



Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia  
e lo sviluppo economico sostenibile



*Ministero dello Sviluppo Economico*

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

## Valutazione del comportamento incidentale di reattori SMR

*G. Forasassi, R. Lo Frano, V. Baudanza, F. Orlandi*



Report RdS/2012/013

VALUTAZIONE DEL COMPORTAMENTO INCIDENTALE DI REATTORE SMR

G. Forasassi, R. Lo Frano, V. Baudanza, F. Orlandi – CIRTEN UNIPI

Settembre 2012

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 del Progetto: Paride Meloni, ENEA



**CIRTEN**

**Consortio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare**

**UNIVERSITA' DI PISA**

**DIMNP**

## **Valutazione del comportamento incidentale di reattori SMR**

### **AUTORI**

**G. FORASASSI**

**R. LO FRANO**

**V. BAUDANZA**

**F. ORLANDI**

**CERSE-UNUPI RL 1517/2012**

**PISA, Luglio 2012**

Lavoro svolto in esecuzione dell'Attività LP2.B3

AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico - Piano Annuale di Realizzazione 2011

Progetto 1.3.1 "Nuovo Nucleare da Fissione: collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare"

## INDICE

<b>Lista delle Figure .....</b>	<b>5</b>
<b>Lista delle Tabelle.....</b>	<b>7</b>
<b>Sommario .....</b>	<b>8</b>
<b>1. Introduzione .....</b>	<b>9</b>
<b>2. I reattori SMR.....</b>	<b>17</b>
<b>2.1 Stato dell'arte.....</b>	<b>18</b>
<b>2.2 Aspetti generali relativi alle diverse tecnologie dei reattori SMR .....</b>	<b>21</b>
<b>2.2.1 Reattori ad acqua leggera.....</b>	<b>21</b>
<b>2.2.2 Reattori ad acqua pesante .....</b>	<b>25</b>
<b>2.2.3 Reattori veloci a metalli liquidi.....</b>	<b>25</b>
<b>2.2.4 Reattori a gas .....</b>	<b>27</b>
<b>2.2.5 Reattori a sali fusi.....</b>	<b>29</b>
<b>a) CAREM .....</b>	<b>35</b>
<b>b) CNP-300.....</b>	<b>37</b>
<b>c) IMR.....</b>	<b>37</b>
<b>d) SMART.....</b>	<b>38</b>
<b>d) ABV-6M.....</b>	<b>38</b>
<b>e) VK-300 .....</b>	<b>39</b>
<b>f) VBER-300.....</b>	<b>40</b>
<b>f) WWER 300.....</b>	<b>41</b>
<b>g) KLT-40S.....</b>	<b>41</b>
<b>h) IRIS.....</b>	<b>43</b>

i) W- SMR.....	45
l) m-Power.....	47
m) NuScale.....	50
n) Holtec HI-SMUR.....	51
o) SSTAR e STAR- LM.....	52
p) ELSY.....	54
q) BREST- 300.....	58
r) PRISM.....	60
s) HYPERION.....	62
t) PBMR.....	63
u) EM2.....	65
v) 4S.....	66
x) EC6.....	68
2.5 Confronto SMR.....	69
<b>3. Obiettivi degli Stress Test.....</b>	<b>77</b>
3.1 L'incidente di Fukushima.....	78
3.2 Normative per valutare la sicurezza.....	86
<b>4. Il fenomeno dello tsunami.....</b>	<b>88</b>
4.1 Scale di intensità dello tsunami.....	93
4.2 Influenza dello tsunami sulla progettazione di un NPP.....	96
<b>5. Approccio proposto per l'analisi del fenomeno dello tsunami.....</b>	<b>100</b>
<b>6. Analisi numerica: modellazione e risultati.....</b>	<b>105</b>
6.1 Implementazione dell'analisi di flooding/tsunami.....	107
6.2 Analisi dei risultati.....	109

<b>7. Conclusioni.....</b>	<b>117</b>
<b>8. Riferimenti Bibliografici.....</b>	<b>121</b>
<b>9. Curriculum Scientifico del gruppo di ricerca.....</b>	<b>124</b>

## Lista delle Figure

Figura 1 (a), (b), (c): Schemi di impianto di SMR.....	10
Figura 2: Fattori di vantaggio economico di un SMR [5].....	13
Figure 3 (a), (b) : Schema di reattori nucleari piccoli e modulari.....	18
Figura 4: Confronto tra un PWR tradizionale ed un SMR di tipo integrale [8].....	22
Figura 5: RV di un PWR tradizionale (sinistra) vs. RV di un SMR integrato (destra) [8].....	24
Figura 6: Mappa degli SMR in fase di sviluppo [8]. ....	34
Figura 7: Schema del reattore CAREM. ....	36
Figura 8: Schema del reattore IMR.....	37
Figura 9: Schema del reattore SMART.....	38
Figura 10: Schema del reattore ABV-6M.....	39
Figura 11: Schema del reattore VBER [9].....	40
Figura 12: Schema del reattore KTS-40S [9] (a) e possibile installazione galleggiante (b).....	43
Figura 13: Schema del reattore IRIS.....	44
Figura 14: Schema del reattore [9] (a) e del sistema di contenimento (b) del W-SMR.....	46
Figura 15: Lay-out (a) e schema (b) del reattore B&W mPower™ .....	49
Figura 16: Schema del reattore NuScale.....	51
Figura 17: Schema concettuale del reattore SSTAR.....	53
Figura 18: Schema reattore ELSY. ....	55
Figura 19: Schema concettuale del reattore BREST-OD-300. ....	59
Figura 20: Schema concettuale del reattore PRISM (a) e del suo funzionamento (b).....	61
Figura 21: Schema concettuale del reattore HPM [9].....	62
Figura 22: Schema concettuale del reattore PBMR [9]. ....	64
Figura 23: Schema concettuale del reattore EM2.....	66
Figura 24: Schema concettuale del reattore 4S.....	67
Figura 25: Schema concettuale del reattore EC6.....	69
Figure 26 a, b: Mappa dell'intensità sismica (a) e andamento delle accelerazioni registrate nella stazione MYG 06 (b) [21].....	80
Figure 27: Altezza massima delle onde di tsunami (concessione Japan Metereological Agency)....	81
Figure 28 a, b, c: Arrivo (a), impatto delle onde (b) e superamento delle barriere protettive dell'impianto (c).....	82

Figure 29 a, b: Ingresso (a) ed allagamento dei condotti di ventilazione (b) e conseguenze sulla centrale (c) .....	84
Figure 30 a, b: Stato del sito prima (a) e dopo (b) lo tsunami. ....	85
Figure 31: Schema scenario incidentale.....	86
Figure 32: Schema di propagazione dell'onda di uno tsunami.....	88
Figure 33: Fasi caratteristiche di uno tsunami. ....	89
Figure 34: Tsunami con sorgente tsunami-genica vicino alla costa .....	90
Figure 35: Tsunami con sorgente tsunami-genica in un corpo idrico situato nell'entroterra. ....	90
Figure 36: Tsunami accaduti nel mondo sino al 2011. ....	91
Figure 37: Eventi tsunami maggiormente catastrofici. ....	91
Figure 38: Caratteristiche principali dell'onda secondaria di tsunami [28].....	94
Figure 39: Distribuzione della pressione agente su una parete verticale .....	102
Figura 40: IRIS layout.....	106
Figura 41: Modello FEM .....	107
Figura 42: Rappresentazione di una delle condizioni di applicazione della pressione delle onde di flooding/tsunami. ....	109
Figura 43: Andamento della tensione di Von Mises (caso BFE = 5 m). ....	110
Figura 44: Distribuzione delle tensioni di Von Mises ( $H_{max}=10$ m).....	111
Figura 45: Distribuzione dello spostamento lungo l'asse x ( $H_{max}=10$ m).....	111
Figure 46 a, b: Andamento (a) e distribuzione (b) delle tensioni di Von Mises ( $H_{max}=15$ m). ....	113
Figura 47: Spostamento orizzontale ( $H_{max}=15$ m). ....	113
Figura 48: Andamento della tensione equivalente di Von Mises ( $H_{max}=20$ m).....	114
Figura 49: Distribuzione dello spostamento orizzontale ( $H_{max}=20$ m).....	115
Figure 50 a, b: Andamento (a) e distribuzione (b) della tensione di Von Mises ( $H_{max}=23$ m).....	116

## Lista delle Tabelle

<b>Tab. 1 - Vantaggi e potenzialità degli SMR [6]</b> .....	14
<b>Tab. 2 - Tipologie di SMR [7]</b> .....	15
<b>Tab. 3 - Aspetti di sicurezza di NPP della generazione attuale vs. SMR [2]</b> .....	31
<b>Tab. 4 - Progettazione e tempi possibili per la distribuzione degli SMR avanzati [8]</b> .....	35
<b>Tab. 5 - Caratteristiche m-Power<sup>TM</sup></b> .....	47
<b>Tab. 6 - Caratteristiche reattore ELSY.</b> .....	56
<b>Tab. 7 - Caratteristiche principali SMR.</b> .....	69
<b>Tab. 8 - Eventi di tsunami che hanno causato maggiori morti nella storia.</b> .....	92
<b>Tab. 9 - Corrispondenza tra classi di intensità ed altezza dell'onda</b> .....	96
<b>Tab. 10 - Pressione vs. altezza dell'onda</b> .....	108

## Sommario

E' importante sottolineare che è opportuno che attualmente tutti i reattori nucleari, SMR e non, siano verificati e/o progettati alla luce degli eventi catastrofici BDBA inclusi quelli accaduti a Fukushima dei quali viene data una significativa sintesi nel presente rapporto

Questo rapporto è suddiviso in due parti nella prima delle quali è svolta una analisi preliminare delle principali caratteristiche degli SMR ad oggi in fase di studio e/o sviluppo concettuale sulla base dei dati disponibili in letteratura dei progetti relativi.

Nella seconda parte del rapporto vengono valutati con approccio deterministico (mediante simulazione numerica) secondo le indicazioni WENRA gli effetti indotti da un evento esterno del tipo avvenuto a Fukushima (tsunami) sulla resistenza dell'edificio del reattore (RB), dell'impianto innovativo (NTDR che può essere considerato anche SMR) IRIS.

In tale modo è stato verificato che con la metodologia di analisi applicata è possibile ottenere delle indicazioni sul comportamento (capacità di resistenza delle strutture) di uno degli SSCs rilevanti ai fini della sicurezza di questo tipo di NPP (la scelta di tale reattore per la verifica suddetta è legata al fatto che per tale SMR, a differenza degli altri, erano disponibili dati necessari per l'analisi).

La metodologia proposta per valutare la risposta globale dell'impianto si baserà sulle prescrizioni ed indicazioni delle normative internazionali vigenti: nel presente studio si applicherà un approccio "neo-deterministico" con l'intento di valutare la capacità resistente del reattore nel caso di accadimento di un evento naturale base di progetto, quale il flooding o il terremoto, o di un evento estremo quale il terremoto di intensità superiore al limite di progetto, o lo tsunami, o la combinazione di entrambi.

In conclusione i risultati e gli aspetti più importanti della valutazione preliminare degli effetti indotti da un flooding/tsunami saranno poi presentati e analizzati criticamente.

# 1. Introduzione

Pensare alla produzione di energia oggi è sinonimo di mix energetico, ossia integrazione delle varie fonti energetiche al fine di far fronte alle problematiche connesse con il cambiamento climatico, la volatilità dei prezzi dell'energia, l'intermittenza della produzione energetica da fonti energetiche rinnovabili e la stabilità dell'energia nucleare.

L'energia nucleare, infatti, può garantire la sicurezza dell'approvvigionamento energetico, anche in casi di forniture di basso carico, flessibili, per applicazioni non elettriche. Tale fornitura può essere assicurata, secondo quanto indicato dalla IAEA, nel 2011, nei paesi sviluppati e/o in via di sviluppo, da reattori di piccole o medie dimensioni (SMR - “small and medium sized reactor”), di taglia minore di 700 MW<sub>e</sub>: diversi progetti innovativi di SMR sono in fase di sviluppo con una previsione di installazione nel periodo 2012 – 2030.

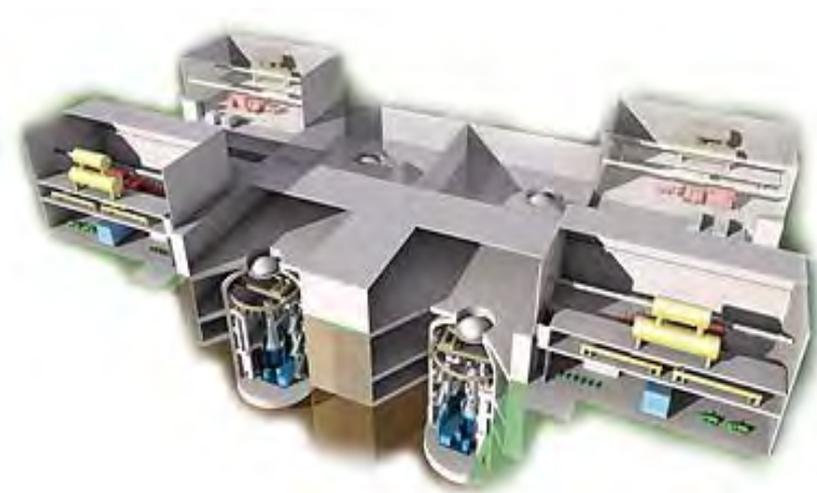
Con l'acronimo SMR si identificano, quindi, tutti quei progetti di reattori evolutivi e avanzati (Fig. 1) che sono caratterizzati da una potenza elettrica equivalente minore di 700 MW<sub>e</sub> e secondo quanto è definito dalla IAEA [1] gli “small reactor” sono reattori caratterizzati da una potenza elettrica equivalente minore di 300 MW<sub>e</sub> mentre i “medium reactor” hanno una potenza elettrica equivalente compresa tra i 300 e i 700 MW<sub>e</sub>. Spesso tali reattori di taglia medio-piccola vengono anche definiti “Small Modular Reactor” per la caratteristica di modularità che li contraddistingue.



(a)



(b)



(c)

Figura 1 (a), (b), (c): Schemi di impianto di SMR.

Il termine "modulare" si riferisce infatti alla caratteristica principale di tali reattori, nei quali un singolo modulo può essere raggruppato ad altri in modo tale da formare un impianto nucleare più grande, la cui potenza elettrica generata, maggiore o uguale a  $1000 \text{ MW}_e$ , è confrontabile con quella prodotta dai grandi impianti in esercizio o in fase di costruzione.

Il motivo principale che sta alla base della progettazione e sviluppo degli SMR è legato alla possibilità di soddisfare la domanda di energia elettrica in paesi o luoghi in cui vi è un ridotto sistema di rete elettrica. Inoltre in alcuni paesi che hanno una limitata capacità di investimento, i reattori SMR possono rappresentare una possibilità di approvvigionamento stabile di energia, data la taglia ridotta e il conseguente basso costo di investimento per la realizzazione rispetto agli impianti nucleari di grande taglia.

Gli aspetti più interessanti di tali progetti di reattori innovativi sono:

- 1) maggiori vantaggi in termini di “safety” e “security”;
- 2) non proliferazione;
- 3) vantaggi nella gestione dei rifiuti;
- 4) utilizzo più razionale delle risorse;
- 5) economicità;
- 6) flessibilità nella progettazione, scelta del sito e nel ciclo del combustibile;
- 7) disponibilità di una varietà di prodotti energetici.

Nell’ambito della progettazione dei reattori SMR si cerca di esaminare nuovi approcci progettuali che possano sfruttare i vantaggi forniti dalla ridotta complessità e dimensioni del RV e delle componenti e strutture del sistema primario del reattore, una manutenzione semplificata, ed una maggiore efficienza globale di conversione dell’energia [2, 3].

Le strategie adottate oggi per conseguire maggiori vantaggi economici sono:

- ridurre la complessità dell’impianto con conseguente riduzione/eliminazione della probabilità di accadimento di incidenti iniziatori di incidenti severi sin dalla fase di progetto;
- ridurre i tempi di costruzione in sito ed il costo di costruzione, con un rapido ritorno degli investimenti;
- dimensionamento del reattore per renderne più agevole la trasportabilità (dei moduli);
- design standardizzato, non influenzabile dalla scelta del sito;
- riduzione dei costi mediante la realizzazione di più moduli standard o che incorporano già al loro interno strutture, sistemi e componenti;
- dimensioni ridotte dei moduli in modo tale da accelerare gli effetti della curva di apprendimento e ridurre i costi di interesse e i rischi di investimento;
- per poter usufruire delle applicazioni di cogenerazione industriale (produzione di idrogeno), l’impianto SMR deve essere adiacente al sito industriale in modo tale che il calore di processo sia immediatamente disponibile;
- applicazioni per desalinizzazione dell’acqua potabile o per il teleriscaldamento.

Per ridurre i costi di funzionamento e manutenzione (O & M), nel progetto degli SMR si mira alla riduzione del numero di strutture, sistemi e componenti che richiedono manutenzione. Inoltre date

le ridotte dimensioni del reattore degli SMR si consegue di per sé anche una maggiore resistenza alla proliferazione.

Gli SMR possono essere distinti fra reattori di piccola e media taglia che necessitano di refuelling in sito e reattori che non hanno tale necessità.

Fra questi ultimi si annoverano più della metà dei progetti SMR innovativi, i quali sono progettati per la sostituzione non frequente del combustibile (il ricambio del combustibile aumenta da 5 a 15 anni e oltre), evitando in tal modo la diversione clandestina del combustibile [1, 4] a tutto vantaggio della resistenza alla proliferazione.

Il progressivo sviluppo degli SMR è legato anche alla capacità di poter soddisfare le esigenze di quegli utenti che non possono beneficiare delle economie di scala degli impianti nucleari esistenti.

Pertanto lo sviluppo e realizzazione si potrebbe avere:

- in paesi con reti elettriche di piccole e medie dimensioni, o con infrastrutture insufficienti, e/o crescita limitata della domanda di energia;
- in città e siti industriali ad alta intensità di energia situati in luoghi lontani dalla rete elettrica o in cui non vi è la presenza di una rete elettrica;
- in paesi in via di sviluppo con capacità di investimento limitata;
- in paesi sviluppati o in via di sviluppo che potrebbero apprezzare la riduzione del rischio di investimento legata alla possibilità di incrementare la capacità installata tramite l'aggiunta di moduli di ridotte dimensioni;
- in paesi sviluppati/in via di sviluppo, in cui si voglia produrre energia per usi non elettrici o cogenerativi, ad esempio la desalinizzazione dell'acqua di mare, il teleriscaldamento, la produzione di idrogeno.

I reattori innovativi SMR non si pongono l'obiettivo di competere con i grandi impianti nucleari ma prevedono, piuttosto, di trarre vantaggio dalla costruzione di moduli singoli o multipli, con la possibilità di incrementare gradualmente la capacità dell'impianto (o capacità addizionale del tipo "just in time"), con tempi di costruzione brevi e costi ridotti, grazie anche alla possibilità di un maggior coinvolgimento della manodopera locale (Fig. 2 [5]).

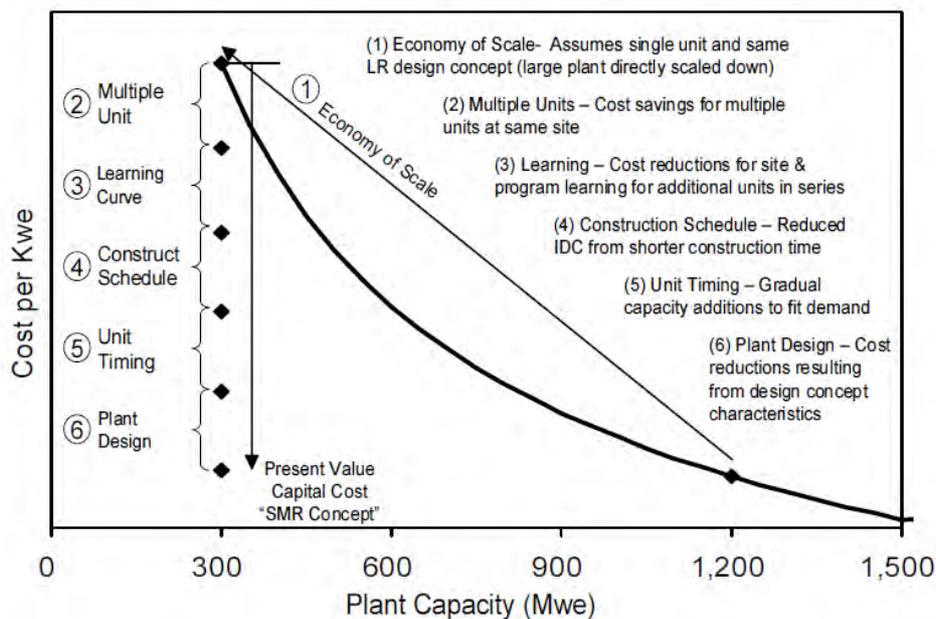


Figura 2: Fattori di vantaggio economico di un SMR [5].

Molti progetti di SMR, in particolar modo quelli non raffreddati ad acqua, sono caratterizzati da soluzioni e configurazioni di sistema innovativi ed avanzati e, quindi, non verificati nella pratica operativa dei reattori nucleari. L'aspetto della sicurezza è quello più importante ai fini della progettazione: gran parte degli SMR è dotato di sistemi di sicurezza passivi, previsti sin dalla fase di progetto [5]. Laddove, invece, siano previsti sistemi di sicurezza attivi, si dovrà verificare l'affidabilità di tali sistemi (con processi risk-informed) per poter ottenere la licenza di esercizio ("licensing").

L'esperienza dei reattori nucleari in ambito navale conferma, invece, la possibilità di una continuità operativa di tale tipologia di reattori di circa 7-8-anni. Pertanto, la costruzione di un prototipo potrebbe essere un passo in avanti importante per molti reattori di piccola taglia senza rifornimento del combustibile in sito.

Una volta costruito, il prototipo dovrà dimostrare l'efficacia dei sistemi di sicurezza passiva che dovranno intervenire nel caso si verificano eventi incidentali quali ad esempio il transitorio di "overpower" senza sicuro spegnimento del reattore [4].

Al fine di assicurare che gli effetti di invecchiamento non degradino le caratteristiche di sicurezza passiva dei vari moduli, l'autorità può prescrivere l'esecuzione di test periodici in sito per confermare la presenza costante di un feedback di reattività nel range richiesto e testare il corretto funzionamento del sistema passivo di rimozione del calore di decadimento.

Tale approccio, denominato "license by test", è una sfida per molti piccoli reattori senza rifornimento del combustibile in sito e deve essere ulteriormente esaminato.

La necessità di interventi da parte dell'operatore è ridotta sia per le normali operazioni sia nel caso di transitori incidentali, così come le possibili conseguenze radiologiche sono ordini di grandezza inferiori rispetto a quelle degli impianti esistenti.

Infine in tabella 1 si riportano in breve i vantaggi e potenzialità degli SMR di tipo evolutivo [6].

**Tab. 1 - Vantaggi e potenzialità degli SMR [6]**

	<b>Vantaggi</b>	<b>Sviluppi futuri</b>
<b>Aspetti tecnologici</b>	Tempi di costruzione ridotti (modularità)	Concessione della licenza (tempi lunghi o brevi connessi all'innovazione del design)
	Maggiore affidabilità e sicurezza	Tecnologie di tipo non LWR
	Ridotta complessità del design	Influenza del design innovativo e del ciclo del combustibile sulla resistenza alla proliferazione
	Idoneità per applicazioni non elettriche	Operatività
	Riduzione di emissioni gas serra	Gestione del combustibile esaurito: a fronte della lesson learnt da Fukushima
<b>Aspetti non tecnologici</b>	Opportunità per le reti elettriche minori	Competitività economica
	Opportunità di soddisfare la domanda crescente con un incremento addizionale di moduli	Stima iniziale dei costi specifici
	Flessibilità del sito	Accettazione dell'opinione pubblica relativi agli eventi di Fukushima
	Basso costo di investimento iniziale di capitale per unità installata	

Alcune tipologie di progetti di reattori SMR avanzati sono riassunti brevemente nella tabella seguente.

**Tab. 2 - Tipologie di SMR [7]**

	<b>Capacità</b>	<b>Tipe</b>	<b>Sviluppatore</b>
<b>KLT-40S</b>	35 MWe	PWR	OKBM, Russia
<b>VK-300</b>	300 MWe	BWR	Atomenergoproekt, Russia
<b>CAREM</b>	27 MWe	PWR	CNEA & INVAP, Argentina
<b>IRIS</b>	100-335 MWe	PWR	Westinghouse-led, international
<b>W-SMR</b>	200 MWe	PWR	Westinghouse, USA
<b>m-Power</b>	125 MWe	PWR	Babcock & Wilcox, USA
<b>SMART</b>	100 MWe	PWR	KAERI, South Korea
<b>NuScale</b>	45 MWe	PWR	NuScale Power, USA
<b>HTR-PM</b>	2x105 MWe	HTR	INET & Huaneng, China
<b>PBMR</b>	80 MWe	HTR	Eskom, South Africa
<b>GT-MHR</b>	285 MWe	HTR	General Atomics (USA), Rosatom (Russia)
<b>BREST</b>	300 MWe	FNR	RDIFE, Russia
<b>SVBR-100</b>	100 MWe	FNR	Rosatom/En+, Russia
<b>Hyperion PM</b>	25 MWe	FNR	Hyperion, USA
<b>Prism</b>	311 MWe	FNR	GE-Hitachi, USA
<b>FUJI</b>	100 MWe	MSR	ITHMSO, Japan-Russia-USA

Nel presente studio dopo una descrizione preliminare degli SMR ad oggi in fase di studio e/o sviluppo concettuale o progettuale e delle loro caratteristiche si valuteranno preliminarmente con approccio deterministico (simulazione numerica) gli effetti più rilevanti ai fini della sicurezza dell'impianto indotti da un evento esterno secondo le indicazioni WENRA, fornendo in tal modo

delle indicazioni sul comportamento (capacità di resistenza delle strutture) dei SSCs rilevanti ai fini della sicurezza (quale ad es. il RV) di uno/due SMR in fase di sviluppo.

E' importante sottolineare che tutti i reattori nucleari, SMR e non, dovranno essere progettati alla luce degli eventi catastrofici accaduti nella centrale nucleare di Fukushima, dimostrando con un approccio "neo-deterministico" la capacità resistente del reattore nel caso di accadimento di un evento naturale base di progetto, quale il flooding o il terremoto, o di un evento estremo quale il terremoto di intensità superiore al limite di progetto, o lo tsunami, o la combinazione di entrambi.

Le valutazioni dovranno altresì ipotizzare che tutti i sistemi di sicurezza siano indisponibili e che l'impianto sia in una condizione di completo isolamento (station black-out oltre che impianto isolato da un punto di vista dei collegamenti).

Pertanto una particolare attenzione deve essere rivolta al sistema di contenimento dell'impianto poiché esso costituisce fisicamente l'ultima barriera di sicurezza che può prevenire un rilascio anche grave di radioattività nell'ambiente circostante e sulla popolazione.

Il sistema di contenimento è, in generale, caratterizzato da pareti di cemento armato il cui spessore ed armature sono tali da ridurre o prevenire i danni causati da uno dei suddetti eventi esterni estremi, quale ad esempio un flooding severo o uno tsunami.

Per quanto concerne il flooding/tsunami, la pericolosità del fenomeno è connessa all'impatto delle onde del mare o fiume sulle pareti degli edifici nucleari, ausiliari o civili dell'impianto nucleare stesso, oltre che all'effetto indotto dalle forze idrostatiche e idrodinamiche che caratterizzano la fase di allagamento dell'impianto.

La metodologia utilizzata sarà conforme alle prescrizioni suggerite dalle normative internazionali vigenti e codificate inizialmente nelle norme ASCE-USA.

In conclusione i risultati e gli aspetti più importanti della valutazione preliminare degli effetti indotti da un flooding/tsunami saranno poi presentati e analizzati criticamente.

## 2. I reattori SMR

I reattori modulari sono considerati secondo molti il futuro dell'energia nucleare, in relazione ai principali vantaggi offerti rispetto ai reattori tradizionali che sono: una maggiore sicurezza, un costo minore e una grande flessibilità; quest'ultima è una caratteristica che li rende ideali per località in cui non servono grandi centrali.

Differenziandosi dalla definizione storica di SMR, cioè di reattore di taglia medio-piccola, fornita dalle più importanti Organizzazioni Internazionali, quali ad esempio la IAEA, oggi l'acronimo SMR identifica spesso, come è stato già accennato, una classe di reattori nucleari piccoli e modulari.

In generale, gli SMR per la produzione di energia sono caratterizzati da una maggiore semplicità del design, dell'economia di produzione di massa e da ridotti costi di costruzione. La maggior parte di essi sono anche progettati per garantire un elevato livello di sicurezza passiva in caso di malfunzionamento o situazione incidentale: molti sistemi di sicurezza necessari in reattori di grandi dimensioni non sono necessari nei reattori medio - piccoli. o sono necessari in versione semplificata. Un'altra peculiarità di tali reattori, refrigerati ad acqua, gas o metalli liquidi, risiede proprio nella modularità; infatti essi possono essere affiancati l'uno all'altro per ottenere la potenza desiderata, senza precludere la possibilità di aggiungerne altri in qualsiasi momento in caso di maggiore richiesta (Fig. 3).



(a)



(b)

Figure 3 (a), (b) : Schema di reattori nucleari piccoli e modulari.

Inoltre essi sono considerati una grande opportunità commerciale, come dimostrano le numerose iniziative intraprese da numerose società americane e non del settore, ma anche un modo per ristabilire il proprio ruolo dominante nella ricerca nucleare.

Gli SMR intendono sviluppare un modello di impianto nucleare simile a quello di Savannah River, la cui generazione di potenza può andare da un minimo di 45 MWe, pari alla potenza unitaria di un piccolo reattore modulare, ad un massimo di 540 MWe.

## 2.1 Stato dell'arte

Il crescente interesse per lo sviluppo e la diffusione di reattori di piccole e medie dimensioni (SMR) ha portato alla progettazione e allo studio di numerosi sistemi innovativi in fase di sviluppo per la produzione di energia elettrica e per applicazioni non elettriche.

A livello mondiale, 131 unità SMR sono in esercizio in 25 Stati, con una capacità di 63 GWe, mentre 13 SMR sono in fase di costruzione in sei paesi.

Attualmente 45 progetti innovativi di SMR sono in fase di sviluppo.

Essi rappresentano un “trait d’union” fra la Generazione III e la IV poiché si basano su tecnologie consolidate, (essenzialmente nel caso di quelli afferenti la filiera LWR), e si prefiggono di conseguire gli obiettivi della IV generazione: non proliferazione, economicità, sicurezza, ecc. [8].

SMR ad acqua leggera sono in fase di sviluppo in Argentina, Giappone, Corea, Russia, Stati Uniti, Francia e Brasile. In Argentina è in fase di sviluppo il reattore CAREM (Central de Argentina Elementos Modulares), un reattore di ridotte dimensioni e una potenza elettrica di 150-300 MWe di tipo integrale pressurizzato ad acqua leggera, i cui componenti del circuito primario sono posti all'interno del vessel del reattore.

La costruzione di un prototipo del reattore CAREM da 27 MWe è prevista per il 2012- 2015.

In Giappone, un reattore modulare integrato ad acqua, IMR, da 350 MWe, è in fase di sviluppo concettuale ed è stato ideato come sistema cogenerativo.

Il reattore modulare SMART, sistema avanzato con vessel integrale, ha una capacità termica di 330 MW<sub>t</sub>. Tale progettato prevede di accoppiare alla produzione di energia elettrica la possibilità di desalinizzare l'acqua del mare. Ad oggi il progetto SMART ha quasi raggiunto la fase finale di approvazione.

In Russia sono in fase di sviluppo le seguenti sei soluzioni progettuali SMR:

- 1) Il reattore ABV-6M, con potenza elettrica di 8,6 MWe, è un reattore integrale ad acqua pressurizzata caratterizzato da un sistema a circolazione naturale del fluido refrigerante primario. Tale reattore è in fase di progettazione dettagliata.
- 2) Il reattore RITM-200, da 50 MWe, è un reattore integrale con un sistema LWR o LMR a circolazione forzata per l'impiego sulle navi rompighiaccio nucleari.
- 3) Il reattore VK-300 è un reattore ad acqua bollente (BWR) con potenza di 250 MW<sub>e</sub>. Esso adotta un sistema di circolazione naturale e fa uso di sistemi di sicurezza passivi.
- 4) Il reattore VBER-300, è un reattore ad acqua pressurizzata (PWR) da 325 MW<sub>e</sub>. Tale reattore è in fase di progettazione concettuale.
- 5) Il reattore ad acqua pressurizzata UNITHERM, ancora in fase di sviluppo concettuale, che si basa sulla consolidata esperienza delle applicazioni nucleari nell'ambito navale.

Inoltre, la Russia sta costruendo due unità della serie KLT-40S, da utilizzare su piattaforme galleggianti per la cogenerazione di calore e di elettricità.

Negli Stati Uniti, i tre reattori SMR di tipo integrale ed acqua pressurizzata considerati di maggiore interesse da un punto di vista tecnologico sono: il reattore m-Power, il reattore NuScale ed il reattore W-SMR.

Il primo progetto prevede la costruzione di un impianto nucleare composto da quattro moduli m-Power da 125 MW<sub>e</sub> ciascuno (il prelicensing dovrebbe essere presentato nel quarto trimestre del 2012). Il secondo progetto prevede la realizzazione di un impianto nucleare composto da dodici moduli da 45 MW<sub>e</sub> ciascuno.

La compagnia costruttrice, NuScale, prevede di presentare il progetto per l'approvazione da parte dell'ente di controllo americano la US Nuclear Regulatory Commission (NRC) nel corso del 2012.

Il terzo reattore W-SMR, sviluppato da Westinghouse, è un progetto concettuale di reattore di piccola taglia con potenza elettrica di 225 MW<sub>e</sub>, che si basa sui sistemi di sicurezza passiva già collaudati per il reattore AP1000.

Il reattore nucleare a letto fisso (FBNR) è invece un progetto brasiliano ancora in fase concettuale che non necessita di rifornimento del combustibile in sito.

Altri SMR del tipo ad acqua pesante (HWR) sono in fase di sviluppo in Argentina, Canada, Cina, India, Corea, Pakistan e Romania.

Il Canada sta sviluppando anche il reattore CANDU 6 (EC6) avente capacità elettrica lorda di 740 MW<sub>e</sub>, mentre l'India sta costruendo (e/o esercendo) diversi HWR che hanno capacità variabile da 220 MW<sub>e</sub> a 540 MW<sub>e</sub> o 700 MW<sub>e</sub>.

Il reattore AHWR300-LEU ad acqua pesante, con una capacità di 304 MW<sub>e</sub>, incorpora nel suo design caratteristiche innovative quali l'utilizzo di combustibile a basso arricchimento di uranio e di torio e caratteristiche di sicurezza passiva: è in fase di progettazione preliminare.

Per quanto riguarda i reattori refrigerati a gas (GCR), alcuni progetti di SMR sono in fase di sviluppo in Cina, Sud Africa e Stati Uniti: la Cina ha sviluppato e costruito il reattore sperimentale HTR-10, refrigerato ad elio. Inoltre, nell'Aprile 2011 la Cina ha iniziato la costruzione del Pebble Bed HTR (HTR-PM), costituito da due moduli da 250 MW<sub>t</sub> (anche il Sud Africa sta sviluppando un Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) ad alta temperatura refrigerato a gas (HTGR) con una potenza elettrica di 165 MW<sub>e</sub>).

Un certo numero di SMR del tipo veloce, raffreddati a metalli liquidi sono stati progettati in Cina, Francia, India, Giappone, Russia e Stati Uniti.

Il reattore veloce sperimentale cinese (CEFR), da 20 MW<sub>e</sub>, è un reattore veloce sperimentale, con combustibile ad ossidi misti di uranio e plutonio PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>, ed è attualmente in esercizio. L'India sta costruendo il reattore veloce autofertilizzante PFBR, da 500 MW<sub>e</sub>, che dovrebbe entrare in funzione nel 2012.

Per quanto riguarda gli SMR refrigerati a metalli liquidi, il Giappone ha sviluppato il reattore 4S super sicuro, piccolo e semplice, progettato per fornire un potenza elettrica di 10-50 MW<sub>e</sub>. Il 4S

sarà interrato ed il reattore racchiuso all'interno di una volta cilindrica: questa caratteristica ha il fine di incrementare il livello di sicurezza dell'impianto a fronte di eventi incidentali di natura esterna.

Il reattore BREST-OD-300 russo è un reattore veloce raffreddato a piombo che utilizza un sistema di asportazione del calore basato su due circuiti; questo reattore produce vapore supercritico che viene fatto espandere in turbina con produzione di 300 MW<sub>e</sub>. La Russia ha sviluppato (e prevede di costruire) diverse unità del reattore SVBR-100, un piccolo reattore veloce da 100 MW<sub>e</sub>, che utilizza una lega eutettica al piombo-bismuto come refrigerante.

Negli Stati Uniti è stato sviluppato il reattore innovativo di piccola taglia PRISM, da 155 MW<sub>e</sub>, si tratta di un reattore veloce raffreddato a metallo liquido mentre il reattore Hyperion Power (HPM) da 25 MW<sub>e</sub> è in fase di progettazione concettuale.

## **2.2 Aspetti generali relativi alle diverse tecnologie dei reattori SMR**

Una preliminare valutazione dei vari progetti di SMR può essere fatta in base alla tecnologia nucleare utilizzata. Su tale base, si può pensare di classificare gli SMR in [7]:

1. Reattori ad acqua leggera;
2. Reattori ad acqua pesante;
3. Reattori a metalli liquidi;
4. Reattori a gas;
5. Reattori a sali fusi.

### **2.2.1 Reattori ad acqua leggera**

I reattori SMR LWR sono moderati e raffreddati ad acqua leggera. Essi presentano il più basso rischio tecnologico, basandosi su una tecnologia già ampiamente consolidata nel tempo. Il combustibile può avere un arricchimento inferiore al 5% di U<sup>235</sup> e il refuelling è programmato per non eccedere i 6 anni.

Nonostante gli SMR appartenenti a questa filiera si differenzino fra loro per alcuni aspetti peculiari, relativi alle soluzioni adottate e/o proposte, essi condividono i principi di progettazione miranti a migliorare la sicurezza degli impianti.

La caratteristica più importante è l'adozione di un vessel integrale, in cui sono contenuti tutti i componenti del sistema primario, il core e i sistemi di comando delle barre di controllo. Questa soluzione permette una semplificazione progettuale a tutto vantaggio della sicurezza e della competitività economica di tali progetti.

La progettazione integrale è caratterizzata da componenti interne di dimensioni ridotte, pertanto il numero di penetrazioni del vessel è notevolmente ridotto e di conseguenza anche le possibili conseguenze severe derivanti da un scenario incidentale di rottura di una tubazione del circuito primario con perdita di liquido refrigerante (LOCA). Infatti in un SMR integrato la dimensione massima del diametro delle tubazioni presenti varia da 50 a 70 mm (tubazioni primarie con diametri di 2,5- 3,5 m rispetto a 4 - 6 m di un PWR tradizionale e 6- 7 m per un BWR di grandi dimensioni). Confrontando, quindi, un reattore integrale SMR con un reattore PWR tradizionale (Fig. 4), le cui tubazioni hanno diametri di 80 - 90 cm, si ha un'immediata percezione dell'incremento del margine di sicurezza conseguibile/conseguito nelle accennate condizioni di LOCA.

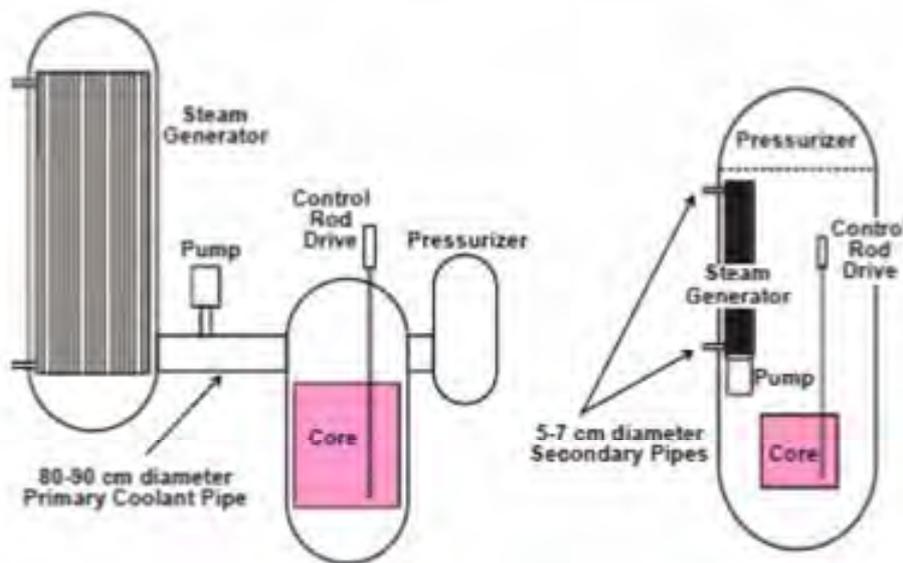


Figura 4: Confronto tra un PWR tradizionale ed un SMR di tipo integrale [8].

Un'altra caratteristica degli SMR riguarda il maggiore livello di refrigerante primario nel reattore: il posizionamento di tutti i componenti primari all'interno del reattore ad una quota al di sopra del core fa sì che in caso di incidente severo il core resti sempre sommerso dal refrigerante primario.

Inoltre nonostante le dimensioni del vessel siano proporzionalmente maggiori rispetto a quelle di un PWR non integrato, il sistema di contenimento risulta di gran lunga più piccolo a causa della

manca delle tubazioni del sistema primario che collegano il vessel ai generatori di vapore con conseguente riduzione degli ingombri totali.

La combinazione di una dimensione maggiore del vessel con la possibilità di avere il core sempre sommerso dal refrigerante primario comporta una maggiore inerzia termica del reattore. Ad esempio, il reattore NuScale ha un volume quattro volte maggiore di acqua di raffreddamento nel reattore per unità di potenza rispetto ad un tradizionale PWR.

Il risultato è la riduzione della velocità alla quale la temperatura del sistema aumenterebbe durante una perdita di refrigerante e, quindi, questa soluzione permetterebbe agli operatori di avere un maggior tempo “di garanzia” per intervenire in caso di incidente.

Le caratteristiche della soluzione integrale del vessel e del sistema di refrigerazione implicano, inoltre, un aumento del volume relativo del pressurizzatore, il cui scopo è di mantenere una pressione costante nel circuito primario sia in condizioni operative che durante transitori di pressione: per esempio nel reattore IRIS [8] (un iPWR il cui progetto preliminare è stato sviluppato da un consorzio internazionale guidato da Westinghouse) il volume del pressurizzatore, per unità di potenza, è circa cinque volte maggiore rispetto a quello di un PWR convenzionale. Questa caratteristica permette di ridurre drasticamente l'effetto di un transitorio di pressione e permette una gestione migliore dell'emergenza in sito.

Un altro aspetto importante riguarda il “source term” ossia la quantità di FP prodotti contenuti negli elementi di combustibile al dato burn up. Occorre sottolineare che, un reattore da 150 MW<sub>e</sub> avrà approssimativamente un decimo della quantità di FP rispetto ad un reattore da 1500 MW<sub>e</sub>. Per contrastare/evitare il rilascio dei FP, alcuni SMR come NuScale prevedono di adottare apposite barriere il cui scopo è quello di minimizzare/impedire il rilascio di radioattività alla popolazione ed all'ambiente esterno.

Naturalmente l'integrazione di tutti i principali componenti del sistema primario in un unico recipiente, pur limitando il diametro del vessel a limiti di trasportabilità su gomma o rotaia, implica delle dimensioni del recipiente in pressione dei reattori iPWR proporzionalmente maggiori di quelli caratteristici di un PWR tradizionale a singolo circuito.

Ad esempio, nei due casi il rapporto altezza /diametro del vessel di un PWR tipico è circa 2,5 e per un reattore ad acqua bollente (BWR) è circa 2, rispetto a quelli dei corrispondenti reattori integrati. Ad esempio, i reattori evolutivi del tipo W-SMR ed mPower hanno un valore di tale rapporto superiore a 6 (figura 5): valori maggiori indicano che il sistema di refrigerazione di emergenza è attivato dalla sola circolazione naturale, la quale permetterà di rimuovere il calore di decadimento del nocciolo e consentirà il sicuro raffreddamento del reattore nel lungo periodo, nel caso di

incidente severo con perdita del carico, senza l'intervento di generatori di emergenza (alimentate ad esempio con diesel o batterie).

In alcuni modelli SMR come NuScale e HI-SMUR, il sistema a circolazione naturale è progettato per essere sufficientemente robusto da poter essere utilizzato come sistema di base per il raffreddamento del nocciolo nel caso di funzionamento a piena potenza, eliminando così completamente la necessità di pompe.



Figura 5: RV di un PWR tradizionale (sinistra) vs. RV di un SMR integrato (destra) [8].

Un nocciolo più compatto e un diametro del vessel minore possono anche garantire un miglior trasferimento del calore di decadimento in senso radiale. Una superficie più estesa del vessel (funzione del rapporto lunghezza/diametro), per unità di potenza, può influire positivamente sulla capacità di refrigerazione: la superficie totale di un SMR è circa 2-4 volte più grande di quella di un impianto tradizionale (minore capacità termica implica una minore asportazione del calore di decadimento dopo l'arresto del reattore).

La potenza del calore di decadimento è approssimativamente proporzionale a quella dello stato di piena potenza, pertanto, un reattore da 150 MW<sub>e</sub> avrà un decimo della quantità di potenza termica di decadimento di un reattore da 1500 MW<sub>e</sub>.

La “minore” potenza termica di decadimento da smaltire fornisce un potenziale vantaggio con riduzione significativa del rischio di danneggiamento del combustibile e quello di eventuali possibili rilasci di prodotti di fissione all'esterno.

Una minor dimensione dell'impianto rende il reattore SMR economicamente più sostenibile (ad es. il nuovo reattore W-SMR ha un volume del sistema di contenimento 23 volte più piccolo di quello dell'AP-1000): infine le soluzioni che prevedono di costruire l'edificio nucleare parzialmente o totalmente interrato permettono di incrementare il margine di sicurezza a fronte degli eventi esterni di origine naturale o antropica quali l'impatto di aereo e/o missili, il tornado, il tsunami/flooding, sisma, ecc.. Oltre ad una maggior resistenza del reattore agli eventi esterni, una costruzione interrata potrebbe ridurre il numero di vie di rilascio dei prodotti di fissione in caso di incidente severo.

### **2.2.2 Reattori ad acqua pesante**

In alcuni dei progetti di reattori SMR evolutivi vengono incorporate caratteristiche di progettazione avanzate (considerando quanto accaduto a Fukushima), quale ad esempio l'immersione del vessel in una piscina di acqua di grandi dimensioni per proteggerlo ulteriormente nel caso di evento sismico: questa scelta potrebbe consentire una maggiore flessibilità nella scelta del sito e una standardizzazione del progetto.

La maggior resistenza dell'impianto potrebbe rendere i singoli moduli e l'intero impianto capaci di resistere ad una gamma più ampia di condizioni estreme, a tutto vantaggio della sicurezza dell'impianto e degli approvvigionamenti di energia.

### **2.2.3 Reattori veloci a metalli liquidi**

Per quanto riguarda i reattori veloci raffreddati a metallo liquido (LFR), occorre sottolineare che essi suscitano un grande interesse legato alla possibilità di conseguire rendimenti termodinamici più elevati, intervalli più lunghi di rifornimento del combustibile (fino a 20 anni), migliore utilizzazione del combustibile e la chiusura del ciclo del combustibile (con trasmutazione di una parte significativa degli attinidi minori).

Questi impianti non hanno un moderatore, sono normalmente raffreddati da metallo liquido come sodio, piombo, o piombo-bismuto, caratterizzato da un' alta conducibilità e da un elevato punto di ebollizione.

La pressione a cui tali reattori operano si aggira intorno alla pressione atmosferica ed hanno caratteristiche di sicurezza passiva (nella maggior parte degli SMR a metallo liquido nel refrigerante primario si può avere circolazione per convezione).

La regolazione automatica della potenza si ottiene grazie al feedback di reattività: la perdita della refrigerazione induce un aumento di temperatura che rallenta la reazione.

Tipicamente un reattore innovativo refrigerato a piombo (Lead-cooled Fast Reactor - LFR) è un sistema nucleare veloce della IV generazione a ciclo chiuso, che utilizza piombo fuso o una lega eutettica di piombo-bismuto come refrigerante: la temperatura di ebollizione pari a 1750°C permette al refrigerante di lavorare a pressione atmosferica e ad alta temperatura, fino a oltre 600° C . La pressione pressoché atmosferica nel sistema primario fa sì che si possa esercire il reattore in condizioni di maggior sicurezza.

I reattori veloci a metallo liquido, che operano ad una temperatura di circa 800 °C, oltre che a permettere un rendimento maggiore, rendono possibile la produzione di idrogeno oltre che di energia elettrica, qualora in futuro si rendesse necessaria questa opportunità [10].

Il reattore LFR può essere un impianto del tipo "chiavi in mano" che utilizza un nocciolo "a cartuccia"; il combustibile nucleare è costituito per lo più da nitrato di uranio (UN), (U, Pu) N, (U, transuranici) N, U-Zr, o (U, Pu) Zr arricchito fino al 15-20%.

Oltre ai vantaggi possibili, l'utilizzo dei metalli liquidi può però indurre effetti di corrosione (Pb o eutettico piombo-bismuto) e/o ossidazione oppure, come nel caso del sodio, reazioni esotermiche (Na-H<sub>2</sub>O o Na-aria) accompagnate da incendi o esplosioni.

Peraltro il piombo, quando si lega con il bismuto, tende a corrodere il rivestimento del combustibile e le strutture in acciaio, pertanto si rende necessario il controllo dell'ossigeno disciolto nel refrigerante e lo sviluppo di materiali che siano in grado di ridurre un rateo di corrosione e tollerare l'esposizione a lungo termine all'irraggiamento neutronico (con i reattivi fenomeni di rigonfiamento e perdita di duttilità) [11].

I reattori SMR-LFR di piccola taglia possono essere trasportabili e, come già accennato, adatti anche alla produzione di idrogeno e acqua potabile. Questi tipi di reattore sono specialmente adatti per paesi in via di sviluppo che non possono o non vogliono dotarsi di una infrastruttura nucleare completa.

In sintesi, i vantaggi principali di questa ultima tipologia di reattori nucleari sono:

- Non necessitare di rifornimento del combustibile, infatti l'intero nocciolo può essere sostituito dopo molti anni di funzionamento;
- Non necessitare di generatori diesel di emergenza per il raffreddamento del nocciolo dopo l'arresto del reattore: questa caratteristica potrebbe rendere il reattore più sicuro rispetto a quelli raffreddati ad acqua;
- La lega piombo-bismuto non può causare esplosioni e solidifica in caso di riduzione della temperatura, migliorando ulteriormente la sicurezza; ciò però comporta alcuni limiti operativi e delle complicazioni impiantistiche.

I reattori veloci di questo tipo possono essere più autosufficienti dal punto di vista delle scorte di combustibile, infatti essi possono essere in grado di bruciare internamente il combustibile fissile prodotto senza effettuare refuelling per una frazione importante della loro vita operativa (circa 30 anni) con un ciclo praticamente chiuso e minimizzando in tal modo il contenuto di rifiuti radioattivi, la maggior parte dei quali può essere “bruciata” nel corso della vita operativa dell’impianto. Questa caratteristica permette anche di incrementare la resistenza alla proliferazione giacché nessuno o pochissimi rifornimenti di combustibile sono necessari durante la vita operativa del reattore.

I progetti di reattori evolutivi LFR o LMR più interessanti dal punto di vista tecnologico ed attualmente in fase di sviluppo (progettazione concettuale) sono principalmente il reattore russo BREST-300, il reattore europeo ALFRED (evoluzione del reattore ELSY) ed infine il reattore americano SSTAR.

Negli Stati Uniti, una prima indagine è stata effettuata per verificare la fattibilità operativa a breve termine di un reattore di tecnologia LFR operante a basse temperature che permetta l'utilizzo di materiali esistenti, in modo tale da verificare anche la resistenza alla corrosione dei materiali metallici per il rivestimento degli elementi di combustibile a temperature di 550° C adottando un controllo dell’ossigeno attivo.

Tale indagine ha portato alla costruzione di un prototipo da 100 MW<sub>t</sub> con una temperatura di uscita di 480° C in modo tale da supportare lo sviluppo della nuova generazione di reattori raffreddati a metallo liquido quali ELSY ed SSTAR [13].

#### **2.2.4 Reattori a gas**

I reattori termici ad alta temperatura refrigerati a gas (HTGR) usano grafite come moderatore e sia elio, sia anidride carbonica o azoto come refrigerante primario.

Il combustibile di questi reattori è costituito da particelle di TRISO (“tristructural-isotropic”) aventi diametro inferiore al millimetro. Ciascuna particella è costituita da un nocciolo di combustibile (ca. 0,5 mm) di ossi-carburo di uranio (o biossido di uranio), con uranio arricchito fino al 20%  $U^{235}$ , anche se generalmente l’arricchimento è minore. Esso è a sua volta rivestito da strati di carbonio e carburo di silicio: questo rivestimento confina i prodotti di fissione, che possono essere generati, ed è stabile fino a temperature superiori ai 1600° C.

Queste particelle possono essere disposte in blocchi esagonali di grafite o in sfere di grafite racchiuse in carburo di silicio, ciascuna tipicamente contenente anche 15.000 particelle di combustibile e 9 g di uranio.

La rimozione del calore di decadimento nei reattori HTGR avviene principalmente per conduzione del calore attraverso la grafite contenuta in uno degli strati di rivestimento delle particelle TRISO. Inoltre, grazie alla grande capacità termica della grafite presente nel nucleo delle particelle di combustibile, nel caso di transitori incidentali è maggiore il tempo di rilascio del calore di decadimento verso l’esterno, consentendo sia ai sistemi di sicurezza passivi che agli operatori di disporre di un maggior tempo per intervenire.

I reattori HTR possono essere in grado di utilizzare combustibili a base di torio, come ad esempio uranio ad alto o basso arricchimento e Th,  $U^{233}$  e Th oppure Pu e Th. Avendo un coefficiente di temperatura (di reattività) negativo (la reazione di fissione rallenta all'aumentare della temperatura) e la rimozione del calore di decadimento affidata a sistemi passivi, questi reattori sono intrinsecamente sicuri: pertanto tali impianti non hanno necessità di richiedere di alcun edificio di contenimento. Inoltre le dimensioni ridotte permettono di realizzare il reattore in fabbrica e trasportarlo sul sito per la costruzione che in genere è prevista interrata.

In questo settore l’esperienza acquisita con diversi reattori innovativi costruiti negli anni 1960 e 1970 costituisce il punto di partenza per la progettazione di reattori innovativi (es. progetto del reattore cinese HTR-PM, 2011).

Come già accennato i nuovi reattori a gas ad alta temperatura possono raggiungere elevate temperatura (fino a circa 1000° C) e quindi il calore prodotto può essere utilizzato per applicazioni industriali, tramite uno scambiatore di calore, per produrre convenzionalmente vapore, tramite un generatore di vapore, o per produrre direttamente energia elettro-nucleare (ciclo Brayton a gas) con quasi il 50% di efficienza termica possibile (l’efficienza aumenta di circa 1,5% per ogni 50° C) o per la produzione di acqua.

Fra i vari progetti HTR, il citato reattore cinese HTR-PM, è il solo in fase di sviluppo.

### 2.2.5 Reattori a sali fusi

Nella maggior parte dei progetti di reattori a sali di fluoro fusi (MSR) il combustibile viene dissolto nel refrigerante primario, a bassa pressione.

Tale concetto di reattore è stato sviluppato durante il 1960 negli Stati Uniti come alternativa al reattore autofertilizzante veloce (raffreddato a metalli liquidi): un piccolo prototipo (il reattore Experiment Molten Salt Reactor - MSRE) da 8 MW<sub>e</sub> è stato operativo a Oak Ridge per quattro anni. Il combustibile utilizzato era fluoruro di U<sup>235</sup>, disciolto in sodio fuso e fluoruro di zirconio a 860° C, che fluiva attraverso un moderatore costituito da grafite.

Oggi vi è un rinnovato interesse per tale tipologia di reattore in Giappone, Russia, Francia e Stati Uniti: infatti si configura come quella che caratterizza uno dei sei progetti della IV generazione attualmente suscettibili di un ulteriore sviluppo.

Nel progetto attuale di MSR, il combustibile è una miscela di sali fusi di fluoruro di berillio e litio in cui è sciolto uranio arricchito, torio o fluoruro di U<sup>233</sup>.

Il sale di fluoruro fuso, in cui è disciolto il combustibile (fissile, fertile e prodotti di fissione), fluisce attraverso il core, moderato da grafite priva di guaina, e da qui viene convogliato allo scambiatore di calore primario, dove scambia con un refrigerante di sali fusi secondario.

Il rapporto grafite-combustibile è regolato in modo da ottenere un bilancio neutronico ottimale ed il raggiungimento di uno spettro neutronico epitermico.

Il calore è generato direttamente nel sale fuso (contenente il combustibile) che entra nel vessel del reattore a circa 565°C ed esce a circa 705°C ed alla pressione di 1 atm (la temperatura di ebollizione del refrigerante è di circa 1400°C). Il calore è trasferito ad un circuito secondario a sali ed al circuito vapore per la produzione di potenza [19].

Una caratteristica chiave dei reattori a sali fusi è legata alla sicurezza intrinseca che permette di ridurre, rispetto agli altri reattori, il rischio di incidenti severi.

Utilizzando combustibile liquido i MSRs operano in condizioni stazionarie in quanto la reattività non varia particolarmente in funzione del tempo; pertanto non c'è necessità di caricare combustibile in eccesso allo start-up per compensare la diminuzione o contrastare la formazione di veleni. Inoltre, il coefficiente di temperatura è molto negativo: se la temperatura aumenta la densità del sale diminuisce ed il combustibile fuoriesce dal core, garantendo in tal modo uno spegnimento sicuro del reattore. Infine, in condizioni di normale esercizio le barre di controllo sono completamente rimosse dal reattore [19].

I MSRs utilizzano sistemi di emergenza passivi per il raffreddamento del core, come ad esempio le valvole di raffreddamento, che si aprono nel caso in cui si abbia il surriscaldamento del sale facendolo confluire in serbatoi di stoccaggio. Il sistema primario è posto all'interno di una "hot-box" sigillata ed isolata che evita la formazione di "zone fredde", in corrispondenza delle quali si ha una diminuzione di temperatura del sale e, quindi, il rischio di solidificazione.

### **2.3 Principali aspetti di sicurezza degli SMR**

I sistemi di sicurezza di un SMR devono comprendere tutti i sistemi e le salvaguardie ingegneristiche necessari per lo spegnimento del reattore e per la rimozione del calore di decadimento. I sistemi di sicurezza degli SMR sono tutti dotati di sistema di arresto del reattore (RSS) più o meno passivo.

L'RSS in un SMR è intrinsecamente più semplice di quello utilizzato nelle attuali centrali nucleari (Gen. II o III), principalmente a causa delle dimensioni ridotte del reattore stesso.

Il sistema RSS viene attivato (con inserimento delle barre di spegnimento) o quando si ha una perdita di potenza o quando si ha una variazione significativa di qualche altro parametro di processo, come ad es. la temperatura di uscita del refrigerante dal nocciolo del reattore.

Dopo l'arresto automatico, i sistemi passivi rimuovono il calore di decadimento facendo affidamento su soluzioni basate su fenomeni naturali ineludibili come: gravità, circolazione naturale del fluido di processo, variazione di pressione e/o temperatura, ecc..

Come è stato già accennato la capacità intrinseca di questi reattori di rimuovere il calore di decadimento attraverso mezzi passivi evita la necessità di ricorrere a sistemi attivi per mantenere l'impianto in una condizione di sicurezza in caso di arresto del reattore. Ciò comporta evidentemente un incremento del livello di sicurezza dei reattori SMR rispetto all'attuale generazione di impianti nucleari.

In tabella 3 si confrontano i sistemi di sicurezza tipici degli SMR con quelli dell'attuale generazione di centrali nucleari.

**Tab. 3 - Aspetti di sicurezza di NPP della generazione attuale vs. SMR [2]**

<b>Sistemi di sicurezza dell'attuale Generazione nucleare</b>	<b>Sistemi di sicurezza dei reattori innovativi SMR</b>
Sistema di iniezione ad alta o bassa pressione	Sistemi attivi di iniezione non necessari. Il raffreddamento del nocciolo è affidato a sistemi di sicurezza passivi
Generatori diesel di emergenza	L'adozione di un sistema passivo non richiede un sistema di emergenza per mantenere il raffreddamento del nocciolo.
Sistemi attivi di contenimento del calore. Sistema spray	Non sono necessari poiché vi sono sistemi passivi di rimozione del calore. I sistemi a spray per ridurre la pressione del vapore non sono necessari.
Complessità del sistema di emergenza di raffreddamento del core(ECCS) e dei relativi sistemi di strumentazione e controllo (I & C). I sistemi complessi richiedono una notevole quantità di test che contribuiscono ad una inaffidabilità dell'impianto ed involontarie attivazioni dei sistemi di sicurezza	Sistemi di sicurezza più semplici e di tipo passivi richiedono meno test e non sono così soggetti ad involontarie attivazioni
Sistemi di alimentazione di emergenza, scambiatori del calore residuo, serbatoi di acqua di emergenza	La possibilità di rimuovere il calore del nocciolo senza un sistema di emergenza di alimentazione dell'acqua è un miglioramento significativo della sicurezza

Per quanto riguarda i sistemi ingegneristici necessari ad assicurare la “safety”, gli SMR si basano sulla strategia tradizionale della difesa in profondità: si adottano, quindi, barriere fisiche e livelli di protezione tali da garantire un'adeguata protezione della popolazione e dell'ambiente esterno nel caso di incidente severo indotto dall'accadimento di eventi interni oppure esterni.

In alternativa (e sostituzione) dei sistemi di sicurezza attivi, i reattori SMR innovativi adottano sistemi di sicurezza intrinsecamente passivi, rafforzando, in tal modo, il livello di sicurezza

dell'impianto ed eliminando, parimenti sin dalla progettazione, la probabilità di accadimento di eventi iniziatori che possono evolversi in incidenti severi.

Come è stato già premesso, prerequisito fondamentale, comune ai reattori di piccola taglia, è un più grande rapporto superficie su volume rispetto ai reattori tradizionali e una minore densità di potenza, caratteristiche che facilitano la rimozione passiva del calore di decadimento.

La dimensione ridotta e l'integrazione del circuito primario del fluido refrigerante del reattore, come già detto, consentono la minimizzazione del numero di tubazioni e delle penetrazioni attraverso la parete del recipiente in pressione. Il risultato è una maggiore semplicità dell'impianto con un livello di sicurezza maggiore in caso di eventi incidentali provocati da eventi esterni naturali o indotti dall'uomo [3].

Ovviamente la scelta di una soluzione integrale, cioè di un reattore in cui i principali componenti del circuito primario (quali il pressurizzatore, i generatori di vapore, ecc.) sono collocati all'interno del vessel del reattore, che prevede l'eliminazione delle tubazioni di grande diametro e le penetrazioni attraverso la parete del recipiente in pressione, può consentire addirittura sin dalla fase della progettazione l'eliminazione di eventi incidentali, quali la perdita di fluido refrigerante in seguito a rottura delle tubazioni del circuito primario (LOCA), con possibili conseguenze di surriscaldamento del nocciolo del reattore.

Inoltre con la citata soluzione integrale dell'impianto può essere collocato all'interno del vessel del reattore anche il sistema di movimentazione delle barre di controllo (CRDM) in modo tale da eliminare inavvertite espulsioni di tali barre e prevenire incidenti causati da transitori di sovrapotenza, e di ridurre il numero di penetrazioni attraverso il recipiente in pressione.

Alternativamente, in quei reattori in cui le tubazioni del circuito primario non sono collocate all'interno del recipiente in pressione del reattore, si cerca, in fase progettuale, di ridurre il numero e la lunghezza delle tubazioni esterne al vessel del reattore, in modo tale da evitare il verificarsi di incidenti LOCA e comunque le loro conseguenze.

Tutti i reattori veloci che rientrano nella categoria dei reattori SMR offrono, inoltre tramite un'appropriata scelta in fase di progettazione dei parametri del core e dei componenti interni del reattore, una maggiore flessibilità nella definizione delle desiderate impostazioni dei coefficienti di reattività e dei loro effetti. Questa possibilità, che deriva da un maggior tasso di perdita dei neutroni veloci nonché da un elevato rapporto di conversione, può essere efficacemente utilizzata per eliminare già in fase di progettazione gli eventi con esecuzione positiva di potenza, per garantire un autocontrollo del reattore in una varietà dei cosiddetti transitori previsti senza scram, o per

consentire il controllo della potenza solo tramite la regolazione della portata d'acqua di alimento nel circuito della turbina a vapore [3].

In generale, dunque la differenza maggiore, per quanto riguarda le caratteristiche di sicurezza, tra i reattori SMR ed i reattori nucleari di taglia maggiore (attuali e futuri), sta nel fatto che, in quest'ultimi, si ha una probabilità maggiore di verificarsi di eventi incidentali con conseguente possibile danneggiamento del core. Infatti nei reattori di grande taglia si ha una potenziale sorgente di calore maggiore, una maggiore quantità di calore immagazzinata e un più grande rateo di produzione di calore di decadimento.

Per quanto riguarda il ciclo di produzione del vapore, quasi tutti gli SMR raffreddati ad acqua utilizzano un ciclo Rankine con fluido di lavoro vapore saturo o vapore leggermente surriscaldato.

La massima efficienza di conversione dell'energia è circa del 33% (reattori di II generazione) rispetto a quasi il 40% (reattori di IV generazione) sulla base della temperatura di uscita dal core del reattore che si aggira tra i 270 e i 345° C. Al contrario, nella maggior parte dei reattori HTGR si ha un'efficienza massima che può arrivare al 41-50% utilizzando un ciclo Brayton o sfruttando altrimenti il calore residuo in uscita dalla turbina.

Tale calore può essere sfruttato per la desanilizzazione dell'acqua, per il teleriscaldamento o come calore di processo.

Redimenti massimi dell'impianto a livelli del 50% vengono presi in considerazione in particolare anche nei reattori SMR raffreddati a metallo liquido, a gas o a sali fusi in cui si hanno temperature di uscita dal core del reattore anche più elevate rispetto a quelle menzionate per le tipologie raffreddate ad acqua.

## **2.4 Overview dei principali SMR**

Attualmente, secondo quanto indicato dalla Nuclear Energy Agency, solo otto progetti di SMR sono stati verificati, qualificati e sono disponibili per la costruzione commerciale (Fig. 6): il canadese CANDU-6 e EC6, i tre reattori indiani PHWR-220, 540 e 700, i russi KLT-40S e QP-300 ed il reattore cinese CNP-600 [8].

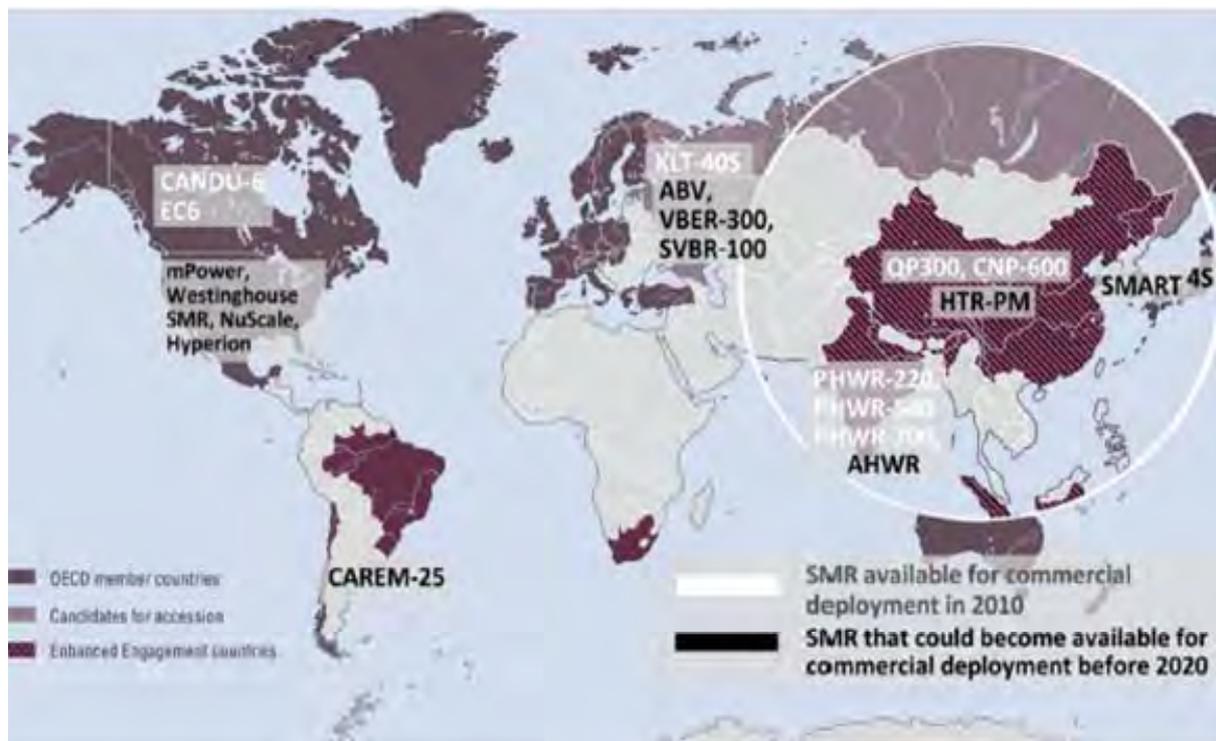


Figura 6: Mappa degli SMR in fase di sviluppo [8].

La maggior parte di reattori SMR avanzati con possibilità di realizzazione nel breve termine sono reattori ad acqua PWR, ad eccezione di uno a gas ad alta temperatura (HTGR, che utilizza vapore surriscaldato), di un reattore ad acqua pesante avanzato (AHWR) e di tre reattori a metalli liquidi (uno a sodio e due a piombo-bismuto). Tuttavia si prevede la realizzazione entro il 2020 solo di prototipi a causa dell'elevato grado di innovazione necessario se si vogliono raggiungere i più lunghi intervalli di refuelling previsti.

In tabella 4, ed in quanto segue, si riassumono le principali caratteristiche degli SMR avanzati di potenziale maggiore interesse per le potenzialità di sviluppo.

**Tab. 4 - Progettazione e tempi possibili per la distribuzione degli SMR avanzati [8].**

SMR	Technology family	Electric output, MWe	Plant configuration	Design status	Licensing status/Completion (Application) date	Targeted deployment date
KLT-40S, Russia	PWR	2x35	Twin-unit barge-mounted plant	Detailed design completed	Licensed/Under construction	2013
VBER-300, Kazakhstan, Russia	PWR	302	Single module or twin-unit, land-based or barge-mounted plant	Detailed design nearly completed.	n/a	> 2020
ABV, Russia	PWR	2x7.9	Twin-unit barge-mounted or land-based plant	<b>Barge-mounted plant:</b> detailed design completed <b>Land-based plant:</b> detailed design for plant modification in progress	Part of design licensed	2014-2015
CAREM-25, Argentina	PWR	27	Single module land-based plant	Detailed design being finalised	Licensing in progress/2011	Prototype: 2015
SMART, Republic of Korea	PWR	90	Single module land-based plant	Detailed design in progress	Licensing in progress/2011	~2015
NuScale, USA	PWR	12x45	Twelve-module land-based plant	Detailed design being finalised	Licensing pre-application/ (Application: 2011)	FOAK in 2018
mPower, USA	PWR	x125	Multi-module land-based plant	Detailed design in progress	Licensing pre-application/ (Application: 2011)	~2018
IRIS*, USA	PWR	335	Single module or twin-unit land-based plant	Basic design completed and is under review by the vendor		
Westinghouse SMR	PWR	>225				
HTR-PM, China	HTGR	2x105	Two-module land-based plant	Detailed design completed	Licensing in progress/ 2010 or 2011	FOAK in 2013
AHWR, India	Advanced heavy water reactor	300	Single module land-based plant	Detailed design being finalised	Licensing pre-application/ (Application: 2011)	~2018
SVBR-100, Russia	Pb-Bi cooled fast reactor	x101.5	Single module or multi-module land-based or barge-mounted plant	Detailed design in progress.	n/a /Prototypes have operated in Russian submarines	Prototype: 2017
New Hyperion power Module, USA	Pb-Bi cooled fast reactor	x25	Single module or multi-module land-based plant	n/a	Licensing pre-application/(Application: not known)	FOAK by 2018
4S, Japan	Na cooled fast reactor	10	Single module land-based plant	Detailed design in progress.	Licensing pre-application/ (Application: 2012)	FOAK after 2014

#### a) CAREM

Il reattore CAREM, sviluppato dalla Argentina National Atomic Energy Commission (CNEA), è un reattore ad acqua pressurizzata modulare (27 MWe) ed integrale [9]. Questo reattore ha un ciclo indiretto ed implementa soluzioni peculiari che semplificano la progettazione e permettono di raggiungere un livello più elevato di sicurezza. Alcune delle caratteristiche di progettazione dell'impianto sono: il sistema primario integrato, il sistema primario auto-pessurizzato, i meccanismi del sistema di movimentazione delle barre di controllo e i sistemi di sicurezza

posizionati nel vessel ed attivati passivamente. Per i moduli di potenza inferiore a 150 MW<sub>e</sub>, la refrigerazione è affidata alla circolazione naturale. Grazie all'approccio progettuale integrato, il pressurizzatore ed i generatori di vapore (SG<sub>S</sub>) si trovano all'interno del recipiente in pressione (RPV), come indicato in Fig. 7. La posizione del SG al di sopra del nocciolo favorisce la circolazione naturale nel circuito primario. Tale reattore può essere utilizzato per la generazione di energia elettrica o come reattore di ricerca o per la desalinizzazione dell'acqua (8 MW<sub>e</sub> in configurazione di cogenerazione).

Il concetto della difesa in profondità è stato interiorizzato nella progettazione, al fine di migliorare significativamente la sicurezza rispetto alle attuali centrali nucleari. Molte caratteristiche intrinseche contribuiscono all'eliminazione (o riduzione drastica) del rischio di incidenti severi, quali la perdita di refrigerante (LB LOCA), diluizione del boro, espulsione di una barra di controllo. Inoltre l'adozione di sistemi di sicurezza passivi, ridondanti (almeno duplicati) e diversificati, permette una gestione delle emergenze con ridotto intervento dell'operatore.

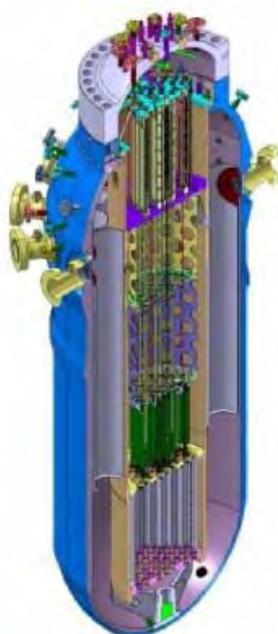


Figura 7: Schema del reattore CAREM.

Il combustibile è UO<sub>2</sub> arricchito al 3,1%, con refuelling previsto ogni 14 mesi. Il reattore CAREM è stato riconosciuto dal Generation IV International Forum (GIF) come uno dei reattori di nuova generazione con maggiori potenzialità di realizzazione nel breve periodo.

## b) CNP-300

Il reattore CNP C-1 è un'unità singola equipaggiata con due PWR da 300 MW<sub>e</sub> collegati ad un'unica linea di vapore. E' caratterizzato da un sistema di contenimento in cemento armato precompresso con cupola toroidale. Il core è costituito da 121 elementi di combustibile (UO<sub>2</sub>) a differente arricchimento. Tale reattore non adotta una configurazione integrata ed i sistemi di sicurezza, quali spray, sistemi di iniezione di emergenza, ecc, sono di tipo attivo.

## c) IMR

Il reattore IMR ha medie dimensioni (Fig. 8) e potenza pari a 350 MW<sub>e</sub>. Ha un vessel integrale con rapporti di moderazione e caratteristiche del combustibile fresco e/o esaurito simili a quelli dei reattori ad acqua leggera tradizionali [9]. Questa similitudine consente l'adozione di sistemi di sicurezza e procedure di salvaguardia tradizionali.

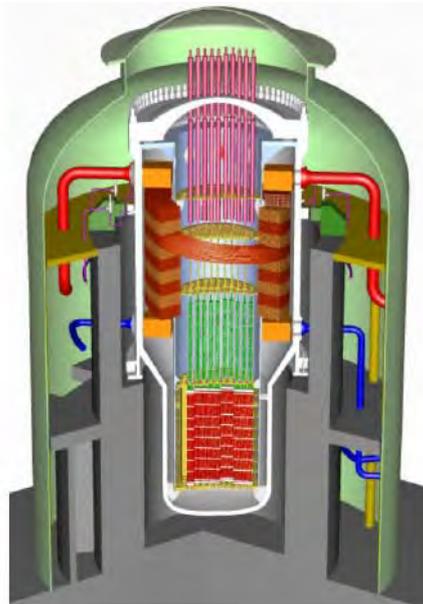


Figura 8: Schema del reattore IMR.

Nel reattore IMR non sono previsti le pompe di raffreddamento, il pressurizzatore, le grandi tubazioni che caratterizzano il sistema primario, i sistemi di refrigerazione di emergenza (ECCS) e/o il sistema di raffreddamento a spray del contenimento. Grazie al vessel integrato, il sistema di contenimento è di dimensioni ridotte.

Si prevede che possa essere realizzato dopo il 2020.

#### **d) SMART**

SMART è un reattore modulare ad acqua pressurizzata, avanzato, integrato e di piccola taglia (330 MW<sub>t</sub>). I generatori di vapore e gli internals sono integrati nel vessel (Fig. 9) e le funzioni di sicurezza sono garantite da sistemi avanzati completamente passivi, quali ad esempio il sistema di rimozione del calore di decadimento, il sistema di spegnimento sicuro del reattore o gli spray per la refrigerazione del sistema di contenimento. La vita operativa prevista dell'impianto è di 60 anni. Questo reattore è stato progettato dall' Atomic Energy Research Institute Corea (KAERI) per la produzione di energia elettrica (fino a 100 MW<sub>e</sub>) e/o applicazioni termiche come la desalinizzazione dell'acqua di mare. La fase di progettazione del reattore può considerarsi completa.

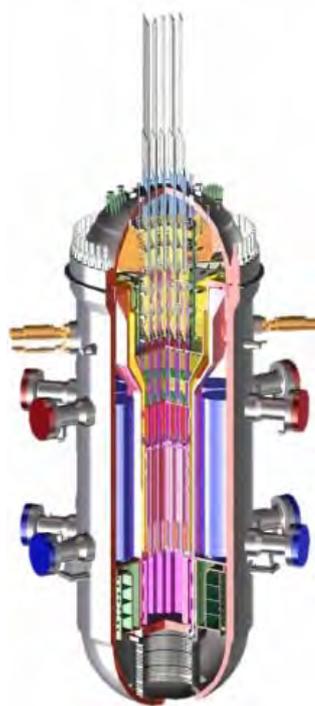


Figura 9: Schema del reattore SMART.

#### **d) ABV-6M**

ABV-6M è un reattore modulare pressurizzato ad acqua PWR (da 4 a 18 MW<sub>e</sub>), con configurazione del vessel integrale e circolazione naturale del fluido primario. Il reattore è alto 13 m ed ha un

diametro di 8,5 m. I generatori di vapore e gli internals sono integrati nel vessel (Fig. 10), mentre le pompe sono alloggiare in un apposito contenitore schermato.

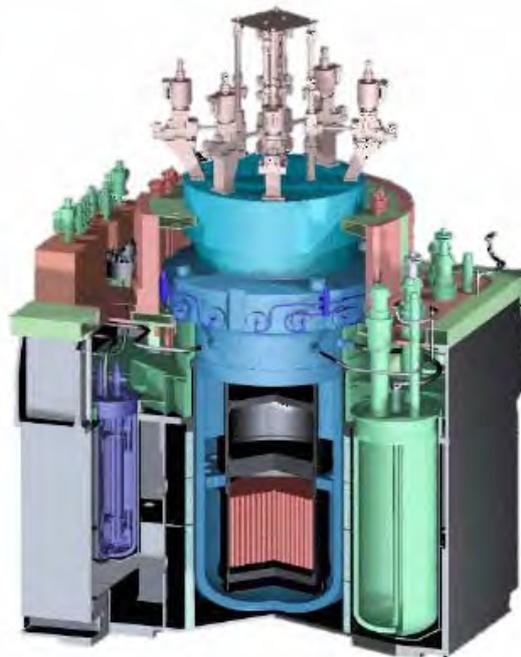


Figura 10: Schema del reattore ABV-6M.

Il refuelling è programmato con intervalli di 10 anni, mentre il nocciolo è simile a quello utilizzato nel reattore KLT-40,(vedi il paragrafo g. successivo) salvo che per l'arricchimento pari al 19,7%.

Il reattore è completamente trasportabile ed a seconda delle necessità può essere utilizzato per la produzione di energia oppure per scopi cogenerativi.

#### e) VK-300

Il VK-300 è reattore russo ad acqua bollente da 250 MW<sub>e</sub> sviluppato dall'Istituto NIKIET. Esso rappresenta l'evoluzione del VK-50 BWR da 50 MW<sub>e</sub>, ma utilizza componenti standard, per quanto possibile, ed elementi di combustibile simili a quelli usati nel VVER oltre che impiegare sistemi di sicurezza passivi. Infatti l'asportazione del calore e la refrigerazione in caso di incidente sono affidate alla circolazione naturale. Il sistema di contenimento in cemento armato è ulteriormente rinforzato e sigillato da un rivestimento metallico.

Tale reattore è in fase di sviluppo concettuale ed i suoi possibili impieghi, alternativi alla produzione di energia, sono nell'ambito della cogenerazione, del teleriscaldamento o della desalinizzazione.

#### f) VBER-300

Il VBER 300 è un reattore di media potenza (295 MW<sub>e</sub>) che può essere utilizzato per la produzione di elettricità o per la cogenerazione. Può essere costruito anche su piattaforme (navi da 12.000 t). Esso ha una struttura modulare (Fig. 11) che rappresenta l'evoluzione del reattore OKBM sviluppato per la propulsione navale: ha due generatori di vapore, l'acqua leggera costituisce sia il moderatore che il refrigerante, il combustibile (soluzione del core a cartuccia) è costituito da ossido di uranio arricchito al 4,7%; il refuelling sarà praticato ogni 72 mesi. Il fluido primario in uscita dal vessel scambia calore con il fluido del secondario in un GV del tipo once through: il vapore leggermente surriscaldato viene inviato direttamente in turbina.



Figura 11: Schema del reattore VBER [9]

Come impianto di cogenerazione può produrre circa 200 MW<sub>e</sub> e 1900 GJ/ora. Il reattore è stato progettato per 60 anni di vita utile.

La sicurezza è garantita dalle soluzioni ingegneristiche adottate: predisposizione ed attuazione delle misure necessarie di prevenzione degli incidenti, semplificazione del progetto del reattore, la sicurezza intrinseca e passiva, l'applicazione del principio di difesa in profondità; i sistemi volti a limitare le conseguenze degli incidenti severi.

Il progetto preliminare del reattore VBER-300 è stato completato nel 2002 sia per quanto riguarda la soluzione impiantistica da realizzarsi su terra ferma che su piattaforma galleggiante.

#### **f) WWER 300**

Il progetto del reattore a due circuiti WWER-300 (V-478) si basa su soluzioni ingegneristiche già utilizzate per la progettazione del WWER, anche se il progetto del V-407 costituisce il riferimento di base, ed è sviluppato per reti elettriche di ridotte dimensioni.

Il WWER 300 utilizza strutture, materiali e parametri di apparecchiature che caratterizzano il sistema primario tipiche del WWER-640 (V-407) mentre per quanto concerne il combustibile, esso è simile a quello utilizzato nel WWER-100.

Il nocciolo del reattore è costituito da 85 elementi di combustibile (FA) e da 34 barre di regolazione e controllo. Ogni elemento di combustibile contiene 312 barrette di combustibile arricchite al 3,3% di  $U^{235}$ .

Il sistema primario del reattore è costituito da un generatore di vapore orizzontale (modello PGV-640), da pompe di raffreddamento verticali (modello GTSNA-1455) con motore elettrico azionato da un volano, da un pressurizzatore, dai sistemi ausiliari e da tutte le tubazioni primarie.

I sistemi di sicurezza utilizzati includono: sistemi di refrigerazione di emergenza del GV, sistemi di emergenza per la rimozione del gas, sistema di iniezione di boro, sistemi di isolamento della linea vapore, pompe ad alta e bassa pressione per attivare la refrigerazione del core e sistemi passivi di rimozione del calore. La linea dell'acqua di alimento comprende le pompe principali, la pompa di stand-by, un degasatore, le valvole di isolamento e di controllo e le tubazioni.

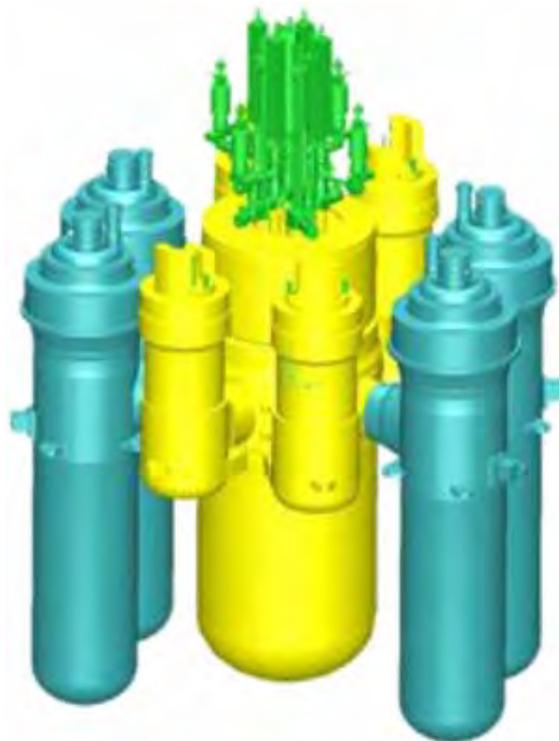
#### **g) KLT-40S**

KLT-40S è un progetto di reattore (Fig. 12) modulare basato sul modello OKBM Afrikantov utilizzato nei rompighiaccio a propulsione nucleare con combustibile a basso arricchimento. Esso viene riproposto per la desalinizzazione dell'acqua o per essere installato su piattaforme per fornire energia in zone poco abitate.

Il reattore (tipologia PWR), è collegato quasi direttamente, attraverso i connettori di ingresso dell'acqua di alimento e di uscita del vapore e piccoli tratti di tubazioni, ai generatori di vapore ed alle pompe; tale reattore è caratterizzato da un sistema primario a quattro loop, con circolazione forzata e naturale, da generatori di vapore del tipo once through e da sistemi di sicurezza passivi.

Il reattore KLT-40S impiega soluzioni miranti a garantire la sicurezza e già collaudate, come ad esempio una struttura compatta del gruppo GV con bocchelli che li collegano direttamente al vessel, perciò senza la necessità di tubazioni primarie, attuatori di arresto di emergenza del reattore basati su principi di funzionamento differenti, sistemi di rimozione del calore di emergenza collegati ai circuiti primari e secondari, ecc.

Un'unità da  $150 \text{ MW}_t$  può produrre  $35 \text{ MW}_e$  sfruttabili come accennato inizialmente per la desalinizzazione o il teleriscaldamento.



(a)



(b)

Figura 12: Schema del reattore KTS-40S [9] (a) e possibile installazione galleggiante (b).

Questo reattore è progettato con un ciclo del combustibile di 3-4 anni. Alla fine del ciclo operativo, previsto essere di 12 anni, l'intero sistema viene smontato e portato in un impianto per la revisione e lo stoccaggio del combustibile utilizzato. Anche se il nocciolo del reattore viene normalmente raffreddato con circolazione forzata (sistema PWR a 4-loop), in caso di emergenza si attiva passivamente la circolazione naturale. Il combustibile può avere livelli di arricchimento minori del 20%, rinunciando in tal modo al rifornimento con periodo di quattro anni.

Una variante di tale reattore è rappresentato dal KLT-20, caratterizzato da un sistema a 2 loop, con lo stesso arricchimento ma con un periodo di refuelling ogni 10 anni.

La prima centrale nucleare del tipo in oggetto è la Lomonosov Akademik, attualmente in costruzione (costruzione iniziata nel 2007). Un'ulteriore variante al progetto è rappresentato dal reattore VKT-12 da 12 MW<sub>e</sub> trasportabile simile al VK-50 ma dotato di un solo circuito: il reattore ha diametro interno 2.4 m e 4,9 m di altezza.

## **h) IRIS**

Il reattore avanzato di terza generazione IRIS (International Reactor Innovative & Secure) è un progetto di reattore sviluppato da un consorzio Internazionale guidato da Westinghouse. Si tratta di un reattore da 335 MW<sub>e</sub>, di cui viene proposto il progetto di una versione da 100 e 50 MW<sub>e</sub> (Fig. 13).

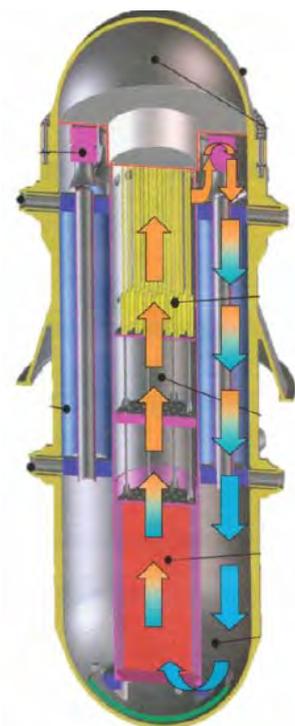


Figura 13: Schema del reattore IRIS.

IRIS è un reattore modulare ad acqua pressurizzata con vessel integrale che racchiude all'interno tutte le componenti del sistema primario. E' caratterizzato da un generatore di vapore elicoidale i cui tubi sono lambiti esternamente dal fluido primario.

IRIS adotta sistemi di sicurezza passiva e filosofia di sicurezza di design tra cui l'approccio al cosiddetto "rischio informato".

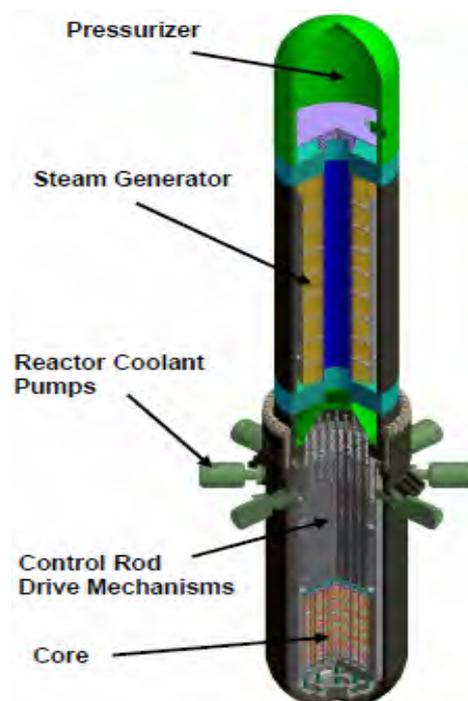
Grazie alla configurazione integrale di IRIS si prevencono o sono eliminati in fase progettuale (cioè senza alcun intervento dei sistemi attivi o passivi) una serie di incidenti severi aventi bassa probabilità di accadimento, identificati dalla classe IV (cioè quelli che possono comportare il rilascio di radiazione): questo è il citato approccio "safety by design" che potrebbe consentire al reattore IRIS di essere costruito senza zona di evacuazione di emergenza.

Il combustibile è simile a quello presente nei reattori ad acqua leggera (almeno per la versione da 335 MW<sub>e</sub>) mentre gli elementi di combustibile sono identici a quelli utilizzati nel reattore AP1000, della Westinghouse. L'arricchimento è al 5% con veleno bruciabile e intervalli di rifornimento di quattro anni (o più nel caso di maggiore arricchimento).

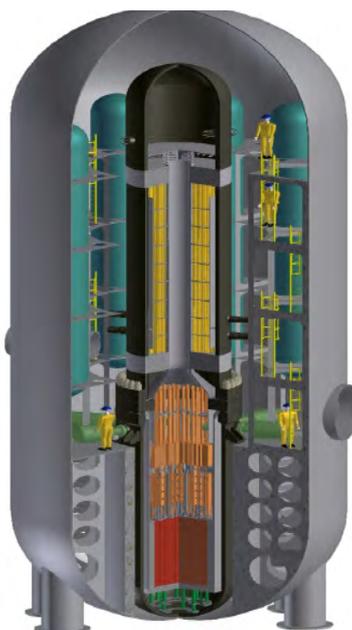
Il pre-licensing così come lo sviluppo del reattore è stato interrotto a fine 2010.

### i) W- SMR

Il reattore SMR Westinghouse o W-SMR è un nuovo reattore da 200 MW<sub>e</sub> ad acqua pressurizzata. Esso è caratterizzato da un vessel integrale, che ospita tutti i componenti primari, gli elementi di combustibile ed i sistemi di sicurezza passiva (Fig. 14). Tale reattore si basa su sistemi di sicurezza e componenti qualificati per il reattore AP1000: il core, con elementi del tipo 17 × 17 usato nel reattore AP1000, ha un' altezza attiva di 2,4 m con 89 elementi di combustibile e 37 CRDMs interni. Gli internals si basano sulla progettazione dell' AP1000, ma di dimensioni più piccole [10-11]. Il pressurizzatore è integrato nella testa del vessel, le dimensioni del vessel sono ridotte a 3.5 m di diametro e 24.7 m di altezza. Il combustibile è arricchito al 5% ed il refuelling è previsto ogni 24 mesi. Vi sono otto pompe, montate orizzontalmente, con una configurazione che permette di eliminare la necessità delle tenute. I generatori di vapore, del tipo once through, hanno tubi diritti che permettono una maggiore compattezza del GV stesso da posizionare all'interno del vessel. Le caratteristiche di sicurezza dell'AP1000 sono riprese anche nella progettazione di questo SMR: Westinghouse sostiene che, in condizioni di incidente, l'impianto può resistere per sette giorni senza l'intervento degli operatori.



(a)



(b)

Figura 14: Schema del reattore [9] (a) e del sistema di contenimento (b) del W-SMR.

Il reattore W-SMR può essere realizzato in fabbrica poi inviato sul sito dove è previsto che sia costruito interrato. Il sistema di contenimento, ad alta pressione, utilizza una struttura completamente modulare, grazie alle relativamente ridotte dimensioni del diametro e dell'altezza, pari rispettivamente a 9,8 e 27 m. Esso è caratterizzato da:

- soluzione progettuale compatta;
- aumento delle possibilità di trasferimento di calore all'interno del contenimento stesso con l'utilizzo di serbatoi di acqua capaci di sommergere il reattore;
- riduzione delle esigenze di isolamento;
- riduzione della pressione del sistema di contenimento in caso di incidente.

Come accennato, si prevede che i principali componenti e le strutture dell'impianto del reattore siano interrate, comprese il sistema di contenimento, la piscina del combustibile esaurito, le aree di stoccaggio dei rifiuti radioattivi ed i principali sistemi preposti ad assicurare la difesa in profondità. Nel febbraio 2011 Westinghouse ha presentato ufficialmente il progetto SMR e nel gennaio 2012 ha presentato alla US NRC una richiesta di certificazione del progetto anche se lo stato del design è ancora solo a livello di sviluppo concettuale.

## 1) m-Power

Il reattore B&W mPower™ è un reattore nucleare modulare e scalabile da 125-140 MW<sub>e</sub> (capacità circa un decimo rispetto agli impianti nucleari di grande taglia) [12]. Esso è un PWR integrato (le principali caratteristiche sono indicate nella tabella 5) il cui vessel, avente circa 4 m di diametro e 23 m di altezza, contiene al suo interno il core (dimensioni 2x2 m), i generatori di vapore del tipo integrale, ecc. (Fig. 15).

**Tab. 5 - Caratteristiche m-Power™**

Thermal Output	530 MWt
Electrical Output	ACC <sup>1</sup> : 155 MWe WCC <sup>2</sup> : 180 MWe  <sup>1</sup> Air-cooled condenser <sup>2</sup> Water-cooled condenser
Vessel Size	Diameter: 13 ft Height: 83 ft
Vessel Weight	628 tons (w/o fuel) 716 tons at power
Reactor Coolant Pressure	2050 psi (nominal)
Core inlet temp	567°F
Core outlet temp	608°F
Core flow	30.0 Mlbm/hr
Steam Conditions Pressure	825 psi
Superheat	50°F
Feedwater Temp	414°F
Fuel Assemblies	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 17x17 fuel pin array</li> <li>• 95 in. active length</li> <li>• &lt;5% enriched U<sup>235</sup></li> <li>• 69 bundles</li> </ul>
Reactivity Control	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 69 CRDMs</li> <li>• Electro-hydraulic</li> <li>• No soluble boron</li> </ul>
Primary Coolant Circulation	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 8 internal coolant pumps</li> <li>• External motors</li> </ul>
Emergency Core Cooling Systems (ECCS)	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Passive design</li> <li>• Natural circulation</li> </ul>
Refueling Cycle	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 4+ years</li> <li>• On-site spent fuel storage (20 yrs)</li> </ul>
Steam Generator	Once-through design (OTSG)
Pressurizer	Active (integral electric heaters)
Emergency Power	DC only
Instrumentation & Control	Digital
Containment	Secure, underground, steel

Le caratteristiche inerenti di sicurezza del reattore includono una bassa potenza lineare del core (cosa che permette di ridurre la temperatura del combustibile e della camicia in caso di incidente),

un grande volume di liquido di raffreddamento che permette di avere più tempo per gestire l'emergenza in caso di incidente nonché piccole dimensioni delle penetrazioni, poste più in alto rispetto al core, per aumentare la quantità di refrigerante disponibile per mitigare un eventuale incidente di SBLOCA.

I sistemi ECCS sono progettati per rimuovere in modo passivo il calore di decadimento del nocciolo in caso di transitori incidentali: si ha una riduzione della pressione e della temperatura del contenimento [9] senza l'intervento di diesel di emergenza.

Un "large LOCA" non è possibile poiché tutti i componenti del sistema primario sono situati all'interno del vessel, pertanto il diametro massimo delle tubazioni, ad esso facenti capo, è minore di 7,6 cm. Inoltre, il reattore dispone anche di: sistemi di sicurezza passiva, un sistema di contenimento metallico (interrato), nonché adeguati sistemi capaci di limitare la pressione interna. Questi impianti dispongono di solito di capacità di stoccaggio in loco del combustibile esaurito.

Il design offre flessibilità, in modo che i moduli multipli del reattore possano essere aggregati per supportare i requisiti locali ed i vincoli infrastrutturali. Il reattore m-Power è progettato per essere realizzato in fabbrica e trasportato sul sito di installazione.

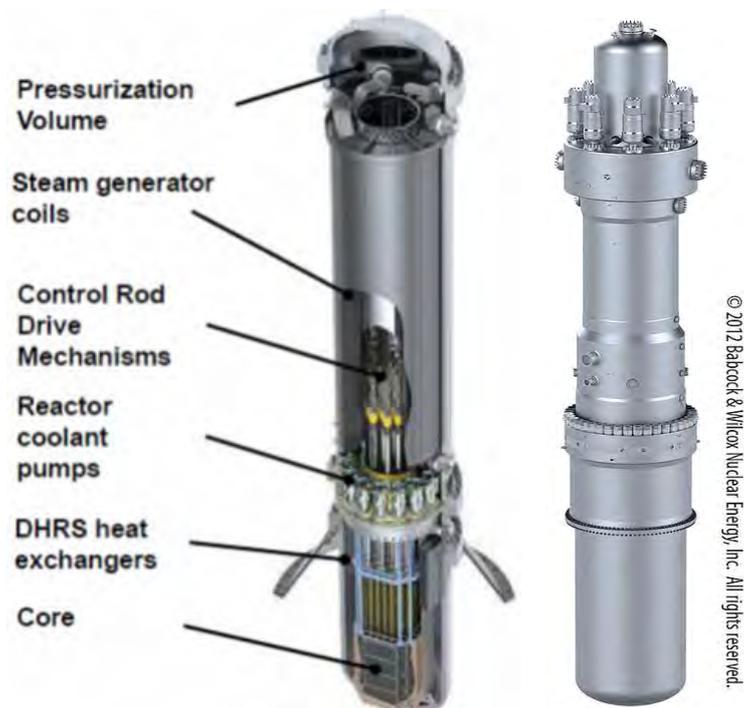
Il refuelling previsto è ogni cinque anni con una conseguente ulteriore riduzione del rischio di incidenti nonché aumento del fattore di utilizzazione dell'impianto che può utilizzare un condensatore raffreddato ad acqua o aria in modo da conseguire almeno il 31% di efficienza termica. Infine questo reattore è progettato in maniera tale da essere capace di stoccare in sito per l'intero arco del suo funzionamento (60 anni) le scorie prodotte. Le principali caratteristiche che lo contraddistinguono sono quindi:

- Progettazione integrale;
- Sistemi di sicurezza passiva non dipendenti dall'energia elettrica;
- Contenimento interrato per mitigare o prevenire alcuni eventi esterni;
- Refuelling ogni quattro - cinque anni di funzionamento;
- Reattore scalabile, modulare (flessibile per le esigenze locali), disponibile in più unità nello stesso sito;
- Arricchimento dell'uranio inferiore al 5%;
- Burn-up inferiore a 40 GWD/t;
- Dimezzamento dei tempi di costruzione;

- Non richiede la presenza di grandi masse d'acqua per aumentare i sistemi di sicurezza.



(a)



(b)

Figura 15: Lay-out (a) e schema (b) del reattore B&W mPower™.

Il reattore m-Power è sviluppato e costruito (in gruppi fino a sei piccoli reattori modulari) da una partnership costituita da Babcock & Wilcox (B&W) e Bechtel (SMR) in un sito nello Stato del Tennessee. Il costo di una unità del reattore si prevede essere in proporzione: 750 milioni di dollari contro i 5-10 miliardi di dollari di un reattore da 1100 MWe.

### **m) NuScale**

Un impianto NuScale (Fig. 16) può essere costituito da un numero variabile da 1 a 12 moduli indipendenti, ciascuno in grado di produrre una potenza elettrica netta di circa 45 MW<sub>e</sub>. Ogni modulo è costituito da un reattore PWR che funziona con circolazione naturale. Una centrale elettrica standard da 12 moduli sarebbe in grado di produrre circa 500 MW<sub>e</sub>.

Ciascun reattore ha un diametro di 4,3 m e altezza di 18 m. Inoltre esso è alloggiato all'interno del proprio sistema di contenimento ad alta pressione, contenuto in una piscina, realizzata in cemento armato e rivestita di acciaio inossidabile, completamente riempita di acqua.

Tale sistema nucleare presenta cinque caratteristiche essenziali che, combinate fra loro, lo fanno distinguere fra i tanti SMR in fase di sviluppo oggi:

- Dimensioni compatte;
- Nocciolo refrigerato interamente con circolazione naturale;
- Progetto basato sulla tecnologia ben consolidata dei LWR;
- Supportato dai dati ottenuti con esperienze eseguite su una apparecchiatura in scala di un terzo, riscaldata elettricamente che costituisce un impianto integrato di prova a piena pressione e temperatura;
- Sistema di contenimento compatto e modulare.

Il progetto di reattore Nu-Scale prevede di utilizzare combustibile con arricchimento inferiore al 4,95% con refuelling ogni 24 mesi.

L'impianto NuScale, installato in una piscina piena d'acqua sotto il livello del suolo, include sistemi di sicurezza progettati per garantire la rimozione del calore di decadimento del core nel lungo termine così come la mitigazione degli effetti degli incidenti severi. Tale progetto di reattore include un sistema di contenimento ad alta pressione, due sistemi passivi di rimozione del calore di decadimento oltre che sistemi passivi di rimozione del calore dal sistema di contenimento, e un

accumulatore capace di garantire il sicuro spegnimento ed integra una serie di misure atte a mitigare gli effetti indotti da possibili incidenti severi [9].

L'unità NuScale più piccola è simile apparentemente al reattore IRIS, ad eccezione del sistema di refrigerazione basato sulla circolazione naturale.

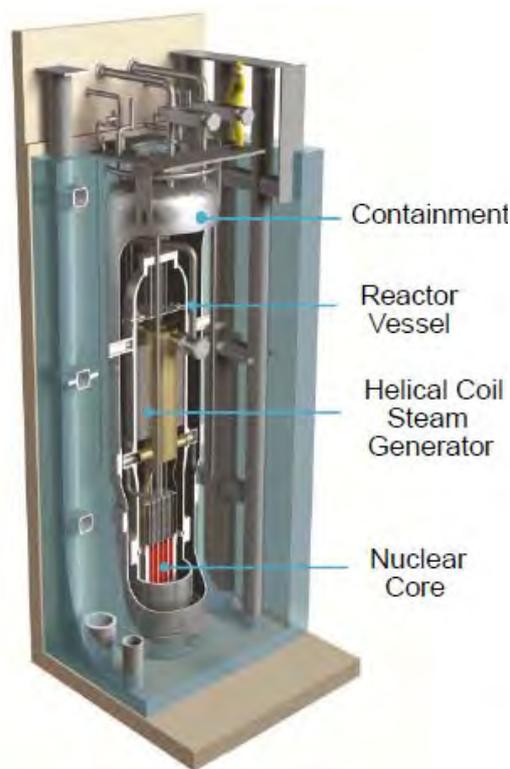


Figura 16: Schema del reattore NuScale.

All'inizio del 2008, NuScale Power Inc. ha comunicato alla NRC statunitense la sua intenzione di iniziare la pre-application e di presentare la domanda di certificazione della progettazione nel 2012 e realizzazione della prima unità operativa entro il 2018.

#### **n) Holtec HI-SMUR**

Il reattore internazionale Holtec da 140 MW<sub>e</sub> mira alla realizzazione di un reattore ad acqua pressurizzata con generatore di vapore esterno al vessel, che usi un combustibile simile a quello utilizzato nei più grandi PWR.

Prevede di adottare un sistema di refrigerazione del sistema primario completamente passivo sia in condizioni di esercizio che di sicuro spegnimento.

Il reattore sarà interrato e richiederà circa 24 mesi per la costruzione modulare in sito. Holtec prevede di presentare una domanda di certificazione della progettazione del NRC entro la fine del 2012.

#### **o) SSTAR e STAR- LM**

Il reattore piccolo, sicuro, trasportabile (pertanto agevole per quanto riguarda la distribuzione internazionale e/o presso le sedi distaccate) e autonomo SSTAR (“Small Secure Transportable Autonomous Reactor”) è un reattore a piscina refrigerato a piombo da 20 MW<sub>e</sub> (45 MW<sub>t</sub>) [11]. SSTAR centra appieno gli obiettivi della Gen. IV: la non proliferazione, la sicurezza, affidata a sistemi di sicurezza passivi, l’economicità e sicurezza energetica, con un piccolo esborso di capitale di investimento.

SSTAR, il cui schema concettuale è rappresentato in figura 17, fa ampio uso di sistemi di sicurezza intrinseci e passivi, soprattutto, per quanto riguarda il sistema di asportazione del calore di decadimento, affidato alla circolazione naturale, e a due sistemi attivi, indipendenti e ridondanti, per il sicuro spegnimento del reattore [13]. Il refrigerante utilizzato è il piombo, che è contenuto all’interno del vessel, il quale a sua volta è circondato da un vessel di emergenza o “safeguard vessel”.

Il piombo è scelto come refrigerante, anziché la lega eutettica piombo-bismuto (LBE), per ridurre di due/tre ordini di grandezza la quantità di <sup>210</sup>Po che si può formare nel refrigerante e per eliminare la dipendenza dal bismuto, che potrebbe essere una risorsa limitata nel lungo periodo.

SSTAR è un reattore a circolazione naturale, pertanto, il rapporto fra l’altezza ed il diametro deve essere sufficientemente grande da facilitare la rimozione del calore mediante circolazione naturale a tutti i livelli di potenza fino a e superiore al 100% del valore nominale.

Il refrigerante fluisce dalla parte superiore del mantello in quattro scambiatori di calore modulari a CO<sub>2</sub>, situati nel settore anulare tra il reattore e lo shroud.

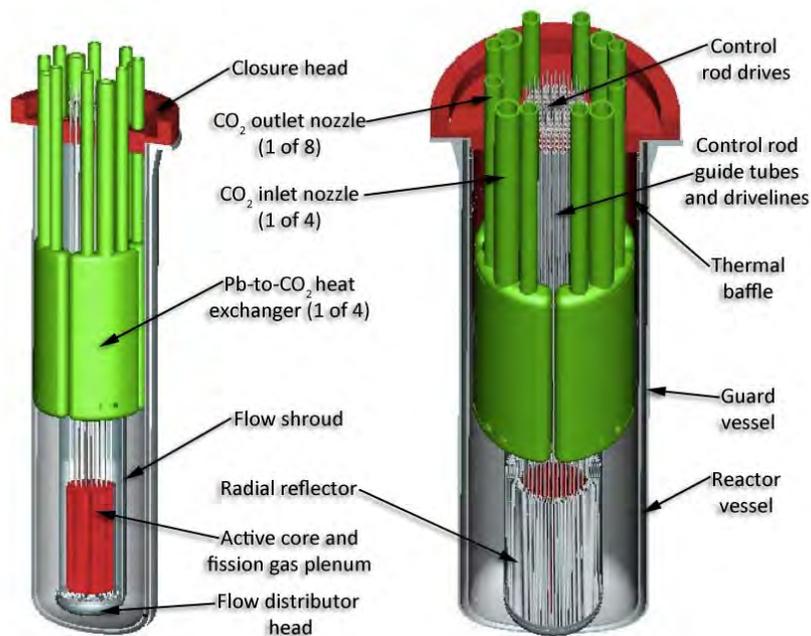


Figura 17: Schema concettuale del reattore SSTAR.

La CO<sub>2</sub> entra da un ugello superiore che la spinge nella regione inferiore del plenum. Da qui fluisce verso l'alto attraversando i tubi verticali. Nel frattempo, il piombo in uscita dallo scambiatore di calore, fluisce verso il basso attraverso la zona anulare del down-comer per entrare attraverso le aperture del distributore di flusso ("flow distributor head") nel nocciolo del reattore.

La superficie del Pb è confinata in un involucro cilindrico, saldato al reattore e riempito con gas argon, il cui scopo è quello di isolare termicamente il reattore: si protegge in tal modo il vessel dagli stress termici che possono derivare dai transitori di avvio o di spegnimento.

Un sistema passivo di depressurizzazione è previsto in modo tale da sfiatare la CO<sub>2</sub> dal reattore, in caso di rottura di un tubo dello scambiatore di calore.

SSTAR incorpora un sistema ausiliario di asportazione del calore residuo (RVACS) del piombo nel caso in cui gli scambiatori di calore non funzionassero: il sistema RVACS funziona grazie alla circolazione naturale dell'aria. Per fornire una maggiore affidabilità alla rimozione del calore di emergenza, in questo impianto si prevede di inserire anche un sistema di raffreddamento ausiliario (DRACS) all'interno del contenitore di sicurezza del reattore.

Le caratteristiche specifiche del refrigerante utilizzato (piombo), del materiale fissile costituente gli elementi di combustibile (materiale transuranico), del nocciolo a spettro veloce e delle ridotte dimensioni del reattore sono fattori che permettono di ottenere elevati livelli di sicurezza in termini di resistenza alla proliferazione, grazie anche all'autosufficienza in termini di scorte di combustibile

del reattore, alla semplicità di funzionamento, affidabilità, trasportabilità, nonché all'elevato grado di sicurezza passiva.

La conversione della potenza termica in energia elettrica è realizzata mediante ciclo Brayton utilizzando biossido di carbonio supercritico come fluido secondario, con una efficienza dell'impianto pari a circa il 45% (con una temperatura di ingresso in turbina di circa 550° C).

SSTAR prevede anche lo sviluppo del reattore STAR-LM, una versione in scala e a potenza ridotta (181 MW<sub>e</sub> / 400 MW<sub>t</sub>) per la produzione di energia elettrica ad alta efficienza e con produzione opzionale di acqua desalinizzata (sfruttando una porzione del calore).

Il progetto pre-concettuale del reattore SSTAR presuppone lo sviluppo di alcune tecnologie avanzate quali: la messa a punto di materiali strutturali per gli internals e per la camicia degli elementi di combustibile che consentano di raggiungere temperature del piombo di uscita dal nocciolo di 570° C; lo sviluppo di combustibili basati su nitruri di elementi transuranici, con la possibilità di rifornimento del combustibile con sostituzione del core (a "cartuccia"), sistemi di monitoraggio e di "inspection inservice" in piombo.

Considerando il fatto che il reattore SSTAR potrebbe essere operativo a breve termine, la temperatura di funzionamento sarà probabilmente ridotta a 480° C, come nel reattore ELSY, per consentire l'utilizzo di materiali e tipologie esistenti o già studiati.

## **p) ELSY**

ELSY è un reattore oggetto di un progetto sviluppato da un consorzio europeo nell'ambito del 6° FP dell'EU, iniziato nel 2006. Gli obiettivi principali del reattore ELSY sono:

- Dimostrazione della fattibilità tecnica di un LFR;
- Dimostrazione del vantaggio economico;
- Competitività del reattore;
- Dimostrazione della capacità di rispettare pienamente gli obiettivi IV generazione;
- Identificazione di soluzioni innovative atte a ridurre il volume del sistema primario e la complessità dei componenti interni del reattore.

ELSY è un progetto in fase di sviluppo, per cui tutte le soluzioni elencate potrebbero subire delle modifiche in futuro [14-15].

Il reattore ELSY (Fig. 18) è un reattore integrale “pool type” da 600 MW<sub>e</sub>/1500 MW<sub>t</sub>, che utilizza piombo fuso (circa 6000 t) come refrigerante primario in circolazione forzata, attuata da otto pompe (ogni pompa comprende anche un motore per la rimozione del calore di decadimento), poste all’interno dei generatori di vapore [16-17-18].

Tale progetto di reattore non presenta un circuito intermedio di asportazione del calore (tipico dei reattori refrigerati al sodio), il che permette di ridurre notevolmente le dimensioni (impianto maggiormente compatto) ed il costo dell’impianto. Inoltre i generatori di vapore sono modulari e rimovibili, così come le pompe e tutti i sistemi ed i componenti del sistema primario.

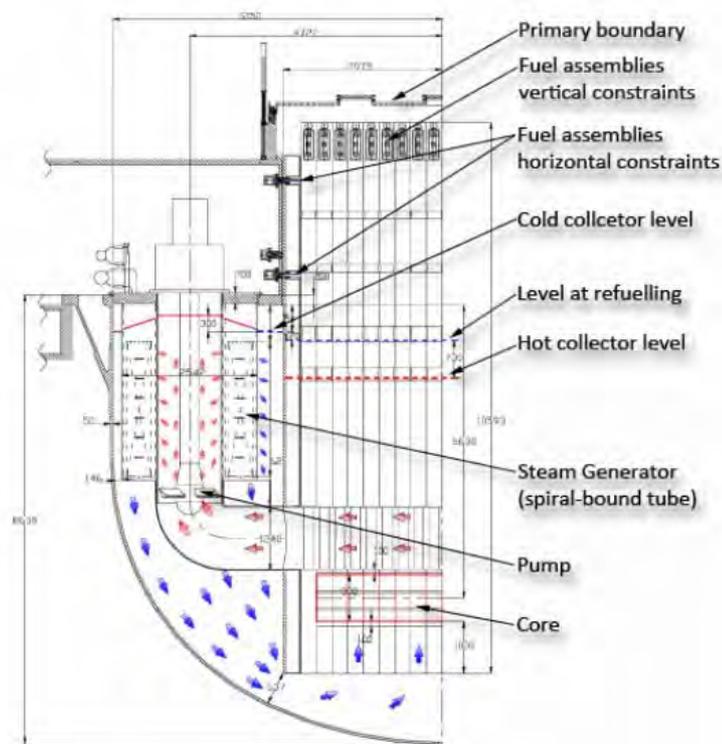


Figura 18: Schema reattore ELSY.

Il coperchio del vessel del reattore oltre che fungere da schermo biologico permette di accogliere e sostenere il recipiente cilindrico (CIV) (la parte alta, che fuoriesce dal coperchio, racchiude i sistemi di regolazione e controllo delle barre di combustibile e quelle aventi funzione di sicurezza), che circonda il core, le unità modulari di GV ed i sistemi di asportazione del calore di emergenza.

La parte superiore degli elementi di combustibile di ELSY è peculiare, perché si estendono ben al di sopra del coperchio fisso del reattore, e gli elementi di combustibile, il cui peso è sostenuto dalla spinta idrostatica del piombo, sono fissati all’estremità superiore nello spazio del gas di copertura,

ben al di sopra della superficie del piombo fuso. Questo evita il classico problema del posizionamento di una griglia di supporto degli elementi di combustibile immersa nel refrigerante.

La potenza termica viene rimossa durante il normale funzionamento da 8 GV innovativi, caratterizzati da un fascio tubiero a spirale: il loro posizionamento nella parte superiore del vessel permette di sfruttare la circolazione naturale per la rimozione del calore residuo in caso di incidente o malfunzionamento delle pompe.

La scelta di una media taglia per il reattore richiede l'uso della circolazione forzata, evitando in tal modo un'eccessiva massa refrigerante e di conseguenza minori carichi meccanici agenti. Inoltre la semplicità del progetto (maggior compattezza ed ingombri ridotti) del reattore ELSY permetterà di ridurre sia il costo di investimento che il tempo di costruzione del reattore stesso.

L'uso di un circuito primario compatto e semplice, con la possibilità di rimuovere tutti i componenti interni (eliminazione di un circuito di raffreddamento intermedio) sono tra le principali caratteristiche destinate a garantire la competitività tecnica ed economica di ELSY nel panorama della futura generazione di reattori nucleari.

Il generatore di vapore di nuova concezione, il cui volume è circa la metà di un analogo generatore di vapore elicoidale, è caratterizzato da un fascio tubiero a spirale.

Le sezioni di ingresso e di uscita di ogni tubo sono collegati al collettore di alimentazione dell'acqua e a quello del vapore, entrambi disposti nella parte superiore del reattore.

Le pompe primarie a flusso assiale sono situate all'interno del generatore di vapore e forniscono la spinta necessaria al liquido refrigerante che entra dalla parte superiore del GV e fluisce in direzione radiale. Poiché l'acqua circola nel fascio tubiero con tubazione a spirale dall'esterno verso l'interno e lo schema di circolazione potrebbe dirsi equivalente ad un sistema contro-corrente (capace di assicurare la circolazione anche nel caso di riduzione del livello di refrigerante primario in seguito a perdite incidentali dal reattore).

Alcune caratteristiche del reattore ELSY sono riportate in tabella 6.

Tutte le strutture interne del reattore sono rimovibili e in particolare l'unità relativa ai generatori di vapore può essere rimossa dalla parte superiore del reattore con spostamenti radiali e verticali. Il nocciolo, quadrato, è costituito da un array di 162 elementi di combustibile circondati da un riflettore: tale configurazione riduce il rischio di perdita di refrigerante.

**Tab. 6 - Caratteristiche reattore ELSY.**

ELSY parameters	
Power	600 MW <sub>e</sub>
Thermal efficiency	42 %
Primary coolant	Pure lead
Primary system	Pool type, compact
Primary coolant circulation	Forced
Primary system pressure loss	1.5 bar
Primary coolant for DHR	Natural circulation + pony motors
Core inlet temperature	400 °C
Core outlet temperature	480 °C
Fuel	MOX and nitrides
Fuel cladding material	T91
Fuel cladding temperature (max)	550 °C
Main vessel	Austenitic stainless steel, hung, 9 m
Safety vessel	Anchored to the reactor pit
Steam generators	8, integrated in the main vessel
Secondary cycle	Water-superheated steam at 180 bar, 450 °C
Primary pumps	8, mechanical, suction from hot collector
Internals	Removable
Inner vessel	Cylindrical
Hot collector	Small-volume, enclosed by inner vessel
DHR dip coolers	4, immersed in the cold collector
Seismic design	2D isolators supporting the reactor building

Il funzionamento dei generatori di vapore all'interno del vessel del reattore risulta subordinato alla necessità di adottare:

- un sistema sensibile e affidabile di rilevamento delle perdite;
- un sistema di depressurizzazione ed un sistema di isolamento altamente affidabili.

Una grande attenzione in fase di progetto è data alle problematiche relative alle conseguenze indotte dalla rottura di uno dei tubi del generatore di vapore, fenomeno noto come SGTR che rappresenta un incidente base di progetto con bassa probabilità di accadimento le cui conseguenze possono essere potenzialmente catastrofiche.

Infatti per ridurre il rischio di pressurizzazione del sistema primario sono state considerate le opzioni: 1) adottare valvole di isolamento in prossimità del collettore vapore con tempi di intervento più rapidi, 2) utilizzare ugelli del tipo Venturi vicino al collettore dell'acqua di alimento e a monte dei tubi del GV in modo da ridurre la severità del transitorio di pressione nel caso si verifichi un LOCA (e conseguente SGTR), 3) incrementare la capacità "smorzante" del sistema primario.

Per quanto riguarda l'adozione di adeguati sistemi capaci di ridurre l'effetto dell'onda di pressione che può originarsi nel caso di SGTR, si prevede di installare sulla superficie interna del GV una

serie di lamierini i quali dovrebbero garantire che il refrigerante (miscela acqua –vapore), sia convogliato verso la parte alta del GV stesso, riducendo in tal modo già nella fase di progettazione il rischio di pressurizzazione nel RV (a causa della chiusura del normale percorso radiale del fluido refrigerante).

Il sistema di rimozione del calore di decadimento è dotato di:

- (i) condensatori di vapore sul circuito del vapore;
- (ii) circuiti diretti di raffreddamento del reattore con raffreddatori innovativi acqua-piombo con serbatoi di stoccaggio dell' acqua a pressione ambiente;
- (iii) un sistema di raffreddamento ad aria del vessel del reattore (RVACS).

Il comportamento del reattore in seguito ad eventi sismici è fortemente migliorato da soluzioni tecniche innovative, quali una relativamente minor altezza del vessel del reattore e l'utilizzo di supporti antisismici posti fra le fondazioni ed il suolo.

Attualmente è in fase di progettazione un prototipo, denominato ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) il cui scopo è di dimostrare la fattibilità operativa e la competitività economica del reattore a piombo [16].

#### **q) BREST- 300**

BREST-300 [9] è un reattore veloce raffreddato a piombo alimentato con nitrati di uranio e plutonio (PuN-ONU) che utilizza un sistema a due circuiti di trasporto del calore per fornire vapore supercritico ad una turbina a vapore (Fig. 19).

Il combustibile adottato presenta un'elevata densità e conducibilità. Esso è compatibile con il piombo; il rivestimento del combustibile è acciaio ferritico martensitico al cromo.

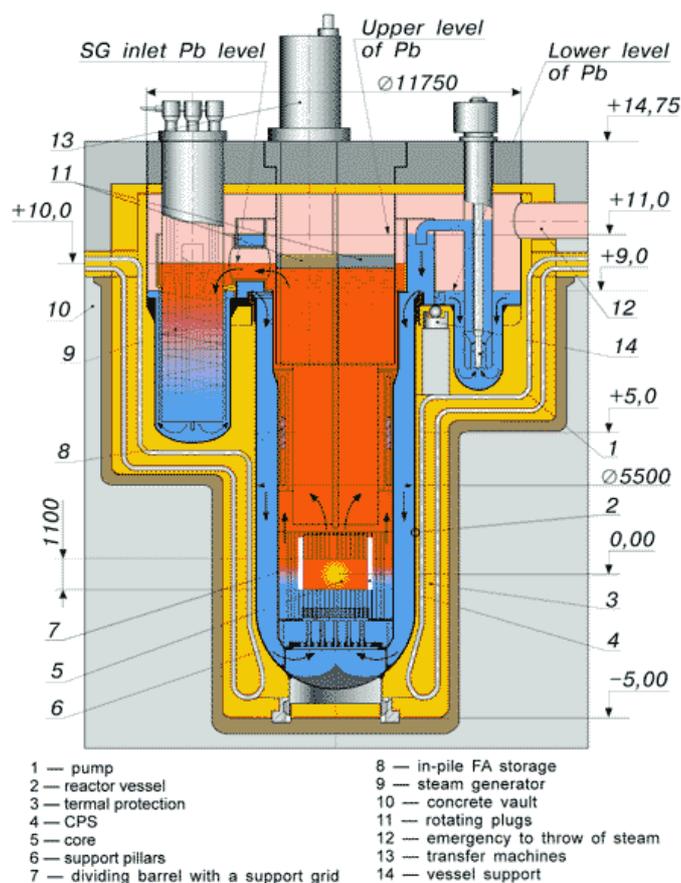


Figura 19: Schema concettuale del reattore BREST-OD-300.

Per fornire una significativa area del flusso del refrigerante, il livello di potenza rimosso mediante circolazione naturale del piombo viene aumentato, la temperatura di preriscaldamento del refrigerante è ridotta e le perdite di raffreddamento negli eventuali elementi di combustibile danneggiati sono principalmente escluse nel caso di blocco locale della portata; inoltre gli elementi di combustibile del nocciolo non hanno schermature.

La disposizione degli elementi di combustibile consente un maggiore flusso radiale del refrigerante nel nocciolo che impedisce il surriscaldamento degli elementi di combustibile danneggiati.

Brest-OD-300 utilizza una configurazione integrale mista del circuito primario, con i generatori di vapore e le pompe principali di raffreddamento installati all'esterno del reattore.

Il reattore ed i generatori di vapore sono schermati termicamente dal calcestruzzo, senza l'adozione di un contenimento metallico. La temperatura del calcestruzzo viene mantenuta al di sotto del limite consentito mediante circolazione naturale dell'aria in opportuni condotti.

Gli eventi iniziatori incidentali sono praticamente evitati grazie alle caratteristiche di sicurezza intrinseca di tale reattore ed all'adozione di sistemi passivi per la rimozione del calore di

decadimento e per il mantenimento delle condizioni di sicurezza del reattore, che si basano sul controllo del coefficiente di reattività del combustibile, della pressione e della temperatura del liquido refrigerante in ingresso ed in uscita dal nocciolo del reattore.

Il circuito secondario è costituito dai generatori di vapore, dalle linee principali del vapore, da un sistema di alimentazione dell'acqua e dalla turbina.

Il BREST-OD-300 è progettato come prototipo al fine di studiare il funzionamento operativo dei reattori refrigerati a metallo liquido in diverse condizioni sia nominali sia incidentali e di ottimizzare i processi ed i sistemi operativi del reattore.

## **r) PRISM**

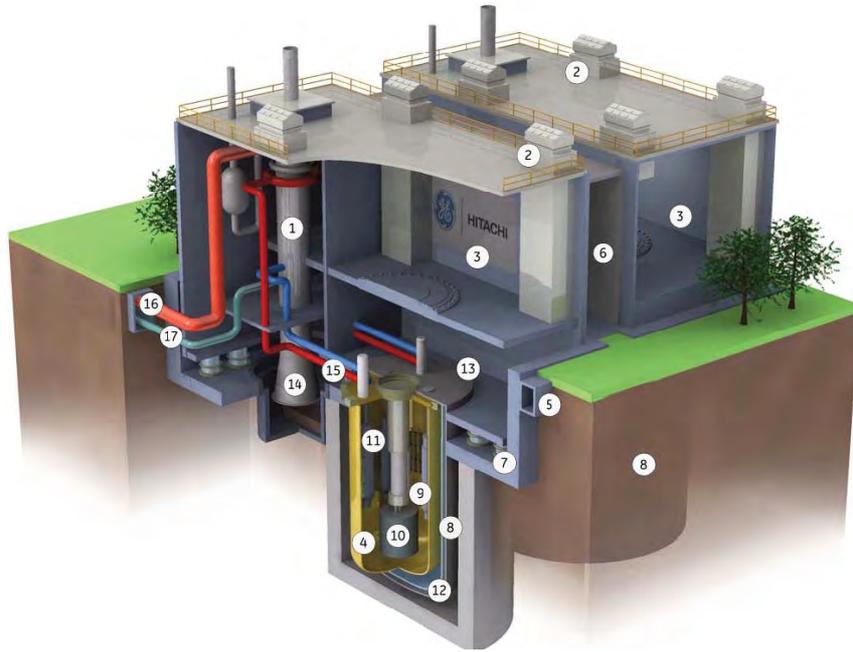
Il reattore PRISM appartiene alla filiera dei reattori a metalli liquidi. L'impianto è modulare e caratterizzato da un vessel a piscina, al cui interno è contenuto il sodio primario oltre a tutte le componenti del sistema primario. Gli elementi di combustibile sono costituiti da una lega di uranio-plutonio-zirconio.

Il reattore utilizza un sistema di spegnimento e caratteristiche di rimozione del calore di decadimento passivi. Il nocciolo del reattore PRISM è stato progettato per soddisfare diversi obiettivi, quali [9]:

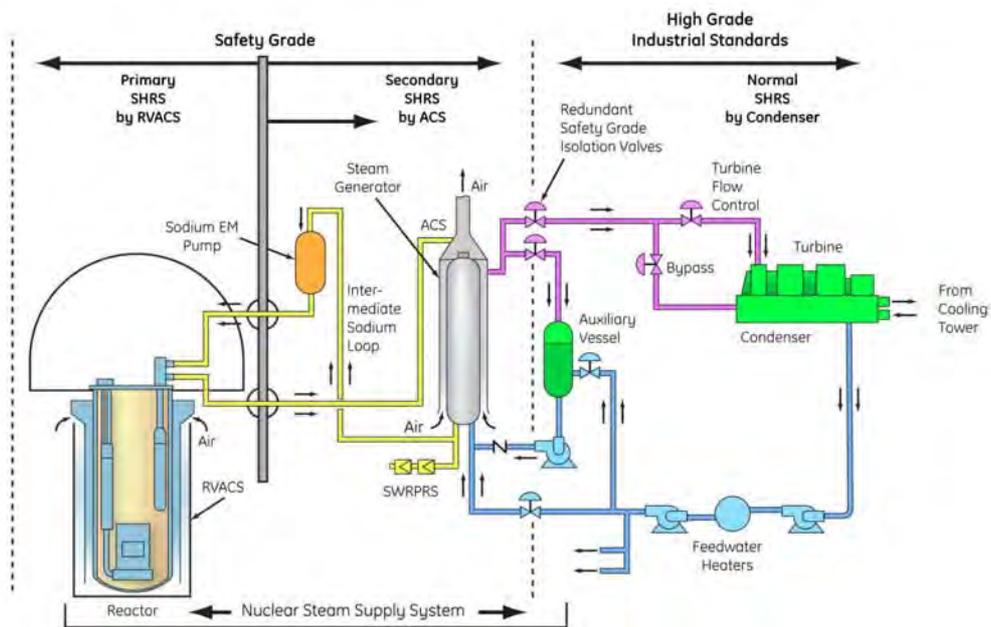
- limitare il burn-up del combustibile;
- limitare l'escursione di reattività connessa con il burn-up;
- permettere il refuelling ogni 18 mesi.

Il reattore è progettato per utilizzare un nocciolo metallico ed eterogeneo. Il vapore viene prodotto in uno scambiatore intermedio.

Le caratteristiche passive dell'impianto sono legate al feedback negativo di reattività (dovuto all'effetto Doppler, al coefficiente di densità del sodio, al grado di vuoto, all'espansione assiale e radiale del combustibile) che permette di mantenere il reattore in una condizione di sicurezza anche ad alta temperatura: il sistema di spegnimento è stato aggiunto per mantenere il reattore in uno stato subcritico.



(a)



(b)

Figura 20: Schema concettuale del reattore PRISM (a) e del suo funzionamento (b).

## s) HYPERION

La società Hyperion Power Generation Inc. è stata costituita per sviluppare un reattore nucleare Hyperion (Fig. 21), concepito presso il Laboratorio di Los Alamos, progettato per fornire 70 MW<sub>e</sub> di potenza con una vita di impianto pari a dieci anni, senza rifornimento.

Il reattore HPM è a neutroni veloci, senza moderazione. I materiali del nocciolo sono nitruro di uranio, HT-9 come materiale strutturale, lega eutettica piombo-bismuto (LBE) come refrigerante, quarzo utilizzato come riflettore radiale e B<sub>4</sub>C per il controllo della reattività.

Il reattore ha un diametro di circa 1,5 m ed un' altezza pari a 2,5 m, in cui sono contenuti 24 sub-elementi con le barrette di combustibile.

L'utilizzo del LBE come refrigerante permette di ottenere un'elevata conducibilità termica tra combustibile e camicia: in uscita dal vessel il LBE ha una temperatura di circa 500° C. Tale temperatura costituisce però un limite strutturale per quanto riguarda il comportamento della camicia a creep.

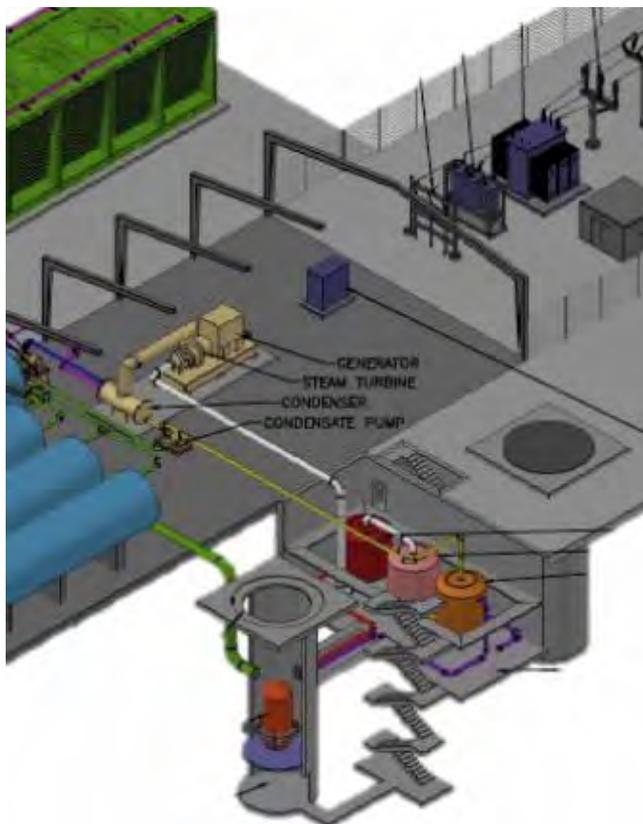


Figura 21: Schema concettuale del reattore HPM [9].

In caso di spegnimento operativo del reattore, il calore di decadimento può essere rimosso con due metodi: mediante trasferimento del calore con circolazione naturale nei circuiti primari e secondari o eliminando il calore per vaporizzazione passiva dell'acqua dalla superficie del sistema di contenimento secondario.

La sicurezza del reattore HPM è assicurata essenzialmente dalla semplicità operativa, dall'assenza di tenute, da un core fisso, dai componenti meccanici e dalla separazione della produzione di energia.

Tale reattore è ancora da considerarsi in fase di sviluppo concettuale, anche se si prevede la realizzazione di un prototipo entro il 2015, possibilmente utilizzando ossido di uranio come combustibile qualora il nitruro non fosse disponibile.

Nel marzo 2012 il DOE degli Stati Uniti ha firmato un accordo con Hyperion per quanto riguarda la costruzione di una unità dimostrativa presso il sito di Savannah River in South Carolina.

#### **t) PBMR**

Il reattore PBMR, reattore nucleare modulare a letto di sfere (caratteristica quest'ultima che si riferisce alla forma del combustibile) moderato da grafite pirolitica (Fig. 22) è un reattore raffreddato a gas ad alta temperatura la cui tecnologia si basa sul progetto di reattore modulare tedesco HTR. Le sue componenti, strutture e sistemi permettono di ottenere un elevato livello di sicurezza intrinseca. In particolar modo le caratteristiche più importanti sono:

- L'utilizzo di particelle di combustibile TRISO;
- Una geometria che permette una dissipazione passiva del calore di decadimento;
- Una densità di potenza relativamente bassa che permette di limitare la temperatura del combustibile in seguito ad incidente di perdita di refrigerante;
- L'uso dell'elio come refrigerante evita gli effetti indotti dal cambiamento di fase del fluido refrigerante ed ha un effetto trascurabile sulla variazione di reattività in seguito alle fluttuazioni di pressione;
- La barre di controllo si muovono all'interno del riflettore e ciò elimina alcuni problemi di danneggiamento meccanico delle sfere di combustibile;
- L'ottimizzazione del combustibile fa sì che non vi sia un'eccessiva reattività addizionale;
- L'uso della grafite limita la corrosione indotta dalle impurità e permette di ottenere una bassa attivazione a fine vita.

- Sostituzione della parte interna dei riflettori ogni 20 anni.

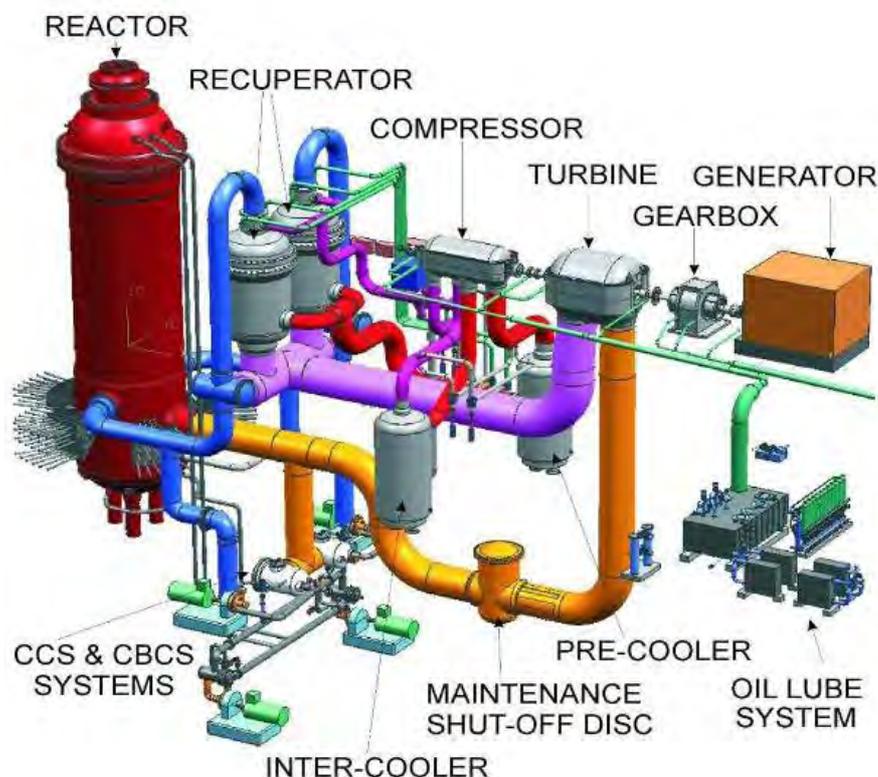


Figura 22: Schema concettuale del reattore PBMR [9].

Gli obiettivi, in termini di prestazioni dell'impianto, sono di ottenere un valore atteso della percentuale di disponibilità operativa di circa il 95% per una durata di 40 anni ed per raggiungere tale obiettivo viene fatto uno sforzo in termini di:

- Affidabilità: una interruzione non pianificata all'anno;
- Intervalli di manutenzione di 5-6 anni per la manutenzione della turbina ad elio;
- Tempo di costruzione dell'impianto di 36 mesi.

Il breve tempo di costruzione tiene conto della completa preparazione del cantiere, della costruzione modulare (in fabbrica) di tutti i principali sistemi e, ove possibile, la contemporanea costruzione dell'impianto.

I costi del combustibile sono fortemente dipendenti dalla quantità; infatti le principali voci di costo riguardano la fabbricazione delle particelle rivestite e delle sfere.

Il progetto di costruire un prototipo di tale reattore per dimostrarne la fattibilità operativa è stato temporaneamente congelato nel 2010.

#### **u) EM2**

Il progettato del reattore EM2 (Fig. 23) si basa sulla modifica di un reattore ad alta temperatura ad elio e sull'uso di combustibile nucleare privo di ritrattamento convenzionale.

Tale reattore è progettato per produrre 500 MWt e 240 MWe con ciclo chiuso e turbina a gas. L'EM2 è un progetto di reattore veloce che non necessita di refuelling per tutta la durata della sua vita operativa di 30 anni.

Il rivestimento del combustibile esaurito viene prima rimosso e il combustibile viene polverizzato e trattato tramite processo a secco di riduzione ossidazione (processo Airox) per rimuovere i prodotti di fissione. Il combustibile bruciato nel reattore viene riciclato allo scarico. In un impianto di prima generazione, il combustibile è costituito da circa 22,2 t di LEU per l'avviamento e circa 20,4 t di combustibile nucleare utilizzato.

Il combustibile utilizzato è costituito da circa l'1% di  $U^{235}$ , 1% Pu e attinidi misti (MA), 3% da prodotti di fissione ed il resto è  $^{238}U$ .

I progettisti di tale reattore sostengono che non è necessario l'arricchimento dell'uranio una volta che esso viene utilizzato nella prima generazione di tale reattore, dal momento che il combustibile riciclato allo scarico della generazione precedente potrà essere utilizzato per la generazione successiva: circa 38,5 t di combustibile potrà essere utilizzato nella generazione successiva mentre i prodotti di fissione, circa 4 t, verranno rimossi.

Utilizzando un ciclo a turbina a gas, è possibile raggiungere il 48% di efficienza con una temperatura di uscita dal core di 850 °C. Il sistema di contenimento è progettato per essere interrato e rimanere integro per l'intero periodo di operatività del nocciolo pari a 30 anni.



Figura 23: Schema concettuale del reattore EM2.

#### v) 4S

4S è un reattore raffreddato a sodio senza rifornimento in loco (Fig. 24). Essendo sviluppato per permettere molteplici applicazioni, 4S può essere da 30 MWth e 135 MWth.

4S è un reattore il cui nocciolo ha una durata di circa trenta anni.

Esso usa dei pannelli riflettori di neutroni intorno al nocciolo che mantengono la giusta densità di neutroni durante il normale funzionamento: muovendosi gradualmente compensano la perdita di reattività di burn-up per tutta la durata operativa del reattore. Questi pannelli sostituiscono in pratica le sbarre di controllo dei reattori tradizionali. Deviano con essi il flusso dei neutroni si può chiudere la reazione in caso di emergenza.

Il reattore può operare ad una temperatura di 200°C superiore a quella dei reattori ad acqua e mantenersi sempre sotto-pressurizzato. La potenza del reattore può essere controllata dal sistema acqua-vapore, senza incidere direttamente sull'operatività del nocciolo (logica di regolazione "load-following"). Il reattore è del tipo integrale a piscina, con tutti i componenti primari installati all'interno del reattore.

I principali componenti sono l'IHXs, le pompe elettromagnetiche primarie, i riflettori mobili che costituiscono un sistema primario di controllo della reattività, le barre di arresto definitivo del

reattore, le schermature radiali degli elementi di combustibile, la piastra di supporto del nocciolo, le unità di ingresso del liquido refrigerante ed gli elementi di combustibile.

Per ridurre la probabilità di guasto di un componente, vengono eliminati in fase di progetto i sistemi attivi ed i sistemi di controllo in retroazione dal lato reattore, come ad esempio i componenti che hanno parti rotanti.

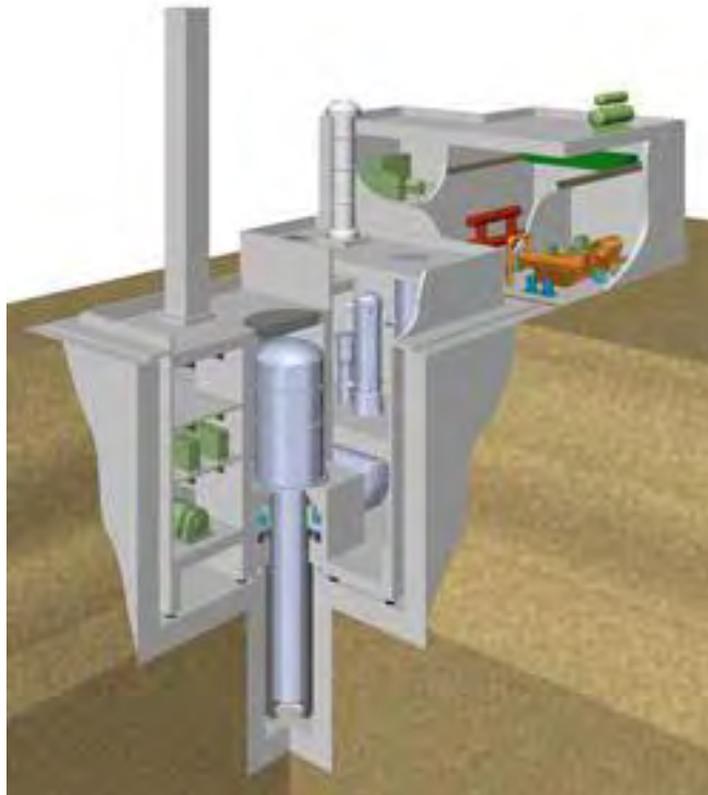


Figura 24: Schema concettuale del reattore 4S

Le caratteristiche del 4S che permettono di conseguire un elevato livello di resistenza alla proliferazione includono l'uso di uranio fresco con arricchimento di  $^{235}\text{U}$  minore del 20% in peso e un contenuto di plutonio basso nel combustibile esaurito (meno del 5% in peso).

La tecnologia disponibile per il ritrattamento del combustibile, del tipo U-Zr o U-Pu-Zr, assicura che il plutonio sia sempre recuperato così come gli attinidi minori, che includono nuclei altamente radioattivi e radio-tossici.

La richiesta di certificazione da parte della NRC statunitense è stata avviata nel 2007.

## **x) EC6**

Il reattore avanzato EC6 è un reattore a tubi in pressione da 740 MWe progettato dalla AECL, ed è lo sviluppo del reattore CANDU 6. Il reattore EC6 (Fig. 25) è costituito dal vessel o calandria, da 380 canali di elementi di combustibile, dai sistemi di regolazione e controllo della reattività e dal sistema di contenimento. Il moderatore è costituito da acqua pesante pressurizzata che scorre attraverso i canali degli elementi di combustibile alloggiati all'interno della calandria.

Il "fuel assembly" è costituito da 37 elementi. Ogni elemento contiene tre componenti di base: le pellets di UO<sub>2</sub>, la guaina con rivestimento interno di grafite e le testate. Il combustibile può prevedere l'impiego di uranio leggermente arricchito fino al 1,2%, torio, MOX o semplicemente combustibile equivalente all'uranio naturale prodotto dal riprocessamento.

Tale progetto di reattore prevede anche il refuelling on-line.

Il circuito primario è costituito dal nocciolo, dai generatori di vapore verticali, dalle pompe motorizzate, collettori di ingresso e di uscita, un pressurizzatore e da tutte le tubazioni di interconnessione necessarie con annesso relative valvole.

Ci sono cinque sistemi di sicurezza suddivisi in due gruppi: il primo gruppo comprende i sistemi di processo e di controllo, il sistema di arresto e gli ECCS; il secondo gruppo comprende il secondo sistema di arresto del reattore, il sistema di rimozione del calore di decadimento (EHR) di emergenza ed il sistema di contenimento, il sistema di monitoraggio e controllo delle funzioni essenziali per garantire la sicurezza della zona di controllo secondaria. Il gruppo 2 comprende anche i sistemi necessari per mitigare gli effetti indotti da un terremoto base di progetto ecc..

La Commissione canadese di sicurezza nucleare (CNSC) sta valutando il progetto preliminare del reattore EC6.

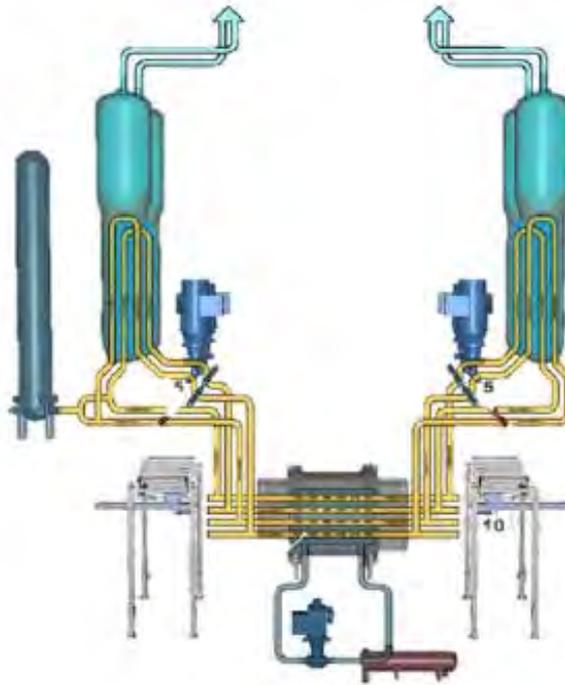


Figura 25: Schema concettuale del reattore EC6

## 2.5 Confronto SMR

Nella tabella 7 si riassumono lo stato di sviluppo e le principali caratteristiche degli SMR [1].

**Tab. 7 - Caratteristiche principali SMR.**

<b>SMR</b>	<b>Tipo di reattore</b>	<b>Refrigerant e/ moderatore</b>	<b>Capacità termica - elettrica</b>	<b>Ciclo del combustibile</b>	<b>Caratteristiche principali</b>	<b>Stato fase di progettazione</b>

<b>CAREM-25</b>	PWR integrale	Acqua leggera	87 MWt 27 MWe	14 mesi	Sistema di raffreddamento primario interno al RPV autopressurizzato e basato interamente sulla convezione naturale	Inizio degli scavi del sito per la costruzione nel 2012
<b>IMR</b>	PWR integrale	Acqua leggera	1000 MWt 350 MWe	26 mesi	Progettato con funzione cogenerativa, Sist. primario a circolazione naturale	Disegno concettuale
<b>SMART</b>	PWR integrale	Acqua leggera	330 MWt 100 MWe	36 mesi	Sistema passivo di rimozione del calore nel secondario; progettati per la desalinizzazione e dell'acqua di mare. Di interesse per i paesi con ridotta rete elettrica	Progettazione avanzata

<b>NuScale</b>	PWR integrale	Acqua leggera	165 MWt 45 MWe	24 mesi	Refrigerazione con circolazione naturale; rimozione del calore di decadimento utilizzando il contenimento esterno; sistema di contenimento interrato	Richiesta di certificazione e nel 2012
<b>m-Power</b>	PWR integrale	Acqua leggera	500 MWt 160 MWe	48 mesi o più	Vessel integrale; sistemi passivi di rimozione del calore residuo (no diesel di emergenza)	Richiesta di certificazione e nel 2012
<b>W-SMR</b>	PWR integrale	Acqua leggera	800 MWt 225 MWe	24 mesi	Vessel integrale con CRDM all'interno del vessel, pompe di raffreddamento orizzontali; i sistemi di sicurezza tipici dell'AP1000	Richiesta di certificazione e in corso

<b>ABV-6M</b>	PWR integrale	Acqua leggera	38 MWt 8.6 MWe	10 anni	Vessel integrale a circolazione naturale; possibile anche il siting off-shore	Progetto dettagliato
<b>KLT-40S</b>	PWR con cogenerazione (piattaforma galleggiante)	Acqua leggera	150 MWt 35 MWe	Combustibile LEU con uranio arricchito <20% per migliorare la resistenza alla proliferazione	Basato sull'esperienza a lungo termine dei rompighiaccio nucleari; possibilità di cogenerazione per il teleriscaldamento e desalinizzazione,	2 unità in costruzione
<b>VK-300</b>	BWR	Acqua leggera	750 MWt 250 MWe	18 mesi	circuito primario a circolazione naturale	Progetto concettuale
<b>VBER-300</b>	PWR	Acqua leggera	917 MWt 325 MWe	72 mesi	Concepito per installazioni su piattaforme marine	Progetto concettuale
<b>WWer-300</b>	PWR	Acqua leggera	850 MWt 300 MWe	72 mesi	Basato sull'esperienza dei reattori WWER	Progetto dettagliato

<b>UNI-THERM</b>	PWR	Acqua leggera	20 MWt 2.5 MWe	25 anni	Uso di combustibile CERMET, no rifornimento di combustibile durante la vita operativa	Progetto concettuale
<b>FBNR</b>	PWR integrale	Acqua leggera	134 MWt 72 MWe	25 mesi	Uso di combustibile sferico del tipo CERMET; nel caso di incidente il nocciolo si svuota del combustibile ed il reattore si spegne	Progetto concettuale
<b>HTR-PM</b>	Reattore a gas ad alta temperatura	Elio/grafite	500 MWt 211 MWe	da progetto una vita operativa di circa 40 anni	elevate temperature operative; possibilità di accoppiare più moduli ad una turbina di vapore ad alta pressione condividendo i principali sistemi ausiliari	2 moduli in costruzione

<b>PBMR</b>	Reattore ad alta temperatura a raffreddamento a gas	Elio/grafite	400 MWt 165 MWe	31 mesi	Nocciolo alto e snello con cavità anulare del combustibile ed una colonna riflettente fissa centrale. Accoppiato direttamente ad una turbina a gas	Progetto completato
<b>GT-MHR</b>	Reattore ad alta temperatura a raffreddamento a gas	Elio/grafite	350 MWt 150 MWe	18 mesi	Efficiente produzione di idrogeno tramite elettrolisi ad alta temperatura o scissione dell'acqua termochimica	Progetto concettuale
<b>EM</b>	Reattore veloce ad alta temperatura raffreddato a gas	Elio	500 MWt 240 MWe	30 anni	Ridotte scorte di combustibile esaurito	Progetto concettuale
<b>CEFR</b>	Reattore veloce raffreddato a gas	Sodio	65 MWt 20 MWe	30 anni	Prototipo per la verifica del modello e della necessaria esperienza per i	Operativo

					reattori commerciali raffreddati a gas	
<b>4S</b>	Reattore veloce	Raffreddato a sodio liquido	30 MWt 10 MWe	senza rifornimento in sito (durata nocciolo circa 30 anni)	Regolazione potenza con il controllo del circuito acqua senza influenzare il funzionamento del nocciolo	In fase di progettazioni e
<b>PFBR 500</b>	Reattore veloce	Sodio liquido	1250 MWt 500 MWe	6 mesi	Sistema passivo di rimozione del calore di decadimento; non richiede acqua di raffreddamento nel caso di un incidente	Unità in costruzione in India
<b>SVBR-100</b>	Reattore veloce	Piombo-bismuto	80 MWt 101 MWe	7 – 8 anni	Ciclo del combustibile chiuso, combustibile a ossidi misti di plutonio e uranio; funzionamento in condizione di auto-sufficienza per quanto riguarda il combustibile	Progettazioni e dettagliata

<b>BREST-OD-300</b>	Reattore veloce raffreddato a metallo liquido	Piombo	700 MWt 300 MWe	10 mesi; ciclo del combustibile chiuso con trasmutazione e bruciamento degli attinidi	Due circuiti di asportazione del calore per fornire vapore surriscaldato ad una turbina a vapore	Progettazione e concettuale
<b>PRISM</b>	Reattore veloce raffreddato a metalli liquidi	Sodio	471 MWt 155 MWe		Sistema di contenimento interrato. Due moduli per unità di potenza	Progettazione e concettuale
<b>Hyperion Power generation (HPM)</b>	Reattore a metalli liquidi	Piombo bismuto	70 MWt 25 MWe	10 anni	Impianto nucleare del tipo underground, cioè collocato al di sotto del livello del suolo	Disegno concettuale

Considerando infine lo stato di avanzamento dei progetti SMR analizzati, si può concludere che quelli più interessanti per quanto riguarda il possibile sviluppo e costruzione sono, secondo quanto indicato dalla US NRC, gli SMR LWR W-SMR, m-Power e Nu-Scale. La scelta di tali progetti, non essendo sufficientemente dettagliata/sviluppata la progettazione del reattore o dei suoi SSCs o non essendo note le informazioni relative al BOP dei vari progetti SMR, si basa sulle valutazioni fatte dagli Enti e dalle Organizzazioni Internazionali: i progetti che hanno dei finanziamenti sono anche quelli che potranno essere realizzati in uno o più moduli esemplari. Nel prosieguo di questo studio l'attenzione verrà focalizzata sulla capacità di alcuni di questi SMR (ad es. IRIS, W-SMR) di resistere agli eventi esterni e conseguire gli obiettivi di sicurezza indicati da WENRA (verificare la capacità resistente delle strutture più importanti dal punto di vista della sicurezza dell'impianto nucleare) dopo l'incidente catastrofico occorso alla centrale di Fukushima del 2011.

### 3. Obiettivi degli Stress Test

L'incidente severo verificatosi nell'impianto nucleare di Fukushima Daiichi in Giappone nel Marzo 2011, indotto da un terremoto di magnitudo 9 e dal successivo tsunami, ha suscitato un notevole interesse (e preoccupazione) a livello globale, a fronte anche dell'evoluzione dello stesso scenario incidentale che ha coinvolto le quattro unità dell'impianto giapponese e del rilascio di radioattività nell'ambiente circostante. Inevitabilmente gli aspetti e sistemi/dispositivi che caratterizzano e permettono di garantire la sicurezza degli impianti nucleari sono stati oggetto di disamina ed approfondimento da parte della comunità scientifica e degli Enti di controllo internazionali: in merito è stata richiesta una valutazione completa della sicurezza e del rischio su tutti gli impianti nucleari alla luce della lezione appresa dall'incidente suddetto.

L'oggetto di queste valutazioni, note come "stress tests", è direttamente correlato con le conseguenze degli eventi esterni di origine naturale del tipo di quelli che hanno provocato la catastrofe di Fukushima (come confermato anche dalla AIEA): i principali di tali eventi naturali sono il terremoto, lo tsunami e le condizioni meteorologiche/climatiche estreme.

L'adeguatezza e capacità di resistenza di un impianto nucleare, soggetto a tali eventi, devono/dovranno essere valutate considerando il mancato intervento dei sistemi di sicurezza.

Per quanto riguarda lo scenario Europeo la European Nuclear Safety Group Regulatory – ENSREG - e la Commissione Europea, di concerto con WENRA, hanno indicato le modalità per eseguire i suddetti stress tests, la cui articolazione ha compreso due fasi principali: una prima fase di valutazione a livello nazionale completata da una seconda revisione a livello europeo. Le linee guida/indirizzi seguiti per valutare la sicurezza ("safety & security") degli impianti interessati a queste verifiche fanno riferimento a [20]:

- 1) "safety track": gli eventi naturali estremi;
- 2) "security track": gli eventi esterni dovuti alle azioni "malevolentii" o terroristiche dell'uomo.

Il disastro di Fukushima ha quindi dimostrato, tra l'altro, anche che il concetto comune della difesa in profondità (da tempo alla base delle valutazioni di sicurezza degli impianti nucleari) dovrebbe essere aggiornato tenendo conto delle possibili conseguenze di incidenti gravi derivanti da eventi naturali estremi, la cui intensità superi il livello preso in considerazione già attualmente in fase di

progettazione; queste condizioni avranno pertanto possibili ricadute anche sui requisiti di sicurezza ritenuti necessari per gli impianti nucleari.

Occorre sottolineare che lo scenario incidentale verificatosi a Fukushima ha avuto un'evoluzione particolarmente catastrofica perché oltre ai danneggiamenti estesi subiti dagli impianti si è avuto un lungo isolamento del sito (inaccessibilità), l'indisponibilità di numerosi sistemi di sicurezza in diverse unità, tra cui quelli relativi a una delle piscine di stoccaggio del combustibile esaurito.

I risultati degli "stress tests" effettuati a livello internazionale hanno sottolineato ancora una volta il ruolo fondamentale del sistema di contenimento, che rappresenta l'ultima barriera per proteggere le persone e l'ambiente contro i rilasci radioattivi derivanti da un incidente nucleare.

Quindi, per garantire l'integrità di questo sistema di contenimento si dovrebbero adottare sistemi di sicurezza e procedure di mitigazione, addizionali o migliorativi rispetto a quelle esistenti, adeguati alle diverse tipologie di progettazione degli impianti nucleari per limitare le conseguenze di un evento estremo del tipo considerato.

Ad esempio nei reattori raffreddati ad acqua le Organizzazioni Internazionali suggeriscono di attuare misure migliorative capaci di [20]:

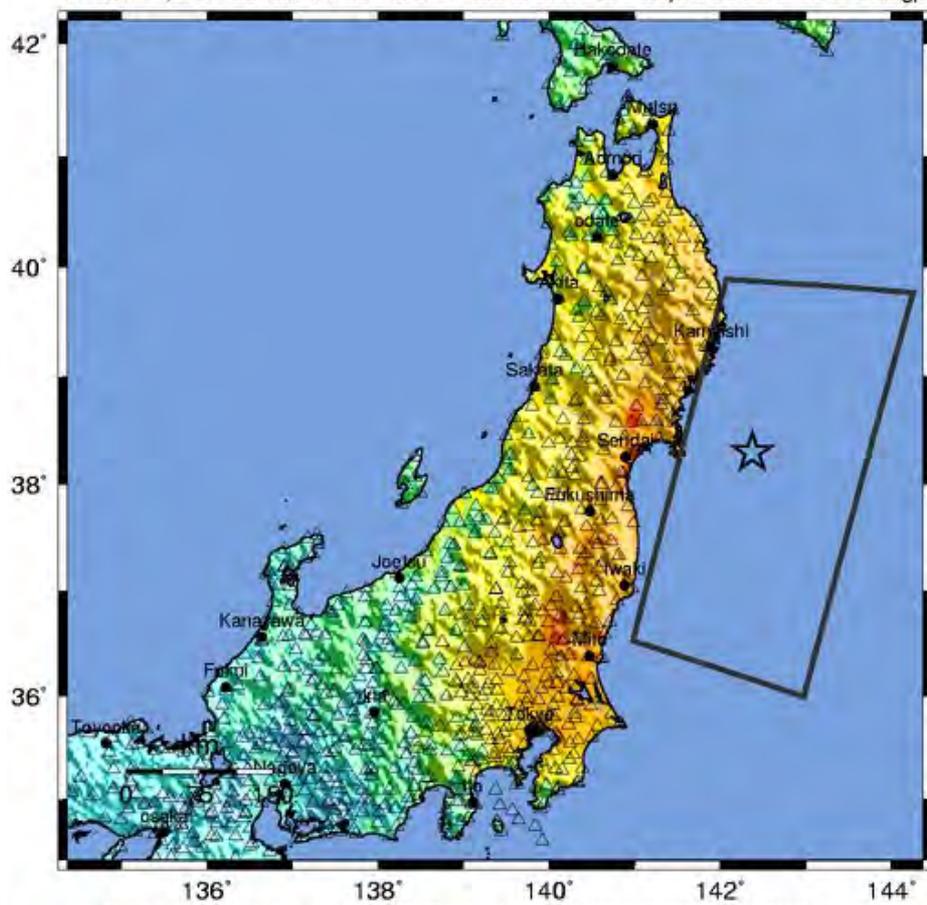
- Depressurizzare il sistema primario per impedire la fusione del nocciolo ad alta pressione;
- Prevenire le esplosioni di idrogeno;
- Prevenire le sovrappressioni nel sistema di contenimento.

Per una migliore comprensione dei risultati preliminari ottenuti dagli stress tests, occorre avere un quadro dettagliato della fenomenologia verificatasi lo scorso marzo 2011 e dei sistemi componenti e strutture coinvolte; pertanto si riporta in quanto segue una descrizione sintetica dell'incidente di Fukushima.

### **3.1 L'incidente di Fukushima**

L'11 Marzo 2011 undici dei 54 reattori nucleari giapponesi (di cui 14 situati lungo la costa pacifica) si sono automaticamente spenti in seguito al verificarsi del sisma Tohoku-Taiheiyu-Oki, avente magnitudo (M) 9.0 della scala Richter, secondo quanto previsto dai criteri di sicurezza in materia di eventi sismici.

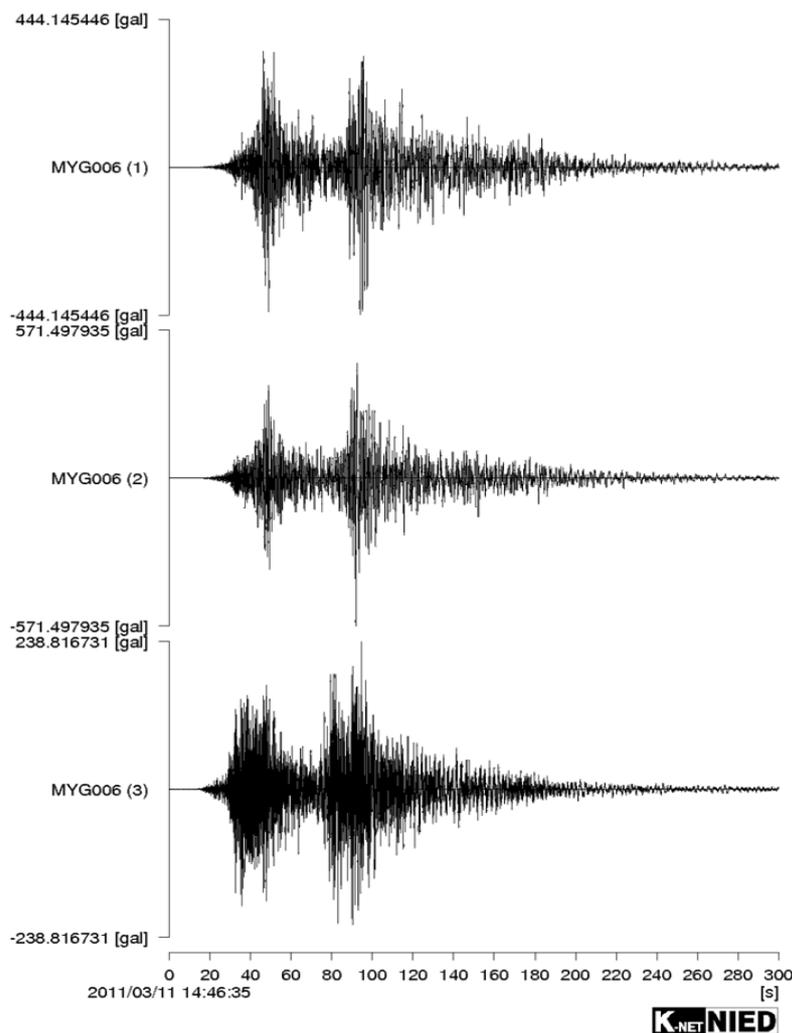
Il terremoto violento (Figs. 26) è stato seguito da uno sciame sismico di assestamento con scosse di intensità rilevante (alcune aventi  $M > 6$ ) e da uno tsunami.



Map Version 14 Processed Thu Aug 18, 2011 08:22:47 AM MDT – NOT REVIEWED BY HUMAN

PERCEIVED SHAKING	Not felt	Weak	Light	Moderate	Strong	Very strong	Severe	Violent	Extreme
POTENTIAL DAMAGE	none	none	none	Very light	Light	Moderate	Moderate/Heavy	Heavy	Very Heavy
PEAK ACC.(%g)	<0.17	0.17-1.4	1.4-3.9	3.9-9.2	9.2-18	18-34	34-65	65-124	>124
PEAK VEL.(cm/s)	<0.1	0.1-1.1	1.1-3.4	3.4-8.1	8.1-16	16-31	31-60	60-116	>116
INSTRUMENTAL INTENSITY	I	II-III	IV	V	VI	VII	VIII	IX	X+

(a)



(b)

Figure 26 a, b: Mappa dell'intensità sismica (a) e andamento delle accelerazioni registrate nella stazione MYG 06 (b) [21].

Come è stato già accennato nelle fasi successive allo spegnimento sicuro, le 6 unità della centrale di Fukushima-Daichi sono state interessate dallo tsunami, che ha isolato e distrutto molti sistemi, strutture e componenti rilevanti ai fini della sicurezza dell'impianto innescando in tal modo una sequenza incidentale severa e determinando una condizione di emergenza in sito.

L' eccezionale energia rilasciata dal sisma ha determinato uno tsunami con onde mediamente più alte di 7 m, come mostrato in Fig. 27, che hanno raggiunto le coste giapponesi in breve tempo (30-50 minuti dopo la scossa sismica principale), rendendo pressoché impossibile l'attuazione dei piani di emergenza.

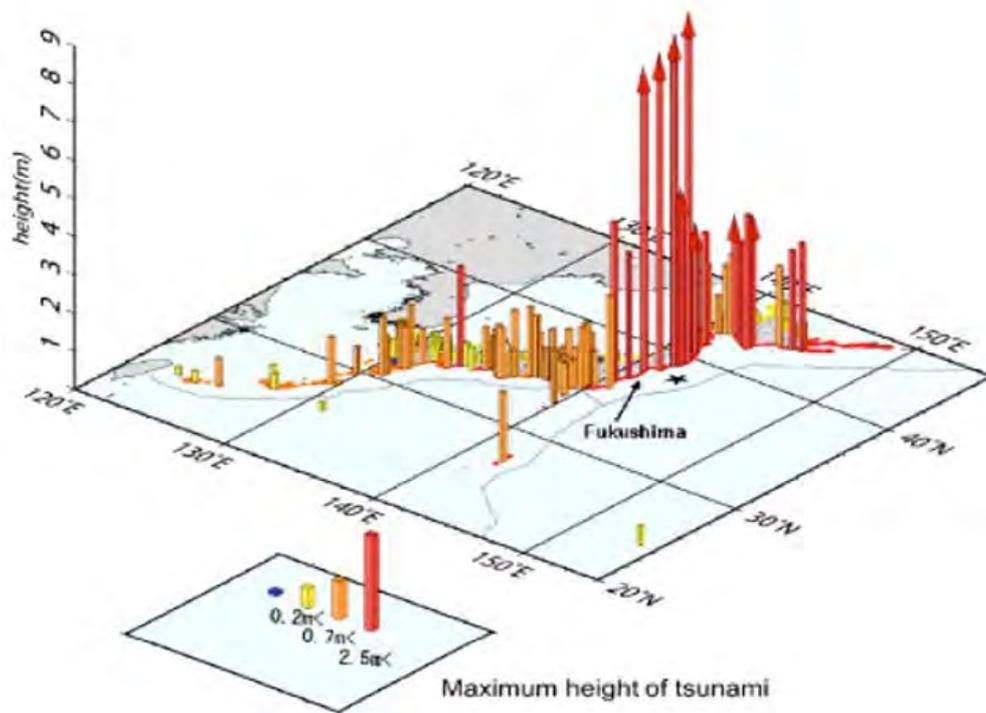


Figure 27: Altezza massima delle onde di tsunami (concessione Japan Metereological Agency).

Presso il sito della centrale di Fukushima-Daichi le onde dello tsunami (Fig. 28 e 29) hanno raggiunto un'altezza superiore ai 14 m, maggiore di quella prevista in fase di progetto e utilizzata per la realizzazione delle barriere protettive dell'impianto, che è stata scelta pari a circa 6 metri.



(a)



(b)



(c)

Figure 28 a, b, c: Arrivo (a), impatto delle onde (b) e superamento delle barriere protettive dell'impianto (c)



(a)



(b)



(c)

Figure 29 a, b: Ingresso (a) ed allagamento dei condotti di ventilazione (b) e conseguenze sulla centrale (c)

Nelle Figure 30 (a) e (b) è mostrato lo stato della centrale prima e dopo il fenomeno devastante dello tsunami.



(a)



(b)

Figure 30 a, b: Stato del sito prima (a) e dopo (b) lo tsunami.

In seguito all'evento sismico, i sistemi di sicurezza hanno comandato lo spegnimento automatico dei 3 reattori in esercizio (unità 1, 2 e 3) e la chiusura delle valvole di mandata vapore e di presa d'acqua del circuito primario in modo tale da prevenire la possibilità di un LOCA nell'edificio turbina (che non ha capacità di contenimento del vapore) [4]. Nessun intervento in automatico si è avuto nelle rimanenti 3 unità (4, 5 e 6), essendo queste ultime già in condizione di arresto prima del sisma per operazioni di manutenzione ordinaria e programmata [22].

La sequenza incidentale successivamente verificatasi è da imputare indirettamente al terremoto per gli aspetti relativi alla perdita di alimentazione elettrica (distacco dalla rete elettrica).

Infatti l'indisponibilità dei generatori diesel di emergenza (2 per le unità 1 - 5 e 3 per l'unità 6) a causa della perdita della rete indotta dalla fase di allagamento dello tsunami, ha aggravato lo scenario incidentale e trasformando l'incidente in "severo" (cioè con danneggiamento del core – o della piscina del combustibile di alcuni dei reattori interessati).

Infatti la refrigerazione di emergenza assicurata, inizialmente, dai generatori diesel di emergenza, è di fatto venuta meno nell'intero sito allorché l'impianto è stato investito dallo tsunami, che ha inquinato/interrotto il rifornimento di carburante ai motori diesel di emergenza [22] o danneggiando i loro sistemi di raffreddamento.

Inoltre occorre sottolineare che nella centrale in esame le aree che ospitano i generatori diesel sono interrate in corrispondenza di un terrapieno a quota superiore a 10 m sul livello del mare: pertanto,

l'altezza delle onde (> 14 m) dello tsunami ha provocato l'allagamento di tali locali, rendendo inservibili i generatori a poco meno di un' ora dal sisma.

Tale condizione ha determinato la necessità di asportare il calore di decadimento del combustibile irraggiato solo con i sistemi di sicurezza degli impianti, cosa che ha comportato una diversa evoluzione dell'incidente per ogni unità [22] in relazione alle sue condizioni e tipo.

In figura 31, infine, viene riportato uno schema sintetico dello scenario incidentale descritto che hanno portato all' incidente severo ampiamente descritto in letteratura [23].

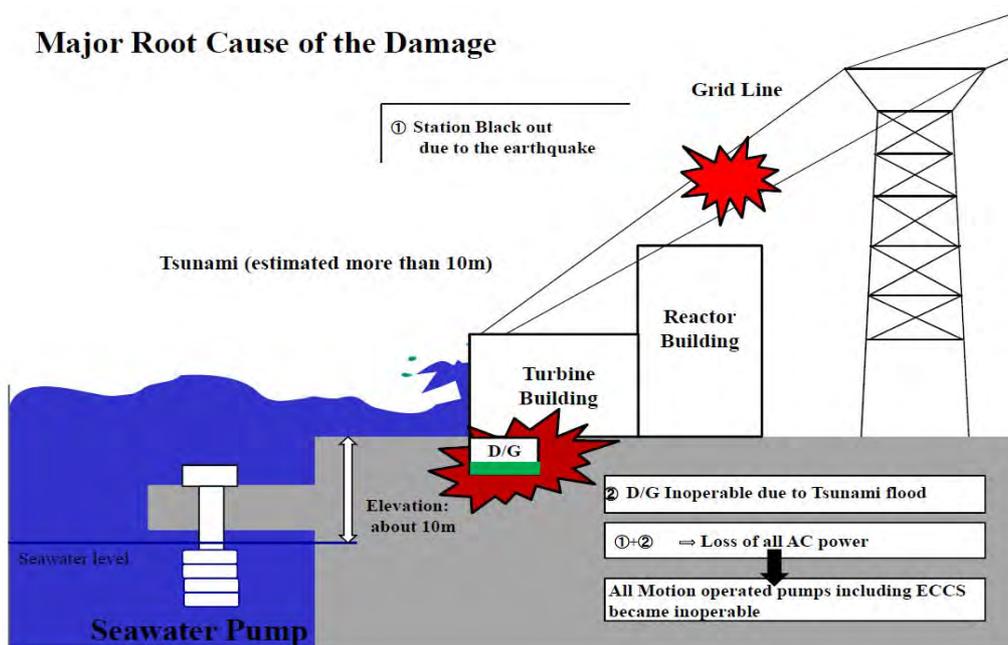


Figure 31: Schema scenario incidentale.

### 3.2 Normative per valutare la sicurezza

Una varietà di approcci e normative sono adottati per la progettazione di un impianto nucleare in relazione ai possibili effetti di eventi esterni. La maggior parte dei Paesi europei adottano un approccio prescrittivo, in cui le normative definiscono le procedure e metodologie da utilizzare per le valutazioni di sicurezza così come specificano i parametri da utilizzare nel caso di DBE o simili, mentre altri lasciano una maggiore libertà nella scelta della metodologia da seguire.

Entrambi gli approcci possono permettere di determinare in modo soddisfacente il livello di sicurezza purché con un adeguato livello di conservatività.

Ciononostante la valutazione dei margini di sicurezza nel caso di eventi del tipo in esame, la cui intensità eccede quella base di progetto (BDB), è resa molto più difficile poiché questi eventi non sono generalmente contemplati nelle vigenti normative.

Gli eventi esterni, da un punto di vista normativo, dovrebbero poter essere studiati sia da un punto di vista deterministico che probabilistico (essendo caratterizzati da peculiarità che richiedono analisi con entrambi i tipi di approccio per soddisfare sia le esigenze tecniche che quelle inerenti l'accettabilità da parte delle Autorità e della popolazione).

L'approccio deterministico richiede la (ri)definizione delle condizioni di carico finora utilizzate durante la fase di progettazione: le linee guida IAEA o di altri Enti di regolamentazione e controllo, suggeriscono di utilizzare le condizioni di carico indotte da fenomeni esterni di tipo naturale caratterizzati da una frequenza di accadimento pari a  $10^{-4}$ - $10^{-5}$  eventi/anno (nel caso degli approcci più conservativi). Inoltre a causa del citato livello elevato di incertezza connesso con il verificarsi degli eventi naturali del tipo in discussione, è utile completare la valutazione deterministica con l'analisi probabilistica di sicurezza (PSA), in particolar modo nel caso di evento sismico, anche per ottimizzare gli investimenti necessari per la realizzazione degli impianti.

Per i rischi naturali diversi da quelli sismici l'approccio PSA non è relativamente così ben sviluppato, pertanto la metodologia deterministica (o altri approcci) sembra la più comunemente applicata/appropriata per la determinazione dei margini di sicurezza e per l'individuazione di SSCs critici che possono, di conseguenza, essere migliorati da un punto di vista della progettazione.

In questo studio preliminare si fa riferimento al fenomeno dell'allagamento/tsunami che viene regolamentato dall' ENSREG con indicazioni specifiche circa l'approccio da adottare per la valutazione dei margini di sicurezza. In questo caso concettualmente si suggerisce di ipotizzare che l'intensità del fenomeno sia crescente e determinare quindi gli effetti e le conseguenze indotti sulle strutture investite dal fenomeno [20].

Nell'ambito dell'analisi suddetta si potrà infine valutare l'adeguatezza delle misure (e procedure) di protezione/barriere già adottate negli impianti esistenti e le soluzioni progettuali più adeguate da installare ed utilizzare per conseguire il livello di sicurezza richiesto anche a fronte dei risultati degli stress tests, quali ad esempio l'adozione di locali "bunkerizzati" e protetti contro la contaminazione, attrezzature mobili protette, disponibilità continua garantita di sistemi per la gestione delle emergenze, ecc.

## 4. Il fenomeno dello tsunami

A seguito degli eventi catastrofici verificatisi a Fukushima nel 2011, il fenomeno dello tsunami deve essere preso in considerazione sin dalla fase di progettazione di una centrale nucleare, soprattutto se il sito è situato nei pressi di una zona costiera classificata/classificabile a rischio tsunami.

Lo tsunami è un moto ondoso del mare anomalo, originato generalmente da un terremoto sottomarino o da altri eventi che comportino uno spostamento improvviso di una grande massa d'acqua. Esso è caratterizzato dalla formazione di onde in mare aperto che si propagano dal punto di generazione (o sorgente tsunami-genica) sino alla costa.

In mare aperto l'onda rimane poco intensa e poco visibile, mentre aumenta in ampiezza allorché raggiunge acque poco profonde in prossimità della costa in seguito alla variazione del fondale marino. A causa dell'attrito con il fondale oceanico, l'onda di tsunami diventa più corta e, per il principio di conservazione dell'energia, la diminuzione della profondità del fondale marino causa una trasformazione da energia cinetica ad energia potenziale che determina l'innalzamento e crescita in ampiezza dell'onda che, infine, si riversa e propaga nell'entroterra (Fig. 32).

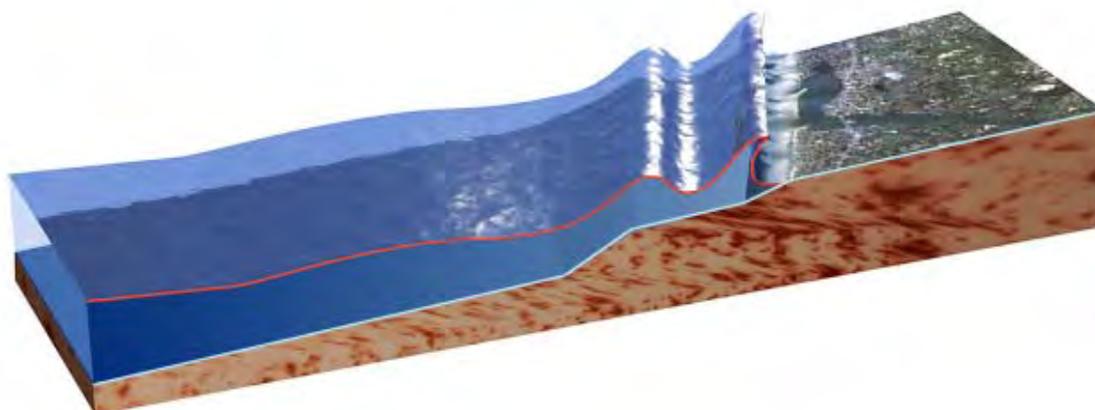


Figure 32: Schema di propagazione dell'onda di uno tsunami

Lo tsunami è caratterizzato principalmente da forze idrostatiche e idrodinamiche, associate all'impatto delle onde che si propagano nell'entroterra e la cui intensità può determinare un estensivo danneggiamento delle strutture e costruzioni incontrate nel loro cammino sulla terra

ferma, e da forze di impatto connesse al trascinarsi ed impatto di detriti trasportati dall'acqua (il cui comportamento può essere assimilato a quello di proiettili [24]).

La velocità di propagazione dell'onda di maremoto (o tsunami) in alto mare (oceano) è dell'ordine delle centinaia di chilometri orari (500–1000 km/h), con lunghezze d'onda di centinaia di chilometri e altezze molto ridotte (poco osservabili), mentre in prossimità della costa la velocità si riduce mentre l'altezza delle onde può aumentare anche molto considerevolmente.

In generale si possono distinguere tre fasi differenti in uno tsunami, come illustrato in figura 33: la formazione, la propagazione e l'inondazione.

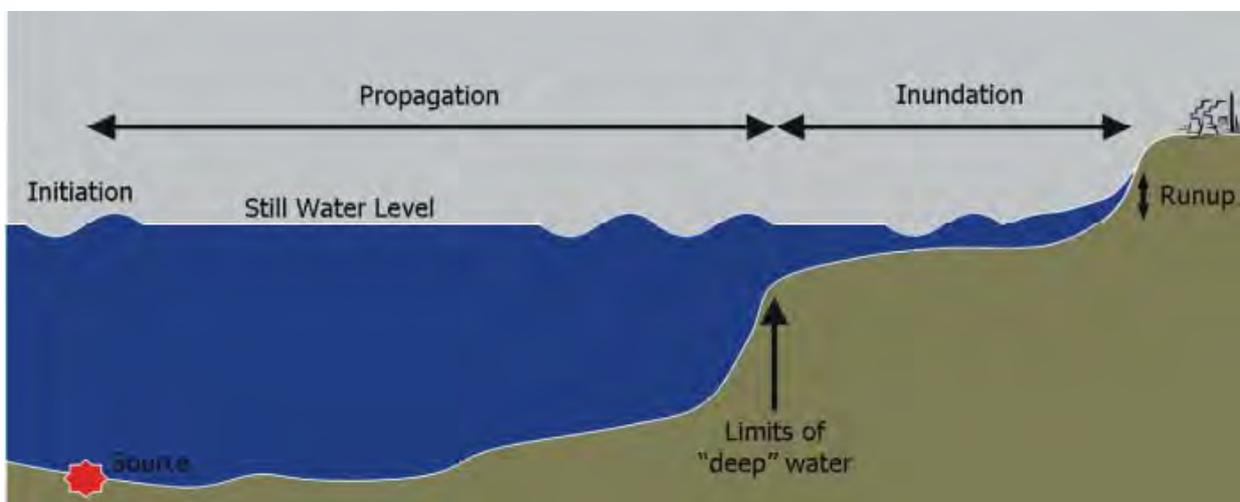


Figure 33: Fasi caratteristiche di uno tsunami.

La prima fase (formazione del fenomeno) è quella in cui la sorgente tsunami-genica determina uno spostamento verticale della colonna d'acqua soprastante dando l'avvio alla successiva fase di propagazione. In questa fase solo una minima parte dell'energia posseduta dalle onde viene dissipata. Infine la terza fase è quella dell'inondazione caratterizzata un aumento dell'altezza/ampiezza dell'onda.

Come già accennato l'amplificazione dell'altezza delle onde può essere influenzata sia dalla profondità che dalla morfologia dei fondali marini prossimi alla costa le cui caratteristiche possono indurre sulle onde fenomeni di riflessione, rifrazione, interazioni ecc.

La fase di inondazione è quella più rilevante poiché è caratterizzata dall'innalzamento delle onde "run-up" al di sopra del livello del pelo libero dell'acqua (Fig. 34).

Il fenomeno dello tsunami può essere particolarmente catastrofico e devastante qualora la sorgente tsunami-genica sia in prossimità della costa (distanza inferiore ai 1000 km): a causa della vicinanza

della sorgente alla costa, le onde possono arrivare rapidamente su quest'ultima limitando o impedendo l'evacuazione dei centri abitati e l'attuazione dei piani di emergenza (Fig. 34).

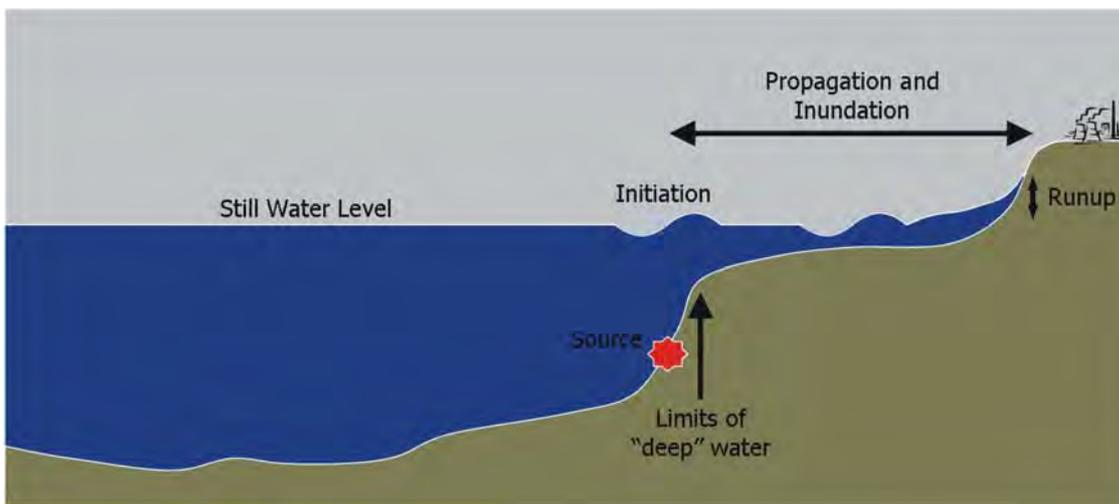


Figure 34: Tsunami con sorgente tsunami-genica vicino alla costa

Il fenomeno è differente nel caso in cui la sorgente tsunami-genica sia localizzata in un lago o un bacino artificiale (Fig. 35) poiché il fenomeno della propagazione e inondazione può interessare tutta la zona circostante il bacino idrico.

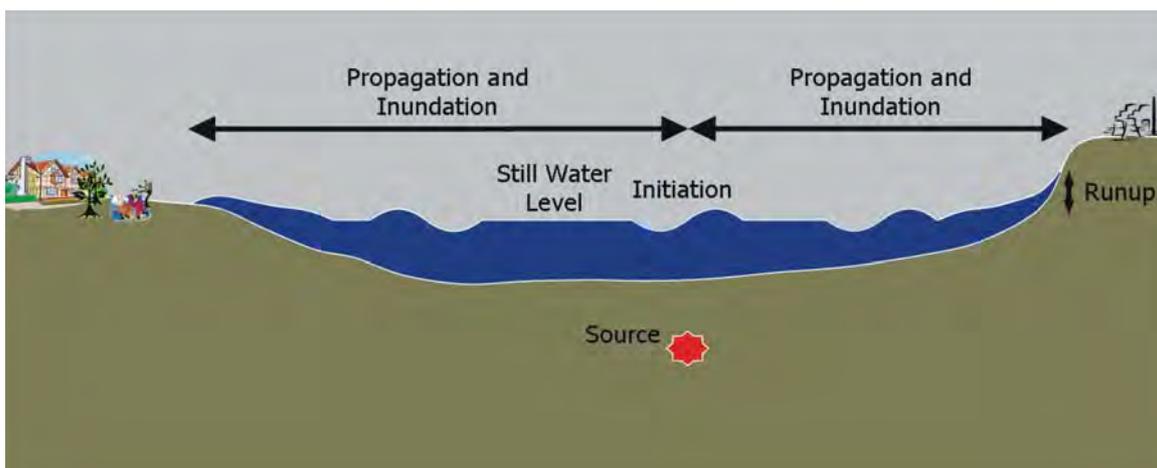


Figure 35: Tsunami con sorgente tsunami-genica in un corpo idrico situato nell'entroterra.

Nelle figure 36 e 37 vengono mostrate rispettivamente gli tsunami accaduti nel mondo sino ad oggi [25] e gli eventi più catastrofici accaduti nella storia dell'uomo sino ad oggi [26].

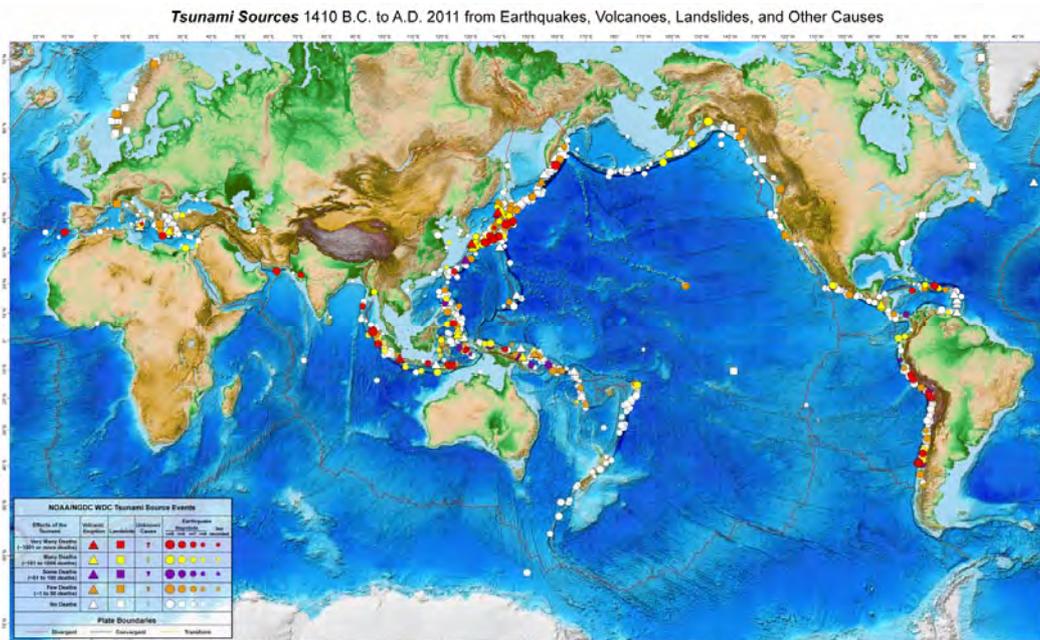


Figure 36: Tsunami accaduti nel mondo sino al 2011.

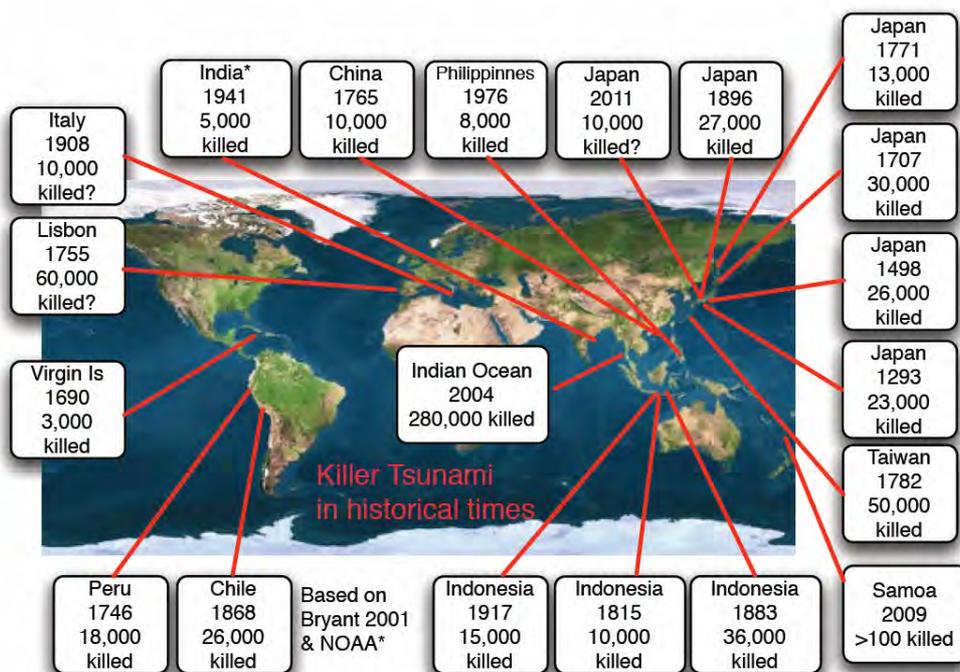


Figure 37: Eventi tsunami maggiormente catastrofici.

Infine nella tabella 8 [7] vengono riassunti gli eventi di tsunami, con l'indicazione dell'anno, della causa che lo ha originato (nella colonna i valori da 1 ad 8 indicano: 0 = sconosciuta; 1 = terremoto; 2 = terremoto discutibile; 3 = terremoto e frana; 4 = eruzione vulcanica e terremoto; 5 = vulcano, terremoto e frana; 6 = vulcano; 7 = vulcano e frana; 8 = frana), dell'altezza massima dell'onda, della scala di intensità Iida (da -5 a 10) e Soloviev (da -5 a 10). Entrambe queste ultime saranno descritte in dettaglio nel prossimo paragrafo.

**Tab. 8 - Eventi di tsunami che hanno causato maggiori morti nella storia.**

Anno	Mese	Causa	Magnitudo	Nazione	Località	Hmax	Iida	Soloviev	Morti
1293	5	1	7.1	JAPAN	KAMAKURA, SAGAMI BAY		1	1	23000
1498	9	1	8.3	JAPAN	ENSHUNADA SEA	10	3	4	26000
1690	11	1	7.5	USA	VIRGIN ISLANDS	10	2.3		3000
1707	10	1	8.4	JAPAN	NANKAIDO	25.7	3.5	4	30000
1746	10	1	8	PERU	CENTRAL PERU	24	4.6	3.5	18000
1755	11	1	8.5	PORTUGAL	LISBON	30	3.6		60000
1765	5	0		CHINA	SOUTH CHINA SEA	9	1	2	10000
1771	4	1	7.4	JAPAN	RYUKYU ISLANDS	85.4	6.4	6	13000
1782	1	1	6.4	TAIWAN	TAIWAN	10		1.5	50000
1815	4	6		INDONESIA	TAMBORA	3.5	2	1.5	10000
1868	8	1	8.5	CHILE	N. CHILE	18	4.2	3.5	26000
1883	8	6		INDONESIA	KRAKATAU	35	5.1	5	36000
1896	6	1	8.3	JAPAN	SANRIKU	38.2	5.2	3.8	27000
1908	12	3	7.1	ITALY	MESSINA STRAIT, IONIAN SEA	13		5	10000
1917	1	1	6.6	INDONESIA	BALI SEA	2	1		15000
1941	6	1	7.6	INDIA	ANDAMAN SEA, E. COAST INDIA	1.5			5000
1976	8	1	8.1	PHILIPPINES	MORO GULF	8.5	2.3	2.5	8000

2004	12	1	9.1	INDONESIA	OFF W. COAST OF SUMATRA	50.9			280000
2009	9	1	8	SAMOA	SAMOA ISLANDS	22.35			200
2011	3	1	9	JAPAN	HONSHU ISLAND	38.9			10000
1958	7	3	8.3	USA	SE. ALASKA, AK	525	4.6	5	5
1930	3	6		INDONESIA	KRAKATAU	500			
1980	5	6		USA	WASHINGTON	250			57
1936	10	8		USA	LITUYA BAY, AK	149.35	5.6	5	
1674	2	1	6.8	INDONESIA	BANDA SEA	100	2	1.5	2300

#### 4.1 Scale di intensità dello tsunami

Come è già stato accennato la deformazione dinamica del fondale marino/oceanico, generata da una sorgente tsunami genica (in particolare un sisma), determina un movimento della colonna d'acqua sovrastante: la prima onda che si origina e si allontana dalla zona dell'epicentro prende il nome di tsunami locale, la seconda prende il nome di tsunami distale. Nella fase di inondazione lo tsunami è caratterizzato da un flusso non-newtoniano del fluido, capace di trascinare anche detriti di grandi dimensione.

Gli effetti di danneggiamento indotti dall'impatto delle onde di uno tsunami possono dipendere da fenomeni molteplici concomitanti o agenti separatamente: l'entità del danneggiamento subito dagli edifici o impianti può permettere di trarre informazioni sulla severità del fenomeno. In genere uno tsunami è caratterizzato da tre fasi fondamentali [28], indicate in Fig. 38, ognuna delle quali è ulteriormente caratterizzata da fenomeni di danneggiamento, dipendenti dalle caratteristiche di velocità, pressione, durata, altezza dell'onda ecc. (criteri di intensità), che possono essere teoricamente misurati ed utilizzati per una idonea rappresentazione del fenomeno. Le tre fasi suddette sono:

- 1) la fase di propagazione in mare aperto, caratterizzata da flusso turbolento;
- 2) la fase di impatto dell'onda sulla costa, anch'essa caratterizzata da flusso turbolento;
- 3) la fase di inondazione, caratterizzata da flusso pressoché laminare.

I fenomeni idrodinamici principali associati a tali fasi, sono caratterizzati da pressioni idrodinamiche e, di conseguenza, da forze di impatto la cui intensità dipende dalla velocità, dall'altezza dell'onda e dalla quantità di detriti trasportati ("missili").

Ulteriori fenomeni secondari sono indotti dall'erosione e dall'accumulo di detriti trascinati e trasportati dallo tsunami (ad esempio barche, auto, ecc.), i quali possono impattare sulle varie infrastrutture o sugli edifici civili o industriali e/o ostruire le strade, isolando di fatto una città o un sito fino a svariati chilometri dalla costa.

Tale evenienza (isolamento), verificatasi durante l'incidente di Fukushima, ha condizionato negativamente l'evoluzione dello scenario incidentale.

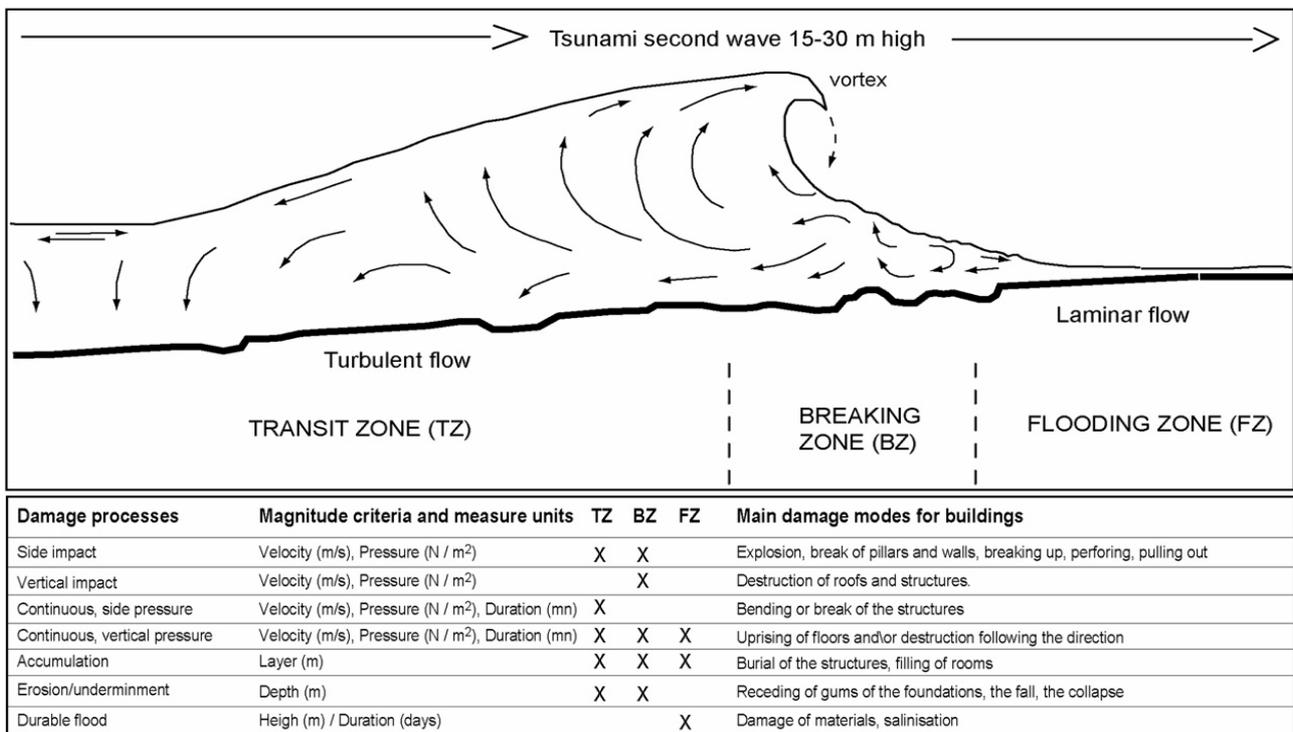


Figure 38: Caratteristiche principali dell'onda secondaria di tsunami [28].

Poiché non è possibile ottenere facilmente il campo di pressione e i suoi effetti diretti sulle infrastrutture, due parametri fisici pertinenti e misurabili, quali la velocità e l'altezza delle onde (in teoria proporzionale alla radice quadrata della sua velocità), sono comunemente utilizzati per costruire dei modelli di propagazione e valutare l'intensità delle forze di pressione idrodinamica, generate dal moto della massa di acqua, e quella delle forze di impatto dell'onda dei vari detriti trasportati [28].

Le scale di intensità proposte nei vari anni, quali quelle di Imamura (1949), Lida (1970), Soloviev (1970), Abe (1981), Hatori (1986) e Murty e Loomis (1980), sono basate sull'altezza massima raggiunta dall'onda sulla costa ( $H_{\max}$ ) (Papadopoulos e Imamura, 2001) [29].

La prima scala di intensità usata per misurare la severità di uno tsunami è stata proposta da Sieberg nel 1927, avente sei gradi di intensità.

In analogia con le scale di intensità sismica si basa sugli effetti macroscopici di danneggiamento osservabili. Ambraseys nel 1962 ha pubblicato una versione modificata della scala di Sieberg.

Nella letteratura giapponese sono indicati i vari metodi utilizzati storicamente per la quantificazione degli tsunami. Nel tempo Imamura (1942, 1949), Iida (1956, 1970) e Iida e altri (1967) hanno sviluppato il concetto di intensità di uno tsunami,  $m$ , che è definita come:

$$m = \log_2 H_{\max} \quad (1)$$

dove  $H_{\max}$  è l'altezza massima delle onde di tsunami (in m).

La scala di Imamura-Iida è suddivisa in sei gradi (da -1 a 4) di intensità che a differenza della prima scala Sieberg non si basa sulla stima degli effetti provocati dallo tsunami ma sulla misura di una quantità fisica.

Una successiva formulazione della scala di intensità è stata proposta da Soloviev nel 1970 che definisce l'intensità dello tsunami,  $I_s$ , come:

$$I_s = 1/2 + \log_2 H \quad (2)$$

dove  $H$  (in m) è l'altezza media delle onde dello tsunami sulla costa.

Abe (1979, 1981, 1985, 1989) e Hatori (1986) definiscono l'intensità dello tsunami,  $M_t$ , tramite la seguente formula generale:

$$M_t = a \log h + b \log R = D \quad (3)$$

dove  $h$  (in m) è la massima ampiezza delle onde dello tsunami misurata mediante le boe oceanografiche a distanza  $R$  (in km) dall'epicentro del terremoto, mentre  $a$ ,  $b$ ,  $D$  sono costanti.

Un differente approccio è stato introdotto da Martin and Loomis (1980), secondo il quale l'intensità dello tsunami  $ML$  può essere calcolata come:

$$ML = 2 (\log E - 19) \tag{4}$$

Dove  $E$  è l'energia potenziale dello tsunami in erg.

Un caso particolare è rappresentato dalla scala di misura proposta da Shuto (1993) che correla l'intensità dello tsunami con l'altezza locale  $H$  (in m) delle onde secondo la seguente relazione:

$$i = \log_2 H \tag{5}$$

Nel 2001 Papadopoulos e Imamura hanno proposto una nuova scala di intensità suddivisa in dodici gradi (I-XII), in perfetta analogia con la scala Mercalli e sue successive modificazioni. La scala Papadopoulos-Imamura è ordinata in base agli effetti che il maremoto ha: (a) sugli esseri umani; (b) su oggetti di varia tipologia, ivi compresi i natanti; (c) sugli edifici e i manufatti, in genere. In tale scala esiste una corrispondenza approssimativa tra i vari gradi di intensità e l'altezza dell'onda di maremoto, come riportato in tabella 9. In tale tabella viene anche riportata la corrispondenza tra la scala Shuto e l'altezza delle onde [29].

**Tab. 9 - Corrispondenza tra classi di intensità ed altezza dell'onda**

<b>Papadopoulos- Imamura</b>	<b>Shuto</b>	<b>H [m]</b>
I - V	0	< 1
VI	1	2
VII - VIII	2	4
IX - X	3	8
XI	4	16
XII	5	32

#### **4.2 Influenza dello tsunami sulla progettazione di un NPP**

Le drammatiche conseguenze del terremoto e tsunami sull'impianto nucleare di Fukushima hanno evidenziato e confermato la necessità di progettare gli attuali e futuri impianti nucleari in modo da realizzare strutture estremamente sicure e capaci di resistere ad una vasta gamma di eventi interni ed esterni, come terremoti, tsunami, inondazioni, caduta di aereo, ecc.

Inoltre il suddetto incidente di Fukushima ha dimostrato che il verificarsi di eventi esterni eccezionali non è impossibile, anche se molto improbabile, pertanto i carichi da essi indotti (ad es. un BDBE) sulle SSCs devono essere considerati adeguatamente in fase di progettazione.

Fra gli eventi esterni di origine naturale, quelli più severi (da considerare alla luce anche degli "stress tests" previsti a livello internazionale), sono indubbiamente i terremoti, le inondazioni (flooding/tsunami) ed i tornadoes: diventa importante quindi una specifica valutazione delle caratteristiche di sicurezza e del margine di resistenza dei NPPs in tali condizioni.

Come già detto, lo tsunami è l'evento esterno analizzato in particolare nel presente rapporto.

L'effetto principale delle onde di tsunami su un impianto nucleare è connesso con le forze idrodinamiche e di impatto agenti su tutte le componenti dell'impianto nucleare stesso.

Nel caso si verifichi tale evento è importante che sia garantito il funzionamento di tutti i sistemi preposti a garantire la sicurezza dell'impianto nucleare.

Per poter progettare adeguatamente tali SSCs occorre tener conto dei fenomeni che possono verificarsi durante uno tsunami, che sono:

### **1) Flooding dovuto al run-up.**

L'allagamento o flooding, può investire aree più o meno estese dell'impianto che possono contemporaneamente essere soggette ai carichi dinamici prodotti dalle onde.

Per proteggere i sistemi e le componenti più importanti ai fini della sicurezza dagli effetti provocati dallo tsunami si possono: 1) collocare tali sistemi, strutture e componenti in locali sopraelevati la cui altezza sia superiore a quella massima ipotizzabile per uno tsunami catastrofico o 2) in alternativa predisporre adeguate barriere e protezioni per tali sistemi in modo tale da garantirne la funzionalità.

### **2) Mancata alimentazione delle prese dell'acqua durante il ritiro delle onde.**

Durante la fase di ritiro delle onde dello tsunami, il livello dell'acqua sulla costa si abbassa di una quantità dipendente dalla batimetria locale. Pertanto, nelle centrali nucleari in cui siano presenti una o più prese in mare aperto per l'approvvigionamento dell'acqua relativa alla sicurezza del reattore occorre evitare che l'abbassamento del livello dell'acqua non comporti un prosciugamento delle stesse.

Un'adeguata protezione che eviti tale evento per le prese a mare deve essere presa in considerazione in fase progettuale o collocando queste ultime a sufficiente distanza dalla costa e in acque più

profonde, oppure considerando fonti alternative e indipendenti di approvvigionamento dell'acqua necessaria.

### **3) Fenomeno dell'abrasione.**

Il comportamento delle onde di tsunami in acque poco profonde e vicino alla riva è molto complesso [30], infatti durante la fase di ritiro (con velocità decrescente rapidamente) si possono avere fenomeni di abrasione causati dai detriti o dalla sabbia. Questo fenomeno può indurre al formazione di perforazioni anche profonde e di grosse dimensioni sulle strutture interessate.

Per resistere, dunque, all'azione di abrasione della corrente di tsunami è necessario garantire che l'impianto sia dotato di adeguate strutture di protezione oppure predisporre una fonte di acqua di raffreddamento indipendente dal corpo idrico investito dallo tsunami.

### **4) Deposizione di detriti.**

Le onde di tsunami (specialmente nella fase di moto turbolento) per la loro velocità di trascinamento sono in grado di trasportare detriti e sedimenti anche a grande distanza dalla costa.

Per una centrale nucleare, tutti i sistemi ed i componenti importanti per la sicurezza devono essere posizionati e progettati in modo tale da non essere interessati dal deposito di detriti e sedimenti da parte delle onde dello tsunami: i detriti potrebbero infatti occludere le tubazioni (incluse quelle destinate all'approvvigionamento dell'acqua di alimento del pozzo freddo del circuito di raffreddamento del reattore) con il rischio di perdita del pozzo freddo stesso e di conseguenza lasciando il reattore senza sistema di asportazione del calore residuo di decadimento del combustibile.

Inoltre l'eventuale inclusione di acqua di mare all'interno delle tubazioni dell'acqua (azione corrosiva) potrebbe compromettere la operatività ed integrità del reattore a lungo termine.

### **5) Forze idrostatiche ed idrodinamiche.**

Le forze idrostatiche (generate dal battente idrico prodotto dallo tsunami) e quelle idrodinamiche che si originano durante la fase di inondazione ed allagamento e dipendono anche dal rapido movimento dell'acqua, dalla geometria delle strutture circostanti e dalla direzione prevalente del moto, possono condizionare anche il possibile instaurarsi di fenomeni di interazione fra fluido (onde di tsunami) e strutture [31] del reattore, con possibili conseguenze negative per la funzionalità e sicurezza dell'impianto.

## **6) Detriti e proiettili.**

Gli tsunami, come è stato già accennato, sono in grado di trasportare con sé una vasta gamma di detriti quali sedimenti, grossi massi [32] o altri oggetti (come ad esempio automobili, alberi, barche, ecc.) che possono urtare le strutture come “proiettili” aggravando gli effetti dell’impatto delle onde sulle strutture stesse: le forze di impatto secondario possono dar luogo ai fenomeni di danneggiamento localizzato del sistema di contenimento esterno, come la penetrazione, la proiezione di frammenti o fenomeni di scabbing ed infine la perforazione completa delle pareti con possibile perdita della stessa funzione di contenimento.

Il comportamento dinamico della struttura colpita da tali proiettili dipende dalle caratteristiche dinamiche (modale) delle strutture [33].

Pertanto per far fronte a questo fenomeno secondario devono essere impiegati adeguati criteri di progettazione per quanto concerne i sistemi ed i componenti importanti per la sicurezza oppure, in alternativa, sarà necessario sopraelevare e rinforzare le postazioni che ospitano tali sistemi in modo che essi non siano soggetti a tale tipo di fenomeni.

In sintesi in ogni caso, l’importanza dei fenomeni precedentemente accennati (e delle loro conseguenze dirette ed indirette) è stata evidenziata anche nelle valutazioni di cui agli “stress tests” che hanno messo in luce di nuovo la necessità di considerare ed approfondire nelle analisi di sicurezza dei NPPs (sia esistenti sia da progettare e realizzare nel prossimo futuro, compresi quelli di IV generazione) le condizioni di carico e le conseguenti sollecitazioni fino ad ora non adeguatamente analizzate. In particolare si deve fare riferimento, come è stato già accennato, alle possibili conseguenze dei carichi statici e dinamici conseguenti ad eventi esterni oltre i correnti limiti di progetto o incidenti BDBAs, in particolare quelli indicati ai precedenti punti 1, 2 e 6.

## 5. Approccio proposto per l'analisi del fenomeno dello tsunami

Con particolare al fenomeno naturale in titolo, in letteratura per calcolare e quantificare le forze ed i carichi associati all'impatto delle onde di tsunami sulle strutture sono considerati i tre seguenti metodi principali:

- Approccio analitico;
- Approccio numerico con la messa a punto di procedure di simulazione numerica avanzate;
- Approccio di modellazione fisica supportata da prove in laboratorio.

L'approccio analizzato ed applicato in via preliminare, fra gli altri, nel presente rapporto (ved. il Cap. seguente) è di tipo numerico basato sull'implementazione di adeguati modelli agli elementi finiti (con l'effettuazione di analisi non lineari pseudo-dinamiche), sulla base della definizione di opportune condizioni al contorno, la definizione delle pressioni idrostatiche ed idrodinamiche di input rappresentative del fenomeno tsunami allo studio, secondo quanto definito dalla normativa internazionale ASCE/SEI 7-10 [34].

Secondo quanto definito in tale normativa, occorre fare un distinguo fra due concetti principali:

- BFE (Base Flood Elevation) che è l'elevazione delle onde di inondazione la cui altezza varia dell'1% rispetto alle onde di inondazioni verificatosi in un altro anno.
- DFE (Design Flood Elevation) che è l'elevazione delle onde di inondazione considerate in fase di progetto e avente bassa frequenza di accadimento per il sito considerato.

Come in parte già premesso, le forze associate all'impatto delle onde sono di due tipologie:

- Forze Idrostatiche: causate dalla profondità dell'acqua rispetto al livello del DFE.  
Tali forze vengono applicate a tutte le superfici coinvolte, sia al di sotto che al di sopra del livello del suolo, eccetto per quelle superfici esposte al pelo libero dell'acqua, la cui altezza di progetto deve essere incrementata di 0.3 m.
- Forze Idrodinamiche: effetti dinamici causati dal movimento ed impatto dell'acqua.  
Quando la velocità dell'acqua non supera i 3.5 m/s gli effetti dinamici possono essere considerati come carichi idrostatici equivalenti, incrementando opportunamente il DFE di una

quantità aggiuntiva  $d_h$ , solo sul lato in cui si ha l'impatto frontale delle onde (per la parte di struttura fuori terra). Tale incremento è definito dall'equazione seguente [34]:

$$d_h = \frac{a \cdot V}{2 \cdot g} \quad d_h = \frac{aV}{2g} \quad (6)$$

dove:

$V$  = velocità media dell'acqua in [m/s]

$g$  = accelerazione di gravità ( $9.81 \text{ m/s}^2$ )

$a$  = coefficiente di resistenza o fattore di forma (non minore di 1.25)

tale altezza addizionale deve essere aggiunta all'altezza di progetto DFE e la risultante pressione idrostatica deve essere applicata, come uniformemente distribuita, su tutte le superfici verticali disposte perpendicolarmente al flusso dell'acqua di impatto.

Per calcolare la massima pressione agente sulle superfici su cui impattano le onde è necessario definire dapprima l'altezza di impatto delle onde,  $H_b$ , definita in [34] come:

$$H_b = 0.78 d_s \quad (7)$$

In cui la quantità  $d_s$  indica la profondità locale dell'acqua calma e viene calcolata tramite l'equazione 5.4-3 delle norme suddette:

$$d_s = 0.65 (BFE - G) \quad (8)$$

in cui  $G$  è il livello del suolo. Una volta definite queste due quantità, si possono calcolare la pressione massima (somma del contributo dinamico e statico) e la risultante della forza di impatto delle onde, nell'ipotesi di impatto normale e parete verticale rigida, come:

$$P_{\max} = C_p \cdot \gamma_w \cdot d_s + 1.2 \cdot \gamma_w \cdot d_s \quad (9)$$

$$F_t = 1.1 \cdot C_p \cdot \gamma_w \cdot d_s^2 + 2.4 \cdot \gamma_w \cdot d_s^2 \quad (10)$$

Il coefficiente  $\gamma_w$  rappresenta il peso unitario dell'acqua, pari a  $9.80 \text{ kN/m}^3$  nel caso di acqua dolce e  $10.05 \text{ kN/m}^3$  nel caso di acqua di mare.

$C_p$  è il coefficiente di pressione dinamica, definito nella tabella 5.4-1 della suddetta normativa, il cui valore è funzione della categoria di rischio (basata sul rischio associato con una performance inaccettabile) associata agli eventi naturali estremi, quali inondazioni e terremoti. Tale classificazione è composta da quattro categorie e per ognuna di esse viene, quindi, indicata la tipologia di destinazione delle strutture, con associato il livello di rischio per le persone che si trovano in vicinanza di tale strutture.

La forza  $F_t$ , riportata nell'eq. 10, rappresenta la forza di impatto delle onde per unità di lunghezza orizzontale della struttura supposta agente intorno al livello statico medio dell'acqua.

In figura 39 è rappresentata la distribuzione della pressione idro-dinamica e idrostatica agente su una parete verticale [34].

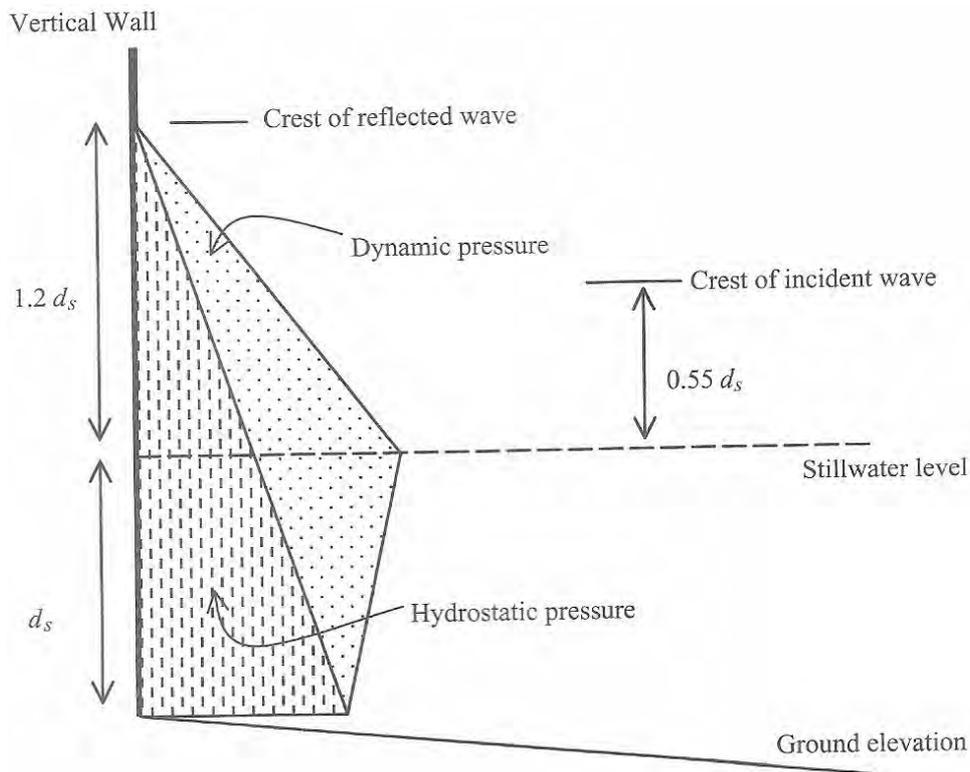


Figure 39: Distribuzione della pressione agente su una parete verticale

La procedura applicata per la determinazione delle pressioni agenti sugli edifici ipotizza che la parte posteriore dell'edificio, bagnato dal fronte d'onda, sia asciutta.

Nel caso in cui anche in tale posizione vi sia la presenza di fluido, l'equazione che permette di calcolare la forza di impatto diventa:

$$F_t = 1.1 \cdot C_p \cdot \gamma_w \cdot d_s^2 + 1.9 \cdot \gamma_w \cdot d_s^2 \quad (11)$$

Nel caso in cui la superficie o la parete su cui impattano le onde non sia normale alla direzione di avanzamento del fronte d'onda, la forza esercitata dal fluido sulle pareti diventa:

$$F_{nv} = F_t \cdot \sin^2 \alpha \quad (12)$$

In cui  $F_{nv}$  è la componente orizzontale della forza di impatto,  $F_t$  è la forza esercitata dalle onde su di una generica parete verticale e  $\alpha$  è l'angolo tra la superficie inclinata ed il piano orizzontale. Lo stesso discorso deve essere fatto nel caso in cui la direzione del fronte d'onda non sia ortogonale alla superficie verticale.

Oltre a considerare l'impatto primario delle onde di tsunami/flooding occorre tenere in debito conto anche i fenomeni di impatto secondario causati dai detriti, sedimenti o altri oggetti trasportati dall'acqua che possono urtare gli edifici, le strutture o parti di esse.

A tal proposito si possono avere:

- 1) Carichi normali, causati da oggetti singoli trasportati dall'acqua;
- 2) Carichi speciali, causati da oggetti di dimensioni rilevanti, come accumuli di detriti;
- 3) Carichi estremi (nel caso di categoria di rischio IV), causati da oggetti di grandissime dimensioni, come barche e parti di edifici trasportati dall'impeto delle onde che urtano gli edifici e le strutture.

Infine, dopo aver determinato i carichi di natura sia idrostatica che idrodinamica, avvalendosi di un approccio deterministico, come suggerito dal WENRA e da altri organismi internazionali di regolamentazione, è stato possibile simulare, a titolo di esempio applicativo, il comportamento dinamico di un impianto nucleare e più specificatamente verificare la capacità resistente del sistema di contenimento esterno.

Nel capitolo successivo sono stati presentati il modello messo a punto e i risultati ottenuti per l'analisi del caso di impatto delle onde di tsunami/flooding mediante simulazioni dinamiche (analisi numerica) ed impiego di idonei codici di calcolo FEM, con riferimento ad un impianto innovativo (IRIS) oggetto di un recente studio di fattibilità internazionale a cui il Consorzio CIRTEN ha partecipato e per il quale erano disponibili alcuni dati e parametri di progetto indispensabili ai fini del presente studio preliminare.

Occorre inoltre sottolineare che nelle simulazioni numeriche eseguite sono state adeguatamente considerate le non linearità dei materiali, la geometria della struttura e gli effetti di rifrazione e riflessione delle onde.

## 6. Analisi numerica: modellazione e risultati

A titolo di esempio, nel presente studio, la metodologia proposta è stata applicata al reattore IRIS, un reattore PWR di piccola-media taglia che può essere considerato una tecnologia ponte fra la Gen. III e la Gen. IV.

Il reattore IRIS, come già ampiamente descritto in precedenza, è un PWR caratterizzato da un progetto innovativo ed integrale del sistema primario. Tale sistema racchiude tutte le componenti ed i sistemi del circuito primario all'interno del vessel ed adotta il concetto del "safety by design" con una progettazione che garantisce di per sé la sicurezza intrinseca dell'impianto nucleare.

I principali aspetti di sicurezza di tale reattore sono:

- Il refrigerante primario fluisce al di fuori dei tubi dei generatori di vapore, pertanto tali tubi sono in compressione e di conseguenza gli effetti della possibile stress-corrosion sono notevolmente ridotti;
- Le pompe sono completamente immerse e quindi non c'è rischio di perdite dalle tenute e guarnizioni;
- I meccanismi interni al vessel delle barre di regolazione e controllo non hanno penetrazioni sul coperchio del vessel stesso e quindi è ridotta/eliminata la probabilità di incidenti di espulsione delle barre di controllo nonché di possibili danni per corrosione del materiale del coperchio stesso intorno alle suddette penetrazioni;
- Il rapporto volume/potenza più grande del pressurizzatore permette un migliore controllo dei transitori di pressione ed inoltre permette di eliminare gli spray.

Sebbene il progetto sia ancora a livello preliminare (con potenza proposta di 335 MWe, che potrebbe essere ridotta fino ad ottenere un impianto di taglia intorno ai 100 MWe), per valutare gli effetti del flooding/tsunami è stato considerato il possibile schema rappresentato in Fig. 40, costituito dal contenimento esterno (RB), sistema di contenimento interno (CS) e dal recipiente in pressione [35-36].

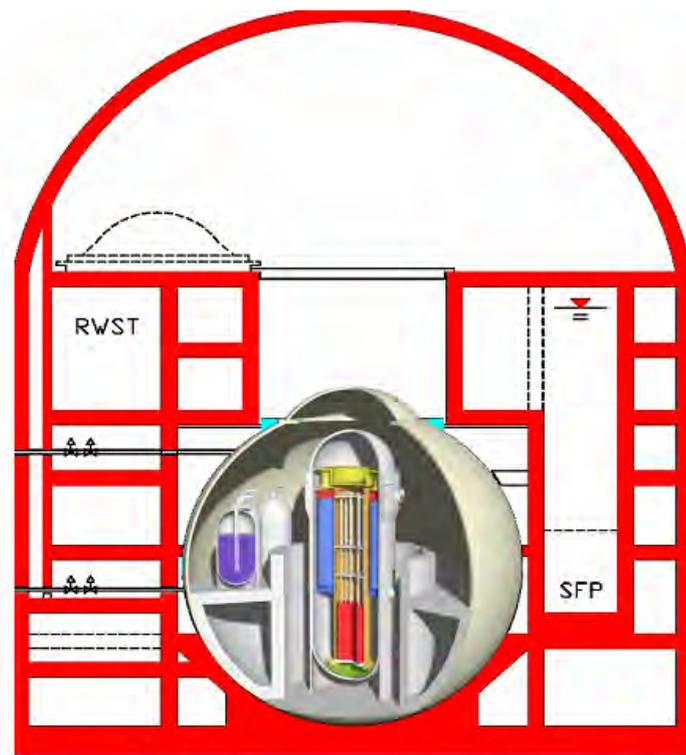


Figura 40: IRIS layout

L'edificio del reattore comprende e circonda i principali sistemi rilevanti per la sicurezza SSC nucleare nonché i dispositivi e le attrezzature d'impianto più importanti.

Il RB è un edificio in cemento armato, di forma cilindrica e tetto emisferica, parzialmente interrato, le cui caratteristiche dimensionali più importanti sono:

- Diametro esterno  $D_e = 45$  m;
- Altezza  $H \approx 50$  m, di cui circa 20 m fuori terra;
- Spessore della parete  $\approx 1$  m.

I modelli FEM dell'edificio del reattore IRIS (RB) utilizzati nella presente analisi sono stati implementati con un idoneo codice di calcolo qualificato per le analisi dinamiche del tipo in discussione, utilizzando sia elementi tridimensionali (3-D) solidi e/o elementi a guscio isoparametrici, per poter rappresentare in modo adeguato il comportamento delle parti principali della struttura esaminata. Sulla base dei dati di progetto disponibili è stato realizzato il modello generale agli elementi finiti, rappresentato sinteticamente in Fig. 41, adottando adeguate condizioni iniziali ed al contorno.

Per rappresentare il comportamento dinamico del RB sono state adottate per gli elementi FEM suddette idonee caratteristiche e proprietà geometriche dei materiali e della struttura dell'impianto IRIS, in grado di simulare la risposta dinamica di interesse, come è risultato anche sulla base di un sintetico studio di sensibilità effettuato e dell'esperienza specifica degli autori nel settore.

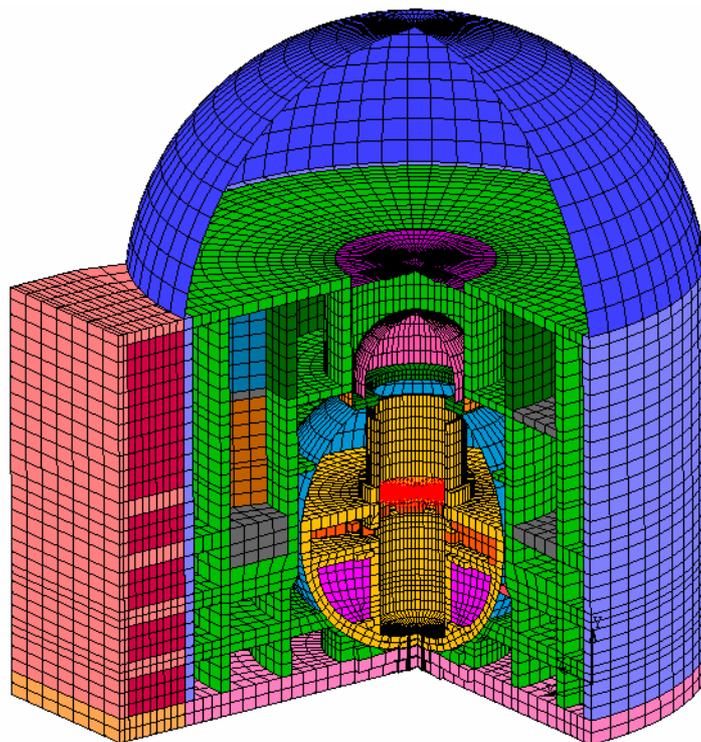


Figura 41: Modello FEM

## 6.1 Implementazione dell'analisi di flooding/tsunami

Si ribadisce che le applicazioni presentate in quanto segue costituiscono essenzialmente uno studio preliminare di fattibilità dell'applicazione di metodi di analisi per i quali è disponibile una considerevole esperienza nell'ambito delle strutture del Consorzio CIRTEN (Università di Pisa) nel campo dell'analisi degli effetti di sollecitazioni dinamiche e termiche su strutture della componentistica e dei sistemi nucleari.

Gli effetti strutturali indotti dall'onda di flooding/tsunami sono stati studiati ipotizzando differenti altezze dell'onda ed utilizzando i valori di pressione ad essi corrispondenti come input nelle simulazioni pseudo-dinamiche.

Al variare dell'altezza dell'onda infatti varia la superficie su cui si esercita la forza di pressione esercitata dalle onde che impattano sulla struttura. Le altezze d'onda (BFE) (anche ai fini della valutazione della sensibilità dell'approccio utilizzato) considerate sono:

- 1) altezza d'onda pari a 5 m;
- 2) altezza d'onda pari a 10 m;
- 3) altezza d'onda pari a 15 m;
- 4) altezza d'onda pari a 20 m;
- 5) altezza d'onda pari a 23 m (tale altezza rappresenta anche la massima altezza fuori terra del RB);

Nella tabella 10 si riassumono i dati caratteristici delle 5 simulazioni effettuate analizzati.

**Tab. 10 - Pressione vs. altezza dell'onda**

Dati	BFE = 5 m	BFE = 10 m	BFE = 15 m	BFE = 20 m	BFE = 23 m
G [m]	0	0	0	0	0
$\gamma_w$ [kN/m <sup>3</sup> ]	10.05	10.05	10.05	10.05	10.05
$C_p$ [-]	3.5	3.5	3.5	3.5	3.5
Grandezza					
$d_s$ [m]	3.25	6.5	9.75	13	14.95
Altezza superficie impatto [m]	7.15	14.3	21.45	28.60	32.89
$P_{max}$ [N/m <sup>2</sup> ]	153513.75	307027.5	460541.25	614055	706163.25
$F_t$ [kN/m]	663.46	2653.83	5971.11	10615.31	14038.75

Inoltre nelle analisi effettuate la direzione di impatto delle onde è stata considerata normale alla direzione di avanzamento dell'onda e, quindi, alla superficie della struttura di contenimento.

In tali simulazioni è stato ipotizzato che il flooding investa prima gli edifici ausiliari e quello di contenimento, come rappresentato in figura 42.

Ogni simulazione è stata eseguita considerando un transitorio di 0.5 s. Si ritiene, infatti, che tale intervallo temporale sia rappresentativo del fenomeno poiché generalmente l'impatto esercitato dalle onde sulle superfici esposte all'allagamento avviene con tempistiche più rapide e inferiori allo 0.1 s.

Questo aspetto verrà messo bene in evidenza nell'analisi dei risultati, che mostrano ad esempio che il picco delle tensioni si ha a 0.05 s.

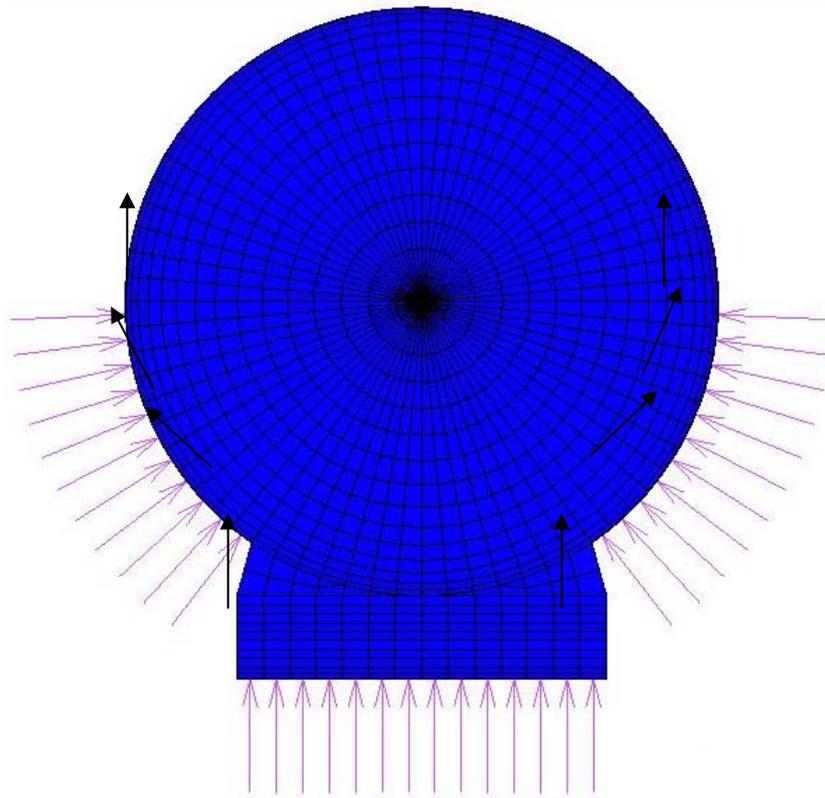


Figura 42: Rappresentazione di una delle condizioni di applicazione della pressione delle onde di flooding/tsunami.

## 6.2 Analisi dei risultati

I risultati ottenuti da ciascuna analisi, in considerazione delle ipotesi iniziali fatte in particolare per gli spessori e le armature delle pareti adottati (ad es. spessore della parete circa 1 m), evidenzia che il livello di sollecitazione determina il superamento del limite ultimo di elasticità nel caso di BFE superiore o uguale a 20 m, il che indica che le pareti del RB iniziano a subire fenomeni di danneggiamento/ deformazioni che diventano maggiormente rilevanti al crescente dell'altezza dell'onda e della pressione idrostatica/idrodinamica esercitata su di esse.

I risultati ottenuti in termini di transitori di spostamenti (lungo l'asse x, che rappresenta la direzione di impatto delle onde) e di tensioni equivalenti sono rappresentati nelle figure 43-50 seguenti.

### 1) Caso BFE = 5 m

La superficie su cui viene applicato il carico di pressione comprende la superficie degli edifici ausiliari e in parte la superficie del corpo cilindrico del RB. Come si osserva dalla fig. 43 i valori di tensione di Von Mises non superano il limite ultimo di elasticità, pertanto le pareti in cemento armato resistono bene alla pressione esercita dal fluido. Invece per quanto concerne gli spostamenti relativi, tali spostamenti possono raggiungere valori dell'ordine del mm.

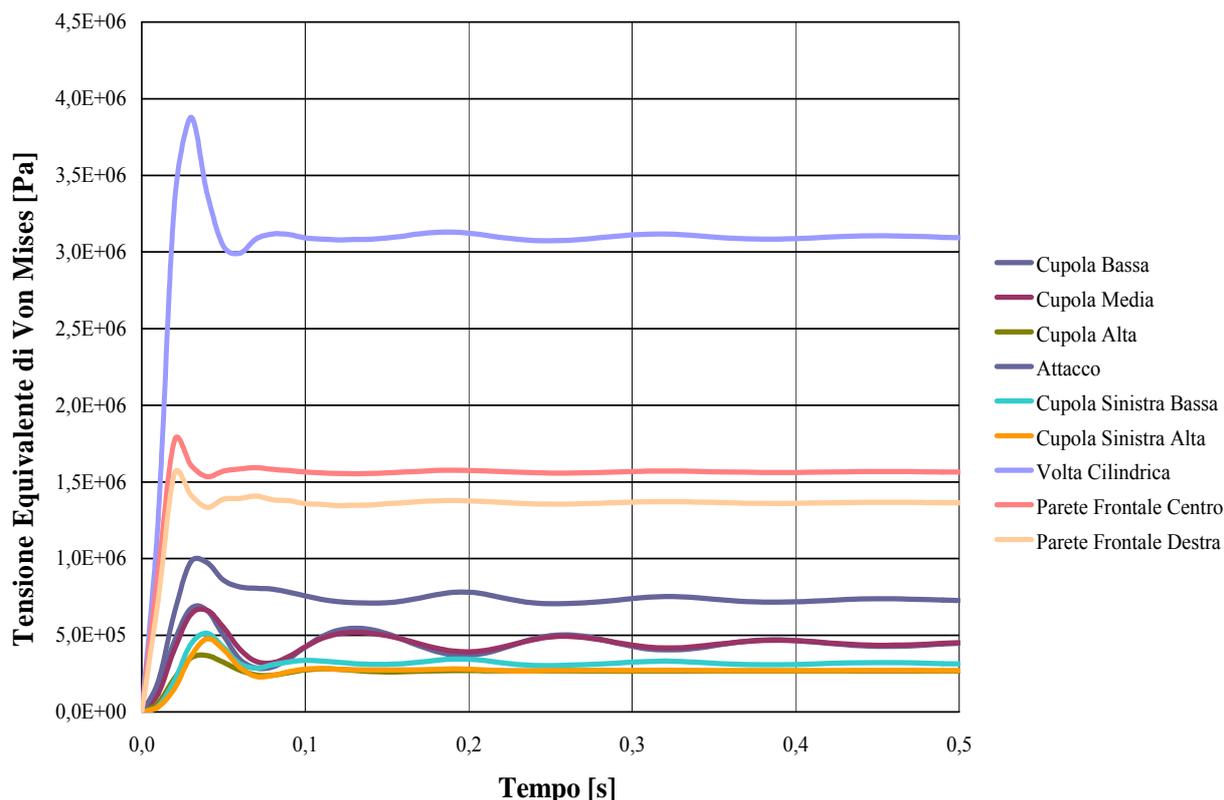


Figura 43: Andamento della tensione di Von Mises (caso BFE = 5 m).

## 2) Caso BFE = 10 m

I risultati ottenuti nell'ipotesi che l'altezza dell'onda sia pari a 10 m e, pertanto, senza impatti sulla cupola (dome) dell'impianto, mostrano che le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido non determina uno stato di tensione (la cui distribuzione è indicata in Fig. 44) che può comportare la perdita di integrità del RB. Gli spostamenti massimi sono stati localizzati nei punti di impatto dell'onda, all'istante  $t = 0.05$  s, e pari a circa 9 mm, come indicato nella Fig. 45.

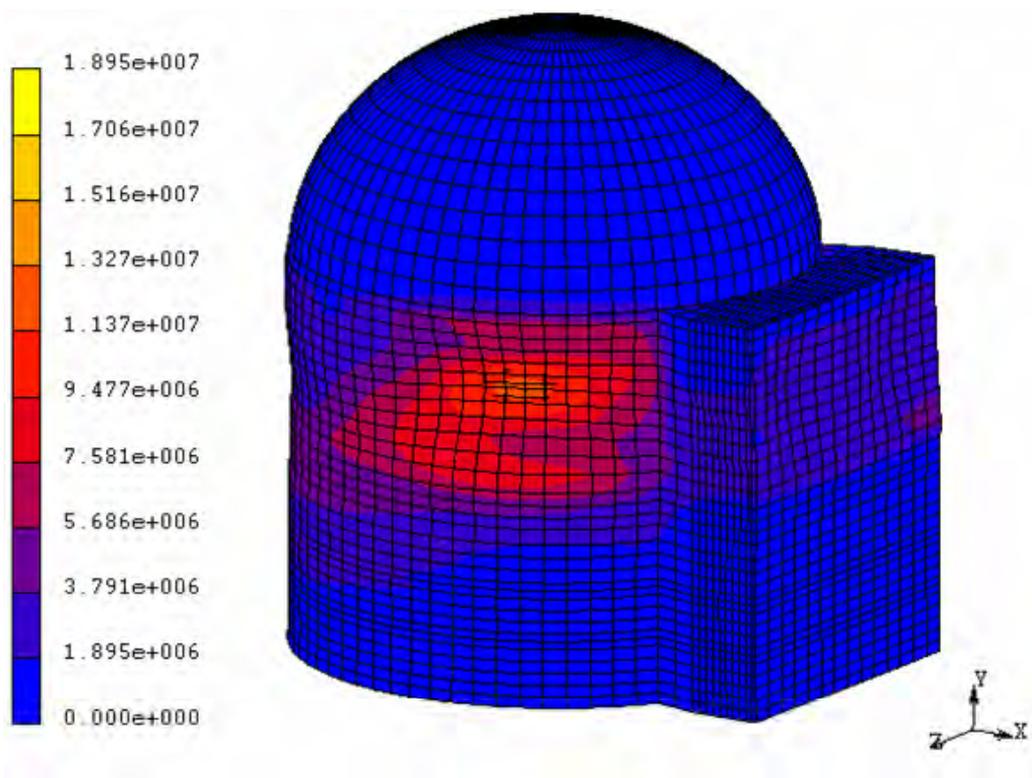


Figura 44: Distribuzione delle tensioni di Von Mises ( $H_{\max}=10$  m).

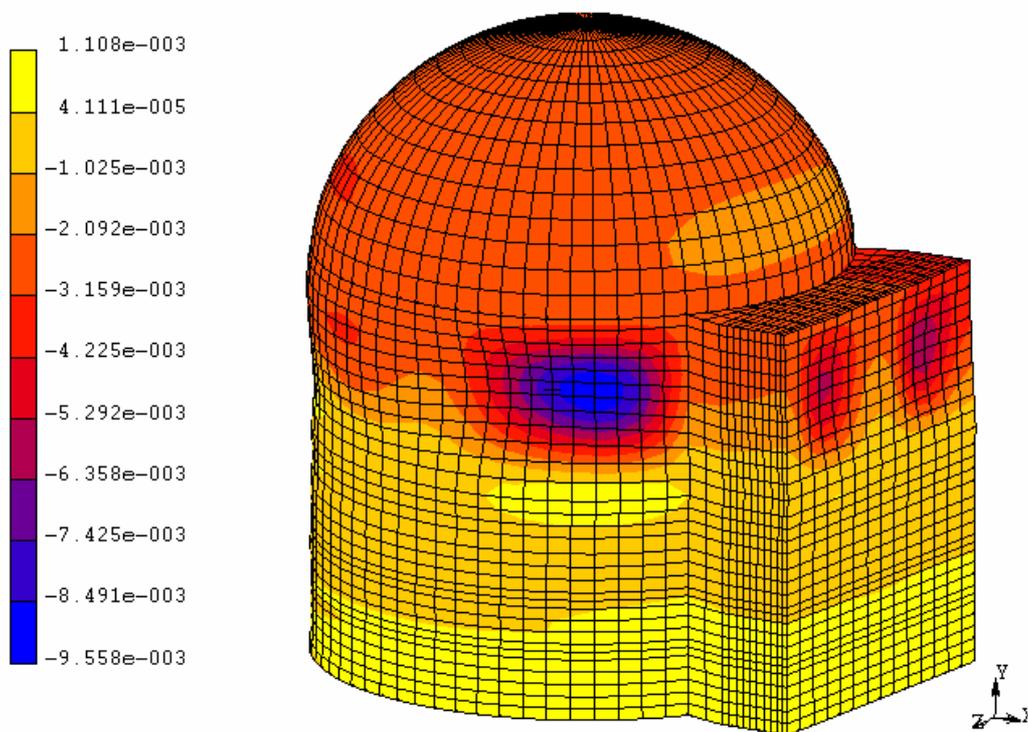


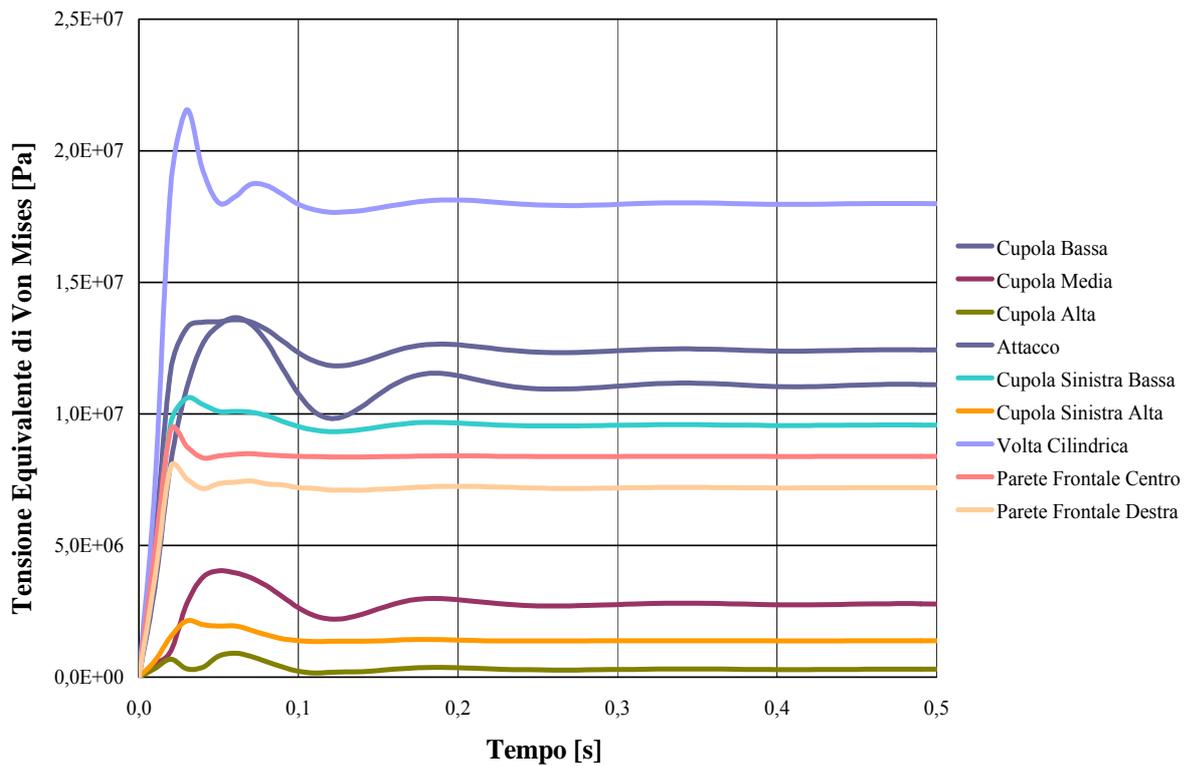
Figura 45: Distribuzione dello spostamento lungo l'asse x ( $H_{\max}=10$  m).

### 3) Caso BFE = 15 m

I risultati ottenuti nell'ipotesi che l'altezza dell'onda sia pari a 15 m e, pertanto, con impatto sul dome dell'impianto, mostrano che le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido seppur maggiori rispetto ai casi precedenti non determinano, comunque, uno stato di tensione (il cui andamento e distribuzione sono indicate rispettivamente in Fig. 46 a, b) che supera il limite ultimo di elasticità per il cemento armato di cui sono costituite le pareti del RB.

In tale caso studio, la parte della struttura in cui si osserva il maggiore spostamento relativo (pari a circa 2 cm) è la parte inferiore del dome (Figs. 47).

Tale spostamento risulta maggiore rispetto a quello dei casi precedenti a causa della maggiore altezza di applicazione del carico di pressione e degli effetti flessionali da esso indotti.



(a)

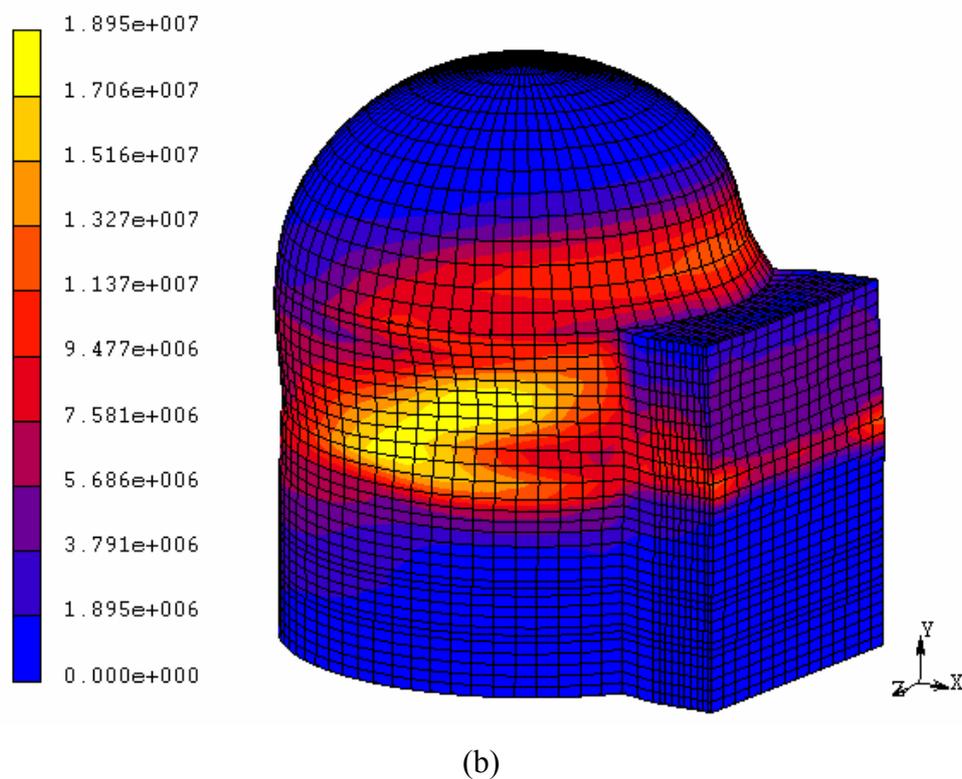


Figure 46 a, b: Andamento (a) e distribuzione (b) delle tensioni di Von Mises ( $H_{\max}=15$  m).

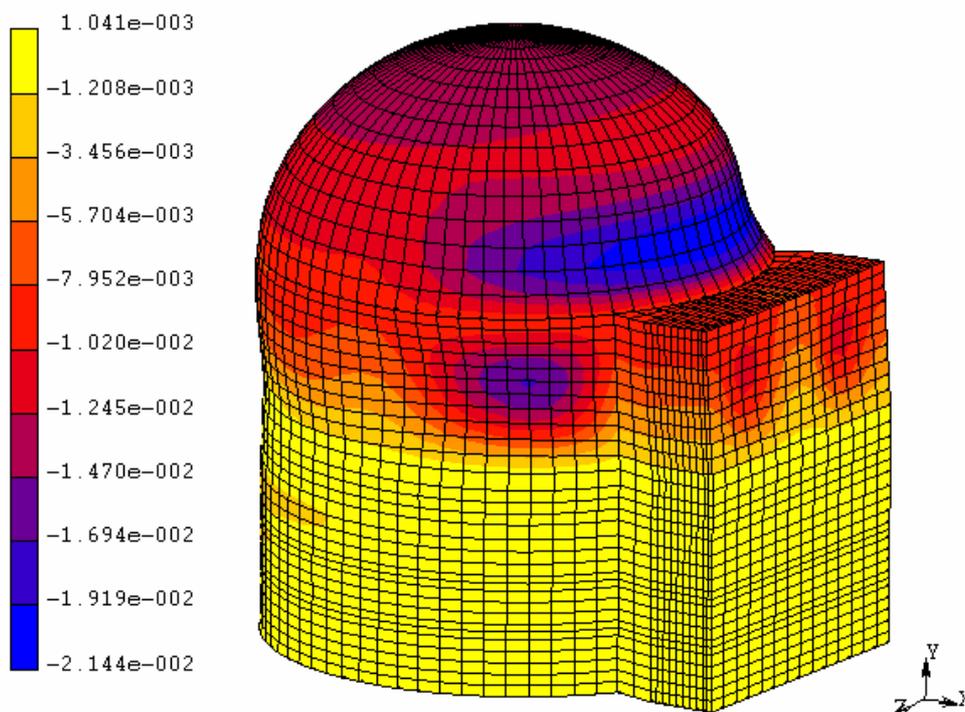


Figura 47: Spostamento orizzontale ( $H_{\max}=15$  m).

**4) Caso BFE = 20 m**

I risultati ottenuti nell'ipotesi di altezza dell'onda pari a 20 m mostrano che le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido inducono tensioni massime dell'ordine di 30 MPa: tali valori risultano in alcune zone pari o superiore al limite ultimo di elasticità in trazione del cemento armato. La distribuzione delle tensioni indica pertanto che alcune zone del RB iniziano a subire fenomeni di danneggiamento locale (Fig. 48). Lo spostamento maggiore, invece, è risultato circa 5 cm e localizzato nella parte centrale del dome (Fig. 49): il RB si comporta come una trave a mensola.

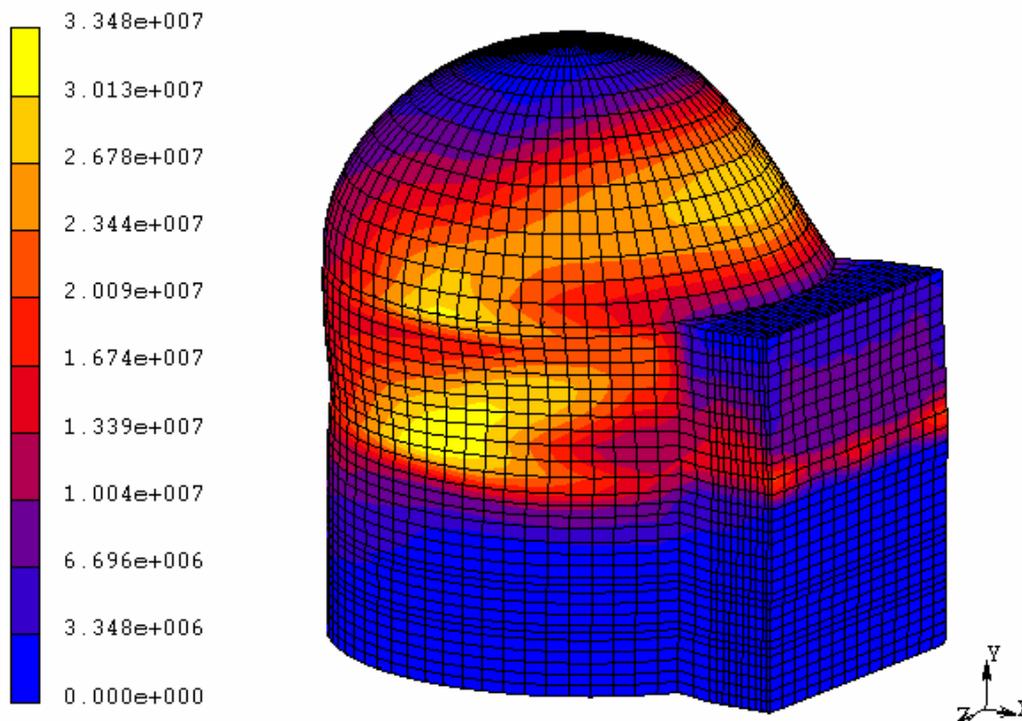


Figura 48: Andamento della tensione equivalente di Von Mises ( $H_{max}=20$  m).

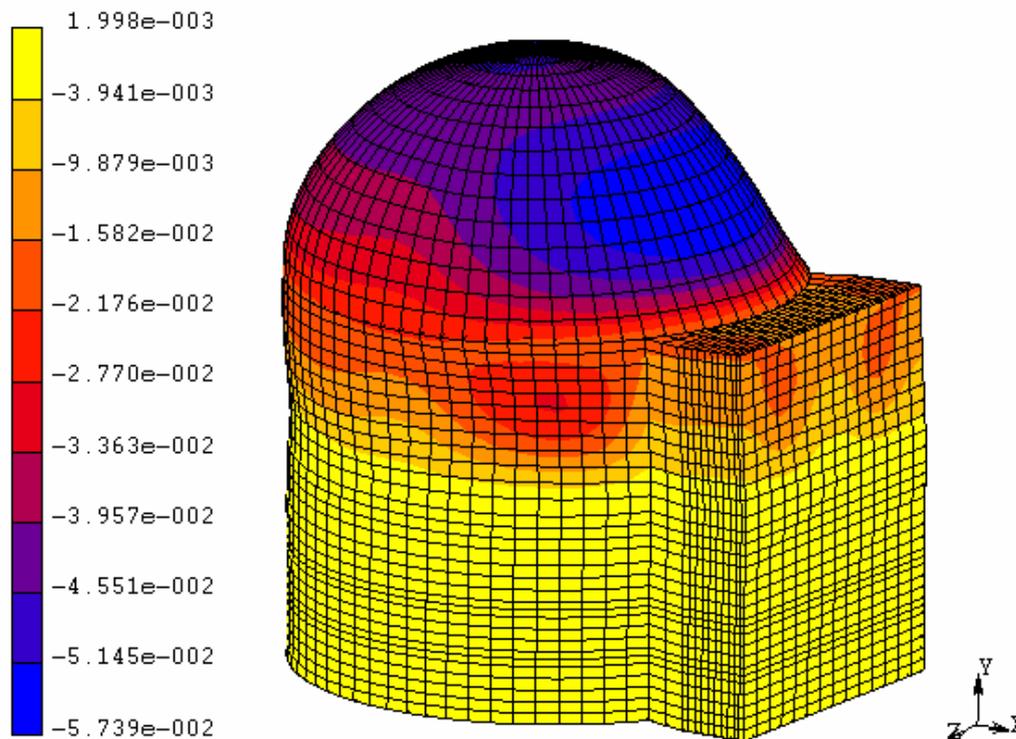
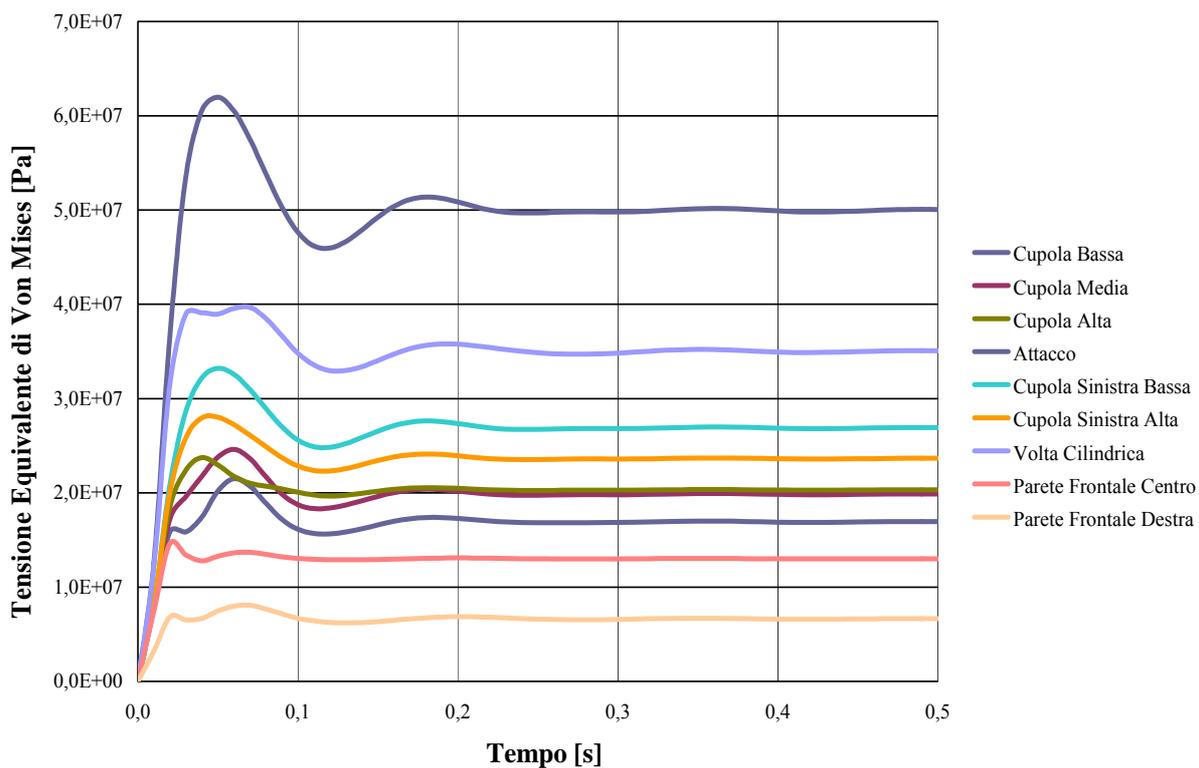


Figura 49: Distribuzione dello spostamento orizzontale ( $H_{\max}=20$  m).

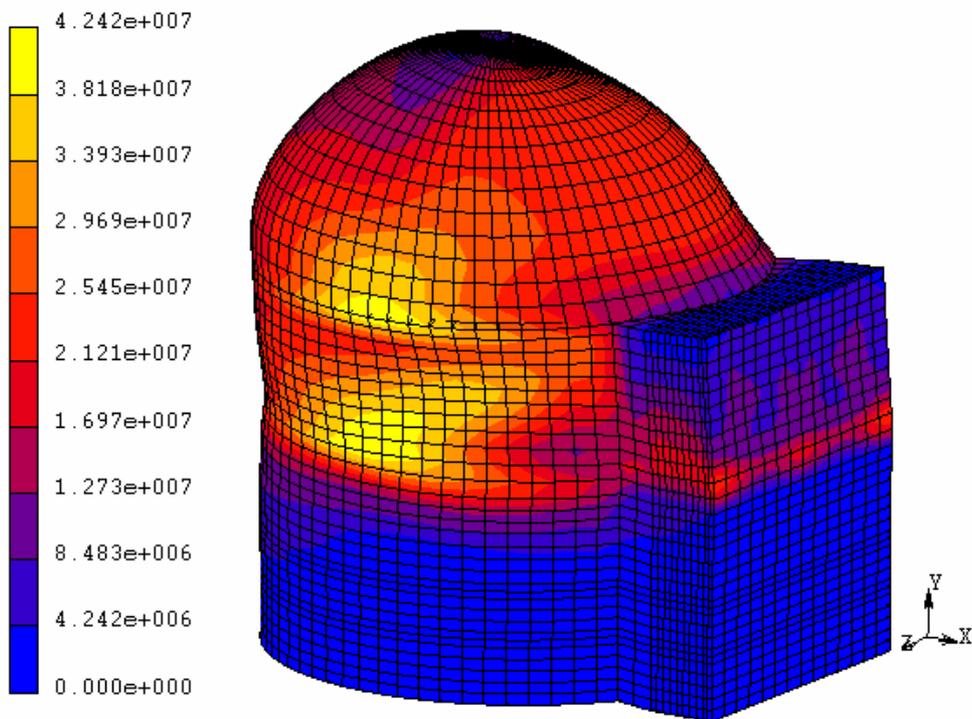
### 5) Caso BFE = 23 m

I risultati ottenuti nell'ipotesi di altezza dell'onda pari a 23 m, altezza che comporta la completa sommersione dell'impianto considerato, mostrano che le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido inducono tensioni massime dell'ordine di 40 MPa, sebbene la struttura si globalmente soggetta ad un valor medio di tensione inferiore, come visibile in Fig. 50. Tali tensioni indicano che parte della parete del RB inizia a subire fenomeni di danneggiamento locale, quale ad es. la formazione di cricche.

Infine è stato osservato che il valore massimo dello spostamento totale, indotto da un'onda di flooding/tsunami di altezza maggiore di 20 m, è risultato circa pari a 6 cm e localizzato nel dome.



(a)



(b)

Figure 50 a, b: Andamento (a) e distribuzione (b) della tensione di Von Mises ( $H_{max}=23$  m).

## 7. Conclusioni

Nel presente studio sono stati esaminati i progetti di reattori SMR ad oggi in fase di studio e/o sviluppo concettuale o in fase di progetto preliminare, con particolare riferimento a quelli che sembrano avere maggiori possibilità di raggiungere fasi di sviluppo e realizzazione industriale sia per il tipo di concetto che per le scelte politiche e finanziarie dei Paesi in cui sono proposti/promossi.

In particolare modo, dal punto di vista tecnico scientifico, nella scelta dei tipi di SMR da esaminare si è fatto riferimento alle caratteristiche di sicurezza (previste o da adottare), di ridotta complessità e dimensioni del progetto, di manutenzione (qualora informazioni in merito siano state reperite in letteratura) e di efficienza energetica.

Gli SMRs più importanti, secondo la recente classificazione IAEA, sono stati preliminarmente confrontati da un punto di vista dello sviluppo tecnologico e delle potenzialità di sviluppo e costruzione (secondo quanto indicato dalla US NRC e dalle industrie di settore, gli SMR di cui si prevede la realizzazione nel breve periodo e che sono: W-SMR, m-Power, Nu-Scale, BREST ed ALFRED), in stretta connessione come è stato già accennato con i finanziamenti disponibili per la realizzazione di uno o più esemplari di essi.

Occorre sottolineare che i vari SMRs, che sono stati analizzati, sono stati scelti tenendo conto anche delle valutazioni fatte dagli Enti e dalle Organizzazioni Internazionali ed in base alle informazioni scientifiche documentate e disponibili in letteratura, perché per alcuni di essi non sono tuttora reperibili i dati necessari per una valutazione affidabile indipendente poiché non è ancora sufficientemente dettagliata/sviluppata la progettazione del reattore o dei suoi SSCs o mancano alcune informazioni essenziali relative al BOP di tali SMRs.

Per poter valutare concretamente (nell'ambito di futura seconda parte del presente programma di lavoro) l'adeguatezza dei progetti di reattore prescelti e le possibilità di impiego a tal fine dei mezzi disponibili, in quanto segue è stato analizzato preliminarmente il comportamento dinamico di un SMR (capacità di resistenza delle strutture più importanti per la sicurezza del reattore a fronte di eventi esterni eccezionali BDBAs), quale il già citato reattore IRIS, utilizzando l'approccio deterministico (simulazione numerica) in modo da valutare gli effetti più rilevanti ai fini della sicurezza dell'impianto indotti da un evento esterno naturale, quali il sisma, il flooding/tsunami o eventi naturali eccezionali, secondo le indicazioni/disposizioni WENRA e Comunitarie emanate a fronte dell'incidente catastrofico di Fukushima del 2011.

In particolare l'attenzione è stata rivolta, a titolo di esempio preliminare e più rilevante, al sistema di contenimento esterno che costituisce fisicamente l'ultima barriera di sicurezza capace di prevenire rilasci di radioattività all'ambiente esterno e alla popolazione.

Si ribadisce ancora che la metodologia proposta per valutare la risposta globale dell'impianto si è basata sulle prescrizioni ed indicazioni delle normative internazionali vigenti: nel presente studio è stato applicato, come già detto, un approccio "neo-deterministico" con l'intento di valutare la capacità resistente del reattore nel caso di un evento naturale base di progetto, quale il flooding o il terremoto, di intensità superiore al limite di progetto, o lo tsunami, o la combinazione di entrambi.

In ottemperanza alle disposizioni comunitarie indicate nel documento finale sugli stress tests, il carico accidentale indotto dall'evento esterno è stato incrementato progressivamente in modo da valutare ad ogni incremento la risposta dinamica dell'impianto.

Gli effetti strutturali indotti dall'onda di flooding/tsunami sono stati studiati ipotizzando, quindi, differenti altezze dell'onda e calcolando per ognuna di esse i valori di pressione corrispondenti che sono stati utilizzati come input nelle simulazioni numeriche.

Al variare dell'altezza dell'onda varia anche la superficie interessata della struttura su cui si esercita la forza di pressione delle onde: tale superficie è, ovviamente, solo quella esposta al fronte di avanzamento del fluido, pertanto nelle valutazioni effettuate la superficie ad essa opposta viene considerata in una condizione ideale di "depressione" (ipotesi che la parte posteriore dell'edificio esposta al fronte d'onda rimanga asciutta nell'istante in cui inizia l'inondazione).

Le differenti altezze d'onda (BFE) considerate nel presente studio sono state:

- 1) BFE = 5 m;
- 2) BFE = 10 m;
- 3) BFE = 15 m;
- 4) BFE = 20 m;
- 5) BFE = 23 m (tale altezza rappresenta la completa sommersione del RB);

I fenomeni idrodinamici principali associati all'azione delle onde sono stati analizzati utilizzando le pressioni idrodinamiche corrispondenti e le forze di impatto, la cui intensità è funzione della velocità, dell'altezza dell'onda e della quantità di detriti trasportati.

Le forze di impatto relative a questi ultimi (alcuni dei quali possono essere considerati "missili" veri e propri data l'elevata rigidità che, generalmente, li contraddistingue) non sono stati considerati nella presente fase dello studio così come i fenomeni secondari riconducibili ad essi ed i

danneggiamenti conseguenti alla totale immersione dell'impianto stesso e delle strutture murarie degli edifici non nucleari.

I risultati e gli aspetti più importanti della valutazione preliminare degli effetti indotti da un flooding/tsunami sono stati quindi presentati ed analizzati criticamente.

I risultati ottenuti nell'ipotesi di altezza dell'onda pari a 20 m hanno mostrato che le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido inducono in alcune zone del RB valori di tensioni di Von Mises massimi che possono raggiungere 30 MPa circa.

Tale risultato appare ancora più evidente nel caso di BFE pari a 23 m, in cui l'altezza dell'onda comporta la completa sommersione dell'impianto considerato.

Infatti le sollecitazioni esercitate dalla pressione del fluido inducono valori di tensione locali massimi dell'ordine di 40 MPa, sebbene la struttura sia globalmente soggetta ad un valor medio di tensione inferiore (come visibile nella precedente Fig. 50), pari a circa 25MPa. Tale valore di tensione indica che in alcune zone la parete del RB potrebbe iniziare a subire fenomeni di danneggiamento locale del calcestruzzo, quali la formazione di cricche o micro-fessurazioni, ecc., che comunque globalmente non comportano la perdita di integrità del sistema di contenimento.

Per quanto riguarda i valori degli spostamenti relativi calcolati in varie parti del RB (sebbene lo studio abbia avuto essenzialmente lo scopo di una verifica di fattibilità con i mezzi e le competenze disponibili) è stato osservato che la parte della struttura che subisce lo spostamento maggiore è la cupola (dome) del RB nel caso in cui l'altezza dell'onda di tsunami superi i 20 m. Tale spostamento risulta maggiore rispetto a quello calcolato nei casi precedenti (BFE < 20 m) evidentemente a causa della maggiore altezza di applicazione del carico di pressione e degli effetti flessionali da esso indotti.

Infine i risultati ottenuti, seppur preliminari e nelle ipotesi adottate con riferimento al reattore IRIS, hanno sottolineato il ruolo fondamentale della struttura e geometria dei sistemi di contenimento la cui sollecitazione è risultata, come era prevedibile, dipendente dall'altezza dell'onda di flooding ed agli effetti della pressione idrodinamica esercitata sulle pareti.

Ulteriori sviluppi futuri sono auspicabili per questo studio in modo da poter considerare appieno l'impatto delle onde, mediante un'opportuna analisi di più completa interazione fluido-struttura, nonché il già citato effetto dei detriti trasportati dallo tsunami, due aspetti entrambi fondamentali per poter valutare in maniera più completa le prestazioni dell'impianto nucleare considerato.

Inoltre, per limitare gli effetti e le conseguenze indotte dal flooding/tsunami, sarebbe anche interessante valutare l'influenza della "bunkerizzazione" degli edifici nucleari e non, dell'impiego di barriere ingegneristiche, da predisporre intorno all'impianto per limitare il rischio di

allagamento/sommersione a causa dell'innalzamento del livello delle onde, nonché l'impiego di SSCs capaci di prevenire, nel caso di questo tipo di incidenti, eventuali sovra pressioni nel sistema di contenimento e l'evoluzione dell'incidente stesso in un incidente di tipo "severo con la fusione del nocciolo ad alta pressione nonché di prevenire le esplosioni di idrogeno.

## 8. Riferimenti Bibliografici

- [1] IAEA, “Innovative Small and Medium Sized Reactors: Design Features, Safety Approaches and R&D Trends”, IAEA TEC-DOC-1451, 2005.
- [2] IAEA, “Advanced Nuclear Plant Design Options to Cope with External Events”, IAEA TEC-DOC 1487, 2006.
- [3] IAEA, “Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005: Reactors with Conventional Refuelling Schemes”, IAEA TEC-DOC 1485, 2006.
- [4] IAEA, “Status of Small Reactor Designs without On-site Refuelling”, IAEA TEC-DOC 1536, 2007.
- [5] Vladimir Kuznetsov, “Design and Technology Development Status and Common Design Considerations for Innovative Small and Medium Sized Reactors”, ICONE16, 11-15 May, 2008, Orlando, Florida, USA.
- [6] M. Hadid Subki, “Small and Medium-sized Reactor Technology for Small Electricity Grids”, INIG Workshop on Topical Issues of Infrastructure Development, 24-27 January 2012.
- [7] <http://www.world-nuclear.org/>
- [8] Nuclear Energy Agency, Current Status, Technical Feasibility and Economics of Small Nuclear Reactors, OECD NEA, 2011
- [9] IAEA, “Status of Small and Medium Sized Reactor Designs”, 2011
- [10] B&W, [http://www.babcock.com/products/modular\\_nuclear/](http://www.babcock.com/products/modular_nuclear/), Modular Nuclear Reactors
- [11] Sienicki, J.J., et al., “Status of development of the Small Secure Transportable Autonomous reactor (SSTAR) for Worldwide Sustainable Nuclear Energy Supply”, Paper 7218, Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), Nice, France, 13-18 May, 2007.
- [12] Daniel Ingersoll, “Overview and Status of SMRs Being Developed in the United States”, 10-14 October 2011, INPRO Dialog Forum on Common User Considerations for SMRs.
- [13] Daniel T. Ingersoll, “An overview of the safety case for small modular reactors”, Proceedings of the Small Modular Reactors Symposium, SMR2011, 28-30 September 2011, Washington, DC, USA.
- [14] AA. VV., “Design features to achieve defence in depth in small and medium sized reactors”, IAEA publications, 228 - 245, 2009.
- [15] A. Alemberti, “ELSY the European lead fast reactor”, Ansaldo Nucl., 1- 3; Generation IV site, 2009.

- [16] <http://www.gen-4.org/Technology/systems/lfr.htm>, AA. VV., Gen IV international forum, 175- 177, 2009.
- [17] Cinotti, L., et al., “The ELSY Project”, Proceeding of Intl. Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR), Interlaken, Switzerland, 14-19 September 2008
- [18] L. Cinotti, C.F. Smith and H. Sekimoto, “Lead-Cooled Fast Reactor (LFR): Overview And Perspectives” GIF Symposium , Parigi, 9-10 September 2009.
- [19] C. W. FORSBERG, “Molten Salt Reactors (MSRs),” Proc. Americas Nuclear Energy Symposium, ANES 2002, Miami, Florida, October 16–18, 2002, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois, 2002.
- [20] ENSREG, Stress tests performed on European nuclear power plants, Stress Test Peer Review Board, 2012.
- [21] National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention, NIED, Digital Strong-Motion Seismograph Network [www.kik.bosai.go.jp](http://www.kik.bosai.go.jp).
- [22] The Tokyo Electric Power Company, Inc., “Fukushima Nuclear Accident Analysis Report (Interim Report)”, Dicembre 2011.
- [23] Ki Sig Kang, “Fukushima Daiichi NPP”, 23rd Meeting of the Technical Working Group on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, 24-26 Maggio 2011, Vienna.
- [24] US NRC, “Tsunami Hazard Assessment at Nuclear Power Plant Sites in the United States of America “,Report finale, Marzo 2009.
- [25] International Tsunami Information center, USA, <http://itic.ioc-unesco.org/index.php>.
- [26] Forasassi G., Lo Frano R., Analysis of the external events effects in relation to the stress tests requirements, ENEA-CERSE-UNIPI RL 1555/2011, 2011.
- [27] National Geophysical Data Center/ World Data Center (NGDC/WDC) Global Historical Tsunami Database, USA ([http://www.ngdc.noaa.gov/hazard/tsu\\_db.shtml](http://www.ngdc.noaa.gov/hazard/tsu_db.shtml)).
- [28] F. Leone, F. Lavigne, R. Paris et al., “A spatial analysis of the December 26th, 2004 tsunami-induced damages: Lessons learned for a better risk assessment integrating buildings vulnerability”, Applied Geography, 31, 363-375, 2011.

- [29] G.A. Papadopoulos and F. Imamura, “A Proposal for a New Tsunami Intensity Scale”, Proceedings of IUGG Intl. Tsunami Symposium, Seattle, Washington, 7-10 Agosto 2001.
- [30] Tonkin S., H. Yeh, F. Kato, and S. Sato, “Tsunami Scour Around a Cylinder”, Journal of Fluid Mechanics n° 496, pp. 165-192, 2003.
- [31] Yeh H., I. Robertson, and J. Preuss, “Development of Design Guidelines for Structures that Serve as Tsunami Vertical Evacuation Sites”, Washington Division of Geology and Earth Resources, Open File Report 2005-4, Nov. 2005.
- [32] Mastronuzzi G. and P. Sansò. “Boulders Transport by Catastrophic Waves Along the Ionian, Marine Geology, vol. 170, Issues 1–2, 30 October 2000, pp 93–103.
- [33] Chopra A.K., “Dynamics of Structures: Theory and Applications to Earthquake Engineering”, Seconda edizione, New Jersey, 1995.
- [34] ASCE Standard, Minimum design loads for buildings and other structures, ASCE/SEI 7-10, 2010;.
- [35] M. D. Carelli et al., The Design and Safety Features of the IRIS Reactor, Nuclear Engineering and Design, 230, 151-167 (2004)
- [36] R. Lo Frano, G. Forasassi, Preliminary evaluation of aircraft impact on a near term nuclear power plant, Nuclear Engineering and Design, 241 (2011), 5245–5250.

## 9. Curriculum Scientifico del gruppo di ricerca

L'attività di ricerca presentata in questo documento è stata svolta dal gruppo di ricerca CIRTEN-Università di Pisa guidato dal Prof. G. Forasassi e costituito da: Dr. R. Lo Frano, Dott. V. Baudanza e Dott. F. Orlandi.

- Il prof. Giuseppe Forasassi, è stato Docente di Disegno Meccanico e di Costruzioni di Autoveicoli per oltre 10 anni, Prof. Associato ed Ordinario di Progetti e Costruzioni Nucleari, Docente al Corso di Specializzazione ed al Dottorato in Ingegneria Nucleare ed alla Scuola di Specializzazione in Protezione e Sicurezza Industriale, è attualmente Docente di Impianti Nucleari e di Tecnica delle Costruzioni Meccaniche Chimiche e Nucleari nei corsi di Laurea/Laurea Specialistica in Ingegneria Nucleare ed in Ingegneria della Sicurezza Nucleare ed Industriale, nonché docente al corso di Progettazione di Impianti complessi fin dalla sua istituzione nel corso di Laurea in Ingegneria Nucleare e della Sicurezza.

L'attività di ricerca svolta in oltre 35 anni dal prof. Forasassi (documentata in oltre 150 pubblicazioni) ha riguardato essenzialmente lo studio dei problemi di sicurezza e di progetto di componenti degli impianti complessi e nucleari, la sicurezza del trasporto e dello stoccaggio di materiali radioattivi (settore nel quale è anche titolare di un brevetto internazionale ed è responsabile della Stazione di Prova per contenitori che ha realizzato presso l'Università di Pisa con il contributo dell'ENEA) e/o pericolosi e l'analisi di strutture per la protezione e la sicurezza sia nel settore nucleare che in quello industriale.

Nell'ambito dell'attività di ricerca suddetta il Prof. Forasassi è stato (ed è tuttora) responsabile di numerosi contratti di ricerca, anche di consistente importo, con Enti pubblici ed Industrie private, nonché in ambito di Programmi di ricerca comunitari (4th, 5th, 6th e 7th FWPs), e coordinatore nazionale di programmi di interesse nazionale (PRIN) in ambito MIUR in cui è coinvolta la maggioranza delle sedi universitarie nazionali interessate al settore nucleare .

Il prof. Forasassi è (o è stato) membro del Consiglio Direttivo di diverse Associazioni Scientifiche e Tecniche come AIN-SNI (It. Nuclear Society, di cui è vicepresidente), DYMAT , ATA (Automotive Technical Ass.), è membro di ESRA, UIT e membro del Conf. Committee dell'ENS, WNU, è o è stato chairman o membro del comitato scientifico di Conferenze nazionali ed internazionali ed è stato membro di gruppi di lavoro e commissioni internazionali in sede IAEA e EU e Consulente della Commissione di inchiesta per l'Uranio Depleto del Senato della Repubblica. Il prof. Forasassi è attualmente Presidente del Consorzio nazionale CIRTEN (Consorzio Interuniversitario per la

Ricerca Tecnologica Nucleare) a cui l'Università di Pisa partecipa fin dalla fondazione nel 1994, insieme ai Politecnici di Milano e Torino ed alle Università di Padova, Palermo e Roma-La Sapienza.

- Il Dr. Ing. Rosa Lo Frano si è laureata in Ingegneria Nucleare presso l'Università di Pisa nel 2004. Nel 2008 ha conseguito il Dottorato di Ricerca in Ingegneria Nucleare presso l'Università di Pisa. Nel 2007 ha vinto il Premio ENEN Ph.D, come migliore studente di dottorato nel campo della ricerca nucleare, mentre nel 2009 ha ricevuto una menzione speciale e premio da parte della ASME PVP. Dal 2007 è stata/è assistente-docente ai corsi di: Tecniche delle costruzioni meccanica, chimica e nucleari; Progettazione degli impianto complessi. Attualmente è Ricercatore presso la Facoltà di Ingegneria Nucleare dell'Università di Pisa.

Partecipa/ha partecipato ad importanti progetti italiani (PRIN 2007, SOGIN-Ansaldo) ed internazionali (programmi di ricerca comunitari 6th e 7th FWPs) oltre che essere membro di comitati internazionali quali NUGENIA, IGD-TP, INSOTEC, ASME/NED Committee 6 System, Structure, Components Design and Analysis, ecc.

L'attività di ricerca riguarda/ ha riguardato essenzialmente lo studio dei problemi di sicurezza degli impianti nucleari e delle sue strutture in condizioni normali ed incidentali, la progettazione di componenti, il trasporto e stoccaggio di materiale radioattivo, ecc ed è documentata da più di 50 pubblicazioni su riviste e atti di congressi internazionali di settore (<http://arp.unipi.it/listedoc.php?lista=ALL&ide=11443&ord=C>).

- L' Ing. Baudanza Vincenzo ha conseguito la laurea specialistica in Ingegneria Energetica presso l'Università di Pisa ed è attualmente assegnatario di una borsa di studio e di approfondimento presso il Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione dell'Università di Pisa che ha come oggetto: "Analisi delle principali problematiche di sicurezza di reattori nucleari di III e IV generazione". Ha partecipato a diversi workshop internazionali sul tema della sicurezza nucleare riguardante i reattori nucleari innovativi e di nuova generazione.

- L' Ing. Orlandi Francesco ha conseguito la laurea specialistica in Ingegneria Nucleare presso l'Università di Pisa ed è attualmente assegnatario di una borsa di studio e di approfondimento presso il Dipartimento di Ingegneria Meccanica, Nucleare e della Produzione dell'Università di Pisa sulle tematiche della sicurezza nucleare.