



**Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma**  
**Commissione Ricerca e Reattori Innovativi**  
**Area Nucleare**

**Seminario**

**“L’Intelligenza Artificiale per il Nucleare e il Nucleare per  
l’Intelligenza Artificiale.  
*Un cammino comune verso il futuro*”**

**I reattori nucleari da fissione di nuova generazione; le  
loro applicazioni e la loro resilienza nell’ambito di un  
mix energetico bilanciato**

**A cura dell'Ing. Alessandra Di Pietro**

*Giovedì, 22 gennaio 2026*

# Indice degli argomenti

- Il reattore nucleare a fissione e la reazione di fissione a catena;
- Il fattore di moltiplicazione e il controllo della reazione nucleare di fissione nel reattore nucleare;
- La classificazione dei principali reattori nucleari;
- Gli elementi essenziali del reattore nucleare;
- Reattore nucleare PWR – struttura e funzionamento;
- Reattore nucleare BWR – struttura e funzionamento;
- Layout di una centrale nucleare di potenza ad acqua pressurizzata PWR;
- Il circuito primario di un impianto nucleare di potenza con reattore ad acqua pressurizzata PWR;
- Aspetti ingegneristici e di sicurezza nella progettazione del reattore nucleare a fissione;
- La sicurezza negli impianti nucleari: la difesa in profondità;
- Aspetti di rilevante importanza e di resilienza di un impianto nucleare per la produzione di energia elettrica nel contesto energetico;
- Requisiti generali per la localizzazione di una centrale nucleare;
- Aspetti tecnologici generali degli SMR
- SMR refrigerati ad acqua leggera: principali caratteristiche tecnologiche;
- Confronto tra un reattore PWR tradizionale e un reattore SMR di tipo integrale PWR;
- SMR refrigerati ad acqua leggera;
- Reattore SMR NuScale;
- I sistemi di sicurezza del reattore NuScale;
- Dati principali del progetto NuScale;
- Reattore SMR CAREM;
- Reattore CAREM - ulteriori caratteristiche di sicurezza;
- Dati principali del progetto CAREM;
- Reattore SMR KLT-40S;
- Reattori nucleare refrigerati a gas: principali caratteristiche tecnologiche;
- Reattore nucleare SMR a gas HTR-PM (pebble bed);
- Reattore SMR a gas HTR-PM (pebble bed): caratteristiche di sicurezza;
- Reattori SMR a metalli liquidi: principali caratteristiche tecnologiche;
- Reattori SMR a sali fusi: principali caratteristiche tecnologiche.

# Il reattore nucleare a fissione e la reazione di fissione a catena

**Il reattore nucleare a fissione è un sistema tecnologico** facente parte di un impianto nucleare a fissione (centrale nucleare), **dove si innesca, alimenta e controlla la reazione nucleare di fissione a catena.**

**La reazione nucleare di fissione, alla base del funzionamento del reattore nucleare a fissione, consiste nella scissione di un nucleo sotto «bombardamento» neutronico.**

**Il rilevante quantitativo di energia (e calore) generato al suo interno viene utilizzato, ai fini civili, per la produzione, nell'impianto nucleare, di energia elettrica e/o energia termica.**

**La reazione a catena** può essere considerata **una successione di reazioni di fissione di nuclei.**

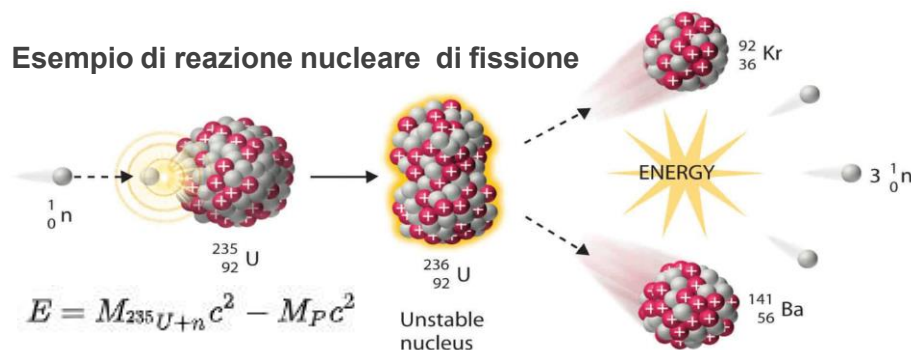
**Si realizza se esistono le condizioni «favorevoli», affinché il processo a catena riesca ad autosostenersi, ossia se uno dei neutroni generati da una fissione sarà in grado di fissionare un ulteriore nucleo di  $^{235}\text{U}$ .**

Ad esempio, **un nucleo di  $^{235}\text{U}$ , «colpito» da un neutrone, si spezza in 2 nuclei più leggeri**, aventi masse diverse ma simili (chiamati **frammenti di fissione**), che a loro volta emetteranno per decadimento altre **radiazioni (beta, gamma, etc.)**, dando origine ai **prodotti di fissione**.

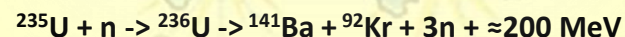
**Verranno emessi anche 2 o più neutroni** (in media, circa 2,5) con una energia elevata di circa 2MeV.

**Dalla reazione si libera una notevole energia.**

**Per ogni fissione sono rilasciati circa 200 MeV di energia (pari a  $3,2 \cdot 10^{-11}$  Joule).**



~ 178 MeV: frammenti di fissione;  
~7 MeV: radiazioni  $\beta$  ;  
~6 MeV: radiazioni  $\gamma$  ;  
~10 MeV: neutroni ed altre radiazioni.



L'energia «generata» per ogni fissione sarà rilasciata in gran parte istantaneamente, soprattutto come energia cinetica, in parte sarà «immagazzinata» come energia potenziale, per i decadimenti successivi.

# Il fattore di moltiplicazione e il controllo della reazione nucleare di fissione nel reattore nucleare

Il processo di fissione si genera nel reattore nucleare (in inglese vessel), più precisamente al suo interno, nel nocciolo (in inglese core) dove è alloggiato il combustibile nucleare (parte in rosso in figura).

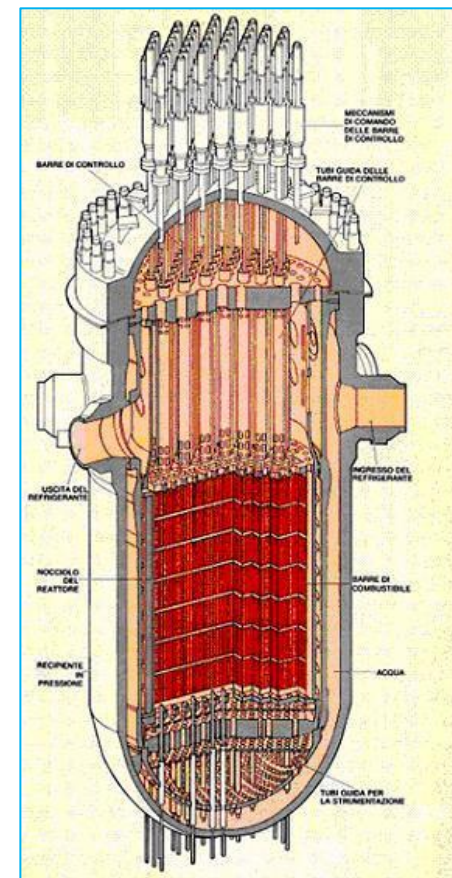
Un ruolo fondamentale viene svolto dai neutroni che, oltre a consentire la reazione a catena, hanno il ruolo di autosostenerla.

Se si riesce a tenere il numero dei neutroni presenti in una generazione uguale a quello dei neutroni della generazione precedente, il processo di fissione risulta stabile.

- **La stabilità del sistema** si verifica quando la **quantità di materiale fissile**, la **geometria** e i **materiali di tutti i componenti del reattore**, consentono, in sicurezza, la massima efficienza nello sfruttare i neutroni generati e di raggiungere la massa critica, in corrispondenza della quale la reazione riesce ad autosostenersi.

- **K** è il **fattore di moltiplicazione** ed è il fattore di controllo della reazione di fissione.

Espresso come il rapporto tra i neutroni presenti in una generazione e i neutroni presenti nella generazione precedente. Il suo valore deve essere circa pari a 1 affinché ci sia il controllo della reazione a catena e dunque della potenza del reattore.



Schema reattore nucleare

$k < 1$  la reazione si ferma  
 $k = 1$  la reazione è stazionaria  
 $k > 1$  la reazione è divergente



# La classificazione dei principali reattori nucleari

I reattori nucleari a fissione possono classificarsi in relazione all'energia dei neutroni che provocano la fissione.

## REATTORI TERMICI

Utilizzano **neutroni lenti** ovvero «termici», **uranio naturale** o **arricchito** come combustibile ed un **moderatore**; **appartengono a questa tipologia la maggior parte dei reattori.**

Tra i reattori termici si distinguono:

- Reattori **refrigerati e moderati ad acqua leggera**: **PWR** (Pressurized Light-Water Reactor) e **BWR** (Boiling Water Reactor) con recipiente in pressione;
- Reattori tipo **CANDU** (*Canadian Deuterium Uranium*): reattori nucleari **ad acqua pesante (deuterio)** pressurizzata e uranio naturale o **RBMK** (Reattore di grande potenza a canali) con tubi in pressione (ogni gruppo di barre di combustibile è dotato di un circuito di refrigerazione indipendente ad acqua leggera o pesante);
- Reattori **refrigerati a gas**, in cui il refrigerante è un gas inerte (elio, azoto,  $\text{CO}_2$ ), il moderatore **grafite**.

## REATTORI VELOCI

Utilizzano **neutroni veloci**, ovvero ad **alta energia**, per sostenere la reazione a catena, **combustibile arricchito** e possono essere concepiti in modo da risultare autofertilizzanti ossia in grado di produrre più materiale fissile di quello che consumano con evidente vantaggio in termini di economia del combustibile. Per questi reattori, che **non hanno moderatore, non si può usare l'acqua come refrigerante** per le sue elevate capacità di moderazione dei neutroni; **si utilizzano sostanze come i metalli liquidi ad elevato numero atomico che garantiscono un elevato scambio termico.**

# Gli elementi essenziali del reattore nucleare

## ELEMENTI DEL REATTORE NUCLEARE (a titolo esemplificativo ed in generale)

- ❑ **Combustibile;** Il combustibile nucleare è costituito da elementi fissili  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  ed elementi fertili che possono trasformarsi in fissili in seguito a reazioni nucleari all'interno del reattore, ad esempio  $^{238}\text{U}$ (fertile). **In genere si trova nella forma di barre**, comprendente il materiale fissile in cui si generano i neutroni atti a innescare e a mantenere la reazione di fissione.
- ❑ **Moderatore;** preposto al rallentamento dei neutroni (se si usa materiale fissile).
- ❑ **Refrigerante;** preposto alla rimozione del calore generato (un liquido, un vapore, una miscela bifase liquido-vapore o un gas).
- ❑ **Riflettore;** preposto, soprattutto nel caso dei reattori veloci (a neutroni veloci) a reindirizzare all'interno del nocciolo i neutroni che tendono a sfuggire.
- ❑ **Barre di controllo;** preposte al controllo della reattività ovvero della potenza (contengono materiale che assorbe i neutroni) e nella configurazione classica del reattore (ad esempio il reattore ad acqua pressurizzata - PWR) poste nella parte superiore del reattore.
- ❑ **Materiale strutturale;** garantisce la integrità fisica del reattore.

**L'equilibrio di tutti gli elementi presenti nel reattore (vessel e core), il loro controllo e la loro regolazione, permettono il mantenimento e il controllo del processo di fissione.**

# Reattore nucleare PWR – struttura e funzionamento

Il reattore PWR, in generale, è schematicamente costituito da un contenitore in acciaio a pressione (vessel) di forma cilindrica con estremità emisferiche e con testa flangiata rimovibile per le operazioni di ricarica del combustibile.

Al suo interno si trova il **nocciolo (core)** dove avviene il **processo di fissione nucleare** e dove si genera la **generazione di potenza termica**.

Il nocciolo è costituito essenzialmente da elementi di combustibile di Uranio ( $^{238}\text{U}$  arricchito in  $^{235}\text{U}$  mediamente circa al 3 - 5% nella formulazione di ossido di uranio per favorire maggiormente il processo di fissione), in generale parti modulari identiche ovvero barrette dell'ordine delle centinaia e può avere un diametro dell'ordine dei metri, all'incirca uguale all'altezza.

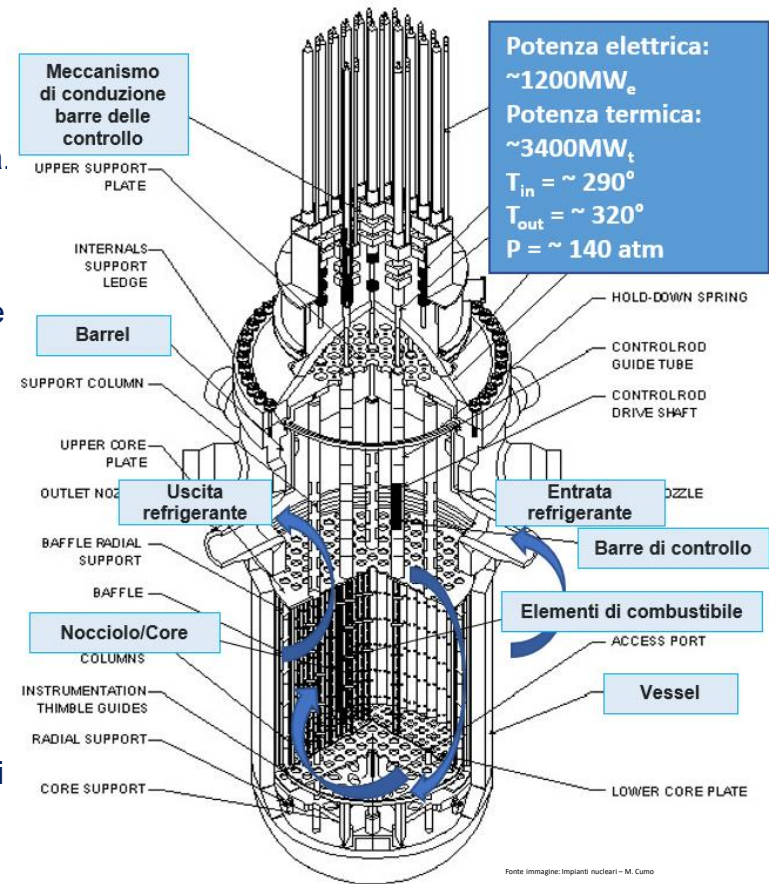
Al numero di elementi di combustibile è proporzionale la potenza termica ed elettrica del reattore

Il nocciolo è sommerso in maniera distribuita dal fluido refrigerante (in questo caso, acqua) che può fungere anche da moderatore.

Uno schermo termico, tra il core e il vessel, attenua i raggi gamma e il flusso neutronico veloce di fuga dal nocciolo e protegge il vessel dallo stress termico e dagli effetti delle radiazioni.

Il fluido refrigerante del circuito primario entra dai bocchelli di ingresso in flusso discendente tra il vessel e il barrel, si raccoglie nel plenum inferiore del reattore e attraversa il nocciolo, quindi gli elementi di combustibile, in flusso ascendente fino ad arrivare alla parte superiore dove esce dai bocchelli di uscita asportando il calore generato dalla fissione per andare al generatore di vapore e nel circuito secondario.

Le barre di controllo, contenendo materiale che assorbe i neutroni, svolgono l'azione di regolazione della potenza del reattore ossia della sua reattività e sono, in questo caso, regolate da un meccanismo posto nella parte superiore del vessel.



*Schema di un reattore ad acqua pressurizzata PWR. Questa tipologia di reattore rappresenta la più diffusa nella progettazione nucleare*



# Reattore nucleare BWR – struttura e funzionamento

Il reattore BWR, in generale, è schematicamente costituito da un **contenitore in acciaio a pressione (vessel)** di forma **cilindrica** con testa rimovibile per le operazioni di ricarica del combustibile.

Al suo interno si trova il **nocciolo (core)** ove avvengono il **processo di fissione nucleare**, la **generazione di potenza termica e l'ebollizione dell'acqua**.

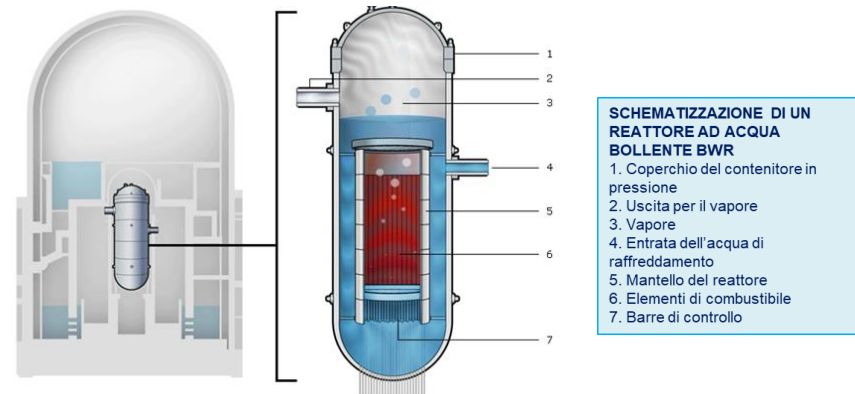
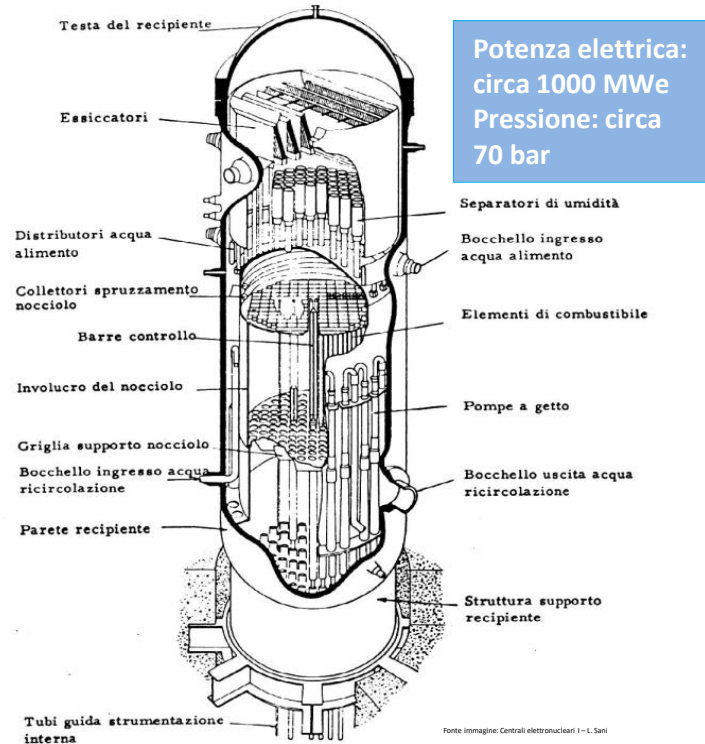
La miscela acqua-vapore prodotta all'interno del nocciolo passa attraverso i separatori di umidità e gli essiccatori, posti nella parte superiore del vessel, per abbassare la componente di umidità prima di uscire dal bocchello per andare direttamente in turbina.

Il nocciolo è costituito essenzialmente da elementi di combustibile ovvero barrette di Uranio ( $^{238}\text{U}$  arricchito in  $^{235}\text{U}$  nella formulazione di ossido di uranio per favorire maggiormente il processo di fissione). **A parità di potenza ad esempio 1000 MWe il volume del nocciolo di un BWR occupa un volume maggiore.**

**Al numero di elementi di combustibile è proporzionale la potenza termica ed elettrica del reattore**

**Il nocciolo è sommerso in maniera distribuita dal fluido refrigerante (in questo caso, acqua) che può fungere anche da moderatore.**

Le barre di controllo, contenendo materiale che assorbe i neutroni, svolgono l'azione di regolazione della potenza del reattore ossia della sua reattività e sono, in questo caso, regolate da un meccanismo posto nella parte inferiore del vessel. Le barre di controllo entrano dal fondo del recipiente a pressione e sono azionate da un meccanismo idraulico.

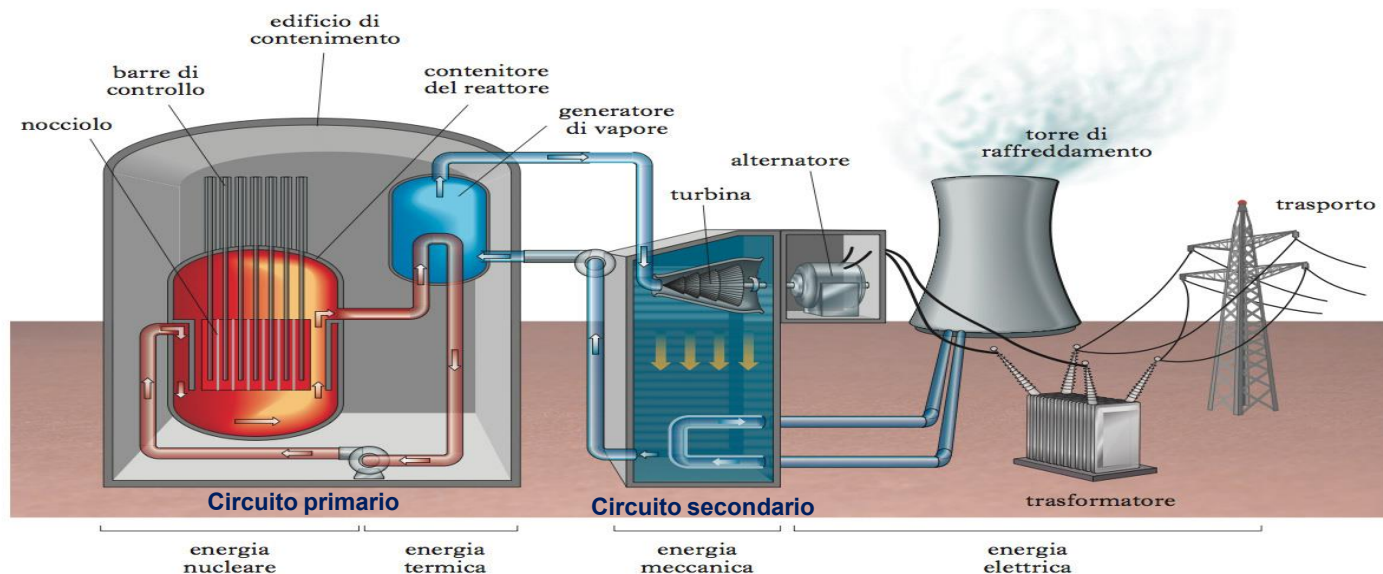




# Layout di una centrale nucleare di potenza ad acqua pressurizzata PWR

L'impianto nucleare di un reattore PWR (reattore ad acqua pressurizzata), come accennato, è schematicamente composto da due sistemi principali:

- ❑ **Circuito idraulico primario:** la parte dell'impianto **dove si trova il reattore** (contenitore in pressione dove è contenuto il **nocciolo ovvero il combustibile nucleare: uranio, plutonio, etc.**) e il **circuito di raffreddamento primario**, composto da **pressurizzatore, pompe di ricircolo e generatori di vapore**;
- ❑ **Circuito idraulico secondario:** la parte dell'impianto dove **il vapore generato viene portato in turbina per generare energia elettrica per poi essere condensato nel condensatore**. Il condensatore viene raffreddato da acqua in ciclo aperto o dalle torri di raffreddamento in ciclo chiuso.
- **Il reattore e il circuito primario** sono contenuti nell'**edificio reattore**, un edificio appositamente progettato per resistere qualsiasi eventualità, anche lo schianto di un aereo o il sisma di progetto più severo.



# Il circuito primario di un impianto nucleare di potenza con reattore ad acqua pressurizzata PWR

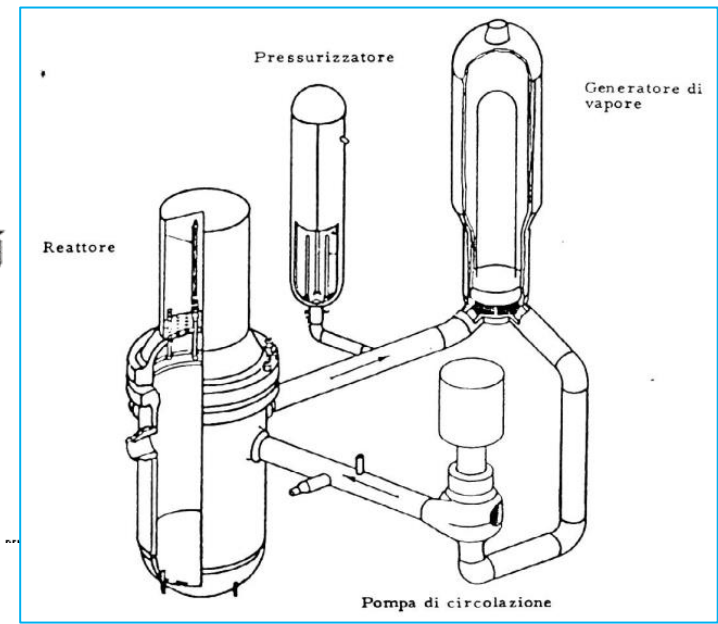
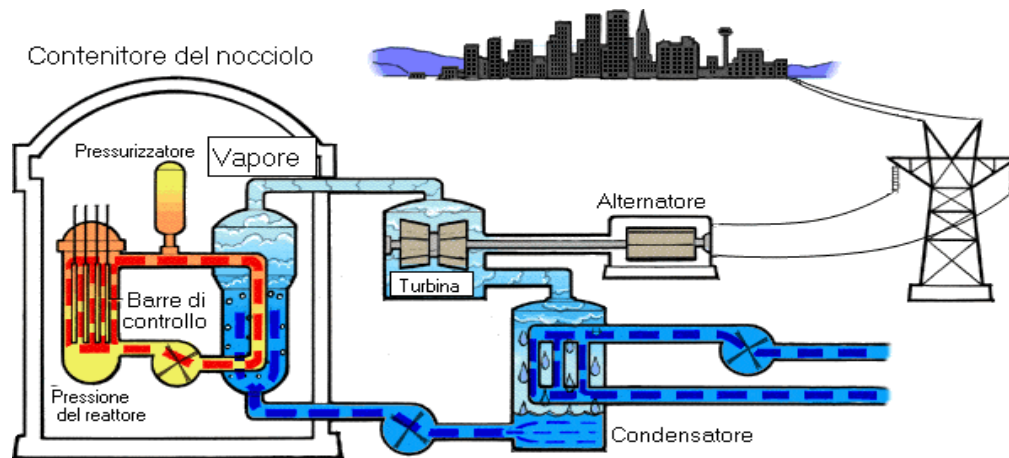
Il **fluido refrigerante** che scorre nel circuito primario si trova alla **pressione** di circa **140-160 bar**, in modo da poter **mantenere l'acqua liquida** anche alla temperatura di lavoro di **circa 320°C** che è la temperatura in uscita dal vessel. La temperatura in entrata al vessel è di **circa 290°C**.

Ci sono 4 penetrazioni principali (fino ad 8) con quattro pompe di ricircolo.

Sono posizionate al di sopra del livello del core in modo tale che se uno dei tubi si rompesse il nocciolo rimarrebbe comunque sommerso.

Tale geometria del progetto termoidraulico del reattore garantisce una inerzia termica costante e i massimi livelli di sicurezza.

Oltre alle pompe c'è un pressurizzatore, che ha il ruolo di mantenere costante la pressione all'interno del circuito e di regolare eventuali transitori di pressione.



Fonte immagine: Centrali elettronucleari I - L. Sani

# Aspetti ingegneristici e di sicurezza nella progettazione del reattore nucleare a fissione

Il reattore nucleare deve essere dimensionato in base alla sua potenza ovvero all'energia che si genera dalla reazione di fissione. La potenza termica prodotta deve essere rigorosamente bilanciata da quella asportata dal refrigerante.

Devono essere dimensionati, in un rapporto di equilibrio e compensazione, **il combustibile nucleare** (nocciolo) sorgente dei neutroni, **il refrigerante preposto all'asportazione del calore generato**, **il moderatore** (quando necessario) preposto al rallentamento dei neutroni, **i sistemi di controllo della reattività** e **il materiale strutturale**. Dato il forte rapporto di interdipendenza e di equilibrio richiesto tra gli elementi costituenti il reattore nucleare, la tecnica adottata per i calcoli del progetto nucleare è quella della separabilità e sovrapposizione degli effetti. Il risultato viene, poi, sempre implementato da fattori di sicurezza.

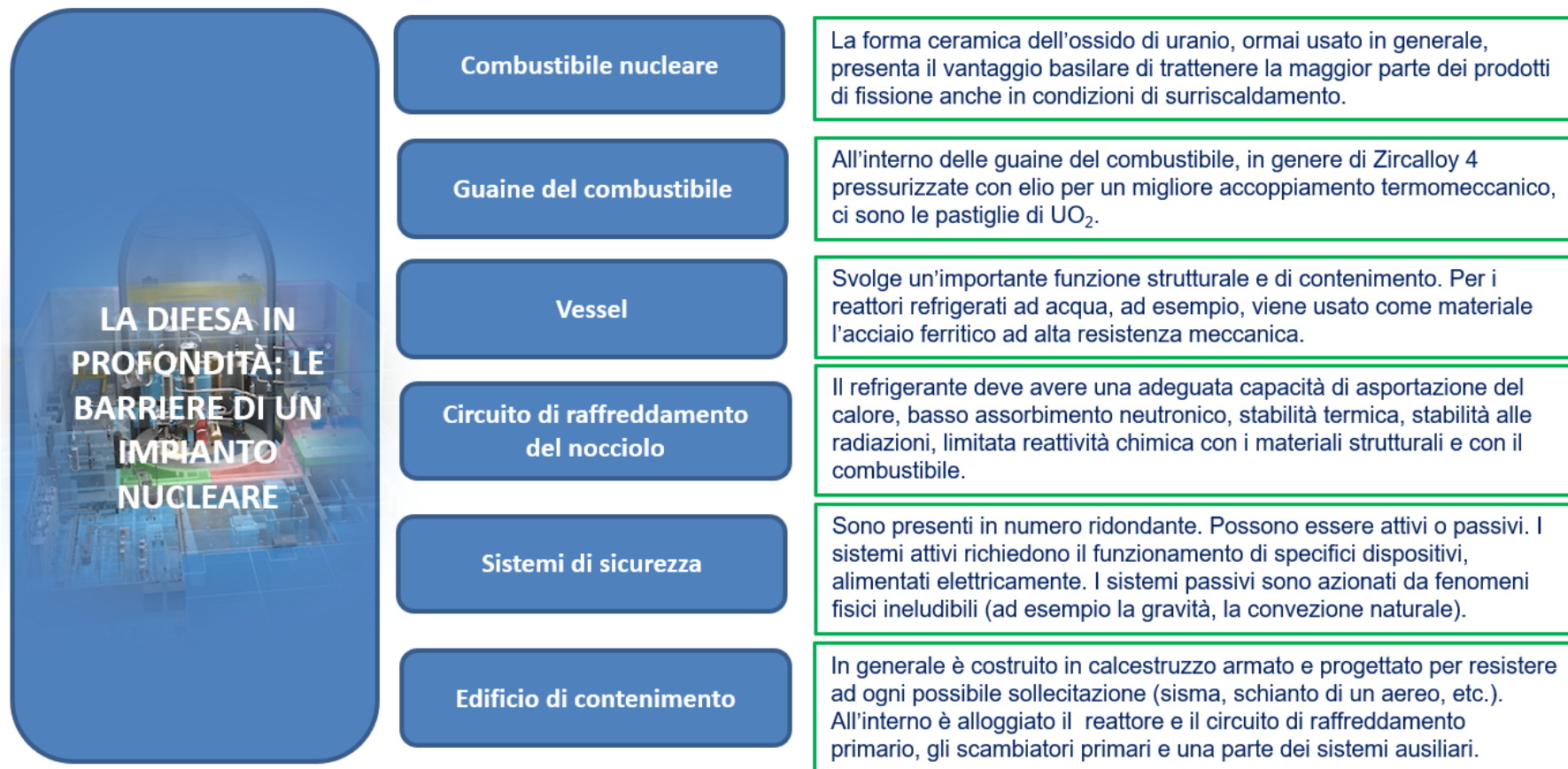
- ❑ **Mantenimento della reazione a catena** nel processo di fissione (controllo dei neutroni liberati durante il processo di fissione).
- ❑ **Calcolo e controllo della concentrazione isotopica** all'interno del reattore (prodotti di fissione e materiale fissile).
- ❑ **Calcolo e controllo del flusso neutronico** generato in relazione al volume di combustibile e quindi della **potenza termica**.
- ❑ **Controllo della reattività** (attraverso il calcolo del fattore di moltiplicazione  $K$ , che esprime il rapporto tra il numero di neutroni presenti in una generazione e quello della generazione precedente);
- ❑ **Feedback di reattività**.
- ❑ **Scelta dei materiali** e loro **dimensionamento** per lo **scambio termico**: combustibile, refrigerante, moderatore, etc..
- ❑ **Scelta dei materiali** per gli **elementi strutturali** del reattore (vessel) in grado di resistere a elevati stress termici e alla esposizione alla radioattività.

# La sicurezza negli impianti nucleari: la difesa in profondità

Numerose barriere, almeno quattro, ed un certo numero di sistemi che si frappongono tra il reattore e il circuito primario e l'esterno. Il concetto di sicurezza di difesa in profondità è insito in tutte le tipologie di reattore.

Scopo della sicurezza nucleare, è quello di preservare, attraverso l'applicazione di normative riconosciute al livello internazionale, da eventi, anche estremi, sia l'interno che l'esterno dell'impianto nucleare.

**Le strutture e i sistemi rilevanti sono realizzati in modo da mantenere integra la loro funzione anche dopo il peggior terremoto prevedibile assunto come «terremoto di progetto».**





# Aspetti di rilevante importanza e di resilienza di un impianto nucleare per la produzione di energia elettrica nel contesto energetico

I numerosi vantaggi, caratteristici della tecnologia nucleare preposta alla produzione di energia elettrica, comuni a tutte le tipologie di impianti nucleari, rendono questa tecnologia particolarmente **resiliente** ed **ampiamente utilizzata nel mondo** con positive ripercussioni dal punto di vista sociale ed economico.

## ASPETTI TECNICI ED ECONOMICI DI UN IMPIANTO NUCLEARE

Elevati standard di sicurezza

Sono garantiti dall'elevato livello di qualità che contraddistingue la progettazione e la costruzione di questi impianti e da attente valutazioni di impatto ambientale e da valutazioni ambientali strategiche.

Immissioni dirette di inquinanti  
in atmosfera pressoché nulle

Nel quadro generale della sicurezza nucleare si colloca la radioprotezione, il cui obiettivo è quello di assicurare, in ogni caso, attraverso un insieme di misure adeguate, la protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori.

Fattore di capacità di circa il 90%

Massima resa in termini energetici con il minor impiego di combustibile. Il fattore di capacità di un impianto nucleare, non è legato alle condizioni climatiche e geomorfologiche del territorio.

Ridotto impiego di superficie

Come ordine di grandezza, una centrale nucleare occupa qualche decina di ettari di terreno e lavora in sinergia con la grande rete di distribuzione di energia elettrica.

Durevolezza della tecnologia e  
basso costo del kW/h

La vita media di questa tecnologia è di circa 40-60 anni con un costo del kW/h competitivo rispetto ad altre tecnologie.

Processo tecnologico pianificato

Ogni step che porta alla realizzazione di un impianto nucleare è pianificato in fase progettuale: dal ciclo combustibile, alla fase di esercizio e manutenzione, al deposito per i rifiuti radioattivi.

# Requisiti generali per la localizzazione di una centrale nucleare

La localizzazione delle nuove centrali nucleari di potenza, nell'ambito di un mix energetico integrato, si basa su requisiti minimi necessari al loro funzionamento. Inoltre, **le aree del territorio nazionale**, in base a criteri predefiniti e condivisi anche a livello internazionale, dovranno essere, in via esemplificativa:

- caratterizzate dal punto di vista geotecnico, sismico, idrologico, meteorologico;
- valutate dal punto di vista di impatto ambientale rispetto alle aree soggette a vincoli naturalistici.

**La localizzazione delle centrali elettronucleari di potenza** richiede un'**analisi preventiva di criteri e requisiti tecnici e normativi**, condivisi anche a livello internazionale, **in base ai quali selezionare le aree idonee.**

Requisiti minimi necessari a titolo esemplificativo e in generale:

- presenza di sufficiente acqua per il raffreddamento;
- allaccio alla rete elettrica nazionale;
- idonee vie di accesso;
- fattibilità dal punto di vista geologico, sismico e geotecnico;
- fattibilità dal punto di vista idrogeologico e meteorologico;
- esclusione delle aree all'interno delle quali siano presenti attività umane estranee all'impianto nucleare (industrie, manufatti);
- esclusione delle aree all'interno delle quali possono verificarsi fenomeni naturali estremi, diversi dal sisma, quali alluvioni, frane, maremoti, di intensità tali da compromettere la sicurezza di funzionamento delle centrali;
- Area di rispetto attorno alla centrale ed una zona a bassa densità di popolazione con efficaci piani di emergenza ed evacuazione.

# Aspetti tecnologici generali degli SMR

I reattori modulari di piccola e media taglia utilizzano il processo fisico-nucleare della fissione nucleare e la loro potenza arriva fino a 700 MWe.

□ da 0 - 300 MWe (piccola taglia) da 300 - 700 MWe (media taglia).

Si basano su tutte le tecnologie di reattori nucleari (PWR, BWR, HTGR, LFR, SFR, MSR).

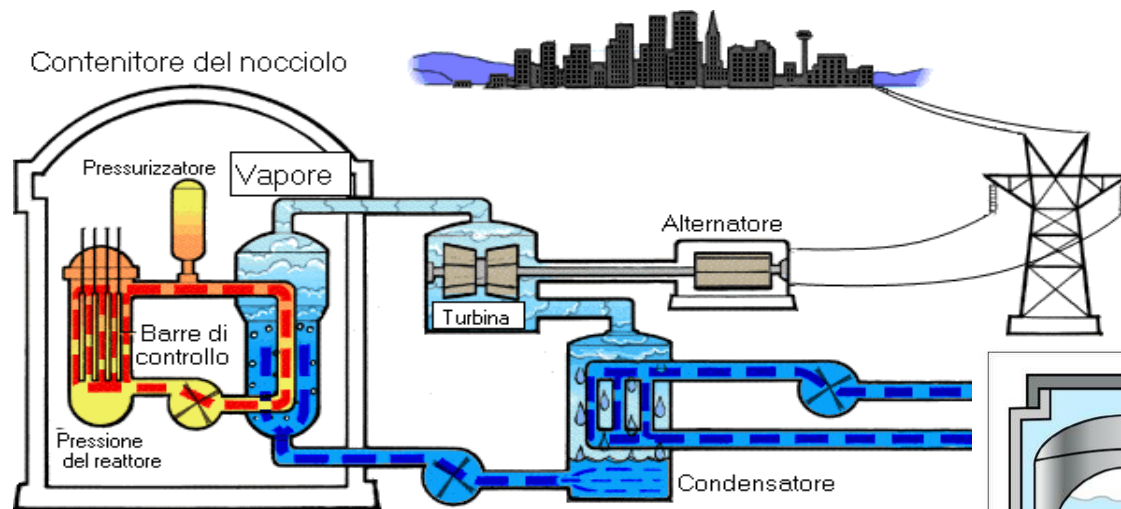
- Si definiscono **modulari** perché **ogni singolo modulo può essere raggruppato ad altri** per formare un impianto nucleare più potente in termini di produzione di energia.  
La gestione e il controllo di tutti i moduli avviene da un'unica sala di comando e **in alcuni casi non è prevista l'area di rispetto (emergenza ed evacuazione) o è limitata rispetto ai reattori di potenza**.
- Sono progettati per la **sostituzione non frequente del combustibile** (alcuni modelli fino a 15-20 anni) grazie ad un arricchimento che raramente scende al di sotto del 5-6% con un evidente vantaggio nella gestione dei rifiuti e nella resistenza alla proliferazione.
- A fronte di una ridotta complessità di impianto presentano alcune novità in termini di sicurezza: **la maggior parte degli SMR sono dotati di sistemi di sicurezza passivi**.  
Introducono il concetto di **SAFETY BY DESIGN**.
- Hanno un **sistema di configurazione semplificato** e **alcuni modelli massimi rendimenti termodinamici**.
- La **standardizzazione del design dell'impianto**, che consente la sua **produzione in fabbrica**, rende possibile una drastica **riduzione dei tempi e dei costi di produzione**.
- La loro struttura modulare ne rende **facile il trasporto, la fase di cantierizzazione risulta notevolmente semplificata**.
- **Alcune tipologie sono in grado di produrre sia energia elettrica, sia calore per usi civili o industriali (teleriscaldamento, dissalazione marina, produzione di idrogeno)**.
- **Potrebbero compensare i problemi di discontinuità delle rinnovabili**.

# SMR refrigerati ad acqua leggera: principali caratteristiche tecnologiche

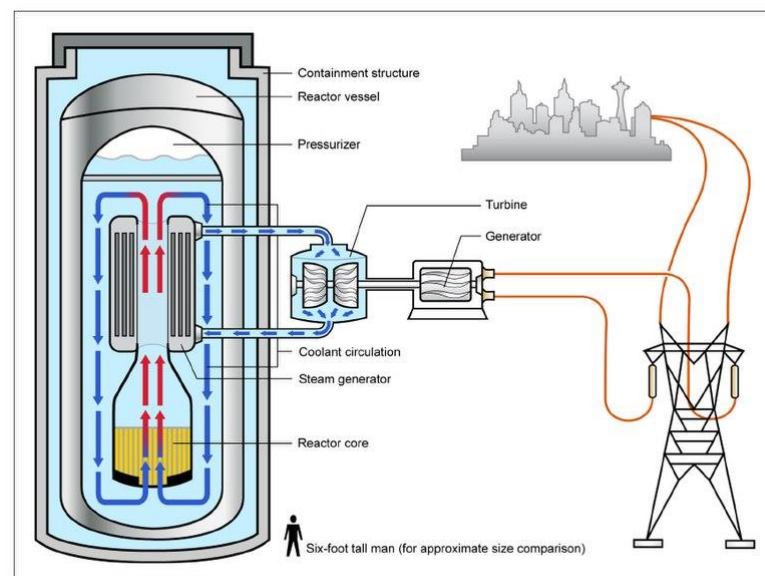
- ❑ Il **design integrale**, semplificato e caratterizzato da componenti di dimensioni ridotte, **elimina le conseguenze di una perdita importante di refrigerante dal circuito primario**, il *Large Break Loss of Cooling Accident (LBLOCA)* **in quanto le tubazioni e i componenti esterni sono in genere eliminati.** **SAFETY BY DESIGN**
- ❑ Vengono **ridotte le possibilità di perdita di acqua dalle pompe** ed **eliminato l'incidente relativo all'estrazione improvvisa delle barre di controllo** (preposte al controllo della reattività), **poiché, il meccanismo di controllo delle barre, il *Control Rod Drive Mechanism (CRDM)*, è integrato nel vessel.**
- ❑ Altra caratteristica è il **maggior livello di refrigerante primario** nel reattore e **la posizione di tutti i componenti primari ad una quota superiore al core che risulta sempre immerso nel refrigerante primario** anche in caso di incidente severo garantendo una **maggiore inerzia termica.** **SISTEMI DI SICUREZZA DI TIPO PASSIVO**
- ❑ Le dimensioni del **vessel, più stretto e più alto** di uno tradizionale, permettono un **miglior trasferimento del calore di decadimento in senso radiale.** Sebbene il vessel di un SMR di tipo PWR risulti di dimensioni maggiori rispetto ad un PWR tradizionale, l'ingombro complessivo del sistema di contenimento è notevolmente ridotto.



# Confronto tra un reattore PWR tradizionale e un reattore SMR di tipo integrale PWR



Schema di impianto con reattore PWR tradizionale



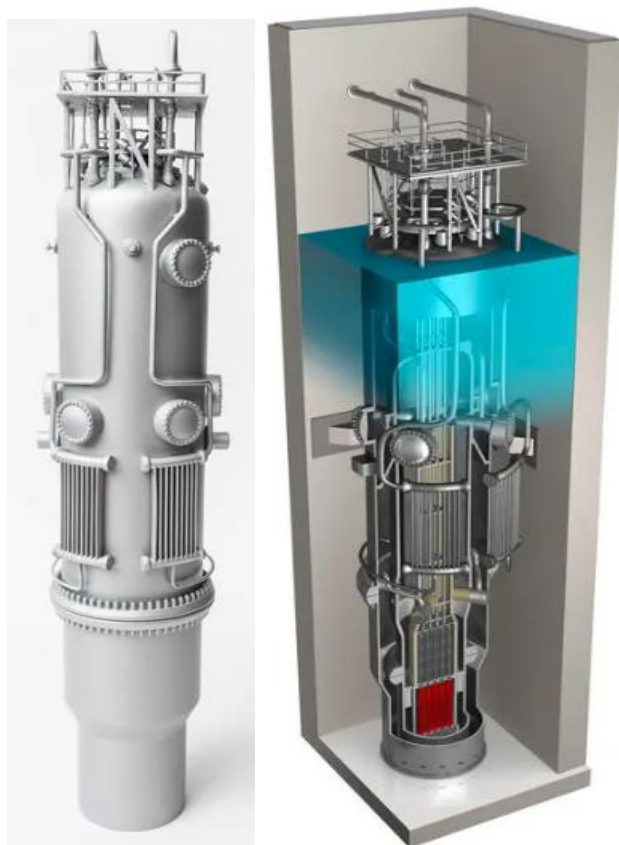
Source: GAO, based on Department of Energy documentation. | GAO-15-652

Schema di impianto con reattore SMR di tipo integrale PWR

# SMR refrigerati ad acqua leggera

I reattori SMR ad acqua leggera (LWR-Light water reactors) sono **moderati e raffreddati ad acqua leggera** e si basano su una tecnologia ampiamente collaudata nel tempo.

Il combustibile è arricchito con  $^{235}\text{U}$  al 5% circa e il tempo di ricarica non supera i 6 anni.



Fonte immagine: energynews.us - Reattore NuScale

## IL CONCETTO DI REATTORE INTEGRALE

La **struttura di tipo integrale** di un reattore SMR è **particolarmente evidente nei reattori SMR refrigerati ad acqua pressurizzata**, i *Pressurized Water Reactor (PWR)*.

Nel reattore sono contenuti tutti i componenti del sistema primario:

- il core con il combustibile nucleare;
- le barre di controllo con i sistemi di comando;
- i principali componenti del circuito di raffreddamento primario:
  - ✓ il generatore di vapore;
  - ✓ il pressurizzatore;
  - ✓ le pompe di circolazione.

*Il 60% circa dei reattori in funzione nel mondo sono PWR*

# Reattore SMR NuScale

Il NuScale è un progetto di reattore PWR integrale americano, approvato dalla normativa nucleare americana ad agosto 2020. Attualmente approvato dal regolatore.

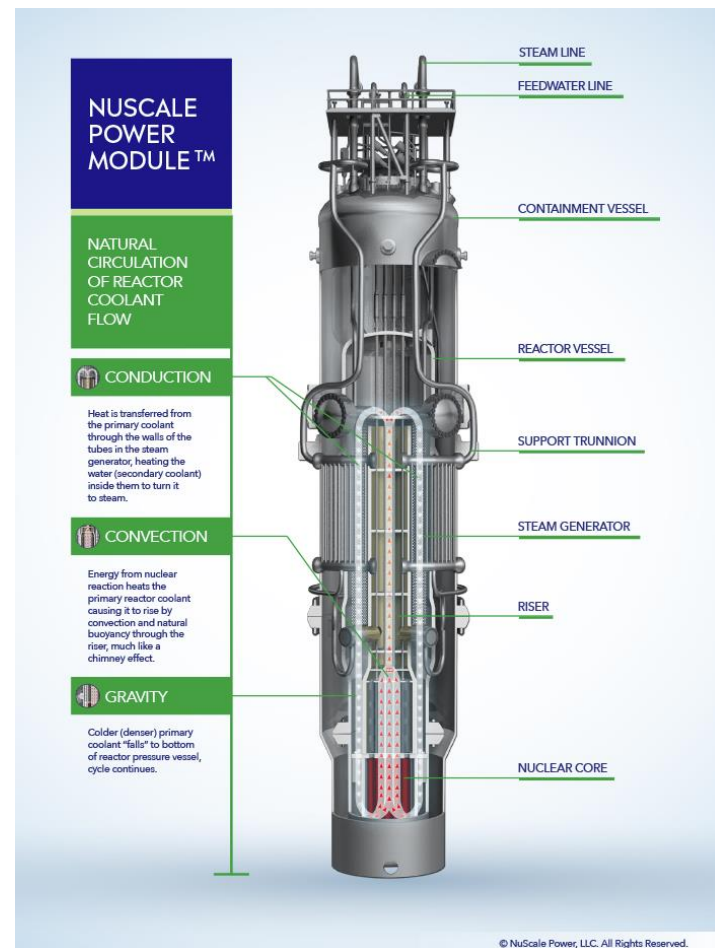
Questo reattore dalla **potenza elettrica di circa 60 MWe** è **implementabile fino a 12 moduli** per una potenza complessiva di circa 720 MWe.

Il **combustibile è  $\text{UO}_2$  arricchito al 4,95% in  $^{235}\text{U}$**  e la ricarica del combustibile è prevista ogni 2 anni.

E' **refrigerato e moderato ad acqua leggera.**

Il **nocciolo posizionato in basso, al di sotto di tutti i componenti primari** è refrigerato interamente con **circolazione naturale.**

- Lo **schema d'impianto** è progettato per **mitigare una eventuale perdita minima di liquido refrigerante** (SBLOCA, *Small Break Loss of Coolant Accident*) e per **rendere impossibile una grande perdita** (LBLOCA, *Large Break Loss of Coolant Accident*).
- In questa tipologia di reattore è **implementato particolarmente l'aspetto di sicurezza legato al design**, ovvero alla geometria (**safety by design**).



Schema reattore NuScale (nuscalepower.com)

# I sistemi di sicurezza del reattore NuScale

- I sistemi di sicurezza prevedono: **2 sistemi di raffreddamento di emergenza del nocciolo del reattore** (*Emergency Core Cooling Systems - ECCS*) di tipo **passivo** e il **contenimento interrato immerso in piscina**, con pressione di progetto, pari a 34 bar, maggiore della pressione di uno *Small Break Loss of Cooling Accident (SBLOCA)*.
- La **piscina interrata in cui è immerso il reattore** è costruita in calcestruzzo armato e rivestita da un liner di acciaio inossidabile; **può smaltire il calore di decadimento per 3 giorni garantendo una temperatura di parete del fluido pari a 93°C**.
- Il collocamento interrato offre una maggiore **protezione contro eventi esterni**.



Fonte immagine: energy.gov/advanced-small-modular-reactors-smr

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.



# Dati principali del progetto NuScale

Potenza termica	160 MWt
Potenza elettrica	45 MWe
Dimensioni del vessel	<b>2,7 (D) x 13,7 (H) m</b> (maggiore inerzia termica)
Pressione del primario	127 bar
Portata di refrigerante	0,6 m <sup>3</sup> /s
Pressione del vapore	31 bar
Portata di vapore	70 kg/s
T <sub>in</sub> acqua di alimento	150 °C
Cluster	17 x 17 fuel pin array
Arricchimento in U <sub>235</sub>	<b>4,95 %</b>
Pompe di alimento primario	<b>Assenti (circolazione naturale)</b> (safety by design)
ECCS (DHRS e CHRS)	<b>2 sistemi passivi a circolazione naturale</b> (safety by design)
Refuelling	Ogni 2 anni
Contenimento secondario	<b>Sotterraneo immerso in piscina</b> (protezione contro eventi esterni)

# Reattore SMR CAREM

**Il CAREM è un progetto di reattore PWR integrale**, sviluppato dalla *Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)*, Argentina. **Attualmente in fase di costruzione (cantiere fermo).**

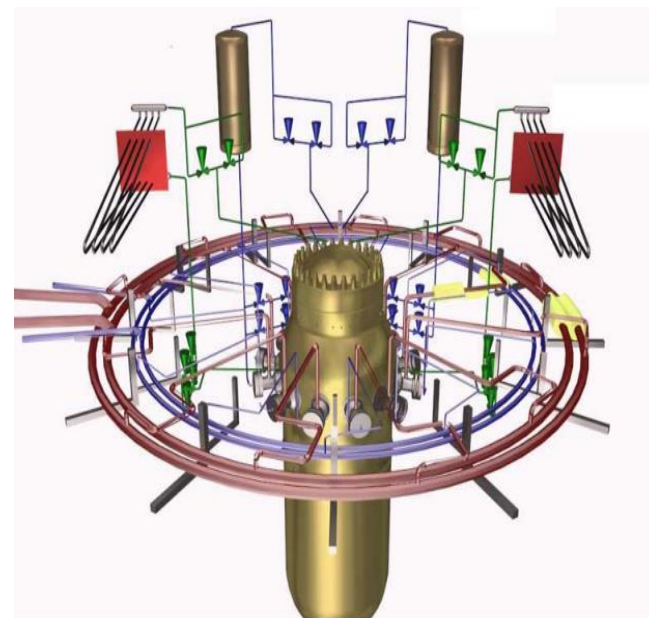
Ha una **potenza di circa 30 MWe** ed è stato concepito sia per la **produzione di energia elettrica** sia per l'**utilizzo del vapore** (configurazione di cogenerazione) **per usi civili** e per la **dissalazione dell'acqua di mare**.

Il **combustibile è  $\text{UO}_2$  arricchito al 3,4% in  $^{235}\text{U}$**  con **ricarica del combustibile ogni 14 mesi**.

E' **refrigerato e moderato ad acqua leggera**.

**Il pressurizzatore è assente:** l'impianto lavora alla pressione di saturazione corrispondente alla temperatura di uscita del refrigerante dal nocciolo.

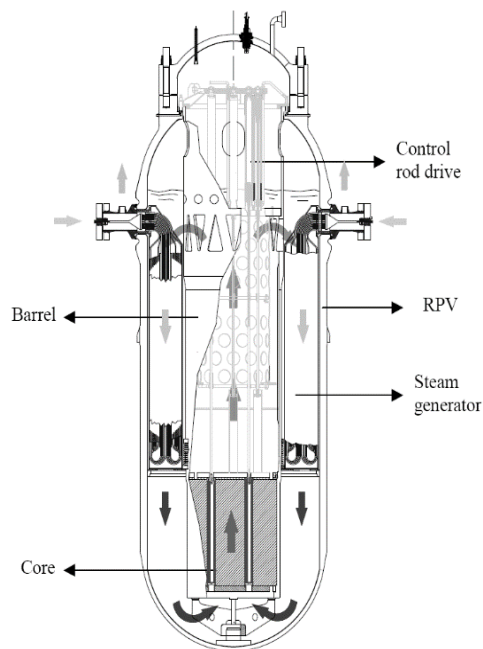
- **Il sistema primario è auto-pressurizzato con il refrigerante primario in circolazione naturale.**
- Una **perdita importante di refrigerante (LBLOCA)** è **drasticamente ridotta o eliminata** per le caratteristiche intrinseche di sicurezza.
- **Sistemi di sicurezza passivi ridondanti e diversificati.**
- **Il contenimento secondario è in calcestruzzo armato** con liner di acciaio inossidabile interno con sistemi di soppressione del vapore e riduzione della pressione.



Fonte immagine: Enea - Report RdS/2010/133

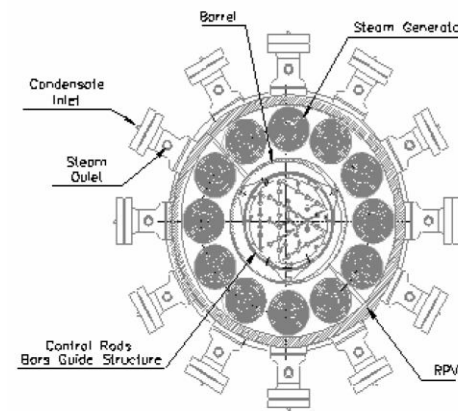
**Layout reattore CAREM e principali sistemi ausiliari**

# Reattore CAREM - ulteriori caratteristiche di sicurezza



Reattore CAREM  
Tipologia di reattore integrale

- Il meccanismo idraulico delle barre di controllo (CRDM) interno al *Reactor Pressure Vessel* RPV (barre movimentate con **meccanismo step-by-step**) evita incidenti di reattività;
- **Sistema di iniezione dell'acqua borata di tipo passivo**: quando la pressione supera una soglia fissata o in caso di LOCA, le valvole che collegano 2 serbatoi posti nel secondario con il RPV si aprono e **il liquido cade per gravità**;
- **Sistema di rimozione del calore residuo (*Residual Heat Removal System* – RHR) di tipo passivo**;
- **Sistema di raffreddamento di emergenza del nocciolo del reattore (ECCS) di tipo passivo**;
- Il **RPV** è dotato di **3 valvole di sfioro di sicurezza** che intervengono **in caso di sovrappressioni**, ciascuna con capacità pari al 100 %.



Sezione orizzontale reattore CAREM

# Dati principali del progetto CAREM

Potenza termica	100 MWt
Potenza elettrica	27 MWe
Dimensioni del vessel	<b>3,2 (D) x 11 (H) m</b>
Pressione del primario	122,5 bar
T <sub>in</sub> core	248 °C
T <sub>out</sub> core	326 °C
Portata di refrigerante	0,41 m <sup>3</sup> / s
Pressione del vapore	47 bar
Surriscaldamento	30 °C
T <sub>in</sub> acqua di alimento	200 °C
T <sub>out</sub> vapore	290 °C
Arricchimento in U <sub>235</sub>	<b>3,4 %</b>
Controllo della reattività	<b>25 CR di cui 6 con funzioni di sicurezza</b>
Pompe di alimento primario	<b>Assenti</b>
ECCS	<b>Passivo a circolazione naturale</b> (safety by design)
refuelling	Ogni 14 mesi
Generatore di vapore	<b>12 Once - through con vapore lato tubi</b>
Contenimento secondario	Calcestruzzo armato con liner di acciaio inossidabile interno (protezione contro eventi esterni)



# Reattore SMR KLT-40S

**Il KLT-40S è un progetto di reattore SMR modulare di tipo PWR sviluppato in Russia basato sul modello e l'esperienza dei rompighiaccio a propulsione nucleare. Può produrre **energia elettrica** per usi civili in zone poco abitate, **per la desalinizzazione dell'acqua** e **per il teleriscaldamento**.  
In esercizio dal maggio 2018.**

Ha una **potenza di 35 MWe/150 MWth** e un **design compatto**.

Il combustibile è **biossido di uranio  $UO_2$**  con un arricchimento  $<20\%$  che permette tempi di refuelling di 3-4 anni e una resistenza alla proliferazione.

**E' refrigerato e moderato ad acqua leggera.**

- **Il sistema primario è a quattro loop a circolazione forzata e naturale.**
  - ✓ **I generatori di vapore sono** del tipo once through **collegati** attraverso bocchelli **direttamente al vessel** a formare una struttura compatta: **si eliminano le tubazioni del primario** e la necessità di sistemi di arresto e rimozione del calore di emergenza.
- **I sistemi di sicurezza sono di tipo passivo.**
- **L'impianto è costruito interamente in fabbrica e trasportato direttamente sul sito di destinazione.**



Fonte immagine: [scenarieconomici.it](http://scenarieconomici.it)

# Reattori nucleare refrigerati a gas: principali caratteristiche tecnologiche

I reattori termici di tipo Small modular Reactor (SMR) ad alta temperatura refrigerati a gas, High Temperature Gas Reactors (HTGR), utilizzano come refrigerante elio, anidride carbonica o azoto e come moderatore grafite. Appartengono a questa tipologia di reattore, in prevalenza, progetti ancora in fase di ricerca.

Solo alcuni HTGR sono già operativi, ad esempio l'HTR-PM in Cina.

Utilizzano combustibili a base di Torio (Th), Uranio (U) ad alto o basso arricchimento e/o Plutonio (Pu).

- Hanno un **coefficiente di reattività alla temperatura negativo**: la reazione di fissione rallenta all'aumentare della temperatura (feedback di reattività).
- **Non è necessario un edificio di contenimento** poiché i prodotti di fissione rimangono all'interno delle particelle di combustibile.
- La loro **costruzione** è prevista **interrata**.
- Possono raggiungere **elevate temperature** (dell'ordine di **1000°C**) con una **efficienza termica di circa il 50%** e sono definiti ad alto rendimento termodinamico.
- **Il calore prodotto può essere usato per varie applicazioni civili e industriali:**
  - ✓ **produzione convenzionale di vapore** (tramite un generatore di vapore);
  - ✓ **produzione di energia elettro-nucleare** (ciclo di Brayton a gas) con circa il 50% di efficienza termica;
  - ✓ **dissalazione acqua di mare**;
  - ✓ **produzione di idrogeno** a basso impatto ambientale (con un rendimento del 36% attraverso il processo dell'elettrolisi).

Fonte immagine: associazioneitalianucleare.it

# Reattore nucleare SMR a gas HTR-PM (pebble bed)

Il reattore SMR a gas HTR-PM è un reattore termico ad alto rendimento termodinamico refrigerato ad elio e dalla caratteristica configurazione a letto di sfere (pebble bed).  
Nel 2022 in Cina, a Shidaowan, due di questi reattori da 250 MWth che alimentano un turboalternatore da 210 MWe sono stati collegati alla rete di distribuzione di energia elettrica.  
In questa configurazione di impianto è possibile accoppiare più moduli.

❑ Il combustibile è costituito da sfere di circa 60 mm di diametro con all'interno particelle di TRISO (*TRI-structural-ISotropic particle fuel*).

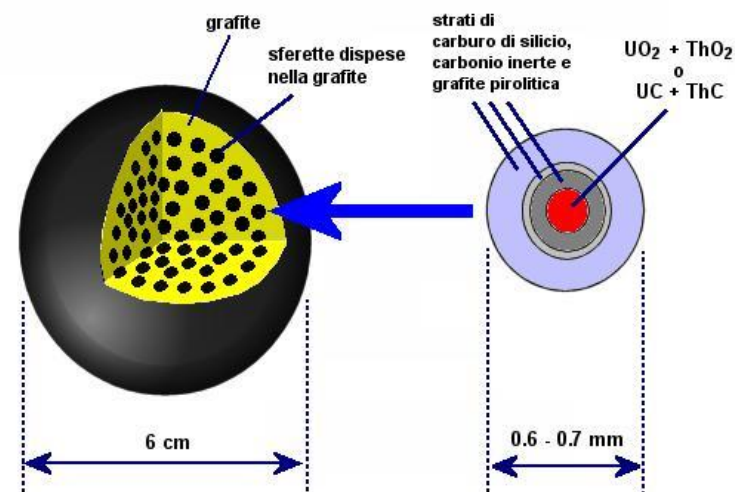
➤ Ogni particella è costituita da un nucleo di combustibile di circa 0,5 mm di diametro: ossi-carburo di uranio o biossido di uranio (circa 9 gr) con uranio arricchito fino al 8,5% in  $^{235}\text{U}$ .

➤ Le particelle sono rivestite da strati di carbonio pirolitico e carburo di silicio e di grafite.

➤ Il rivestimento confina i prodotti di fissione ed è stabile fino a temperature superiori a 1600°C.

➤ Le sfere di combustibile vengono calate dall'alto ed estratte attraverso un apposito condotto.

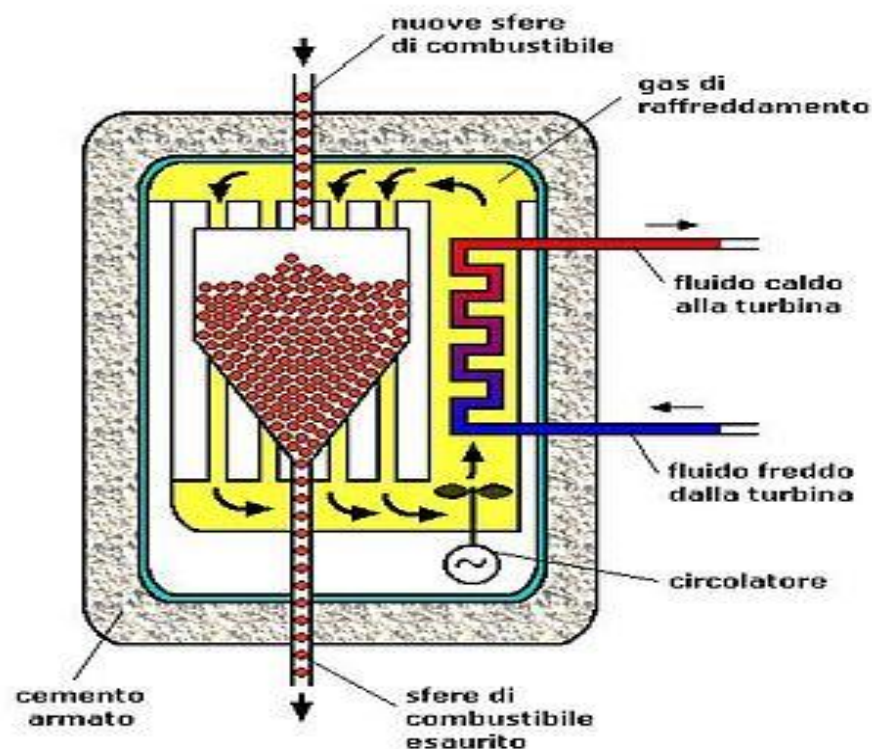
STRUTTURA DELLE SFERE DEL "PEBBLE BED"



# Reattore SMR a gas HTR-PM (pebble bed): caratteristiche di sicurezza

- ❑ La rimozione del calore di decadimento avviene per conduzione del calore attraverso la grafite contenuta in uno degli strati di rivestimento delle particelle di combustibile:
  - Il rilascio di calore avviene in tempi maggiori grazie alla grande capacità termica della grafite consentendo ai sistemi passivi un ampio margine di intervento.
- ❑ la densità volumetrica di potenza è relativamente bassa e la potenza è distribuita in più moduli. Ogni modulo ha il suo sistema di emergenza.
- ❑ Il rendimento di questo reattore è di circa il 40%.
- ❑ L'elio viene riscaldato da 250°C a 750°C e la sua pressione di lavoro è di circa 70 atmosfere. Il vapore inviato in turbina ha una pressione di circa 230 atmosfere e una temperatura di 567°C.

schema di reattore "pebble bed"





# Reattori SMR a metalli liquidi: principali caratteristiche tecnologiche

I reattori SMR veloci refrigerati a metalli liquidi, i Lead-cooled Fast Reactor (LFR), lavorano ad alte temperature, hanno alti rendimenti termodinamici e tempi di rifornimento del combustibile nucleare molto lunghi (fino a 20 anni). Sono ancora in fase di ricerca con step di avanzamento ed alcuni allo stato concettuale.

- Il **combustibile** 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%**.
- L'utilizzo del **combustibile**, che **ha un'elevata densità**, è migliore e il **ciclo del combustibile può definirsi pressoché «chiuso»** poiché c'è la **trasmutazione di una parte significativa degli attinidi minori** con evidente vantaggio in fase di smaltimento e di decommissioning. **Non hanno moderatore.**
- Il **refrigerante** (metallo liquido: piombo, piombo-bismuto, sodio) **ha un'elevata conducibilità** e possiede un **alto punto di ebollizione** (1749°C nel caso del piombo).
- Questi reattori **lavorano a pressioni basse** rispetto alle altre tipologie, **a volte prossime a quella atmosferica** e ciò è reso possibile proprio dalle caratteristiche termodinamiche del refrigerante (elevata conducibilità e alto punto di ebollizione).
- **Le caratteristiche termodinamiche del refrigerante rendono possibile il controllo della reattività e la regolazione automatica della potenza:** la perdita di refrigerazione porta ad un aumento di temperatura che rallenta la reazione (feedback di reattività).
- **Grazie a questa caratteristica intrinseca di sicurezza passiva** in molti reattori di questo tipo è possibile far circolare il refrigerante (metallo liquido) direttamente sfruttando il **principio naturale della convezione**. La presenza di generatori diesel di emergenza in caso di arresto del reattore per il raffreddamento del nocciolo non è necessaria.
- I reattori veloci a metallo liquido che operano a **temperature alte**, prossime agli **800°C**, inoltre, potrebbero rendere possibile la **produzione di idrogeno**.

# Reattori SMR a sali fusi: principali caratteristiche tecnologiche

I reattori SMR refrigerati a sali fusi, Melted Salts Reactor (MSR) hanno, in generale, la caratteristica di avere il combustibile disciolto nel refrigerante primario.

Appartengono a questa tipologia di reattori diversi progetti di ricerca ancora in fase concettuale.

- Il combustibile è una miscela di sali fusi di fluoruro di berillio e litio in cui è disciolto uranio arricchito, torio o fluoruro di  $^{233}\text{U}$ .  
Il moderatore è grafite.
- Il rapporto grafite-combustibile è regolato per avere un bilancio neutronico ottimale e uno spettro neutronico epitermico. **Lavorano a pressioni molto basse.**
- Questi reattori **utilizzando combustibile liquido** operano in condizioni stazionarie poiché la **reattività non varia particolarmente in funzione del tempo** e non c'è bisogno di caricare combustibile in eccesso allo start-up. Concetto di sicurezza intrinseca.
- Il **coefficiente di temperatura è negativo**: all'aumentare della temperatura la densità del refrigerante diminuisce e il combustibile nel refrigerante fuoriesce dal core assicurando lo spegnimento sicuro del reattore (feedback di reattività).
- I **sistemi di emergenza per il raffreddamento del core sono di tipo passivo**; in caso di surriscaldamento del sale le valvole di raffreddamento lo fanno confluire in serbatoi di stoccaggio. Il primario è posto in una hot-box sigillata ed isolata che evita il formarsi di zone fredde e il rischio di solidificazione del sale.

# Tabella di alcuni reattori di potenza PWR in esercizio nel mondo






Reattore Progettista	Potenza elettrica netta/unità Tipo	Sistemi di sicurezza / design	Progetto approvato da:	Impianti attualmente in esercizio (Paese, anno di inizio costruzione, anno di collegamento alla rete elettrica)
<b>EPR</b> AREVA NP (EDF) FRAMATOME AN Francia 	da 1580 a 1650 MWe  ad acqua leggera pressurizzata PWR	Sistemi di sicurezza attivi, edificio di contenimento a doppia parete e in grado di resistere all'impatto con un aereo	ASN, STUK, NRC, UKAEA, ONR ... <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	n.1 unità , Olkiluoto 3 (Finlandia, 2005, 2022) n.1 unità , Taishan 1 (Cina, 2010, 2018) n.1 unità , Taishan 2 (Cina, 2012, 2019)
<b>EPR 2 o</b> <b>EPR 'New Model'</b> AREVA NP (EDF) FRAMATOME AN Francia 	1650 MWe  ad acqua leggera pressurizzata PWR	Sistemi di sicurezza attivi ad elevata ridondanza, edificio di contenimento a doppia parete e in grado di resistere all'impatto con un aereo	Progetto in corso di approvazione presso ASN	-
<b>AP-1000</b> Westinghouse Nuclear USA 	da 1110 a 1170 MWe  ad acqua leggera pressurizzata PWR	Sistemi di sicurezza passivi	NRC, ONR (?), Autorità per la sicurezza nucleare Cinese <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	n.1 unità , Sanmen 1 (Cina, 2009, 2018) n.1 unità , Sanmen 2 (Cina, 2009, 2018) n.1 unità , Haiyang 1 (Cina, 2009, 2018) n.1 unità , Haiyang 2 (Cina, 2010, 2018)
<b>APR-1400</b> KHNP / KEPCO Corea del Sud 	da 1350 a 1400 MWe  ad acqua leggera pressurizzata PWR	Sistemi di sicurezza attivi e passivi, edificio di contenimento a doppia parete e in grado di resistere all'impatto con un aereo	KINS, NSSC, NRC, FANR  <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	n.1 unità , Saeul 1 (Corea del Sud, 2008, 2016) n.1 unità , Saeul 2 (Corea del Sud, 2009, 2019) n.1 unità , Barakah 1 (UAE, 2012, 2020) n.1 unità , Barakah 2 (UAE, 2013, 2021) n.1 unità , Barakah 3 (UAE, 2014, 2022) n.1 unità , Shin Hanul 1 (Corea del Sud, 2012, 2022)
<b>ABWR</b> GE-Hitachi USA / Giappone 	da 1300 a 1328 MWe  ad acqua leggera bollente BWR	Sistemi di sicurezza attivi, edificio di contenimento in grado di resistere all'impatto con un aereo	NRA Japan, NRC 1997 - UKAE 2013	n.1 unità , Kashiwazaki-Kariwa 6 (Giappone, 1992, 1996) n.1 unità , Kashiwazaki-Kariwa 7 (Giappone, 1993, 1997) n.1 unità , Hamaoka 5 (Giappone, 2000, 2005)

Tabella 10.1 - Caratteristiche salienti dei principali reattori in esercizio e relativi siti

Fonte: Commissione Ricerca e Reattori Innovativi - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma

# Tabella di alcuni reattori di potenza PWR in esercizio nel mondo





Reattore Progettista	Potenza elettrica netta/unità Tipo	Sistemi di sicurezza / design	Progetto approvato da:	Impianti attualmente in esercizio (Paese, anno di inizio costruzione, anno di collegamento alla rete elettrica)
<b>WWER-TOI (V-510)/ WWER-1300</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	da 1255 a 1300 MWe ad acqua leggera pressurizzata * *WWER è l'acronimo con cui i russi designano i loro reattori ad acqua pressurizzata, concettualmente equivalenti ai PWR	Sistemi di sicurezza attivi e passivi, edificio di contenimento a doppia parete ed in grado di resistere all'impatto con un aereo	2012 inizio dell'iter di certificazione in UK (stato attuale dell'istanza è conosciuto) <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	-
<b>WWER-1200 (AES- 2006)</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	da 1113 a 1198 MWe	Sistemi di sicurezza attivi e passivi, edificio di contenimento a doppia parete ed in grado di resistere all'impatto con un aereo	Autorità per la sicurezza nucleare, Russa, Bengalese, Turca, Bielorussia <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	n.1 unità, Novovoronezh II - 1 (Russia, 2008, 2016) n.1 unità, Novovoronezh II - 2 (Russia, 2009, 2019) n.1 unità, Leningrad II - 1 (Russia, 2008, 2018) n.1 unità, Leningrad II - 2 (Russia, 2010, 2020) n.1 unità, Belarusian 1 (Bielorussia, 2013, 2020)
<b>WWER-1000 (V-392,V- 412, V-428, V-528)</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	da 917 MWe a 1060 MWe ad acqua leggera pressurizzata	Sistemi di sicurezza attivi e passivi, edificio di contenimento a doppia parete ed in grado di resistere all'impatto con un aereo	Atomic Energy Regulatory Board (AERB) of India, National Nuclear Safety Administration NNSA (Cina) <b>Certificazione EUR</b> (European Utility Requirements)	n.1 unità, Kudankulam 1 (India, 2002, 2013) n.1 unità, Kudankulam 2 (India, 2002, 2016) n.1 unità, Tianwan 1 (Cina, 1999, 2007) n.1 unità, Tianwan 2 (Cina, 2000, 2007) n.1 unità, Tianwan 3 (Cina, 2012, 2018) n.1 unità, Tianwan 4 (Cina, 2013, 2018)
<b>ACP 1000 /ACPR 1000 HPR 1000 'Hualong One'</b> CNNC & CGN Cina 	1090 MWe ad acqua leggera pressurizzata PWR	Sistemi di sicurezza attivi, edificio di contenimento in grado di resistere all'impatto con un aereo	National Nuclear Safety Administration NNSA (Cina), Pakistan Nuclear Regulatory Authority PNRA (Pakistan) <b>Iter di certificazione EUR in corso</b>	n.1 unità, Kanupp 2 (Pakistan, 2015, 2021) n.1 unità, Kanupp 3 (Pakistan, 2016, 2022) n.1 unità, Fuqing 5 (Cina, 2015, 2021) n.1 unità, Fuqing 6 (Cina, 2015, 2022) n.1 unità, Hongyanhe 5 (Cina, 2015, 2021) n.1 unità, Hongyanhe 6 (Cina, 2015, 2022) n.1 unità, Yangjiang 5 (Cina, 2013, 2018) n.1 unità, Yangjiang 6 (Cina, 2013, 2018)

Tabella 10.2 - Caratteristiche salienti dei principali reattori in esercizio e relativi siti

Fonte: Commissione Ricerca e Reattori Innovativi - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma



# Tabella di alcuni reattori di potenza PWR in costruzione nel mondo







Reattore Progettista	Impianti in costruzione (Paese, anno di inizio costruzione, anno previsto di entrata in servizio)	Impianti pianificati	Costo complessivo (in base al numero di unità contemporaneamente in costruzione sul medesimo sito) e costo unitario (costo in € per kWe installato)
<b>EPR</b> AREVA NP (EDF) FRAMATOME AN Francia 	n.1 unità, Flamanville 3 (Francia, 2007, 2023) n.2 unità, Hinkley Point C (UK, 2017, 2027)	n.2 unità, Sizewell C (UK)	Olkiluoto 3: 11 G€, 6875€/kWe Taishan 1 e 2: 6,8 G€, 2430€/kWe Hinkley point C (previsione): 18 G€, 5520€/kWe Flamanville 3 (consuntivo attuale): 12,7 G€, 7700€/kWe Sizewell C (previsione): 23,6 G€, 7240€/kWe
<b>EPR 2 o EPR 'New Model'</b> AREVA NP (EDF) FRAMATOME AN Francia 	-	n.2 unità EPR 2 in corso di valutazione per il sito di Penly (Francia)  Altri Paesi interessati: Slovacchia (rif. <a href="http://www.jezz.sk/en/">http://www.jezz.sk/en/</a> )	EDF-Framatome stima una riduzione dei costi intorno al 30% rispetto all' EPR base
<b>AP-1000</b> Westinghouse Nuclear USA 	n.1 Unità Vogtle 3 (USA, 2013, 2023) n.1 Unità Vogtle 4 (USA, 2013, 2023) n.1 unità, Haiyang 3 (Cina, 2022, 2030)* n.1 unità, Sanmen 3 (Cina, 2022, 2030)*  * versione CAP-1000	n. 3 unità già pianificate per il sito di Lubiatowo-Kopalino, Polonia. Opzione per altre 3 o 6 unità in Polonia.  La tecnologia Westinghouse AP1000 è in corso di valutazione, oltre che nel Regno Unito e negli USA anche da parte di alcuni Paesi dell'Europa centrale e orientale, tra cui l'Ucraina, nell' ambito di un programma che punta a schierare 9 unità.	Vogtle 3 e 4: 23,3 G€, 10370 €/kWe * il costo "overnight" (2019) a partire dalla decima unità realizzata dovrebbe attestarsi tra 2600€/kWe e 3600€/kWe **  * costi lievitati per i ritardi accumulati in seguito al fallimento della utility che originariamente aveva commissionato i reattori, alla pandemia Covid-19 e al fallimento della stessa Westinghouse nel 2018 (dal 2022 Westinghouse Electric Company è di proprietà di CAMECO e Brookfield Renewable Partners)  ** Studio del MIT
<b>APR-1400</b> KHNP / KEPCO Corea del Sud 	n.1 unità, Shin Hanul 2 (Corea del Sud, 2013, 2023) n.1 unità, Seoul 3 (Corea del Sud, 2017, 2025) n.1 unità, Seoul 4 (Corea del Sud, 2018, 2026) n.1 unità, Barakah 4 (UAE, 2015, 2023)	-	Shin Hanul 1: 5,3 G€, 3950€/kWe Barakah 1, 2, 3,e 4: 18,9 G€, 3540€/kWe
<b>ABWR</b> GE-Hitachi USA / Giappone  	n.1 unità, Ohma 1 (Giappone, 2010, - ) n.1 unità, Shimane 3 (Giappone, 2006, - ) n.1 unità, Lungmen 1 (Taiwan, 1999, costruzione sospesa) n.1 unità Lungmen 2 (Taiwan, 1999, costruzione sospesa)	4 unità valutate per il UK 2 unità inizialmente pianificate da TEPCO per il sito di Higashi- dori, sospese nel 2011	≈3600 €/kWe (costo stimato e attualizzato a fine 2022 per le unità ABWR in costruzione a Taiwan)

Tabella 11.1 - Principali reattori in costruzione e costi di installazione

Fonte: Commissione Ricerca e Reattori Innovativi - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma

# Tabella di alcuni reattori di potenza PWR in costruzione nel mondo





Reattore Progettista	Impianti in costruzione (Paese, anno di inizio costruzione, anno previsto di entrata in servizio)	Impianti pianificati	Costo complessivo (in base al numero di unità contemporaneamente in costruzione sul medesimo sito) e costo unitario (costo in € per kWe installato)
<b>WWER-TOI (V-510)/ WWER-1300</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	n.1 unità Kursk NPP-II-1 (Kursk, Russia, 2018-2023) n.1 unità Kursk NPP-II-2 (Kursk, Russia, 2019-2024)	Nizhny Novgorod 1,2 Central/Kostroma 1,2 Smolensk II 1,2,3,4 Kursk II 3,4 Tatar	Kursk NPP-II-1,2: 3,5 G€, 2790 €/kWe Kursk NPP-II-3: 3,8 G€, 3030 €/kWe
<b>WWER-1200 (AES- 2006)</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	n.1 unità, Baltic 1 (Russia, 2012, 2023) n.1 unità, Belarusian 2 (Bielorussia, 2014, 2023) n.1 unità, Rooppur 1 (Bangladesh, 2017, 2027) n.1 unità, Rooppur 2 (Bangladesh, 2018, 2028) n.1 unità, Akkuyu 1 (Turchia, 2018, 2028) n.1 unità, Akkuyu 2 (Turchia, 2020, 2030) n.1 unità, Akkuyu 3 (Turchia, 2021, 2031) n.1 unità, Akkuyu 4 (Turchia, 2022, 2032) n.1 unità, El Dabaa 1 (Egitto, 2022, Nd) n.1 unità, El Dabaa 2 (Egitto, 2022, Nd) n.1 unità, Tianwan 7 (Cina, 2021, 2030) n.1 unità, Tianwan 8 (Cina, 2022, 2030) n.1 unità, Xudobu 3 (Cina, 2021, 2030) n.1 unità, Xudobu 4 (Cina, 2022, 2030)	Hanhikivi (Finlandia): cancellato	ND
<b>WWER-1000 (V-392,V- 412, V-428, V-528)</b> OKB GIDROPRESS - ROSATOM Federazione Russa 	n.1 unità, Kudankulam 3 (India, 2017, 2026) n.1 unità, Kudankulam 4 (India, 2017, 2026) n.1 unità, Kudankulam 5 (India, 2021, 2030) n.1 unità, Kudankulam 6 (India, 2021, 2030) n.1 unità, Bushehr 2 (Iran, 2019, 2030)	Pianificate 2 unità per il sito di Belene (Bulgaria), successivamente cancellate	≈2000 €/kWe per Kudankulam 1 e 2 (consuntivo) 6,2 G€ di budget per Kudankulam 5 e 6, ≈ 3100 €/kWe
<b>ACP 1000 / ACPR 1000 / HPR 1000 'Hualong One'</b> CNNC & CGN Cina 	n.1 unità, Changjiang 3 (Cina, 2021, Nd) n.1 unità, Changjiang 4 (Cina, 2021, Nd) n.1 unità, Fangchenggang 3 (Cina, 2015, 2022) n.1 unità, Fangchenggang 4 (Cina, 2016, Nd) n.1 unità, Sanaocun 1 (Cina, 2022, Nd) n.1 unità, Sanaocun 2 (Cina, 2022, Nd) n.1 unità, Taipingling 1 (Cina, 2019, Nd) n.1 unità, Taipingling 2 (Cina, 2019, Nd) n.1 unità, Zhangzhou 1 (Cina, 2019, Nd) n.1 unità, Zhangzhou 2 (Cina, 2020, Nd)	ND	ND

Tabella 11.2 - Principali reattori in costruzione e costi di installazione

Fonte: Commissione Ricerca e Reattori Innovativi - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma

# Bibliografia essenziale

- Impianti Nucleari - Autore: Maurizio Cumo.
- Centrali Eletttronucleari I - Autore: Luciano Sani.
- Quaderno Io Roma N.1/2019 - Tecnologie nucleari innovative: i reattori SMR: prospettive di utilizzo - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma.
- Quaderno Io Roma N. 4S/2023 – Commissione Ricerca e Reattori Innovativi - Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma.
- Aspetti ingegneristici della fissione nucleare – Autore: Alessandra Di Pietro – Seminario «La Ricerca di frontiera per l'energia nucleare sostenibile. Le tecnologie più innovative per la produzione di energia decarbonizzata» Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma.
- La fisica del reattore nucleare. Principi di sicurezza e funzionamento - Autore: Alessandra Di Pietro Convegno «L'Energia per l'idrogeno. L'utilizzo dell'energia nucleare e non nucleare per la sua produzione. Rendimenti a confronto e ambiti di utilizzo» Ordine degli Ingegneri della Provincia di Roma.

## Iconografia

Le immagini sono prese da Internet (Wikipedia, siti, pubblicazioni) e dai Quaderni Io Roma in bibliografia e si intendono qui utilizzate per puri fini personali e non commerciali.



# Grazie per l'attenzione

## Contatti

**Ing. Alessandra Di Pietro**

Cell. 347.9926381

[alessandra.dipietro@hotmail.it](mailto:alessandra.dipietro@hotmail.it)

[info@geovaldi.com](mailto:info@geovaldi.com)

