

Ingegneria dei reattori a fissione

(Aspetti introduttivi e caratteristiche delle principali filiere)

(Aspetti introduttivi e caratteristiche delle principali filiere)

Ing. Juan Esposito

INFN- Laboratori Nazionali di Legnaro (LNL)

CORSO DI FORMAZIONE INFN su
ENERGIA NUCLEARE DA FISSIONE

Dipartimento di Fisica, Polo Scientifico e Tecnologico
Ferrara, 3 Dicembre 2009

Sommario

- **Richiami sul contributo del nucleare nel panorama energetico attuale: le tipologie dei reattori (filieri) attualmente in funzione**
- **Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi alla progettazione dei reattori nucleari**
- **L'evoluzione nelle scelte ingegneristiche alla base delle diverse filiere**
- **Analisi dei principali schemi impiantistici ed alcuni parametri di progetto/esercizio**
- **Le principali caratteristiche innovative introdotte nei reattori Gen-III, III+ di attuale o di prossima realizzazione**

La situazione attuale del nucleare

NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION

Operational & Long Term Shutdown Reactors by Country

Country	No. of Units	Total MW(e)
UNITED STATES OF AMERICA	104	100683
FRANCE	59	63260
JAPAN	53+1	46203
RUSSIAN FEDERATION	31	21743
KOREA, REPUBLIC OF	20	17647
UNITED KINGDOM	19	10097
CANADA	18+4	15107
GERMANY	17	20470
INDIA	17	3782
UKRAINE	15	13107
CHINA	11	8438
SWEDEN	10	8958
SPAIN	8	7450
BELGIUM	7	5863
CZECH REPUBLIC	6	3678
SWITZERLAND	5	3238

Country	No. of Units	Total MW(e)
FINLAND	4	2696
HUNGARY	4	1859
SLOVAK REPUBLIC	4	1711
ARGENTINA	2	935
BRAZIL	2	1766
BULGARIA	2	1906
MEXICO	2	1300
PAKISTAN	2	425
ROMANIA	2	1300
SOUTH AFRICA	2	1800
ARMENIA	1	376
LITHUANIA, REPUBLIC OF	1	1185
NETHERLANDS	1	482
SLOVENIA	1	666
Total:	441	370080

Potenza media per reattore: ~850 MWe

Fonte: IAEA PRIS (Power Reactor Information System), update nov.'09

La situazione attuale del nucleare

NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION

Operational & Long Term Shutdown Reactors by Type

Operational

Type	No. of Units	Total MW(e)
BWR Boiling Water Reactor	92	83656
FBR Fast Breeder Reactor	2	690
GCR Gas Cooled Reactor	18	8909
LWGR Light Water Graphite mod. Reactor	16	11404
PHWR Pressurized Heavy Water Reactor	44	22441
PWR Pressurized (light) Water Reactor	264	243204
Total:	436	370304

Long Term Shutdown

Type	No. of Units	Total MW(e)
FBR	1	246
PHWR	4	2530
Total:	5	2776

Fonte: IAEA PRIS (Power Reactor Information System), update nov.'09

La situazione attuale del nucleare

NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION

Shutdown Reactors by Country

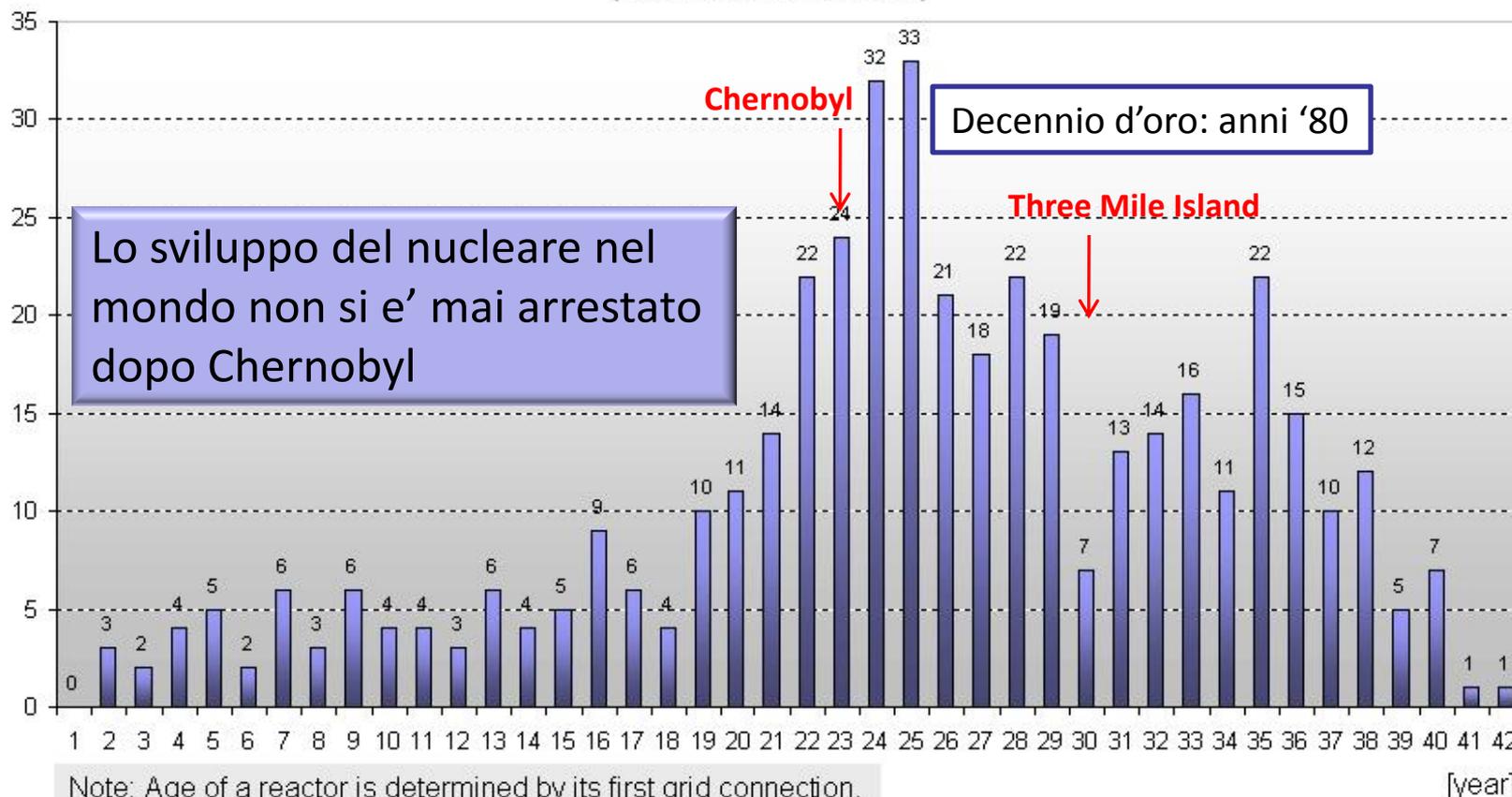
Country	No. of Units	Total MW(e)
UNITED STATES OF AMERICA	28	9764
UNITED KINGDOM	26	3324
GERMANY	19	5879
FRANCE	11	3798
JAPAN	5	1618
RUSSIAN FEDERATION	5	786
BULGARIA	4	1632
ITALY	4	1423
UKRAINE	4	3515
CANADA	3	478
SLOVAK REPUBLIC	3	909
SWEDEN	3	1225

Country	No. of Units	Total MW(e)
SPAIN	2	621
ARMENIA	1	376
BELGIUM	1	10
KAZAKHSTAN	1	52
LITHUANIA, REPUBLIC OF	1	1185
NETHERLANDS	1	55
Total:	122	36650

La "storia" del nucleare di potenza in Italia
(prod. energia elettrica) prima del referendum 1987

La situazione attuale del nucleare

NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION Number of Operating Reactors by Age (as of March 2009)

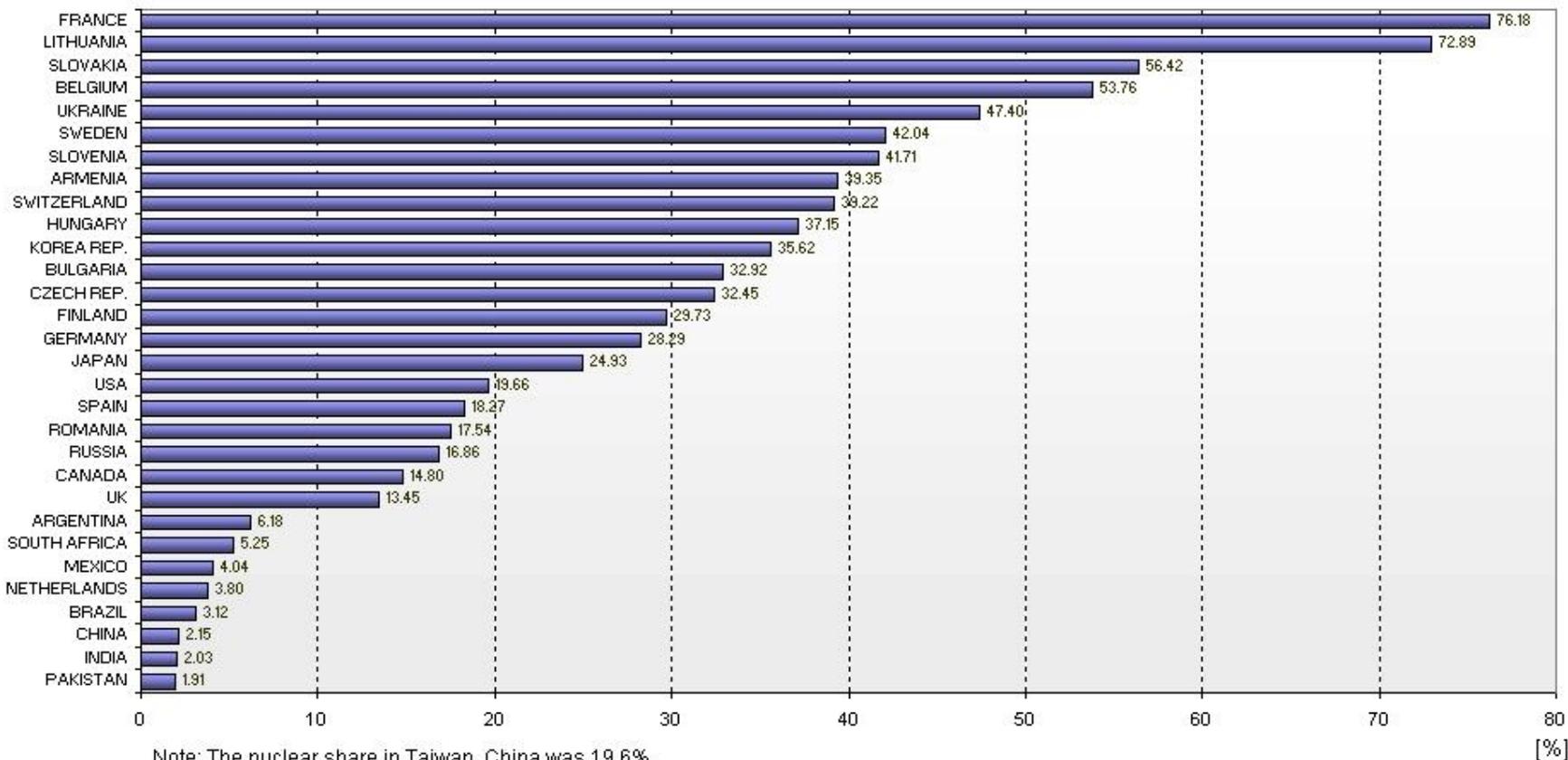


Negli ultimi 20 anni : a) reattori costruiti 97 (~22%) . In media circa 5 nuovi reattori all'anno
b) potenza elettrica installata circa il 50 % del totale attuale

Fonte: IAEA PRIS (Power Reactor Information System)

La situazione attuale del nucleare

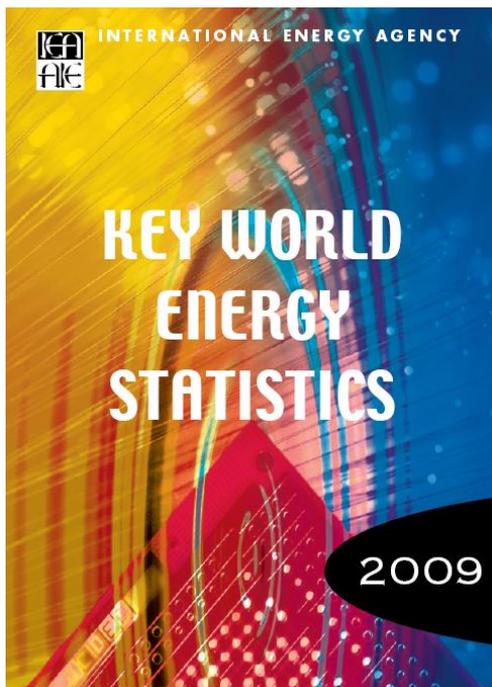
NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION Nuclear Share in Electricity Generation in 2008



La Francia ha il record mondiale nel contributo da fonte nucleare per la produzione di energia elettrica (~80%)
Gli USA con circa il doppio degli impianti (~66% in piu' potenza installata) coprono solo il 20% del fabbisogno elettrico

Fonte: IAEA PRIS (Power Reactor Information System), update nov.'09

La situazione attuale del nucleare



OECD, Organisation for Economic Co-operation and Development (1948) fonda due agenzie multinazionali intergovernative:

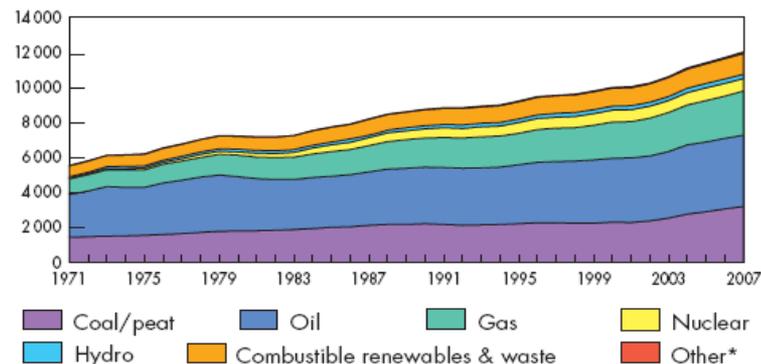
NEA (Nuclear Energy Agency), 1958, assiste gli stati membri a sviluppare le basi scientifiche e tecnologiche per un uso pacifico e rispettoso dell'ambiente dell'energia nucleare. Lavora in coordinamento con la IAEA (ONU)

IEA (International Energy Agency), 1974 per facilitare il coordinamento delle politiche energetiche dei paesi membri e per la stabilizzazione nell'approvvigionamento delle risorse energetiche (petrolio)

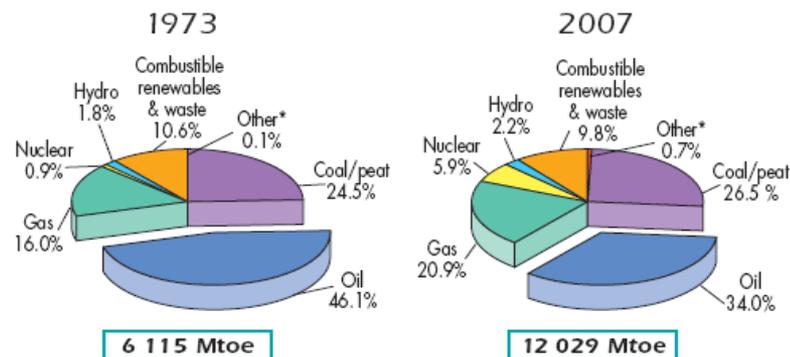
TOTAL PRIMARY ENERGY SUPPLY BY FUEL

World

Evolution from 1971 to 2007 of world total primary energy supply by fuel (Mtoe)

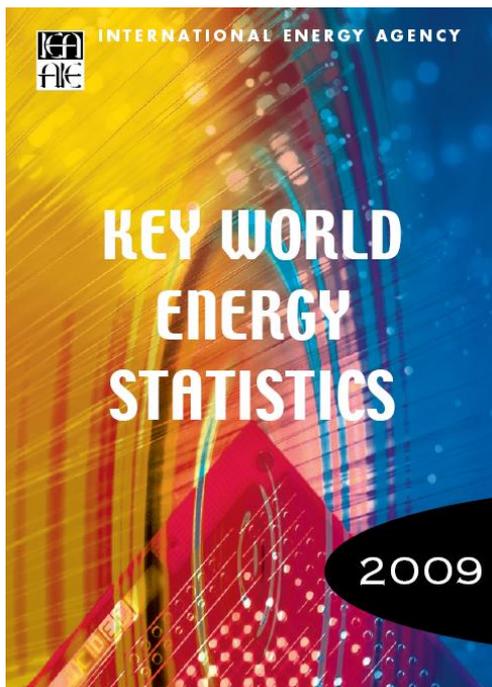


1973 and 2007 fuel shares of TPES



*Other includes geothermal, solar, wind, heat, etc.

La situazione attuale del nucleare



OECD, Organisation for Economic Co-operation and Development (1948) fonda due agenzie multinazionali intergovernative:

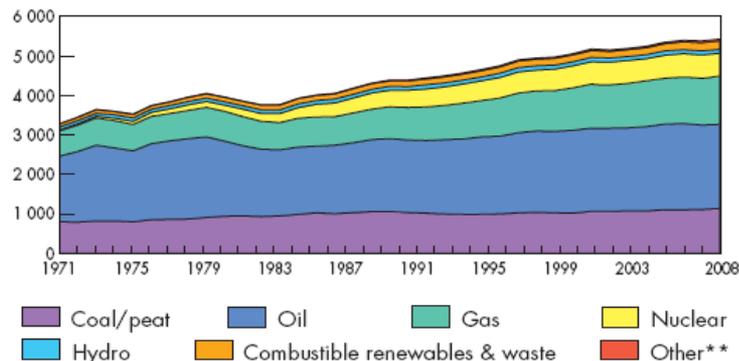
NEA (Nuclear Energy Agency), 1958, assiste gli stati membri a sviluppare le basi scientifiche e tecnologiche per un uso pacifico e rispettoso dell'ambiente dell'energia nucleare. Lavora in coordinamento con la IAEA (ONU).

IEA (International Energy Agency), 1974 per facilitare il coordinamento delle politiche energetiche dei paesi membri e per la stabilizzazione nell'approvvigionamento delle risorse energetiche (petrolio)

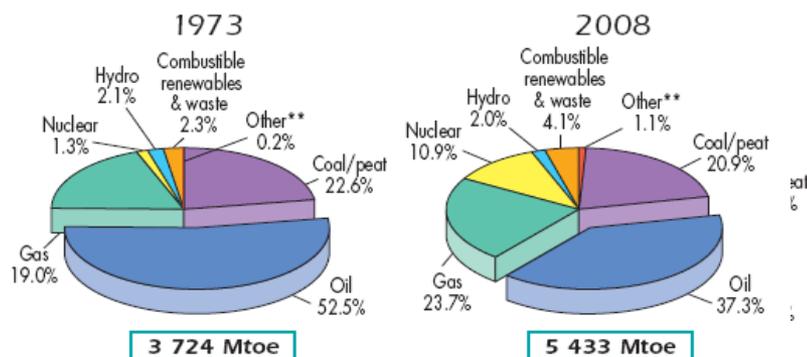
TOTAL PRIMARY ENERGY SUPPLY BY FUEL

OECD

Evolution from 1971 to 2008 of OECD total primary energy supply* by fuel (Mtoe)



1973 and 2008 fuel shares of TPES*

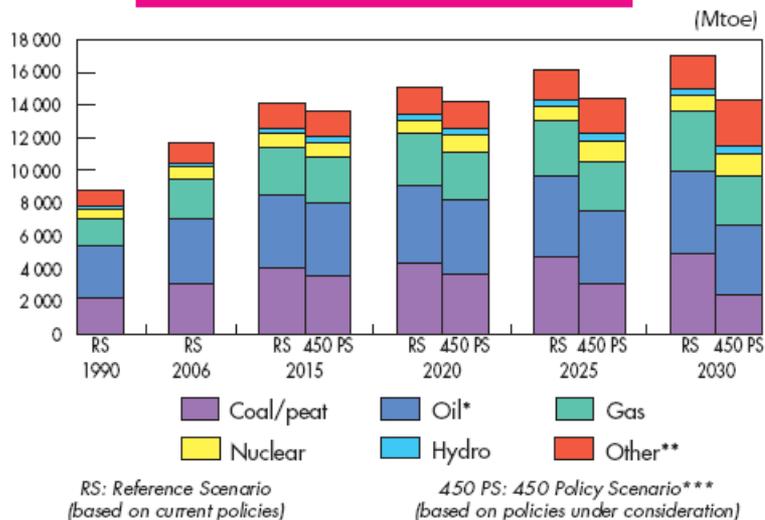


*Excludes electricity trade. Starting with this edition, international aviation bunkers are subtracted out of supply in the same way as international marine bunkers at the country and regional level.
**Other includes geothermal, solar, wind, heat, etc.

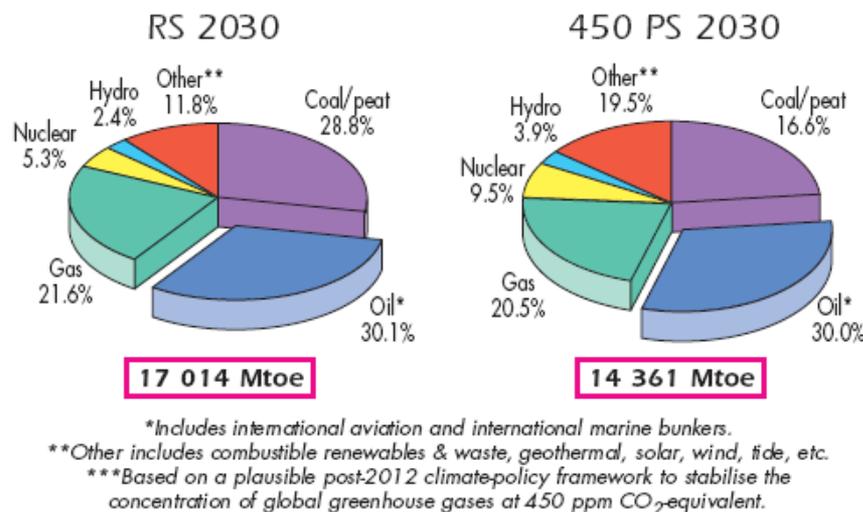
La situazione attuale del nucleare

OUTLOOK FOR WORLD TPES TO 2030

TPES Outlook by Fuel



Fuel shares of TPES in 2030 for Reference Scenario and 450 Policy Scenario



Il fabbisogno mondiale di energia nei prossimi anni aumenterà (nel 2030 stimato doppio rispetto al 1990)

Per il 2030 è prevista una variazione rispetto ai consumi registrati nel 2007

- a) + ~42% → basato sulle **politiche energetiche attuali**
- b) + ~16% → basato sulle future politiche energetiche **influenzate dai cambiamenti climatici**

Il ruolo richiesto al nucleare nei due scenari previsti:

- a) 709.7 Mtoe (2007) → 901.7 Mtoe (2030) **+27.1%**
- b) 709.7 Mtoe (2007) → 1364.3 Mtoe (2030) **+92.2%**

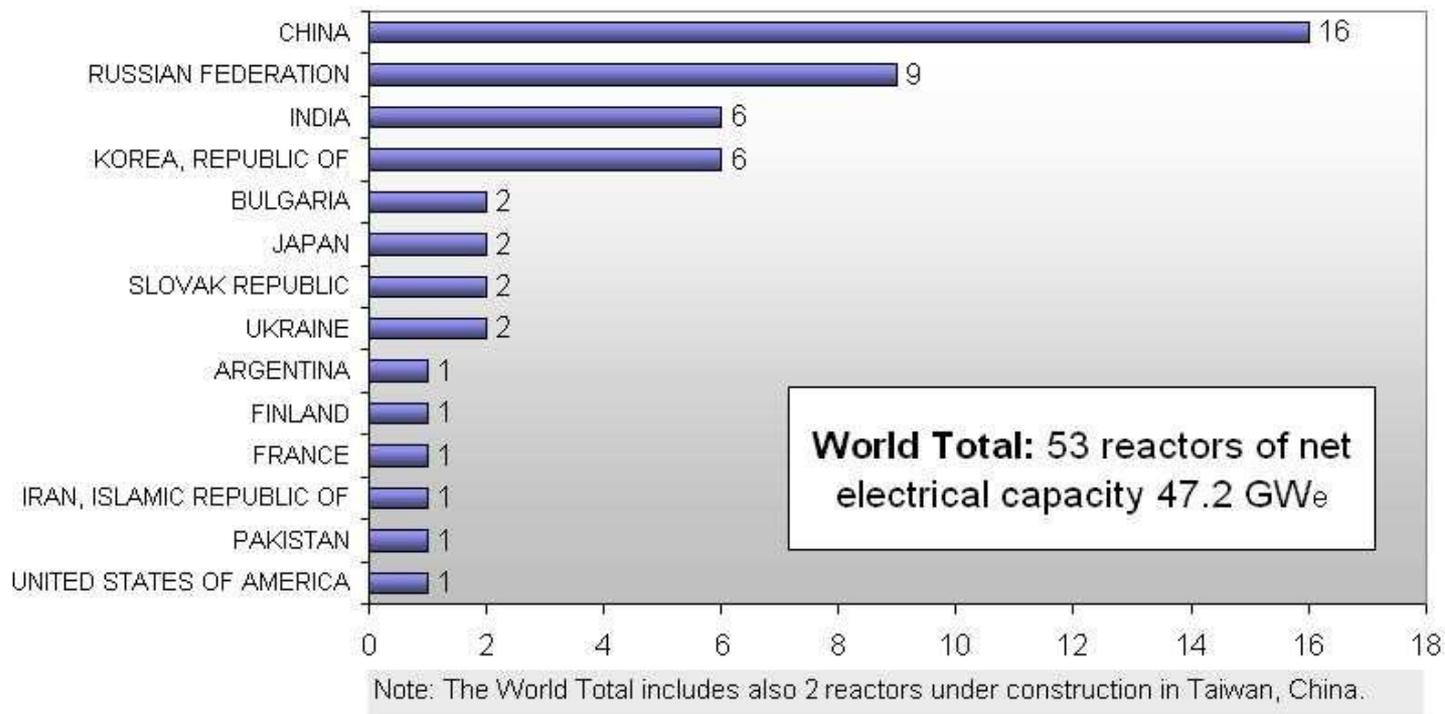
Raddoppio energia prodotta attualmente!!!!

Fonte: IEA World Energy Outlook 2008

La situazione attuale del nucleare

NUCLEAR POWER PLANTS INFORMATION

Number of Reactors under Construction Worldwide



I paesi piu' nuclearizzati stanno costruendo solo pochi impianti. Non ne hanno costruiti di nuovi per circa 20 anni. **Manca di fiducia nel nucleare?**

Fonte: IAEA PRIS (Power Reactor Information System), update nov.'09

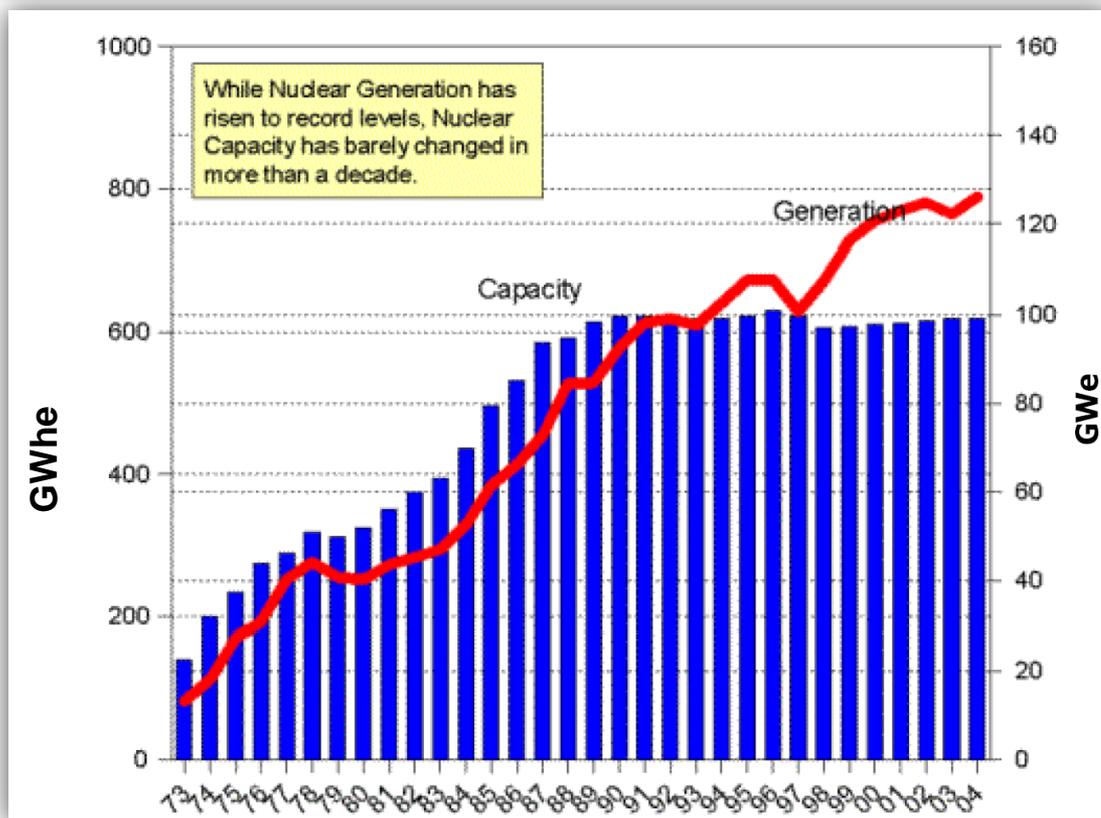
La situazione attuale del nucleare

Le ragioni si possono sintetizzare in tre aspetti chiave:

1. Se si ha un **serio piano energetico nazionale** basato su un'oculata suddivisione dei contributi produttivi dalle varie fonti: fossili, idroelettrico, rinnovabili e nucleare, (**mix energetico**) non si devono costruire nuovi impianti nucleari fino alla fine della loro vita operativa;
2. Gli impianti attualmente in esercizio stanno dimostrando **una vita operativa ben maggiore** (~60 anni) rispetto a quella inizialmente prevista (30-35 anni);
3. L'allungamento della vita operativa, insieme ad una ottimizzazione nella produzione e ad una gestione efficiente dell'esercizio dell'impianto (elevati fattori di carico), sono equivalenti ad un **aumento virtuale** degli impianti nucleari installati. Ciò è stato possibile grazie all'incremento della potenza di esercizio, rispetto a quella nominale di progetto, mediante **miglioramenti ingegneristici** (adozione dei **"veleni bruciabili"** e **"controllo chimico"** della reattività a lungo termine).
 - 3.1 USA → non si costruiscono nuove centrali da 20 anni perché hanno praticamente aggiunto una centrale nucleare "virtuale" all'anno;
 - 3.2 Belgio → negli anni '90 da cinque reattori (PWR) si è riusciti produrre energia equivalente a 6 impianti

La situazione attuale del nucleare

La situazione negli USA: andamento nel tempo della produzione di energia elettrica netta rispetto alla potenza complessiva installata. Anni (1973-2004)



Ultimo impianto entrato in esercizio (collegamento alla rete) nel 1990. L'incremento nel tempo della potenza degli ultimi impianti costruiti ha ampiamente "recuperato" lo shut-down dei reattori iniziali (anni '60) ed aumentato la potenza media di ciascun impianto. **Fattore di carico medio prossimo al 90%**

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Ogni **reazione di fissione indotta da un neutrone** su tutti gli isotopi fissili (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu) e fissionabili (^{238}U) di un sistema **moltiplicante infinitamente esteso libera un numero di neutroni variabile $\nu=(2\div 3)$**

In una reazione a catena si può definire un bilancio tra le produzioni e le perdite per ogni singolo processo di fissione:

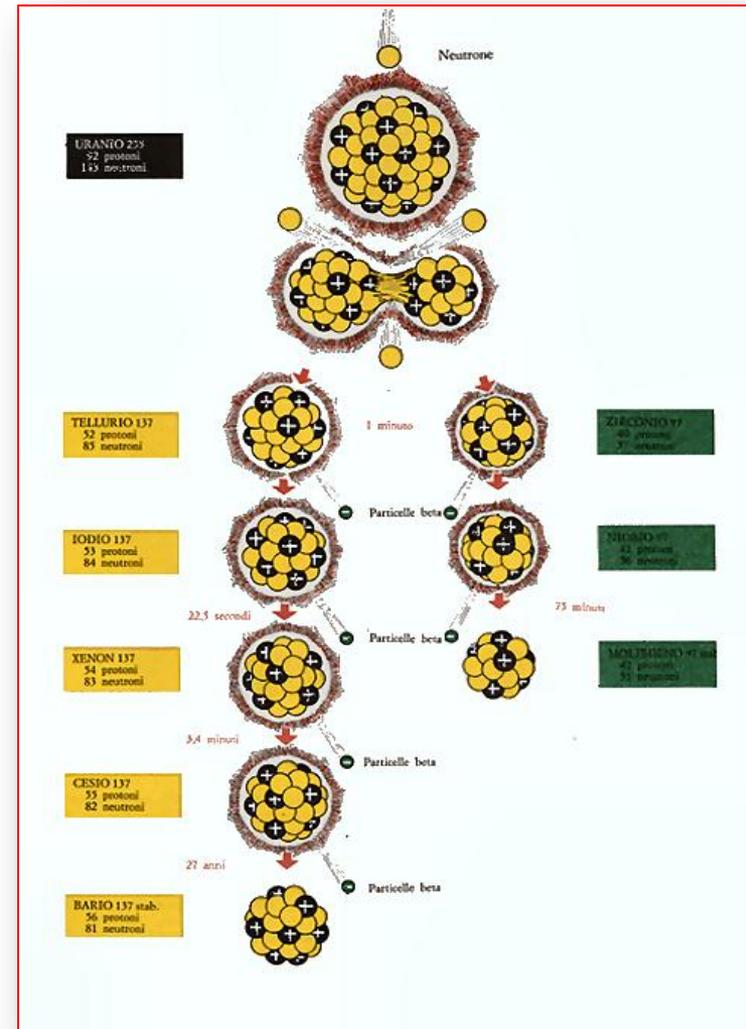
$$\nu = A_f + A_c$$

ν = numero medio di neutroni prodotti

A_f = neutroni assorbiti dai nuclei fissili \rightarrow **nuove fissioni**

A_c = neutroni assorbiti da tutti i materiali del reattore (combustibile + moderatore + mat. strutturali) **senza produrre fissioni**

Per autosostenersi, senza divergere o spegnersi, $A_f=1$



Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Le caratteristiche di un sistema moltiplicante sono regolate, per ogni generazione i -esima di fissione, da un parametro fondamentale: il **fattore di moltiplicazione**

Se la struttura moltiplicante avesse **dimensioni infinite** non si avrebbero perdite di neutroni

k_{∞} **fattore di moltiplicazione infinito**

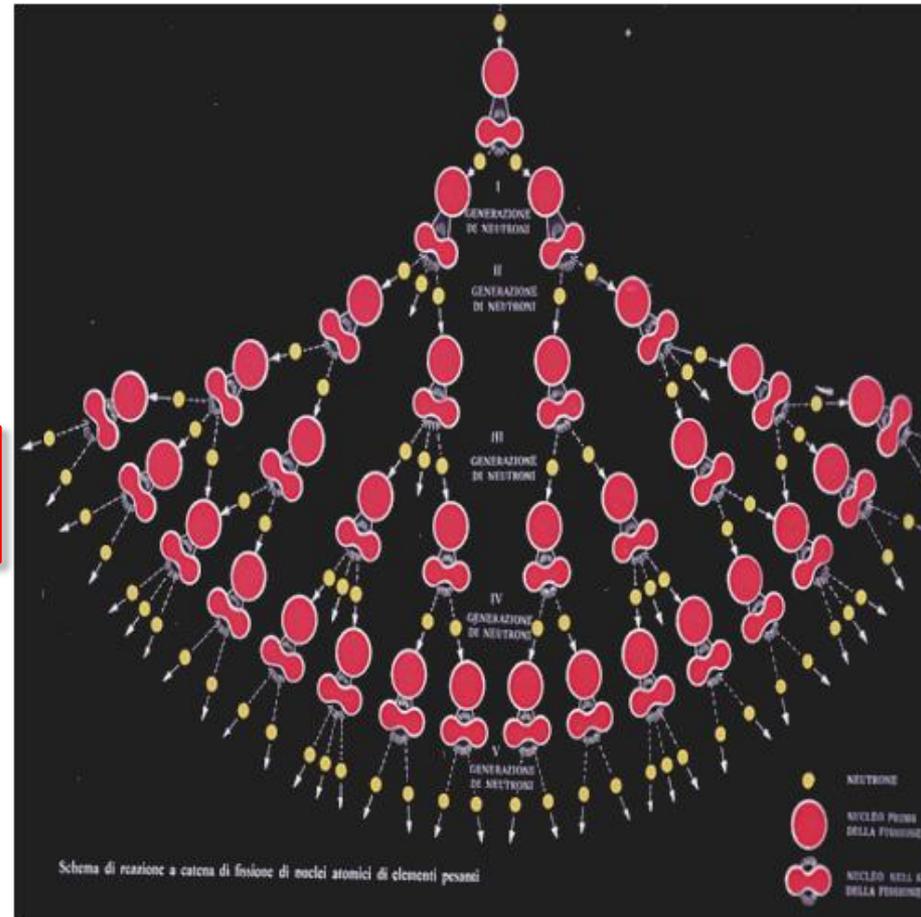
$$k_{\infty} = \frac{(\text{tasso di fissioni})_{\text{gen. } i+1}}{(\text{tasso di fissioni})_{\text{gen. } i}} = \frac{\nu \cdot A_f - A_c}{A_f}$$

k_{∞} è il primo parametro ingegneristico nella progettazione del core di un reattore

k_{∞} determina le **caratteristiche moltiplicanti** del sistema in base alla:

- **composizione** del combustibile
- **disposizione geometrica** dei suoi costituenti

N.B. k_{∞} non dipende dalle dimensioni del sistema moltiplicante



Esempio di una reazione di fissione divergente ($k_{\infty}=2$)

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Alla generica generazione i-esima in un **mezzo moltiplicante infinitamente esteso** il numero di neutroni in gioco, disponibili per la generazione successiva, sarà.....

$$k_{\infty} = \frac{n(t_i + T)}{n(t_i)}$$

$n(t_i)$ = numero di neutroni “utili” che hanno indotto fissioni alla generazione i-esima

$n(t_i+T)$ = numero di neutroni “utili” che producono fissioni per la generazione i+1

T = tempo di vita media della generazione dei neutroni

Se non intervengono fenomeni perturbativi esterni (es. assorbimenti localizzati), trascurando gli effetti di variazione della composizione del combustibile: riduzione fissile, presenza dei prodotti di fissione (“veleni”), k_{∞} è **costante nel tempo**

Se $k_{\infty} = 1$ il sistema è in condizioni di **equilibrio critico**
(le produzioni bilanciano le perdite → funzionamento stazionario)

Se $k_{\infty} > 1$ il sistema è in condizioni di **equilibrio sovra-critico**
(le produzioni sono superiori alle perdite → reazione esplosiva)

Se $k_{\infty} < 1$ il sistema è in condizioni di **equilibrio sub-critico**
(le produzioni non compensano le perdite → arresto spontaneo)

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Nei reattori, che hanno al contrario un sistema moltiplicante di **dimensioni finite**, deve sempre avvenire un bilancio tra le produzioni e le scomparse di neutroni, **considerando anche le fughe** per ogni generazione di fissione. I parametri di riferimento sono il fattore di moltiplicazione effettivo e la reattività'

$$\nu = A_f + A_c + F$$

ν = numero medio di neutroni prodotti

A_f = neutroni assorbiti dai nuclei fissili → **nuove fissioni**

A_c = neutroni assorbiti da tutti i materiali del reattore (combustibile + moderatore + mat. strutturali) **senza produrre fissioni**

F = neutroni che **sfuggono dal reattore**

$$k = \frac{(\text{tasso di fissioni})_{\text{gen. } i+1}}{(\text{tasso di fissioni})_{\text{gen. } i}} = \frac{\nu \cdot A_f - (A_c + F)}{A_f} = k_{\infty} - \frac{F}{A_f}$$

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

In condizioni di funzionamento **stazionario**
 $\rho = 0$

Per un reattore reale e' necessario che $k_{\infty} > 1$ per avere $k=1$.

Nella pratica in fase di progettazione del core anche k deve avere un **valore leggermente superiore all'unita' (riserva di reattivity')** sia per controllare la potenza in base alle richieste di esercizio, sia per compensare la variazione di composizione isotopica del combustibile durante la vita operativa del core per:

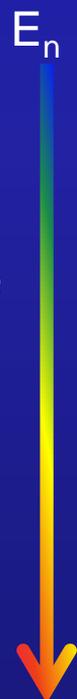
1. Accumulo dei prodotti di fissione (aumento catture parassite, "veleni")
2. Consumo dei nuclei fissili inizialmente presenti
3. Produzione di nuovi nuclei fissili (es. ^{239}Pu) per trasmutazione dei nuclei fertili (^{238}U)

k diminuisce
 k diminuisce
 k aumenta
 }
 predominate

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano k (k_{∞}) durante un ciclo di vita di una generazione neutronica?

Eventi	Probabilità' di accadimento
a) fissione veloce	(probabilità' di fissione veloce) ϵ
b) fughe dal reattore dei neutroni veloci	(probabilità' di non-fuga veloce dal reattore) P_f
c) catture di risonanza (^{238}U) durante il processo di rallentamento nel moderatore	(probabilità' di sfuggire alle catture di risonanza) p
a) fughe dal reattore dei neutroni termici	(probabilità' di non-fuga termica dal reattore) P_{th}
b) assorbimento termico nei materiali strutturali diversi dal combustibile	(fattore di utilizzazione termica) f
a) fissione termica sul combustibile	(fattore di fissione) η



Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano k (k_{∞}) durante un ciclo di vita di una generazione neutronica?

$N_i \rightarrow$ numero di neutroni veloci della generazione i -esima

- | | |
|--|--------------|
| a) fissione veloce | ϵ |
| b) fughe dal reattore dei neutroni veloci | $(1-P_f)$ |
| c) catture di risonanza (^{238}U) durante il processo di rallentamento nel moderatore | $(1-p)$ |
| a) fughe dal reattore dei neutroni termici | $(1-P_{th})$ |
| b) assorbimento termico nei materiali strutturali diversi dal combustibile | f |
| a) fissione termica sul combustibile | η |

E_n

$$N_i \rightarrow N_i \epsilon$$

$$N_i \epsilon \rightarrow N_i \epsilon P_f$$

$$N_i \epsilon P_f \rightarrow N_i \epsilon P_f p$$

$$N_i \epsilon P_f p \rightarrow N_i \epsilon P_f p P_{th}$$

$$N_i \epsilon P_f p P_{th} \rightarrow N_i \epsilon P_f p P_{th} f$$

$$N_i \epsilon P_f p P_{th} \rightarrow N_i \epsilon P_f p P_{th} f \eta \rightarrow N_{i+1}$$

Probabilità di eventi per neutroni che:

- a. **non sfuggono** dal reattore
- b. **sfuggono** alle risonanze
- c. sfuggono alle catture dei **materiali strutturali**

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano k (k_∞) durante un ciclo di vita di una generazione neutronica?

$$N_{i+1} = N_i \varepsilon P_f p P_{th} f \eta = N_i k$$

Se $P_f \cdot P_{th} = P$ **probabilita' di non-fuga totale**

$$k_\infty = \eta \cdot \varepsilon \cdot p \cdot f$$

$$k = \eta \cdot \varepsilon \cdot p \cdot f \cdot P$$

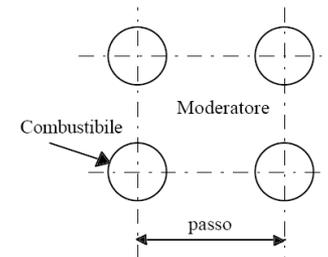
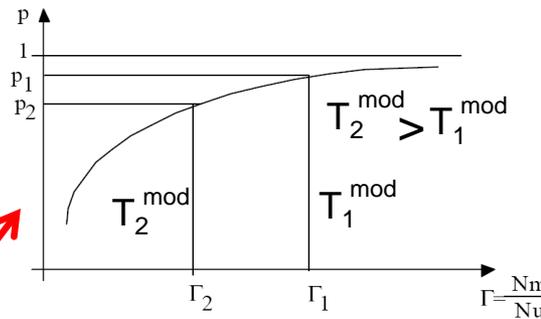
formula dei 4 fattori di Fermi

$$\eta = v^{235} \frac{\Sigma_f^{235}}{\Sigma_a^{235} + \Sigma_a^{238}} = v^{235} \left(\frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \right)_{\text{fuel}}$$

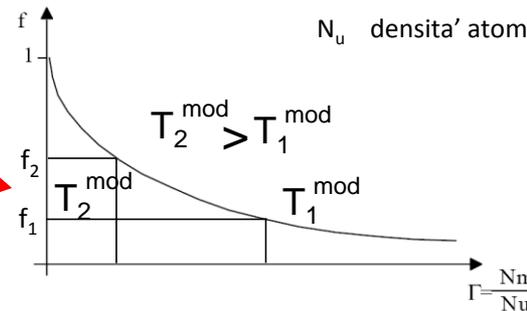
$$\varepsilon = \begin{cases} \sim 1.0 \rightarrow \text{reatt. term. omogenei} \\ \sim 1.03 \rightarrow \text{reatt. term. eter. U-nat} \\ \sim 1.05 \rightarrow \text{reatt. term. eter. U-arr. (r=2-3\%)} \end{cases}$$

$$p = \begin{cases} < 1.0 \rightarrow \text{sempre} \\ (0.5-0.7) \rightarrow \text{reatt. U-nat o U-arr. (r=2-3\%)} \\ \sim 1.0 \rightarrow \text{reatt. U-arr. (r > 90\%)} \end{cases}$$

$$f = \frac{(\Sigma_a \Phi)_{\text{fuel}}}{(\Sigma_a \Phi)_{\text{fuel}} + (\Sigma_a \Phi)_{\text{mod.}} + (\Sigma_a \Phi)_{\text{structure}} + (\Sigma_a \Phi)_{\text{c. rods}} + (\Sigma_a \Phi)_{\text{poisons}}}$$



N_m densita' atomica moderatore
 N_u densita' atomica combustibile



Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano k (k_{∞}) durante un ciclo di vita di una generazione neutronica?

$$P = \frac{k}{k_{\infty}}$$

$P \rightarrow$ **probabilità di non-fuga totale**
 dipende fortemente dalla geometria del core (parametro di progetto ingegneristico)

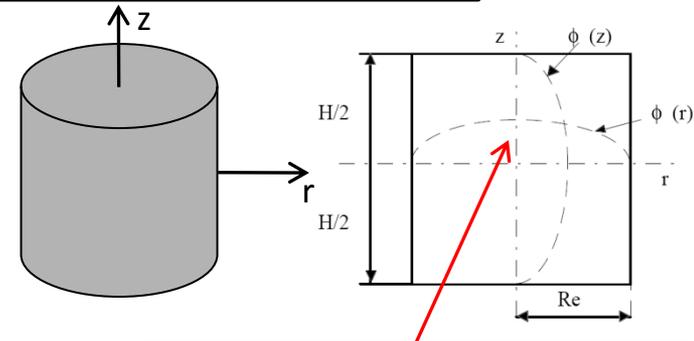
$$P = \frac{\frac{\text{(tasso di produzione)}}{\text{(tasso di assorbimento + tasso di fuga)}}}{\frac{\text{(tasso di produzione)}}{\text{(tasso di assorbimento)}}} = \frac{\text{(tasso di assorbimento)}}{\text{(tasso di assorbimento + tasso di fuga)}} = \frac{\Sigma_a \cdot \Phi}{\Sigma_a \cdot \Phi - D \cdot \nabla^2 \Phi}$$

Reattore omogeneo senza riflettore (caso +semplice)

a. Caso semplificato: neutroni ad **un solo gruppo energetico** (termici)

$$P = \frac{\Sigma_a \cdot \Phi}{\Sigma_a \cdot \Phi - D \cdot \nabla^2 \Phi} = \frac{\Sigma_a \cdot \Phi}{\Sigma_a \cdot \Phi + D \cdot B_g^2} = \frac{1}{1 + L_{th}^2 \cdot B_g^2}$$

Lunghezza di diffusione termica $L_{th}^2 = \frac{\Sigma_s}{3 \Sigma_t \cdot \Sigma_a}$



b. Caso completo: neutroni a **+ gruppi energetici** (veloce \rightarrow termici)

Si basa sulla teoria del rallentamento neutronico continuo

Probabilità di non-fuga durante rallentamento

$$P = \frac{e^{-\tau B_g^2}}{1 + L_{th}^2 \cdot B_g^2}$$

$\tau = \text{eta}'$ di Fermi (area di diffusione dei neutroni durante rallentamento)

Buckling geometrico: parametro che definisce la "curvatura" del flusso nel core

Es. per un **core cilindrico:** $B_g^2 = \left(\frac{2.405}{R}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H}\right)^2$

$$\Phi_{th}(r, z) = \Phi_0 J_0\left(2.405 \frac{r}{R}\right) \cdot \cos\left(\frac{\pi z}{H}\right)$$

$$\Phi_0 = \Phi_{th}(r=0, z=0)$$

J_0 funzione di Bessel di I specie, Ordine 0

Equazione della criticita' ($k=1$) basata sulla teoria del rallentamento neutronico continuo

$$\frac{k_{\infty} e^{-\tau B_g^2}}{1 + L_{th}^2 \cdot B_g^2} = 1$$

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Prestazioni dei combustibili a confronto (reattori termici): alcuni numeri

Isotopo	Neutroni generati per singola fissione ν	Neutroni "utili" per neutrone assorbito η	η/ν
^{233}U	2.49	2.29	0.92
^{235}U	2.42	2.07	0.86
U-nat. (0.7% ^{235}U)	2.42	1.34	0.55
^{239}Pu	2.93	2.15	0.73

Valor medio dei neutroni prodotti per singola fissione, per ogni **neutrone termico** (0.0253 eV) comunque assorbito

Il parametro η (il combustibile) **influenza fortemente** la scelta dei materiali strutturali (bassa sezione di cattura neutronica). Tale condizione pone vincoli severi nella **progettazione del core di un reattore**:

- U-nat impone scelta di moderatori (D_2O , RG-C) e materiali strutturali (Magnox) a bassa cattura \rightarrow U arr. ($r=2.5-3.5\%$)
- U-233 unico fissile che permette la possibilita' di breeding con un reattore termico (ciclo U/Th) con gain factor >1

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Prestazioni dei combustibili a confronto (reatt. termici-veloci-ADS): alcuni numeri

Isotopo	n termico ($E_n = 25.3$ meV)			n veloce ($E_n = 1$ MeV)			n veloce ($E_n = 2$ MeV)		
	ν	η	η/ν	ν	η	η/ν	ν	η	η/ν
^{233}U	2.49	2.29	0.92	2.58	2.40	0.93	2.73	2.57	0.94
^{235}U	2.42	2.07	0.86	2.51	2.35	0.94	2.70	2.54	0.94
^{238}U	---	---	---	---	---	---	2.69	2.46	0.91
^{239}Pu	2.93	2.15	0.73	3.04	2.90	0.95	3.11	2.99	0.96

Valor medio dei neutroni prodotti per singola fissione, per ogni **neutrone termico** (0.0253 eV) e **veloce** (1 MeV-2 MeV) comunque assorbito

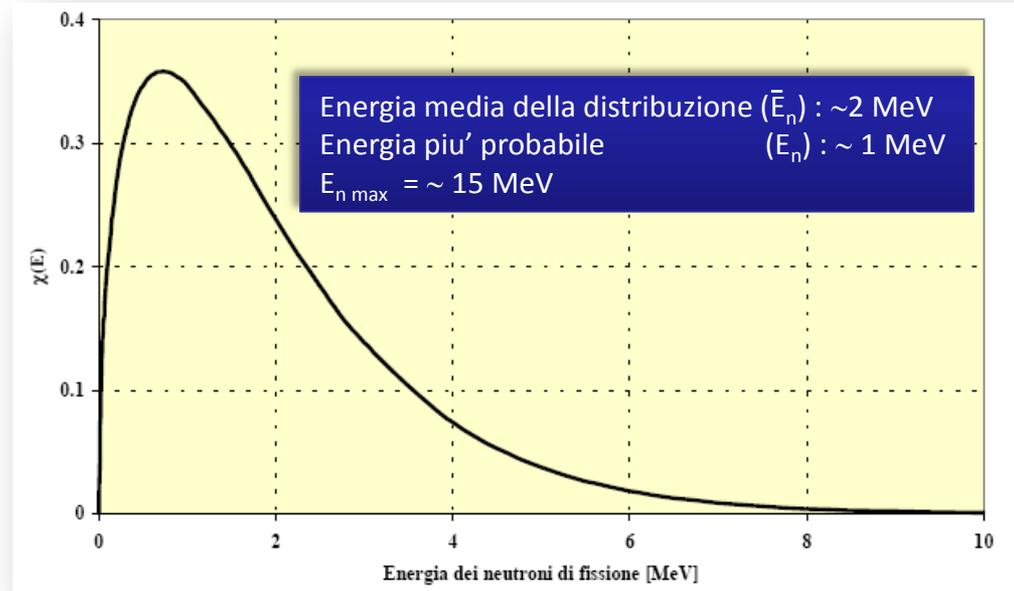
Il parametro η aumenta significativamente per i neutroni veloci rispetto a quelli termici.

- miglior sfruttamento del combustibile e breeding su ^{238}U e ^{232}Th con gain factor >1
- con neutroni di energia superiore ai 2 MeV fissione diretta possibile anche su ^{238}U (sistemi ADS) e burner attinidi

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Energia rilasciata nel processo di fissione e spettro neutronico pronto

Energia pronta (MeV)	187
Energia cinetica dai frammenti di fissione	167
Energia cinetica neutroni	5
Raggi γ istantanei	5
Raggi γ (da processi di cattura neutronica)	10
Energia ritardata (MeV)	23
Decadimento β (frammenti di fissione)	7
Decadimento γ (frammenti di fissione)	6
Neutrini	10
Totale (MeV)	210
valori medi indicativi per ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu	



I neutroni emessi nel processo di fissione trasportano circa il 2.5% dell'energia totale.

Non vengono emessi tutti istantaneamente ma divisi in due grandi gruppi:

1. **Neutroni pronti** $\rightarrow \Delta t \sim 10^{-14} \text{ s}$ dai frammenti di fissione in stato eccitato
2. **Neutroni ritardati** $\rightarrow (0.1-1)\text{s} < \Delta t < (2-4) \text{ min}$
 - a. dai frammenti di fissione "neutron rich" (evento raro)
 - b. decadimento β - dai frammenti iniziali di fissione
- dai prodotti di fissione

Il ritardo nell'istante di emissione del neutrone dipende dal tempo di vita media $\tau_d = 1/\lambda$ ($T_{1/2} = \ln 2/\lambda = \tau_d \ln 2$) del precursore

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Nonostante il loro numero esiguo i **neutroni ritardati** giocano un **ruolo fondamentale** per il controllo della reazione a catena nelle **fasi di transitorio di potenza e per il controllo della reattività' a lungo termine**. Senza di essi non sarebbe possibile **progettare un reattore nucleare**.

Gruppo di decadimento	$T_{1/2}$ (s)	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu	^{232}Th	^{238}U	E_n (MeV) [^{235}U]
		β_{fi}	β_{fi}	β_{fi}	β_{fi}	β_{fi}	
		Spettro termico			Spettro veloce		Spettro termico
1	54-56	0.0006	0.0005	0.0002	0.0017	0.0005	0.25
2	21-23	0.0020	0.0035	0.0018	0.0074	0.0056	0.56
3	5-6	0.0017	0.0031	0.0013	0.0077	0.0067	0.43
4	1.9-2.3	0.0018	0.0062	0.0020	0.0221	0.0160	0.62
5	0.5-0.6	0.0003	0.0018	0.0005	0.0085	0.0093	0.42
6	0.17-0.27	0.0002	0.0007	0.0003	0.0021	0.0031	--
Tot. ritardati	β_f	0.0066	0.0158	0.0061	0.0495	0.0412	
Tot. Neutroni (pronti+ritardati)	ν	2.49	2.42	2.93	2.25	2.62	
Fraz. ritardati	$\beta (= \beta_f / \nu)$	0.265%	0.65%	0.21%	2.2%	1.57%	
τ_d (s)		18.4	13.0	15.4	10.1	7.68	

Per il controllo della cinetica di reazione è importante conoscere i tempi di rilascio dei neutroni ritardati. Dalle misure sperimentali individuati 6 gruppi con tempi di decadimento simili in funzione del tipo di prodotto di fissione.

Il tempo medio τ_d (la vita media) di tutti i neutroni ritardati è:
$$\tau_d = \frac{\sum_i (\beta_{fi}/\nu) \cdot [(T_{1/2})_i / \ln 2]}{\sum_i (\beta_{fi}/\nu)} = \frac{\sum_i \beta_i \cdot \tau_i}{\beta}$$

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Considerando le vite medie sia dei neutroni pronti (la grande maggioranza), sia di tutti i gruppi dei ritardati si ottiene il tempo di **vita media della popolazione di una generazione neutronica**

Gruppo	F_i [%]	E_n [MeV]	$T_{1/2}$ [s]	τ_i [s]	λ_i [s ⁻¹]	$\beta_i(=\beta_{fi}/\nu)$	β_i / λ_i [s]
0	99.35	~ 2	----	0.001	----	----	----
1	0.02	0.25	55.72	80.65	0.0124	$2.15 \cdot 10^{-4}$	$17.3 \cdot 10^{-3}$
2	0.14	0.56	22.72	32.79	0.0305	$14.20 \cdot 10^{-4}$	$46.6 \cdot 10^{-3}$
3	0.13	0.43	6.22	9.01	0.111	$12.70 \cdot 10^{-4}$	$11.4 \cdot 10^{-3}$
4	0.26	0.62	2.30	3.32	0.301	$25.70 \cdot 10^{-4}$	$8.5 \cdot 10^{-3}$
5	0.07	0.42	0.61	0.91	1.1	$7.50 \cdot 10^{-4}$	$0.7 \cdot 10^{-3}$
6	0.03	---	0.23	0.33	3.0	$2.70 \cdot 10^{-4}$	$0.1 \cdot 10^{-3}$
Totale	100.00					0.0065	0.084

$$\tau = \sum_i F_i \cdot \tau_i = \sim 0.08 \text{ s}$$

$$\lambda = \frac{\beta}{\sum_i \frac{\beta_i}{\lambda_i}}$$

Costante di decadimento complessiva "pesata" di tutti i neutroni ritardati

per ²³⁵U $\lambda = 0.077 \text{ s}^{-1}$

- Una variazione (inserzione) di reattività' $\rho = (k-1)/k$ durante il funzionamento causa una variazione della costante di moltiplicazione effett. k
- La variazione di **densita' neutronica nel tempo**, quindi la variazione della potenza del reattore (soluzione semplificata) è :

$$n(t) \cong n_0 \frac{\beta}{\beta - \rho} e^{t \left[\frac{\lambda \rho}{\beta - \rho} \right]}$$

$$T_p \cong \frac{\beta - \rho}{\lambda \rho}$$

Periodo Stabile del reattore

(la potenza cambia di un fattore $e=2.7182..$)

Es. $\rho = 0.001 \rightarrow k=1/(1-\rho)=1.001$

$T_p \cong 71.4 \text{ s}$

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano la variazione di reattività ρ durante il funzionamento di un reattore?

Prescindendo da quelle programmate (inserzione-estrazione barre controllo) le cause principali sono:

1. Variazione della temperatura del combustibile

$$(d\rho/dT_c) = \partial\rho_n/\partial T + \partial\rho_d/\partial T + \partial\rho_v/\partial T$$

gli effetti negativi prevalgono su quelli positivi

$$d\rho_c/dT < 0 : \text{stabilita' intrinseca}$$

- a. Variazione **energia neutroni termici** $\rightarrow \partial\rho_n/\partial T_c < 0$
(effetto doppler risonanze: p diminuisce \rightarrow k diminuisce)
(L_{th} , lunghezza diffusione aumenta con aumento T \rightarrow P diminuisce)
- b. Variazione **densita' combustibile** $\rightarrow \partial\rho_d/\partial T_c < 0$
(densita' diminuisce con aumento T $\rightarrow \Sigma_{s,a}$ si riducono)
- b. Variazione del **volume del core** $\rightarrow \partial\rho_v/\partial T_c > 0$
(volume aumenta con aumento T \rightarrow B si riduce)
minori fughe neutroniche

2. Variazione della temperatura dal moderatore

$$(d\rho/dT_m) = \partial\rho_f/\partial T_m + \partial\rho_p/\partial T_m + \partial\rho_\varepsilon/\partial T_m$$

L'effetto complessivo è **determinato dalla variazione dei parametri p ed f con T_m** . La variazione di ε trascurabile

- a. Aumentano le **catture sul combustibile** $\rightarrow \partial\rho_f/\partial T_m > 0$
(densita' diminuisce con aumento T: rallentamento neutronico meno efficace. f aumenta \rightarrow k aumenta)
- b. Aumentano le **catture di risonanza** $\rightarrow \partial\rho_p/\partial T_m < 0$
(densita' diminuisce con aumento T: rallentamento neutronico meno efficace. p diminuisce \rightarrow k diminuisce)
- c. Aumentano le **fissioni "veloci"** $\rightarrow \partial\rho_\varepsilon/\partial T_m > 0$
(densita' diminuisce con aumento T: rallentamento neutronico meno efficace. Spettro neutronico piu' duro: ε aumenta (poco) \rightarrow k aumenta)

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano la variazione di reattività ρ durante il funzionamento di un reattore?

2. Variazione della temperatura del moderatore

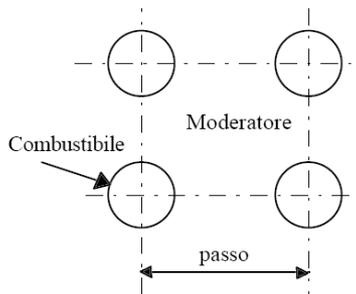
$$(d\rho/dT_m) = \partial\rho_f/\partial T_m + \partial\rho_p/\partial T_m + \partial\rho_\varepsilon/\partial T_m$$

L'effetto complessivo è **determinato dalla variazione dei parametri p ed f con T_m** . La variazione di ε trascurabile

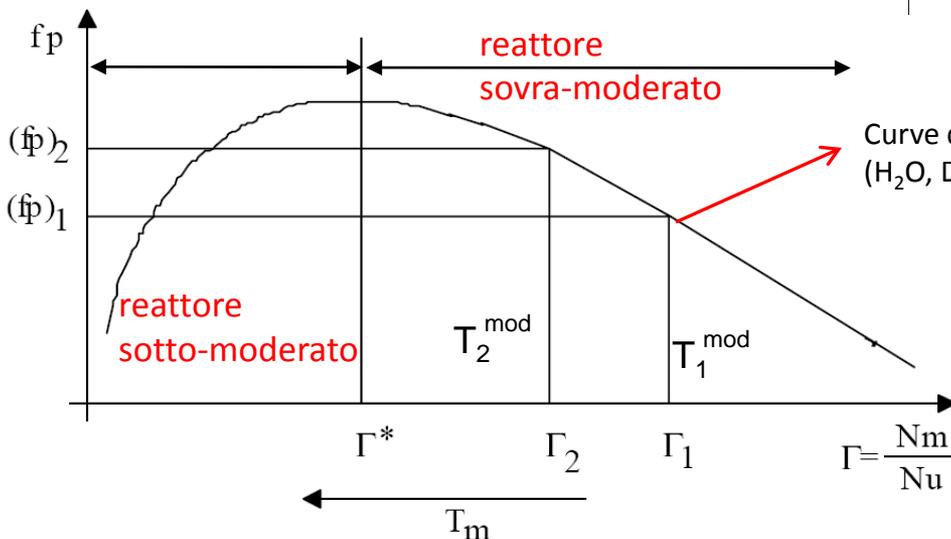
- Se:
- ε trascurabile
 - η non cambia (rapporto Σ_f / Σ_a)

$$k = k(pf)$$

↑
trascurabile



N_m densita' atomica moderatore
 N_u densita' atomica combustibile



Se a ΔT_{mod} corrisponde $\Delta\Gamma$, con $\Gamma < \Gamma^*$ (regione di sotto-moderazione), $(d\rho/dT_m) < 0$ sempre il **reattore funziona in condizioni di regolazione automatica** della potenza richiesta.

La **sottomoderazione** corrisponde alla **stabilita' intrinseca del reattore**

I reattori Russi serie RBMK (Chernobyl) lavorano al contrario in condizioni di sovra-moderazione

$$T_2^{mod} > T_1^{mod} \rightarrow \Gamma_2 < \Gamma_1$$

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Quali fenomeni influenzano la variazione di reattività ρ durante il funzionamento di un reattore?

3. Variazione del grado di "vuoto" e della pressione del moderatore

Tipico per i reattori BWR (ad acqua bollente): lavorano con moderatori in condizioni di miscela bifase (liquido – vapore)

3.1 Coefficiente di vuoto $(\partial\rho/\partial\alpha)$ $\alpha = V_{vap}/(V_{vap} + V_{liq})$ Grado di vuoto di una miscela
(percentuale in volume di vap.)

$\rho = \frac{k-1}{k}$ $k = \eta\epsilon pfP$ Per piccole variazioni di reattività vale la seguente approssimazione:

$$\partial\rho/\partial\alpha \cong \frac{1}{k} \frac{dk}{d\alpha} = \frac{1}{k} \left(\frac{d\eta}{\eta d\alpha} + \frac{d\epsilon}{\epsilon d\alpha} + \frac{dp}{p d\alpha} + \frac{df}{f d\alpha} + \frac{dP}{P d\alpha} \right) = \frac{1}{1-\alpha} \ln(p) + \frac{1}{1-\alpha} f_m$$

\uparrow non varia \uparrow > 0 (trascurabile) \uparrow < 0 \uparrow > 0 \uparrow < 0 (trascurabile)

Esiste un valore del rapporto Γ per cui $\partial\rho/\partial\alpha = 0$
Si progetta il reticolo del core in modo che tale valore sia negativo

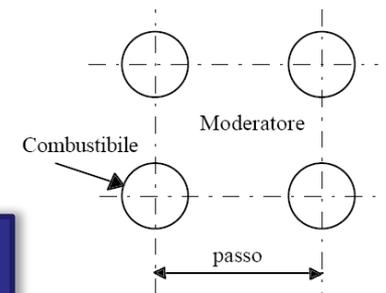
3.2 Coefficiente di pressione $\partial\rho/\partial p$

$$\partial\rho/\partial p \cong \frac{1}{k} \frac{dk}{dp} = \frac{1}{k} \left(\frac{dk}{d\alpha} \cdot \frac{d\alpha}{dx} \cdot \frac{dx}{dp} \right) \quad x = m_{vap}/(m_{vap} + m_{liq}) \quad \text{Titolo di una miscela}$$

(percentuale in massa di vap.)

$\left(\frac{dk}{d\alpha} \cdot \frac{d\alpha}{dx} \cdot \frac{dx}{dp} \right)$
 \swarrow < 0 da progetto \downarrow > 0 sempre \searrow < 0 da progetto
 dipende dalle condizioni termofluidodinamiche della miscela

Un aumento della pressione della miscela bifase nel reattore determina $\partial\rho/\partial p > 0$
Adozione di precise indicazioni per la regolazione della potenza in reattori BWR



N_m densita' atomica moderatore
 N_u densita' atomica combustibile

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

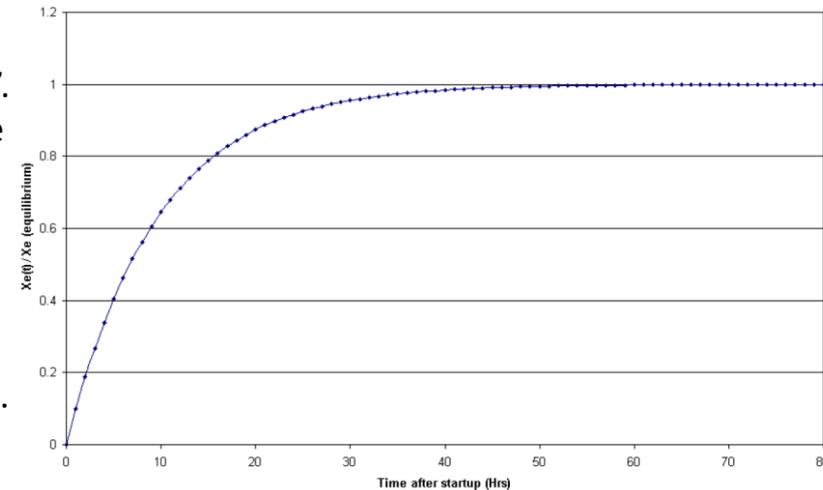
Quali fenomeni influenzano la variazione di reattività ρ durante il funzionamento di un reattore?

4. Variazioni legate all'accumulo dei prodotti di fissione

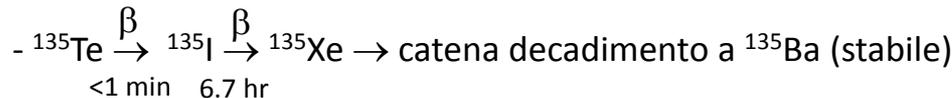
Prodotti di fissione con σ_c abbastanza elevati sono chiamati “**veleni**”. L'aumento nel tempo dei veleni determina un aumento della catture parassite $\rightarrow \rho$ diminuisce $\rightarrow k$ diminuisce.

I veleni piu' importanti che raggiungono saturazione sono lo ^{135}Xe ($\sigma_{cth}=3 \cdot 10^6$ barn) e ^{149}Sm ($\sigma_{cth}=5 \cdot 10^4$ barn)

La concentrazione aumenta nei primi giorni di funzionamento di un reattore (inserzione di reattività negativa), poi si mantiene costante.



Produzione ^{135}Xe : - frammenti di fissione diretta



Produzione ^{149}Sm : ${}^{149}\text{Nd} \xrightarrow{\beta} {}^{149}\text{Pm} \xrightarrow{\beta} {}^{149}\text{Sm}$ (stabile)

1.8 hr 55 hr

$$(\Delta\rho)_{\text{Xe}} \cong - \frac{\sigma_{\text{Xe}} N_{\text{Xe}}}{\Sigma_a \text{ fuel}}$$

$$(\Delta\rho)_{\text{Sm}} \cong - \frac{\sigma_{\text{Sm}} N_{\text{Sm}}}{\Sigma_a \text{ fuel}}$$

Concentrazioni all'equilibrio

In un reattore ad acqua leggera la variazione di reattività dovuta alla produzione di Xe e' dell'ordine di (3-4)%.
Quella del Sm di circa 1%

Aspetti fisico-ingegneristici introduttivi ai reattori nucleari

Elementi costitutivi di un reattore a fissione

- **Combustibile** UO_2 U arricchito al $\sim 2-3\%$ in fissile U^{235}
- **Moderatore** rallentare, termalizzare, sotto l'energia di soglia di cattura del U^{238} .
Migliori moderatori per reatt. termico: H_2O , D_2O , C, Be, BeO
- **Riflettore** circonda la zona dove avviene la reazione a catena (nocciolo). Riflette verso l'interno del sistema moltiplicante una frazione dei neutroni in fuga
- **Fluido termovettore** liquido o gas che ha la funzione di trasportare all'esterno la potenza termica (calore) generato nel nocciolo. Può coincidere con il moderatore-riflettore- fluido motore (in turbina)
- **Fluido motore** fluido a cui viene ceduta l'energia termica del fluido termovettore per essere poi utilizzata in turbina. Quasi sempre è vapore d'acqua.
- **Organi di controllo** barre di sicurezza e di regolazione della potenza generata nel nocciolo
- **Organi strutturali** es. recipiente di contenimento del nocciolo (vessel) con la parte di moderatore fluido termovettore

Classificazione dei reattori nucleari

Una classificazione di tutti i possibili tipi di reattori studiati **spesso è problematica**. Per ogni tipologia si considerano gli aspetti peculiari della “filiera”.

I parametri di riferimento

- **Scopo:** *generazione potenza, propulsione, ricerca*
- **Spettro neutronico:** *termico ($E \leq 0.4$ eV), veloce $E > 100$ keV*
- **contenuto fissile (^{235}U):** *naturale (0.7%), arricchito*
- **Stato fisico del combustibile:** *solido, liquido*
- **Disposizione del combustibile nel core:** *omogeneo, eterogeneo*
- **Contenitore fluido termovettore** *recipiente in pressione (vessel), tubi in pressione*
- **Fluido termovettore:** *acqua (leggera/pesante), gas, metalli liquidi, liquidi idrocarburi (organico)*
- **Moderatore:** *grafite, acqua (leggera/pesante), no moderatore*
- **Ciclo termodinamico:** *diretto, indiretto, a vapore, a gas*
- **Livello di sviluppo:** *licenziati(operativi), in fase di studio, in fase di ricerca*

Classificazione dei reattori nucleari

Combinando tutte le possibili scelte per il core, eliminando quelle incompatibili sia dal punto di vista neutronico (es. U_{nat} con moderatore in H_2O) sia tecnologico, si arriva ad un **numero notevole di possibili tipi di reattore**.

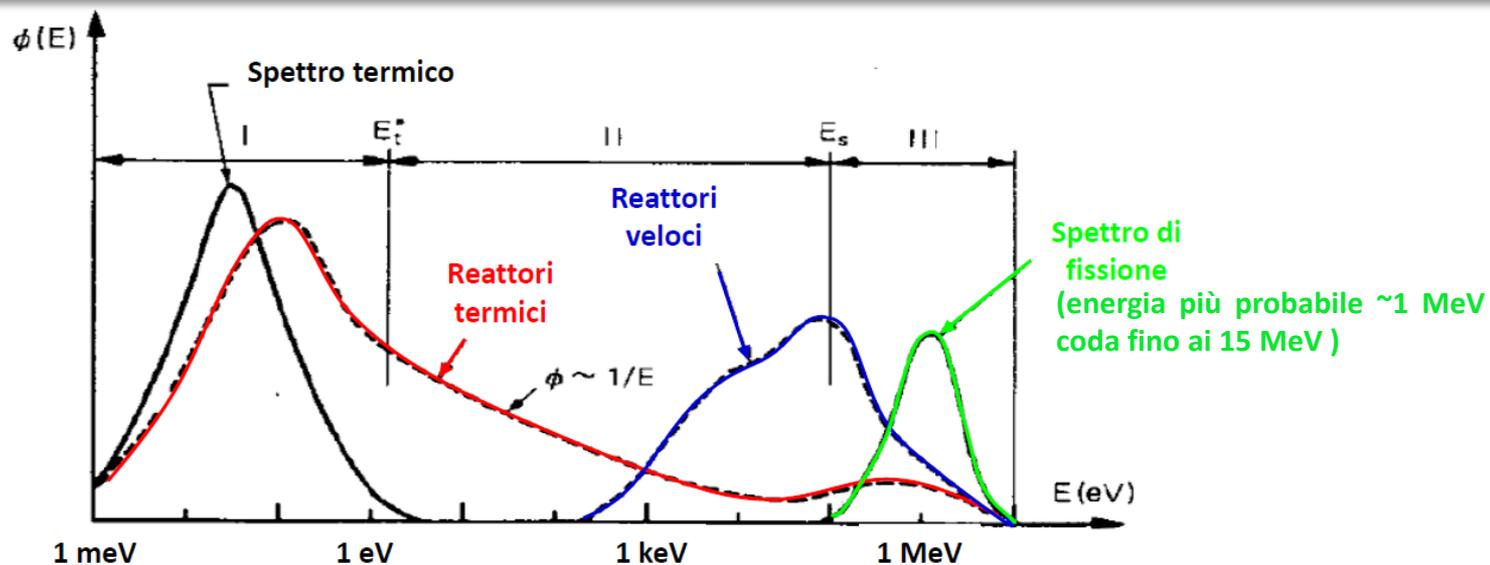
Molti di questi sono stati effettivamente studiati e **prototipi di bassa potenza** (pochi MW) realizzati. Al termine di una fase di ricerca e sviluppo, **molti progetti sono stati abbandonati**.

Poche le tipologie prese in considerazione per la realizzazione su scala industriale o per futuri studi e ricerche. Limitandoci a queste poche tipologie è conveniente la **classificazione basata sia sul tipo spettro neutronico, sia sul tipo di ciclo di funzionamento**

Classificazione dei reattori nucleari: spettro neutronico

REATTORI TERMICI

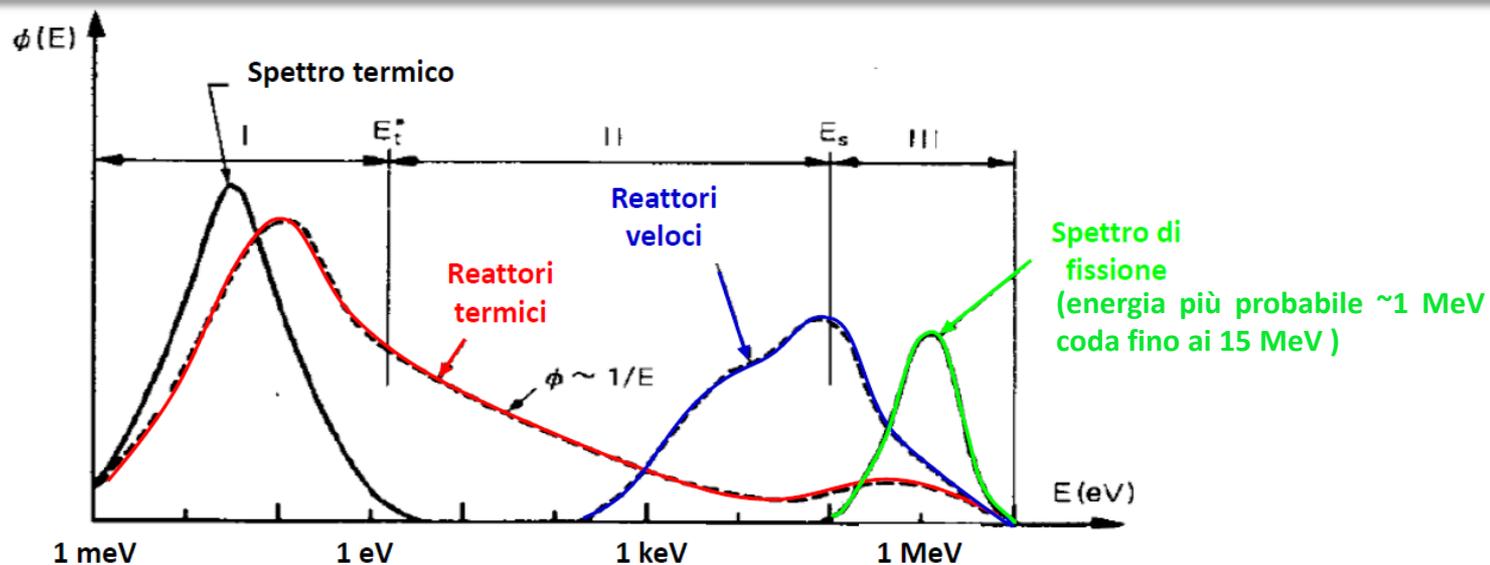
- Lo spettro di fissione deve essere trasformato prevalentemente in uno di bassa energia (picco ~ 100 meV), paragonabile a quello di **equilibrio termico** (~ 2.5 meV)
- Le reazioni di fissione sono sostenute nella quasi totalità ($\sim 95\%$) dalle fissioni termiche dei nuclei fissili: ^{235}U , ed un'aliquota ($\sim 30\%$ del totale) dal ^{239}Pu prodotto dalla trasmutazione su ^{238}U . Il rimanente ($\sim 5\%$) dalle fissioni in campo veloce su ^{235}U (fissiona a tutte le energie), ^{238}U (reazione a soglia $E > 2$ MeV)
- Condizioni ottimali per sfruttare i massimi valori della $\sigma_{(n,f)}$ (500-700 barn) per entrambi i nuclidi fissili
- Basso arricchimento del combustibile richiesto: $r_{\max} = (2-4.0)\%$ in ^{235}U
- Poichè i neutroni di fissione "nascono" veloci, i reattori termici necessitano di un **moderatore** per ridurne l'energia (**rallentamento**).



Classificazione dei reattori nucleari: spettro neutronico

REATTORI VELOCI

- **Non è presente (non si richiede) un moderatore** come nei reattori termici.
- Lo **spettro di fissione** subisce tuttavia un **parziale spostamento (shift)** verso le energie “intermedie” (**picco intorno a 100 keV**) per le reazioni di scattering dei neutroni, sia nel combustibile stesso, sia nel fluido termovettore (metallico liquido).
- Le reazioni di fissione sono ancora sostenute prevalentemente (80-85)% da ^{235}U e dal ^{239}Pu (fissionano a tutte le energie) anche se la probabilità di evento si riduce: $\sigma_{(n,f)}$ (1-5 barn). Il rimanente $\sim 20\%$ è il contributo delle fissioni su ^{238}U (miglior sfruttamento del combustibile).
- Arricchimento del combustibile richiesto: $r_{\text{max}} = (20-25)\%$ in ^{235}U (o ^{239}Pu)
- Possono essere utilizzati per convertire materiale fertile in materiale fissile (autofertilizzanti o “Breeder”).



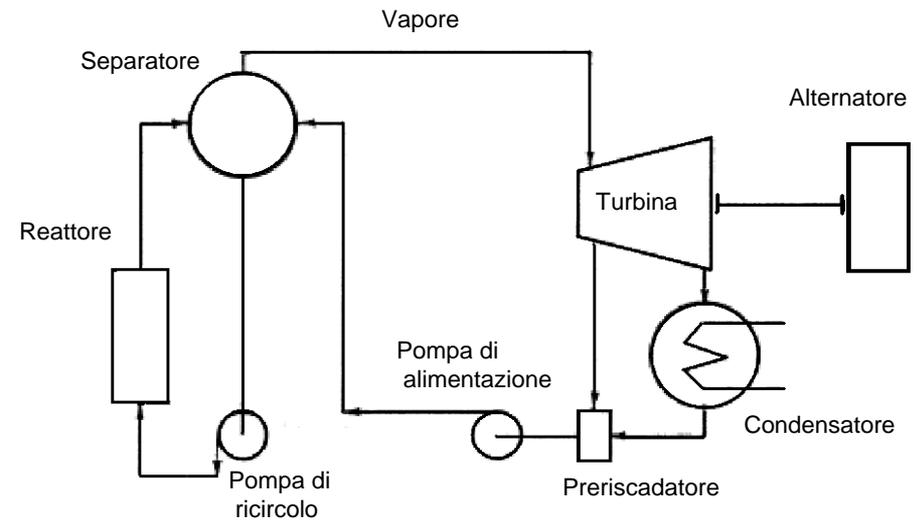
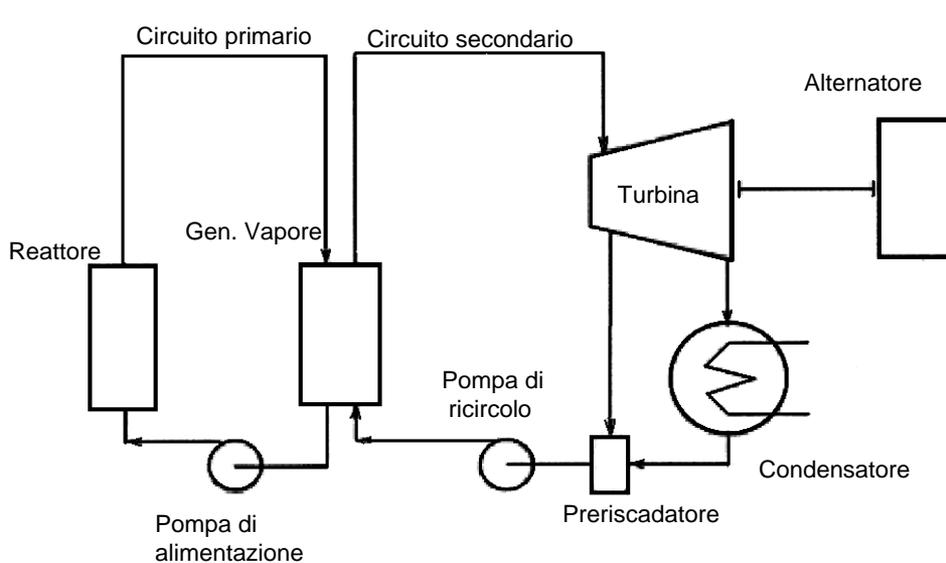
Classificazione dei reattori nucleari: ciclo di funzionamento

REATTORI A CICLO INDIRETTO:

Il fluido termovettore asporta il calore dal reattore attraverso uno **scambiatore/generatore** di vapore ad un secondo fluido termovettore che viene immesso in turbina.

REATTORI A CICLO DIRETTO:

Il fluido termovettore che asporta il calore dal reattore viene immesso **direttamente** in turbina.



Classificazione dei reattori nucleari

REATTORI TERMICI:

Sono classificati generalmente in base al tipo di **MODERATORE**

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

in base al tipo di **fluido termovettore**

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

in base al tipo di **ciclo di funzionamento**

- Pressurizzati (ciclo indiretto)
- Bollenti (ciclo diretto)

Classificazione dei reattori nucleari

REATTORI VELOCI:

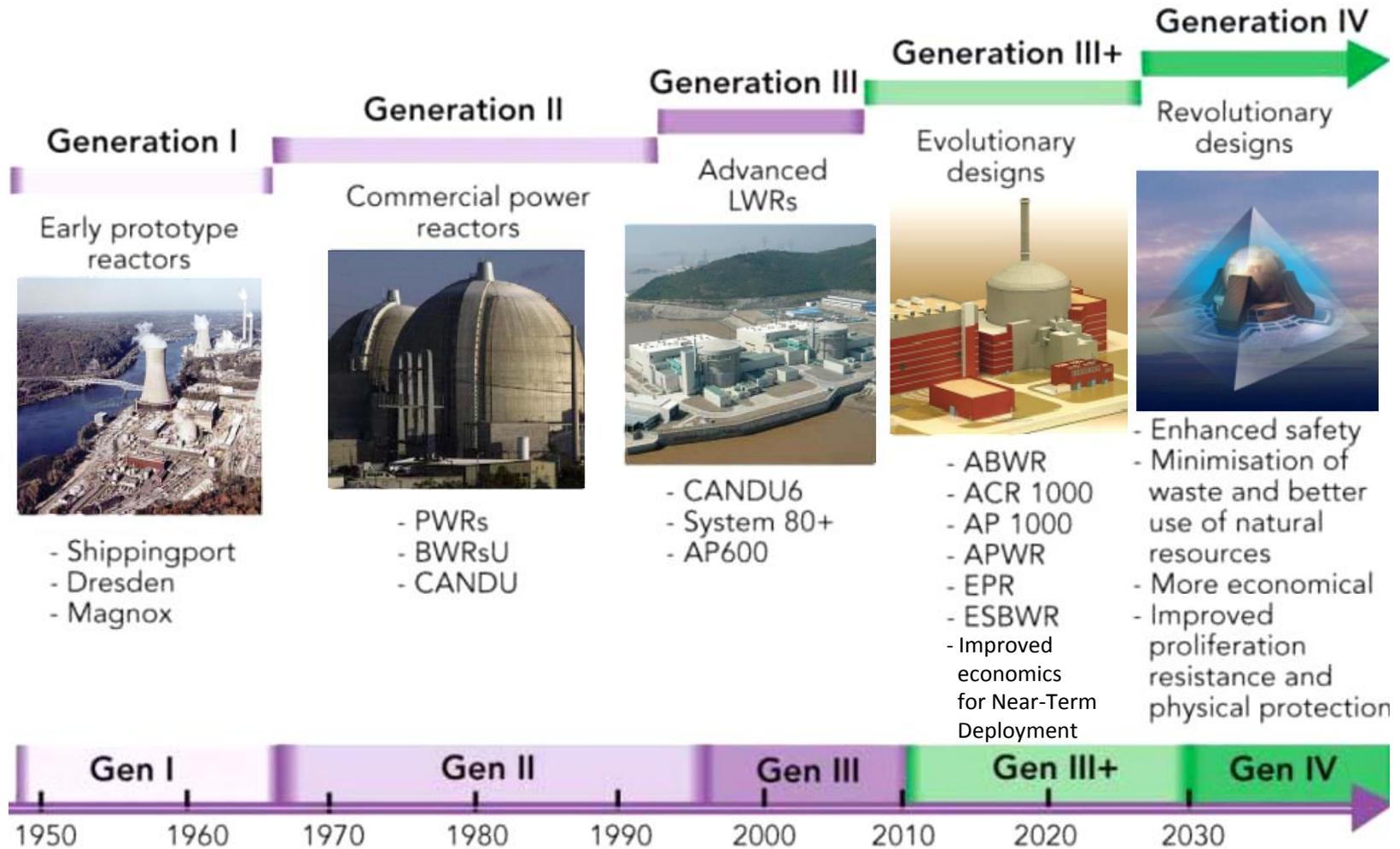
Sono classificati generalmente in base al **FLUIDO TERMOVETTORE**

- LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor) – Superphenix, Monju
- GFR (Gas-cooled Fast Reactor)

in base al tipo di circuito primario in

- Reattori a “vasca” o “pool” (Superphenix - Fr)
- Reattori a “circuito” o “loop” (Monju -JAP)

L'evoluzione nella progettazione dei reattori nucleari



Source: adapted from NEA (2008), an agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)

I reattori di Generazione I (anni '50)

Reattori prototiposostanzialmente la filiera Grafite-Gas (Magnox)

Generation I

Early prototype reactors



PWR - Shippingport
BWR - Dresden
GCR - Magnox
FBR - EBR-1

Gen I

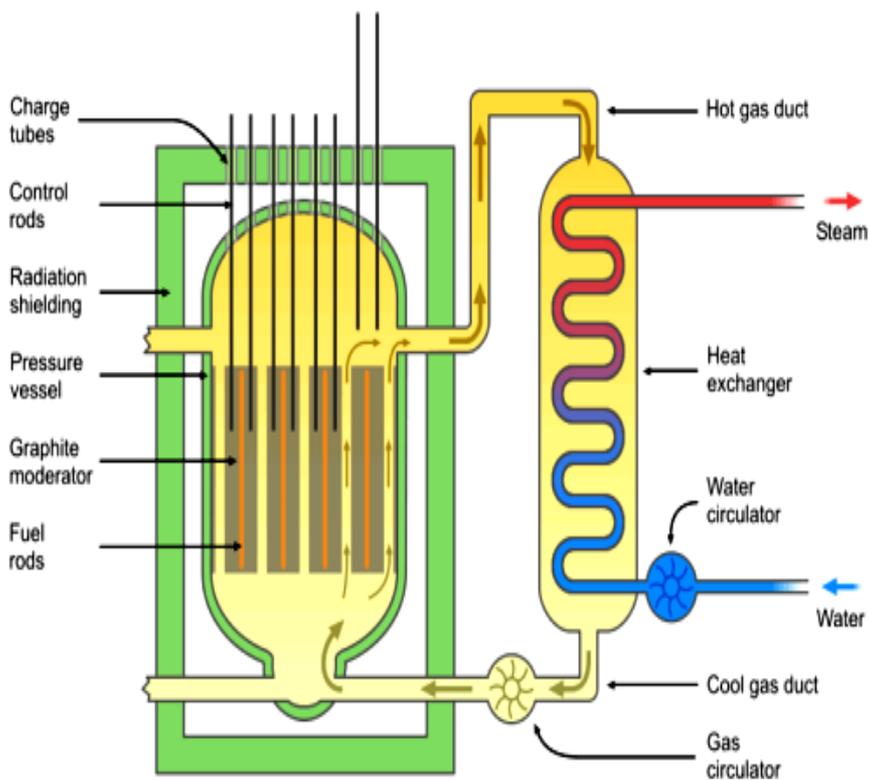
1950 1960

- Inizio dell'era nucleare: (1942-1945)
Reattori di Hanford-Oak Ridge: concezione analoga al CP-1 (Fermi) (bassa potenza, no produzione di energia elettrica)
Unico scopo: produzione massiva di plutonio per usi militari
- Primo impianto elettronucleare EBR-1 (1951) reattore veloce a sodio liquido e Pu come combustibile (200 We)
- Primo reattore nucleare al mondo per uso civile (5 MWe) entrato in funzione ad Obnisk (ex-URSS) nel 1954 (ibrido: moderato a grafite, refrigerato ad acqua, tipo RBMK)
- Primo reattore commerciale di grande potenza (60 MWe), entra in esercizio a Calder Hall (Gran Bretagna), nel 1956, dopo esperienza accumulata con i reattori plutonigeni di Windscale entrati in funzione nei primi anni '50.
- Impianti realizzati anche in Francia (1955-1960), sei unita' per 2000 MWe, Italia, centrale di Latina (1963), 200 MWe, Giappone (Tokay- Mura (1965)
- Sviluppo della filiera solo in Gran Bretagna

Source: adapted from NEA (2008), an agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)

I reattori di Generazione I (anni '50) la filiera Grafite-Gas (MAGNOX)

Reattore termico, concezione diretta dai reattori plutonigeni Hanford-Windscale



Schema di principio di un reattore Magnox

Caratteristiche principali

- Moderazione grafite-RG
- Refrigerazione CO₂
- Combustibile U-met. nat. (no UO₂ nat)
- ricambio del combustibile con reattore in potenza Si'
- Impianti per la separazione isotopica No

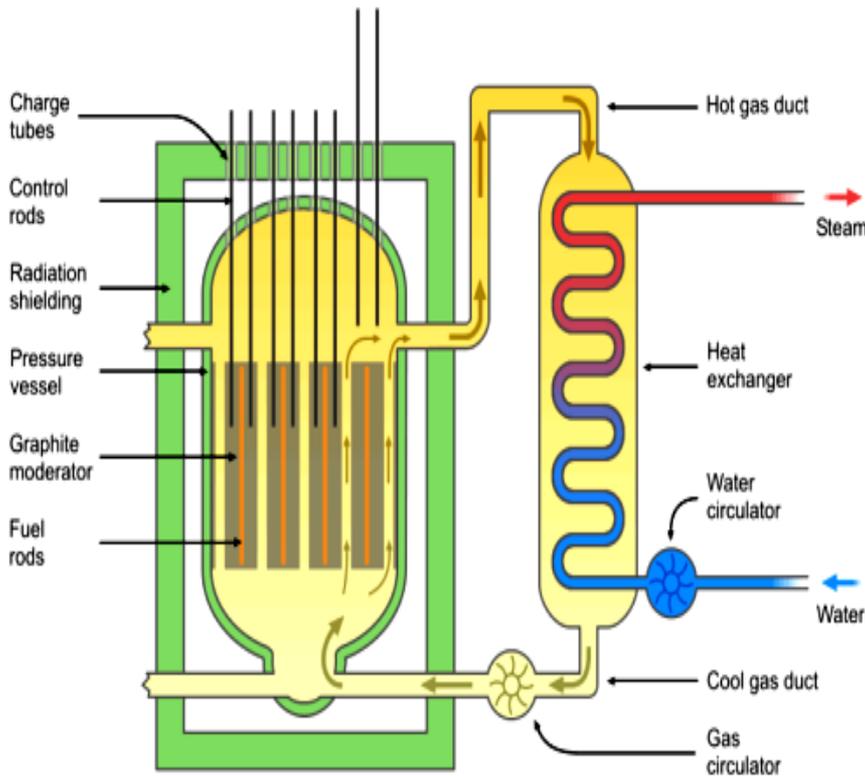
Principali Svantaggi

- scarsa economia neutronica
- necessita' di materiali strutturali per il core con bassa Σ_{ath}
- Contenitori pellets del combustibile (fuel pins) realizzati con particolare lega del Magnesio, MAGNOX (**MAG**nesium **No** **OX**idation) tipo AL-80

I reattori di Generazione I (anni '50)

la filiera Grafite-Gas (MAGNOX)

Reattore termico, concezione diretta dai reattori plutonigeni Hanford-Windscale



Schema di principio di un reattore Magnox

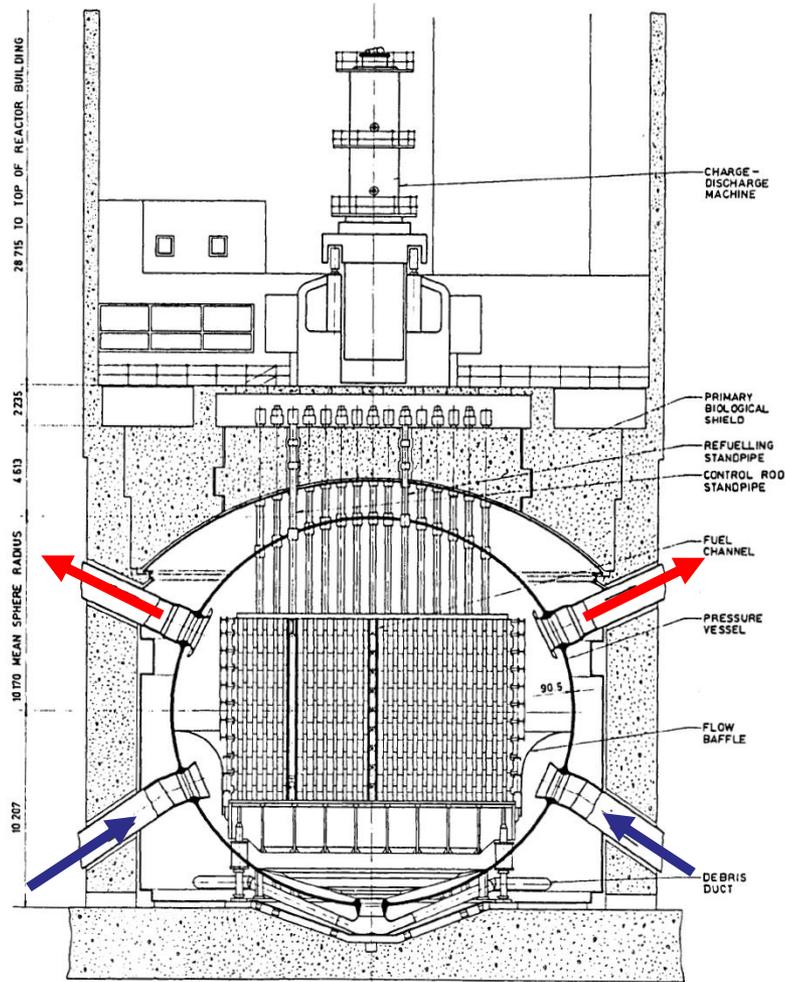
Ulteriori limitazioni operative

- Combustibile: $T_{\max} < 660 \text{ }^\circ\text{C}$
(T trans. di fase U met)
- Magnox: $T_{\max} < 470 \text{ }^\circ\text{C}$
(mantenimento caratteristiche meccaniche guaina)
- refrigerante CO_2 : $T_{\max} < 400 \text{ }^\circ\text{C}$
(evitare dissociazione molecolare)
- burn-up medio combustibile allo scarico dal core molto basso (3000 MWd/t)
(mantenimento integrità strutturale guaine in magnox)
- Grafite-RG: $200 \text{ }^\circ\text{C} < T < 600 \text{ }^\circ\text{C}$
 $T < T_{\max}$ limitazione processi di ossidazione ed erosione del carbonio, $T > T_{\min}$ evitare fenomeni di instabilità nel rilascio dell'energia accumulata (effetto Wigner)

I reattori di Generazione I (anni '50)

la filiera Grafite-Gas (Magnox)

Reattore Magnox di Latina: alcuni parametri operativi



Parametri operativi	Reattore Magnox Latina
Potenza termica (MWt)	705
Potenza elettrica (MWe)	200
Rendimento (%)	28.4
Temp. uscita refrigerante (°C)	390
Temp. ingresso refrigerante (°C)	180
Densità di potenza (kW/l)	0.70
Combustibile	U-nat
Temp. massima combustibile (°C)	574
Temp. massima guaina magnox (°C)	437
Massa combustibile (U-nat met.) (t)	268
Massa moderatore (grafite-RG) (t)	2060

Sezione verticale di un reattore Magnox di prima generazione (centrale di Latina)

I reattori di Generazione I (anni '50) la filiera Grafite-Gas (Magnox)

Le due unità Magnox della centrale Hunterson A, Scozia

Inizio costruzione: 1957

Entrata in esercizio: 1964

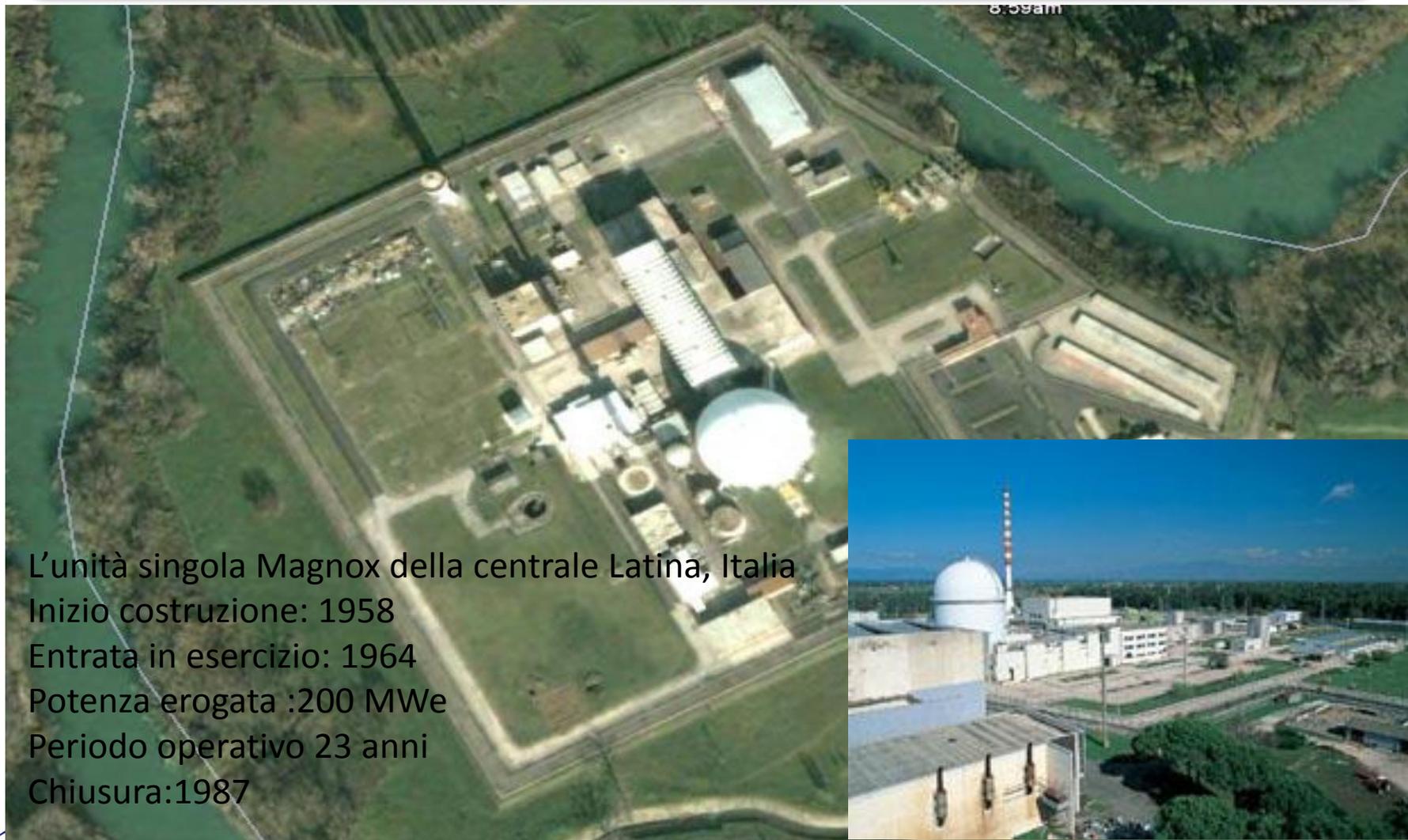
Potenza erogata :2x160 MWe

Periodo operativo 25 anni

Chiusura:1989



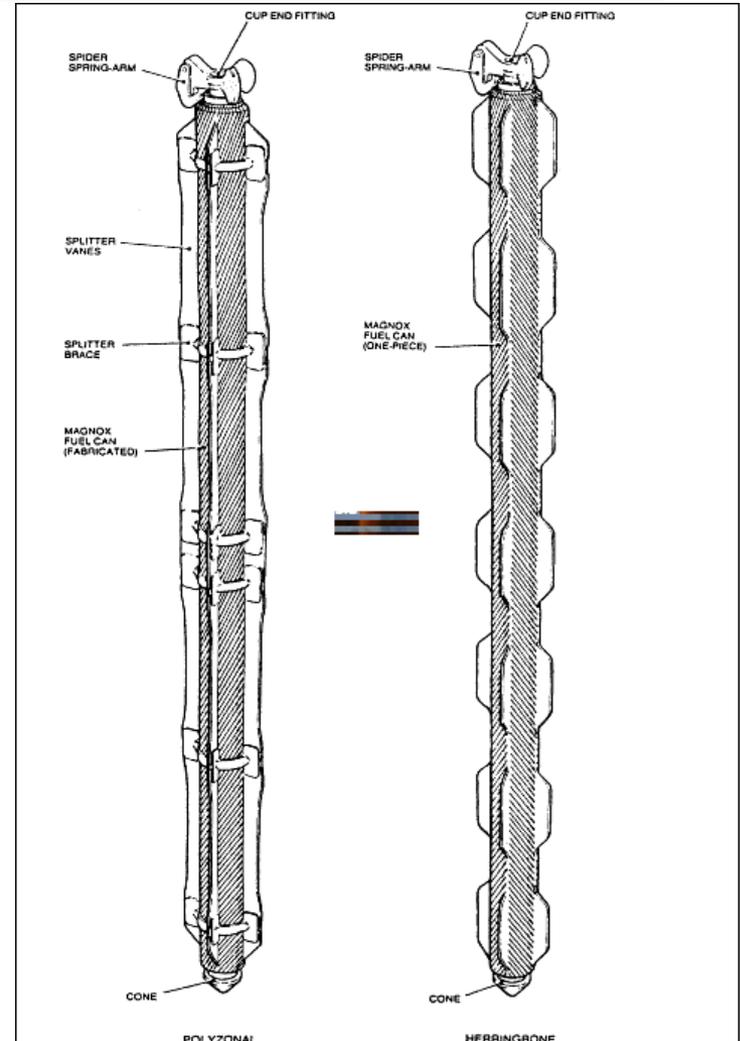
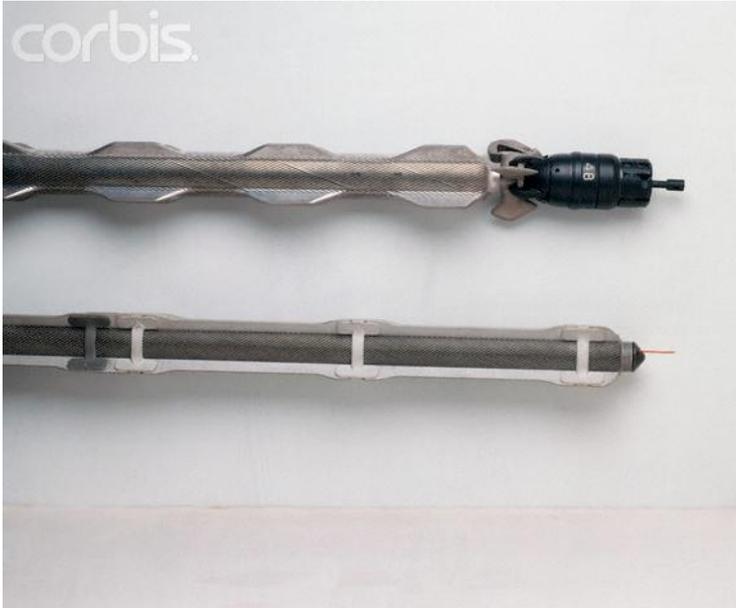
I reattori di Generazione I (anni '50) la filiera Grafite-Gas (Magnox)



L'unità singola Magnox della centrale Latina, Italia
Inizio costruzione: 1958
Entrata in esercizio: 1964
Potenza erogata :200 MWe
Periodo operativo 23 anni
Chiusura:1987



I reattori di Generazione I (anni '50) la filiera Grafite-Gas (Magnox)



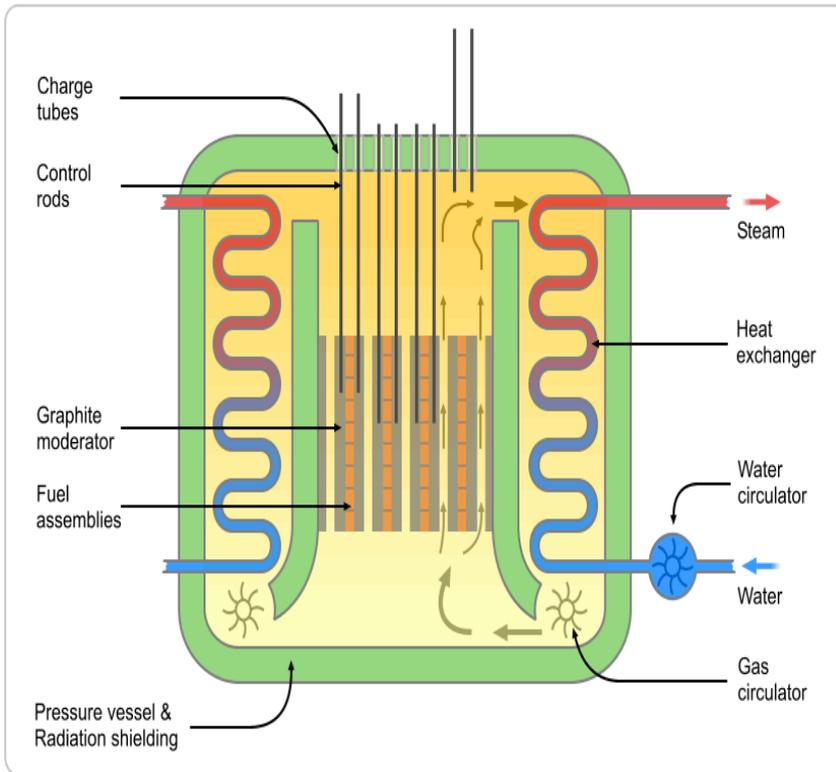
Elemento di Combustibile MAGNOX

- Combustibile U_{nat} metallico
- Lega Magnox: Mg (99%)
- Parte attiva contenente U:
lunghezza 1 m
diametro 10 cm

I reattori di Generazione I+ (anni '60-'70)

l'evoluzione della filiera Grafite-Gas (Advanced Gas-cooled Reactors)

Nuovo approccio per superare le pesanti limitazioni dei reattori Magnox: installazione esclusiva in Gran Bretagna.
Reattore sperimentale Windscale (1962) 33 MWe



Schema di principio di un reattore AGR

Caratteristiche principali

- Moderazione grafite-RG
- Refrigerazione $\text{CO}_2 + \text{CH}_4$ (1000 ppm)
- Combustibile UO_2 arricchito
- Incamiciatura combustibile acciaio inox (no magnox)
- Generatori vapore integrati nel vessel

In G.B (unico paese) costruiti sette impianti tra il 1965 e il 1980, con due unità da 650 MWe. Tutte ancora in esercizio.

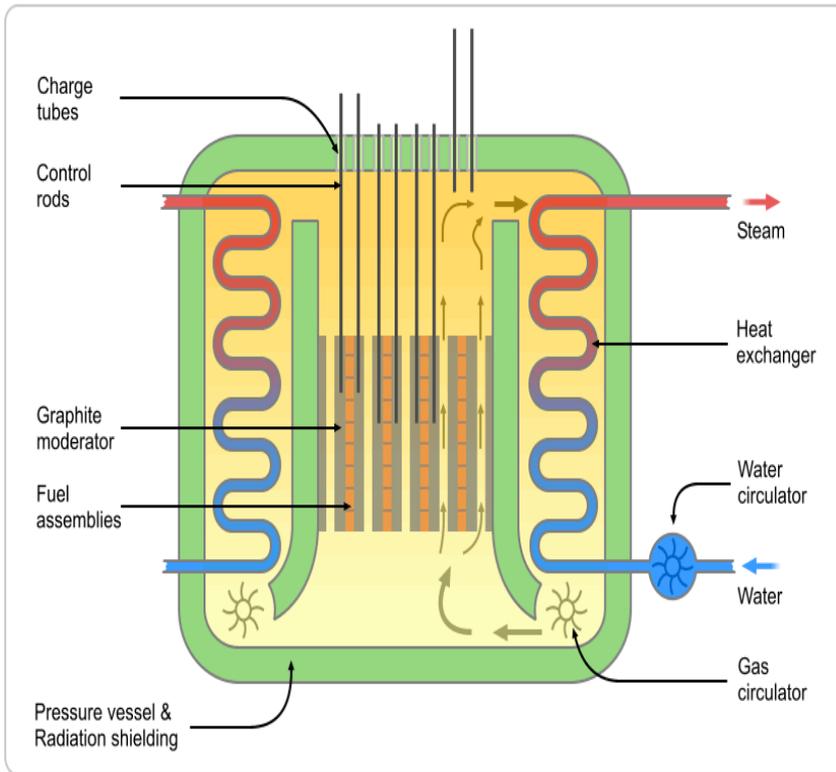
I reattori di Generazione I+ (anni '60-'70)

l'evoluzione della filiera Grafite-Gas (Advanced Gas-cooled Reactors)

Nuovo approccio per superare le pesanti limitazioni dei reattori Magnox: installazione esclusiva in Gran Bretagna.
Reattore sperimentale Windscale (1962) 33 MWe

Caratteristiche Operative

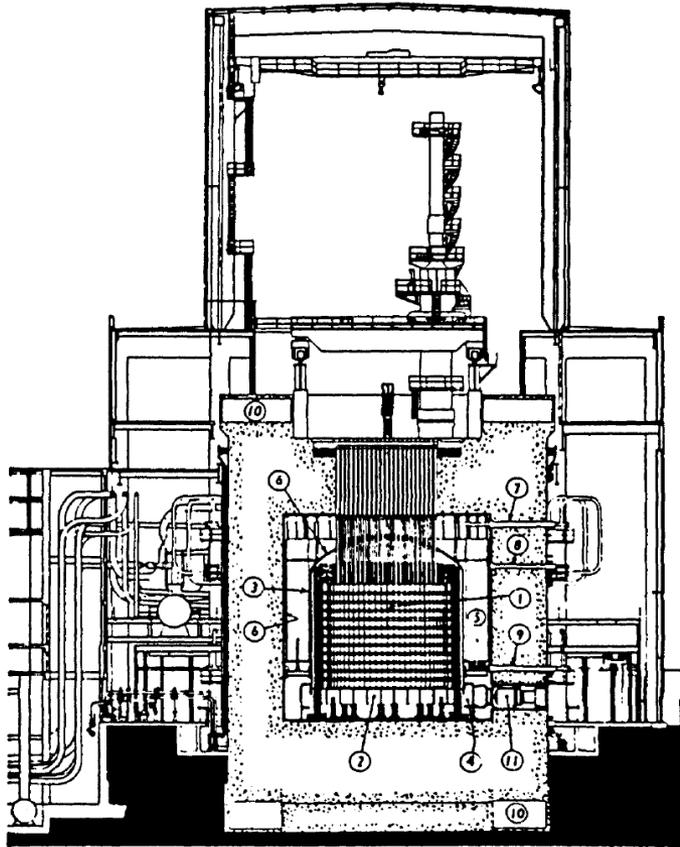
- UO_2 arricchimento: variabile nel core (2-3%)
(buckling neutronico "piatto")
- UO_2 temp. esercizio: $T_{\text{max}} \sim 1600-1700 \text{ }^\circ\text{C}$
(inferiore temp. di esercizio negli altri reattori con stesso comb.)
- Camicia SS: $T_{\text{max}} \sim 850 \text{ }^\circ\text{C}$
(migliori condizioni di scambio termico con CO_2)
- refrigerante CO_2+CH_4 : $T_{\text{max}} \sim 650 \text{ }^\circ\text{C}$
(ridotta ossidazione sulla grafite)
- burn-up medio combustibile allo scarico (18000 MWd/t)
(miglior sfruttamento del combustibile)
- Rendimento elevato: ~40%



Schema di principio di un reattore AGR

I reattori di Generazione I (anni '50-'60)

l'evoluzione della filiera Grafite-Gas (Advanced Gas-cooled Reactors)



Elevation of the Hinkley Point B reactor building. 1. Reactor core. 2. Supporting grid. 3. Gas baffle. 4. Circulator outlet gas duct. 5. Boiler. 6. Thermal insulation. 7. Reheat steam penetrations. 8. Main stream penetrations. 9. Boiler feed penetrations. 10. Cable stressing gallery. 11. Gas circulators. (Courtesy TNPG, Limited.)

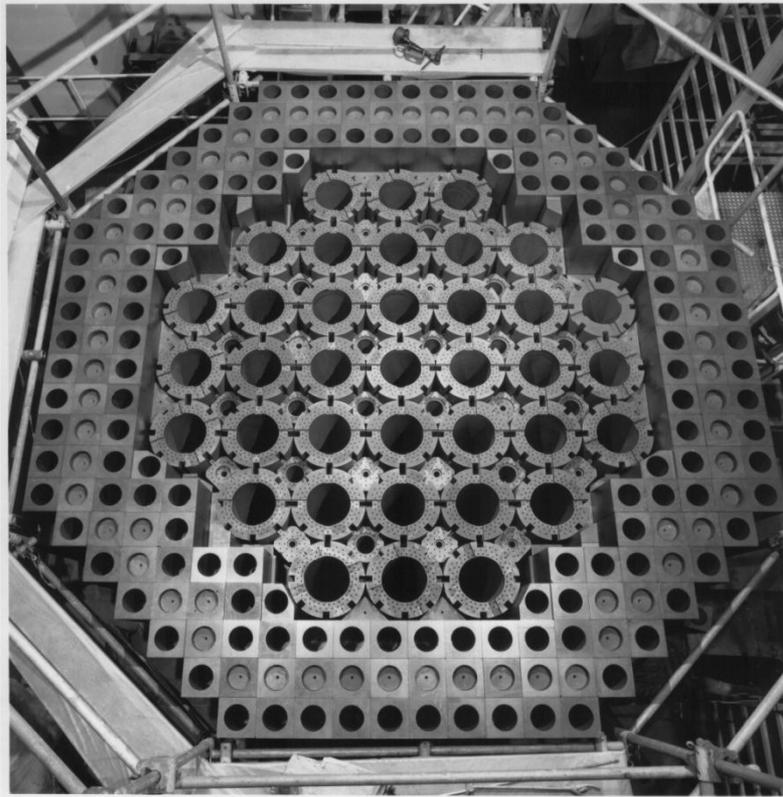
Reattore AGR di Hinkley Point B : alcuni parametri operativi

Parametri operativi	Reattore Dungeness B1
Potenza termica (MWt)	1458
Potenza elettrica (MWe)	606
Rendimento (%)	41.6
Temp. uscita refrigerante (°C)	675
Temp. ingresso refrigerante (°C)	320
Densità di potenza (kW/l)	2.4
Combustibile	UO ₂ (2.02-2.45)%
Temp. massima combustibile (°C)	1631
Massa combustibile (UO ₂) (t)	152
Massa moderatore (grafite-RG) (t)	~1000

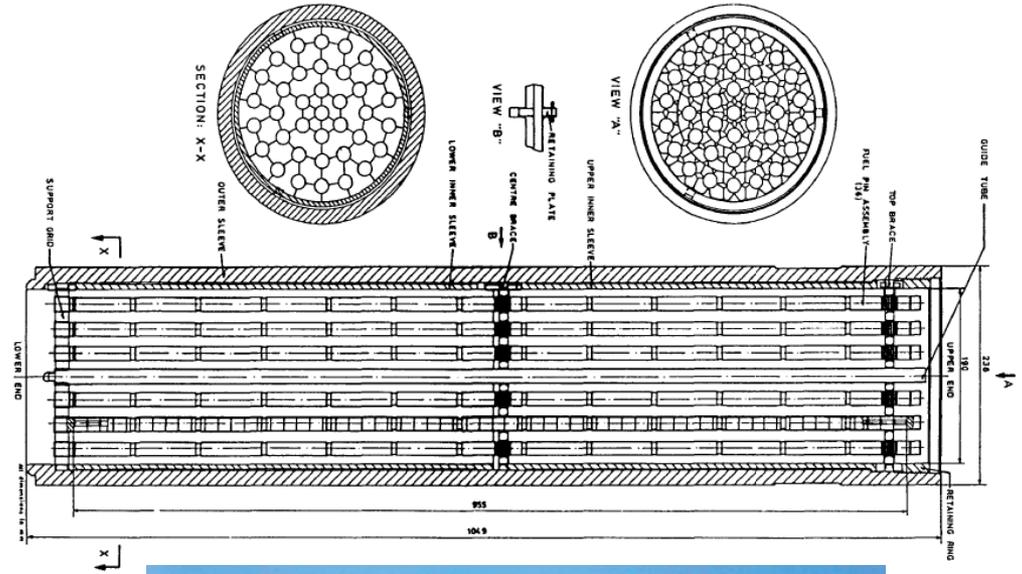
Sezione verticale di un reattore AGR (centrale di Hinkley Point B, GB)

I reattori di Generazione I+ (anni '60-'70)

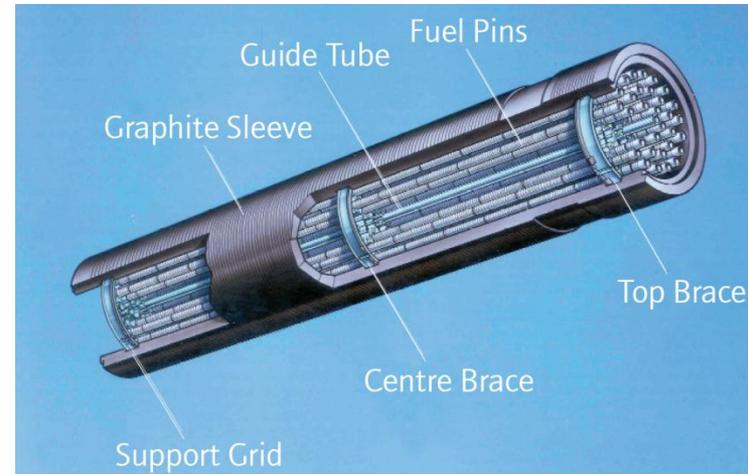
l'evoluzione della filiera Grafite-Gas (Advanced Gas-cooled Reactors)



Core di un reattore AGR in fase di costruzione



Tipico elemento di combustibile per un reattore AGR



I reattori di Generazione I+ (anni '60-'70)

l'evoluzione della filiera Grafite-Gas (Advanced Gas-cooled Reactors)

Le ultime due unità AGR della centrale Heysham-2, Inghilterra

Inizio costruzione: 1979

Entrata in esercizio: 1988

Potenza erogata :2x625 MWe

Periodo operativo: 35 anni

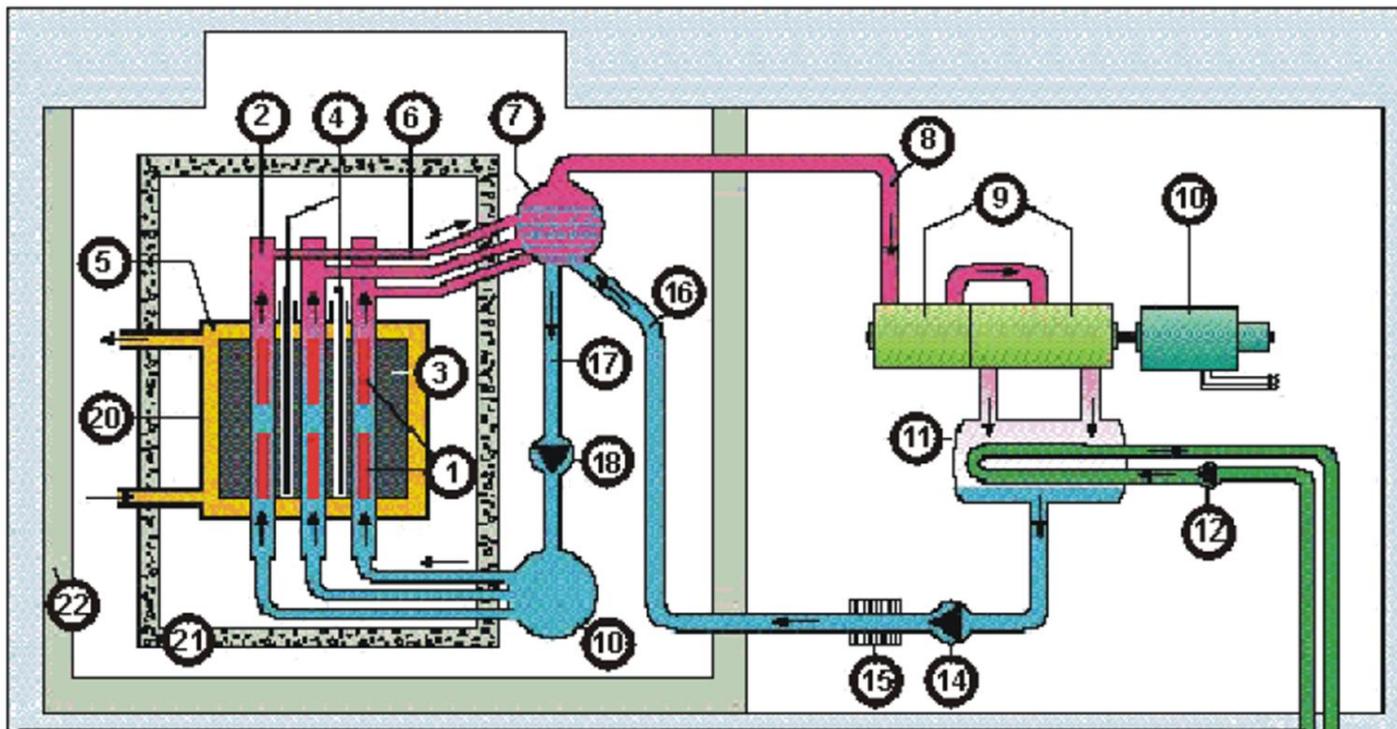
Chiusura prevista: 2023



I reattori di Generazione I+ (anni '60-'70)

Uno schema ibrido: il reattore RBMK russo

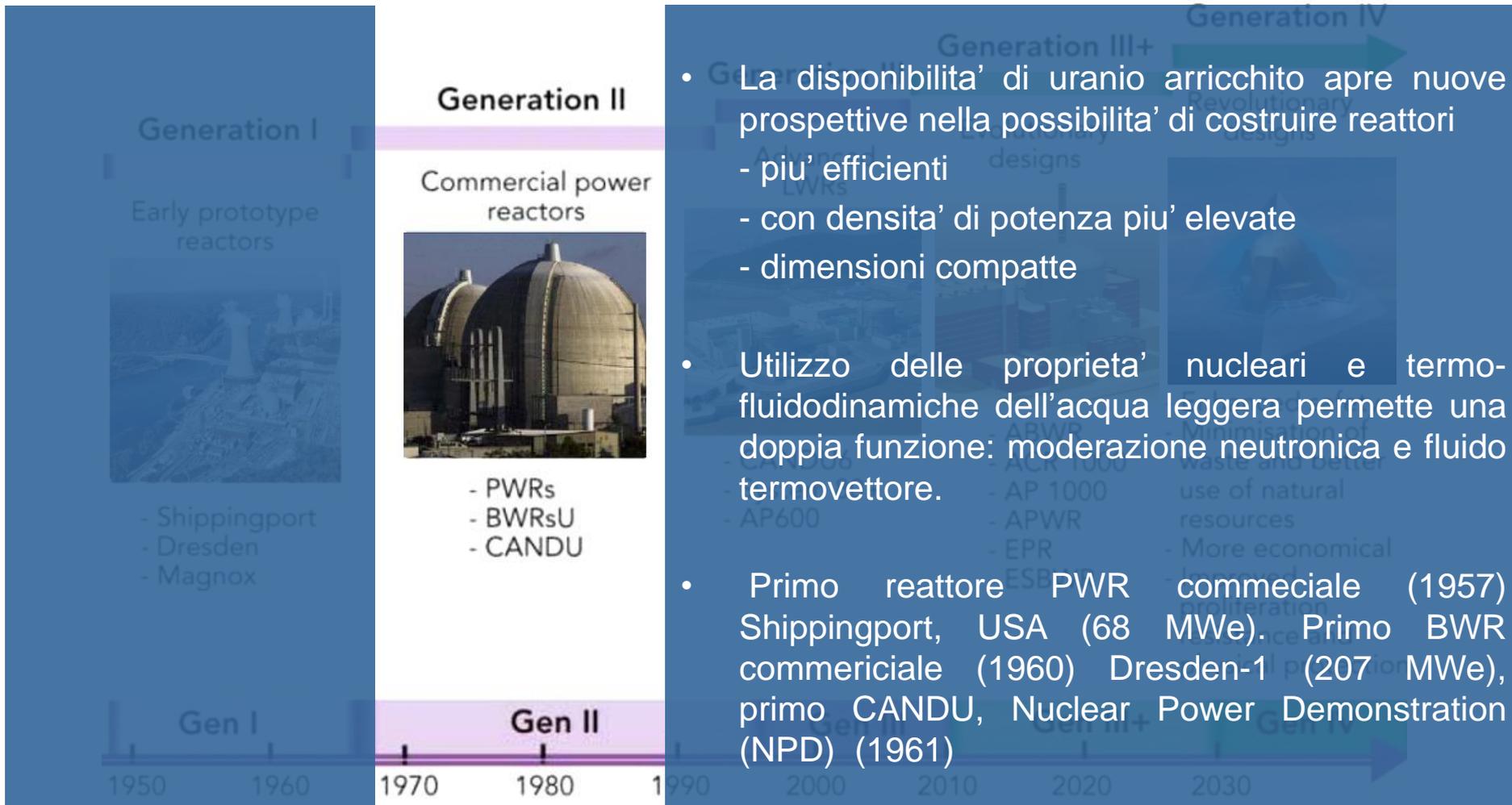
Moderatore in grafite-RG, refrigerazione ad acqua leggera. Il reattore di Chernobyl appartiene a questa categoria



- | | | | |
|--|---|--|---|
| 1. Elementi di combustibile | 7. Separatore di vapore | 13. Sorgente fredda | 19. Collettore di alimentazione |
| 2. Tubi in pressione | 8. Linea vapore in turbina | 14. Pompa di alimentazione linea condensazione | 20. Vessel reattore (concrete rinforzato) |
| 3. Moderatore in grafite RG | 9. Turbina (stadio alta/bassa pressione) | 15. Preriscaldatore | 21. Schermo biologico |
| 4. Barre di controllo | 10. Alternatore | 16. Linea di rientro separatore vap. | 22. Edificio reattore |
| 5. Gas refrigerazione moderatore (N ₂) | 11. Condensatore | 17. Linea di alimentazione collettore | |
| 6. Miscela bifase (acqua/vapore) | 12. Pompa di alimentazione circuito esterno | 18. Pompa primaria collettore di alimentazione | |

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

.....Inizia l'era del nucleare commerciale



Source: adapted from NEA (2008), an agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

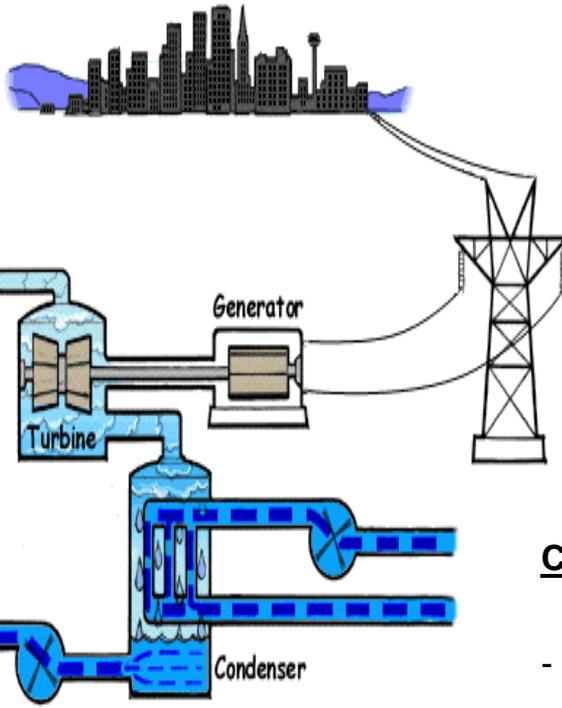
Caratteristiche principali

- Moderazione H_2O
- Refrigerazione H_2O (condizioni monofase)
- Combustibile UO_2 (materiale refrattario)
- Incamiciatura combustibile leghe di zirconio (Zircalloy-4)
- Impiego "veleni bruciabili" (GdO) nel combustibile per ridurre il profilo radiale di potenza (buckling neutronico)
- Adozione del "controllo chimico" per la variazione della reattività a lungo termine ed incremento della densità di potenza

Caratteristiche Operative

- UO_2 arricchimento: variabile nel core (3.0-4.5%)
- UO_2 temp. esercizio: $T_{max} \sim 1300-1500\text{ }^\circ\text{C}$
- burn-up medio combustibile allo scarico ($\sim 33000\text{ MWd/t}$)
- Rendimento: $\sim 33\%$

Containment Structure



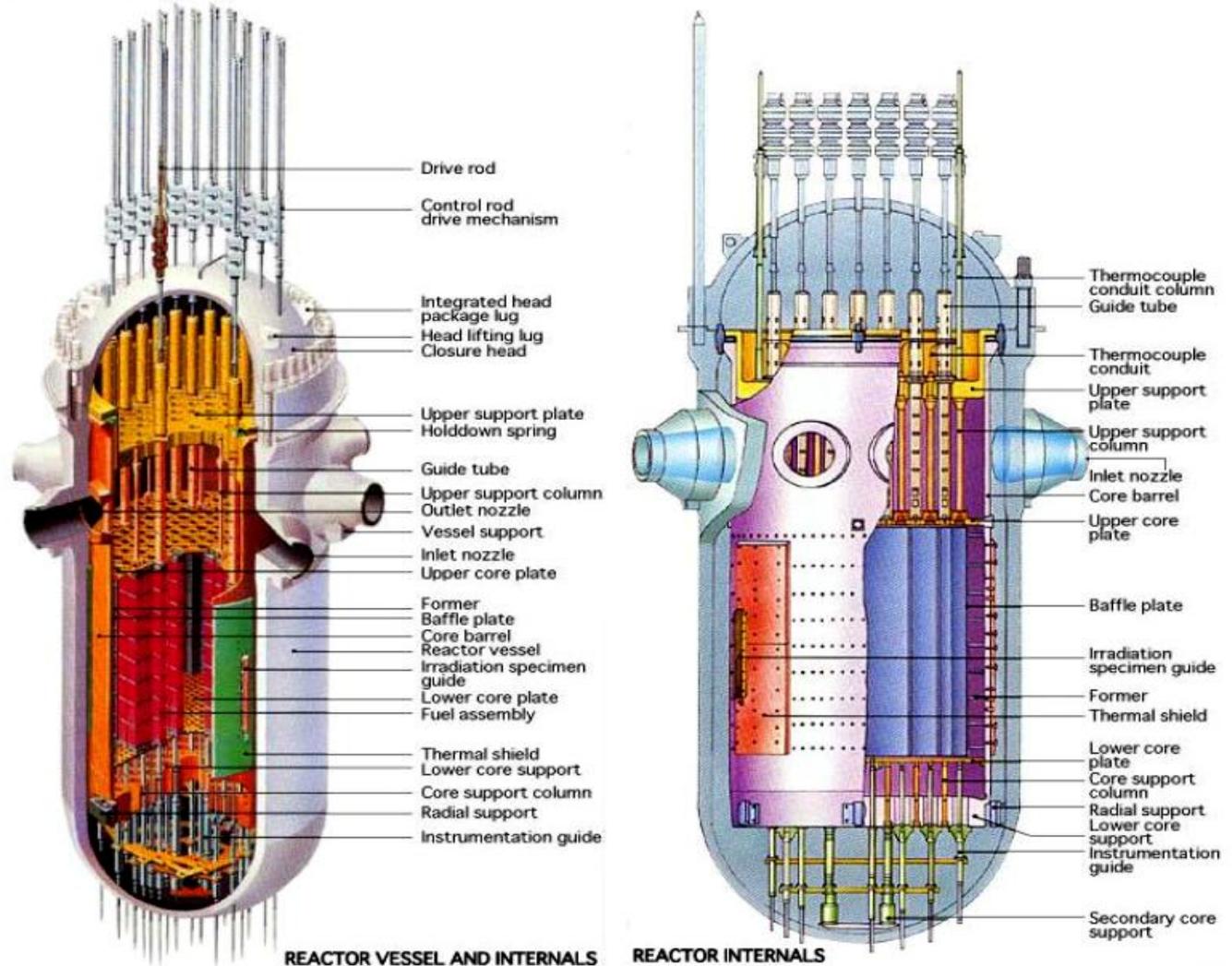
Schema di principio di un reattore PWR e del sistema di trasferimento di potenza

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

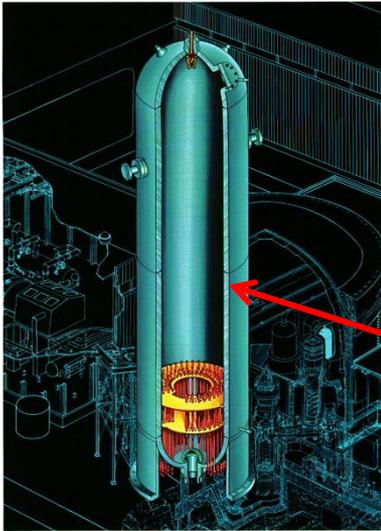
Schema del vessel e dei componenti interni di un reattore PWR

Tecnologia Westinghouse



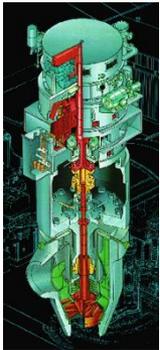
I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

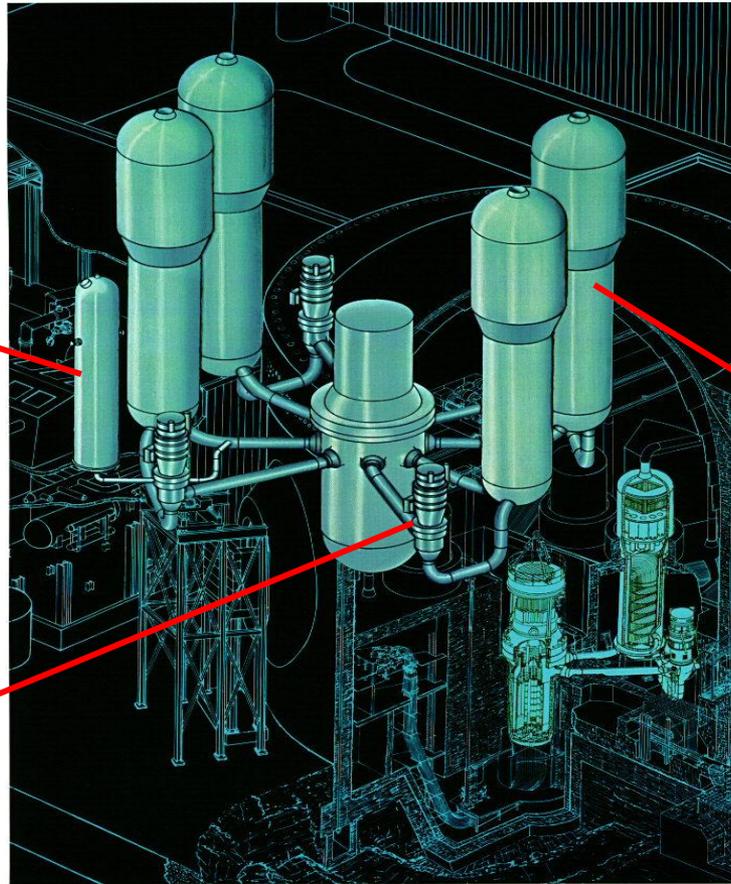


Westinghouse PRESSURIZER

Pressurizzatore

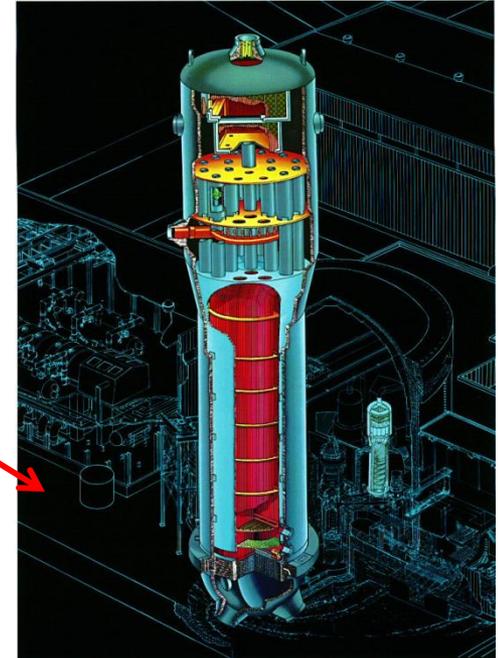


Pompa ricircolo primario



Westinghouse NUCLEAR STEAM SUPPLY SYSTEM

Schema del sistema primario di una unità PWR da 1000 MWe 4 loop



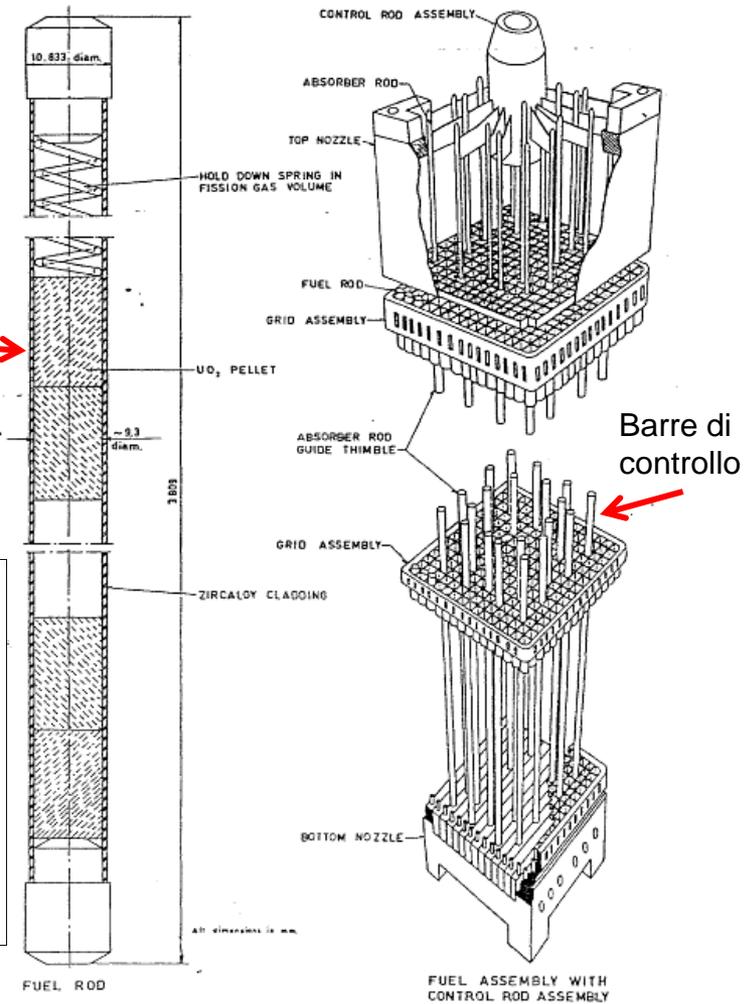
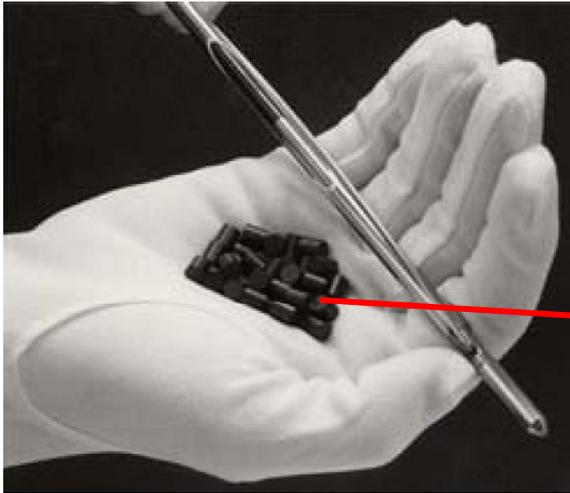
Westinghouse STEAM GENERATOR

Scambiatori di calore
primario-secondario
(Generatori di vapore)

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

Pellets
di UO_2



Barre di
controllo

Elemento di combustibile di un PWR

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

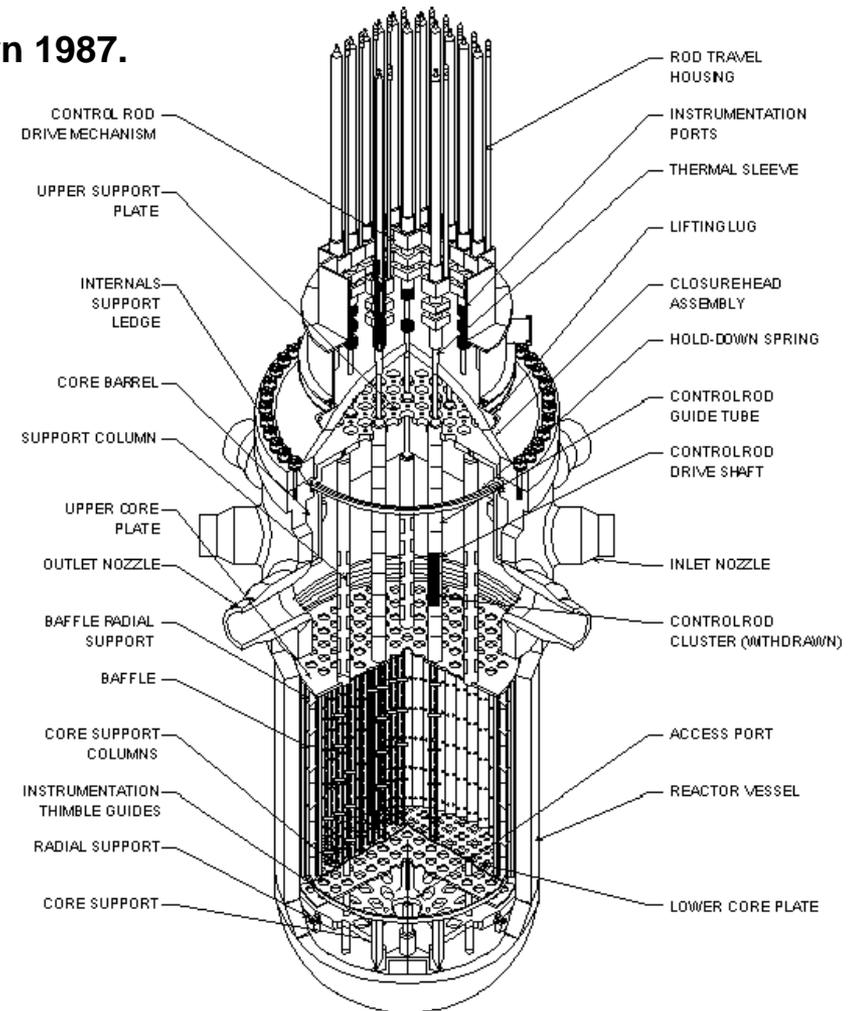
Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

Reattore PWR di Trino Vercellese (ITA) (1964) Shutdown 1987.

La prima centrale PWR in Europa:

Alcuni parametri operativi

Parametri operativi	Reattore Trino Vercellese
Potenza termica (MWt)	825
Potenza elettrica (MWe)	247
Rendimento (%)	30.0
Temp. uscita refrigerante (°C)	297
Temp. ingresso refrigerante (°C)	266
Densità di potenza media(kW/l)	63
Combustibile	UO ₂ (3.9%)
Temp. massima combustibile (°C)	1500
Massa combustibile (UO ₂) (t)	37
Moderatore /refrigerante	H ₂ O
Pressione di esercizio primario (bar)	~150



I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

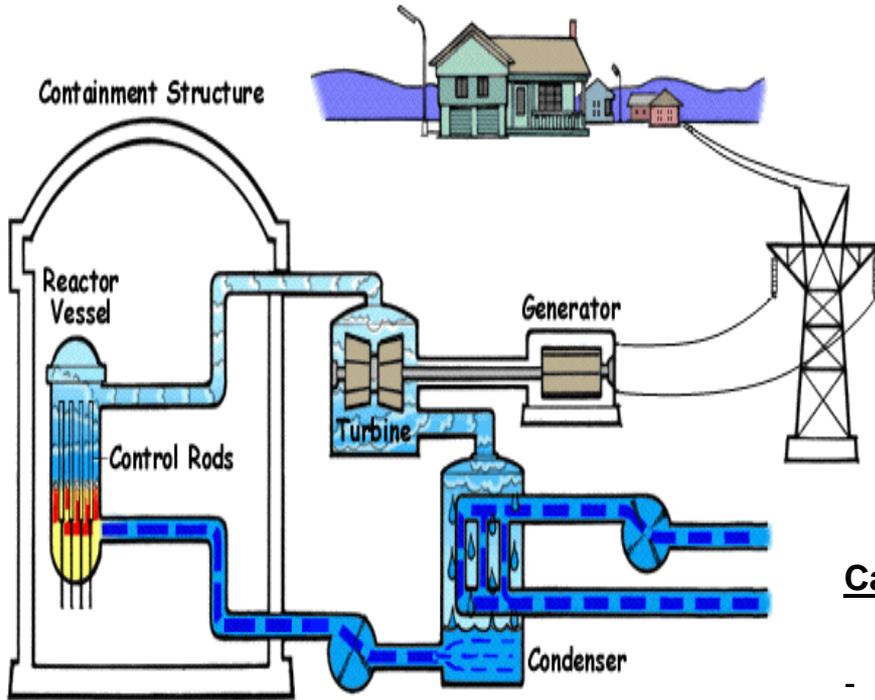
Il reattore BWR (Boiling Water Reactor)...la principale alternativa al PWR

Caratteristiche principali

- Moderazione H_2O
- Refrigerazione H_2O (condizioni miscela bifase)
- Combustibile UO_2 (materiale refrattario)
- Incamiciatura combustibile leghe di zirconio (Zircalloy-4)
- Impiego “veleni bruciabili” (GdO) nel combustibile per ridurre il profilo radiale di potenza (buckling neutronico)
- Adozione del “controllo chimico” per la variazione della reattività a lungo termine ed incremento della densità di potenza

Caratteristiche Operative

- UO_2 arricchimento: variabile nel core (2.0-4.5%)
- UO_2 temp. esercizio: $T_{max} \sim 1500-1700$ °C
- burn-up medio combustibile allo scarico (~ 30000 MWd/t)
- Rendimento: $\sim 30\%$



Schema di principio di un reattore BWR e del sistema di trasferimento di potenza

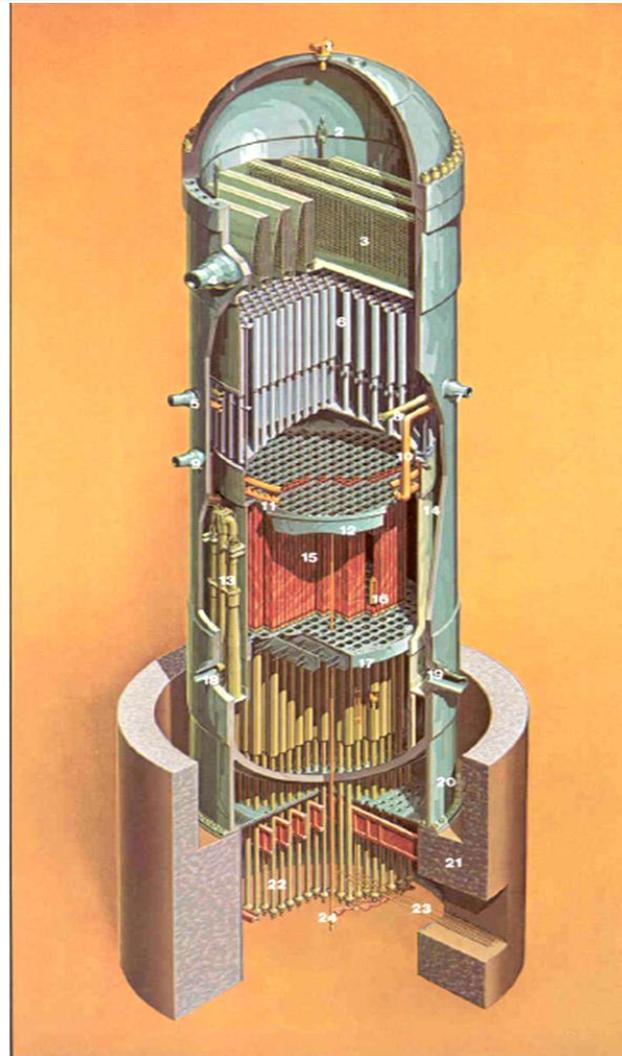
I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore BWR (Boiling Water Reactor).... la principale alternativa al PWR

Schema del vessel e dei componenti interni di un reattore BWR/6

Ultima versione licenziata prima della generazione III (Advanced -BWR)

Tecnologia
General Electric



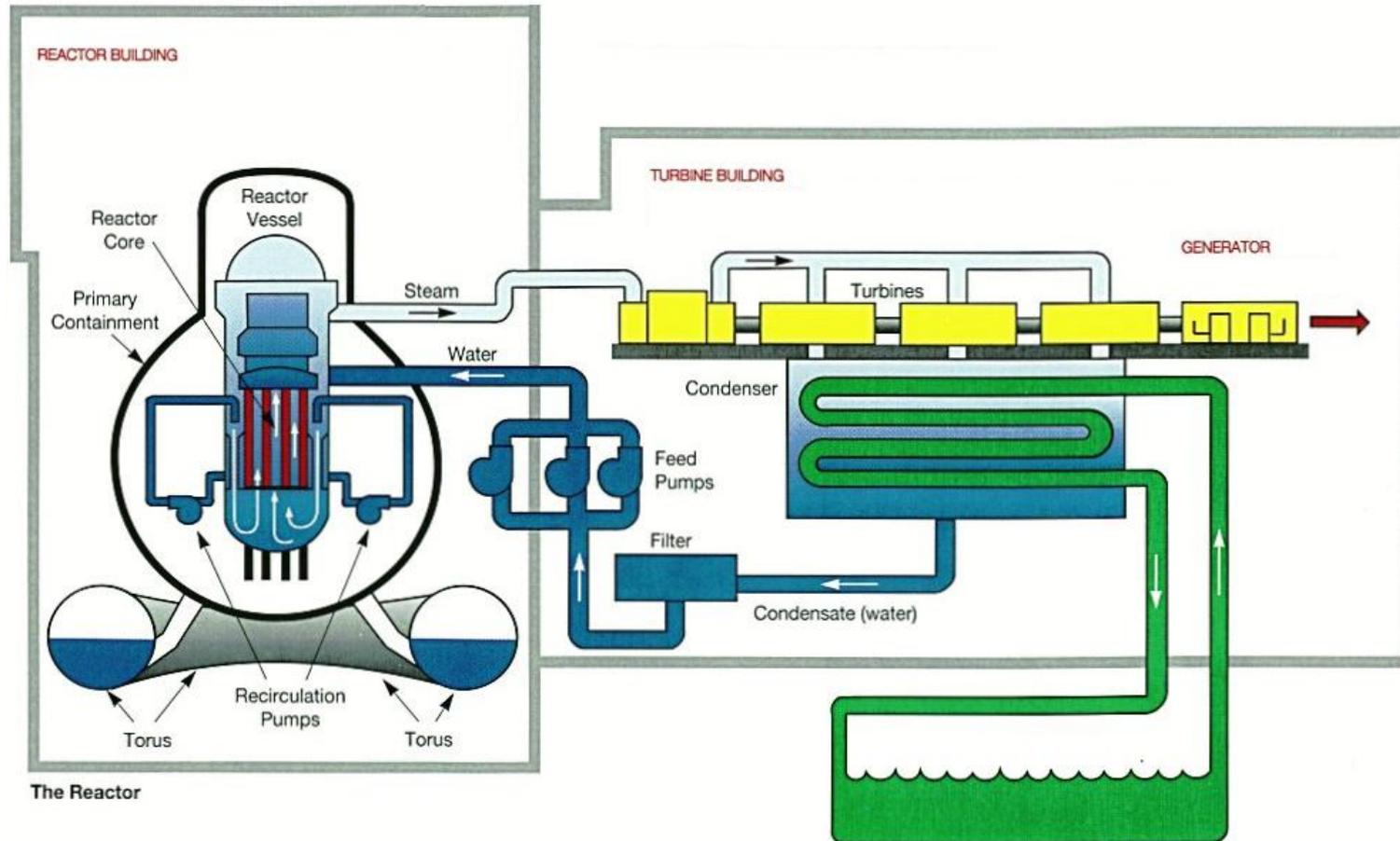
BWR/6 REACTOR ASSEMBLY

1. VENT AND HEAD SPRAY
2. STEAM DRYER LIFTING LUG
3. STEAM DRYER ASSEMBLY
4. STEAM OUTLET
5. CORE SPRAY INLET
6. STEAM SEPARATOR ASSEMBLY
7. FEEDWATER INLET
8. FEEDWATER SPARGER
9. LOW PRESSURE COOLANT INJECTION INLET
10. CORE SPRAY LINE
11. CORE SPRAY SPARGER
12. TOP GUIDE
13. JET PUMP ASSEMBLY
14. CORE SHROUD
15. FUEL ASSEMBLIES
16. CONTROL BLADE
17. CORE PLATE
18. JET PUMP / RECIRCULATION WATER INLET
19. RECIRCULATION WATER OUTLET
20. VESSEL SUPPORT SKIRT
21. SHIELD WALL
22. CONTROL ROD DRIVES
23. CONTROL ROD DRIVE HYDRAULIC LINES
24. IN-CORE FLUX MONITOR

GENERAL ELECTRIC

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore BWR (Boiling Water Reactor)... la principale alternativa al PWR



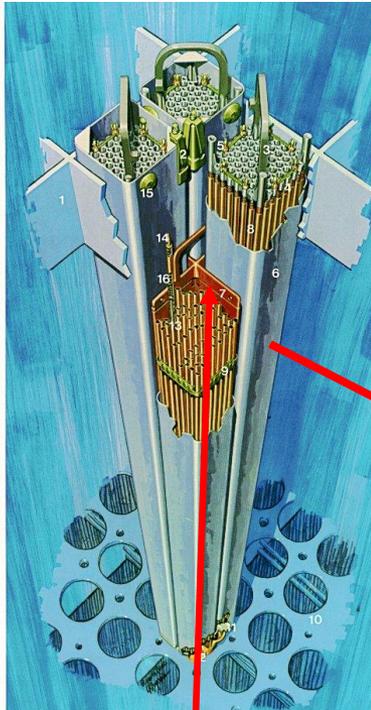
Schema del sistema di refrigerazione del core con circuito di ricircolo e pompe a getto di un reattore BWR

I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore BWR (Boiling Water Reactor)... la principale alternativa al PWR

BWR/6 FUEL ASSEMBLIES & CONTROL ROD MODULE

- 1.TOP FUEL GUIDE
- 2.CHANNEL FASTENER
- 3.UPPER TIE PLATE
- 4.EXPANSION SPRING
- 5.LOCKING TAB
- 6.CHANNEL
- 7.CONTROL ROD
- 8.FUEL ROD
- 9.SPACER
- 10.CORE PLATE ASSEMBLY
- 11.LOWER TIE PLATE
- 12.FUEL SUPPORT PIECE
- 13.FUEL PELLETS
- 14.END PLUG
- 15.CHANNEL SPACER
- 16.PLENUM SPRING

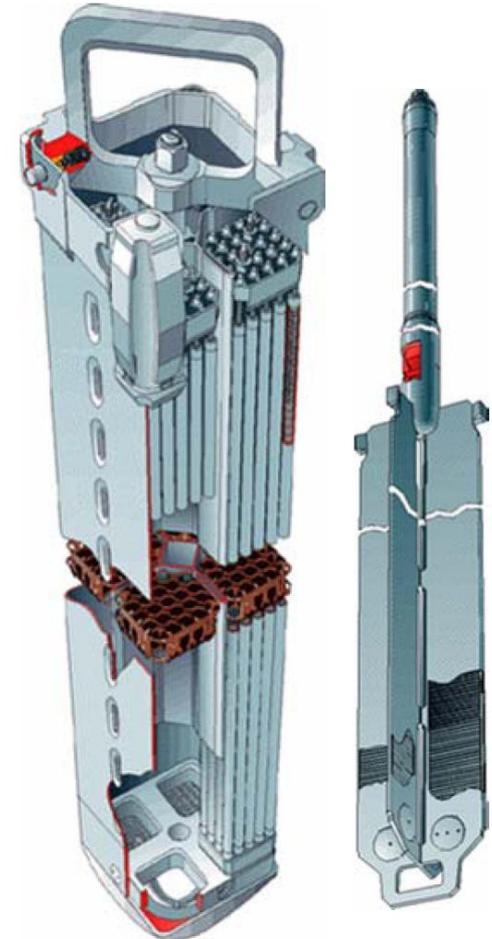
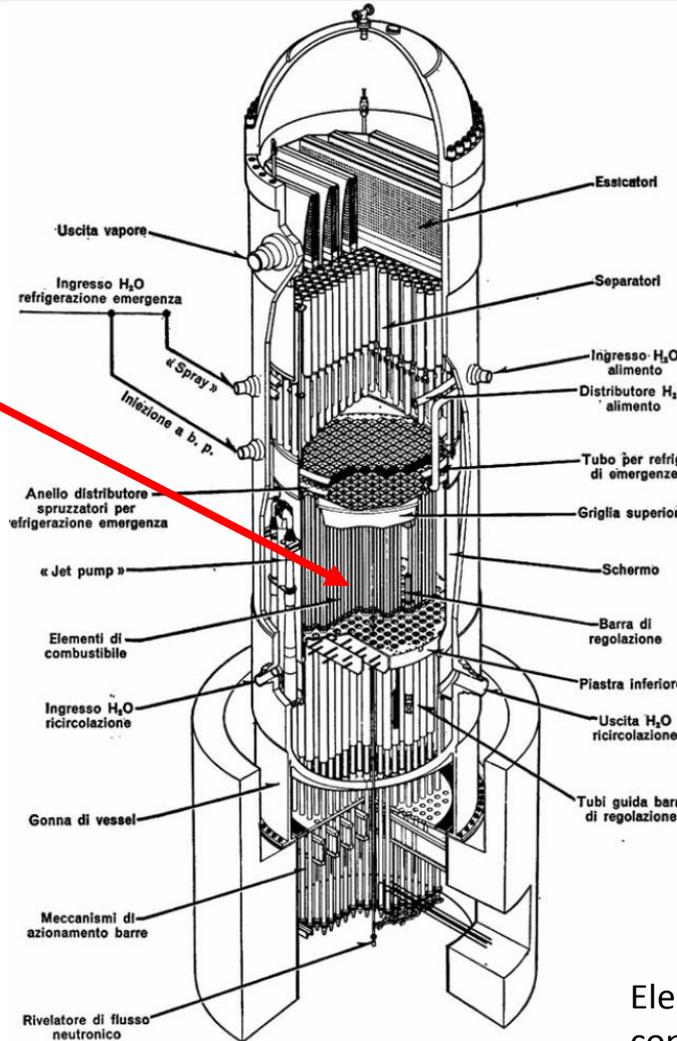
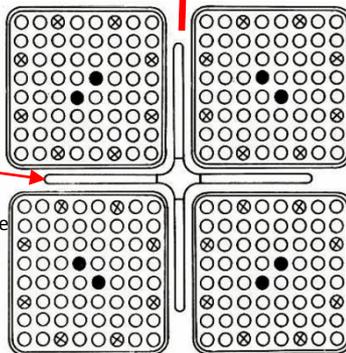


GENERAL ELECTRIC

Modulo di combustibile

barra di controllo

- barrette di combustibile
- barrette di H₂O



Elemento di combustibile + barra di controllo in B₄C di un BWR

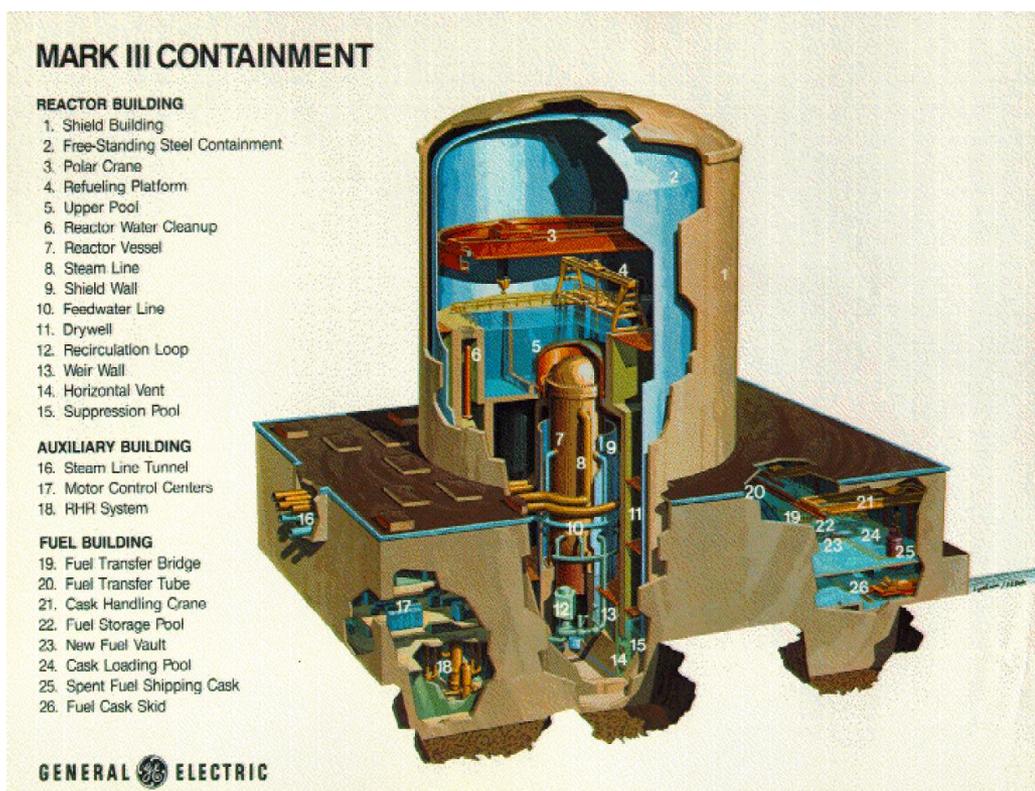
I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore BWR (Boiling Water Reactor).... la principale alternativa al PWR

**Reattore BWR/6 versione Mark III (due unità previste) per la centrale di Montalto di Castro (ITA).
Costruzione arrestata al ~80%, mai entrata in funzione per moratoria sul nucleare (1987)**

Alcuni parametri di progetto

Parametri progetto	Reattore Montalto
Potenza termica (MWt)	2894
Potenza elettrica (MWe)	900
Rendimento (%)	31.0
Temp. ingresso refrigerante (°C)	278
Densità di potenza media(kW/l)	56
Combustibile	UO ₂ (4.0%)
Temp. massima combustibile (°C)	1830
Massa combustibile (UO ₂) (t)	126
Moderatore /refrigerante	H ₂ O
Pressione vapore in uscita (bar)	70
Titolo medio miscela bifase uscita core	0.145

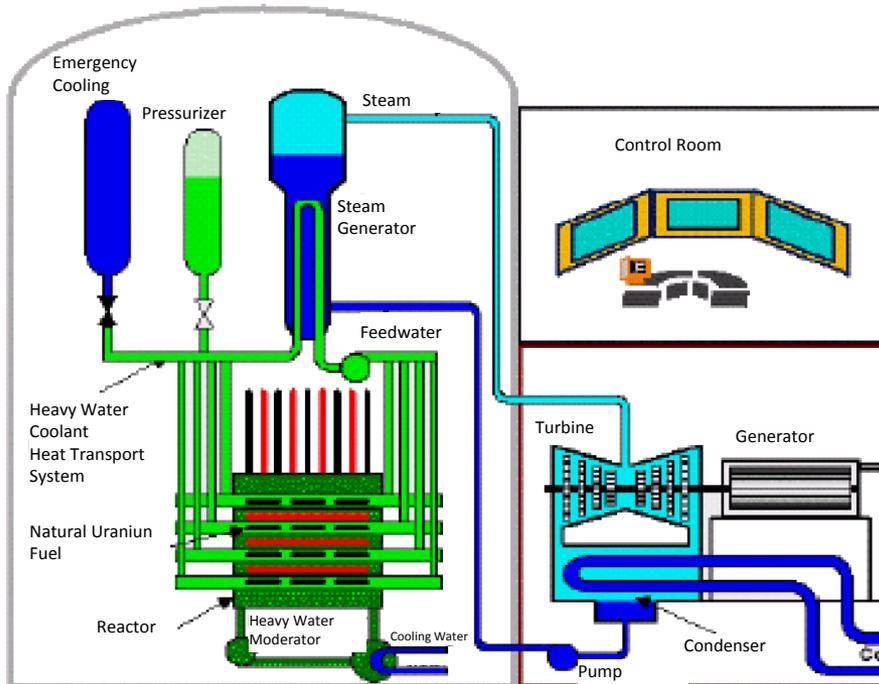


I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore CANDU (CANada Deuterium Uranium), l'alternativa basata su U_{nat}

Caratteristiche principali

- Moderazione D_2O
- Refrigerazione D_2O (condizioni monofase)
- Combustibile UO_2 (materiale refrattario) U_{nat}
- Incamiciatura combustibile leghe di zirconio (Zircalloy-4)



Schema di principio di un reattore CANDU e del sistema di trasferimento di potenza

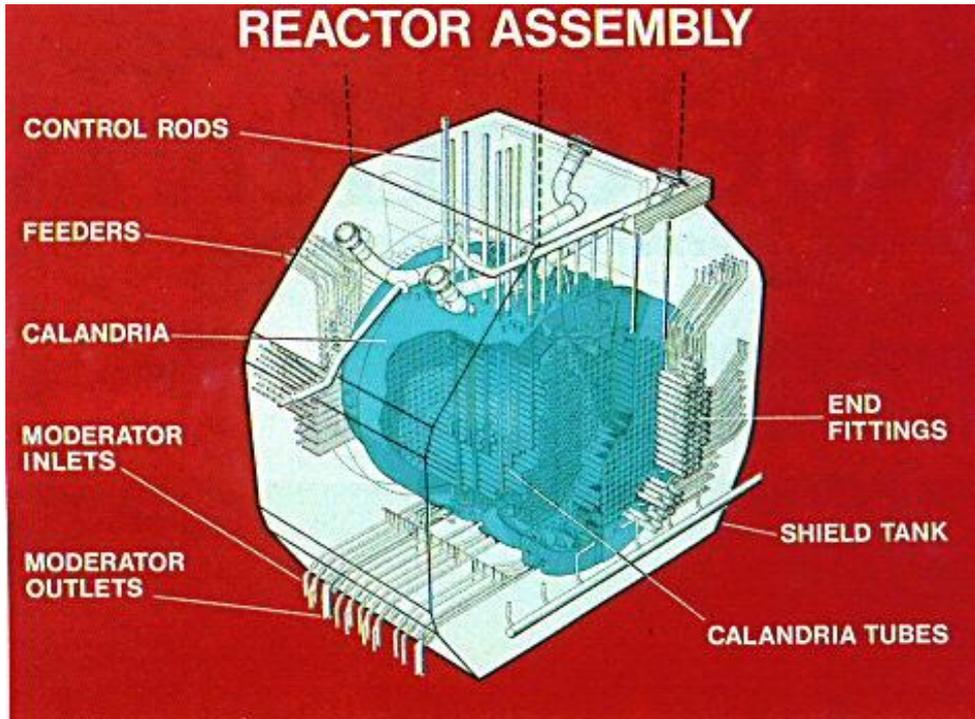
Caratteristiche Operative

- UO_2 arricchimento naturale: (0.7%)
- UO_2 temp. esercizio: $T_{\text{max}} \sim 2000 \text{ } ^\circ\text{C}$
- burn-up medio combustibile allo scarico (~8000 MWd/t)
- Rendimento: ~29%

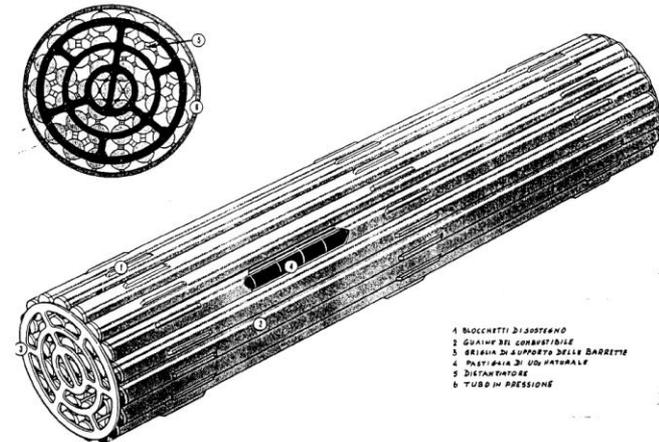
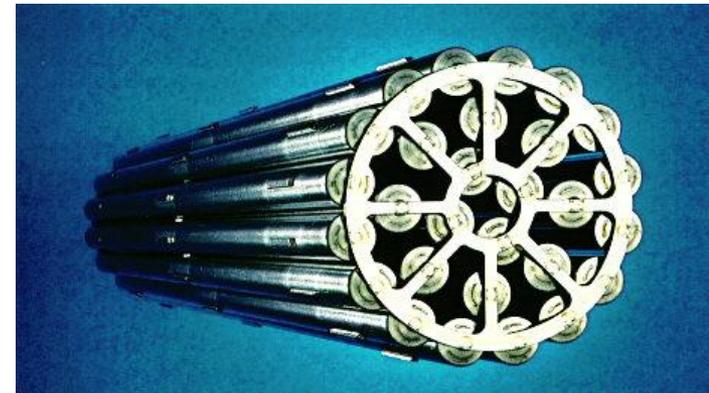
I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore CANDU (CANada Deuterium Uranium), l'alternativa basata su U_{nat}

Moderatore in D_2O consente di usare uranio naturale come combustibile. Ottima economia neutronica. Ottimo sfruttamento del combustibile (50 % energia prodotta dalla trasmutazione ^{238}U e fissione del ^{239}Pu).



Schema del core (calandria)



Elemento di combustibile

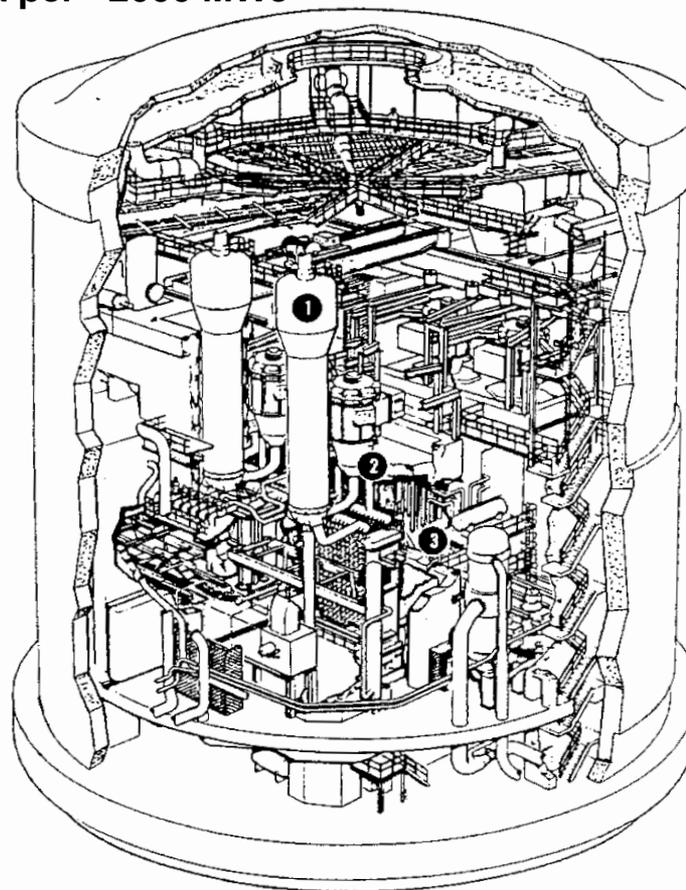
I reattori di Generazione II (anni '60-'80)

Il reattore PWR (Pressurized Water Reactor)...la filiera più affermata nel mondo

Reattore CANDU centrale di Pickering (1971) (CAN) 8 unità per ~2000 MWe

Alcuni parametri di operativi

Parametri progetto	Reattore Pickering
Potenza termica (MWt)	1774
Potenza elettrica (MWe)	515
Rendimento (%)	29.0
Temp. ingresso refrigerante (°C)	278
Temp. uscita refrigerante (°C)	293
Densità di potenza media(kW/l)	9.1
Combustibile	UO ₂ (0.7%)
Temp. massima combustibile (°C)	2000
Massa combustibile (UO ₂) (t)	93
Moderatore /refrigerante	D ₂ O
Pressione di esercizio primario (bar)	~95



1. Generatore di vapore
2. Pompa primaria
3. Reattore

I reattori di Generazione III (anni '90-2010)

L'attuale offerta dell'industria nucleare....

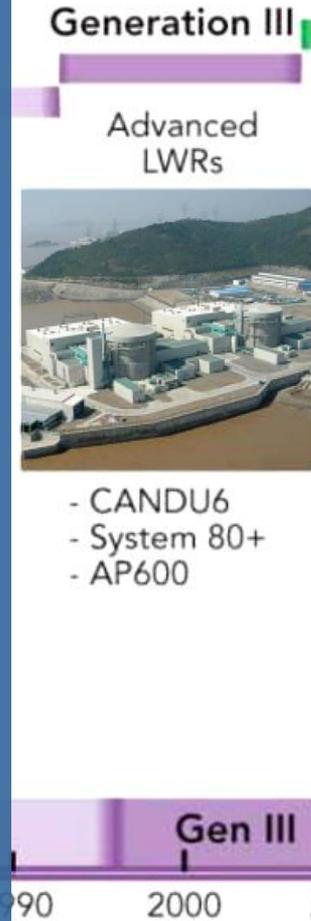
Gli incidenti di Three Miles Island (TMI) e Chernobyl aprono alla fine degli anni '80 un profondo ripensamento ed una nuova fase di ricerca tecnologica sulle principali tipologie degli impianti in esercizio.

Nascono i reattori di Gen III che costituiscono l'offerta industriale attuale

Si basano sulla vasta esperienza acquisita dall'operatività di reattori Gen-II e dalle lezioni apprese da TMI

- La tecnologia dei reattori ad acqua è ancora dominante

- Significativi miglioramenti alla sicurezza, ma la competitività economica rimane il parametro chiave



- Due filosofie progettuali:
reattori piccola / grande taglia
adozione di sistemi di sicurezza passiva/attiva

- Impedire o ridurre drasticamente le possibili conseguenze di un eventuale incidente grave è un parametro di progetto particolarmente significativo

- Innalzamento della vita operativa d'impianto (almeno 60 anni)

- Adozione di sistemi standard di produzione industriale delle componenti più importanti

- tempi di costruzione più contenuti

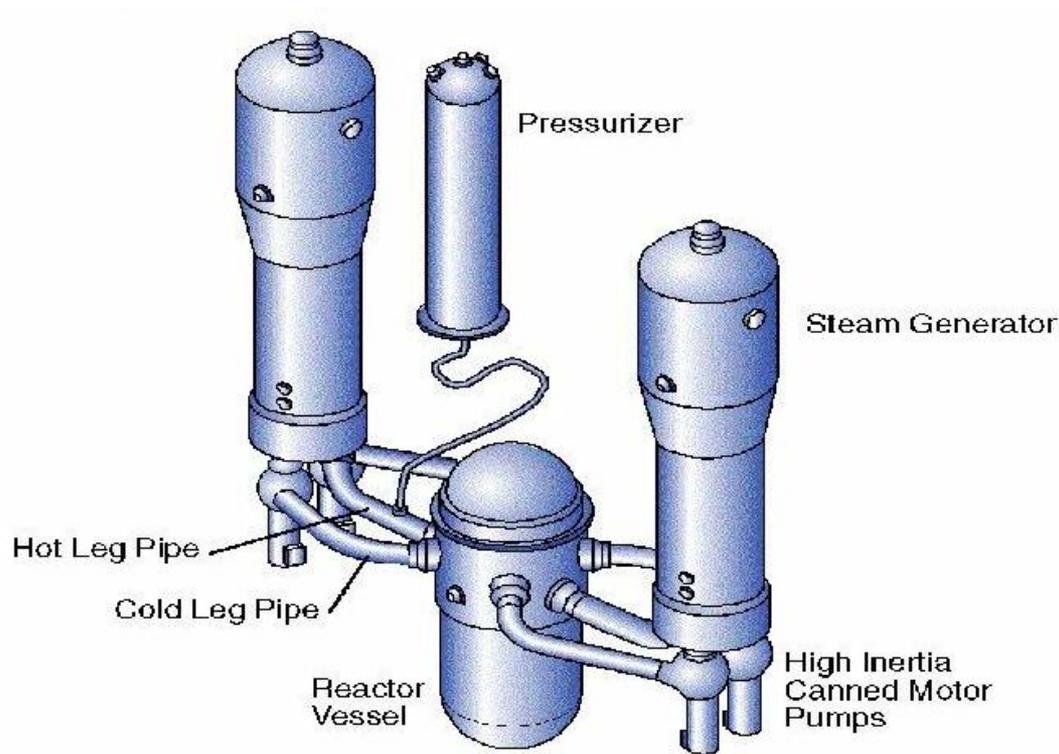
Source: adapted from NEA (2008), an agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)

I reattori di Generazione III (anni '90-2010)

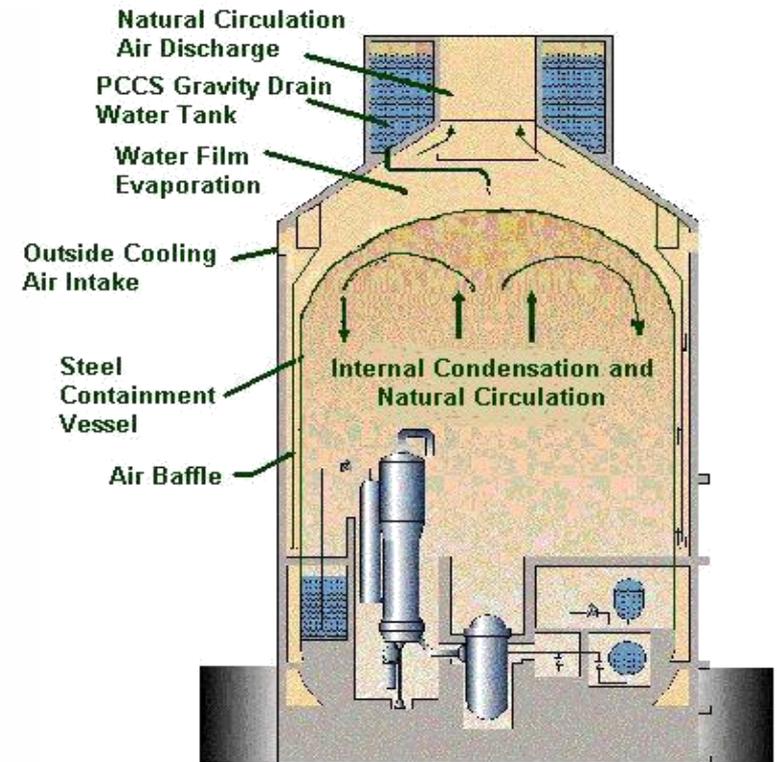
L'attuale offerta dell'industria nucleare....

AP600 Progetto Westinghouse (approvato NRC USA 1999). Nessun impianto ancora in costruzione.

PWR avanzato, 600 MWe incorpora **sistemi di sicurezza passiva e sistemi di controllo semplificati**. Il sistema passivo per la refrigerazione del core in condizioni di emergenza si basa **sulla circolazione in convezione naturale** senza uso di pompe o sistemi attivi aggiunti. Densita' di potenza ridotta aumentando le dimensioni del vessel. Introduzione del sistema di **doppio contenimento dell'edificio nucleare** con sistema di **refrigerazione passiva** in caso di incidente con rottura del vessel



Schema semplificato d'impianto a 2 loop



Sistema di refrigerazione passivo del contenimento

I reattori di Generazione III (anni '90-2010)

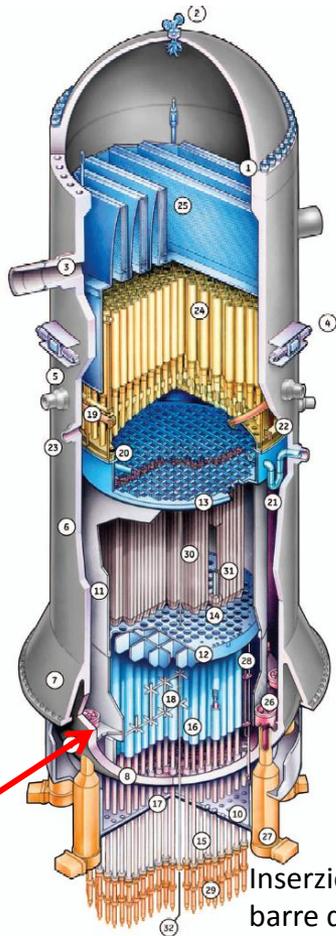
L'attuale generazione dei nuovi impianti nucleari....

ABWR Advanced Boiling Water Reactor Progetto GEH (General Electric – Hitachi) (approvato NRC USA 1997). Primo impianto costruito in Giappone 1996 (+ altri 3 operativi). Due unita' in costruzione a Taiwan. Potenza da 1350 a 1460 MWe

GEHitachi
NuclearEnergy

Advanced Boiling Water Reactor Assembly

- | | |
|--|---|
| 1. Vessel Flange and Closure Head | 19. Feedwater Sparger |
| 2. Vent and Head Spray | 20. High Pressure Core Flooder (HPCF) Sparger |
| 3. Steam Outlet Flow Restrictor | 21. HPCF Coupling |
| 4. RPV Stabilizer | 22. Low Pressure Flooder (LPFL) |
| 5. Feedwater Nozzle | 23. Shutdown Cooling Outlet |
| 6. Forged Shell Rings | 24. Steam Separators |
| 7. Vessel Support Skirt | 25. Steam Dryer |
| 8. Vessel Bottom Head | 26. Reactor Internal Pumps (RIP) |
| 9. RIP Penetrations | 27. RIP Motor Casing |
| 10. Thermal Insulation | 28. Core and RIP Differential Pressure Line |
| 11. Core Shroud | 29. Fine Motion Control Rod Drives |
| 12. Core Plate | 30. Fuel Assemblies |
| 13. Top Guide | 31. Control Rods |
| 14. Fuel Supports | 32. Local Power Range Monitor |
| 15. Control Rod Drive Housings | |
| 16. Control Rod Guide Tubes | |
| 17. In Core Housing | |
| 18. In-Core Instrument Guide Tubes and Stabilizers | |

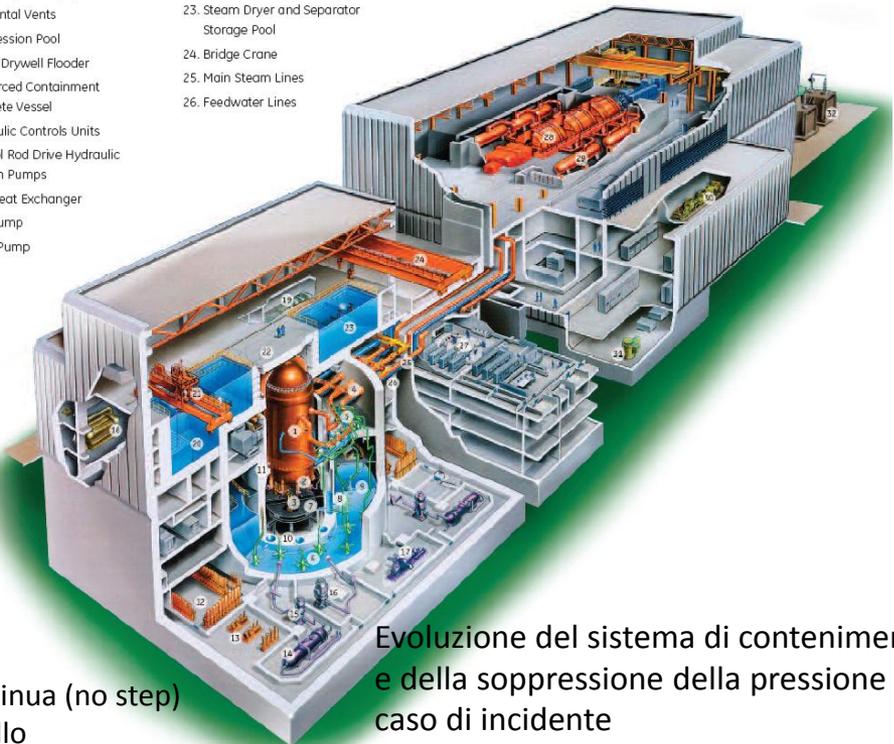


Eliminazione dei circuiti di ricircolo delle jet pump

Inserzione continua (no step) barre di controllo

ABWR Plant Layout

- | | | |
|--|--|----------------------------------|
| 1. Reactor Pressure Vessel | 17. RCIC Steam Turbine and Pump | 27. Main Control Room |
| 2. Reactor Internal Pumps | 18. Diesel Generator | 28. Turbine-Generator |
| 3. Fine Motion Control Rod Drives | 19. Standby Gas Treatment Filter and Fans | 29. Moisture Separator Reheater |
| 4. Main Steam Isolation Valves | 20. Spent Fuel Storage Pool | 30. Combustion Turbine Generator |
| 5. Safety/Relief Valves (SRV) | 21. Refueling Platform | 31. Air Compressor and Dryers |
| 6. SRV Quenchers | 22. Shield Blocks | 32. Switchyard |
| 7. Lower Drywell Equipment Platform | 23. Steam Dryer and Separator Storage Pool | |
| 8. Horizontal Vents | 24. Bridge Crane | |
| 9. Suppression Pool | 25. Main Steam Lines | |
| 10. Lower Drywell Flooder | 26. Feedwater Lines | |
| 11. Reinforced Containment Concrete Vessel | | |
| 12. Hydraulic Controls Units | | |
| 13. Control Rod Drive Hydraulic System Pumps | | |
| 14. RHR Heat Exchanger | | |
| 15. RHR Pump | | |
| 16. HPCF Pump | | |



Evoluzione del sistema di contenimento e della soppressione della pressione in caso di incidente

I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....

Un'ulteriore evoluzione (alcuni aspetti) degli impianti Gen III

- Ulteriori miglioramenti nella sicurezza di impianto
- Modularizzazione nella costruzione dei componenti critici
- Ulteriore competitività economica
- Operatività di impianto migliorata e più efficiente
- Elevata capacità di sfruttamento del combustibile
- Minore produzione di scorie

Generation III+

Evolutionary designs



- ACR 1000
- AP 1000
- APWR
- EPR
- ESBWR

Improved economics for Near-Term Deployment

Generation IV

Revolutionary designs



- Enhanced safety
- Minimisation of waste and better use of natural resources
- More economical
- Improved proliferation resistance and physical protection

Gen III+

Gen IV



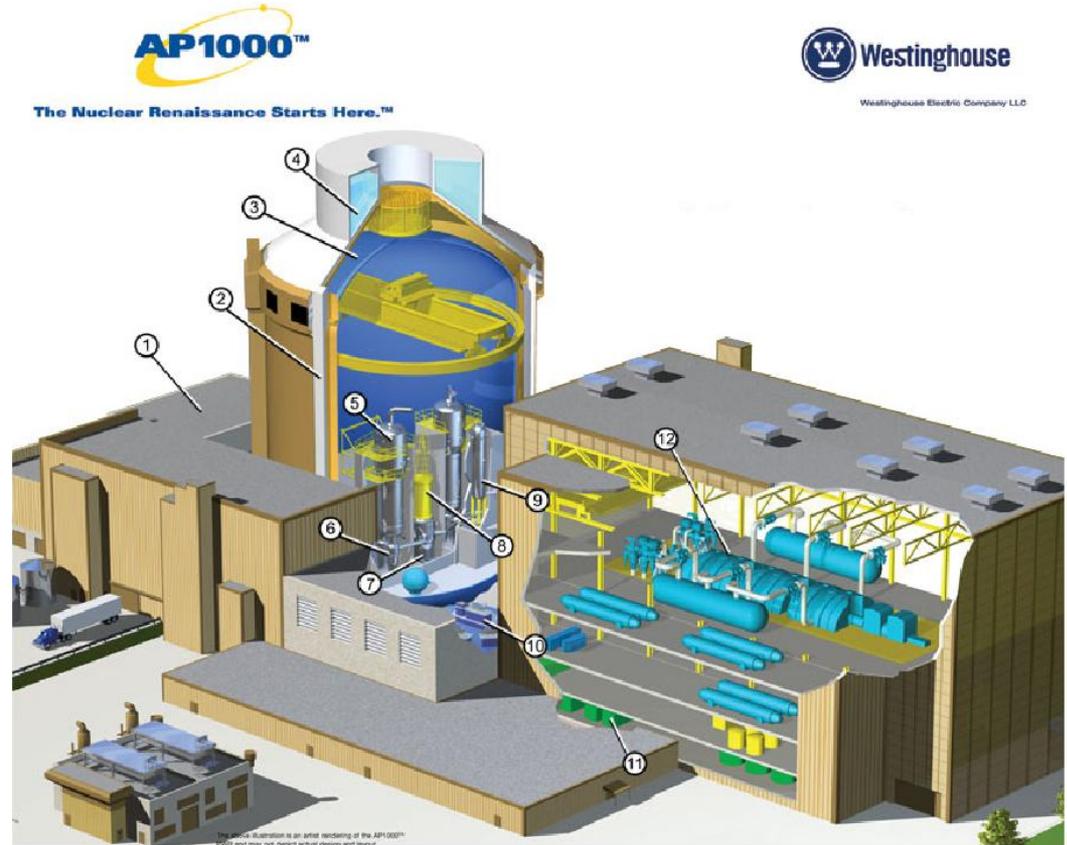
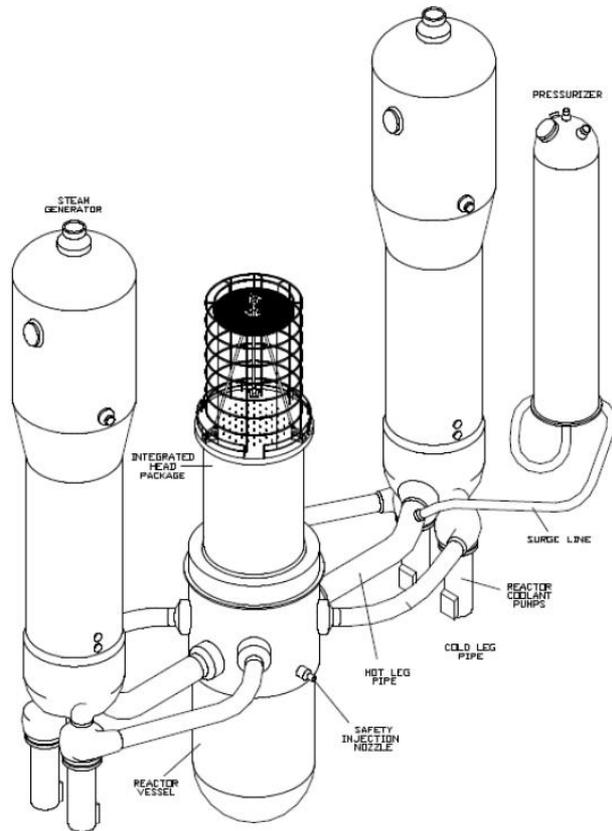
Source: adapted from NEA (2008), an agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)

I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....

AP1000 Progetto Westinghouse-Toshiba (approvato NRC USA 2005). Nessun impianto ancora in costruzione

PWR 1000 MWe, **versione in scala maggiore del AP600**. Rispetto ad esso incorpora **ulteriori sistemi di protezione passiva**, un **vessel di dimensioni maggiori**, **generatori di vapore piu' grandi**. Il sistema passivo usa la circolazione naturale dell'acqua senza l'uso di pompe motori diesel ed altri supporti. Unico impianto ad aver ricevuto la certificazione Gen-III+ negli USA

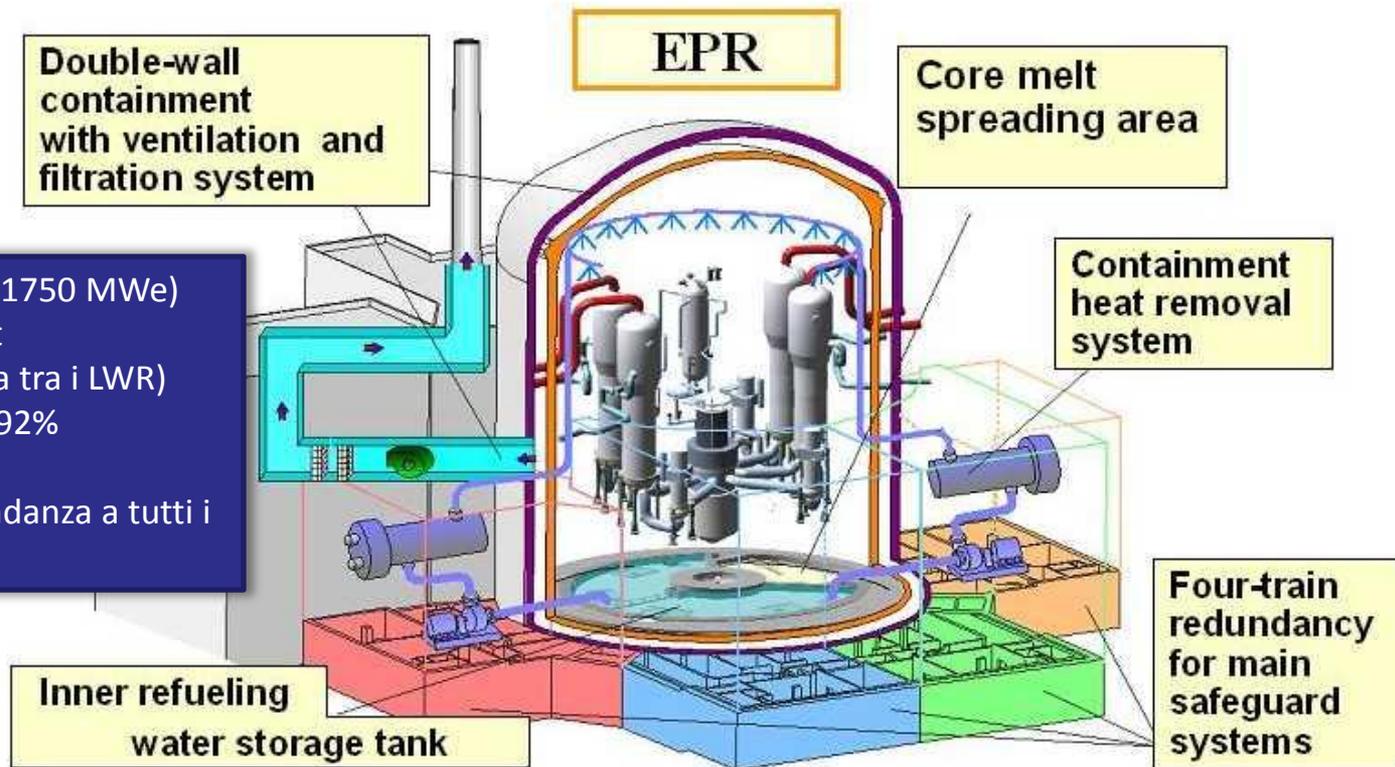


I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....

EPR (European Pressurized Reactor). La prima unità è in fase di costruzione avanzata a Olkiluoto (FIN), una seconda è in fase di costruzione a Flamanville (FRA). Una versione USA del EPR è in fase di pre-autorizzazione dalla NRC(USA)

Areva (Framatome-Siemens) ha sviluppato il reattore PWR, il cui progetto è stato approvato dall'Ente di Controllo francese nel 2004

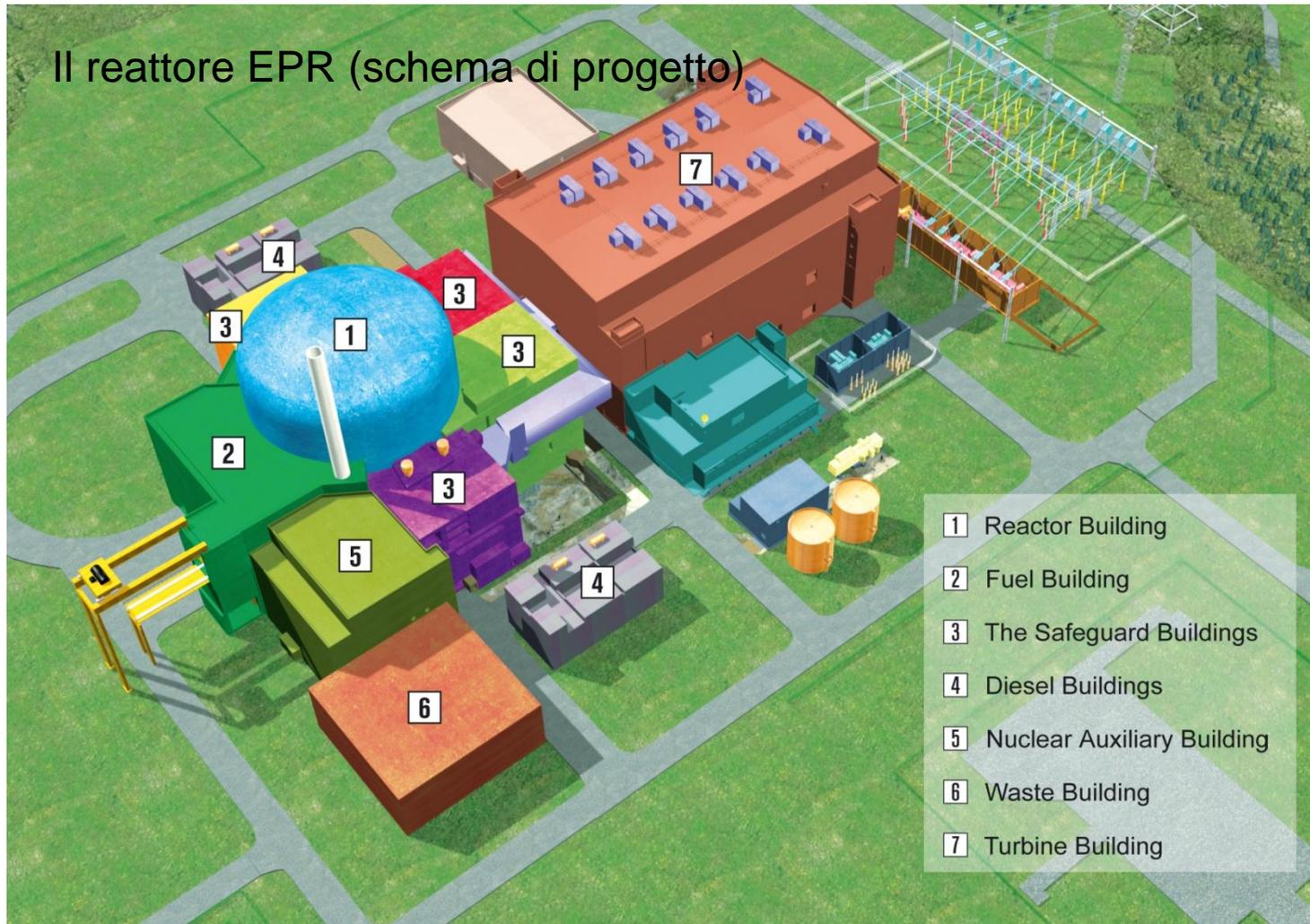


- Elevata potenza (da 1600 a 1750 MWe)
- Burn-up previsto 65 Gwd/t
- Rendimento 36% (la più alta tra i LWR)
- Fattore di carico previsto > 92%
- Vita tecnologica > 60 anni
- Adozione di sistemi di ridondanza a tutti i livelli

I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

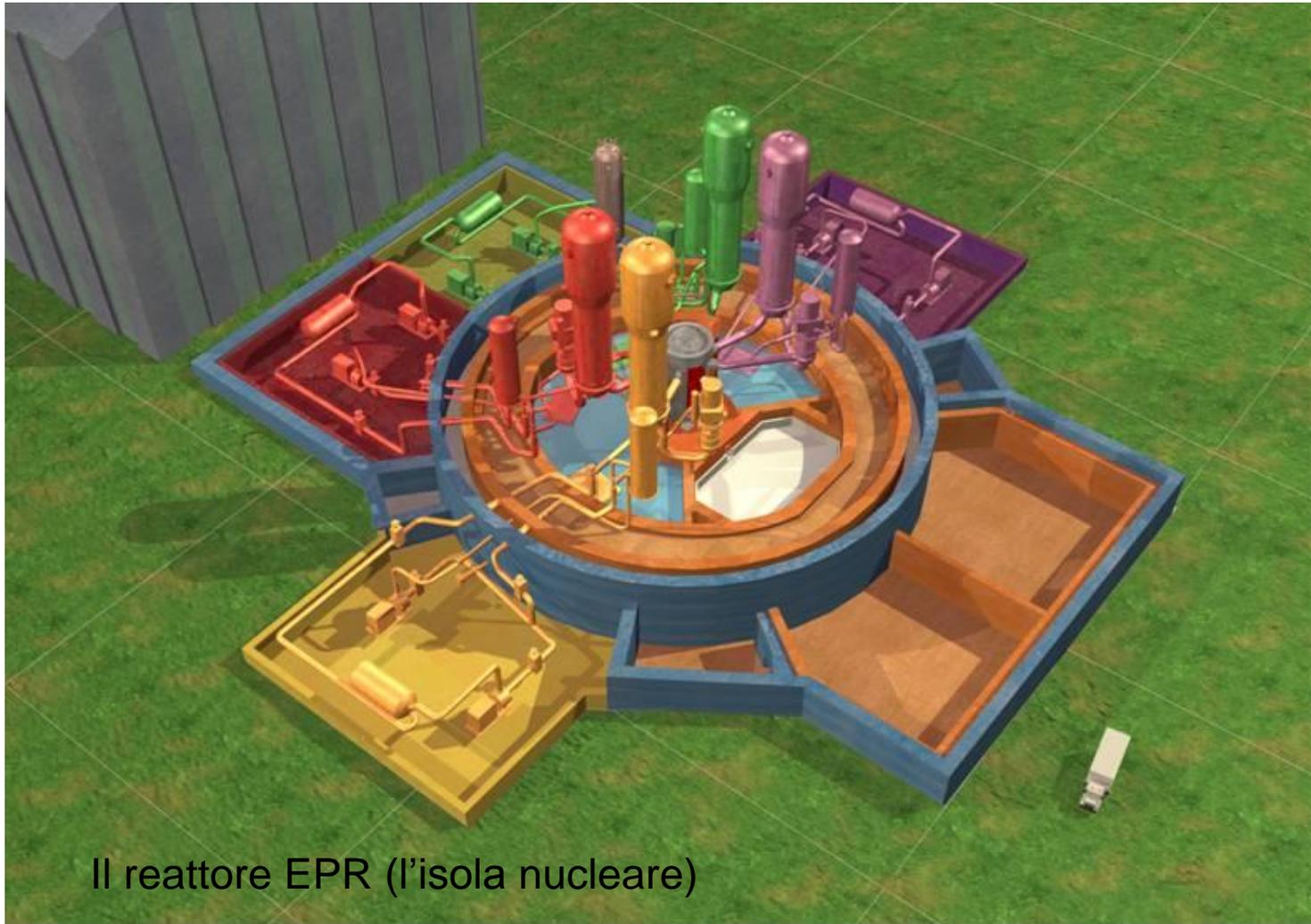
La generazione del futuro molto prossimo....

Il reattore EPR (schema di progetto)



I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....



Il reattore EPR (l'isola nucleare)

I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....

Il sito di Olkiluoto (FIN), Gennaio 2004 dove e' in costruzione il primo EPR



I reattori di Generazione III+ (anni '2010-2020)

La generazione del futuro molto prossimo....

Il sito di Olkiluoto (FIN), Il termine dei lavori di costruzione del EPR previsto nel 2011



Grazie per l'attenzione