

# ENERGIA DAL NUCLEARE

## Reattori II III e IV generazione

Saverio Altieri



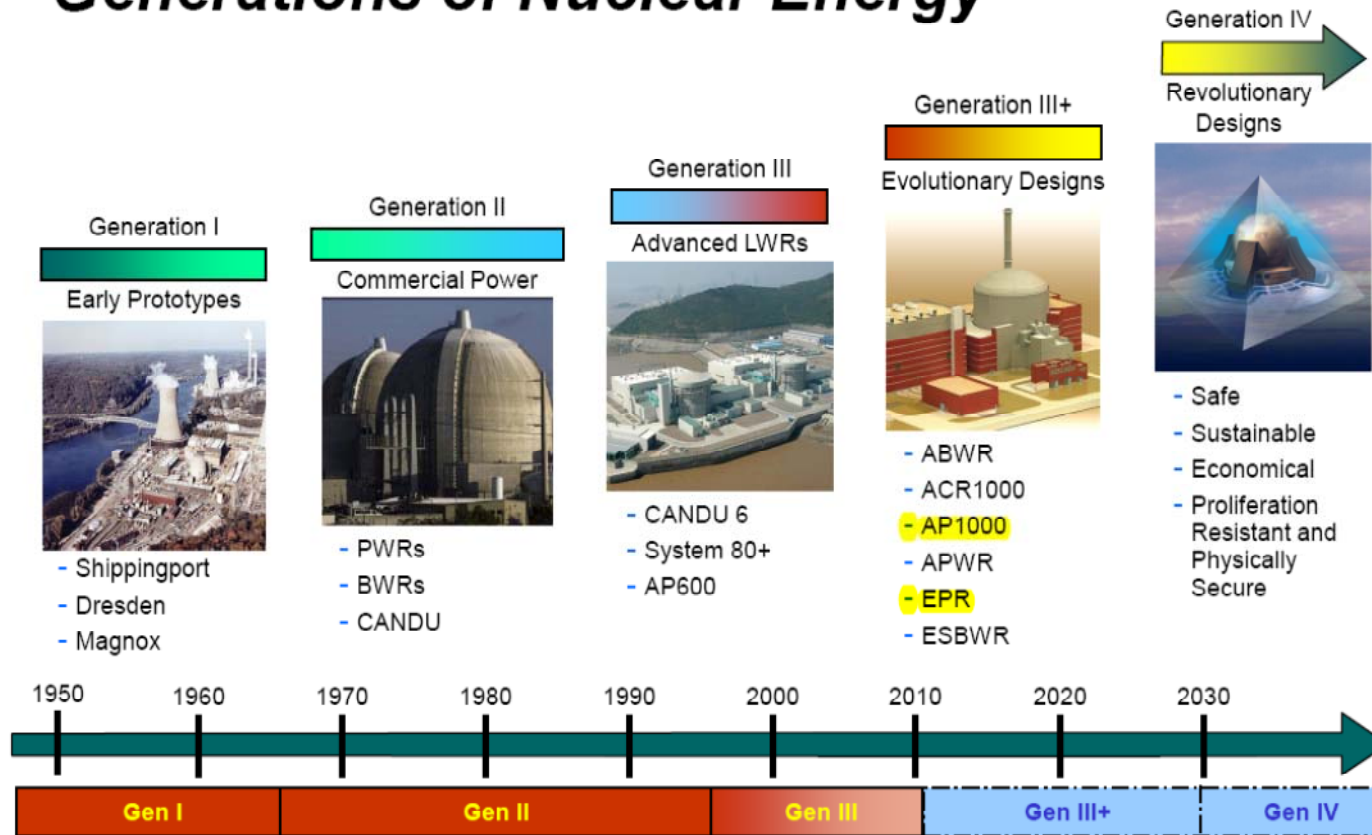
DIPARTIMENTO DI FISICA NUCLEARE E TEORICA  
UNIVERSITA' DEGLI STUDI DI PAVIA

ISTITUTO NAZIONALE DI FISICA NUCLEARE (INFN)  
SEZIONE DI PAVIA



# VARI TIPI DI REATTORE

## Generations of Nuclear Energy



LA GENERAZIONE I NEGLI ANNI '50-'60 CON I PRIMI PROTOTIPI

LA GENERAZIONE II NEGLI ANNI '60 CON I PRIMI REATTORI COMMERCIALI IN FUNZIONE OGGI

LA GENERAZIONE III SVILUPPATA A PARTIRE DAGLI ANNI '90 reattori di tipo evolutivo disponibili oggi

LA GENERAZIONE IV IN VIA DI SVILUPPO disponibili fra 20-30 anni

# CLASSIFICAZIONE DEI REATTORI NUCLEARI

## REATTORI TERMICI

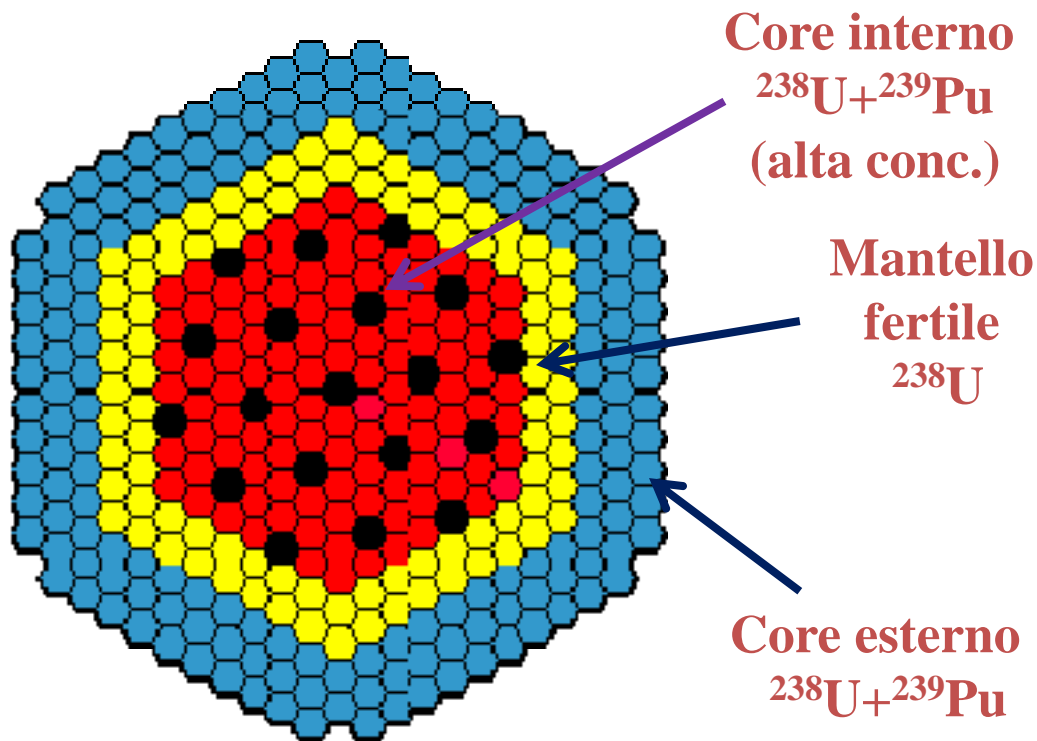
Utilizzano prevalentemente neutroni di bassa energia ( $\sim 0.025$  eV) per sostenere la reazione di fissione nucleare. Poichè i neutroni prodotti dalla fissione sono veloci, i reattori termici per sostenere la reazione a catena hanno bisogno di un MODERATORE: questo rallenta i neutroni e rende più probabile la fissione su  $^{235}\text{U}$  o  $^{239}\text{Pu}$ .

## REATTORI VELOCI

Utilizzano prevalentemente neutroni veloci ( $\sim 2$  MeV) per sostenere la reazione a catena. Non hanno il moderatore. Possono essere utilizzati per convertire materiale fertile in materiale fissile (autofertilizzanti o “Breeder”).

# REATTORI VELOCI

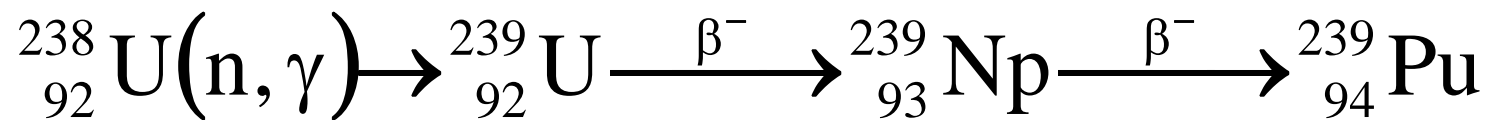
## SCHEMA DEL CORE



Poco diffusi  
ma molto promettenti

AUTOFERTILIZZANTI  
(BREEDER)

Risolve il problema  
delle scorte del combustibile





# REATTORI TERMICI

Classificabili

## in base al MODERATORE

- Reattori a Grafite - *Magnox, AGR, HTGR, RBMK*
- LWR (Light Water Reactor) – *PWR, BWR, VVER*
- HWR (Heavy Water Reactor) – *CANDU, PHWR*

## in base al FLUIDO TERMOVETTORE

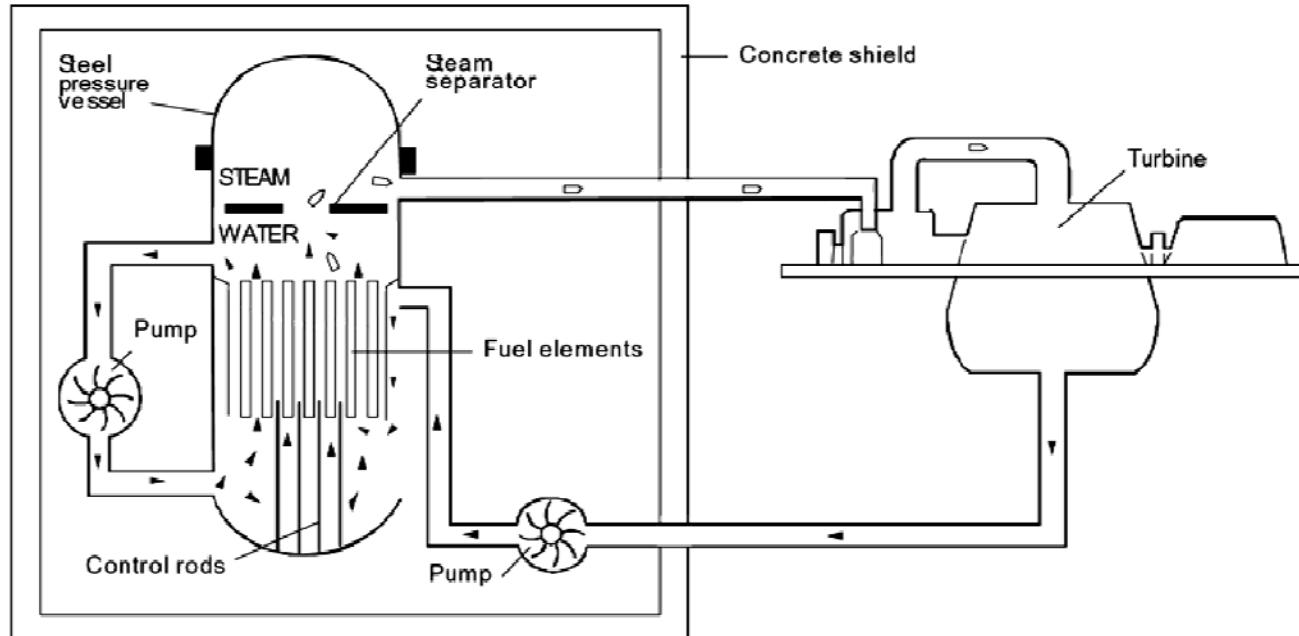
- Reattori Raffreddati a Gas
- Reattori Raffreddati ad Acqua (leggera/pesante)

## in base al CICLO

- Pressurizzati (ciclo indiretto)
- Ad acqua bollente (ciclo diretto)

# Boiling Water Reactor

## BWR



### A CICLO DIRETTO

progettato per  
funzionare in modo  
da avere circa il 15% di  
acqua sotto forma  
di vapore  
immesso direttamente  
in turbina

Moderatore: acqua leggera

Refrigerante: acqua leggera

Combustibile: uranio arricchito al 3-5%

90 – 100 barrette

in 750 el. di comb. circa 140 tonn. di uranio

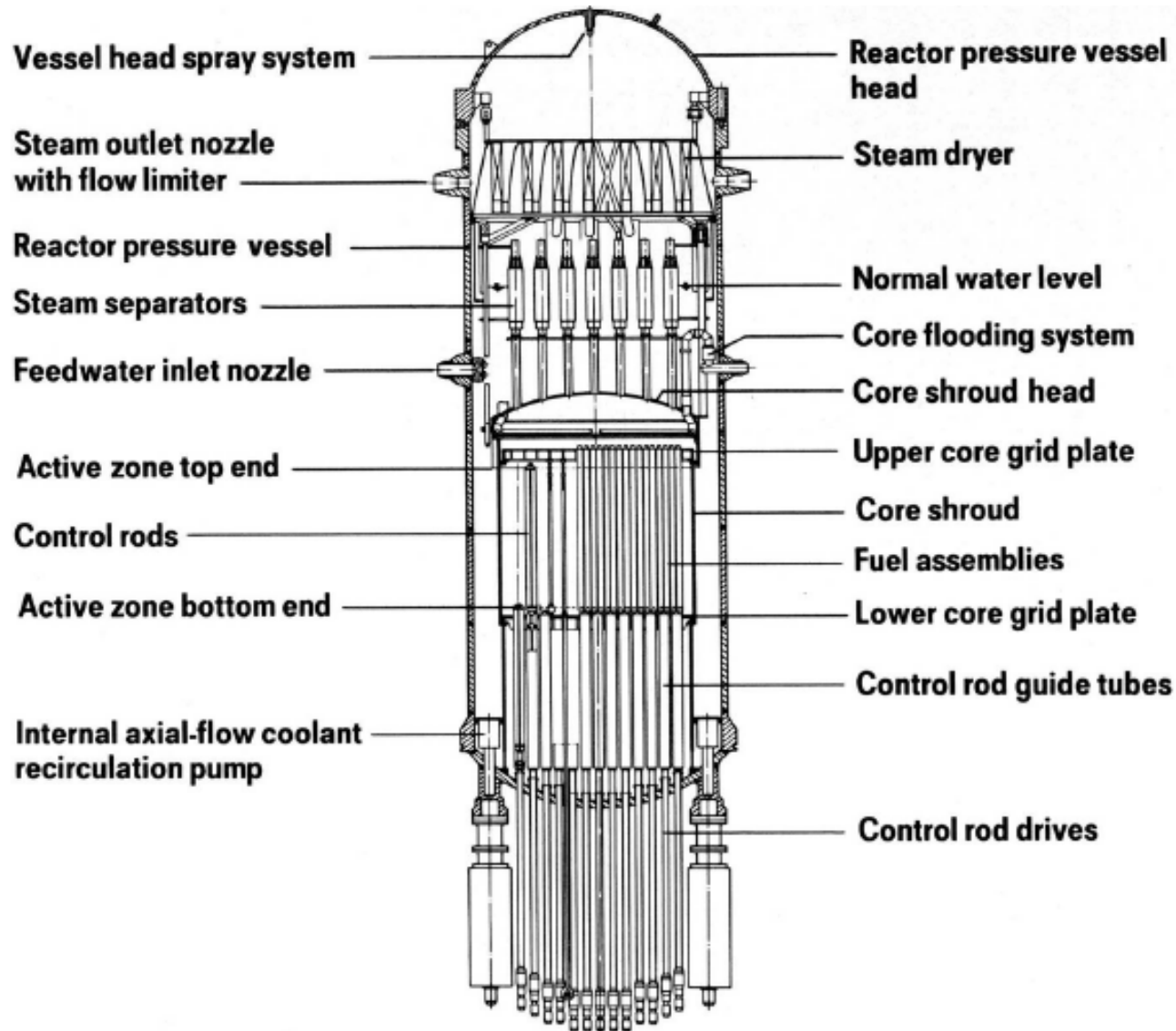
Circuito di raffreddamento primario a 75 atm

Acqua a 285°C

Coefficienti di temperatura e di vuoto: negativi

# Boiling Water Reactor

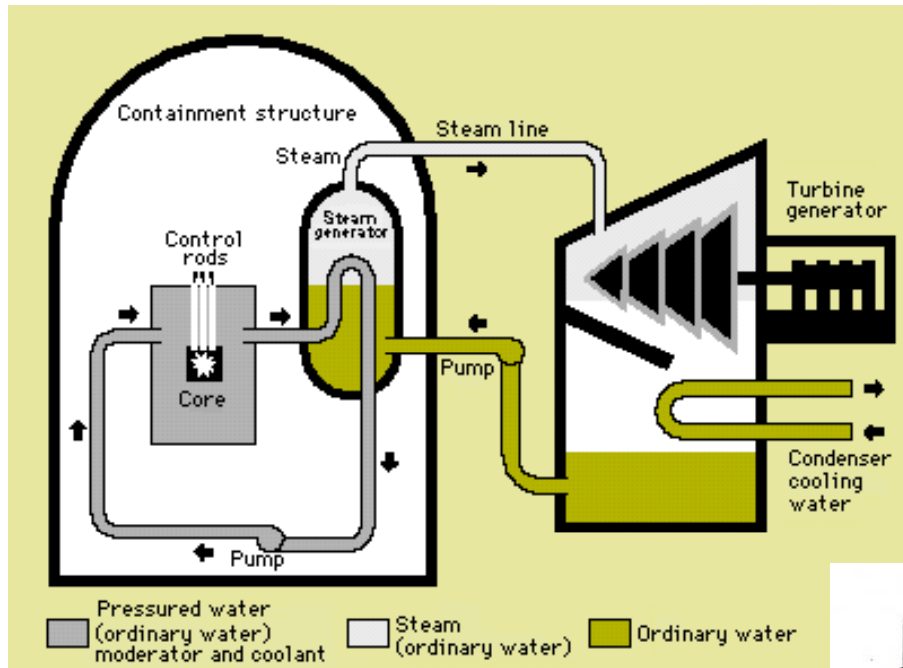
**BWR**





# Pressurised Water Reactor

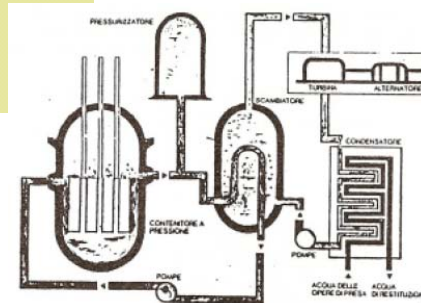
## PWR



A CICLO INDIRETTO  
Il fluido termovettore  
asporta il calore dal  
nocciolo e lo cede,  
attraverso uno  
scambiatore/generatore  
di vapore,

ad un secondo fluido  
termovettore che viene  
immesso in turbina

Il più diffuso  
(circa 230 + alcune  
centinaia usati nella  
propulsione marina )



Moderatore: acqua leggera

Refrigerante: acqua leggera

Combustibile: uranio arricchito al 3-5%  
in 150-200 el. di comb. (200-300 barrette)  
circa 80-100 tonn. di uranio

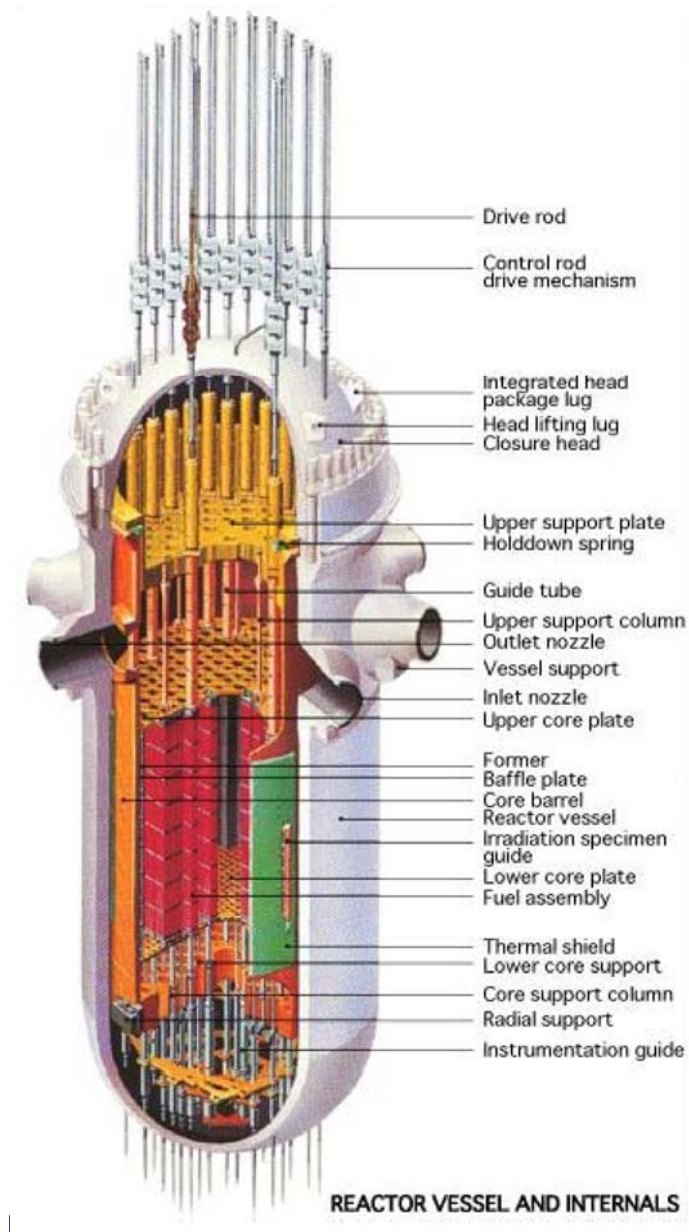
Circuito di raffreddamento primario chiuso pressurizzato a **150 atm**

Acqua a 325°C

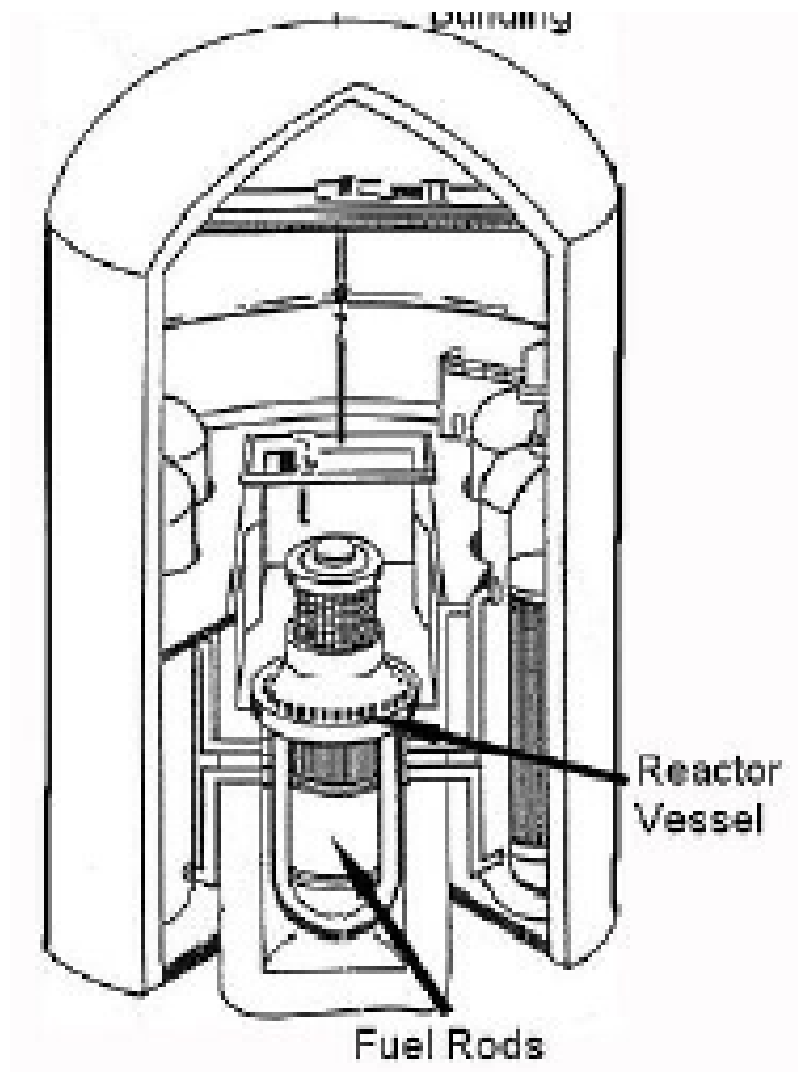
Coefficienti di temperatura e di vuoto: negativi

# Pressurised Water Reactor

PWR



## Contenitore Esterno PWR



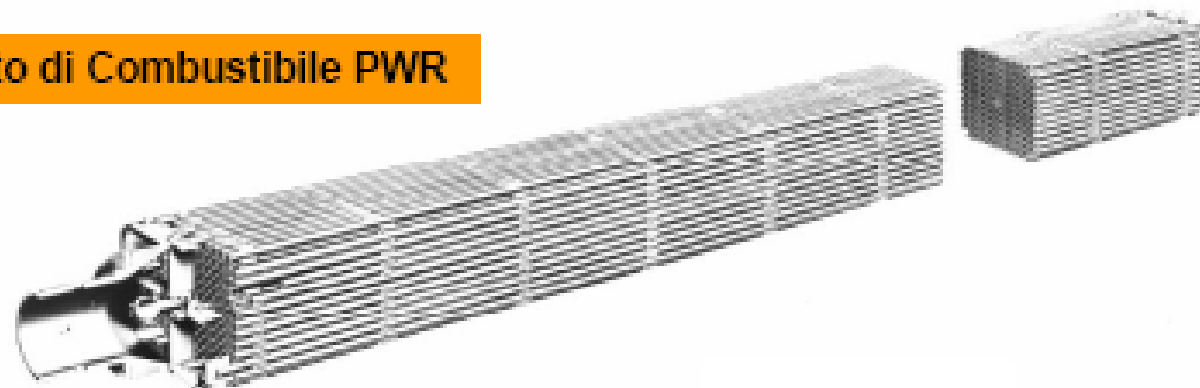
# Pressurised Water Reactor

PWR

Pastiglie di Combustibile



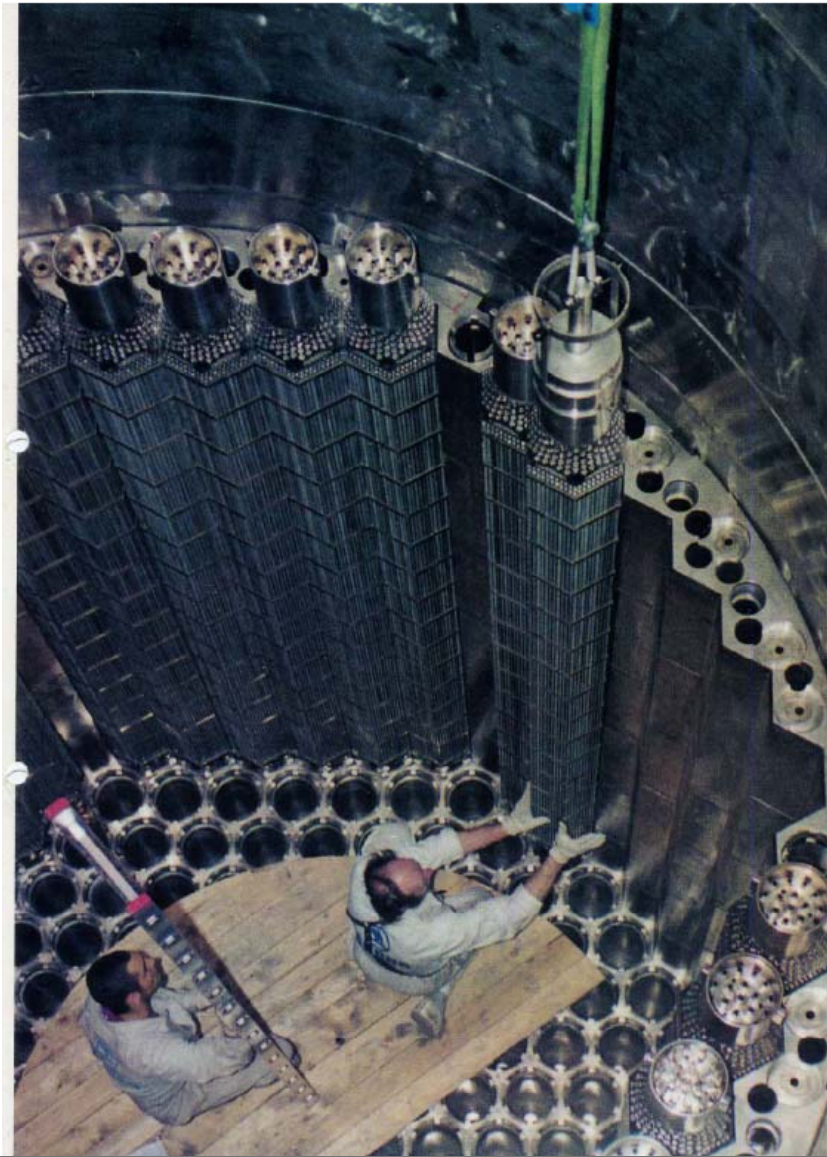
Elemento di Combustibile PWR





# Pressurised Water Reactor

PWR

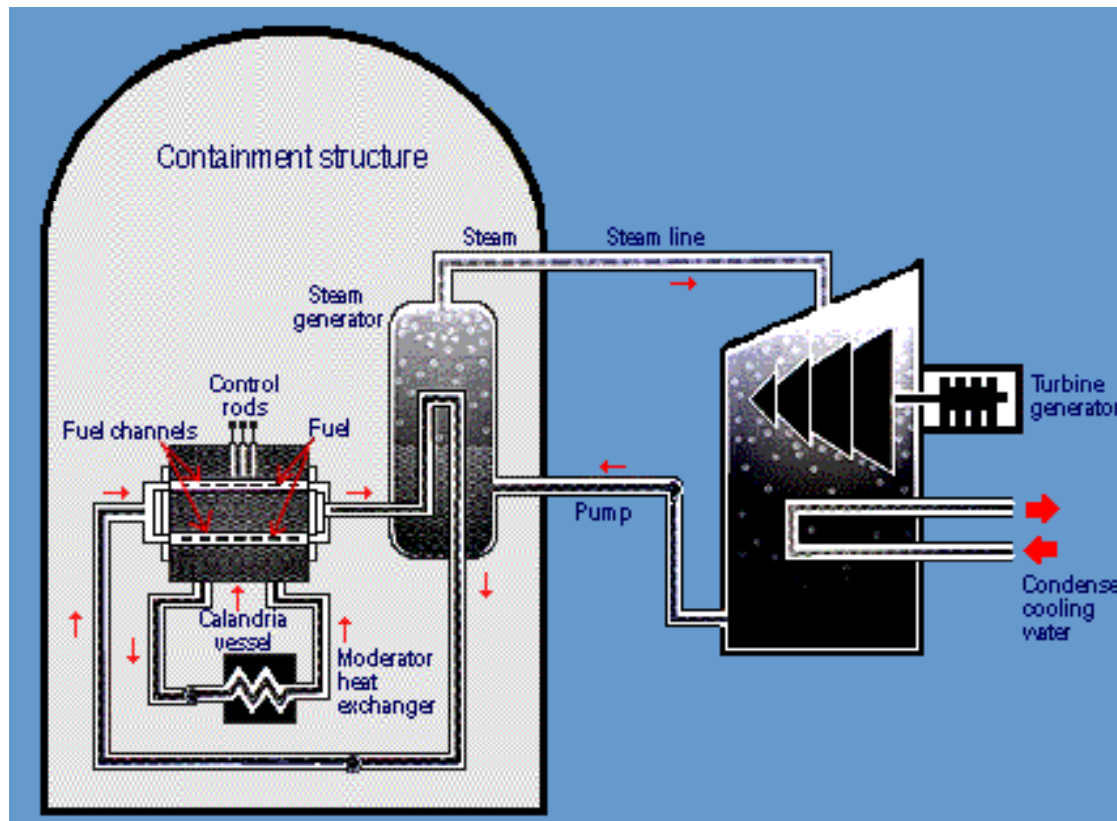


Caricamento del Nocciolo (PWR)



# Pressurised Heavy Water Reactor

## PHWR



A CICLO INDIRETTO  
CANDU  
Canadian Deuterium  
Uranium

Progettato negli anni '50  
in Canada

Reattore ad uranio  
naturale con moderatore  
ad acqua pesante

Moderatore: acqua pesante  
Refrigerante: acqua pesante

**Combustibile: uranio naturale allo 0.7%**

37 barrette da 50 cm per ogni elemento di comb.

Circuito di raffreddamento primario pressurizzato con cqua a 290°C

Coefficienti di temperatura e di vuoto: negativi

Diffusione limitata  
non sviluppati in USA e  
URSS perché possono  
essere usati per produrre  
plutonio

# Reattori a grafite

I reattori a grafite discendono direttamente dalla “pila di Fermi”

**MAGNOX**  
**AGR**  
**HTGR**  
**RBMK**

I primi sfruttati per la produzione di energia elettrica perché potevano utilizzare uranio naturale (no arricchimento)

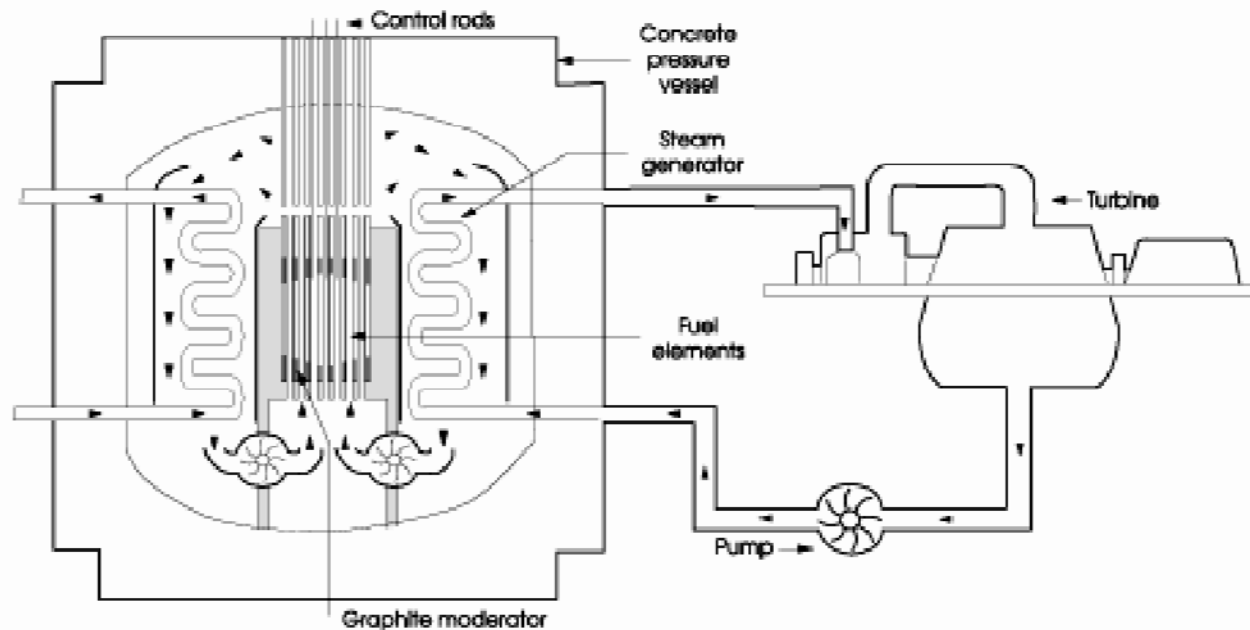
Favoriti anche da interesse bellico per la produzione di Pu

Sviluppati negli anni '60 nel Regno Unito, in Germania e negli USA

Non hanno avuto grande diffusione

Rinato interesse per gli HTGR (High Temperature **Gas** Reactor) in GEN IV potrebbero essere usati per la produzione di idrogeno

# Advanced Gas-cooled Reactor



## AGR

Un buon esempio

A CICLO INDIRETTO

Seconda  
generazione dei  
reattori a gas

Progettati in  
Inghilterra come  
evoluzione dei  
magnox

Moderatore: grafite

Refrigerante: **CO<sub>2</sub> gassosa: non assorbe neutroni**

Combustibile: uranio arricchito al 2.5-3.5%

in tubi di acciaio

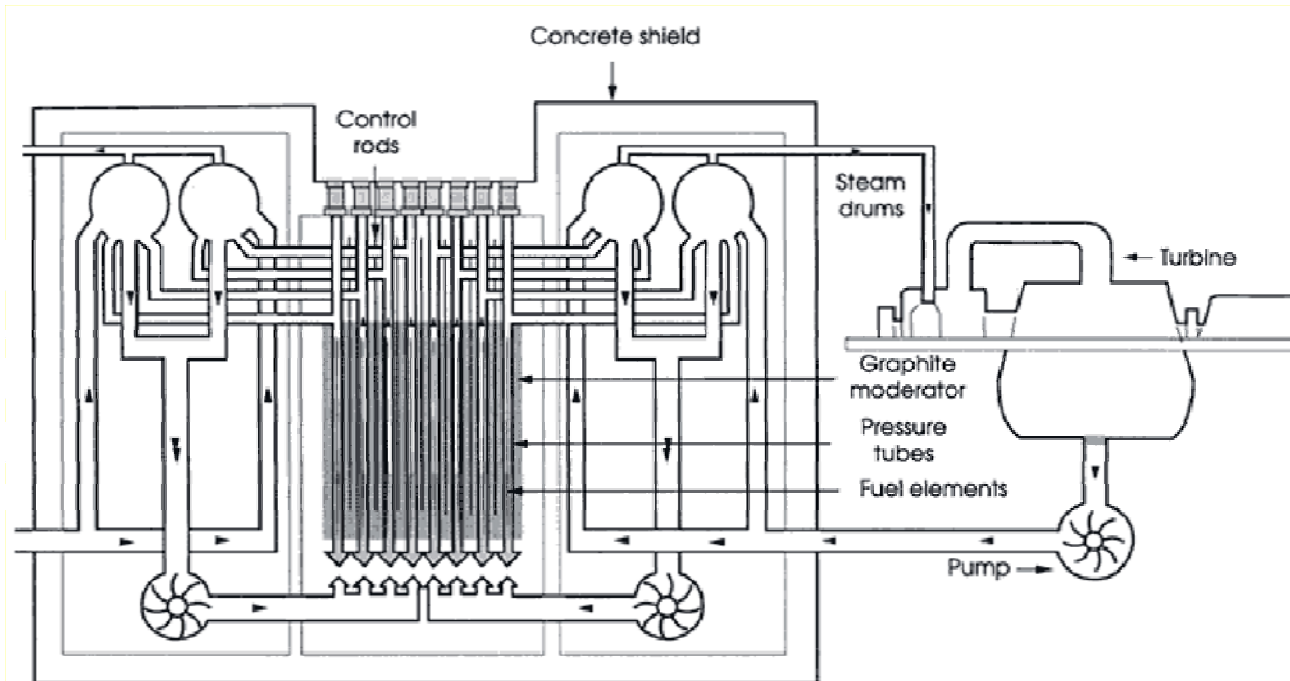
Circuito di raffreddamento primario chiuso e CO<sub>2</sub> a 650°C

Coefficienti di temperatura e di vuoto: negativi

# Reactor Bolshoi Moschnosti Kanalnyyi

**RBMK**

**Un cattivo esempio**



**Reattore ad acqua bollente  
di Chernobyl**

**Ignalina**

**Kursk**

**Leningrad**

**Smolensk**

Moderatore: grafite

Refrigerante: **acqua leggera bollente (assorbe neutroni)**

Combustibile: uranio arricchito al 2%, 18 barrette per elemento  
in tubi in lega di zirconio lunghi 7 m; 192 tonn. di uranio  
in 1680 canali in pressione

Coefficienti di temperatura: negativo

**Coefficienti di vuoto: positivo**

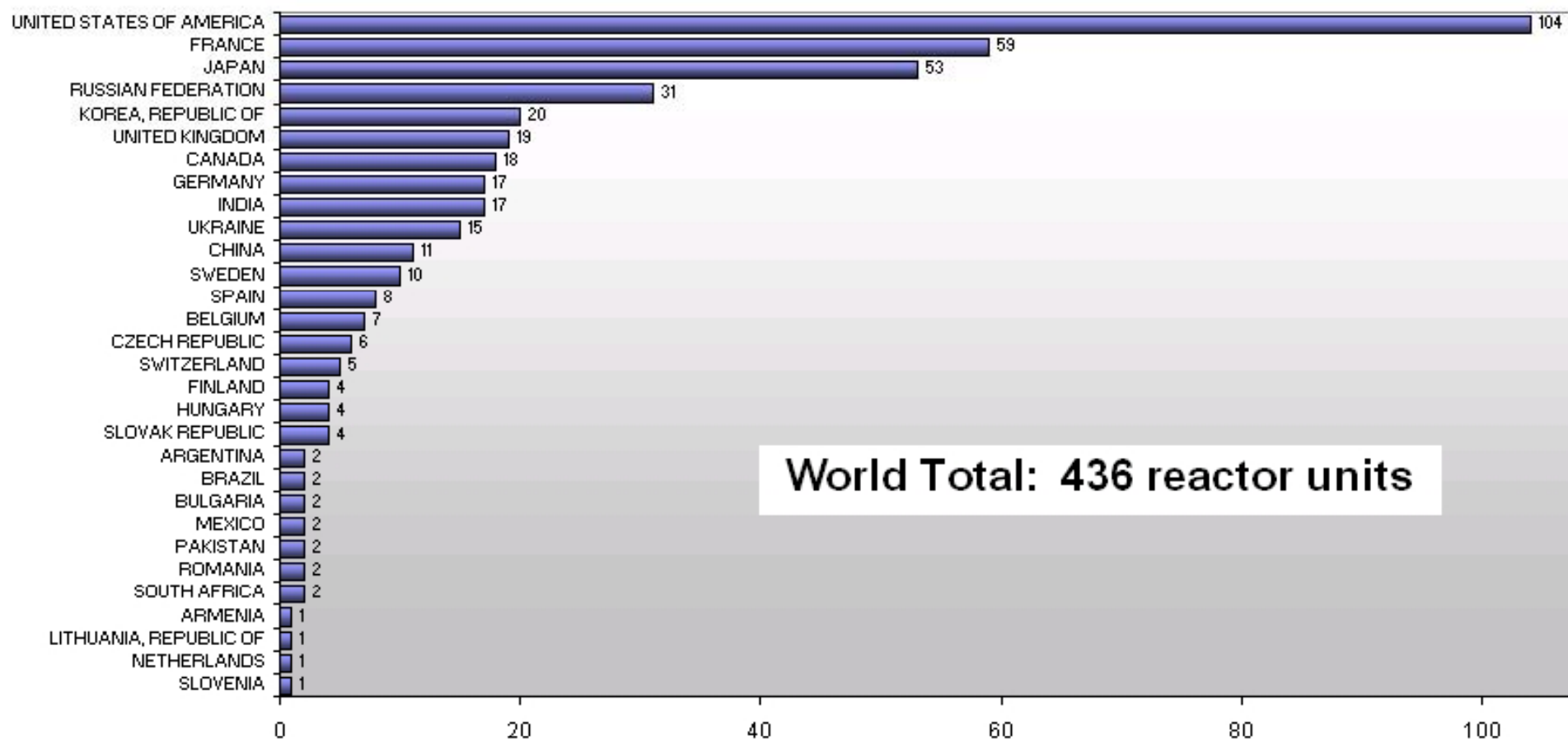
# I REATTORI DI II GENERAZIONE ESISTENTI

**Table 5.1** Typical thermal reactor parameters

Parameter	PWR	BWR	Magnox	AGR	Candu	RBMK
Thermal output (MW)	3400	3600	1875	1500	2650	3200
Electrical output (MW)	1150	1200	600	660	870	1000
Fuel type	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	U metal	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Coolant	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Moderator	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	Graphite	Graphite	D <sub>2</sub> O	Graphite
Core height (m)	4	4	9	8	4	7
Core diameter (m)	4	4	17	9	7	12
Weight of fuel (tU)	90	140	600	120	80	205
Discharge burn-up (MWd/kg)	35–45	30–40	5	24–27	8	20
(10 <sup>12</sup> joules/kg)	3.0–3.9	2.6–3.6	0.43	2.1–2.3	0.69	1.7
No of fuel assemblies/elements	193	732	49000	2500	5760	3400
No of fuel rods per assembly	264	96	1	36	37	18
Fuel clad material	Zircaloy	Zircaloy	Magnox	Stainless steel	Zircaloy	Zircaloy- niobium
Fuel enrichment (w/o U-235)	3.0–4.5	2.0–4.5	Natural	2.5–3.6	Natural	2.5
System pressure (bar)	155	72	28	42	90	78
Inlet temperature (°C)	290	270	250	320	250	265
Outlet temperature (°C)	325	285	400	650	290	290
Secondary system pressure (bar)	70	N/A	47	170	50	N/A
	~61%	~22%	~5%		~9%	~3%

# I REATTORI DI II GENERAZIONE ESISTENTI

## Number of Reactors in Operation Worldwide



**World Total: 436 reactor units**

Note: Long-term shutdown units (5) are not counted

# I REATTORI NEL MONDO

## Esistenti

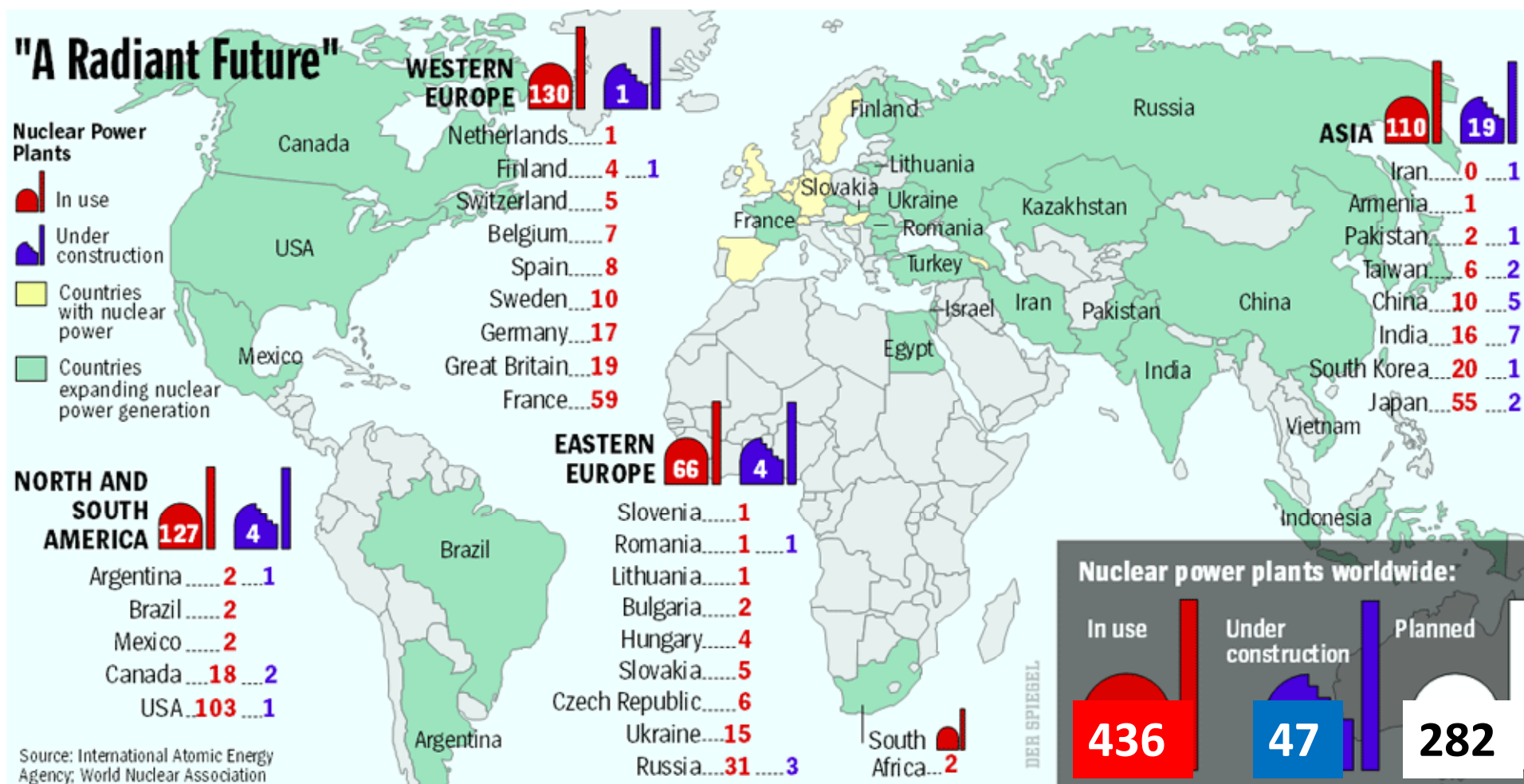
Stato	No. di Unità	Totale MWe
ARGENTINA	2	935
ARMENIA	1	376
BELGIUM	7	5824
BRAZIL	2	1766
BULGARIA	2	1906
CANADA	18	12577
CHINA	11	8438
CZECH REPUBLIC	6	3634
FINLAND	4	2696
FRANCE	59	63260
GERMANY	17	20470
HUNGARY	4	1859
INDIA	17	3782
JAPAN	53	45957
KOREA, REPUBLIC OF	20	17647

Stato	No. di Unità	Totale MWe
LITHUANIA, REPUBLIC OF	1	1185
MEXICO	2	1300
NETHERLANDS	1	482
PAKISTAN	2	425
ROMANIA	2	1300
RUSSIAN FEDERATION	31	21743
SLOVAK REPUBLIC	4	1711
SLOVENIA	1	666
SOUTH AFRICA	2	1800
SPAIN	8	7450
SWEDEN	10	8958
SWITZERLAND	5	3238
TAIWAN, CHINA	6	4949
UKRAINE	15	13107
UNITED KINGDOM	19	10097
USA	104	100582
<b>Total:</b>	<b>436</b>	<b>370120</b>



# I REATTORI NEL MONDO

## Esistenti, in costruzione, programmati



1 June 2009

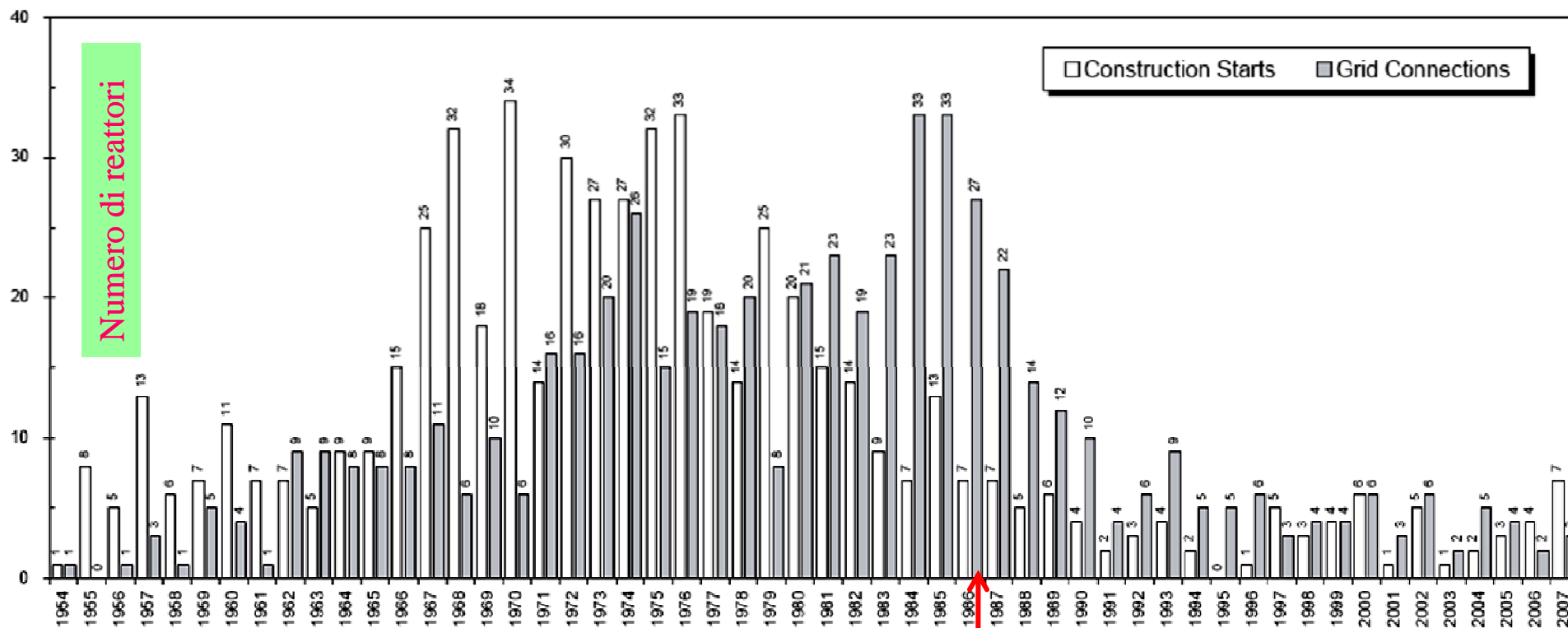
<http://www.spiegel.de/international/spiegel/0,1518,grossbild-777961-460011,00.html>

<http://www.world-nuclear.org/info/reactors.html>



# I REATTORI DI II GENERAZIONE ESISTENTI

anno di inizio costruzione e di allacciamento alla rete



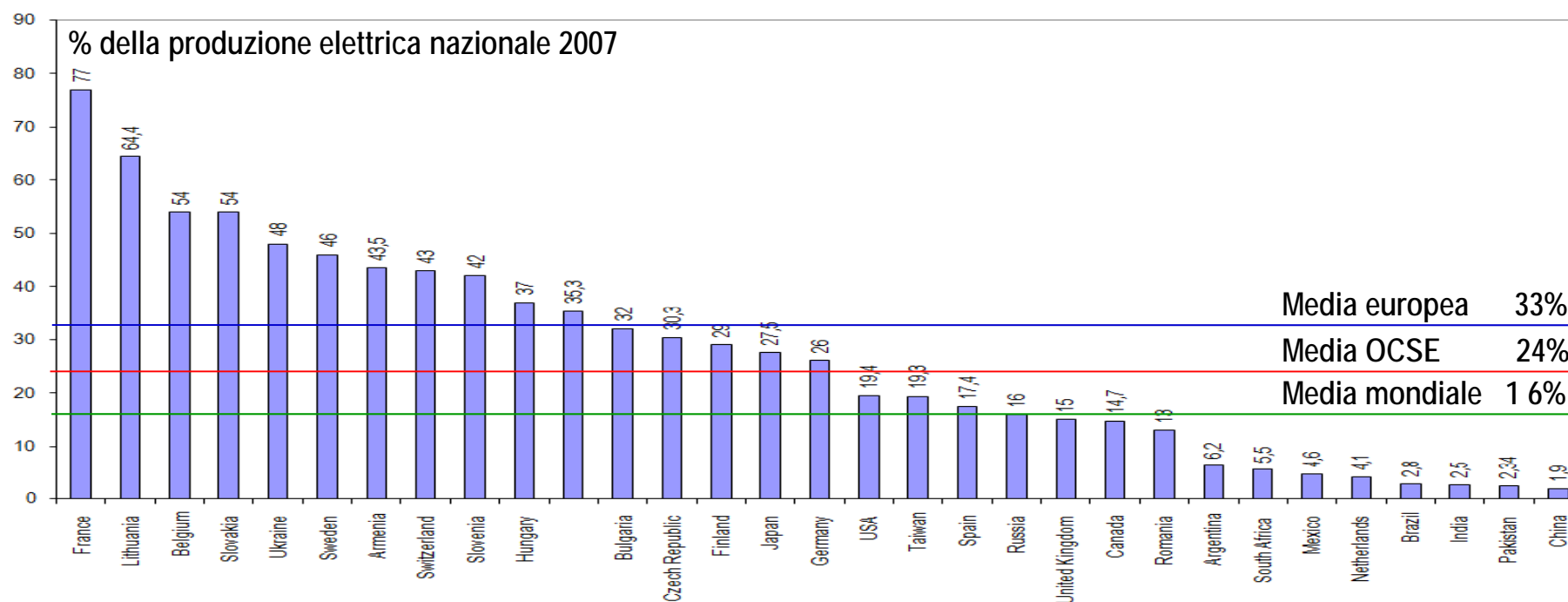
Incidente di Chernobyl

## CONTRIBUTO NUCLEARE ALLA PRODUZIONE DI ENERGIA ELETTRICA NEL 2007

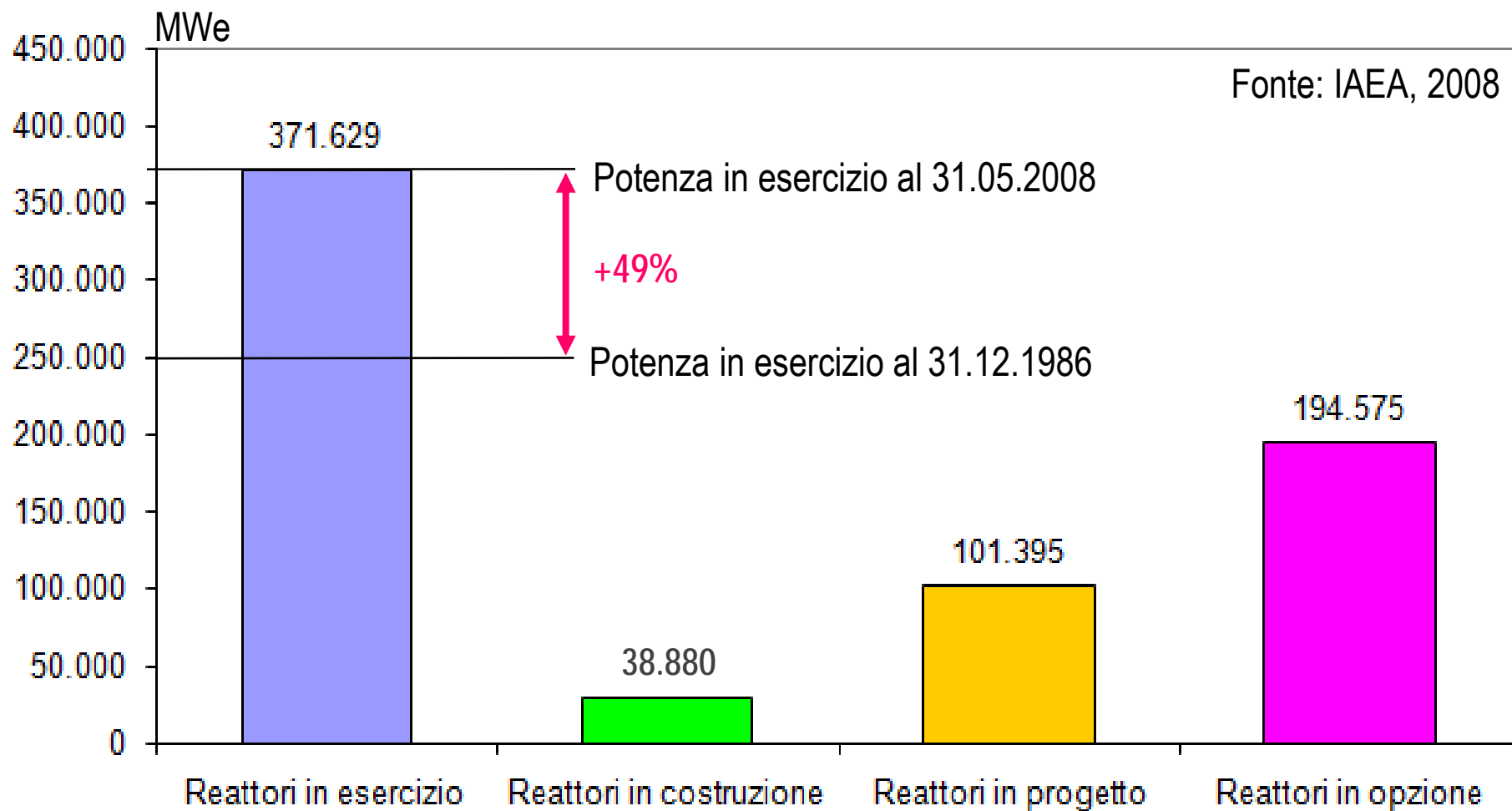
- Nei paesi industrializzati l'energia nucleare svolge un ruolo fondamentale nel soddisfacimento del fabbisogno di energia elettrica in condizioni di sostenibilità economica e ambientale.

Produzione 2007		Reattori in esercizio		Reattori in costruzione		Reattori in progetto		Reattori in opzione	
TWh	% Ee	N	GWe	N	GWe	N	MWe	N	MWe
2.608	16	436	371	44	39	93	101.395	218	192.975

Fonte: IAEA, situazione al 13.03.2009

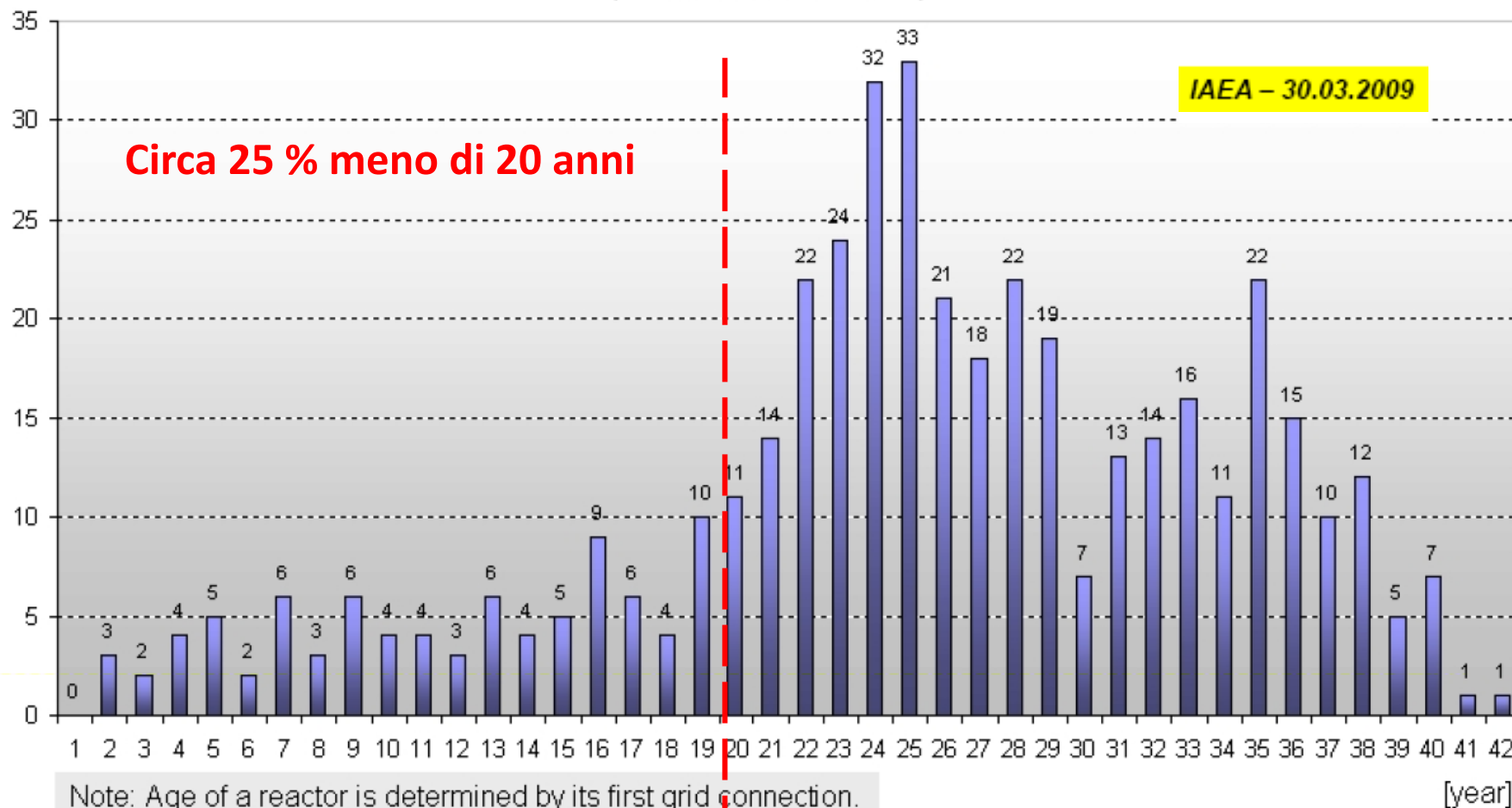


- Il disastro di Chernobyl, pur motivando approfondite riflessioni in tutti i paesi che avevano impianti nucleari in esercizio, non ha avuto effetti particolari sull'evoluzione dei programmi.



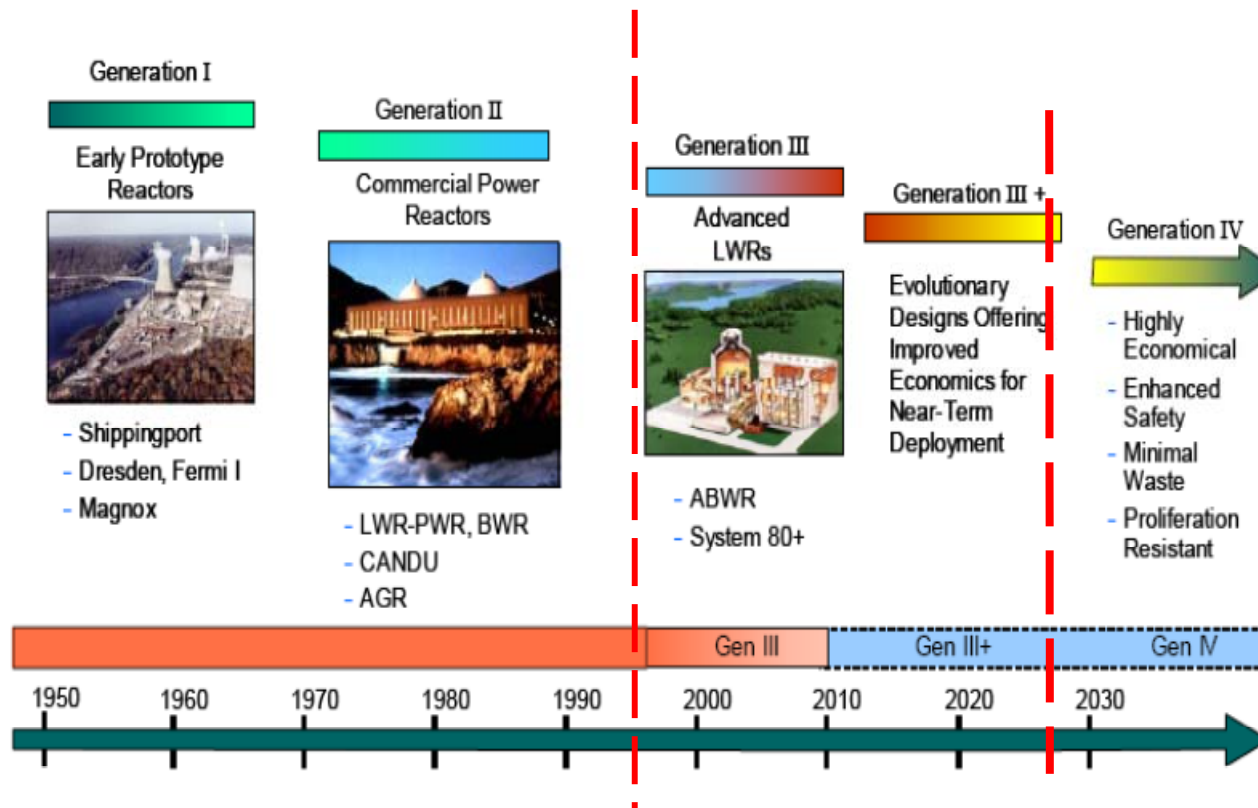
# ETA' DEI REATTORI IN FUNZIONE

Number of Operating Reactors by Age  
(as of March 2009)



**I più vecchi vanno sostituiti con  
nuovi reattori  
III e IV generazione**

# LA GENERAZIONE III e la III+



LA GENERAZIONE III PARTITA NEGLI ANNI '90 SOPRATTUTTO CON LO SCOPO

- DI MIGLIORARE LA SICUREZZA INSERENDO SISTEMI DI CONTROLLO PASSIVI
  - DI RIDURRE I COSTI
- sono in funzione o in fase di costruzione

LA GENERAZIONE III+

miglioramenti della III; già disponibili e in costruzione

# PAESI ATTIVI NELLO SVILUPPO DEI NUOVI REATTORI

1. USA
2. GIAPPONE
3. COREA DEL SUD
4. EUROPA (FRANCIA ,GERMANIA, SVEZIA)
5. RUSSIA

## REATTORI AD ACQUA LEGGERA

1. CANADA (PHWR)
2. INDIA

## REATTORI AD ACQUA PESANTE

1. SUD AFRICA (GERMANIA) PBMR
2. USA-RUSSIA-GIAPPONE (GT-MHR)

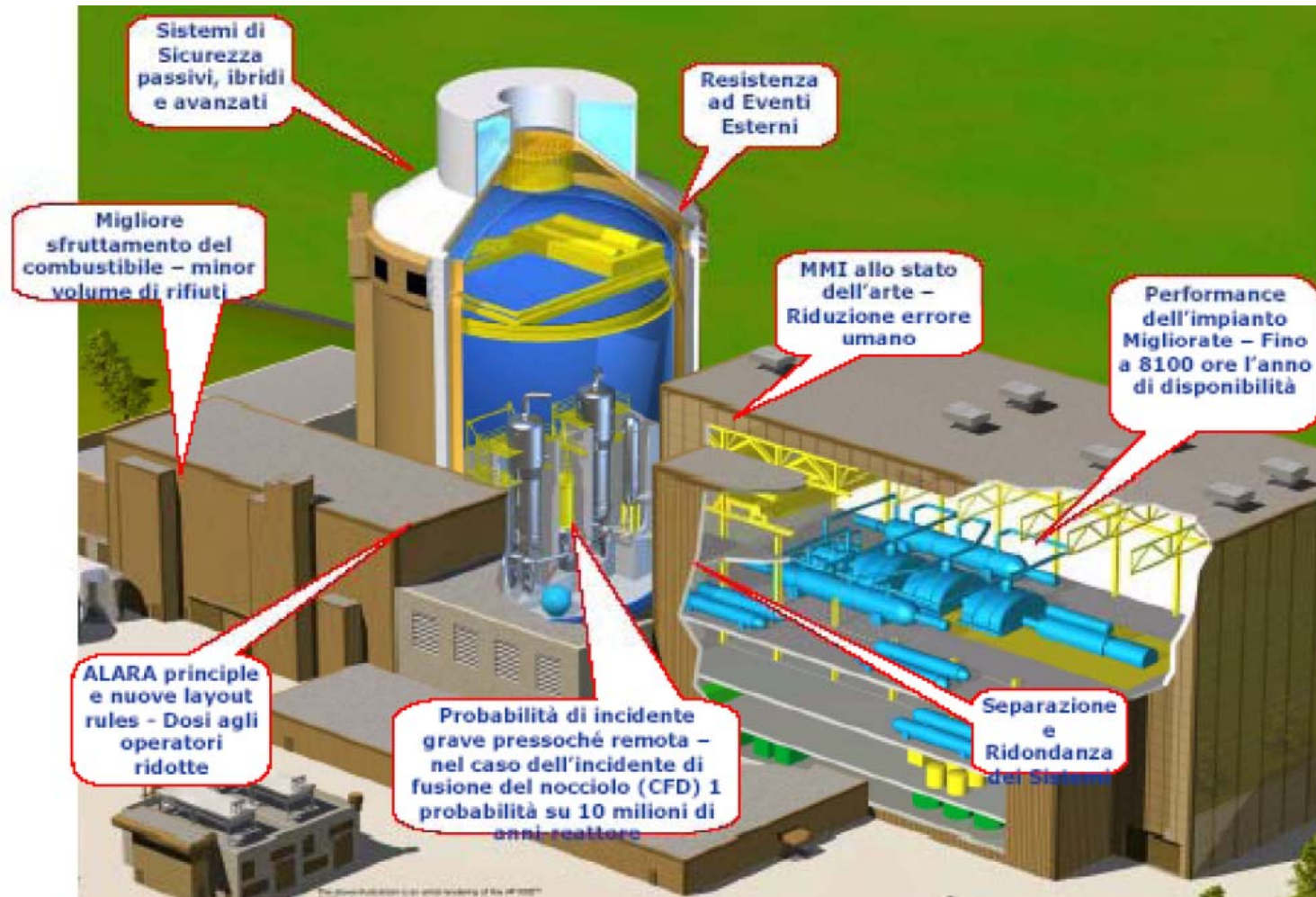
## HTGCR

reattori ad alta temperaturaraffreddati a gas



## CARATTERISTICHE IMPIANTI GEN III e III+

I reattori GEN III e III+ rappresentano un avanzamento rispetto a GEN II



Maggiori requisiti di sicurezza

Migliori prestazioni

## MAGGIORI REQUISITI DI SICUREZZA

- Gli eventi con **danneggiamento e fusione del combustibile** devono essere presi in considerazione **nel progetto** in modo integrato;
- Anche nelle **sequenze incidentali “severe”**, sebbene con probabilità estremamente basse, **non ci deve essere necessità di evacuazione della popolazione circostante** l’impianto; e l’eventuale contaminazione deve essere estremamente limitata nello spazio e nel tempo;
- **L’operatore deve essere essenzialmente un supervisore** e l’impianto deve rimanere in sicurezza anche in assenza di un suo intervento per un notevole lasso di tempo;
- **Le dosi ai lavoratori** dell’impianto devono essere **più basse** di quelle dei migliori impianti attuali;
- **I sistemi di sicurezza** devono essere **ridondanti, diversificati, separati** nello spazio ed indipendenti



## MIGLIORI PRESTAZIONI

- **Standardizzazione del progetto per accelerare tempi di licensing e realizzazione:**
  - **tempi di costruzione** compresi tra **36 e 60 mesi** (tra primo getto ed esercizio commerciale);
  - tutti i **componenti** (eccetto vessel) **devono essere facilmente sostituibili**;
  - **vita operativa più lunga** (60 anni di vita di progetto);
- **Burn-up del combustibile maggiore (60 MWd/t). Ciclo di refueling esteso. Fermate per ricarica brevi (meno di 14 giorni);**
- **Reattore in grado di operare in un sistema elettrico ad alta percentuale del nucleare (reattore con caratteristiche di flessibilità per gestire il carico);**
  - Numero di scram inferiore a 1 ogni 7000 h di reattore a potenza;
  - **Fattore di disponibilità medio su 20 anni superiore al 90%**;
  - Il distacco dalla rete elettrica non deve provocare lo scram del reattore per garantire una pronta ripresa della produzione elettrica;
- **Il nocciolo deve poter accettare almeno il 50% di MOX (combustibile ad ossidi misti U/Pu)**

## I PRINCIPALI MODELLI ATTUALMENTE SUL MERCATO

			"Certificazione" EUR	Certificazione NRC
AREVA	EPR	PWR	OK	Prevista 2011
Westinghouse	AP1000	PWR	OK, alcuni studi in corso (*)	OK
General Electric	ABWR	BWR	OK	OK
General Electric	ESBWR	BWR	NO	Prevista 2010
AtomStroyExport	AES 92	PWR	OK	NO
AECL	ACR1000	CANDU	NO	NO

(\*) – Principali: Protezione da caduta aereo e Piano di decommissioning – Attività in corso

## Stato di realizzazione dei reattori di GEN III+

Impianto	In esercizio	In costruzione	Approvati o in fase di Approvazione	Programmati
AP-1000	--	--	16	8
EPR	--	2	7	2
ESBWR	--	--	8	--
ABWR	3	--	2	8
APWR	--	2	--	--
APR-1400	--	2	--	--
WWER AES92	--	3	12	29

# I REATTORI IN COSTRUZIONE

al 30 marzo 2009 (IAEA)

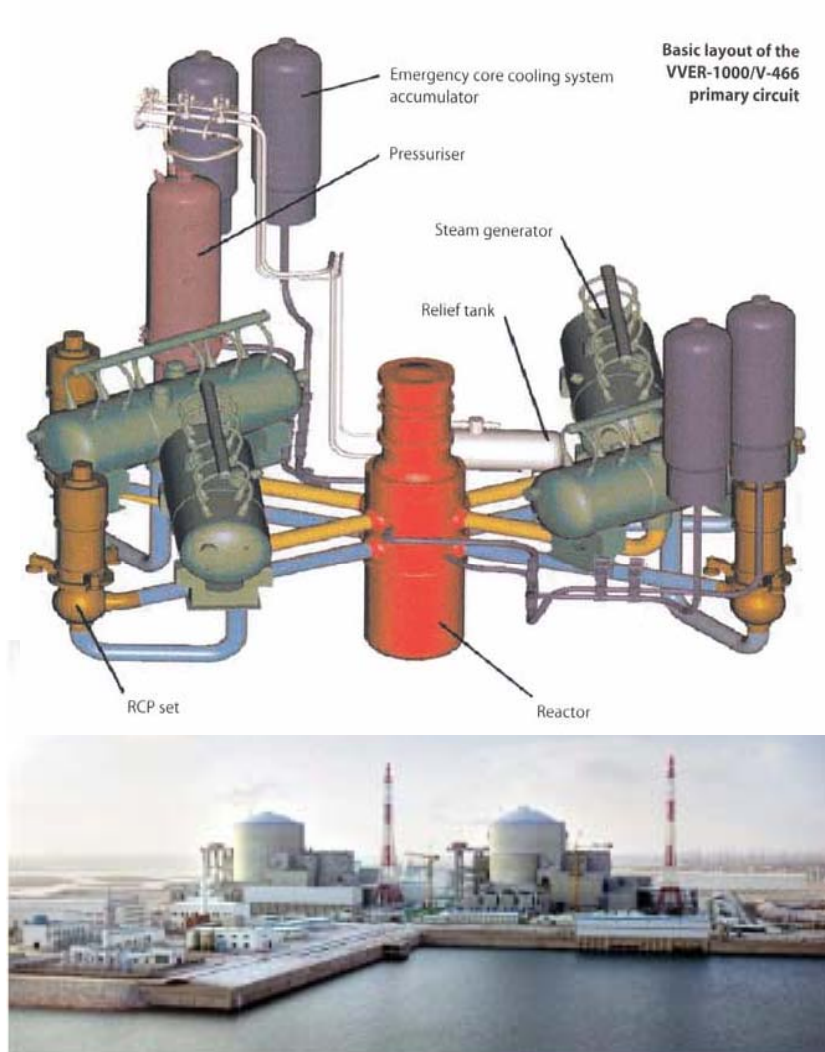
Stato	N. Unità	Potenza MWe
ARGENTINA	1	692
BULGARIA	2	1906
CHINA	11	10120
FINLAND	1	1600
FRANCE	1	1600
INDIA	6	2910
IRAN, ISLAMIC REPUBLIC	1	915
JAPAN	2	2191
KOREA, REPUBLIC OF	5	5180
PAKISTAN	1	300
RUSSIAN FEDERATION	8	5809
<i>TAIWAN, CHINA</i>	2	2600
UKRAINE	2	1900
USA	1	1165
<b>Totale:</b>	<b>44</b>	<b>38888</b>

La situazione è in continua evoluzione

## SCENARIO MONDIALE fine 2008

Modello	Tipologia	Fornitore	Attualmente in costruzione + autorizzati	
			Paese	Unità
VVER-1000/1200	PWR	AtomStroyExport	Cina Russia Bulgaria India Iran	0 + 2 2 + 6 2 + 0 2 + 0 1 + 1
CPR-1000	PWR	DFEC	Cina	1 + 9
EPR	PWR	Areva	Cina Francia Finlandia	0 + 2 1 + 0 1 + 0
AP-1000	PWR	Westinghouse	Cina	0 + 2
PWR – (APWR)	PWR	Mitsubishi Heavy Industries	Giappone	1 (0) + 0 (2)
PHWR	PHWR	Nuclear Power Corporation of India Ltd	India	3 + 0
BN-800	FBR	Federal Atomic Energy Agency	Russia	1 + 0
ABWR – (ESBWR)	BWR	General Electric – Hitachi	Giappone Taiwan	0 (0) – 7 (0)
OPR-1000 – (APR-1400)	PWR	Korea Power Engineering Company	Corea del Sud	3 (0) – 1 (4)

# VVER-1000/1100

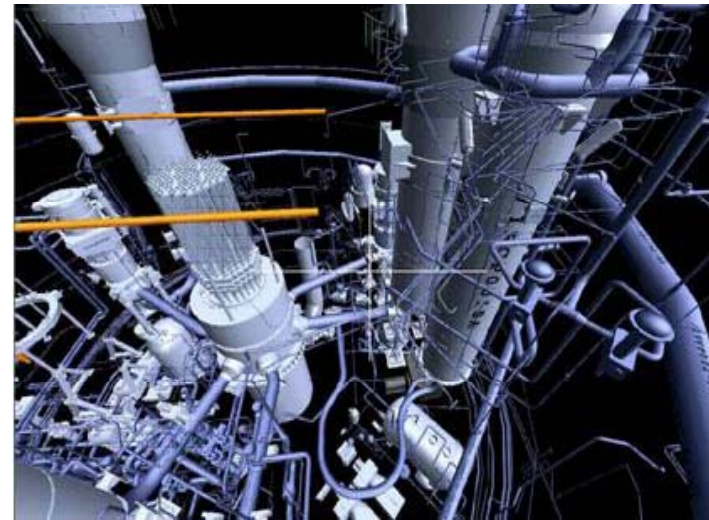


DATI PRINCIPALI	
Potenza elettrica installata (MWe)	1060
Potenza termica nominale (MWth)	3000
Numero di loops	4
Portata refrigerante (m <sup>3</sup> /h)	86000
Pressione refrigerante (MPa)	15,7
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	321
Innalzamento temperatura in reattore (°C)	30
Vapore prodotto (t/h)	5880
Pressione del vapore (Mpa)	6,27

VVER-1000/1200	PWR	AtomStroyExport	Cina Russia Bulgaria India Iran	0 + 2 2 + 6 2 + 0 2 + 0 1 + 1
----------------	-----	-----------------	---	---



## CPR-1000



CPR-1000	PWR	DFEC	Cina	1 + 9
----------	-----	------	------	-------

### DATI PRINCIPALI

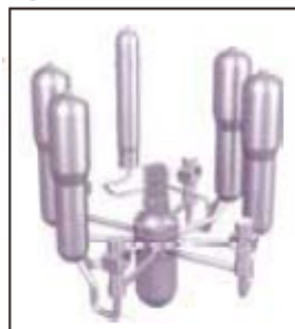
Potenza elettrica installata (MWe)	1060
Numero di loops	3
Pressione refrigerante (MPa)	15,5
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	330
Innalzamento temperatura in reattore (°C)	37,5
Vita utile d'impianto (anni)	60
Margine dal DNB	> 15%

## JAPAN – PWR/APWR

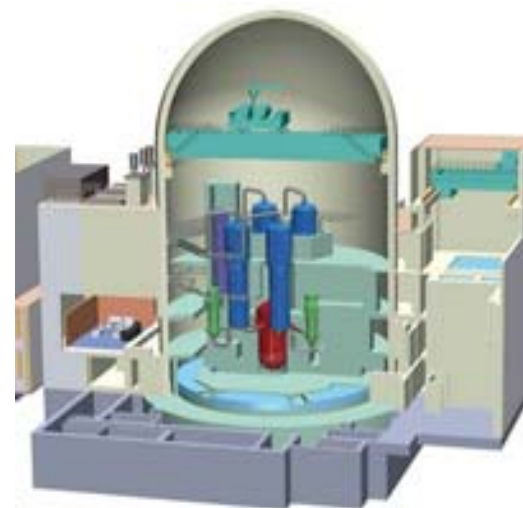
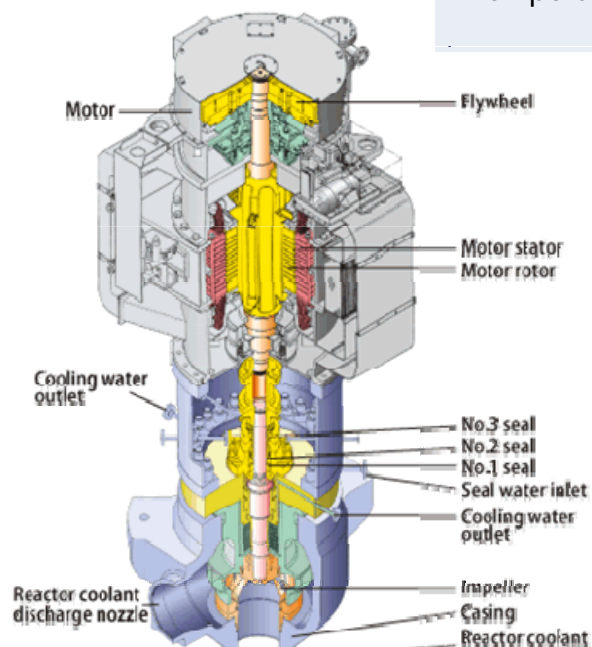
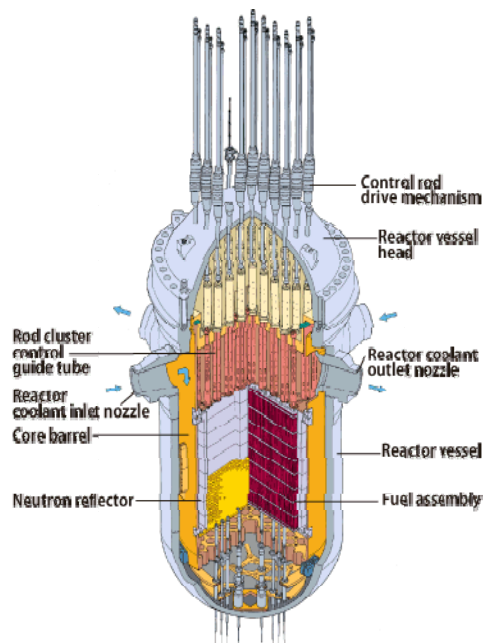
3-loop  
900 MWe Class



APWR  
1,500 MWe Class



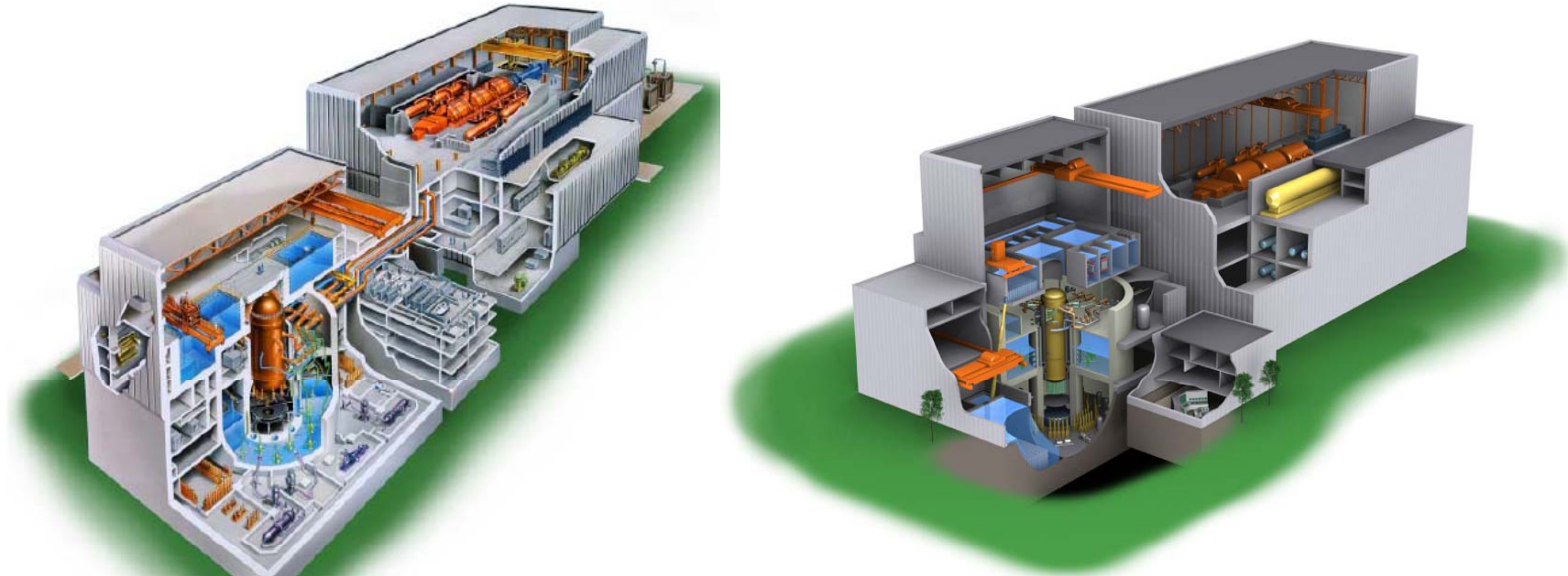
DATI PRINCIPALI	PWR	APWR
Potenza elettrica installata (MWe)	900	1500
Potenza termica nominale (MWth)	2652	4451
Numero di loops	3	4
Portata refrigerante (m <sup>3</sup> /h)	60000	103200
Pressione refrigerante (MPa)	15,5	15,5
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	300	300



PWR - (APWR)	PWR	Mitsubishi Heavy Industries	Giappone	1 (0) + 0 (2)
--------------	-----	-----------------------------	----------	---------------



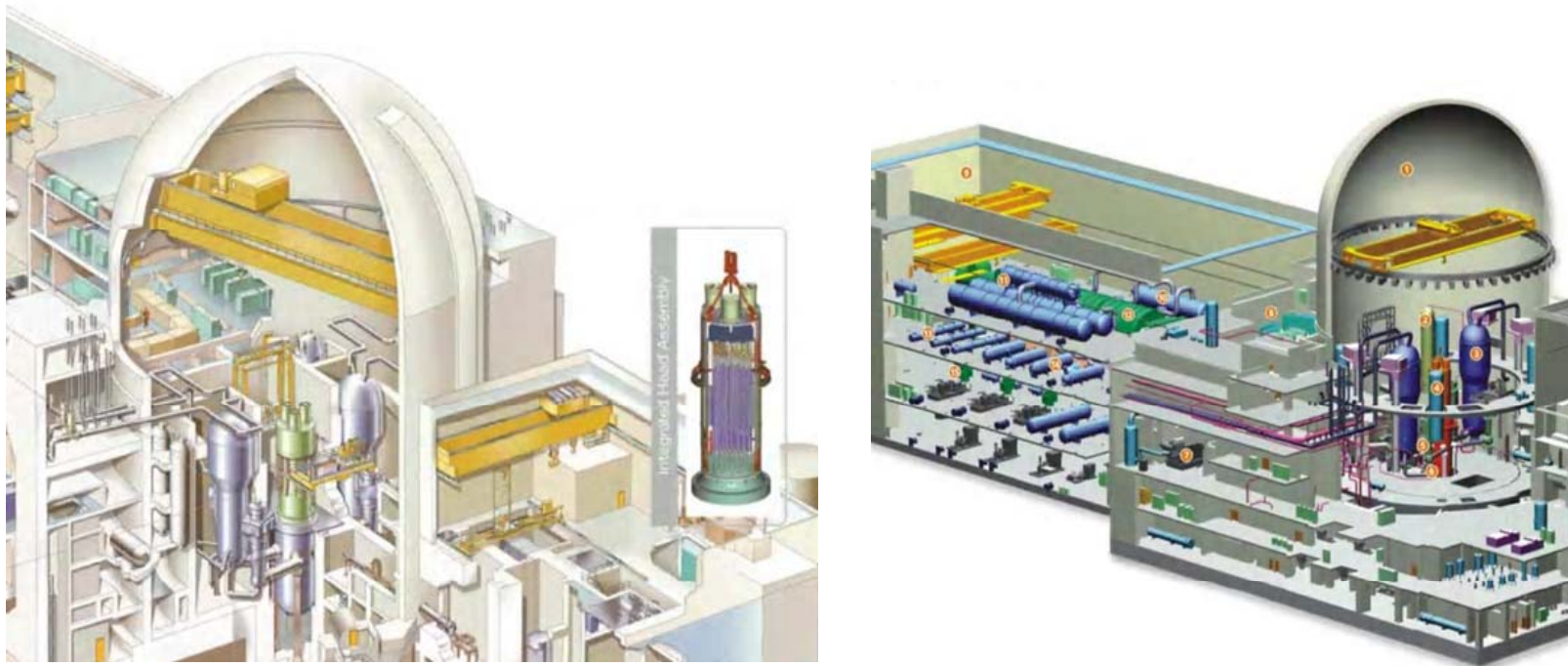
## ABWR - ESBWR



ABWR - (ESBWR)	BWR	General Electric - Hitachi	Giappone Taiwan	0 (0) - 7 (0)
----------------	-----	----------------------------	-----------------	---------------

DATI PRINCIPALI	ABWR	ESBWR
Potenza elettrica installata (MWe)	1350	1590
Potenza termica totale (MWth)	3926	4500
Pressione refrigerante (MPa)	7,5	7,2
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	275	284
Vita utile d'impianto (anni)	40	60

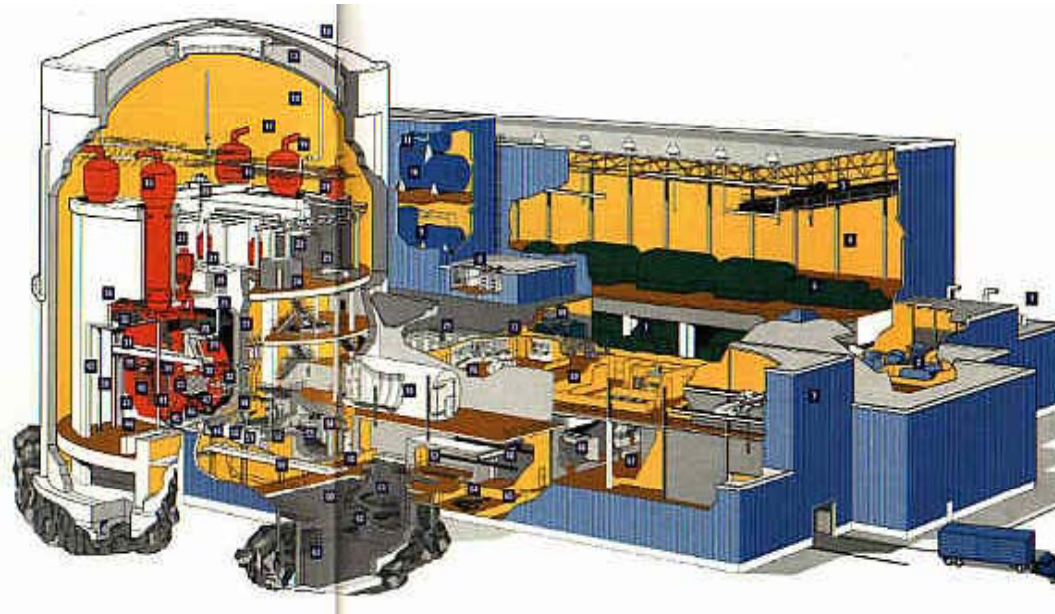
## OPR-1000 / APR-1400



OPR-1000 - (APR-1400)	PWR	Korea Power Engineering Company	Corea del Sud	3 (0) - 1 (4)
-----------------------	-----	---------------------------------	---------------	---------------

DATI PRINCIPALI	OPR-1000	APR-1400
Potenza elettrica installata (MWe)	1050	1400
N. Di loops	2	2
Pressione refrigerante (MPa)	15,8	15,8
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	327	324
Vita utile d'impianto (anni)	40	60

## CANDU 6 / ACR-1000



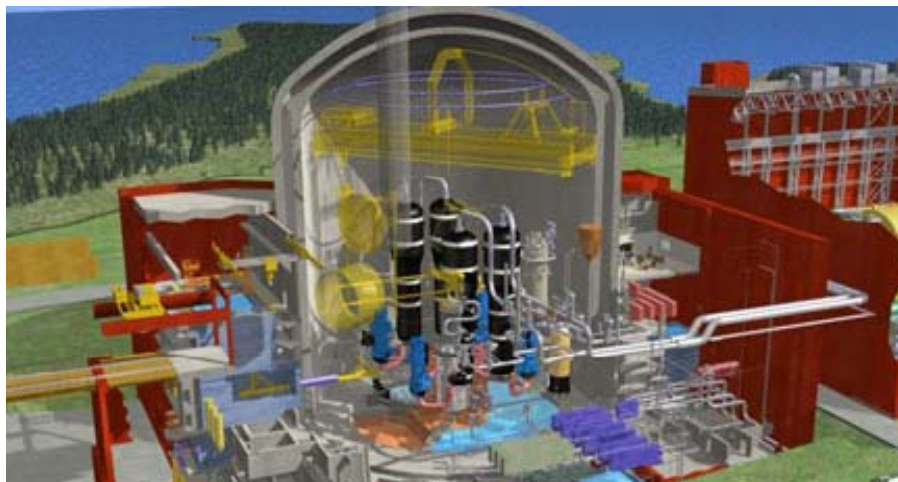
DATI PRINCIPALI	CANDU 6	ACR-1000
Potenza elettrica installata (MWe)	660	1085
Potenza termica totale (MWth)	2060	3180
Pressione refrigerante (MPa)	9,9	11,1
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	310	320
Vita utile d'impianto (anni)	40	60



# EPR

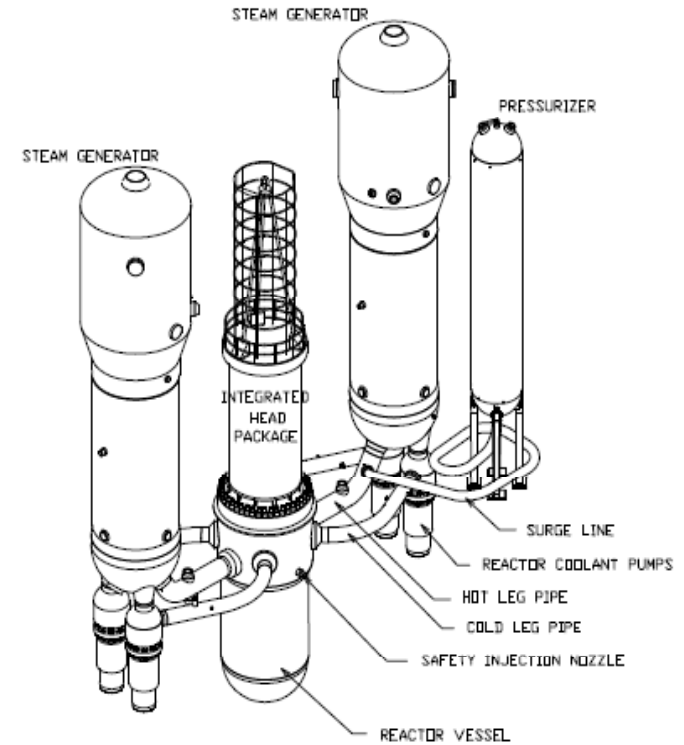
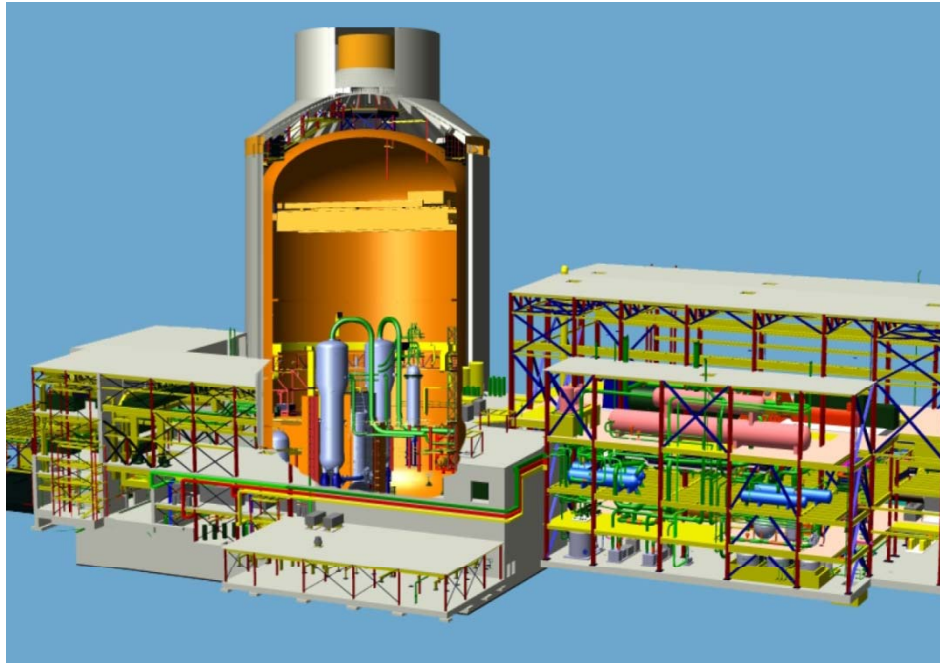


PWR	Areva	Cina Francia Finlandia	0 + 2 1 + 0 1 + 0
-----	-------	------------------------------	-------------------------



DATI PRINCIPALI	
Potenza elettrica installata (MWe)	1600
Potenza termica nominale (MWth)	4300
Numero di loops	4
Portata refrigerante (m <sup>3</sup> /h)	92000
Pressione refrigerante (MPa)	15,5
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	328
Innalzamento temperatura in reattore (°C)	32,5
Vapore prodotto (kg/s)	2443
Pressione del vapore (MPa)	7,8
Vita utile d'impianto (anni)	60

# AP-1000



AP-1000	PWR	Westinghouse <b>ITALIA?</b> Cina	0 + 2
---------	-----	----------------------------------	-------

## DATI PRINCIPALI

Potenza elettrica installata (MWe)	1117
Numero di loops	2
Pressione refrigerante out (MPa)	15,5
Temperatura refrigerante uscita nocciolo (°C)	321
Vita utile d'impianto (anni)	60

## QUALE APPROCCIO PER LA SCELTA DELLA FILIERA?

### I' esempio del REGNO UNITO

- Ha contribuito in modo sostanziale allo sviluppo delle tecnologie nucleari ma per anni non ha intrapreso iniziative di nuove costruzioni
- Nel 2007 la UK Health and Safety Executive e la UK Environment Agency hanno emesso delle guide che definiscono il processo attraverso il quale loro **emetteranno una pre-licenza per nuovi impianti nucleari da installare nel Paese.**
- Hanno **invitato vari vendors a fornire un Fundamental Safety Overview** del progetto proposto, in cui siano chiariti una serie di aspetti riguardanti la filosofia del progetto, i rischi associati, le misure protettive adottate, la dimostrazione della adeguatezza con la impostazione inglese alla riduzione dei rischi ragionevolmente ottenibile, una descrizione dell'approccio e dei risultati delle analisi di sicurezza , il riferimento alle normative applicate, alla struttura gestionale prevista, etc.
- **4 vendors hanno risposto:**
  - la **AECL**, pur avendo superato lo step 2, **ha deciso di ritirarsi**;
  - la **GE-HITACHI** ha chiesto la **sospensione temporanea** della valutazione
  - AREVA con **EPR prosegue i** processi valutativi
  - Westinghouse con **AP-1000 prosegue i** processi valutativi

**EPR e AP-1000 sono gli impianti a cui stava guardando l'Italia**



## ASPETTI DI DIFFERENZIAZIONE TRA EPR E AP-1000

- SISTEMI DI SICUREZZA
  - **EPR**: punta sulla conservazione del ruolo chiave attribuito ai **sistemi di sicurezza attivi**. I sistemi di refrigerazione di emergenza, con i relativi ausiliari, sono sistemi attivi, **ridondati** al 400%
  - **AP-1000**: punta sulla **sicurezza passiva**. Leggi di natura sono chiamate a svolgere le funzioni di trasferimento di fluidi e di trasferimento di calore, per cui pur esistendo dei sistemi di salvaguardia attivi, questi non sono i sistemi chiave per la garanzia della refrigerazione del nocciolo e la asportazione del calore residuo
- **FUSIONE DEL NOCCIOLO**
  - **EPR**: **convogliamento controllato del corium in una piscina** asciutta che successivamente è refrigerata
  - **AP-1000**: **mantenimento dell'integrità del recipiente in pressione** grazie alla refrigerazione delle pareti esterne
- **RIDUZIONE DEI COSTI**
  - **EPR**: **economia di scala** (impianti di grande taglia 4300 MWth - 1600 MWe)
  - **AP-1000**: **semplificazione** (riduzione del numero di sistemi)

## ASPETTI COMUNI AGLI IMPIANTI EPR e AP-1000

- Strutture, sistemi e componenti rilevanti ai fini della sicurezza progettati per far fronte e gestire le 4 condizioni di impianto previste dalla normativa internazionale, sistemi e componenti in grado di gestire, in sicurezza, le Beyond Design Basis Accident Conditions e gli incidenti severi.
- Riduzione dello spettro di sequenze incidentali possibili e prescrizione di azioni finalizzate a rendere meno critici determinati transitori, o meno probabili e più facilmente gestibili
- Utilizzo di tecnologie provate per i componenti più importanti .
- Incremento del volume di refrigerante all'interno del recipiente in pressione.
- **Incremento del volume del pressurizzatore (per gestire rapide variazioni di carico senza richiedere lo spegnimento rapido del reattore).**
- Introduzione di sistemi atti a limitare la richiesta di intervento delle valvole di sicurezza nel pressurizzatore, ovvero di poter intercettare le linee di scarico del vapore.
- **Assenza di penetrazioni nella parte inferiore del recipiente in pressione del reattore.**
- Introduzione di schermi protettivi nel recipiente in pressione.
- Scelta di materiali innovativi per gli elementi di combustibile e progetto migliorato di griglie, di bocchelli di ingresso anti detriti, etc.
- Riduzione della concentrazione di boro (AP1000:grey rods; EPR:uso di soluzione borata arricchita in B<sup>10</sup>).
- Presenza di sistemi non safety grade che prevengono, ove possibile, l'intervento dei sistemi di sicurezza (safety grade).
- **Presenza di sistemi che permettono una gestione di condizioni estreme, altamente improbabili.**
- **Criteri di progetto del circuito primario che ne escludono, di fatto, la possibilità di rottura.**
- **Sono previsti sistemi di ricombinazione dell'idrogeno nell'edificio contenitore.**
- Entrambi dispongono di una **grande riserva di acqua borata all'interno del contenitore primario**, con funzioni di esercizio, ma anche di sicurezza, fino alla gestione di incidenti severi.

## SVILUPPO DEL PROGETTO EPR

- L'EPR (Enhanced Pressurized Reactor) deriva dall'evoluzione dei reattori **francesi N4** e tedeschi **KONVOI** e integra i risultati dei programmi di ricerca e sviluppo francesi (CEA) e tedeschi (Karlsruhe).
- Nasce da una cooperazione tra Francia (Framatome, EDF) e Germania (Siemens KWU, E.ON). Le attività nucleari di Framatome e Siemens KWU sono state successivamente fuse per dare luogo alla Framatome ANP, società oggi appartenente ad Areva e a Siemens.
- Il progetto EPR è stato sviluppato sulla base delle seguenti specifiche:
  - documento EUR (European Utilities Requirements) emanato dalle utilities europee;
  - documento URD (Utility Requirements Document) emanato dall'US Electric Power Research Institute (EPRI);
  - raccomandazioni formulate nel 1993 e nel 1995 congiuntamente dalle autorità di sicurezza francese e tedesca.



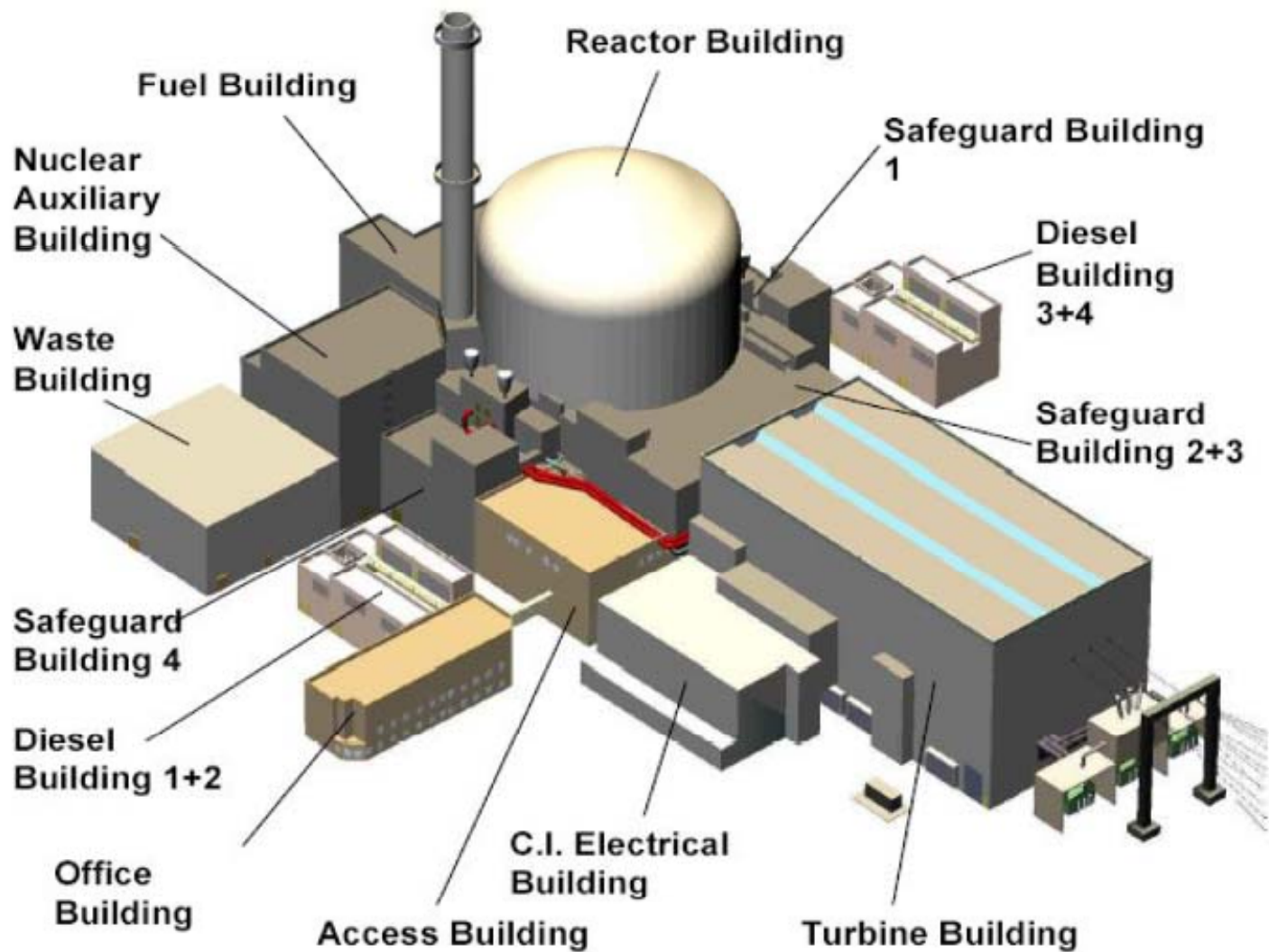
**Centrale di Olkiluoto (Finlandia)**

## FILOSOFIA DI SICUREZZA



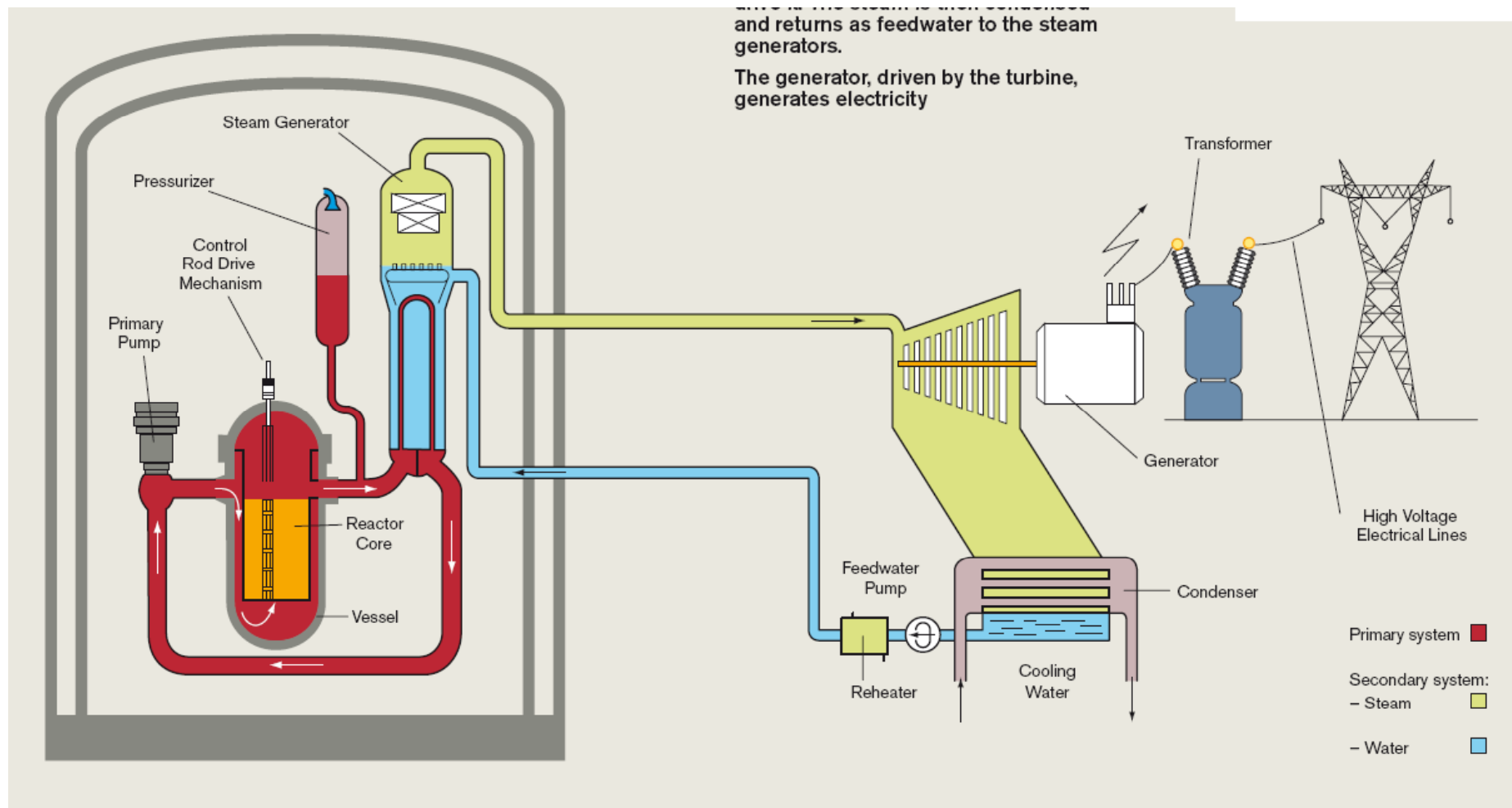
- La filosofia di sicurezza dell'impianto EPR si basa su due presupposti:
  - **sensibile miglioramento della funzionalità dei sistemi di protezione** finalizzati ad impedire la fusione del nocciolo;
  - **adozione di salvaguardie aggiuntive** per controllare anche le conseguenze di un incidente di fusione del nocciolo.
- L'analisi probabilistica di sicurezza applicata all'impianto EPR fornisce i seguenti valori:
  - 1 su 100.000 ( **$10^{-5}$** ) per reattore-anno per **tutti i tipi di guasto e di rischio**;
  - minore di 1 su 1.000.000 ( **$10^{-6}$** ) per reattore-anno per **eventi originati all'interno dell'impianto** (10 volte inferiore al valore tipico dei reattori attualmente in esercizio);
  - minore di 1 su 10.000.000 ( **$10^{-7}$** ) per reattore-anno per le sequenze associate alla **perdita** della funzione **di contenimento** della radioattività.

## GLI EDIFICI DELL'EPR





# LE TRE BARRIERE DI PROTEZIONE CONTRO I RILASCI





## CARATTERISTICHE DEL CONTENITORE EPR

- Doppio contenimento.
- "Liner" interno in acciaio a tenuta (6 mm).
- Cilindro interno in calcestruzzo armato precompresso.
- Cilindro esterno in calcestruzzo rinforzato.
- Volte ellissoidali tra loro indipendenti.
- Componenti e sistemi del circuito primario collocati in compartimenti separati.



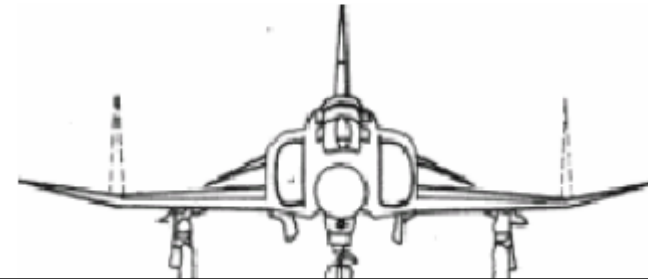
# Protezione da caduta aereo

(sia militari che commerciali di linea)

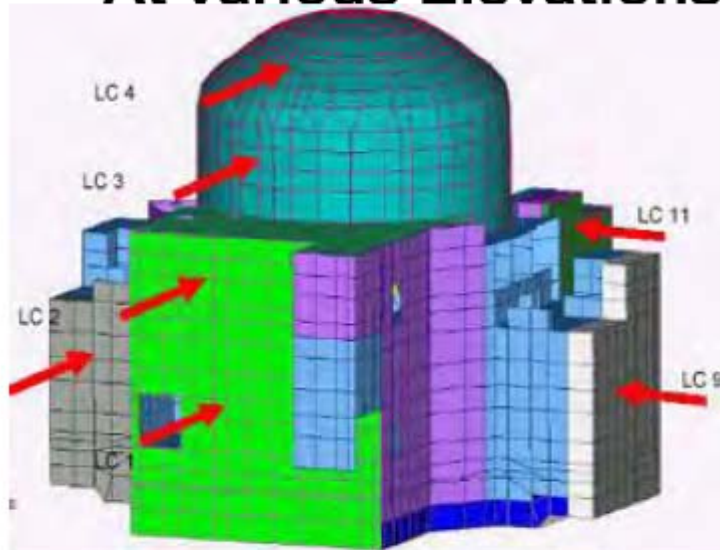
## Large Commercial Jet



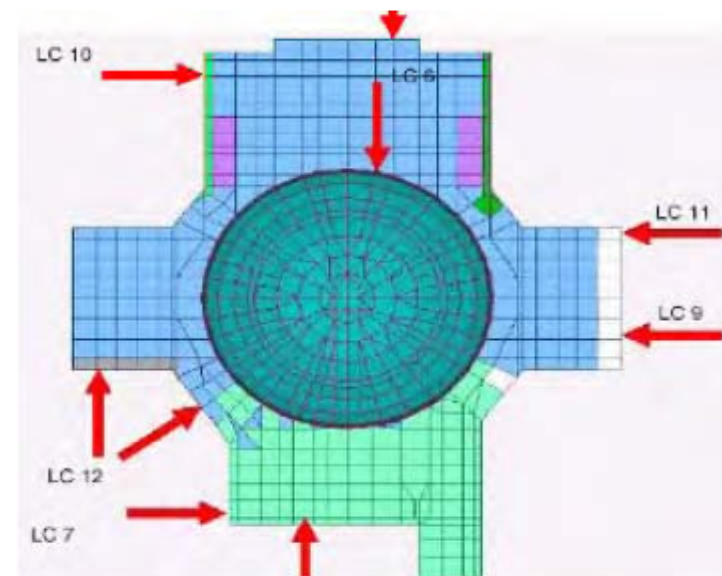
## Military Aircraft



## At various Elevations

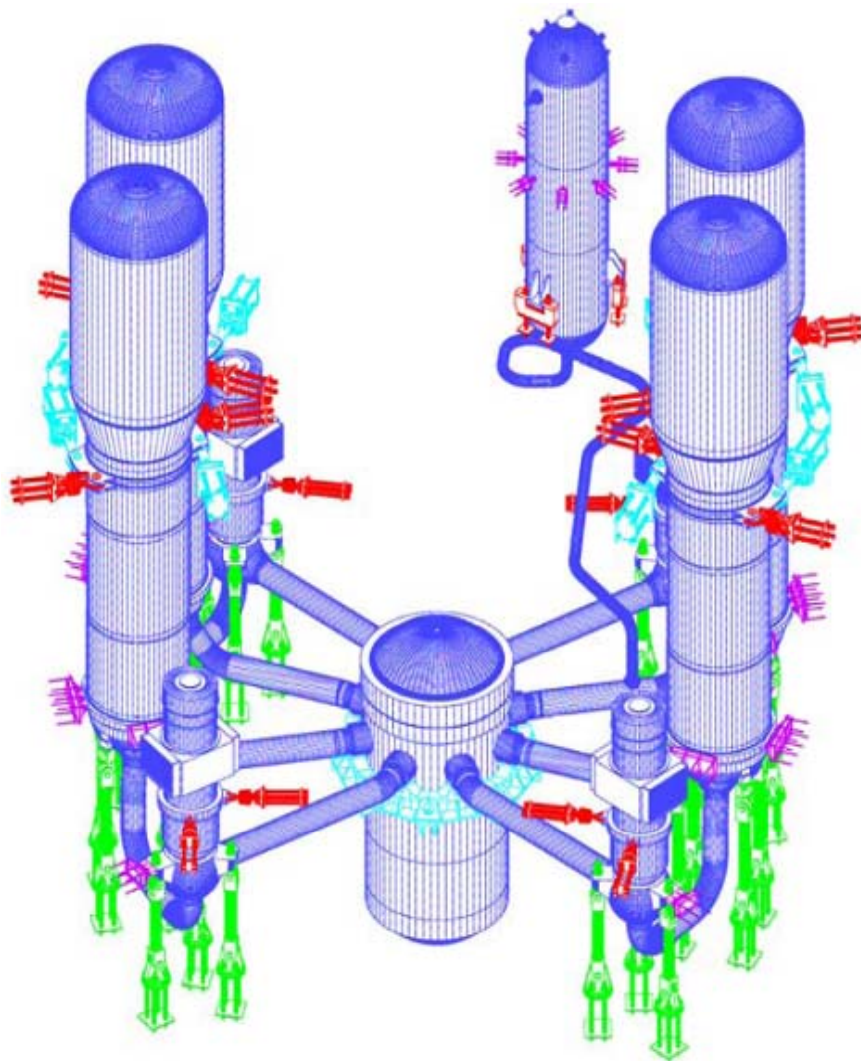


## From different Sides



# RIDONDANZA

## IL CIRCUITO PRIMARIO



4 linee di protezione del combustibile separate ed indipendenti ed **ognuna capace di fare fronte agli incidenti** (400%)

- Il circuito primario è costituito da:
  - Reactor vessel
  - 4 loop primari
  - 4 Generatori di Vapore
  - 4 pompe primarie

## GESTIONE INCIDENTI SEVERI

### Sistemi di raccolta e refrigerazione del nocciolo fuso

- Il pozzo del reattore e la zona di raccolta del nocciolo fuso (corium) sono privi d'acqua, al fine di evitare interazioni ad alta energia corium-acqua.
- In caso di colata del corium, quest'ultimo è incanalato e raccolto in una apposita zona ("core catcher") costituita da una grande vasca con intecapedine raffreddata.
- In tal modo, in caso di fusione completa e fuoriuscita del nocciolo fuso dal vessel è possibile raffreddare il corium senza che l'acqua entri direttamente in contatto con esso.





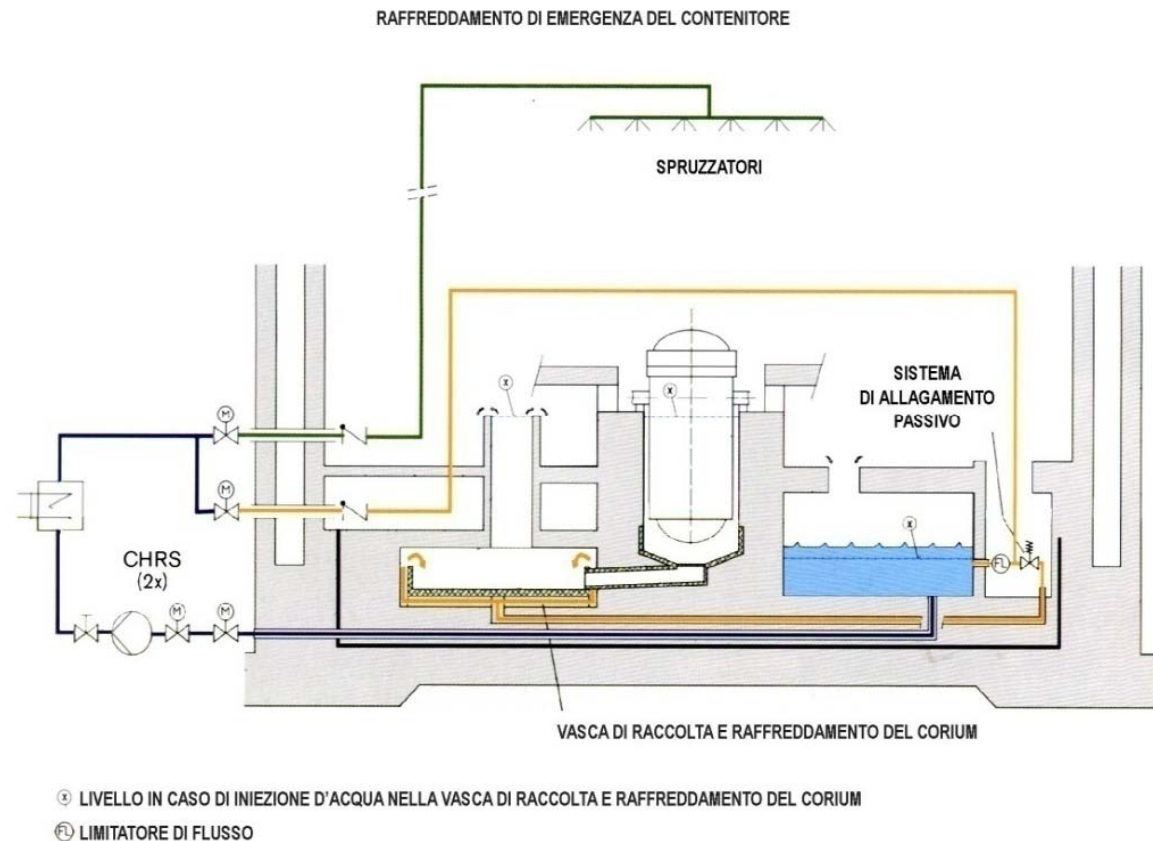
## GESTIONE INCIDENTI SEVERI

### Sistemi di raccolta e refrigerazione del nocciolo fuso

- Il pozzo del reattore e la zona di raccolta del nocciolo fuso (corium) sono privi d'acqua, al fine di evitare interazioni ad alta energia corium-acqua.

- In caso di colata del corium, quest'ultimo è incanalato e raccolto in una apposita zona ("core catcher") costituita da una grande vasca con intecapedine raffreddata.

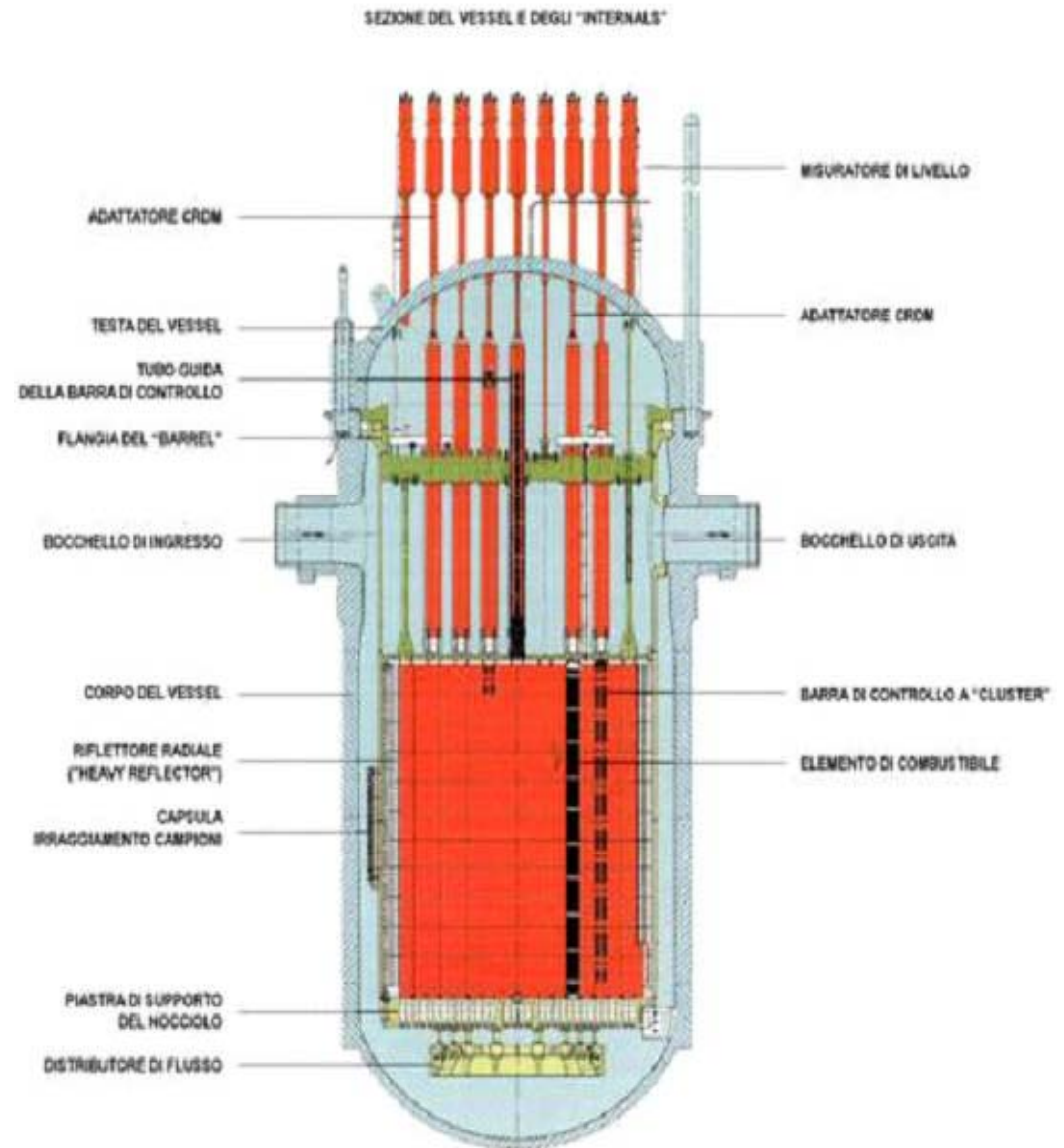
- In tal modo, in caso di fusione completa e fuoriuscita del nocciolo fuso dal vessel è possibile raffreddare il corium senza che l'acqua entri direttamente in contatto con esso.



## CARATTERISTICHE DEL RECIPIENTE DEL REATTORE EPR

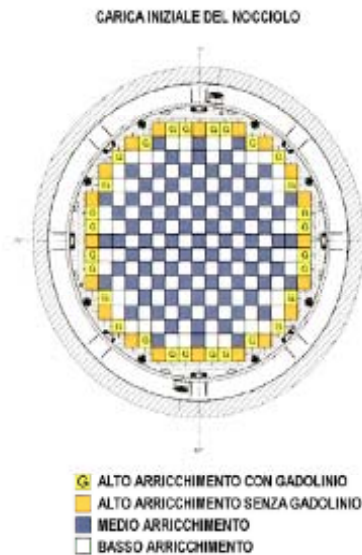


- Sezione superiore del vessel ricavata in un unico pezzo forgiato.
- Sezione centrale estesa per tutta la lunghezza del nocciolo.
- Flusso neutronico sulla parete interna ridotto aumentando il diametro del vessel e adottando un riflettore radiale.
- Fondo del vessel privo di penetrazioni.





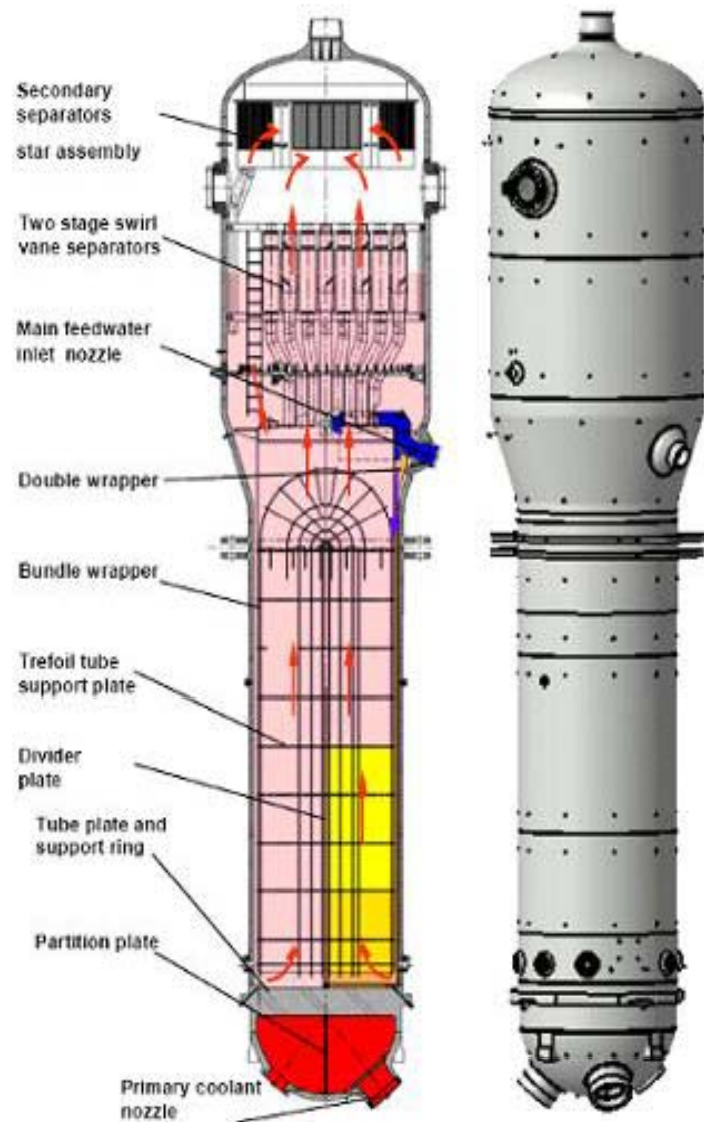
## ELEMENTI DI COMBUSTIBILE E NOCCIOLO



- L'elemento di combustibile del reattore EPR è costituito da un fascio a sezione quadrata di 17 x 17 barrette.
- Le barrette di combustibile sono costituite da tubi ("camicie") in lega di zirconio (M5) del diametro esterno di 9,5 mm e dello spessore di 0,57 mm, ciascuno dei quali è riempito con una pila di pastiglie cilindriche sinterizzate (pellet) di combustibile (ossido di uranio o ossidi misti di uranio e plutonio).

*Reattore EPR. Elemento di combustibile e schema della carica iniziale del nocciolo.*

## GENERATORI DI VAPORE

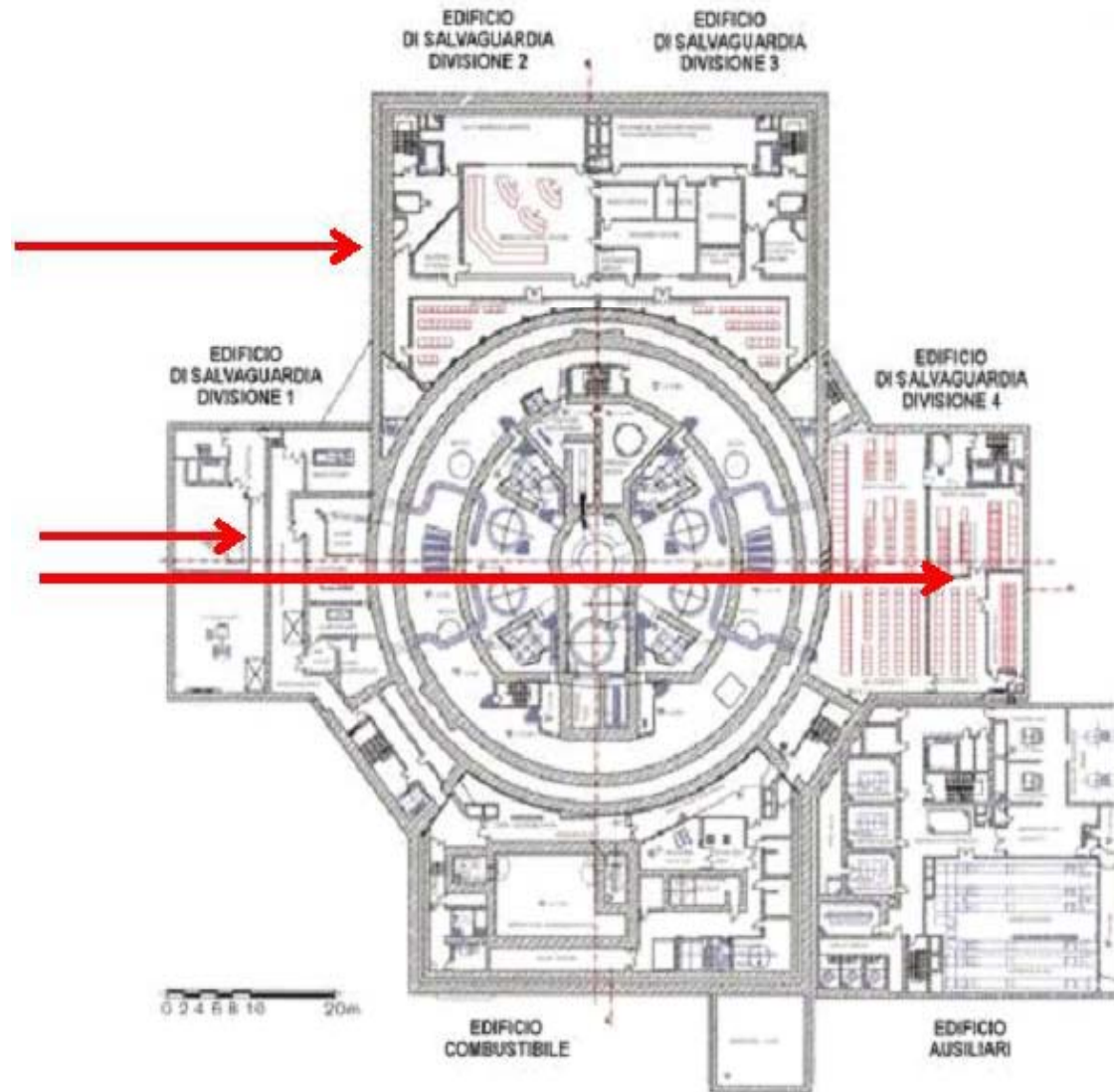


- T ingresso/uscita refrigerante primario 330-295 °C
- Pressione del vapore in uscita 77 bar al 100% di potenza
- T acqua alimento al 100% di potenza 230 °C
- Portata vapore 638,4 kg/s



## CARATTERISTICHE DEL REATTORE EPR

- L'edificio reattore, l'edificio combustibile e due dei quattro edifici di salvaguardia sono protetti da una struttura esterna in calcestruzzo rinforzato.
- Gli altri due edifici di salvaguardia sono protetti attraverso la separazione e la collocazione in posizioni opposte rispetto all'edificio reattore.



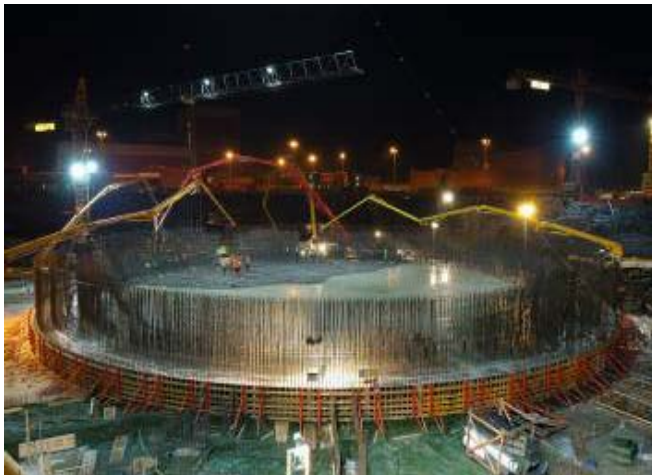


## SICUREZZA E RADIOPROTEZIONE DEL PERSONALE

- L'uso di materiali a basso tenore di cobalto nel circuito primario e il trattamento spinto dell'acqua di ciclo minimizzano il trasporto di prodotti di corrosione attivati e riducono le dosi cui sono esposti gli addetti alla manutenzione dell'impianto.
- La dose collettiva che interessa il personale di manutenzione è inferiore a 0,4 Sievert-uomo per reattore e per anno.
- La dose collettiva risulta in tal modo più che dimezzata rispetto alla dose media di 1 Sievert-uomo per reattore e per anno rilevata dall'OCSE negli impianti di tecnologia occidentale attualmente in esercizio nel mondo.



## ASPETTI TECNICO-ECONOMICI



- L'elevato livello di competitività dell'EPR si basa su alcune caratteristiche fondamentali:
  - la **taglia di 1.600 MWe**, che rappresenta la potenza più elevata fra gli impianti attualmente proposti sul mercato;
  - un **rendimento pari al 36-37%**, a seconda delle condizioni locali del sito;
  - un periodo di costruzione più breve, grazie all'esperienza già acquisita e al continuo miglioramento nella metodologia di costruzione;
  - l'utilizzo migliorato e flessibile del combustibile;
  - un **fattore medio di disponibilità dell'impianto durante la vita operativa pari al 92%**, ottenuto attraverso l'allungamento dei cicli di irraggiamento e la riduzione delle fermate per la ricarica e la manutenzione;
  - una **riduzione del consumo di uranio (-17% per MWh prodotto)**;
  - una **riduzione della produzione di materiali radioattivi a lunga vita (-15% per MWh prodotto)**;
  - la centrale EPR è in grado di operare a potenze comprese fra il 20 e il 100% della potenza nominale **in modo completamente automatizzato**.
  - **riduzione dei costi di generazione elettrica (-10% sugli impianti nucleari della III generazione)**.



## ASPETTI TECNICO-ECONOMICI

Approximately 67 m<sup>3</sup>/s of water is continuously required for cooling the EPR unit at Flamanville 3. A detailed assessment of the impact of water abstraction must be undertaken on a site specific basis. Such an assessment should include (but not be restricted to) availability of water, ecology of the source water environment, topography, local geological and hydrological conditions and climate.

Cooling water is discharged back into the sea. The discharge rate has been estimated at 58 m<sup>3</sup>/s at a speed of 4 m/s which is a high discharge rate capable of causing disturbance to the sea bed, fauna and flora. For the assessment of the generic UK EPR design, it is assumed that the abstracted cooling water will also be discharged back to the source environment at a rate of 4 m/s. It is not possible to accurately predict the impact of such a discharge at a generic level; therefore a detailed assessment must be undertaken once a designated site has been selected. Such an assessment should include (but not restricted to) the ecology of the receiving environment, local geology and hydrology, hydrodynamics, navigation and climate.

Thermal discharges from Flamanville 3 were deemed to have no impact on the marine environment. However, the average temperature of the Flamanville coastal seawaters is warmer than most coastal waters around the UK. As such, a site specific assessment must be carried out in order to determine the impact of thermal discharges upon the local marine environment.

At Flamanville, studies showed that the ecology of the coast was not greatly impacted by the development of the EPR. In particular, zooplankton was noted as not being affected and although localised disturbance of crustaceans was noted, the overall impact upon marine zoology was concluded to be negligible.

- In Francia è attualmente in costruzione la centrale EPR di Flamanville 3.
- L'impianto è dotato di un reattore EPR da 1.650 MWe.
- L'investimento complessivo stimato è di 3,3 miliardi di euro, dovuto per il 60% alla parte nucleare dell'impianto e per il 40% alla parte convenzionale

## SVILUPPO DEL PROGETTO AP1000

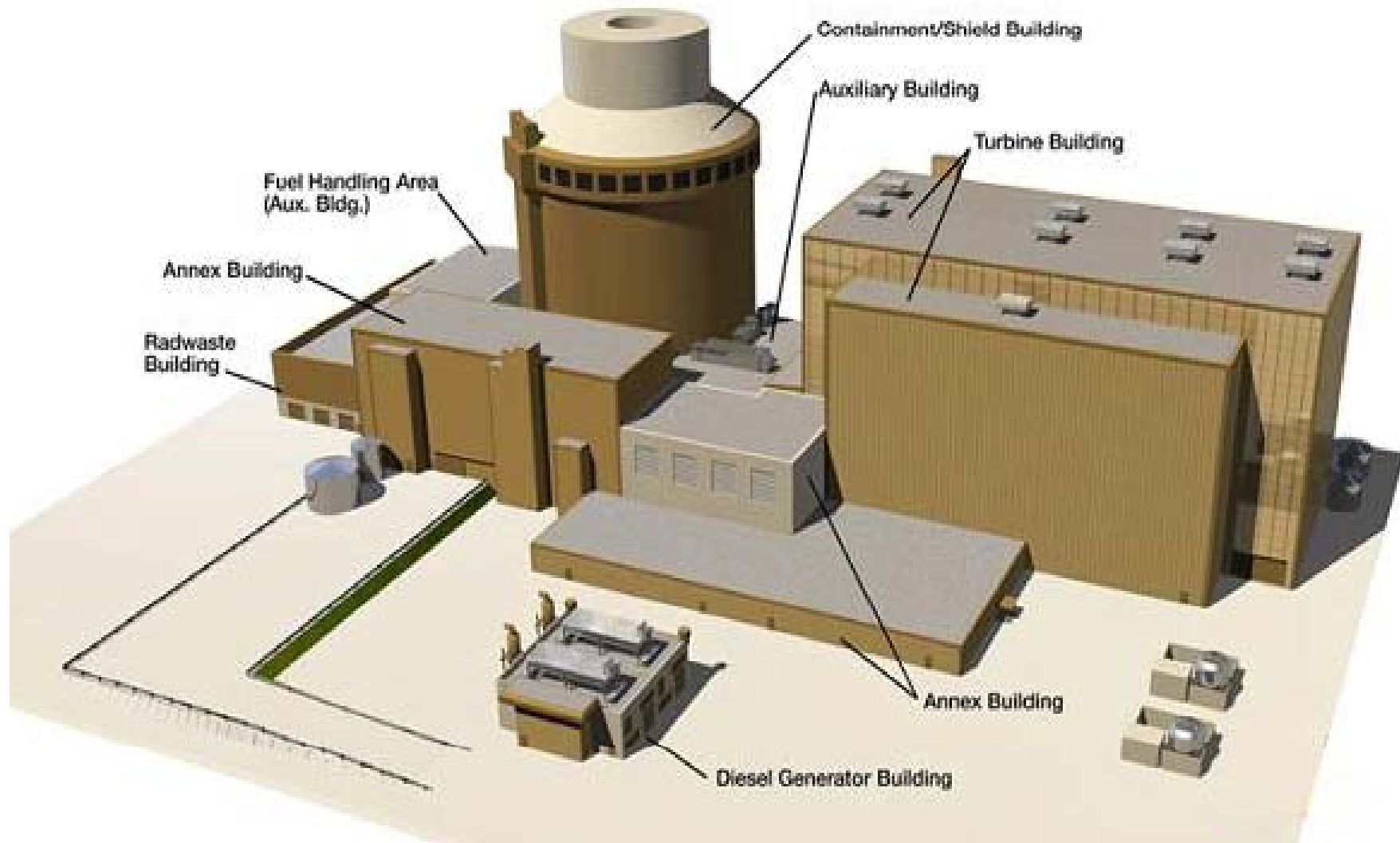
- 1) Westinghouse ha iniziato lo sviluppo del progetto di impianto passivo AP600 nella seconda metà degli anni '80.
- 2) La NRC ha emesso il Final Design Certification per lo AP600 il 15/12/1999.
- 3) L'AP600 soddisfa i requisiti definiti nell'EPRI Utility Requirements Document (ALWR) (costo < 4.3 cents/kWh).
- 4) L'AP1000 ha permesso incremento di potenza del 75% con meno del 20% di incremento di costo.



Potenza termica del nocciolo: 3415 MWt

Potenza elettrica netta: 1117 MWe

# LAYOUT GENERALE DI IMPIANTO



## EVOLUZIONE CARATTERISTICHE TECNICHE

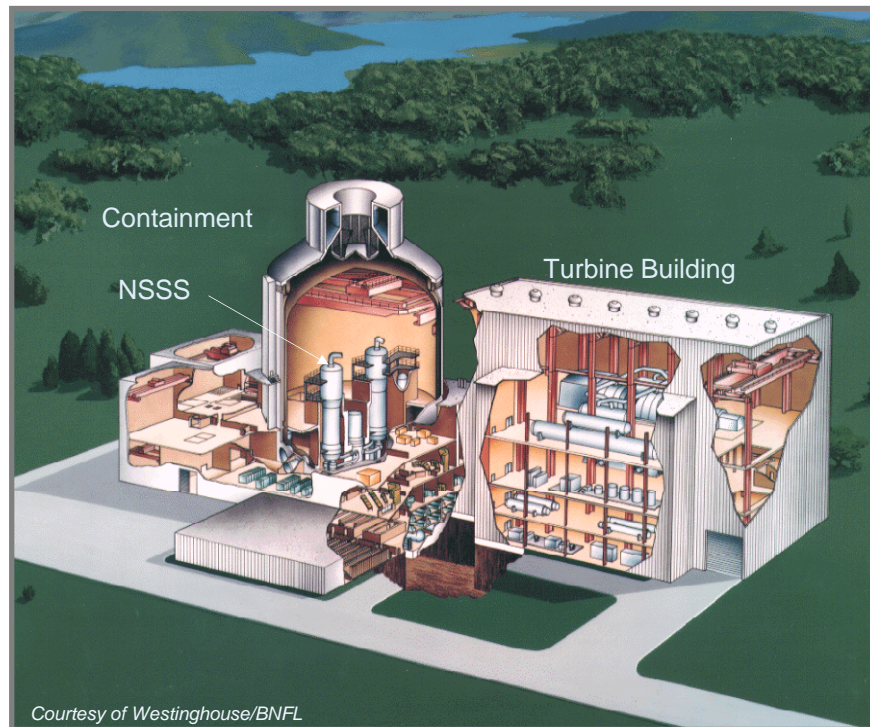
PARAMETER	W 3XL	AP600	AP1000
Net Electric Output, MWe	985	610	1117
Reactor Power, MWt	2988	1933	3400
Hot Leg Temperature, °C	330	315.5	321
Number of Fuel Assemblies	157	145	157
Type of Fuel Assembly	17x17	17x17	17x17
Active Fuel Length, ft (m)	14 (4.27)	12 (3.66)	14 (4.27)
Control Rods / Gray Rods	52 / 0	45 / 16	53 / 16
R/V I.D., inches (cm)	157 (398.8)	157 (398.8)	157 (398.8)
Vessel flow (Thermal Design), gpm (m <sup>3</sup> /s)	295,500 (18.6)	194,200 (12.25)	299,880 (18.9)
Steam Generator Surface Area, ft <sup>2</sup> (m <sup>2</sup> )	68,000 (6,315)	75,000 (6,970)	125,000 (11,610)
Reactor Coolant Pump Flow, gpm(m <sup>3</sup> /s)	103,400 (5.85)	51,000 (3,2)	78,750 (4,97)
Pressurizer Volume, ft <sup>3</sup> (m <sup>3</sup> )	1400 (39.6)	1600 (45.3)	2100 (59.5)

## L'EVOLUZIONE DEL AP1000

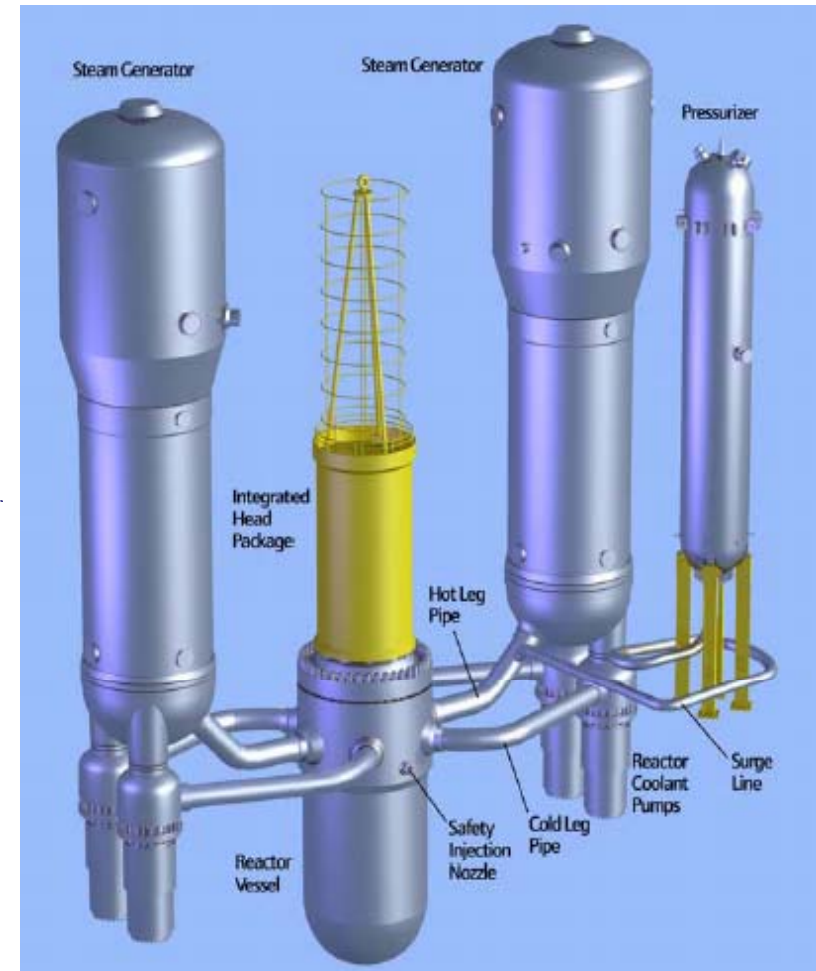
- L'AP1000 è stato dichiarato compatibile con l'EUR, **anche se necessita di alcuni interventi** o studi ad-hoc per rispettarlo appieno ed in particolare:
  - Criteri per facilitare il decommissioning
  - Protezione totale da caduta aereo
  - Contenimento secondario
  - Disponibilità di esercizio



# IL CIRCUITO PRIMARIO



- Reactor Vessel
- **La configurazione del circuito primario semplifica il sistema dei supporti, migliora la ISI e la manutenzione, elimina la tubazione di interconnessione** (eliminazione del potenziale di scoprimo del nocciolo durante uno SBLOCA).
- La configurazione dei circuiti e la scelta dei materiali causa **sollecitazioni limitate sulle tubazioni. Non sono necessari vincoli contro le rotture delle tubazioni.**
- 2 Generatori di vapore
- 4 pompe primarie
- 1 pressurizzatore



## **SISTEMI DI SICUREZZA PASSIVI**

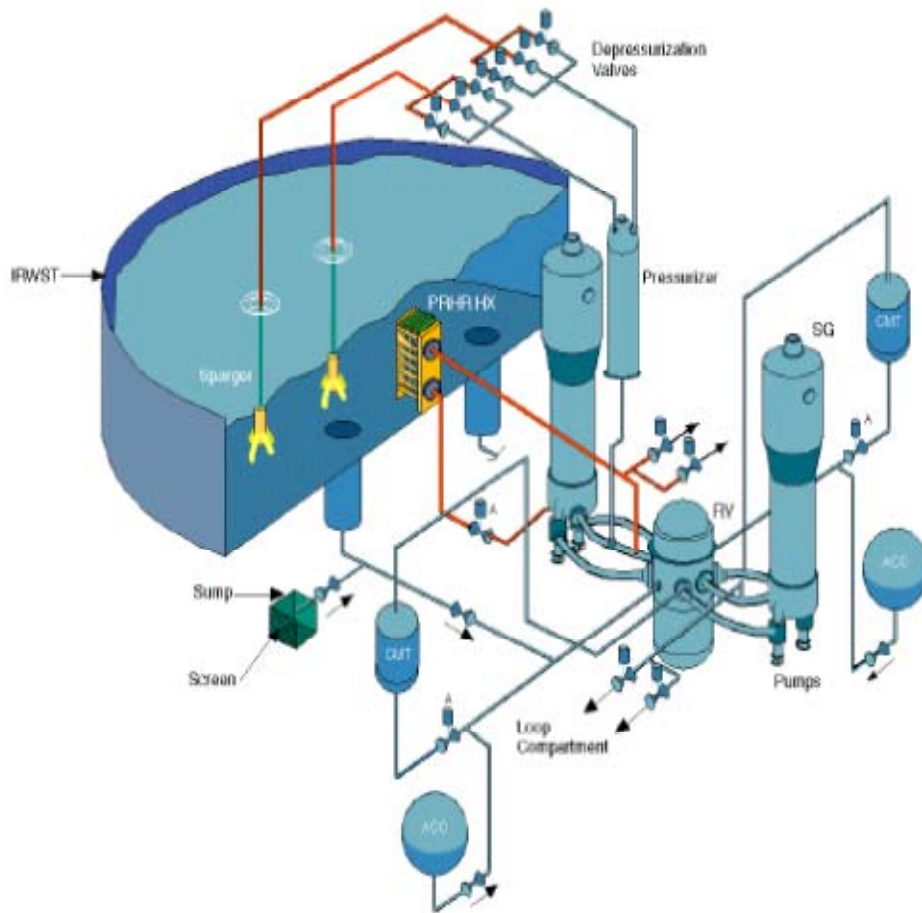
- **Funzioni dei sistemi passivi di sicurezza**
  - Sistemi dedicati, non usati per il normale esercizio
  - I DBA sono mitigati senza ricorso a sistemi attivi non rilevanti
  - Soddisfano gli obiettivi della NRC senza sistemi attivi non rilevanti
- **Il progetto dei sistemi passivi di sicurezza**
  - Esclusivamente processi passivi; nessuna pompa, nè diesel, nè ventilatori, etc
    - Non serve alimentazione AC
    - Le valvole hanno un allineamento ben definito
    - Non servono sistemi ausiliari dopo la loro attivazione
    - La sicurezza dell'impianto è assicurata a lungo termine senza componenti attivi (solo forze naturali)
  - Risposta automatica a condizioni di incidente con una minima dipendenza da azioni dell'operatore
  - DBA; margini, guasto singolo
  - PRA; affidabilità, modi comuni di guasto
- **Progetto dei componenti facenti parte dei sistemi passivi di sicurezza**
  - affidabilità, esperienza, classe nucleare
  - ASME, classe sismica I, protezione da eventi interni ed esterni
  - affidabilità controllata da programmi di ISI, IST e manutenzione



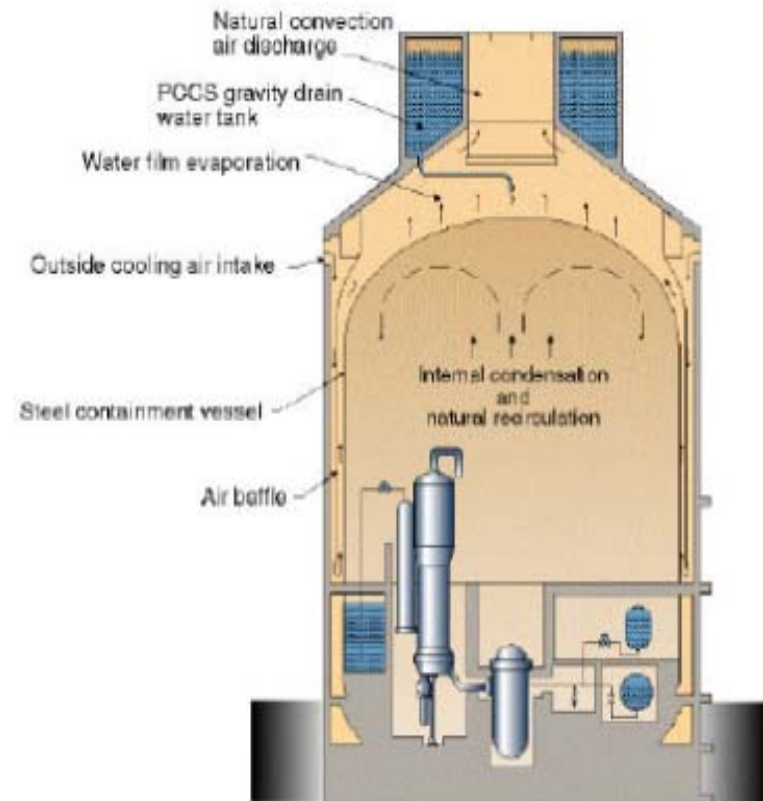
PVR → AP600 → AP1000

### SISTEMA DI RAFFREDDAMENTO PASSIVO

PER IL NOCCIOLO



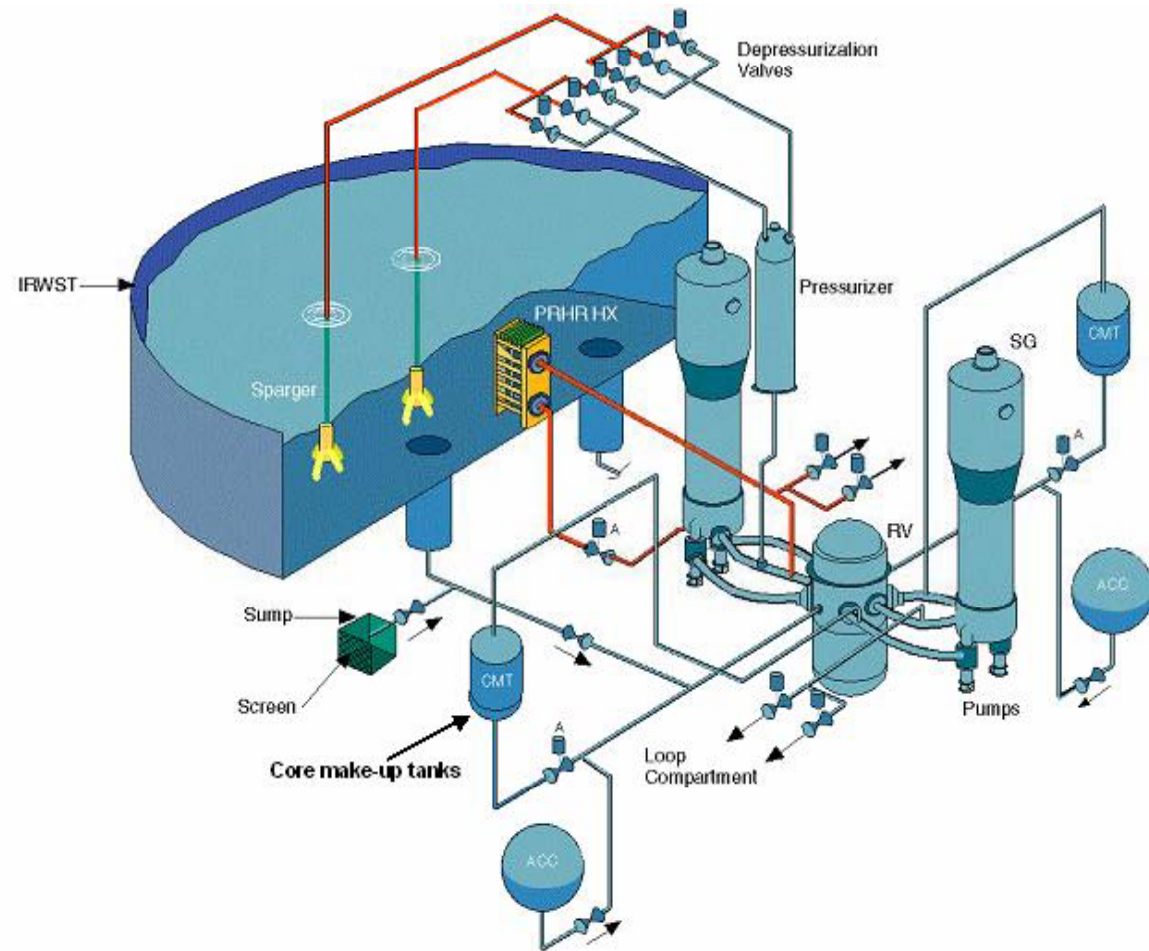
PER IL CONTENIMENTO





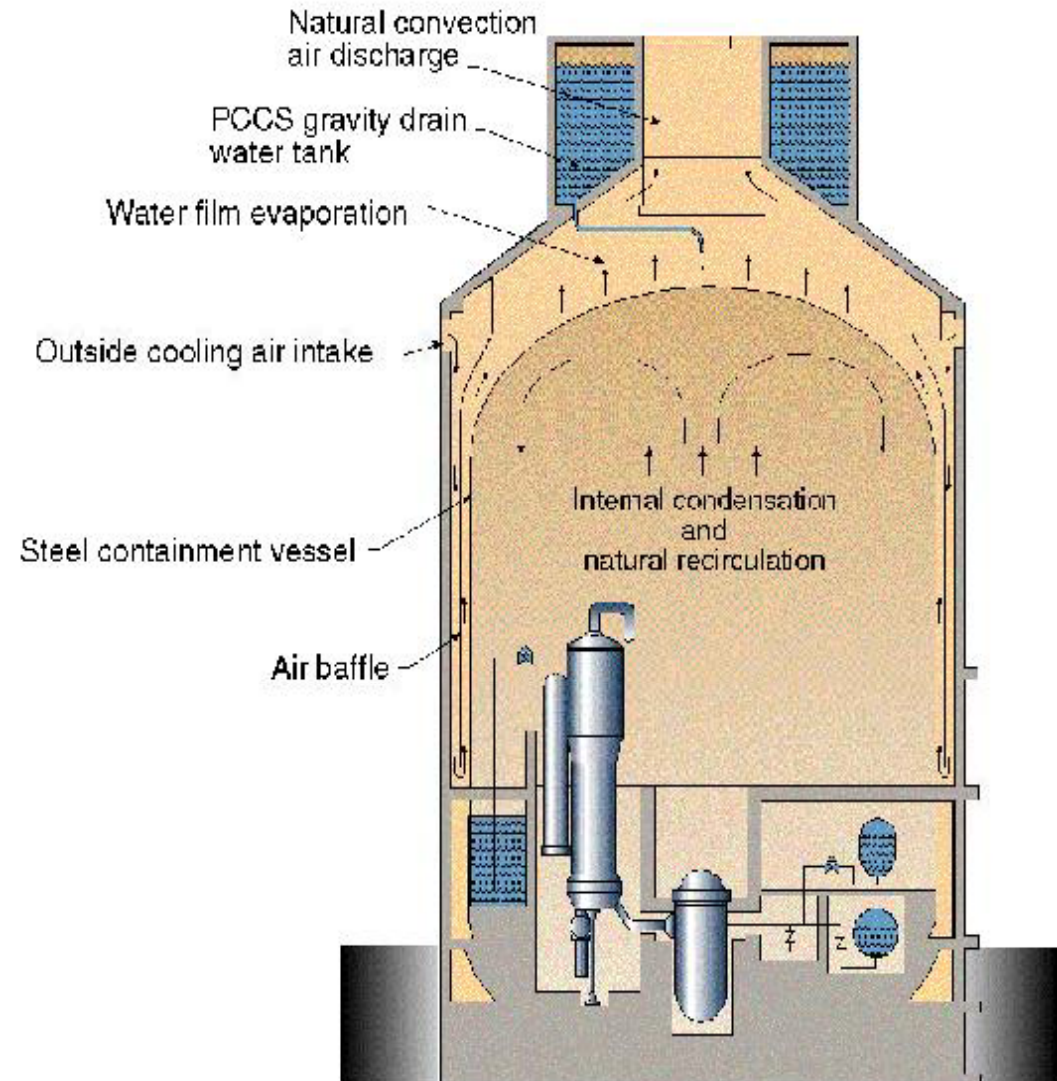
## SISTEMA DI REFRIGERAZIONE PASSIVO – FUNZIONE IN CASO DI INCIDENTE SEVERO

- L'operatore può drenare l'acqua della IRWST nella cavità reattore nel caso di scoprimento del nocciolo e di possibili sua fusione. Questo impedisce il cedimento del reactor vessel e la migrazione del nocciolo.
- Non si ha rilascio di prodotti di fissione per 100 ore dall'inizio del core melting, e senza azioni correttive.
- Frequenza di incidente severo:  $1,95 \cdot 10^{-8}$  [1/reattori anno].





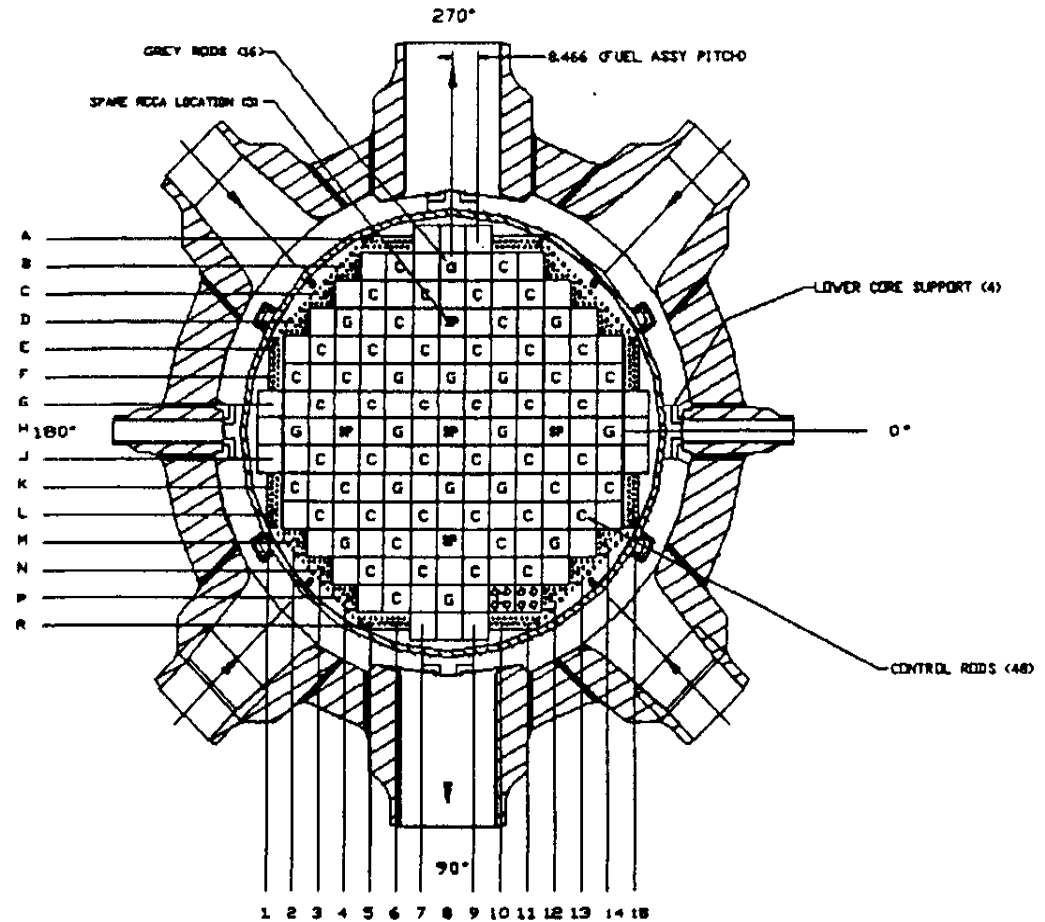
# IL SISTEMA DI CONTENIMENTO CON REFRIGERAZIONE PASSIVA



- Il contenimento primario è costituito da un guscio in acciaio
  - mantiene una tenuta pressochè perfetta nei confronti dei prodotti di fissione che si dovessero liberare in caso di incidente
  - consente l'asportazione del calore di decadimento

# NOCCIOLO AP1000

- 157 elementi
- 4.2 m altezza attiva
- 17x17 reticolo quadrato
- 264 barrette / elemento
- Densità di potenza nel nocciolo
  - aumentata al livello dei PWR in esercizio
- Ciclo di irraggiamento di 18 mesi
- Barre grigie usate per l'inseguimento del carico
  - non sono necessarie variazioni nella concentrazione di boro
- Possibilità di 100% MOX



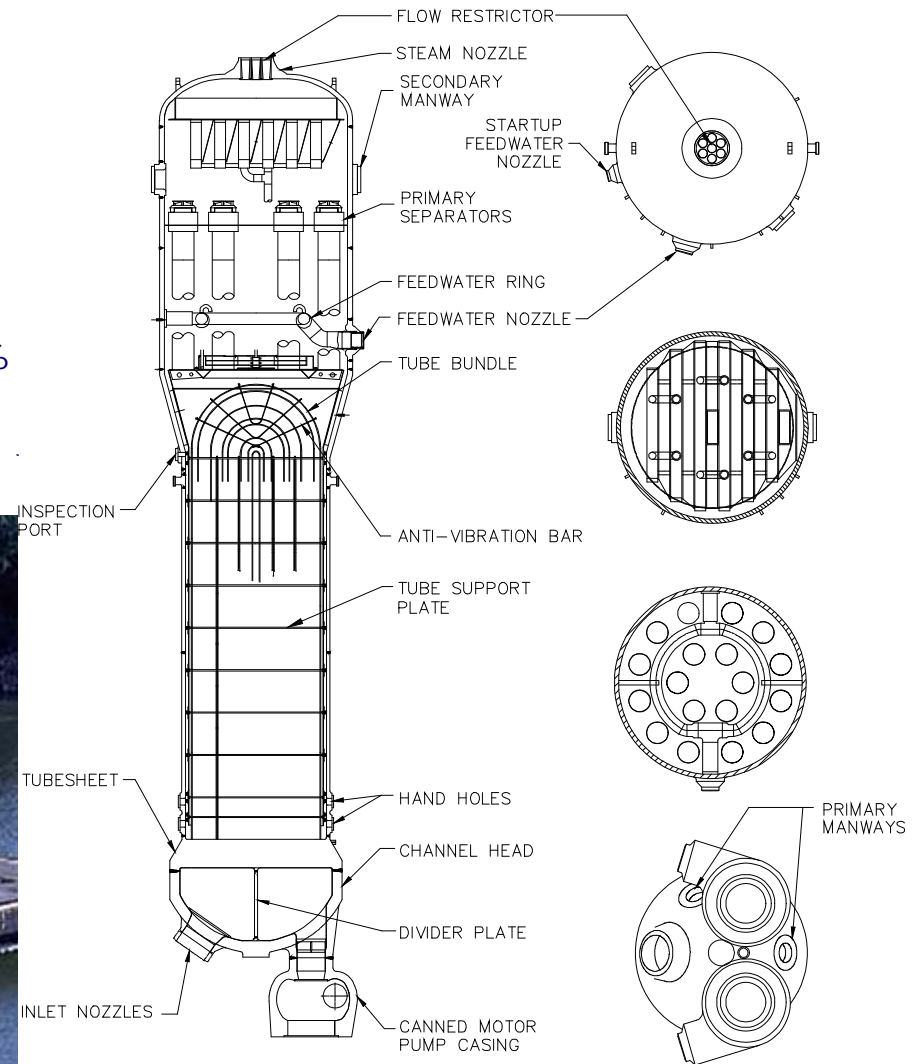
## ELEMENTI DI COMBUSTIBILE



- Elementi di combustibile
  - Matrice barrette 17X17
  - Numero totale nel nocciolo: 157
- Progetto di guaine, griglie, con materiali innovativi che garantiscono minore corrosione e 50% riduzione nella crescita sotto irraggiamento
- Assorbitori bruciabili integrati
- Griglie intermedie miscelatrici
- Gas plenum più ampio
- Altissima affidabilità (90% impianti Westinghouse non hanno danni al combustibile)

## IL GENERATORE DI VAPORE

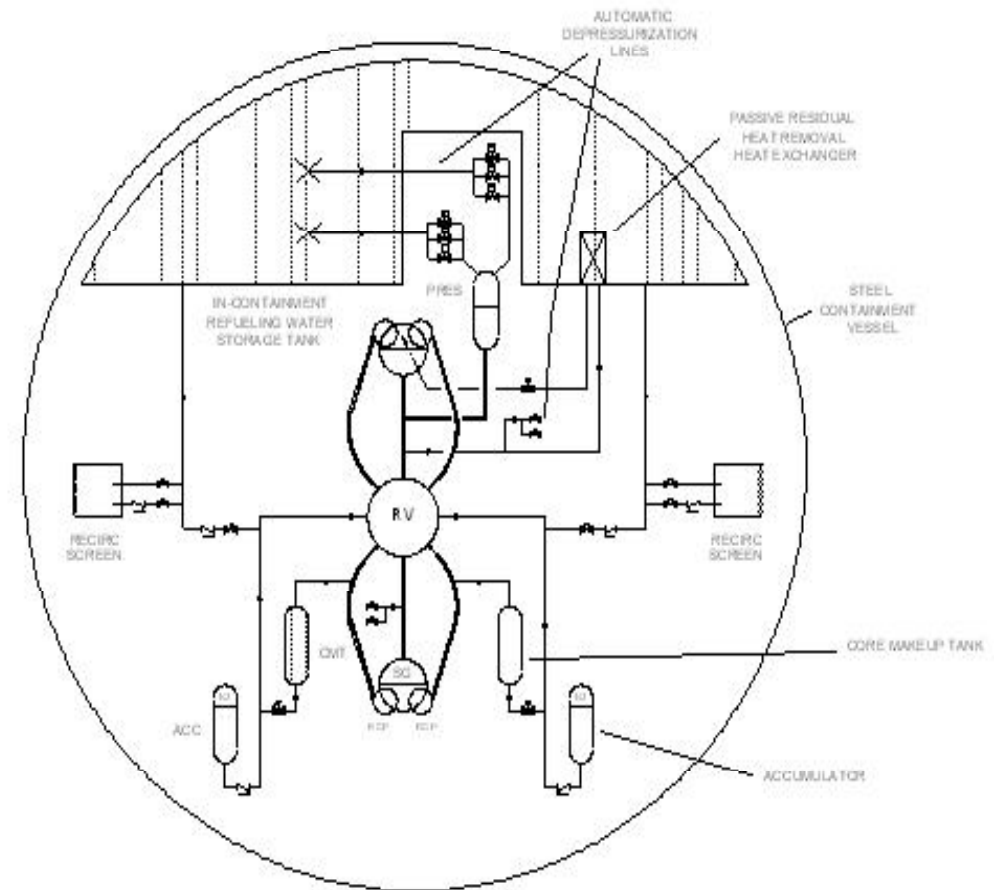
- Pressione di progetto lato primario: 170,0 bar
- Pressione di progetto lato secondario 81,6 bar
- Pressione vapore all'uscita del bocchello 56,8 bar
- Progetto basato sul West Model F
  - Tubi in inconel 690 TT
  - Piastre di supporto in SS
  - Accesso migliorato
- Esperienza di esercizio eccellente
- Oltre 1200 GV x anno di esercizio meno dello 0,1% dei tubi totali tappati
- Componente simile già realizzato per la ANO (Arkansas)





## CARATTERISTICHE DI SICUREZZA PASSIVA

- L'obiettivo è garantire la refrigerazione del nocciolo e la integrità del contenitore per un periodo indefinito in seguito a DBA, assumendo il guasto singolo peggiore, nessun intervento dell'operatore, massima sorgente di alimentazione elettrica nè sul sito nè fuori sito
- **Rimozione passiva del calore di decadimento (PRHR):** scambiatore nella IRWST connesso con il RCS, con flusso per circolazione naturale
- **Sistema passivo di iniezione**
  - Core Make-up Tanks con drenaggio per gravità, circolazione naturale (RCS pres) (eliminano lo HHSI)
  - Accumulatori pressurizzati ad  $N_2$  a 50 bar
  - Drenaggio per gravità dalla IRWST (pres contenitore) (sostituisce le pompe LHSI)
  - Valvole automatiche di depressurizzazione (a 4 stadi, lo stadio 4 va al contenimento)
- **Sistema passivo di refrigerazione del contenitore**
  - Circolazione di aria / vaporizzazione di acqua all'esterno (sostituisce le pompe di ricircolazione)
  - Affidabilità del sistema di contenimento grazie alla refrigerazione passiva
- **Sistema passivo di rimozione radioattività dell'atmosfera del contenimento**
  - Circolazione naturale / meccanismi di rimozione
- **Sistema passivo per l'abitabilità della sala manovra** (presurizzato con sistema ad aria compressa)
- **Sistema passivo di refrigerazione sala controllo e sala I&C** (circolazione naturale con le pareti e soffitto)
- **Sistema passivo di controllo  $H_2$  nel contenimento** (ricombinatori anticatalitici)
- **Sistema passivo di controllo del PH nel contenimento** (in caso di allagamento)

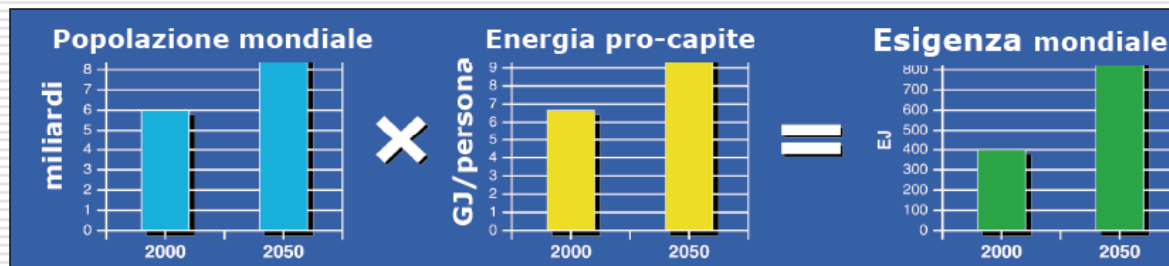




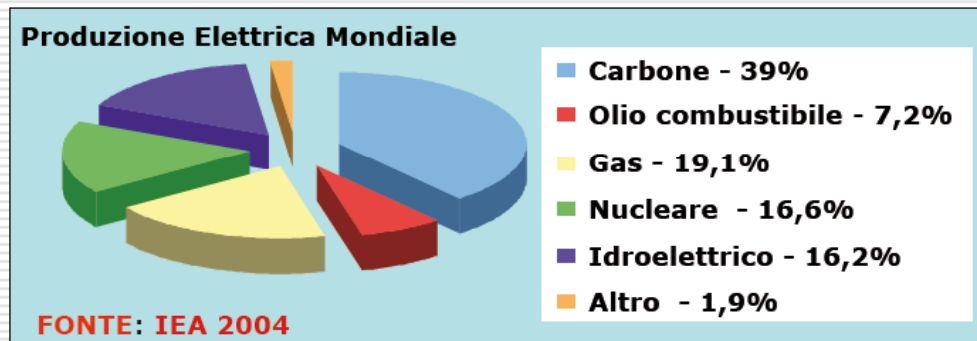
# POSSIAMO FERMARCI ALLA TERZA GENERAZIONE

PER FAR FRONTE ALLE RICHIESTE DI ENERGIA?

- Prevedibile, **nei prossimi 40 anni**, almeno un raddoppio della richiesta.



- Le fonti attuali. **Fossili= 65,3%; Idroelettrico= 16,2%; Nucleare= 16,6%**



## Il contributo dei “fossili”...

- **...è destinato a diminuire.**
  - Per l'esaurirsi delle fonti.
  - Per le crescenti difficoltà geopolitiche del reperimento.
  - Per l'esigenza di contenere l'effetto serra.
- **I fossili dovranno quindi essere sostituiti con una fonte di analoga potenza.**

## Che fare?

- **Contenimento dei consumi.**
- **Sviluppo di altre fonti energetiche:**
  - **Idroelettrico:**
  - **Solare:**
    - **Fotovoltaico.**
    - **Termodinamico.**
  - **Eolico:**
  - **Geotermico:**
  - **Biomasse.**

Ottimisticamente, tutto questo coprirà non più del 40% delle esigenze.

Oltre il 50% dell'energia necessaria (ora ottenuta dai “fossili”) dovrà essere dunque ricavata *In altro modo.*

## Approssimando, nei prossimi 40 anni...

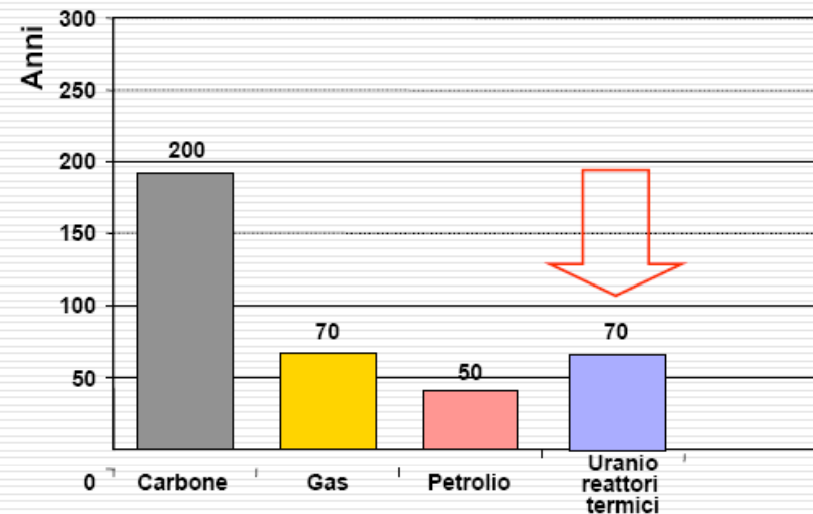
---

- ❑ I reattori nucleari ora in esercizio sono **~450** (e *almeno la metà è obsoleta...*). A causa *dell'aumento della richiesta d'energia*, a parità d'incidenza nella produzione elettro-nucleare (16%), dovrebbero **almeno raddoppiare**.
- ❑ *Per sostituire* (almeno in parte) *l'energia termoelettrica*, quest'incidenza dovrebbe raggiungere **~30%: un altro raddoppio**.
- ❑ **Complessivamente**, dunque, il numero dei reattori potrebbe (...dovrebbe) **umentare di un fattore 3÷4**.
- ❑ Prudenzialmente, nei prossimi 40 anni, si potrebbero allora prevedere tra **1000 e i 1500 reattori attivi**.

## Il problema del combustibile.

- Un **reattore ad acqua** (1000 Mw), nei suoi **60 anni di vita**, consuma 10000 ton di minerale.
- La stima delle disponibilità “accessibili” è di **15 milioni di tonnellate**. Quanto basta per **1500 reattori** (nel loro ciclo di vita - nei prossimi 60÷70 anni...).
- Nei reattori ad acqua, **solo l'Uranio 235 è utilizzato** (< 1%):

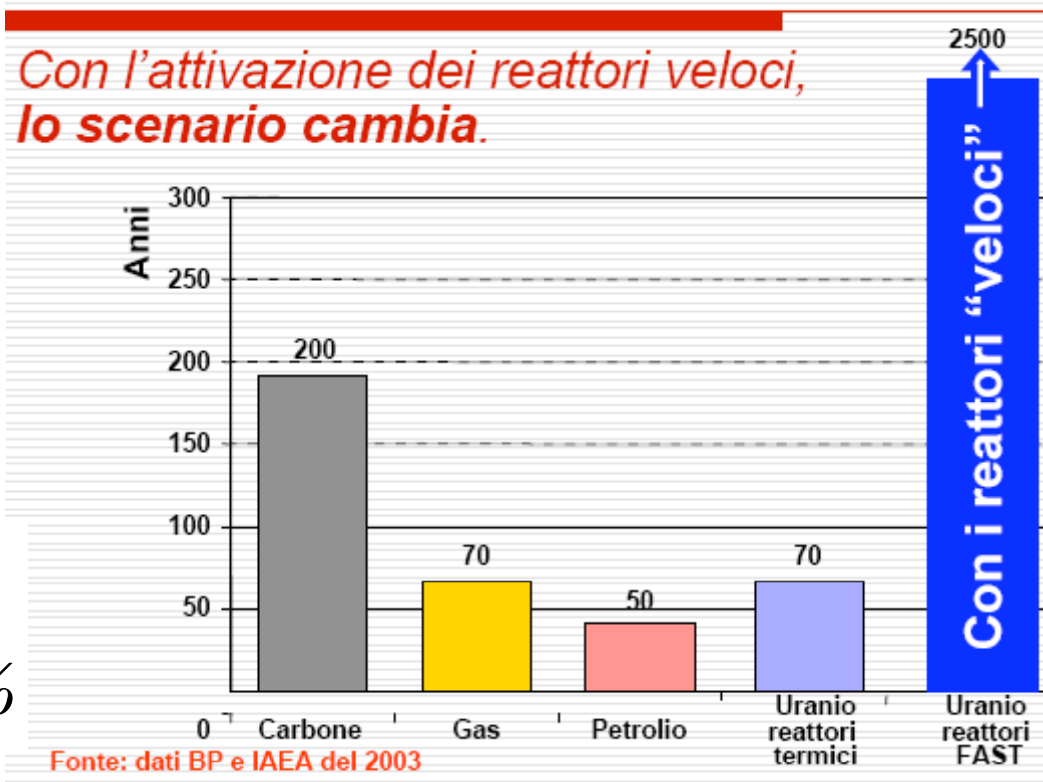
## La disponibilità dei combustibili



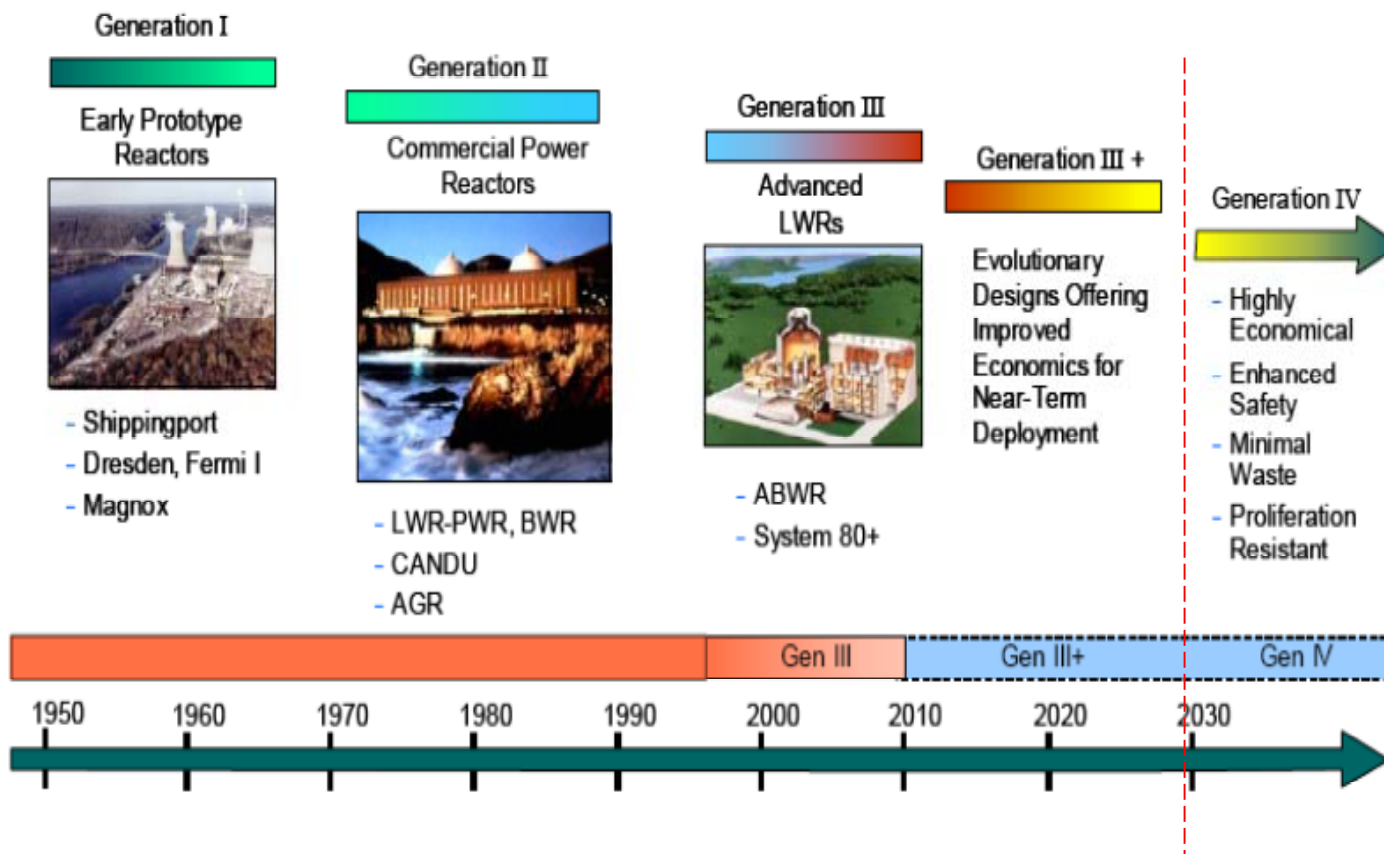
Fonte: dati BP e IAEA del 2003

# IL CONTRIBUTO DELLA QUARTA GENERAZIONE DI REATTORI NUCLEARI GENERATION IV

<i>U naturale</i>	$^{234}\text{U}$	0.0057 %
	$^{235}\text{U}$	0.72 %
	$^{238}\text{U}$	99.27 %
<i>U reattori</i>	$^{235}\text{U}$	3 - 4 %
	$^{238}\text{U}$	96 - 97 %

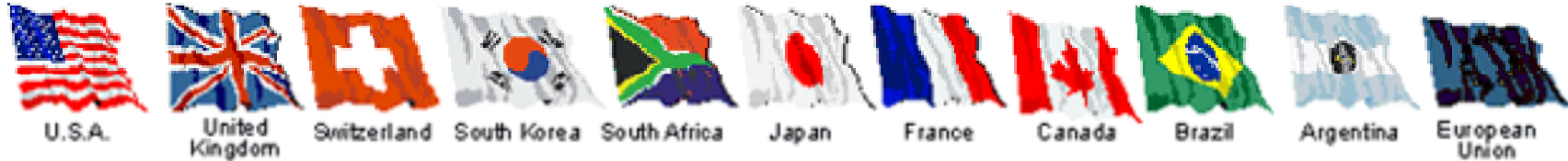






**LA QUARTA GENERAZIONE** CON REATTORI DISPONIBILI DOPO IL 2030

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione



- Per lo sviluppo dei reattori di quarta generazione opera un apposito consorzio (GIF IV) costituito da Usa, Gran Bretagna, Svizzera, Corea del Sud, Sudafrica, Giappone, Francia, Canada, Brasile, Argentina, e dall'EURATOM in rappresentanza della Commissione Europea. Questi reattori dovrebbero essere operativi tra 20 - 25 anni e saranno probabilmente loro a subentrare massicciamente a quelli di seconda generazione.

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

- Questi impianti di **quarta generazione** avranno come obiettivo garantire:
  - una **maggior sicurezza nucleare ed affidabilità**
  - una **maggior economicità** grazie anche ad un incremento dei rendimenti di produzione
  - una **maggior protezione fisica** (anche rispetto ad eventuali atti terroristici)
  - una **ridotta capacità di accumulare plutonio**

#### 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

- una **miglior capacità di sfruttare il combustibile nucleare** per massimizzare le risorse e minimizzare le scorie
- la **capacità di produrre idrogeno** con processi termochimici
- in generale, una **maggior performance tecnologica e una maggior accettabilità sociale**
- Alcuni di questi impianti avranno caratteristiche in parte assimilabili ai reattori di seconda e terza generazione; altri saranno invece di concezione decisamente innovativa.

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

- Gli impianti di **quarta generazione** attualmente in fase di studio sono sei:

- reattori veloci raffreddati a gas (**GFR**)
- reattori veloci raffreddati a piombo (**LFR**)
- reattori epitermici a sali fusi (**MSR**)
- reattori veloci raffreddati a sodio (**SFR**)
- reattori termici raffreddati ad acqua con cicli ipercritici (**SCWR**)
- reattori termici raffreddati a gas altissima temperatura (**VHTR**).

Gas-Cooled Fast Reactor System	GFR
Lead-Cooled Fast Reactor System	LFR
Molten Salt Reactor System	MSR
Sodium-Cooled Fast Reactor System	SFR
Supercritical-Water-Cooled Reactor System	SCWR
Very-High-Temperature Reactor System	VHTR

Generation IV System	Best Case Deployment Date
SFR	2015
VHTR	2020
GFR	2025
MSR	2025
SCWR	2025
LFR	2025



#### 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

Le potenze dei reattori di GEN IV variano da 150 a 1500 MWe, con i reattori LFR modulari che possono arrivare a 50-150 MWe con la possibilità di operare per 15 – 20 anni senza refueling per essere poi sostituiti completamente . **Questi impianti sono stati pensati in particolare per la desalinizzazione dell'acqua di mare.**

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

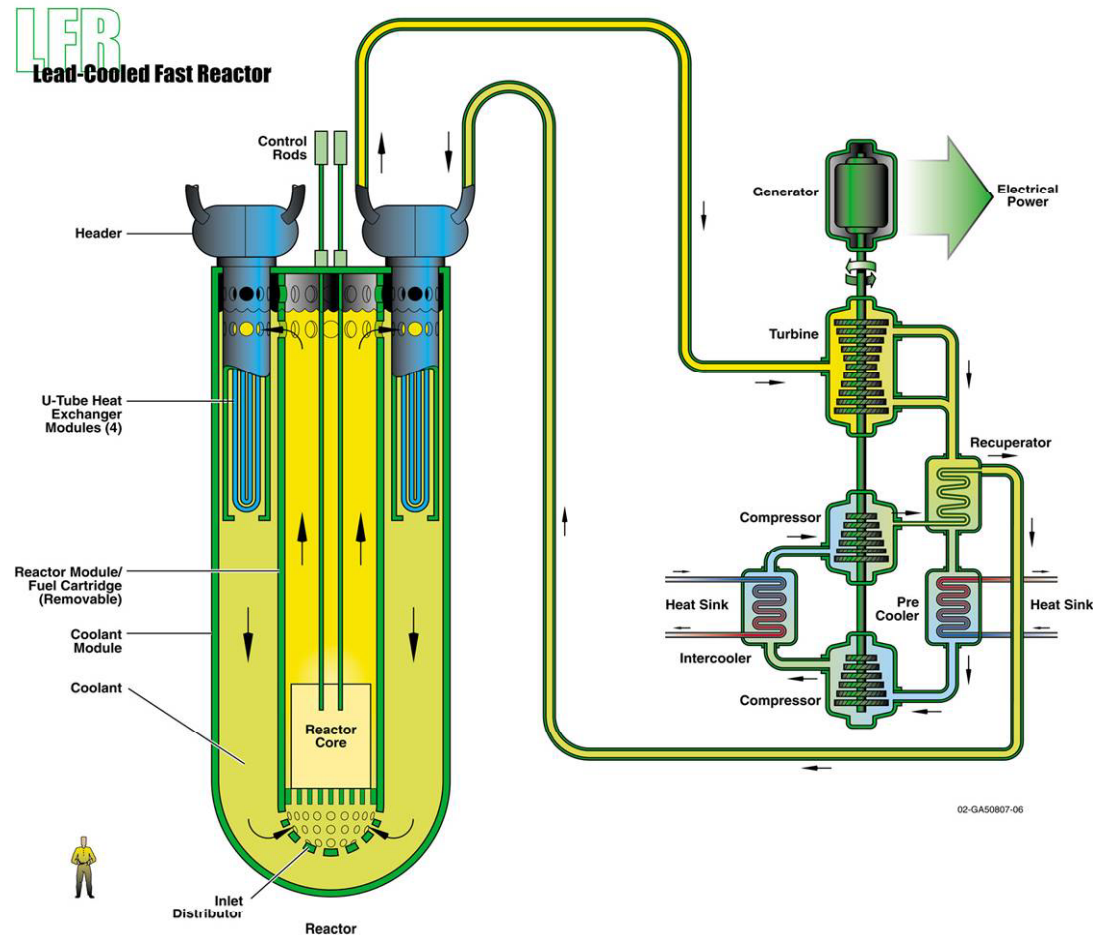
### Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)

#### Characteristics

- Pb or Pb/Bi coolant
- 550°C to 800°C outlet temperature
- 120–400 MWe
- 15–30 year core life
- Cartridge core for regional fuel processing

#### Benefits

- Proliferation resistance of long-life cartridge core
- Distributed electricity generation
- Hydrogen production
- High degree of passive safety



#### 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

Gli impianti **VHTR** consentirebbero invece di utilizzare **cicli combinati gas-vapore** con rendimenti molto elevati (45% - 50%) e, grazie alle elevate temperature (800 °C - 1000 °C) potrebbero essere usati anche per produrre direttamente idrogeno da dissociazione termica della molecola dell'acqua.

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

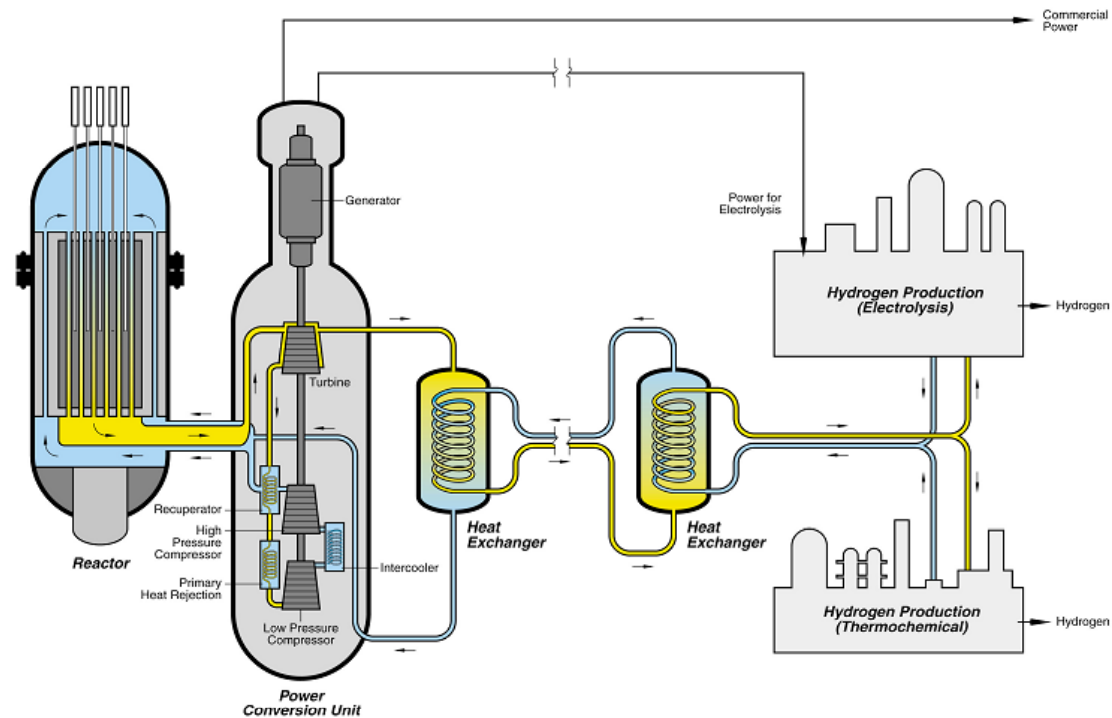
### Very-High-Temperature Reactor (VHTR)

#### Characteristics

- Helium coolant
- 900-950°C outlet temp
- Water-cracking cycle

#### Benefits

- Hydrogen production
- High degree of passive safety
- High thermal efficiency
- Process heat applications



Preliminary design by 2011; prototype before 2020,  
depending on available funding  
In Europe: focus on heat applications rather than electricity and H<sub>2</sub>

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

# Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)

### Characteristics

Helium coolant

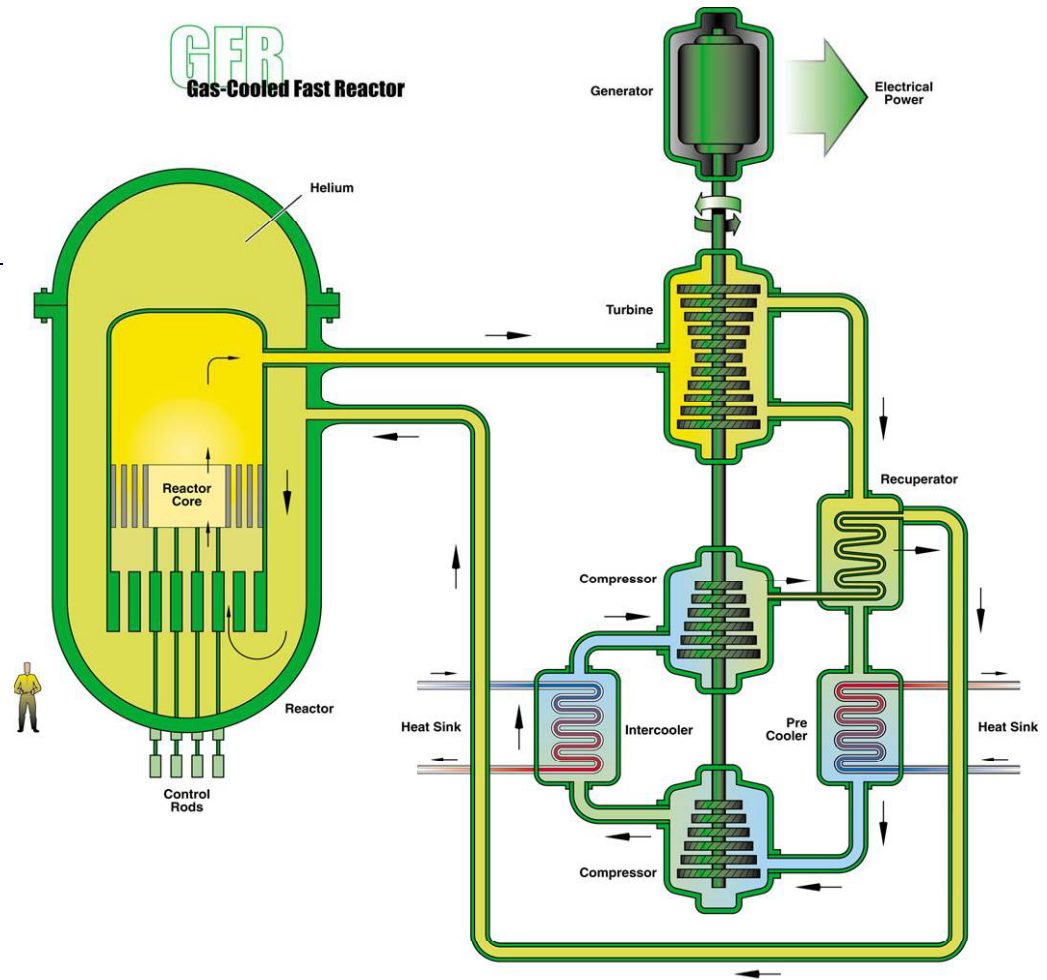
850°C outlet temperature

Direct gas-turbine cycle

600 MW<sub>th</sub>/288 MW<sub>e</sub>

### Benefits

Waste minimization and  
efficient use of uranium  
resources



02-GAS0807-05



## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

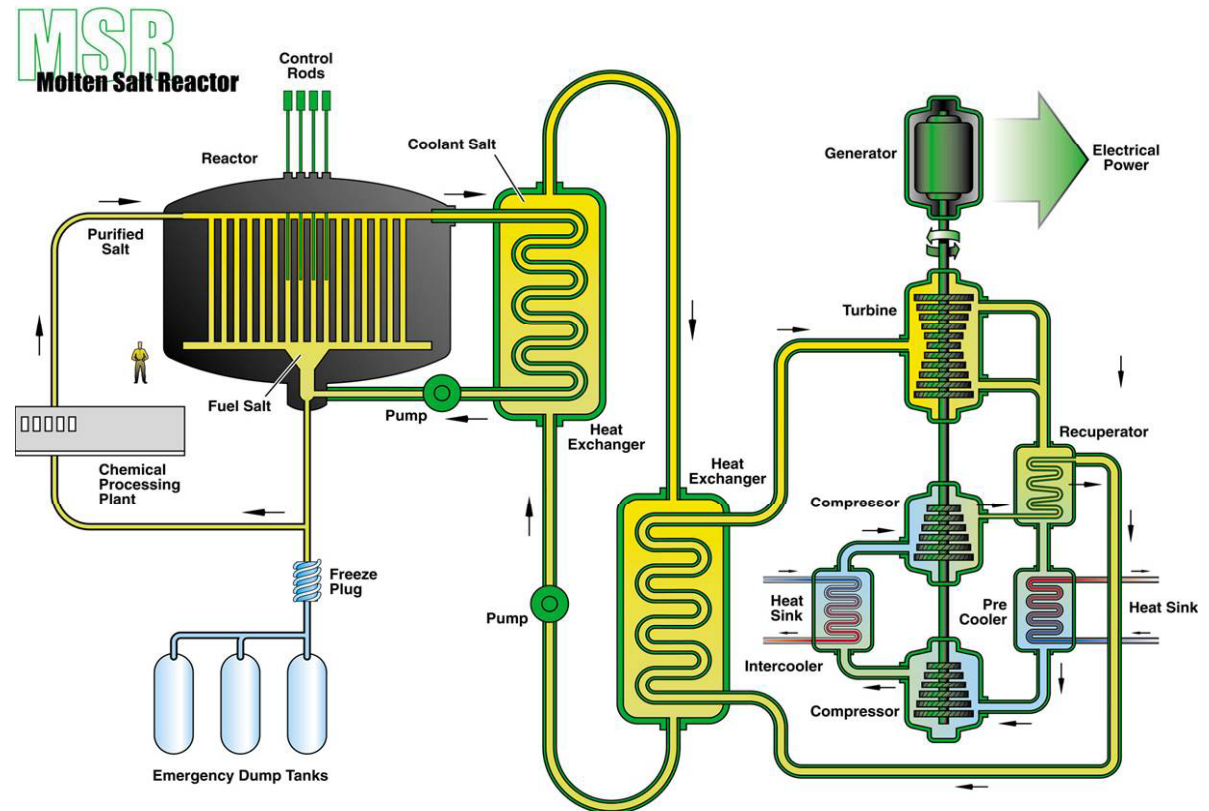
### Characteristics

- Fuel: liquid fluorides of Na, Zr, U and Pu
- 700–800°C outlet temperature
- 1000 MWe
- Low pressure (<0.5 MPa)

### Benefits

- 'Final burn' transmutation
- Avoids fuel development
- Proliferation resistance through low fissile material inventory

## Molten Salt Reactor (MSR)



02-GA50807-02

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

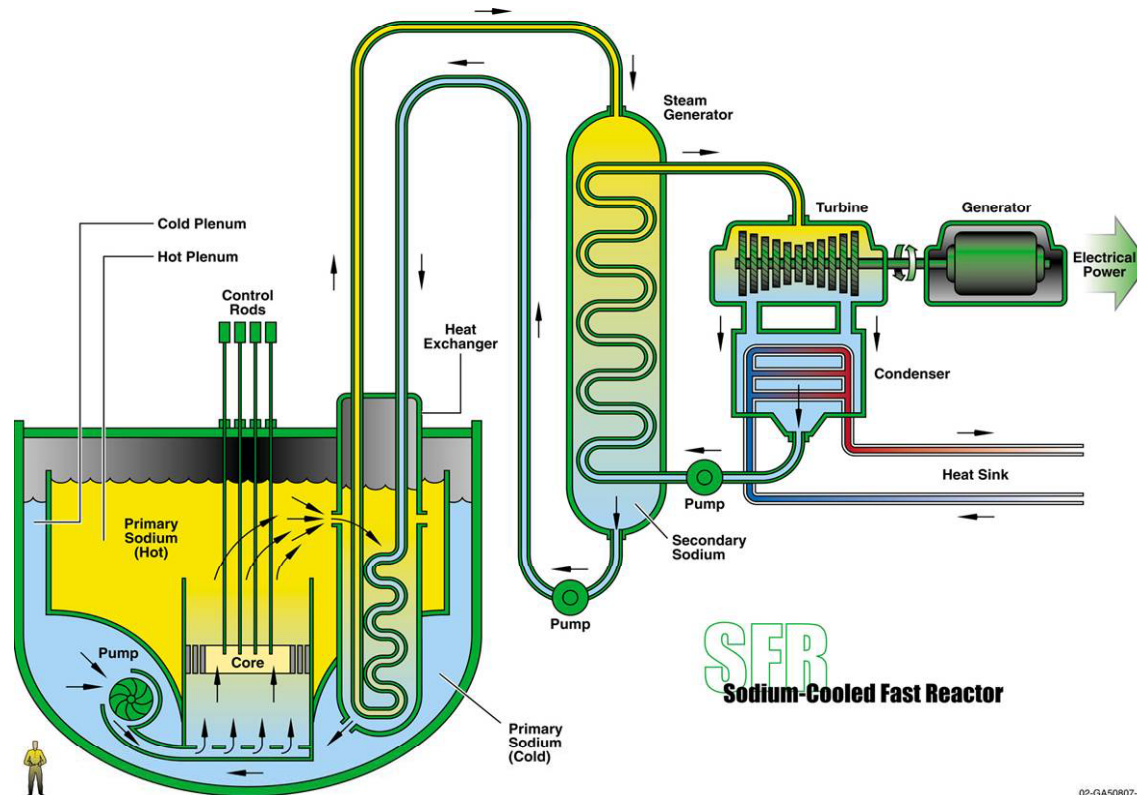
# Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)

### Characteristics

- Sodium coolant
- 550°C Outlet Temperature
- 600 to 1500 MWe
- Metal fuel with pyroprocessing, or
- MOX fuel with advanced aqueous processing

### Benefits

- Waste minimization and efficient use of uranium resources



A demonstration facility composed of SFR and a related fuel cycle system is under consideration as an option to be placed into operation by 2020

## 4. Gli Impianti Nucleari di prossima Generazione

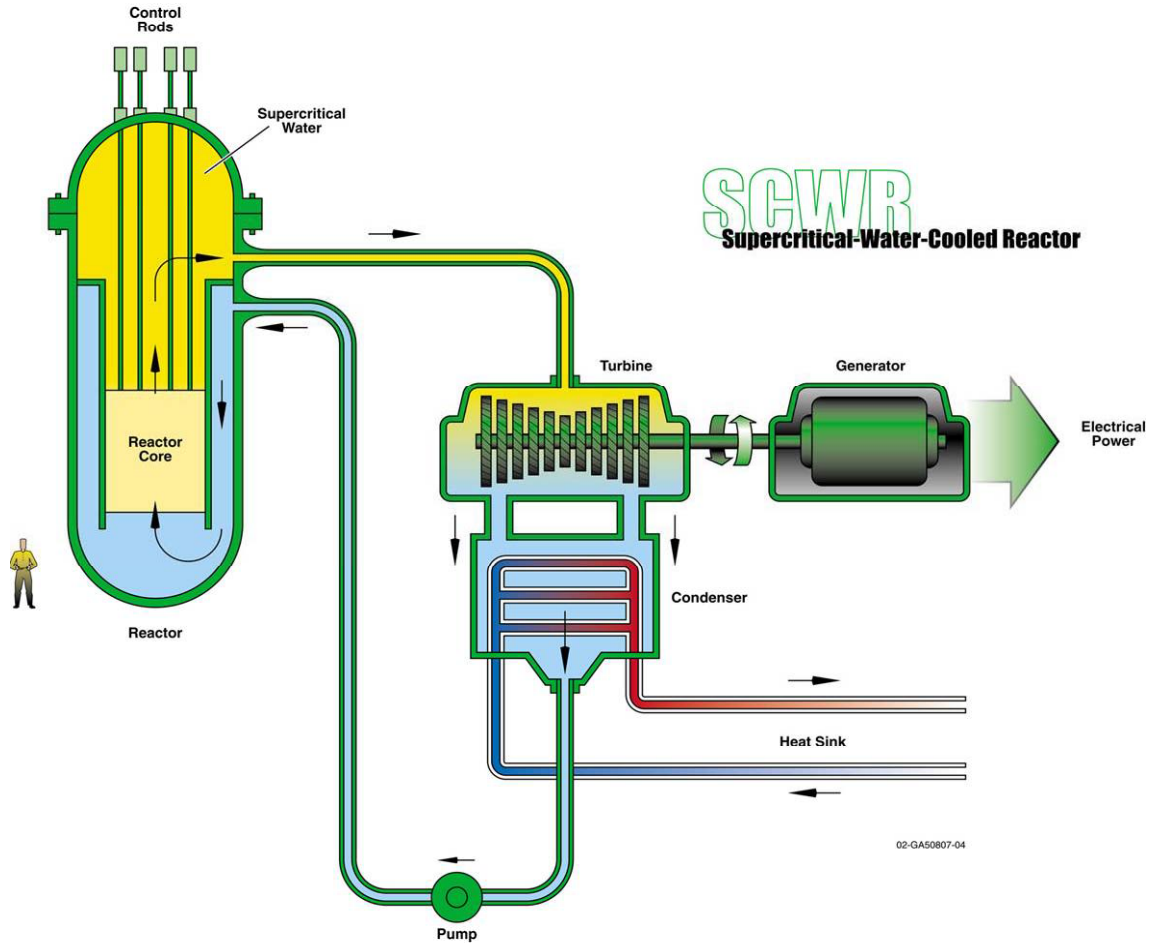
# Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)

### Characteristics

- Water coolant at supercritical conditions
- 550°C outlet temperature
- 1700 MWe
- Simplified balance of plant
- Thermal or fast spectrum

### Benefits

- Efficiency near 45% with excellent economics

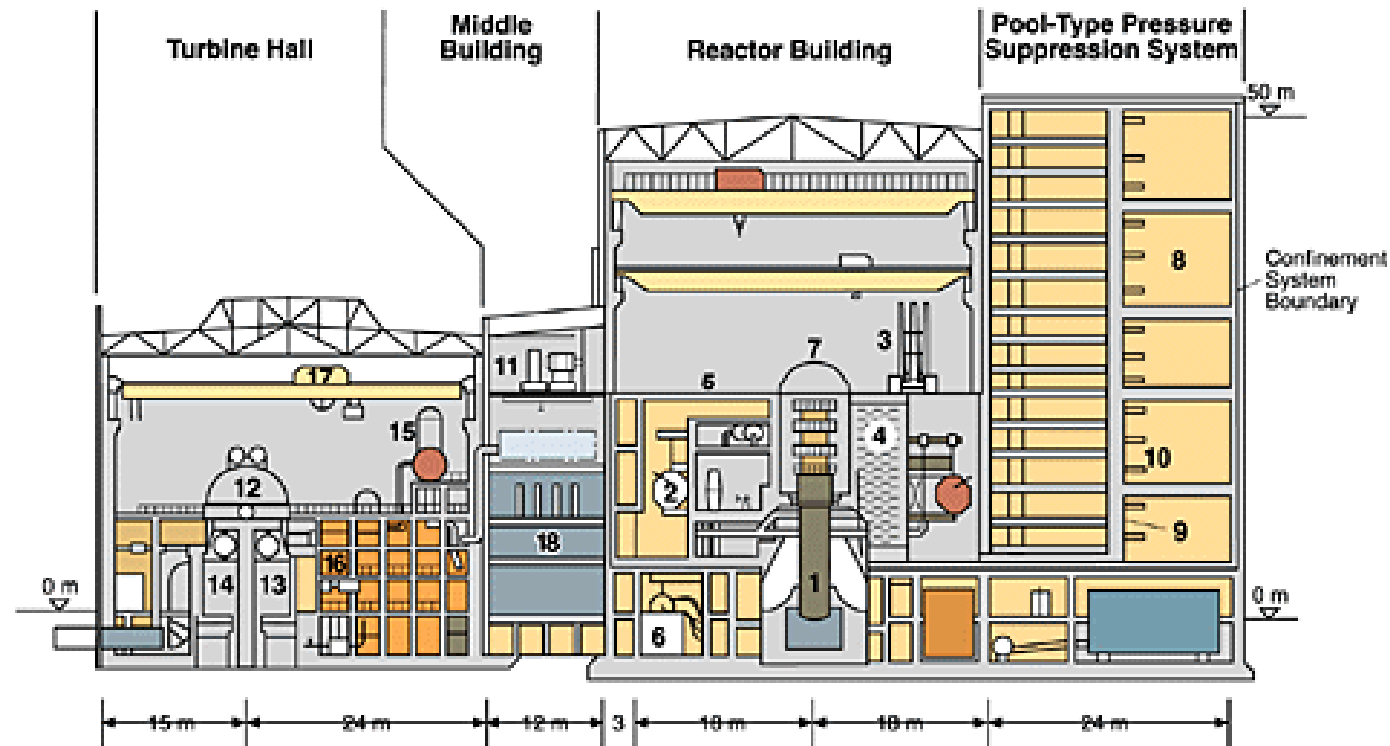


grazie

# VVER-440/213

PWR

## VVER-440/213 Plant Layout



- |                             |   |
|-----------------------------|---|
| 1. Reactor pressure vessel  | 10. Check valves  |
| 2. Steam generator          | 11. Intake air unit                                     |
| 3. Refueling machine        | 12. Turbine   |
| 4. Spent fuel pit           | 13. Condenser   |
| 5. Confinement system       | 14. Turbine block                                       |
| 6. Make-up feedwater system | 15. Feedwater tank with degasifier                      |
| 7. Protective cover         | 16. Preheater   |
| 8. Confinement system       | 17. Turbine hall crane                                  |
| 9. Sparging system          | 18. Electrical instrumentation and control compartments |

This illustration shows a vertical "cut" through containment with bubble condenser tower.

# Il nucleare in Slovenské Elektrárne

Bohunice 3&4



- *Bohunice 3&4 (V2)*  
Potenza lorda: 2 X 440 MWe  
Produzione: 6 TWh / yr  
Vita oper.: 2014/2015 (2024/2025)

Mochovce 1&2

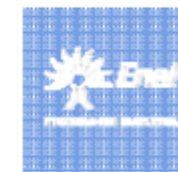


- *Mochovce 1&2*  
Potenza lorda: 2 X 440 MWe  
Produzione: 6 TWh / yr  
Vita oper.: 2028/2030 (2038/2040)

Mochovce 3&4



- *Mochovce 3&4*  
Potenza lorda: 2 X 440 MWe  
Produzione: 6 TWh / yr  
Entrata in servizio: 2012/2013





## Second-Generation VVERs

The VVER-440 Model V213 was designed between 1970 and 1980. The development of this design coincided with the first uniform safety requirements drawn up by Soviet designers.

### *Principal Strengths:*

- Upgraded Accident Localization System vastly improved over the earlier VVER-440 Model V230 design, comparable to several Western plants, and using a vapor-suppression confinement structure called a "bubbler-condenser" tower.
- Addition of emergency core-cooling and auxiliary feedwater systems.
- Reactor pressure vessel with stainless-steel internal lining to alleviate much concern about the vessel embrittlement associated with the earlier VVER-440 Model V230 design.
- Improved coolant pump, and continued use of six coolant loops (providing multiple paths for cooling the reactor) and horizontal steam generators (for better heat transfer) with large coolant volume.
- Standardization of plant components, providing extensive operating experience for many parts and making possible incremental improvements and backfits of components.

### *Principal Deficiencies:*

- Plant instrumentation and controls – for example, reactor- protection systems and diagnostics – behind Western standards. Significant variations exist among countries with VVER-440 Model V213 plants.
- Separation of plant safety systems (to help assure that an event in one system will not interfere with the operation of others), fire protection, and protection for control-room operators improved over Model V230 plants, but generally below Western standards.
- Poor leak-tightness of confinement.
- Unknown quality of plant equipment and construction, due to lack of documentation on design, manufacturing and construction, and reported instances of poor-quality materials being re-worked at plant sites.
- Major variations in operating and emergency procedures, operator training, and operational safety (for example, use of control- room simulators) among plants. These aspects of plant operations depend primarily on the organization or country operating Model V213 plants rather than on the plant supplier. Some countries have added safety features to their Model V213 plants.



## La centrale di **Cernavoda** in Romania



***Una delle pochissime centrali realizzate in Europa negli ultimi 10 anni***

### **Unità 1:**

- Contratto 1990
- In esercizio 1996

### **Unità 2:**

- Contratto Marzo '03
- In esercizio Sett. '07



***Un progetto Ansaldo Nucleare,  
in consorzio con Atomic Energy of Canada Ltd***

***40%*** delle attività di Ingegneria & Project Management, per un totale di ***275 u/a***