dimensioni inferiori ai 12 m.

La superficie totale dell'impianto è 8000-15000 m² (le dimensioni variano con le caratteristiche dell'area dove la chiatta verrà localizzata, ad es. costa libera, baia, ecc.).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	9	34

4. Progetti SMR in stato avanzato

Lasciando da parte progetti ancora molto preliminari o puramente accademici e senza definiti programmi di sviluppo e progetti di SMR finalizzati al bruciamento e trasmutazione di rifiuti radioattivi, si fa qui riferimento a progetti ben avviati e principalmente finalizzati alla produzione di energia elettrica.

Tali progetti possono essere classificati sulla base delle seguenti tecnologie:

- PWR – reattori ad acqua leggera pressurizzata,
- BWR – reattori ad acqua leggera bollente,
- AHWR – reattori avanzati ad acqua pesante,
- HTGR – reattori ad alta temperatura refrigerati a gas,
- SFR – reattori veloci refrigerati a sodio,
- LFR – reattori veloci refrigerati a piombo-bismuto.

4.1 Reattori ad acqua leggera pressurizzata, PWR

I PWR rappresentano oggi la maggioranza dei reattori in funzione, circa il 61%.

La Tabella 3 elenca i principali PWR della categoria SMR, non ancora pronti per l'operatività ma in buon stato di avanzamento.

Diversamente dagli SMR PWR già pronti per l'installazione (presentati nel precedente Capitolo 3), taluni dei PWR qui elencati nella Tabella 3 non presentano la configurazione classica dei PWR.

Essi possono essere di due tipi:

- integrale, detto anche "auto-pressurizzato", con generatori di vapore interni al vessel,
 - modulare compatto.
- a) PWR integrali con generatori di vapore interni al vessel: CAREM-25 e CAREM-300, SMART, IRIS, IMR, mPower, NuScale, NHR-200.

Questi reattori differiscono dai PWR convenzionali perché non hanno pressurizzatori e generatori di vapore esterni ma hanno uno spazio per il vapore sotto la cupola nella parte alta del vessel, che agisce da pressurizzatore, mentre i generatori di vapore sono localizzati all'interno dello stesso vessel. Alcuni di questi progetti, cioè CAREM, IRIS, IMR, mPower e NuScale hanno anche internamente al vessel i meccanismi delle barre di controllo.

CAREM-25, IMR, NuScale e NHR-200 usano circolazione naturale del refrigerante primario in condizioni di funzionamento normali e non hanno pompe primarie di ricircolo.

- b) PWR modulari compatti: VBER-300, KLT-40S, ABV.

Gli SMR modulari compatti derivano dai progetti russi di reattori per propulsione navale e sono più simili ai PWR convenzionali.

Tuttavia i moduli che ospitano il nocciolo e le parti interne, i generatori di vapore, il pressurizzatore e le pompe del refrigerante sono sistemati in modo compatto, collegati tra loro con tubi corti, dotati di dispositivi per la prevenzione delle perdite.

Le tubazioni sono disposte in modo tale che il sistema di refrigerazione primario è praticamente esente dalla possibilità di perdite.

Il reattore ABV occupa una posizione intermedia tra i reattori integrali e quelli modulari compatti: esso ha generatori di vapore interni al vessel ed usa convezione naturale del refrigerante primario, ma ha un pressurizzatore a gas esterno.

Tabella 3. Caratteristiche degli SMR PWR in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità Tempo di vita	Tempo di costruzione Terraferma/Chiatta	Modo di ricarica Intervallo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto
CAREM-300 CNEA Argentina	900/300 375/125 come opzione	90% 60 anni	48 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 11 mesi	Distribuito o concentrato
CAREM-25 CNEA Argentina	116/27	90% 40 anni	60 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 11 mesi	Distribuito o concentrato
SMART KAERI Repubblica di Corea	330/100	95% 60 anni	<36 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 36 mesi	Distribuito
IRIS A guida Westinghouse USA	1000/335	>96% >60 anni	36 mesi (96 mesi come opzione) Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 48 mesi (96 mesi come opzione)	Distribuito o concentrato Opzione per unità gemelle
Westinghouse SMR Westinghouse USA	800/225	Dato non disponibile	Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 24 mesi	Dato non disponibile
IMR Mitsubishi Heavy Industries Giappone	1000/350	95-97% 60 anni	24 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 26 mesi	Distribuito o concentrato Opzione per unità gemelle
ABV OKBM Afrikantov Russia	2 x 38 2 x 8,5	80% 50 anni	48 mesi Terraferma Chiatta	Costruito e caricato in fabbrica 12 anni	Distribuito
VBER-300 JSC "Nuclear Plants" Kazakhstan Russia	917/325	92% 60 anni	48 mesi Chiatta Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 24 mesi	Distribuito/Singolo o unità gemelle
mPower Babcock & Wilcox, Bechtel USA	400/125 per modulo	>90% 60 anni	36 mesi Terraferma	Nocciolo completo 54-60 mesi	Distribuito o concentrato Impianto multi- modulo
NuScale NuScalePower Inc. USA	160/48 per modulo	>90% 60 anni	36 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 24 mesi	Distribuito o concentrato Impianto multi- modulo
NHR-200 INET, Tsinghua University Cina	200/non disponibile	95% 40 anni	40 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile. 36 mesi	Distribuito

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	11	34

Le caratteristiche generali dei reattori elencati nella Tabella 3 vengono riassunte qui di seguito.

- Tutti i reattori di piccola e media taglia di tipo PWR elencati nella Tabella 3 sono per installazione sulla terraferma, ad eccezione di ABV. Questo reattore è stato sviluppato per installazione su chiatta ma potrebbe anche essere installato a terra. Per il VBER-300, invece è stata prevista l'installazione a terra ma potrebbe anche essere configurato per funzionare su una chiatta.
- La potenza elettrica varia tra 15 e 350 MWe. NHR-200 è un reattore dedicato alla produzione di calore. I fattori di disponibilità sono tipicamente attorno a 90% o superiori.
- La vita operativa degli impianti è in linea con quella di un moderno PWR convenzionale: generalmente 60 anni, ma 50 anni per ABV e 40 anni per NHR-200.
- Il tempo di costruzione previsto per gli SMR di tipo PWR avanzato (tipicamente 2-5 anni) è inferiore rispetto al tempo richiesto per la costruzione degli SMR attualmente disponibili (confrontare i valori in Tabella 3 con quelli in Tabella 2).
- Gli intervalli di tempo tra le ricariche sono più lunghi, i livelli di burn-up sono più elevati e la vita di impianto è più lunga rispetto agli SMR attualmente disponibili. Alcuni SMR PWR avanzati offrono una maggiore flessibilità quanto a potenza installata, cioè diverse configurazioni d'impianto multi-modulo.
- L'ABV è un reattore costruito e ricaricato in fabbrica, progettato per 12 anni di funzionamento continuo, mentre il nocciolo di mPower viene ricaricato ogni 4,5 – 5 anni di continuo funzionamento del reattore. Per gli altri reattori è previsto il ricarica parziale a intervalli di tempo compresi generalmente tra due e quattro anni, con l'eccezione di un anno per il CAREM e l'opzione di otto anni per IRIS.
- SMART, ABV ed NHR-200 sono progettati per installazione distribuita, mentre tutti gli altri reattori della Tabella 3 possono essere installati anche in forma concentrata (cioè diversi impianti nello stesso sito). L'opzione a unità gemelle è disponibile per IRIS, IMR e VBER-300. ABV è un impianto a unità gemelle montato su chiatta. I reattori mPower e NuScale sono progettati per impianti multi-modulo di potenza flessibile.
- La pressione del primario è fissata a 15-16 MPa nella maggior parte dei casi, come nei grandi PWR convenzionali. Tuttavia è circa 12 MPa per CAREM, circa 13 MPa per mPower, circa 11 MPa per NuScale e solo 2,5 MPa per NHR-200.
- Il combustibile è tipicamente UO₂ con arricchimento in ²³⁵U inferiore al 5% (come nei grandi reattori ad acqua leggera). L'eccezione è ABV che (come KLT-40S, v. Tabella 2) usa combustibile cermet con arricchimento in ²³⁵U leggermente inferiore al 20%.
- Il burn-up medio di progetto è tra 30 e 70 MW day/kg ma tipicamente circa 40 MW giorno/kg o leggermente superiore.
- Molti progetti presentano contenimenti compatti con dimensioni massime inferiori a 12-25 m. Per ABV tutte le dimensioni del contenimento primario sono entro 7,5 m.
- Quanto alla superficie richiesta per l'installazione degli impianti, le aree minori sono quelle richieste da ABV (6.000 m² sulla costa libera, 10.000 m² in baia) e da NHR-200 (8900 m²); negli altri casi sono richieste aree tra 100.000 e 300.000 m², con una sostanziale riduzione relativa nel caso di unità gemelle o d'impianti multi-modulari.

4.2 Reattori ad acqua bollente

I reattori ad acqua bollente sono secondi per numero di installazioni ai reattori PWR e rappresentano circa il 21% dei reattori attualmente in funzione, nessuno dei quali, però di taglia piccola e media.

I progetti di BWR di taglia piccola e media in stato avanzato sono elencati nella Tabella 4 qui di seguito.

Tabella 4. Caratteristiche degli SMR BWR in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità Tempo di vita	Tempo di costruzione Terraferma/Chiatta	Modo di ricarica Intervallo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto
VK-300 NIKIET Russia	750/250	91% 60 anni	60 mesi Terraferma Chiatta	A gruppi di elementi di combustibile 18 mesi	Distribuito o concentrato
CCR Toshiba Corporation Giappone	1268/423	95% 60 anni	25 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile 24 mesi	Distribuito o concentrato/Unità singole o gemelle, opzione di impianto multi-modulo.

I due progetti di reattore BWR elencati nella Tabella 4 non presentano la configurazione classica dei BWR. Essi hanno i meccanismi delle barre di controllo montati esternamente sulla sommità del vessel (come i PWR); inoltre non sono dotati di pompe di ricircolo ma sono basati sulla circolazione naturale del refrigerante (caratteristica questa in comune con altri progetti BWR, anche di taglia maggiore).

I reattori BWR della Tabella 4 hanno le seguenti caratteristiche:

- Il CCR da 400 MWe usa un contenimento compatto ad alta pressione di massima dimensione 24 m in altezza, mentre l'edificio reattore funge da contenimento secondario. In questo modo il volume e la massa dell'edificio reattore e dei componenti l'isola nucleare vengono ridotti rispetto ad un BWR convenzionale di grande potenza in proporzione alla riduzione in potenza (riduzione dei costi).
- Il VK-300 da 250 MWe è posto all'interno di un grande contenimento tipo PWR (circa 45 x 60 m) entro il quale sono situati il contenitore primario ed una riserva d'acqua azionata per gravità.
- Entrambi i reattori sono per installazione su terraferma, tuttavia non è esclusa la possibilità di installazione su chiatta per il VK-300.
- Il valore di progetto per il tempo di vita degli impianti è 60 anni mentre i fattori di disponibilità sono superiori al 90% per entrambi i progetti.
- Per il VK-300 la durata di costruzione è cinque anni, mentre per il CCR viene dichiarato un tempo di costruzione di due anni, il tempo minimo tra tutti gli SMR citati in questo rapporto, probabilmente perché il progetto prevede l'uso di grandi componenti prefabbricati.
- Entrambi i progetti usano combustibile UO₂ a basso arricchimento, con ricarica parziale del nucleo a gruppi di elementi di combustibile. Per il CCR sono previste opzioni d'impianto a unità gemelle e multi-modulo; per un singolo modulo CCR è richiesta un'area, molto piccola, di 5000 m².

- Per entrambi i progetti le specifiche principali sono simili a quelle degli attuali BWR.

4.3 Reattori avanzati ad acqua pesante, HWR-Heavy Water Reactor

I reattori ad acqua pesante rappresentano circa il 10,5 % dei reattori attualmente in funzione. Ci sono solo due venditori di questo tipo di reattore: AECL in Canada e NPCIL in India.

Ci sono molti progetti di reattori ad acqua pesante di taglia piccola e media già in vendita (come già visto al paragrafo 3.1), ma c'è attualmente un solo nuovo progetto in stato di avanzato, l'indiano AHWR.

Le caratteristiche principali di AHWR sono illustrate nella Tabella 5 qui di seguito.

Tabella 5. Caratteristiche degli SMR HWR in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità Tempo di vita	Tempo di costruzione Terraferma/Chiatta	Modo di ricarica Intervallo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto
AHWR BARC India	920/300	90% 100 anni	Primo esemplare, 72 mesi Terraferma	On-line	Distribuito o concentrato

AVHR è differente da reattori CANDU e PHWR attualmente in funzione:

- usa acqua leggera bollente come refrigerante primario;
- usa circolazione naturale del refrigerante;
- usa solo barre di controllo meccaniche per il controllo della reattività durante il funzionamento;
- usa elementi di combustibile di struttura eterogenea con combustibile Pu-Th o U-Th .

L'uso di combustibile a ossidi misti contenente torio porta alla produzione e bruciamento di ²³³U direttamente nel reattore.

AVHR fa uso esclusivamente di sistemi passivi per la rimozione del calore, il che richiede grandi dimensioni per il contenimento (circa 55 x 75 m per un reattore di 300 MWe).

La superficie dell'impianto è molto piccola: 9000 m².

4.4 Reattori ad alta temperatura refrigerati a gas, HTGR-High Temperature Gas-cooled Reactors

Reattori di questo tipo sono stati in passato in funzione nel Regno Unito, negli Stati Uniti e in Germania e attualmente ce ne sono due operativi, di piccola taglia, in Cina (HTR-10) e in Giappone (HTTR).

Il know-how relativo è troppo datato, non conforme alle attuali normative e standard di sicurezza e non ci sono attualmente reattori commerciali di questo tipo.

I progetti avanzati in corso, tutti reattori refrigerati a elio, sono elencati nella Tabella 6.

L'entrata in funzione in Sud Africa del reattore PBMR, progetto molto promettente e in avanzato stato di sviluppo, era prevista per il 2013, ma per difficoltà economiche della Compagnia produttrice, PBMR Pty, è stata rimandata. La PBMR Pty è attualmente impegnata nello sviluppo di un HTGR simile al reattore cinese HTR-PM.

Tutti i progetti elencati nella Tabella 6 prevedono rimozione passiva del calore di decadimento al di fuori del vessel.

In base alle caratteristiche dei materiali dei vessel attuali, il limite superiore per unità HTGR è di circa 600 MWt, quindi i reattori HTGR appartengono tutti alla categoria SMR.

Per gli alti valori di temperatura (fino a 850 – 900 °C), gli HTGR sembrano essere la migliore, forse l'unica, opzione tecnologica per applicazioni di co-generazione, quale, ad esempio, generazione di elettricità con co-produzione di idrogeno e uso del calore residuo per desalinizzazione dell'acqua.

A tale scopo viene utilizzato combustibile TRISO, costituito essenzialmente da una sferetta centrale di combustibile, circondata da vari rivestimenti ceramici; esso presenta un'ottima capacità di confinamento dei prodotti di fissione ad alta temperatura (valori fino a 1600 °C) e ottime prestazioni ad alti valori di burn-up (fino a 120 MW day/kg).

Il combustibile di tipo TRISO per HTGR è disponibile in due forme:

- “pebble”, combustibile mobile: le sferette rivestite sono incluse in matrice di grafite a formare elementi di combustibile sferici, che si muovono continuamente nel nocciolo del reattore;
- “pin-in-block”, combustibile fisso: le sferette rivestite sono incluse in matrici di grafite a forma di ago, le quali vengono fissate in appositi fori nel moderatore di grafite.

Tabella 6. Caratteristiche degli SMR HTGR in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Stato di sviluppo	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità	Tempo di costruzione	Modo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto
			Tempo di vita	Terraferma/Chiatta	Intervallo di ricarica	
HTR-PM INET, Tsinghua University Cina	In corso di licenza In costruzione	250/105 per modulo	85% 40 anni	48 mesi Terraferma	Trasporto di pebbles on- line	Concentrato/Impianto a due moduli, Impianti multi-moduli come opzione
PBMR PBMR Pty Sud Africa	Fermo	400/182 per modulo	95% 35 anni	Primo esemplare 30-34 mesi Impianto commerciale 24 mesi Terraferma	Trasporto di pebbles on- line	Concentrato/Impianti a 4 e 8 moduli
GT-MHR GA, OKBM, Africantov USA, Russia	Sviluppo del progetto in lento progresso	600/287,5	>85% 60 anni	Primo modulo 36 mesi Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile 24 mesi	Distribuito o concentrato/Impianti singoli o multi-moduli
GTHTR300 JAEA Giappone	Sviluppo del progetto in corso	600/274	90% 60 anni	Non specificato Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile 24 mesi	Distribuito o concentrato/Impianti singoli o multi-moduli

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	15	34

Le principali caratteristiche degli SMR HTGR della Tabella 6 sono:

- Fattori di disponibilità superiori a 85% e vita d’impianto di 60 anni per combustibile fisso e 35-40 anni per quelli con combustibile mobile;
- ricarica on-line per reattori alimentati a combustibile mobile e ricarica parziale a gruppi nel caso di combustibile fisso;
- i progetti HTGR prevedono impianti multi-modulari, sebbene non sia esclusa la possibilità di installare moduli singoli per i reattori GTHTR300 e GT-MHR, a combustibile fisso;
- la pressione operativa dell’elio è 7-9 MPa, preferibilmente 7 MPa;
- il valore medio di burn-up è 80-120 MW day/kg, col valore minimo nel caso di combustibile fisso;
- diametro e altezza del vessel per HTGR sono tipicamente 6,5-8 m e 23-31 m rispettivamente. Il contenimento, a parete singola o doppia, è dotato di una via di rilascio per l’elio in caso di sovrappressione;
- l’area di impianto per un PBMR a otto moduli, 1320 MWe, è notevolmente piccola: 11639 m².

4.5 Reattori veloci refrigerati a sodio, SFR - Sodium-cooled Fast Reactor

I reattori di questo tipo attualmente operativi nel mondo sono solo BN-600 nella Federazione Russa e MONJU in Giappone. In Francia ce ne erano due, l'ultimo dei quali è stato disattivato all'inizio del 2010. Nei prossimi anni è prevista la messa in funzione di parecchi reattori di questo tipo, in particolare in Cina, India e Federazione Russa.

Il sodio ha alta capacità termica, il che permette ratei lineari di generazione di calore all'interno del nocciolo molto elevati: 485 W/cm. Purtroppo, però, il sodio reagisce in modo esotermico, esplosivo, con aria e acqua. Per questa ragione tutti i reattori veloci refrigerati a sodio sono dotati di uno scambiatore di calore intermedio (sempre basato su sodio) tra il sodio refrigerante del nocciolo ed i generatori di vapore. Questi ultimi sono localizzati lontano dal reattore, per prevenire le conseguenze di comunque possibili reazioni sodio-vapore.

Per i SFR i valori di burn-up sono elevati, fino a 130 MW day/kg. Nella maggior parte dei casi gli SFR vengono progettati per funzionamento nei futuri cicli del combustibile chiusi. C'è esperienza positiva sul funzionamento di SFR con combustibile a ossidi o metallico (U-Zr, U-TRU-Zr).

Due progetti di SFR di piccola e media taglia sono in buono stato di avanzamento; assieme alle loro caratteristiche principali essi sono elencati nella Tabella 7.

Tabella 7. Caratteristiche degli SFR in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità Tempo di vita	Tempo di costruzione	Modo di ricarica	Modo di rilascio
			Terraferma/Chiatta	Intervallo di ricarica	Configurazione d'impianto
4S Toshiba Corporation Giappone	30/10 Opzione 50 MWe	95% 30 anni	12 mesi sul sito Terraferma	Intero nocciolo 30 anni	Distribuito o concentrato
PRISM General Electric USA	840/311	95% 60 anni	Terraferma	A gruppi di elementi di combustibile 12-24 mesi	Dato non disponibile

Il 4S è diverso dagli SFR tipici in quanto è progettato per:

- 30 anni di continuo funzionamento senza ricarica o rotazione del combustibile,
- ricarica completa del combustibile sul posto al termine del ciclo operativo di 30 anni.

Il nocciolo del 4S ha però un valore di rateo lineare termico molto basso (39 W/cm) e un burn-up medio del combustibile di solo 34 MW giorno/Kg verso fine vita.

Il vessel del 4S ha dimensioni 3,55 m (diametro) x 24 m (altezza), sottile e alto.

Per il 4S è possibile l'opzione co-produzione d'idrogeno e ossigeno mediante elettrolisi ad alta temperatura.

4.6 Reattori veloci raffreddati a piombo-bismuto

Non c'è esperienza operativa di reattori commerciali di questo tipo in nessuna parte del mondo.

La Federazione Russa è l'unico Paese che ha usato come refrigerante delle miscele eutettiche di piombo-bismuto ed ha prodotto piccoli reattori per la propulsione navale basati su tale tecnologia, guadagnando una esperienza di 80 anni-reattore con i propri sottomarini nucleari.

I reattori refrigerati a piombo-bismuto dei sottomarini russi, però, non sono reattori veloci, in quanto viene usato BeO come moderatore per i neutroni.

Il principale problema tecnico che nasce dall'uso del piombo-bismuto come refrigerante è la corrosione dei materiali strutturali e delle guaine degli elementi di combustibile. La corrosione aumenta all'aumentare della temperatura. Nella Federazione Russa è stata sviluppata la tecnologia per particolari acciai inossidabili da usare come materiali strutturali resistenti alla corrosione in piombo-bismuto, il che permette la continua operatività del nocciolo per 7-8 anni entro un intervallo di temperatura attorno ai 500°C.

Tale tecnologia include il controllo chimico del refrigerante.

Altro aspetto tecnologico relativo all'uso di miscele eutettiche di piombo-bismuto come refrigerante è legato al relativamente alto punto di passaggio da fase solida a liquida, 125 °C: ciò richiede continuo riscaldamento del refrigerante piombo-bismuto per mantenerlo liquido e prevenire possibili danni alle parti interne del reattore dovuti all'espansione durante il passaggio di fase.

Nella Federazione Russa è stata sviluppata e validata una procedura di congelamento-scongelo per noccioli refrigerati a piombo-bismuto.

Altro problema legato ai reattori di questo tipo è l'accumulo di ^{210}Po volatile, tossico e forte emettitore α . Il ^{210}Po è generato per irradiazione del ^{209}Bi ed ha una vita media di 138 giorni.

Nella Federazione Russa sono state sviluppate delle tecniche per catturare e rimuovere il ^{210}Po , tuttavia la stessa presenza di ^{210}Po suggerisce di costruire e ricaricare i reattori a piombo-bismuto completamente in fabbrica.

D'altra parte, le miscele eutettiche di piombo-bismuto sono chimicamente inerti in aria e acqua, hanno un elevato punto di ebollizione (1670 °C) e sono caratterizzate da alta densità e capacità termica, il che permette una efficace rimozione del calore.

Inoltre il punto di solidificazione di 125 °C fa sì che le miscele eutettiche di piombo-bismuto solidifichino in aria a temperatura ambiente, contribuendo alla auto-chiusura di eventuali cricche nel circuito del refrigerante.

A differenza di quelli al sodio, dunque, i reattori refrigerati a piombo-bismuto non necessitano di uno scambiatore di calore intermedio.

Tre reattori veloci di piccola taglia refrigerati al piombo-bismuto sono in fase di progetto avanzato, elencati qui di seguito nella Tabella 8.

Tabella 8. Caratteristiche dei reattori veloci di piccola e media taglia refrigerati a piombo-bismuto in stato di progetto avanzato

Progetto di SMR Progettista principale Nazione	Potenza termica/elettrica MWt/MWe	Disponibilità Tempo di vita	Tempo di costruzione Terraferma/Chiatta	Modo di ricarica Intervallo di ricarica	Modo di rilascio Configurazione d'impianto
SVBR-100 AKME Engineering (joint venture di Rusal e Rosatom) Russia	280/101,5	95% 50 anni	42 mesi Terraferma Chiatta	Costruito e caricato in fabbrica 7-8 anni	Distribuito o concentrato Impianto singolo o multi-modulo
PASCAR NUTRECK SNU Repubblica di Corea	100/37	>95% 60 anni	Non definito Terraferma	Costruito e caricato in fabbrica 7-8 anni	Distribuito
New Hyperion Power Module Hyperion Power Generation USA	70/25 per modulo	Non specificato	21 mesi sul sito Terraferma	Costruito e caricato in fabbrica 10 (5-15) anni	Distribuito o concentrato Impianto singolo o multi-modulo

I vessel di questi reattori sono di dimensioni inferiori ai 10 m (7 nel caso di SVBR-100).

Il PASCAR è dotato di un sistema di raffreddamento ad aria per l'esterno del vessel, mentre SVBR-100 ed il modulo New Hyperion sono immersi in piscine d'acqua.

SVBR-100 e New Hyperion usano combustibile basato su uranio ad arricchimento in ²³⁵U leggermente inferiore al 20%.

Per il PASCAR si sta studiando il funzionamento con combustibile U-TRU in ciclo di combustibile chiuso.

I valori di burn-up del combustibile sono dell'ordine di 60-70 MW day/kg.

4.7 Stato di avanzamento dei progetti e tempi programmati per la commercializzazione

La Tabella 9 qui di seguito elenca quattro categorie di reattori SMR, selezionati sulla base dello stato di avanzamento del progetto e delle procedure per ottenere la licenza d'impianto:

- reattori in costruzione (KLT-40S, CAREM-25);
- reattori per i quali è in corso la procedura per ottenere la licenza (HTR-PM, SMART);
- reattori per i quali è già stata presentata la richiesta preliminare di licenza e sono già state fissate le date per una richiesta formale di licenza (NuScale, mPower, Westinghouse SMR, AHWR, 4S, New Hyperion Power Module);
- reattori per i quali sono già state licenziate versioni precedenti oppure sono stati già in esercizio dei prototipi e che sono fortemente supportati da programmi nazionali, con pianificazione per il rilascio chiaramente definita a livello nazionale (ABV, VBER-300, SVBR-100).

Nella Tabella 9 non sono inclusi SMR delle seguenti tipologie:

- reattori ancora in fase di progetto concettuale (IMR, PASCAR);
- reattori per i quali la fase di progetto di base non è ancora completa (CAREM-300, CCR);

- reattori per i quali il progetto di dettaglio è stato completato da più di dieci anni senza che ne sia iniziato il progetto di costruzione (NHR-200, VK-300);
- reattori programmati per il rilascio non prima del 2020 (GTHTR300, GT-MHR);
- reattori programmati per il rilascio a breve termine, ma che sono stati in seguito soggetti a profondi cambiamenti rispetto ai piani originali (PBMR).

Tabella 9. Stato del progetto e previsione per la messa in esercizio degli SMR più avanzati

SMR	Linea Tecnologica	Stato del progetto	Licenza: stato di avanzamento/ Data di presentazione della richiesta	Data di rilascio programmata
KLT-40S Russia	PWR	Progetto di dettaglio completato	Licenza ottenuta. In costruzione	2013
VBER-300 Kazakhstan, Russia	PWR	Progetto di dettaglio quasi completato	No	Dopo il 2020
ABV Russia	PWR	Impianto nucleare su chiatta: completato il progetto di dettaglio. Reattore: progetto di dettaglio in corso	Parte del progetto già licenziata	2014-2015
CAREM-25 Argentina	PWR	In corso la messa a punto del progetto di dettaglio	In corso / 2011	Prototipo: 2015
SMART Repubblica di Corea	PWR	Progetto di dettaglio in corso	In corso / 2011	Circa 2015
NuScale USA	PWR	In corso la messa a punto del progetto di dettaglio	Fasi preliminari per la richiesta di licenza / 2011	Primo impianto della serie: 2018
mPower USA	PWR	Progetto di dettaglio in corso	Fasi preliminari per la richiesta di licenza / 2011	Circa 2018
IRIS USA	PWR	Progetto di base completato, in corso di revisione da parte della Società venditrice	Dato non disponibile	Dato non disponibile
HTR-PM Cina	HTGR	Progetto di dettaglio completato	In corso / 2011	Primo impianto della serie: 2013
AHWR India	AHVR	In corso la messa a punto del progetto di dettaglio	Fasi preliminari per la richiesta di licenza / Richiesta: 2011	Circa 2018
SVBR-100	Reattore veloce refrigerato a Pb-Bi	In corso la messa a punto del progetto di dettaglio	No I prototipi sono stati operativi su sottomarini russi	Prototipo: 2017
New Hyperion Power Module USA	Reattore veloce Refrigerato a Pb-Bi	Dato non disponibile	Fasi preliminari per la richiesta di Licenza / Richiesta: dato non disponibile	Primo impianto della serie entro il 2018
4S Giappone	Reattore veloce refrigerato a Na	In corso la messa a punto del progetto di dettaglio	Fasi preliminari per la richiesta di licenza / Richiesta: 2012	Primo impianto della serie dopo il 2014

5 Specifici reattori di piccola e media taglia di particolare interesse nazionale

La varietà dei progetti di SMR in corso nel mondo offre prospettive interessanti in termini di applicazioni, sicurezza e affidabilità degli impianti, minori costi di realizzazione e funzionamento, ridotto consumo di risorse naturali (es. acqua, superficie d'impianto), cicli del combustibile più efficienti e minor produzione di rifiuti ad alta attività e lunga vita, ecc..

Quanto alle attività di ricerca e sviluppo per l'industria nucleare del nostro Paese si propone di rendere disponibile con strumenti adeguati (banche dati "intelligenti", sistemi di supporto alle decisioni, e simili) la grande mole di informazioni ed analisi tecniche, nonché dei nuovi concetti progettuali man mano che si rendono disponibili.

In tal modo diversi concetti e soluzioni d'impianto potranno più facilmente integrarsi in soluzioni più vicine alle necessità applicative delle diverse realtà territoriali, quindi socialmente più comprensibili e accettabili.

Assieme a progetti basati sul know-how industriale consolidato pluridecennale dei PWR (es. CAREM-25), esistono progetti basati su concetti evolutivi e studiati a livello internazionale per i reattori della IV Generazione (es. Fuji MSR). In questo rapporto, qui di seguito, vengono illustrati il CAREM-25 ed il Fuji MSR; alcune informazioni su tali reattori sono già state esposte in Tabella 1 al Capitolo 2.

5.1 Il Reattore CAREM (Centrale ARGentina di Elementi Modulari)

Il CAREM, reattore PWR modulare adatto anche per cogenerazione e desalinizzazione per produzione di acqua potabile, rappresenta a livello internazionale un progetto maturo che potrebbe essere sviluppato a livello commerciale entro un decennio. Possiede un alto grado di sviluppo con efficienza superiore ai progetti di III generazione dei reattori di piccola e media taglia. Nel mondo altri reattori di piccola e media taglia sono in competizione con il CAREM e, seppur meno avanzati in termini di sviluppo, stanno procedendo con rapidità; tra essi l'IRIS (Westinghouse, USA), SMART (Corea del Sud), IMR (Mitsubishi, Giappone) e PBMR (Sudafrica).

Il CAREM è un progetto innovativo di reattore di piccola taglia, basato sugli stessi concetti di integrazione e sicurezza passiva dei reattori di IV Generazione, con costi contenuti ed alti valori di burn-up del combustibile.

Esso è stato progettato per due versioni: con raffreddamento a convezione naturale da 150 MWe e raffreddamento a convezione forzata fino a 350 MWe. Si caratterizza per l'utilizzo di molti materiali e tecnologie nucleari testati. Il primo prototipo da 27 MWe (CAREM-25) è in costruzione ed è stato pensato come prodotto adatto all'esportazione verso Paesi in via di sviluppo. Utilizza combustibile con uranio arricchito al 3,4% e 1,8% ed è moderato ad acqua leggera.

CARATTERISTICHE TECNICHE

Tipo di Reattore:	IPWR – Integrated Pressurized Water Reactor
Potenza [MWt/MWe]:	100/27
Arricchimento combustibile:	3.4%
Tipologia di raffreddamento:	Circolazione naturale
Volume refrigerante [m ³]:	39
Portata primaria [kg/s]:	410
Numero generatori di vapore – tipologia:	12 - Once Through

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	21	34

Pressione di esercizio [MPa]:	12.25
Temperatura ingresso/uscita [K]:	521 / 599
Pressione secondario [MPa]:	4.7
Temperatura alimento secondario [K]	473
Temperatura minima vapore [K]:	563
Dimensioni recipiente in pressione d/h [m]:	3.2/11

Il CAREM sfrutta i molteplici vantaggi della tecnologia PWR, che detiene una esperienza operativa di oltre quattro decenni. Per esempio, lavorare a 120 atm di pressione permette di trattare acqua del circuito primario a circa 400 °C in fase liquida e senza turbolenze, con rendimento del 33%. L'uso di due circuiti accoppiati per la refrigerazione dei PWR permette alle turbine di lavorare con vapore pulito anche se tale soluzione fa perdere qualche punto percentuale nel rendimento. Inoltre l'uso di acqua come refrigerante è vantaggioso dal punto di vista dei sistemi di sicurezza. Un altro aspetto relativo alla sicurezza è il confinamento ridondante degli elementi di combustibile di UO₂ oltre alle tecnologie consolidate delle barre di controllo, iniezione di boro e gadolinio, pompe ausiliarie, generatori di emergenza e circuiti ausiliari per incidenti di tipo LOCA.

CAREM REATTORE INTEGRATO

Il sistema primario, i sistemi di sicurezza, i componenti in pressione e gli ausiliari del reattore, sono contenuti in una struttura in calcestruzzo (contenimento) alla quale, internamente, è fissato un liner di acciaio. Il contenimento primario è progettato per svolgere la funzione di soppressione del vapore ed abbattimento della pressione (dry-well e wet-well). La Figura 1 presenta lo schema di funzionamento del reattore.

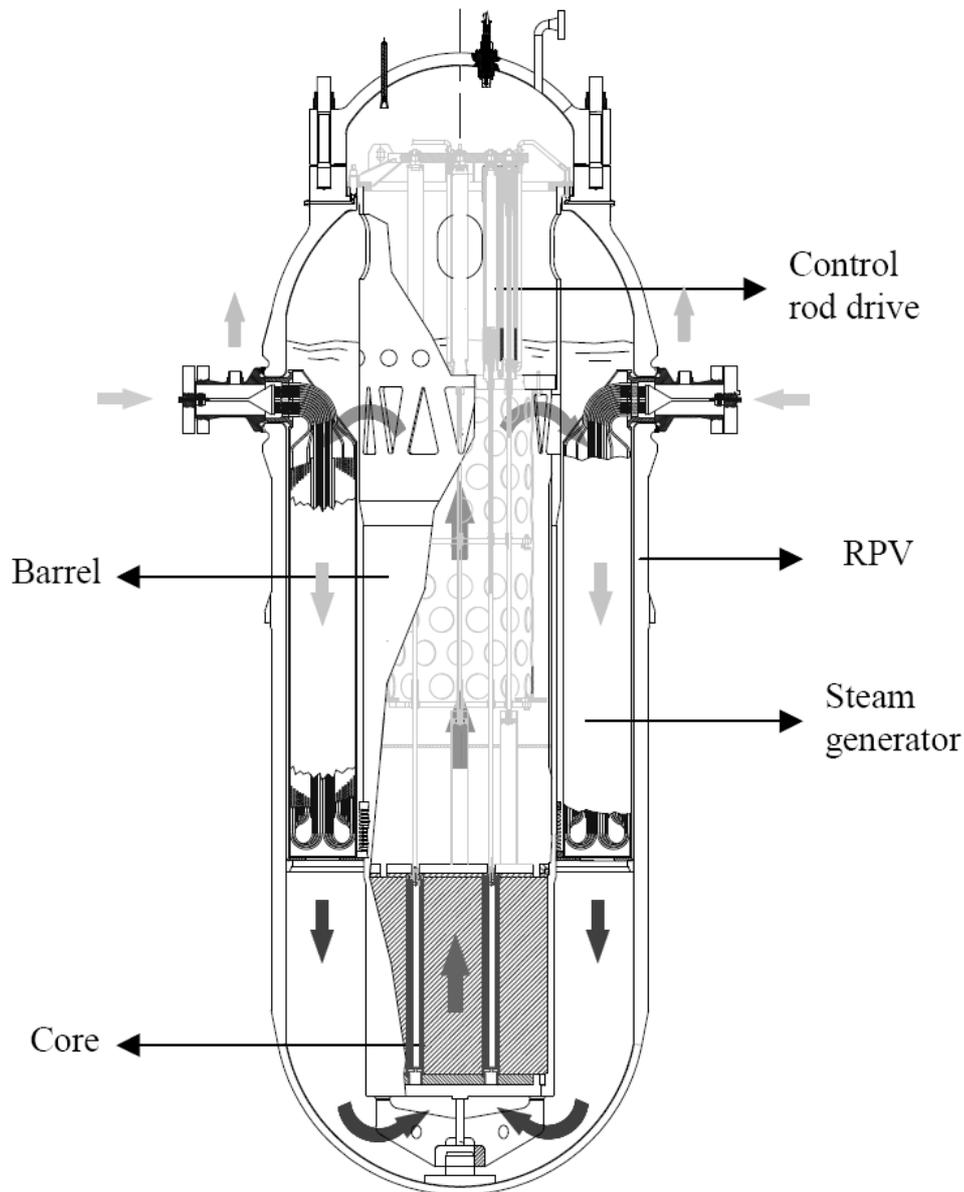


Figura 1. Schema di funzionamento di un reattore integrato tipo CAREM

Il concetto è quello di integrare molte parti d’impianto nel recipiente in pressione, RPV-Reactor Pressure Vessel, (Figura 2) a favore di una semplificazione e miglioramento della sicurezza. Sono stati quindi

- integrati i generatori di vapore all’interno del recipiente in pressione in modo che il circuito primario non sia costituito da tubazioni in gran parte esterne al recipiente stesso,
- eliminato il pressurizzatore integrandolo nella cupola del recipiente in pressione dove si presenta un equilibrio bifase (infatti, il pressurizzatore normalmente presente negli impianti ad acqua pressurizzata non è previsto poiché si lavora alla pressione di saturazione corrispondente alla temperatura di uscita del refrigerante primario dal nocciolo),
- eliminate le pompe del circuito primario grazie al progetto di circolazione naturale;

- I meccanismi di controllo si integrano al recipiente in pressione trasformandosi in sistemi idraulici.

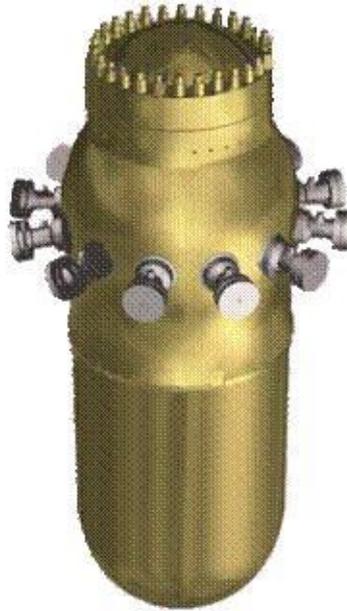


Figura 2. Recipiente in pressione di un reattore tipo CAREM

All'interno del recipiente in pressione sono dislocati 12 moduli di generatori di vapore (Figura 2). Il circuito secondario raccoglie il vapore lavorando a 47 atm e 290 °C. I generatori di vapore rappresentano i componenti che hanno subito le maggiori variazioni rispetto ai primi progetti del reattore CAREM; gli attuali provengono da progetti largamente impiegati nei sottomarini russi e costituiscono un aspetto critico del progetto CAREM.

Il progetto del reattore CAREM si basa su prove realizzate nel reattore RA-8 (Pilcaniyeu, Río Negro) per l'analisi di parametri di criticità, di distribuzione di potenza e per la validazione dei codici di calcolo. Si è costruito un circuito di alta pressione e convezione naturale per investigare i dettagli termo-idraulici e verificare il funzionamento della convezione naturale in varie situazioni operative.

Nel reattore RA-8 sono stati inoltre provati i meccanismi idraulici di controllo.

NOCCIOLO

Il nocciolo possiede un diametro equivalente di 131 cm ed è costituito da 61 elementi di combustibile in configurazione esagonale di 108 tubi di zircaloy ciascuno (Figura 3). Viene utilizzata una quantità di 3.812,5 Kg di uranio arricchito al 3,4% e 1,8% ed alcune barre contengono gadolinio usato come veleno assorbente di neutroni in alcuni elementi periferici al fine di controllare la reattività iniziale e la distribuzione di potenza. Quindi il nucleo è poco propenso a "salti di potenza" e raggiunge alti tassi di burn-up. Gli elementi di combustibile hanno una lunghezza di 1,4 metri e vengono rimossi dal centro del nucleo verso l'esterno con un ciclo che in 330 giorni ricarica il 50% degli elementi. Per queste operazioni di ricarica il reattore deve essere fermato una volta all'anno per circa un mese.

Ci sono 18 tubi guida per il controllo, alcuni per la strumentazione e vari per il sistema di interblocco. Si tratta di un nucleo con bassa perdita di carico e che può essere spento in meno di un minuto.

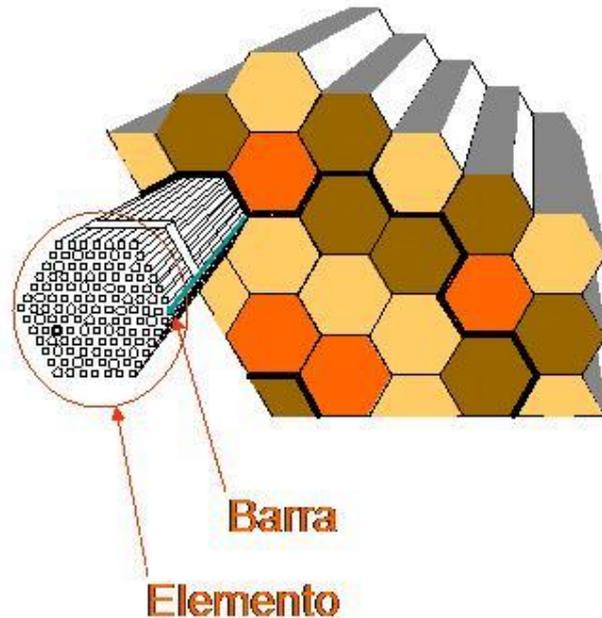


Figura 3. Dettaglio di un elemento di combustibile nel nocciolo del reattore

SICUREZZA

L'incremento della sicurezza dipende principalmente dai sistemi passivi, dai minori requisiti radiologici per la mancanza di tubazioni esterne del circuito primario che normalmente emettono raggi gamma dispersi nell'impianto e dalla autoregolazione della pressione per la coesistenza delle fasi liquida e gassosa dell'acqua nella cupola del recipiente in pressione. Quindi il reattore è auto-regolante, è stabile termo-idraulicamente per l'inerzia termica del gran volume d'acqua in movimento che regola passivamente il flusso secondo le variazioni di potenza del nocciolo. Il reattore si mantiene senza l'assistenza di operatori o alimentazione elettrica esterna per le prime 48 ore dopo un incidente.

Il CAREM è stato concepito come progetto di "incidente senza rischio", ossia il reattore tende a spengersi intrinsecamente in caso di qualsiasi tipologia di incidente. La filosofia base è la difesa in profondità; tutti i sistemi di sicurezza sono duplicati ed operano solo ed inevitabilmente, di fronte ad un evento, per le loro caratteristiche di funzionamento passivo. Sono presenti inoltre barre di spegnimento al cadmio ed un meccanismo di emergenza per l'iniezione del boro.

Dispone di circuiti per la rimozione del calore residuo del nucleo (a convezione naturale), e la possibilità di iniettare acqua di emergenza da un deposito alla stessa pressione del recipiente in pressione.

I sistemi di sicurezza presenti nell'impianto sono i seguenti:

- PRIMO SISTEMA DI SPEGNIMENTO (FSS – First Shutdown System) - Meccanismo di movimentazione delle barre di controllo (CRDM – Control Rod Drive Mechanism) di tipo idraulico, previsto all'interno del vessel;

- SECONDO SISTEMA DI SPEGNIMENTO DEL REATTORE (SSS) - Basato sull'iniezione di acqua borata per gravità all'interno del circuito primario;
- SISTEMA DI RIMOZIONE DEL CALORE DI DECADIMENTO RESIDUO;
- SISTEMA DI INIEZIONE DI EMERGENZA;
- VALVOLE DI SFIORO DI SICUREZZA;
- **SISTEMI ATTIVI IN ADDIZIONE A QUELLI PASSIVI:**
- *SISTEMA DI PURIFICAZIONE E RAFFREDDAMENTO DELLA PISCINA DI SOPPRESSIONE;*
- *SISTEMA DI INIEZIONE DI ACQUA NELLA CAVITÀ REATTORE.*

Molti eventi iniziatori previsti per i reattori commerciali ad acqua leggera sono stati esclusi già nella fase progettuale attraverso opportune scelte che si riassumono qui di seguito:

- il diametro della penetrazione più grande che attraversa il recipiente in pressione (RPV-Reactor Pressure Vessel) è di circa 3,8 cm. Questa scelta fa sì che l'eventuale rottura di questa tubazione, in cui circola refrigerante primario, comporti solo una limitata perdita di refrigerante, escludendo, da progetto, l'evento di LBLOCA – Large Break Loss of Coolant Accident. Questo aspetto risulta molto importante ai fini impiantistici in quanto la massima portata di reintegro risulta automaticamente limitata;
- l'incidente di inserzione di reattività (RIA – Reactivity Insertion Accident) dovuto all'espulsione di una barra di controllo, a seguito del fallimento della tenuta del sistema di movimentazione al di sopra della testa del RPV, è stato eliminato sviluppando un sistema di movimentazione delle barre di controllo di tipo idraulico disposto completamente all'interno del RPV;
- un grande quantitativo di refrigerante, all'interno del vessel, garantisce elevata inerzia rispetto ai transitori termici (elevato tempo di risposta e piccole perturbazioni);
- l'utilizzo dello schema di reattore integrato ha consentito di eliminare i tradizionali loop di circolazione che normalmente portano il fluido primario al di fuori del RPV obbligando il progettista a prevedere schermi aggiuntivi anche in tali zone;
- la presenza di un grande quantitativo di acqua nella zona anulare, compresa tra il core barrel e il recipiente in pressione dove alloggiavano i generatori di vapore (SG-Steam Generator), funge anche, a livello del nocciolo, da schermo neutronico e la dose assorbita dal RPV risulta ridotta (con conseguente possibile allungamento della vita utile);
- l'assenza del pressurizzatore e della pompa primaria riduce costi di manutenzione e di investimento, nonché possibili eventi iniziatori di incidenti.

5.2 Fuji MSR

Il progetto Fuji [11] si basa sull'esperienza acquisita con il reattore a sali fusi costruito ed esercito presso l'Oak Ridge National Laboratory (USA) fra il 1950 ed il 1976 [14,15].

Lo sviluppo di questo progetto è affidato all'International Thorium Molten-Salt Institute (ITHMSI) e, pur basandosi sulla solida esperienza acquisita durante gli oltre otto anni di funzionamento ininterrotto ottenuti ad Oak Ridge, è ancora in una fase preliminare.

Particolari aspetti relativi alle prestazioni di alcuni materiali strutturali devono ancora essere approfonditi.

Sistema a sali fusi semplificato con una potenza tra 100 e 200 MWe, il Fuji SMR utilizzerà un ciclo chiuso ^{232}Th - ^{233}U di durata trentennale, pur prevedendo il reintegro di materiale fertile e fissile durante il funzionamento.

Questa filiera di reattori è caratterizzata da:

- utilizzo del ciclo del torio;
- applicazione della tecnologia a sali fusi;
- separazione delle funzioni di produzione di materiale fissile (ottenuta in un reattore specifico) e di generazione di energia.

Altre importanti caratteristiche sono:

- disegno modulare, per una più ampia possibilità di adattamento alle diverse esigenze;
- nessuna necessità di soste per il refueling; l'arricchimento del combustibile avviene durante il funzionamento senza alcuna apertura del vessel, semplicemente controllando la composizione dei sali durante il funzionamento;
- assemblaggio in fabbrica con conseguente contenimento dei costi di realizzazione e miglioramento della qualità;
- flessibilità di operazione: pur essendo concepito per il ciclo Th-U, il reattore Fuji è in grado di funzionare con qualunque tipo di materiale fissile, ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu e ^{241}Pu o loro combinazioni;
- tolleranza nel miscuglio di sali, senza inficiare le prestazioni del reattore, non soltanto per i materiali fissili, ma anche per i prodotti di fissione;
- alto rapporto di conversione per un completo sfruttamento del potenziale energetico del combustibile (al contrario degli attuali reattori che sfruttano circa il 3% del potenziale energetico del combustibile);
- possibilità di bruciare Pu e attinidi minori prodotti in reattori convenzionali;
- possibilità di produrre direttamente idrogeno grazie agli alti valori della temperatura di funzionamento;
- alto rendimento termodinamico, oltre il 40% contro il 34% degli attuali reattori di III generazione; consente anche un minor utilizzo delle risorse idriche e quindi un più contenuto impatto ambientale.

UTILIZZO DEL CICLO DEL TORIO

Vengono qui di seguito discussi vantaggi e svantaggi del ciclo del Torio [16].

Vantaggi:

- il torio è da tre a quattro volte più abbondante dell'uranio e presente in molti Paesi tra i quali anche l'Italia (la monazite, minerale ad alto contenuto di torio è presente in alte concentrazioni in molte zone della nostra penisola);
- il ciclo torio-uranio, nel quale si utilizza come materiale fertile il ^{232}Th e come materiale fissile il ^{233}U , produce quantità pressoché trascurabili di transuranici, pertanto la radiotossicità del combustibile esausto è molto inferiore a quella del ciclo U-Pu; viene così sostanzialmente risolto alla fonte il problema dell'immagazzinamento del combustibile esausto contenente alte percentuali di elementi a lunghissima vita media ed elevata radiotossicità (transuranici);
- per il ^{232}Th la sezione d'urto di assorbimento per i neutroni termici è di 7.4 barns, quasi tripla rispetto a quella del ^{238}U (2.7 barns). E' quindi possibile raggiungere nel reattore un elevato rapporto di conversione del ^{232}Th in ^{233}U .
Tale caratteristica renderebbe pienamente sostenibile a lungo termine il ciclo nucleare senza la necessità di dover effettuare il salto tecnologico verso i reattori veloci;
- ThO_2 ha conducibilità termica maggiore e coefficiente di espansione minore rispetto a UO_2 e inoltre alta temperatura di fusione (3350 °C, rispetto a 2800 °C di UO_2) il che assicura margini di sicurezza del reattore molto elevati;
- ThO_2 è inerte e non si ossida ad alti valori di temperatura, diversamente da UO_2 ;
- il combustibile al torio esausto è più difficile da maneggiare e quindi intrinsecamente più resistente alla proliferazione;
- il combustibile esausto non contiene plutonio.

Svantaggi:

- esiste esperienza limitata circa il ciclo di lavorazione dei combustibili a base di torio;
- Il combustibile esausto è difficilmente maneggiabile (forte emissione γ).

UTILIZZO DELLA TECNOLOGIA A SALI FUSI

La tecnologia a sali fusi è tra le prescelte per la realizzazione dei reattori di IV Generazione [17] ed offre vantaggi molto rilevanti sia per la sicurezza sia per l'economicità ed accettabilità sociale dei reattori. Ne vengono di seguito illustrati gli aspetti principali.

- Nei reattori tradizionali l'utilizzo dell'acqua come refrigerante limita fortemente la temperatura di esercizio. Solo pressurizzando il contenitore a 15-16 bar è possibile raggiungere temperature del refrigerante dell'ordine di 300-400 °C, in modo da ottenere cicli termodinamici con rendimenti accettabili, tipicamente 33%. Ciò riduce i margini di sicurezza: anche per minime escursioni di potenza l'acqua mista a vapore produce ancora ingenti quantità di vapore, sì che la già elevata pressione all'interno del contenitore aumenta ulteriormente ed in caso di malfunzionamenti si è costretti a "sfiatare" la pressione al di fuori del contenitore. Al contrario i sali fusi evaporano a circa 1500°C, con una capacità termica comparabile a quella dell'acqua, rendendo possibile lavorare senza problemi a temperature dell'ordine di 600-700 °C a pressione ambiente. In tal modo, prima di raggiungere

l'ebollizione a 1500 °C, il refrigerante è ancora in grado di “assorbire” sovrappotenze transitorie con margini maggiori;

- la maggiore temperatura di esercizio corrisponde ad un maggior rendimento termodinamico che arriva naturalmente oltre il 40%; sono inoltre allo studio cicli termodinamici per raggiungere rendimenti ancora più elevati;
- la minore pressione di esercizio corrisponde alla possibilità di strutture più leggere, più semplici da costruire e da smaltire e soprattutto molto più economiche;
- l'assenza di acqua elimina la possibilità di reazioni di ossidazione dei metalli con liberazione di gas idrogeno, rendendo impossibili “by design” evoluzioni incidentali come quelle viste a Fukushima, dove importanti esplosioni da idrogeno hanno messo fuori uso alcuni dispositivi di sicurezza essenziali;
- la possibilità di eliminare i prodotti di fissione gassosi on-line (semplicemente aspirandoli fuori dal reattore e trattandoli) permette di avere un minor contenuto di elementi radioattivi dentro il reattore; nei reattori convenzionali, invece, i prodotti di fissione gassosi rimangono intrappolati ad alta pressione dentro le camicie delle barre di combustibile ed in caso di incidente vengono rilasciati tutti insieme;
- i prodotti di fissione solidi vengono anch'essi eliminati mediante sistemi chimici “on-line” che setacciano la mistura combustibile + sali fusi + prodotti di fissione e la restituiscono depurata di quest'ultimi;
- l'accumulo dei prodotti di fissione nei reattori convenzionali porta all'avvelenamento del combustibile e alla possibilità di sfruttare al massimo circa il 3% del suo contenuto energetico; oltre tale limite la reazione non si sostiene più. La rimozione dei prodotti di fissione appena vengono a formarsi consente di sfruttare tutto il contenuto energetico del combustibile diminuendo enormemente la quantità di combustibile da utilizzare.

PRODUZIONE DI MATERIALE FISSILE

Il torio è un materiale fertile, facilmente trasformabile in un fissile (^{233}U) il quale rappresenta il vero combustibile. Una volta che al torio siano state aggiunte piccole percentuali di ^{233}U (3-5%) il reattore è in grado di cominciare a produrre energia svolgendo al suo interno sia le reazioni di fissione, con associata produzione di energia, sia di conversione di ^{232}Th in ^{233}U ; il sistema può così funzionare per un tempo indefinito soltanto con aggiunta man mano di piccole quantità di ^{232}Th . In queste condizioni di funzionamento il reattore è in equilibrio, ma è anche possibile progettare il sistema in modo che la quantità di fissile sia maggiore o minore di quella necessaria: in tal caso il reattore diventa rispettivamente produttore di fissile (breeder), o consumatore (burner). E' quindi possibile, una volta arricchito il primo carico di un reattore con del fissile (ad esempio ^{235}U o ^{239}Pu), produrre con esso il fissile necessario per la partenza di altri reattori. Altra soluzione potrebbe essere quella di affiancare a una flotta di reattori al Th di tipo burner (consumatori di fissile) un altro reattore di tipo breeder (produttore di fissile).

Questa ultima è la strategia scelta nella progettazione del Fuji, che pertanto dovrà essere inquadrato in uno scenario in cui convivono reattori breeder di altro tipo.

Analogha strategia di sviluppo è seguita in India, dove alla produzione del fissile si pensa di dedicare reattori veloci che utilizzano il ciclo del Pu.

In Italia si potrebbe utilizzare per le prime cariche il Pu ottenuto dal riciclo del combustibile spento dei vecchi reattori (in funzione fino agli anni 80); ciò offrirebbe un duplice vantaggio: eliminare materiali notevolmente problematici da gestire (non proliferazione, radiotossicità) e ottenere combustibile gratuitamente.

In prospettiva più a lungo termine sarebbe interessante sviluppare tutto il potenziale di conoscenze a lungo coltivate nel nostro Paese sia nel campo della fusione termonucleare che della fissione, concentrando gli sforzi verso la realizzazione di un reattore ibrido [18,19], in grado sia di produrre materiale fissile per un parco reattori al Th, sia di incenerire gli elementi transuranici a lunghissima vita media ed alta radiotossicità ottenuti dal riciclo dei combustibili spenti delle centrali convenzionali.

STATO DI AVANZAMENTO DEL PROGETTO FUJI

Il progetto Fuji prevede la realizzazione di un primo mini-reattore da 8 MWe come impianto pilota per analizzare sul campo le problematiche da sviluppare. Successivamente il progetto prevede la realizzazione di un reattore da potenza più elevata (Figura 4) le cui caratteristiche fondamentali vengono riportate in Tabella 10.

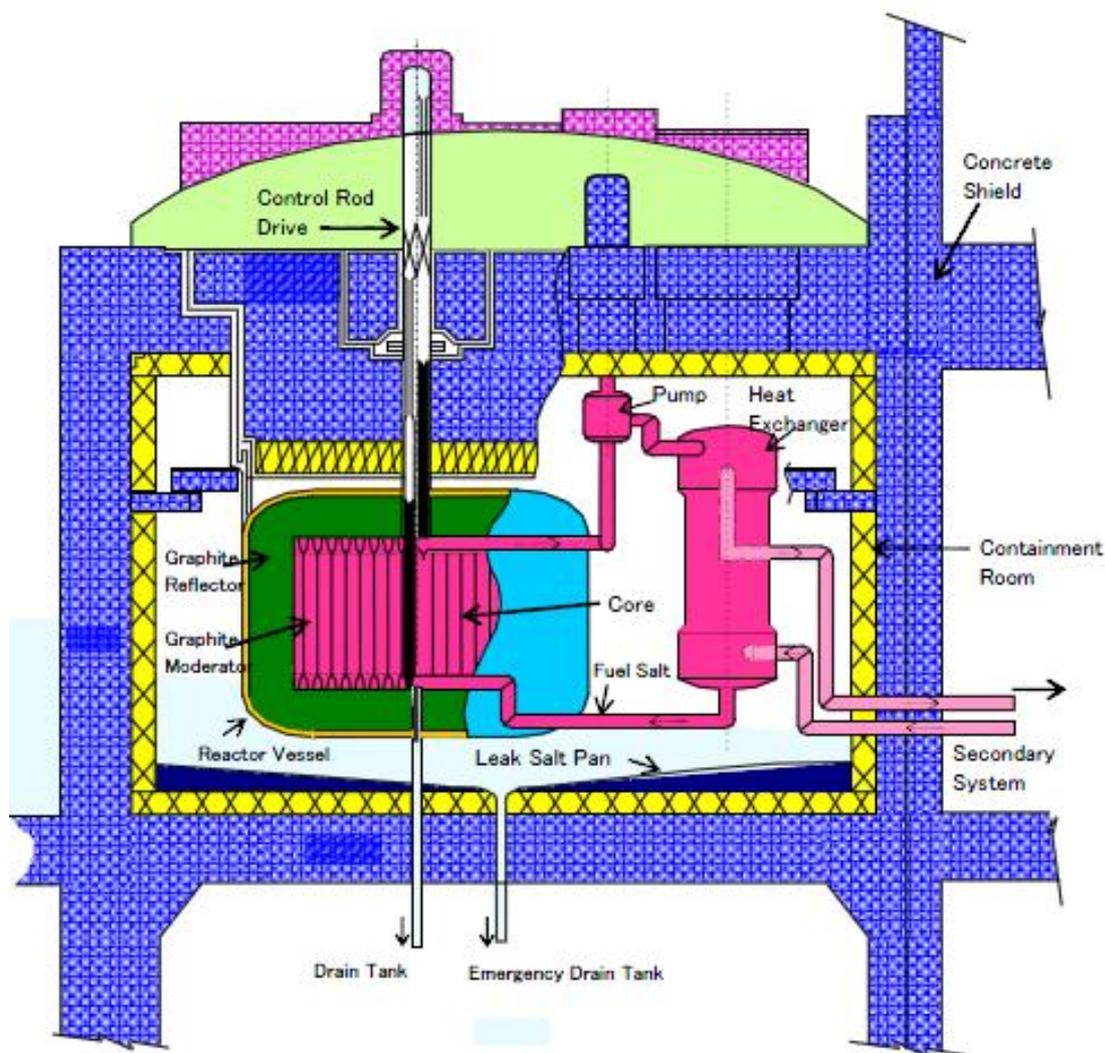


Figura 4. Schema concettuale del reattore Fuji. Si può notare che lo spegnimento del reattore oltre ad avvenire in normali condizioni con le usuali barre di controllo, può avvenire facendo semplicemente colare il combustibile nucleare all’interno delle “drain tanks”, ottenendo così l’arresto delle reazioni a causa della mancanza del moderatore di grafite.

Tabella 10. Principali parametri del reattore Fuji

Potenza termica	450 MWt
Potenza elettrica	200 MWe
Fattore di carico	90%
Tipo di combustibile/refrigerante	LiF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄
Composizione iniziale	71.75-16-12-0.25 mol %
Moderatore/riflettore	Grafite
Dimensioni	Altezza del nocciolo: 2.1 m, raggio del nocciolo: 3.8 m
Coefficiente di vuoto	0.07% dk/% (k è il coefficiente di reattività)
Variazioni di reattività	0.001 dk/30 EFPD (Effective Full Power Days)
Barre di controllo	2 in grafite (controllo) 4 in B ₄ C (emergenza)
Ingresso turbina	P=24 MPa, T=810 K
Temperature di ingresso/uscita	849 K/980 K
Volume del liquido	26.4 m ³
Temperatura di ebollizione del refrigerante	1800 K
Tempo di vita del combustibile	Maggiore del tempo di vita dell'impianto
Aggiunta di fissile	2 kg di ²³³ U è aggiunto al nocciolo nella forma di LiF-UF ₄ (73-27 mol %) ogni 30 EFPD.
Aggiunta di fertile	67 kg di Th è aggiunto al nocciolo nella forma di LiF-BeF ₂ -ThF ₄ (72-16-12 mol %) ogni 150 EFPD
²³³ U iniziale	800 kg
²³³ U reintegrato in 30 anni	755 kg
Consumo di torio naturale	1000kg/GWe/EFPY

7 Conclusioni

Secondo la classificazione adottata dalla AIEA per i reattori di piccola e media taglia (Small and Medium sized Reactor – SMR), si definiscono reattori di piccola taglia impianti di potenza elettrica inferiore a 300 MW ed impianti di taglia media quelli di potenza elettrica inferiore a 700 MW.

I reattori di piccola e media taglia non beneficiano di economie di scala ma nella maggior parte dei casi il potenziale di sviluppo di questi reattori è supportato dalla loro capacità di occupare nicchie di mercato ed esigenze diverse da quelle delle centrali di grossa taglia fornendo una migliore distribuzione elettrica ed una migliore corrispondenza tra investimenti ed incrementi di potenza elettrica, migliore modulazione della crescita di richiesta della domanda, costruzioni modulari più flessibili e tempistiche migliori ed una maggiore varietà di prodotti.

E' importante notare che il termine reattore di piccola e media taglia non significa necessariamente di piccole dimensioni infatti unità o moduli possono essere gradualmente aggiunti nel tempo sfruttando i frutti di esperienza acquisita, tempi di costruzione dovuti alla modularità con profili molto interessanti di investimento con capitale minimo a rischio.

Gli SMR di tipologia ad acqua pressurizzata (PWR) sfruttando l'esperienza pluridecennale di tale filiera rientrano nella categoria degli impianti di progettazione evolutiva il cui progetto deve avere caratteristiche prevalentemente analoghe ad impianti già esistenti e presentare determinati miglioramenti ottenuti attraverso limitate modifiche del progetto stesso.

La caratteristica più saliente dei reattori di piccola taglia è l'impiego di una struttura di tipo integrato in cui sono compresi tutti i componenti che generalmente compongono il circuito primario (loop comprensivi di pompe di circolazione, generatori di vapore e pressurizzatore nel caso dei PWR).

Il sempre più crescente interesse a livello mondiale per gli SMR ha portato allo sviluppo di numerose soluzioni progettuali che potrebbero a breve termine coprire una produzione da fonte nucleare anche al di fuori dei tradizionali grandi sistemi di distribuzione come ad esempio nella produzione di elettricità e calore per piccole comunità in zone remote o per produrre acqua potabile con sistemi di dissalazione che utilizzano il calore prodotto dagli stessi impianti.

Oggi lo sviluppo degli SMR è largamente definito dalla loro capacità di adattarsi alle esigenze di quei Paesi che non hanno in programma lo sviluppo di grandi centrali di produzione da fonte nucleare:

- Paesi che hanno piccole o medie reti elettriche con carichi di picco sulla rete compresi tra 7.000 e 10.000 MWe;
- insediamenti e siti industriali ad alta intensità energetica situati in zone remote;
- Paesi con limitate capacità di investimento.

Negli ultimi anni oltre 45 progetti di reattori SMR innovativi sono stati sviluppati in programmi di ricerca nazionali ed internazionali, coinvolgendo numerosi Paesi come Argentina, Brasile, Cina, Croazia, Francia, India, Indonesia, Italia, Giappone, Repubblica di Corea, Lituania, Marocco, Federazione Russa, Sud Africa, Turchia, USA, Vietnam.

In Italia, presso l'Università di Roma "La Sapienza" è stato concepito e sviluppato il progetto MARS (Multipurpose Advanced Reactor inherently Safe) [8,20]. Si tratta di un reattore nucleare appartenente alla filiera dei PWR (Pressurized Water Reactor) concepito allo scopo di fornire un elevato grado di sicurezza dovuto all'utilizzo di tecniche che sfruttano principi fisici naturali.

Con un adeguato sostegno nazionale potrebbero essere intraprese le necessarie fasi di sviluppo industriale e licensing allo scopo di inserirlo commercialmente a livello internazionale.

Le opzioni di sviluppo a breve termine per i reattori di piccola e media taglia sono le seguenti:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	32	34

a) Reattori con schemi di ricarica convenzionale:

- PWR con progettazione integrata del circuito primario (es. IRIS di Westinghouse, USA in collaborazione internazionale; SMART di KAERI, Repubblica di Corea; CAREM, di CNEA, Argentina),
- PWR derivati da reattore marino (es. KLT-40S di Rosenergoatom, Russia; VBER-300 di OKBM, Governo del Kazakistan e Rosatom),
- Reattori avanzati ad acqua leggera moderati ad acqua bollente, Tubo in Pressione Tipo Verticale (es. AHWR di BARC, India),
- Reattori ad Alta Temperatura Refrigerati a Gas, HTGR – High Temperature Gas-cooled Reactors (es. HTR-PM di INET, China; PBMR – PBMR Pty, Ltd., Sud Africa);

b) Piccoli reattori senza ricarica sul posto (Small Reactors without On-site Refuelling), quali ad es: ABV di OKBM, Russia; MASLWR di NuScale, USA.

La varietà dei progetti di SMR in corso nel mondo offre prospettive interessanti in termini di applicazioni, sicurezza e affidabilità degli impianti, minori costi di realizzazione e funzionamento, ridotto consumo di risorse naturali (es. acqua, superficie d'impianto), cicli del combustibile più efficienti e minor produzione di rifiuti ad alta attività e lunga vita, ecc..

Quanto alle attività di ricerca e sviluppo per l'industria nucleare del nostro Paese ci si propone di fornire supporto rendendo disponibile con strumenti adeguati (banche dati "intelligenti", sistemi di supporto alle decisioni, e simili) la grande mole d'informazioni ed analisi tecniche, nonché dei nuovi concetti progettuali man mano che si rendono disponibili.

In tal modo diversi concetti e soluzioni d'impianto potranno più facilmente integrarsi in soluzioni più vicine alle necessità applicative delle diverse realtà territoriali, quindi socialmente più comprensibili e accettabili.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP1 - 21	0	L	33	34

7. Riferimenti

1. World Nuclear Association (2011), "Small Nuclear Power Reactors", versioni Maggio 2011 e Luglio 2011, <http://www.world-nuclear.org/info/inf33.html>;
2. OECD NEA (2011), "Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors", June 2011;
3. OECD NEA (2011), "Background Note for the Policy Debate on the Steering Committee for Nuclear Energy in Small and Medium-sized Reactors", NEA/SEN (2011)1;
4. WNN, World Nuclear News (2011), "Westinghouse announces Small Modular Reactor", <http://www.world-nuclear-news.org/print.aspx?id=29466>, February 18, 2011;
5. The US Department of Energy (DOE), Office of Nuclear Energy (2011), "Small Modular Reactors", <http://www.nuclear.gov>, February 15, 2011;
6. Likhov, A., Cameron, R., Kuznetsov, V. (2011), "Current Status and Economics of Small Nuclear Reactors", NEA updates, NEA News 2011 – No. 29.1;
7. The US Department of Energy (DOE), Office of Nuclear Energy's Small Modular Reactor Programme (2010), "Status and Near-term prospects of Small and Medium sized Reactors", http://www.nuclear.energy.gov/pdfFiles/factSheet/2011_SMR_Factsheet.pdf;
8. Genovese, R., Gramiccia, L., Naviglio, A., Vitale Di Maio, D. (2010), "Analisi critica di concetti di reattori evolutivi PWR di piccola taglia ed identificazione di aree di potenziale miglioramento", CERSE-UNIROMA1 RL 1160/2010;
9. IAEA (2010), "Small Reactors without on-site refueling: neutronic characteristics, emergency planning and development scenarios", Final Report of an IAEA Coordinated Research Project, IAEA-TECDOC-1652;
10. IAEA (2009), "Design Features to achieve Defence in Depth in Small and Medium sized Reactors", IAEA Nuclear Energy Series No. NP- T – 2.2;
11. IAEA (2007), "Status of Small Reactor Design without on-site Refuelling", IAEA-TECDOC-1536;
12. Josè M. Iriarte Muñoz (2007), "Reactor CAREM Central Argentina de Elementos Modulares", Fisica de Reactores-Instituto Balseiro; <http://conocimientos-argentina.blogspot.com/2011/03/reactor-carem.html>.
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Advanced Reactors: www.nrc.gov/reactors/advanced.html;
14. ORNL/TM-2009/181 An Account of Oak Ridge National Laboratory's Thirteen Nuclear Reactors, August 2009;
15. R. C. BRIANT AND ALVIN M. WEINBERG, Molten Fluorides as Power Reactor Fuels, Nuclear Science and Engineering, 2, 797-803 (1957);
16. IAEA-TECDOC-1450 Thorium fuel cycle — Potential benefits and challenges, May 2002;
17. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, Issued by the U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 200;
18. M. Ciotti, J. Manzano, M. Sepielli, Italian Hybrid and Fission Scenario Analysis, presentato alla conferenza [Fusion for Neutrons and Sub-critical Nuclear Fission](#) Villa Monastero Varenna (Lecco), Italy, September 12 - 15, 2011 in via di pubblicazione su American Institute of Physics;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS – LP1 - 21	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 34	di 34
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

19. F. Crisanti, A. Botrugno, M. Ciotti, A. Cucchiaro, J. Manzano, F. Orsitto, A. Pizzuto. A Fusion-Fission test experiment proposal, based on the standard H-mode scenario, conferenza [Fusion for Neutrons and Sub-critical Nuclear Fission](#) Villa Monastero Varenna (Lecco), Italy, September 12 - 15, 2011 in via di pubblicazione su American Institute of Physics;
20. <http://www.din.uniroma1.it/italian/progetti/mars/mars.htm>.