

*INFN - Torino, 15 dicembre 2009*

**SISTEMI NUCLEARI DI IV GENERAZIONE: OBIETTIVI, REQUISITI,  
STATO DELL'ARTE ED INIZIATIVE NAZIONALI, EUROPEE ED  
INTERNAZIONALI PER IL LORO SVILUPPO**

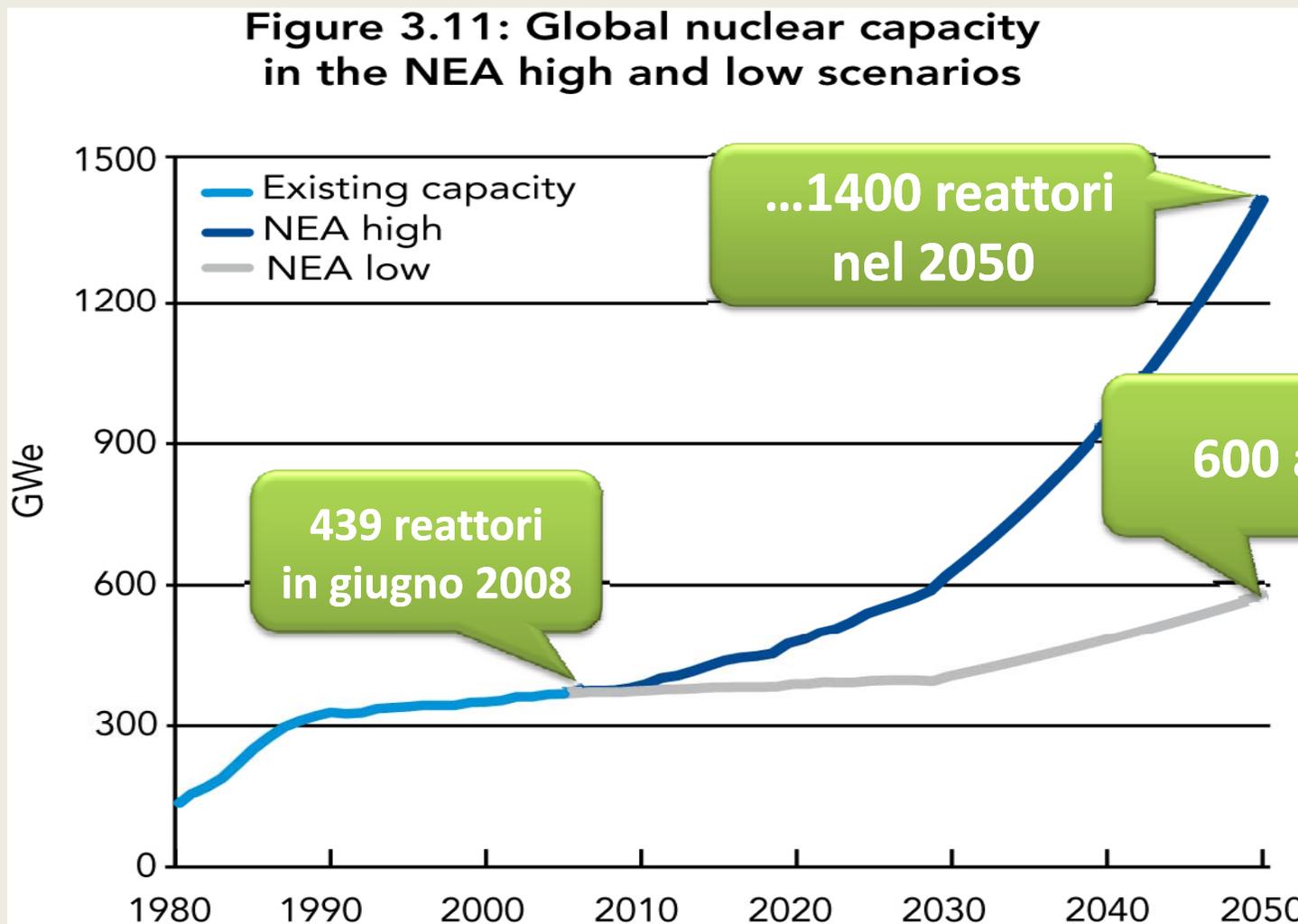
**Stefano Monti**

*ENEA Bologna*

# Sommario

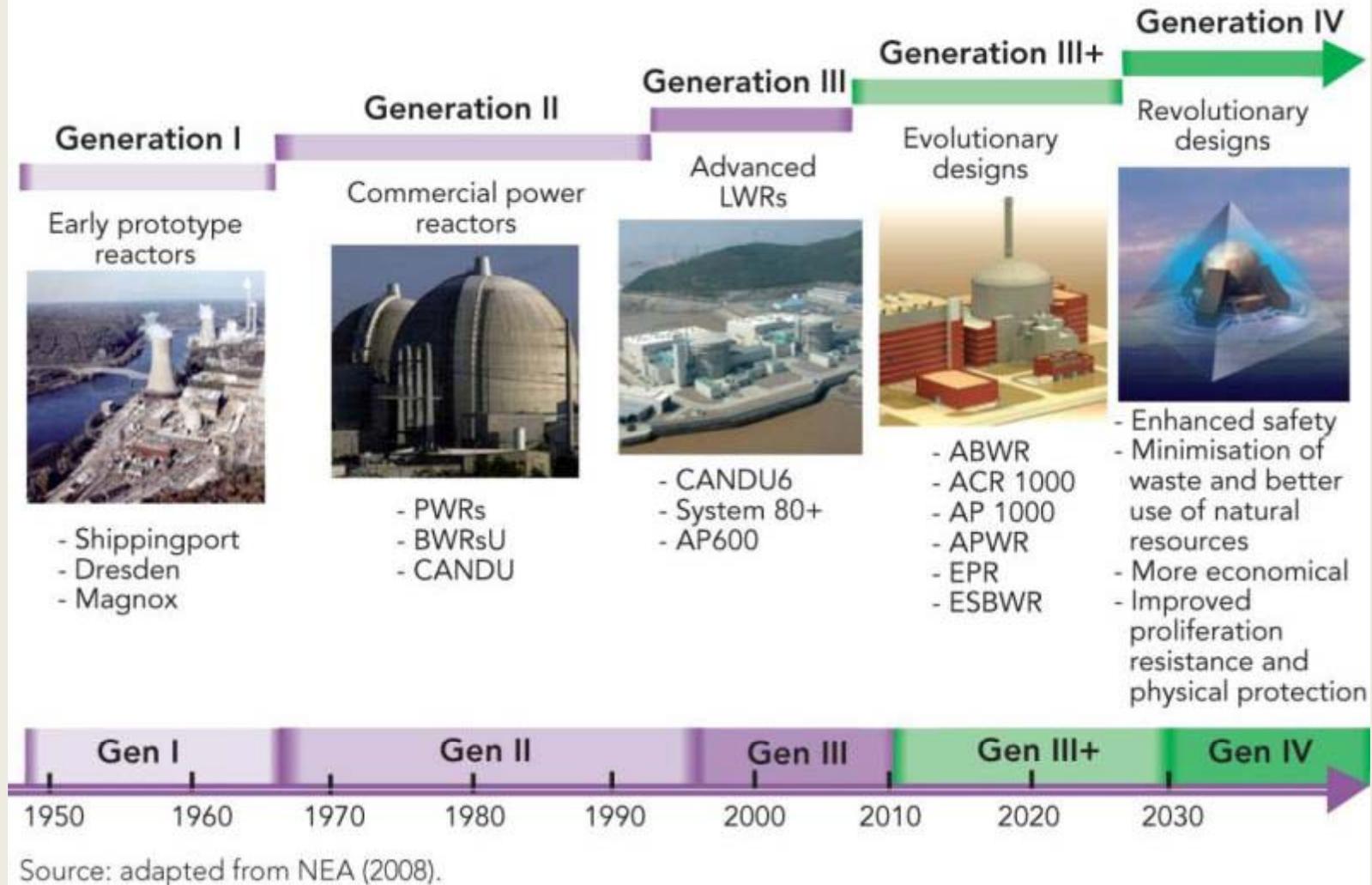
- **Breve quadro di riferimento: sviluppo atteso dell'energia nucleare**
- **I reattori di generazione III+ di piccola-media taglia: il reattore IRIS**
- **Motivazioni per lo sviluppo e la successiva introduzione dei reattori veloci di IV generazione a ciclo chiuso: il miglior utilizzo del combustibile e la riduzione dei rifiuti radioattivi**
- **Reattori veloci di IV generazione in via di sviluppo (con brevi cenni a contributi italiani)**

# Ruolo potenziale dell'energia nucleare

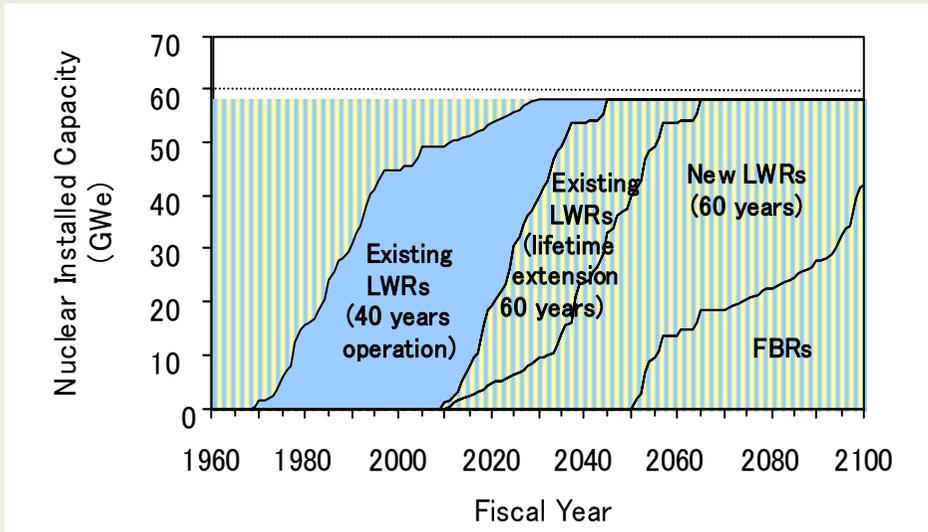


**La potenza nucleare installata può aumentare di un fattore 4**

Figure 13.1: Reactor generations

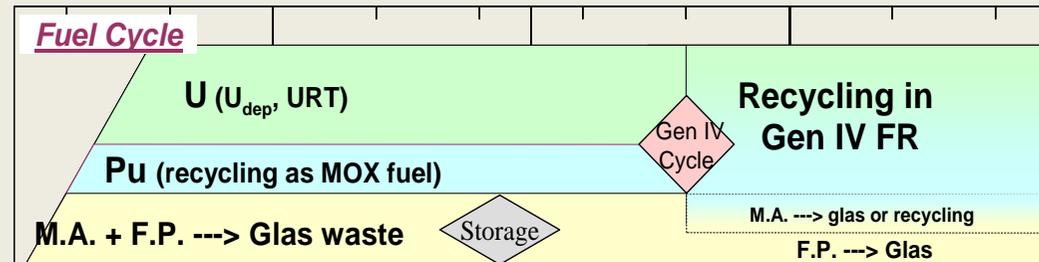
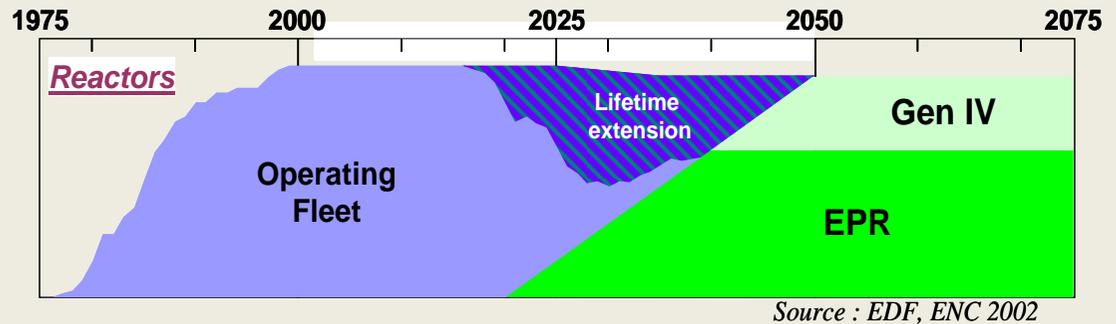


# La non facile transizione dai reattori attuali alla IV generazione



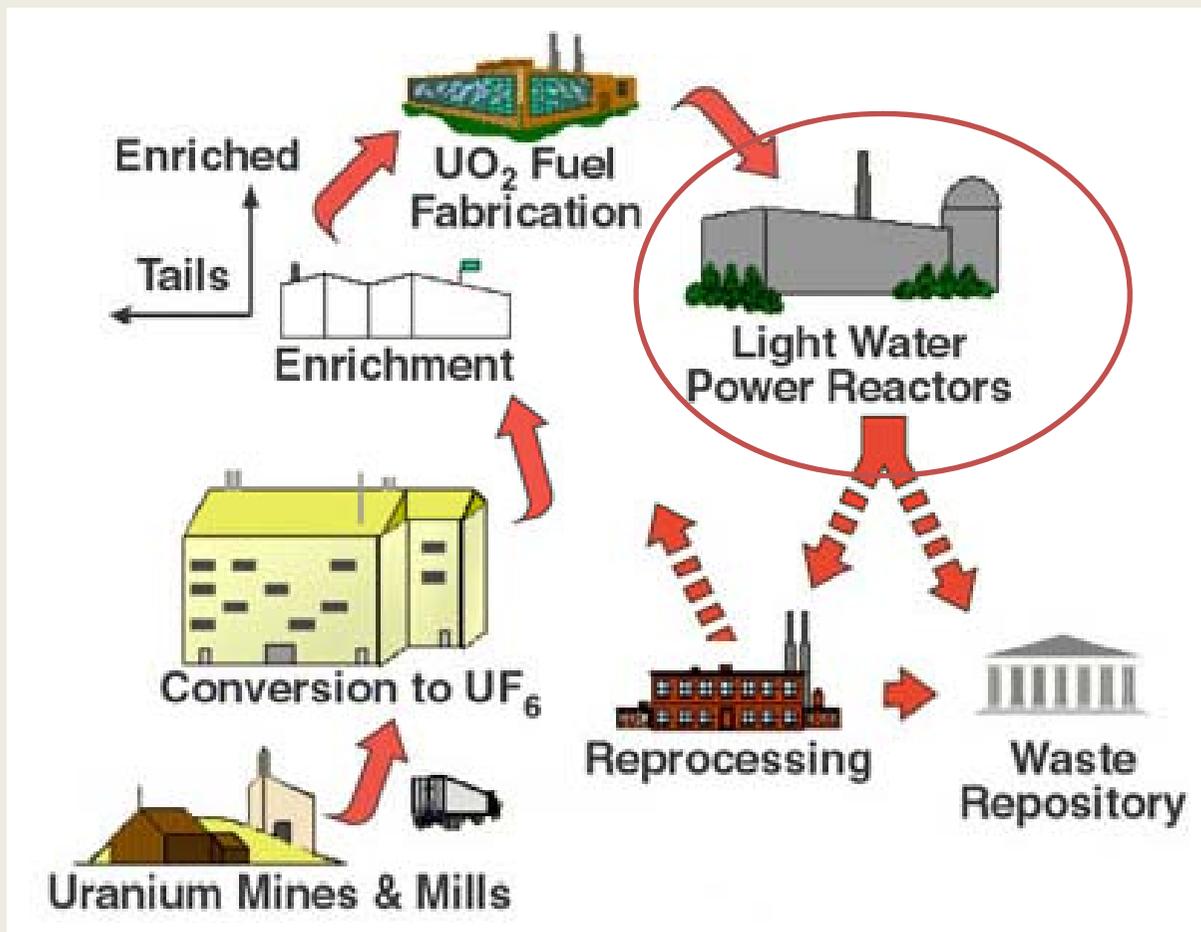
← Il caso giapponese

Il caso francese →



## Due schemi fondamentali del ciclo del combustibile (con diverse varianti)

- ciclo aperto: stoccaggio diretto del combustibile usato
- ciclo chiuso: ritrattamento e riciclo del combustibile

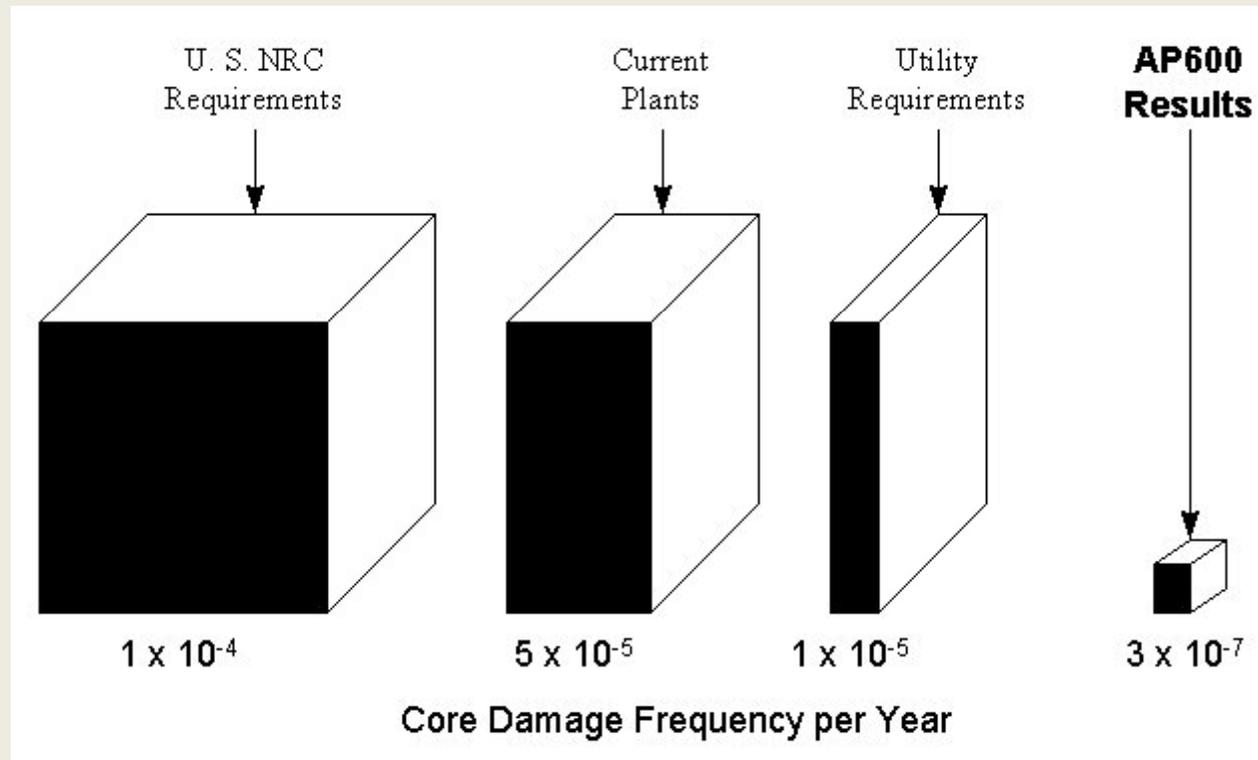


# Generazione III/III+: reattori “avanzati/evolutivi”

## Reattori industriali, già disponibili commercialmente:

- Una nuova generazione di reattori che beneficiano della vasta esperienza acquisita nell’operazione di Gen-II (circa 13.000 anni.reattore) e delle lezioni apprese dall’incidente di Three Miles Island del 1979
- I reattori raffreddati ad acqua sono ancora dominanti
- **Nuovi miglioramenti alla sicurezza**, ma la **competitività economica** è l’obiettivo principale (semplificazione e robustezza, riduzione tempi di costruzione e licensing, allungamento vita, aumento fattore di carico, flessibilità nel combustibile, ecc.)
- Diversi approcci in competizione industriale:
  - piccola/grande taglia
  - sicurezza passiva/attiva
- La mitigazione delle conseguenze di un eventuale incidente grave è un risultato particolarmente significativo

# AP 1000 – La Sicurezza



## Generazione III+ → disponibili verso il 2015

Classe di reattori evolutivi tra l'attuale generazione III e la generazione IV, noti come reattori di Generazione III+ o *International Near Term Deployment Reactors* - che si prevede possano essere disponibili **fra il 2010 e il 2015**. Fra essi:

- *Advanced CANDU Reactor (ACR)*, in corso di certificazione in Canada, Cina, USA e Regno Unito;
- i reattori refrigerati a gas ad alta temperatura come il *Pebble Bed Modular Reactor (PBMR)*, sviluppato in Sud Africa col supporto di esperti tedeschi e con la collaborazione di BNFL ed il GT-MHR di General Atomic (USA)
- **IRIS *International Reactor Innovative & Secure***, sviluppato da un ampio consorzio internazionale guidato da Westinghouse e di cui fanno parte anche università (CIRTEN), organizzazioni di ricerca (ENEA) ed imprese (Ansaldo Nucleare, Mangiarotti Nuclear, Maire Tecnimont, ATB Riva Calzoni) italiane.

# The IRIS Team



## 10 countries

- Brazil
- Croatia
- Italy
- Lithuania
- Japan
- Mexico
- Spain
- Russia
- United Kingdom
- United States

## 20 organizations

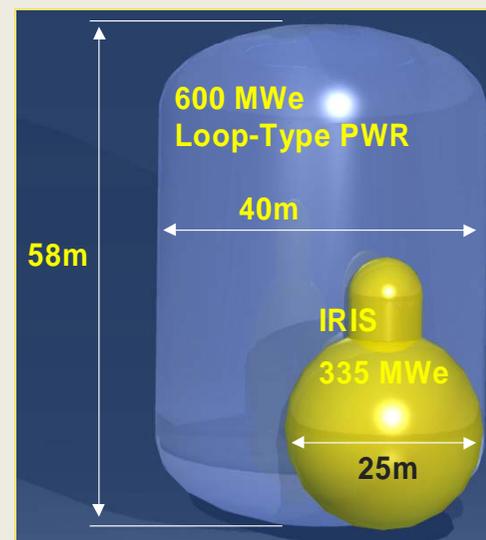
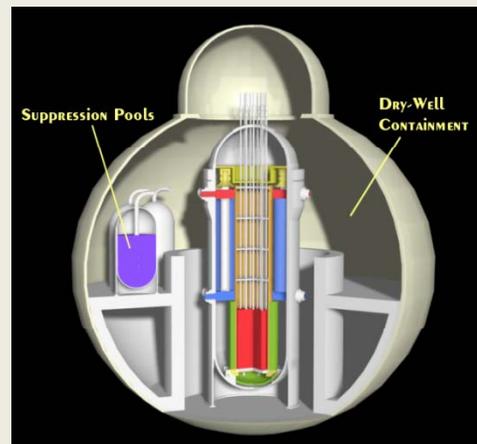
- Industry
- Power producers
- Laboratories
- Universities

## IRIS *International Reactor Innovative&Secure*

Reattore modulare ad acqua pressurizzata da 335 MWe, con circuito primario e generatori di vapore disposti all'interno del contenitore a pressione

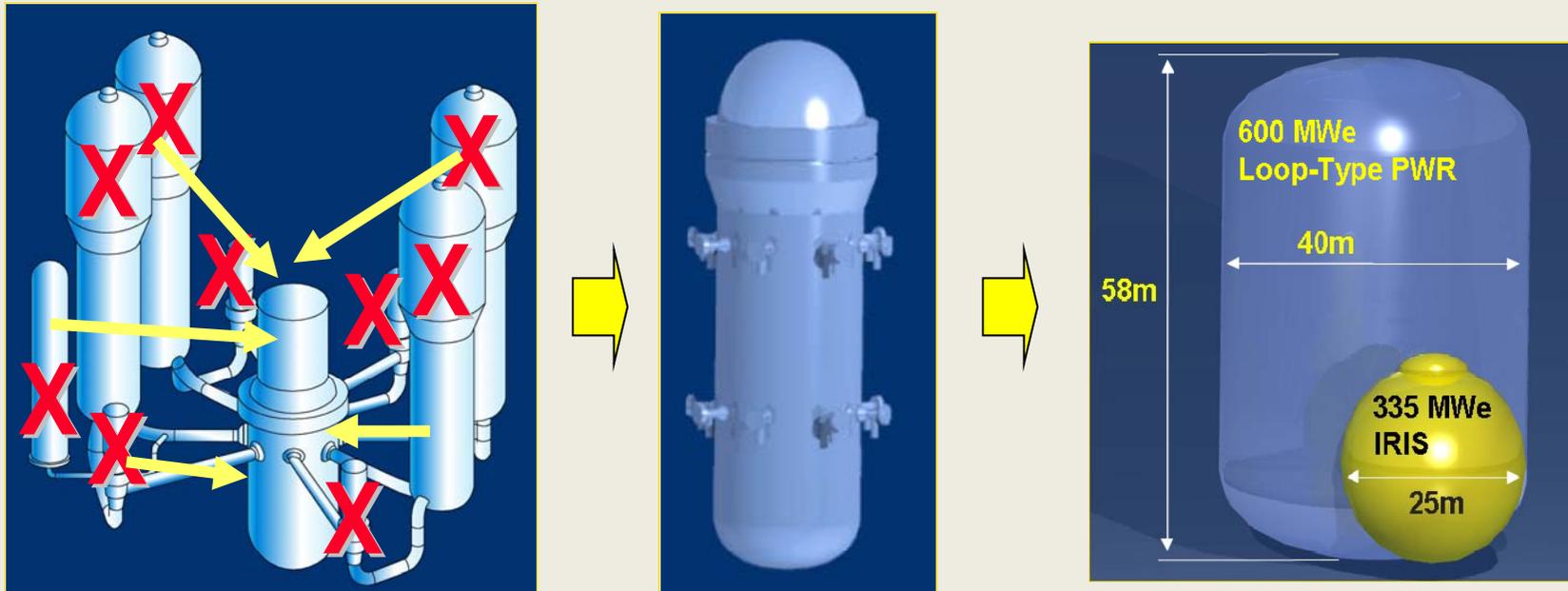
Tale peculiarità consente notevoli riduzioni delle dimensioni del sistema di contenimento e, di conseguenza, la possibilità di collocare tali reattori in caverna o nel sottosuolo, un'idea del passato che potrebbe ridiventare attuale in tempi di crescente preoccupazione per gli attacchi terroristici.

La taglia di riferimento di 335 MWe è stata scelta nella prospettiva di localizzazione sia di moduli singoli (specialmente nei Paesi in via di sviluppo, con reti elettriche di piccole dimensioni e allo scopo di produzione combinata di elettricità, calore e/o acqua potabile), nonché di centrali pluri-modulo gestite attraverso un'unica sala controllo



Reattore IRIS e suo contenitore di sicurezza; confronto con un reattore PWR standard

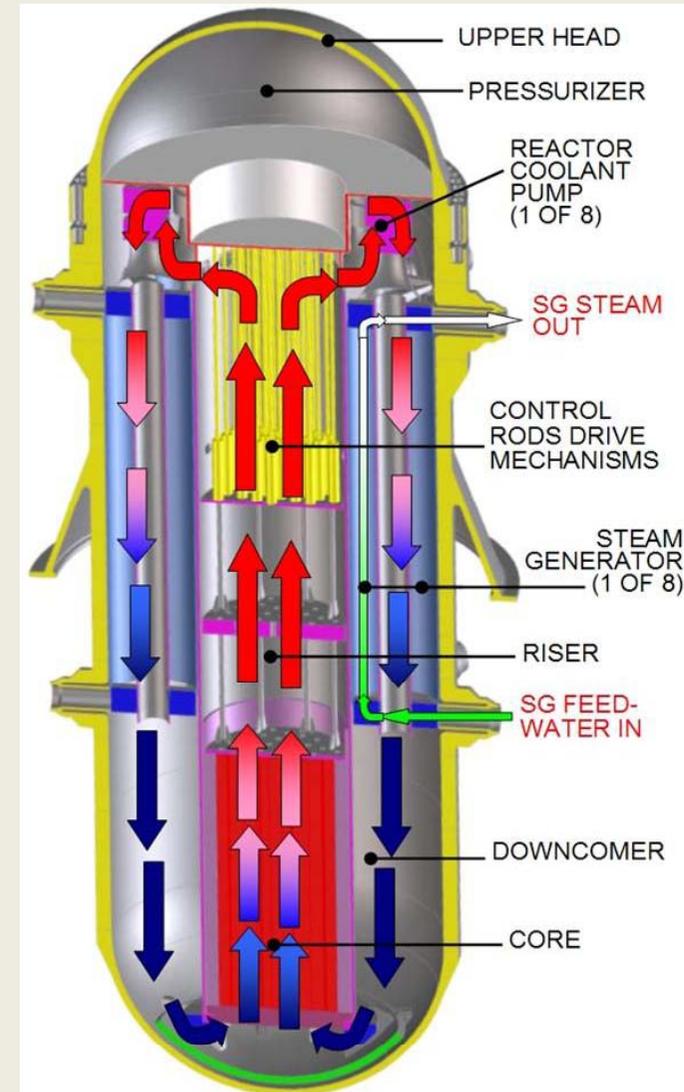
## IRIS: Reattore raffreddato ad acqua con sistema primario integrato



- Simplifies design by eliminating loop piping and external components
- Enables compact containment and economic small plant size
- Enhances safety by eliminating major classes of accidents

# IRIS Design Features

- 335 MWe PWR
- Long life core ~4 years
- 8 helical-coil steam generators
- 8 axial flow fully immersed primary coolant pumps
- Internal control rod drive mechanisms
- Integral pressurizer with large volume-to-power ratio
- Uses Safety-by-Design™ approach

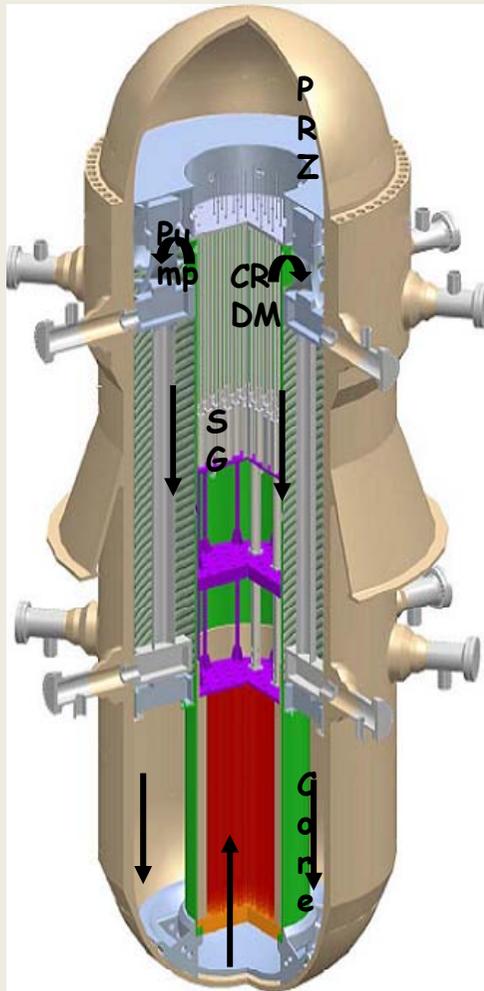


## Safety-by-Design™ - The Bottom Line

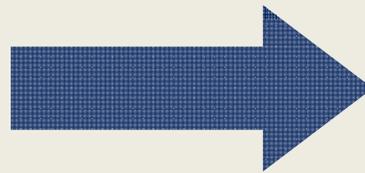
Criterion	Typical Advanced LWRs	IRIS
Defense-in-Depth (DID)	Redundant and/or diverse active systems or Passive systems	No active systems; Safety-by-Design™ with fewer passive safety systems
Class IV Design Basis Events	8 typically considered	Only 1 remains Class IV (fuel handling accident)
Core Damage Frequency (CDF)	$\sim 10^{-5} - 10^{-7}$ events per year	$\sim 10^{-8}$ events per year
Large Early Release Frequency (LERF)	$\sim 10^{-6} - 10^{-8}$ events per year	$\sim 10^{-9}$ events per year

Provides basis for enhanced licensing, such as reducing (or eliminating) the emergency response requirements

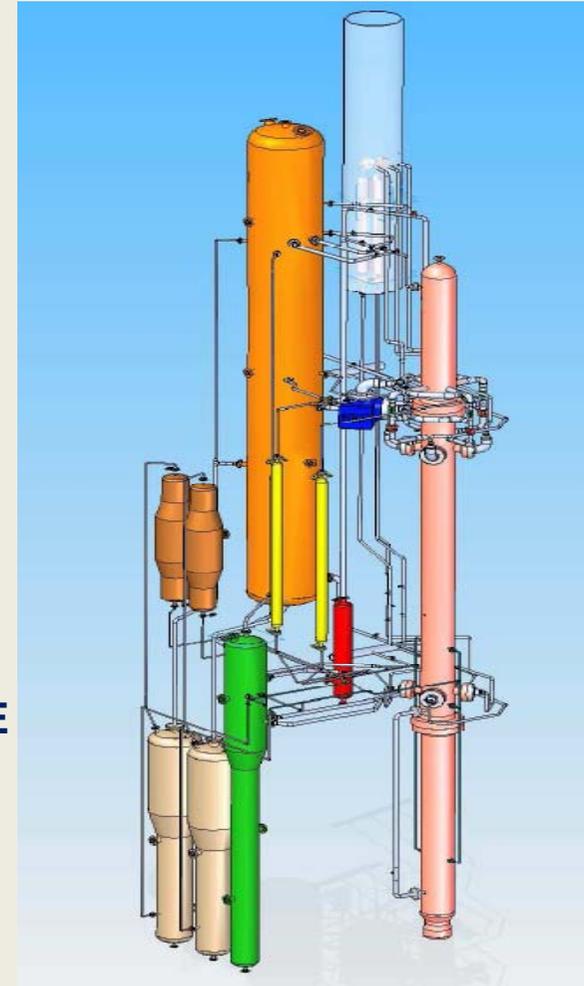
# RICERCA E SVILUPPO SU REATTORE IRIS ( GENERAZIONE 3+ )



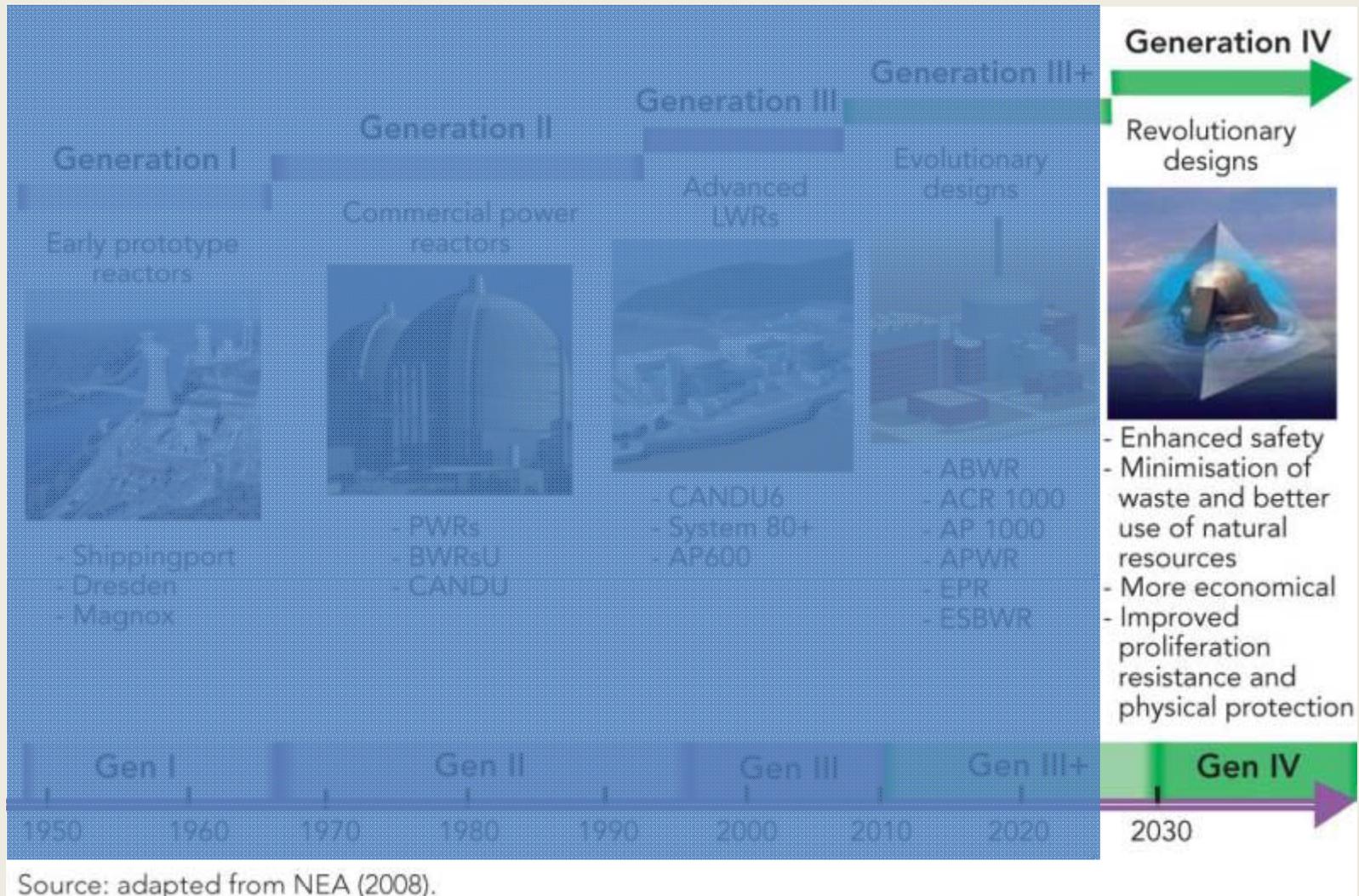
IL REATTORE  
IRIS



IL SIMULATORE  
SPES-3



# Reattori di Quarta Generazione (Progetto Rivoluzionario)



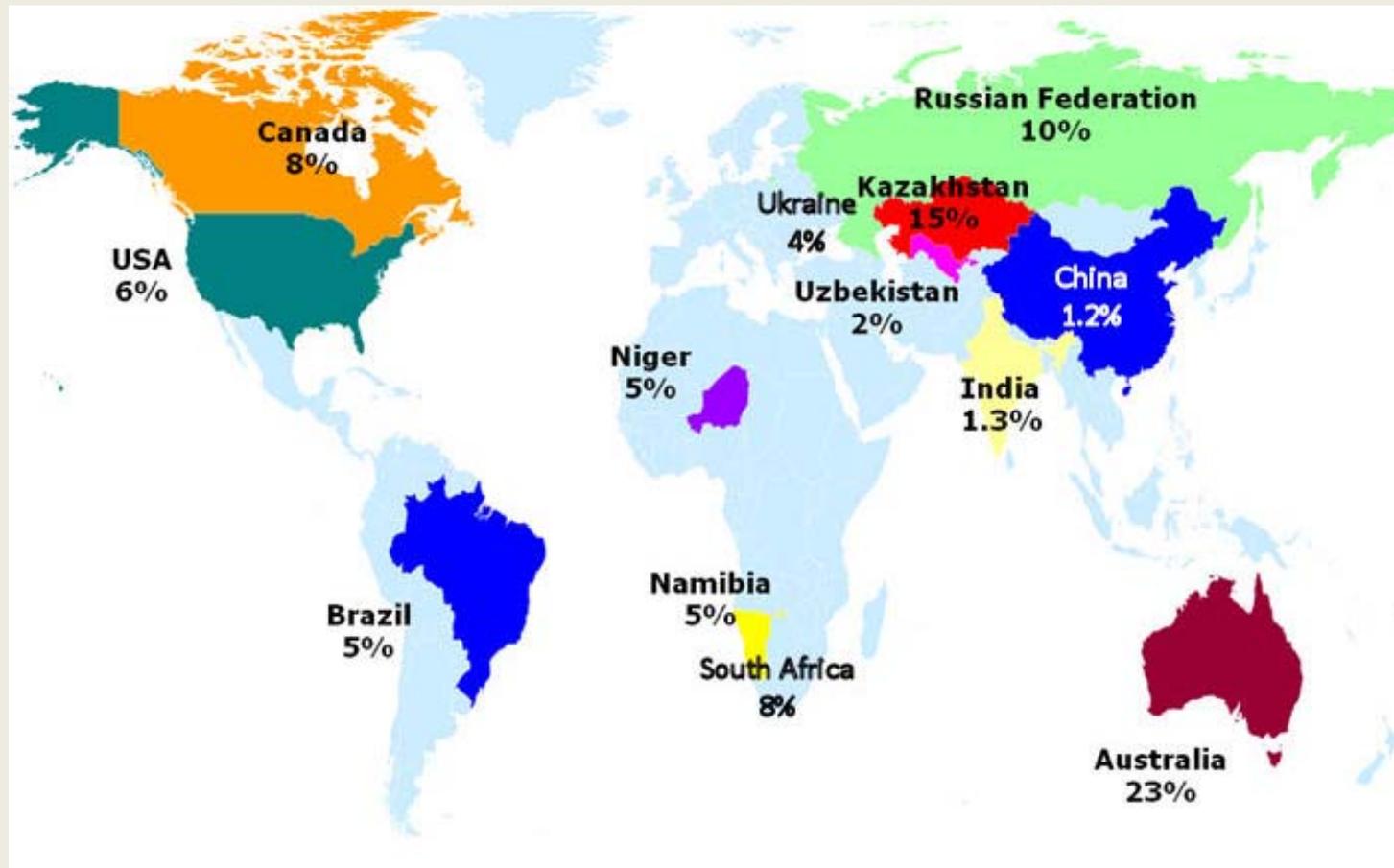
## Generazione IV: Motivazioni

- La domanda di energia nucleare è potenzialmente in significativo aumento (molte stime parlano di oltre 1000 reattori nucleari di potenza nel 2050).
- L'esigenza per il nucleare di essere "durevole" - in particolare **garantire il combustibile nucleare anche per migliaia di anni** - diventa un obiettivo maggiore
- La **riduzione dei rifiuti radioattivi** e del **rischio di proliferazione** diventano criteri altrettanto importanti quanto la sicurezza e l'economia
- Inoltre, altre applicazioni dell'energia nucleare vengono proposte: la produzione di idrogeno, l'uso industriale del calore, la desalinizzazione dell'acqua marina
- Lo sviluppo di nuovi sistemi "rivoluzionari" richiede tempo e l'introduzione dei reattori di IV generazione a ciclo chiuso su scala industriale è prevedibile verso il 2040 o oltre, dipendentemente dalle risorse che verranno messe a disposizione del sistema della R&S (ma non solo...)

# RISORSE URANIFERE



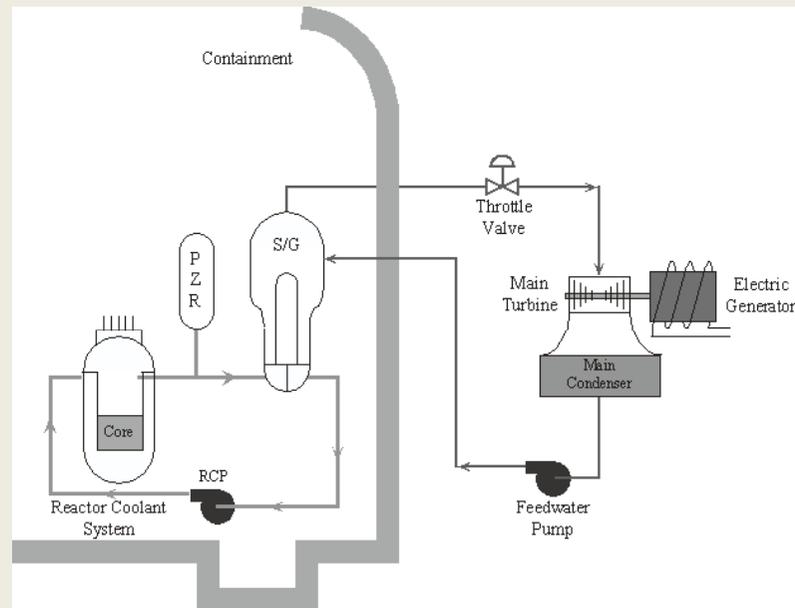
# Distribuzione delle risorse uranifere già identificate sulla crosta terrestre



# Risorse uranifere

- **Risorse identificate: 5,47 milioni di tU → se il consumo dell'uranio continuasse al tasso odierno (67.000 t di uranio all'anno con reattori LWR che operano in ciclo aperto) durerebbero circa 100 anni.**
- **Risorse totali convenzionali: 16 milioni di tU → al tasso di consumo odierno basterebbero per circa 300 anni**
- **Se vi aggiungiamo le riserve non-convenzionali (ad es. fosfati) la durata totale al tasso di consumo attuale arriverebbe a circa 700 anni**
- **+ Uranio dell'acqua del mare (4 miliardi di tU) e riserve di torio**
- **Se passiamo dagli attuali 370 GWe ai 1400 GWe nel 2050 con soli LWR a ciclo aperto le risorse uranifere mondiali sarebbero completamente "esaurite" nell'arco della vita di quei reattori**
- **Il nuovo impulso nella costruzione di impianti LWR di terza generazione ha rimesso al centro dell'attenzione la questione della disponibilità del combustibile nucleare a medio-lungo termine e di conseguenza l'introduzione di reattori veloci che grazie al riciclo degli attinidi permetterebbero di **moltiplicare la disponibilità di combustibile nucleare per un fattore 60****

# IL PROBLEMA DELLE SCORIE



Un impianto nucleare da 1600 MWe produce in un anno scorie per un totale di:

- 500 tonnellate a bassa attività;
- 200 tonnellate a media attività;
- 25 tonnellate ad alta attività (combustibile esaurito).

Per confronto, un impianto a carbone di pari potenza produce circa 350000 tonnellate di ceneri.

## Rifiuti Radioattivi nell' UE-25

(fonte: Commissione Europea )



- Rifiuti radioattivi prodotti per anno:

40.000 m<sup>3</sup> => 90 cm<sup>3</sup> per persona

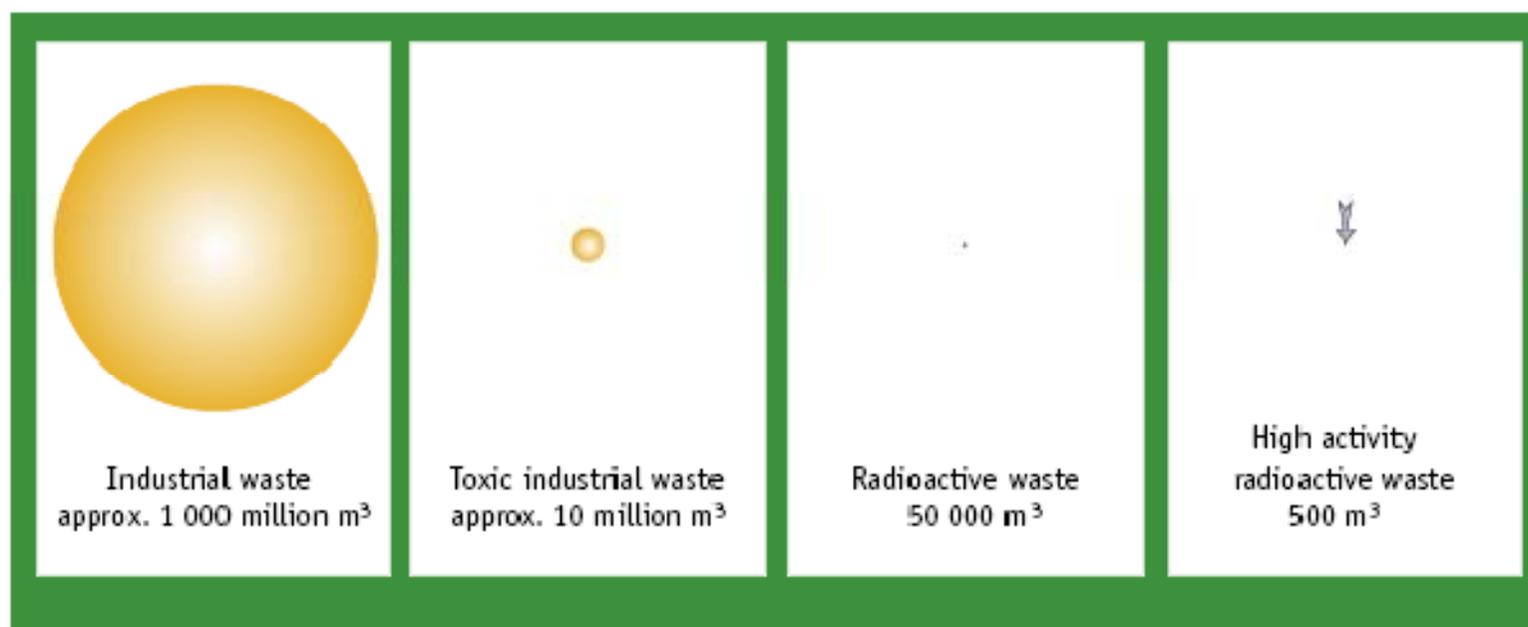
Dove...

- Bassa attività a lunga vita: 3000 m<sup>3</sup> => 7 cm<sup>3</sup> p.p.
- **Alta attività, vetrificati** : 240 m<sup>3</sup> => 0,5 cm<sup>3</sup> p.p.
- **Combustibile esaurito**: 2400 t => 5 g p.p.

Per confronto (UE-15, 2000):

- **Rifiuti tossici**: 36 milioni t => 100 kg p.p.

# Rifiuti radioattivi – la vera dimensione del problema rispetto ad altri rifiuti altrettanto pericolosi



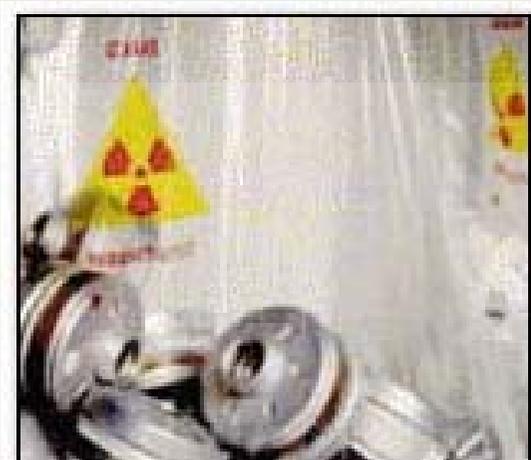
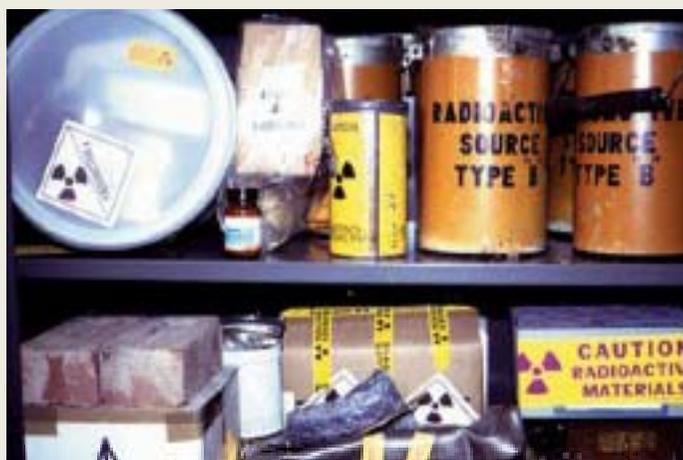
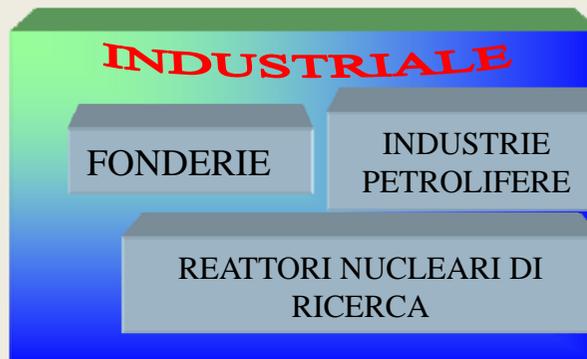
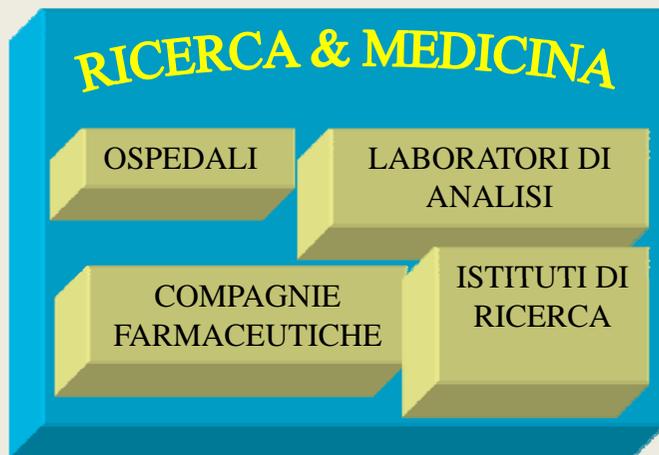
Source: *Nuclear and Renewable Energies* (Rome: Accademia Nazionale dei Lincei, 2000), updated with data from the European Commission, *Radioactive Waste Management in the European Union* (Brussels: EC, 1998).

## *Produzione annua di rifiuti nella UE*

# Origine dei rifiuti radioattivi smantellamento impianti nucleari



# Origine dei rifiuti radioattivi settore non-elettronucleare

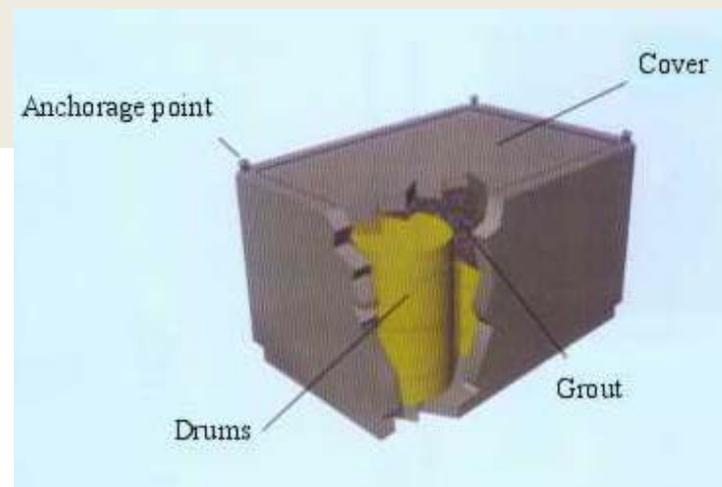
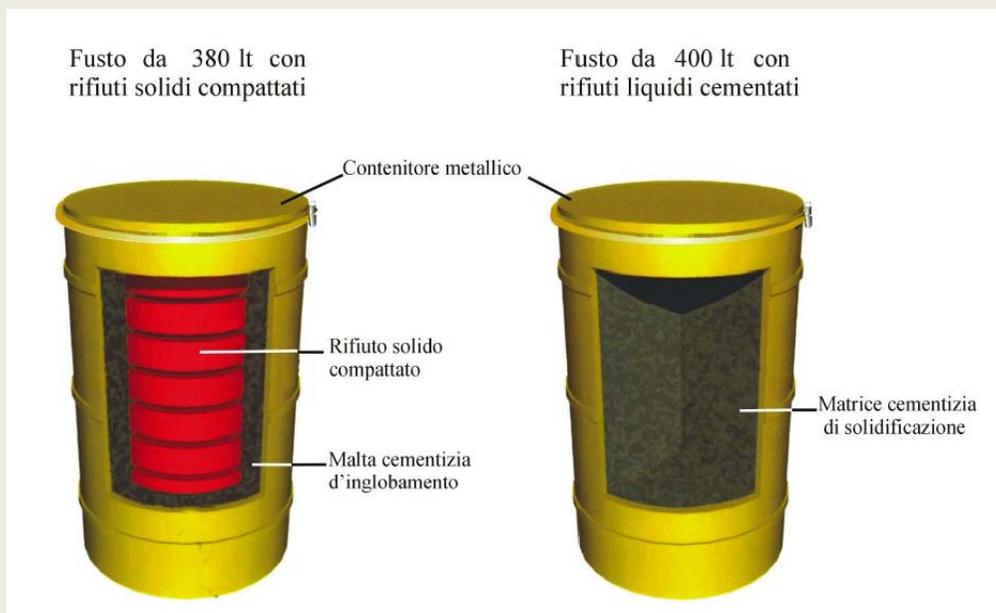


# Deposito di Superficie

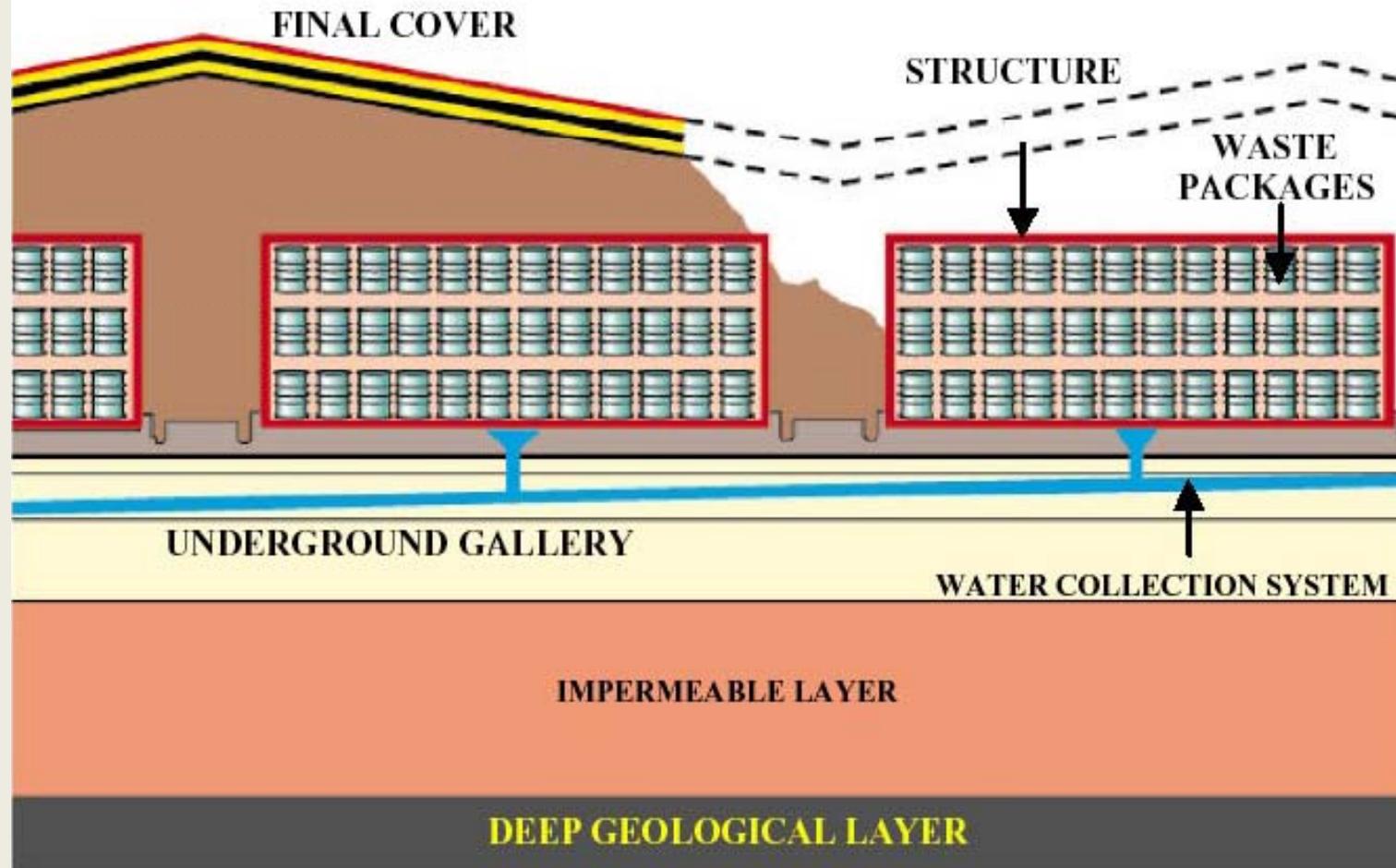
Nel caso dei **rifiuti radioattivi a bassa e media attività** (in Italia **II Categoria**), l'isolamento deve essere garantito al massimo per qualche secolo.

La soluzione di smaltimento più idonea è il **Deposito Superficiale**, “ingegneristico” in quanto si affida solo a **barriere artificiali**.

# Esempi di Barriere Artificiali



# Schema di Deposito di Superficie



## Esempi di realizzazione - Francia



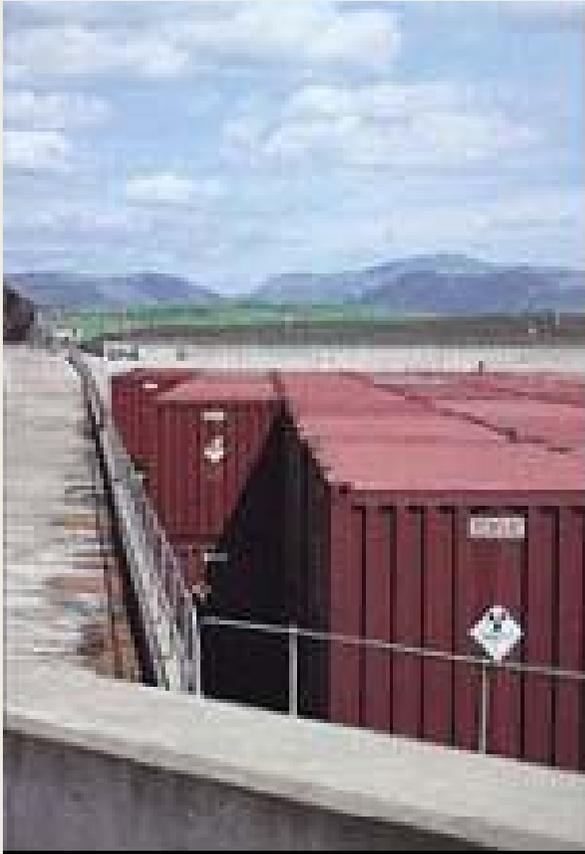
**Sito di smaltimento superficiale di La Manche**  
**Capacità: 500.000 m<sup>3</sup> (chiuso)**

## Esempi di realizzazione - Francia



**Sito di smaltimento superficiale di Aube**  
**Capacità: 1.000.000 m<sup>3</sup> (in esercizio)**

## Esempi di realizzazione - UK

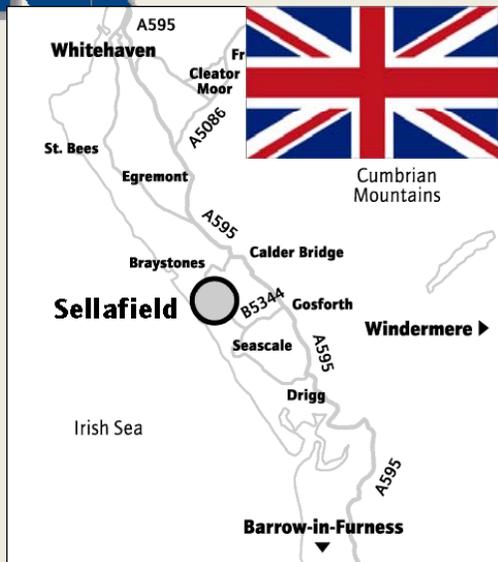


**Sito di smaltimento superficiale di Drigg**  
**Capacità: 1.000.000 m<sup>3</sup> (in esercizio)**

## Esempi di realizzazione - Spagna



**Sito di smaltimento  
superficiale di  
El Cabril  
Capacità: 100.000 m<sup>3</sup>  
(in esercizio)**



*DRIGG*



*MORSLEBEN*



*L'AUBE*

*FORSMARK*



*EL CABRIL*

Una tipica composizione isotopica di combustibile “frustro” per le centrali nucleari di seconda generazione è la seguente:

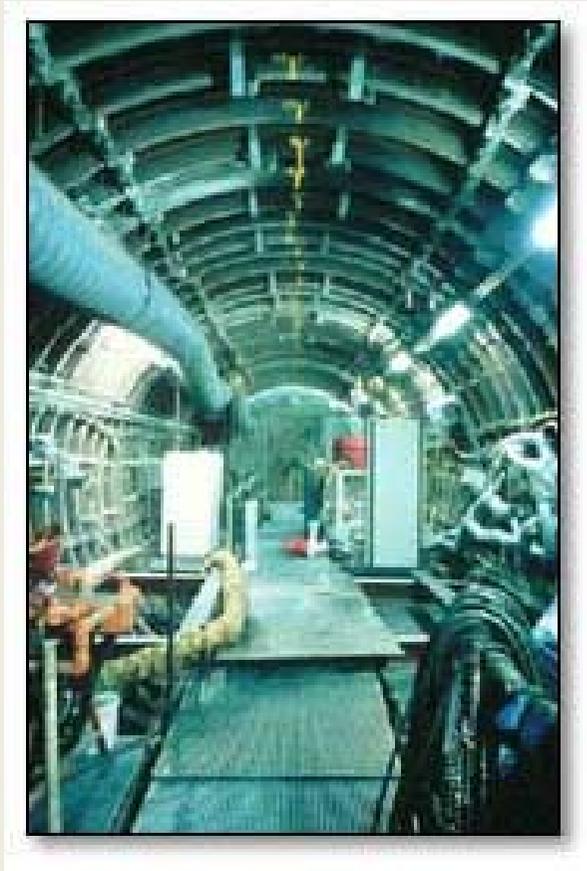
${}_{92}\text{U}^{238}$	94%	<del>96,5%</del>	
${}_{92}\text{U}^{235}$	1%	<del>3,5%</del>	
Pu e Attinidi minori	1,0%		} SCORIE RADIOATTIVE
Prodotti di Fissione	3,5%		
Altro	0,5%		

# Deposito Geologico

I rifiuti radioattivi ad alta attività e a lunga vita (in Italia **III Categoria**) mantengono una radioattività significativa per decine e fino a centinaia di migliaia di anni.

Per l'isolamento di tali rifiuti si deve fare affidamento solo su **barriere naturali**, ovvero **formazioni geologiche** stabili ad elevata profondità (600-800 metri e oltre).

# Formazioni Geologiche

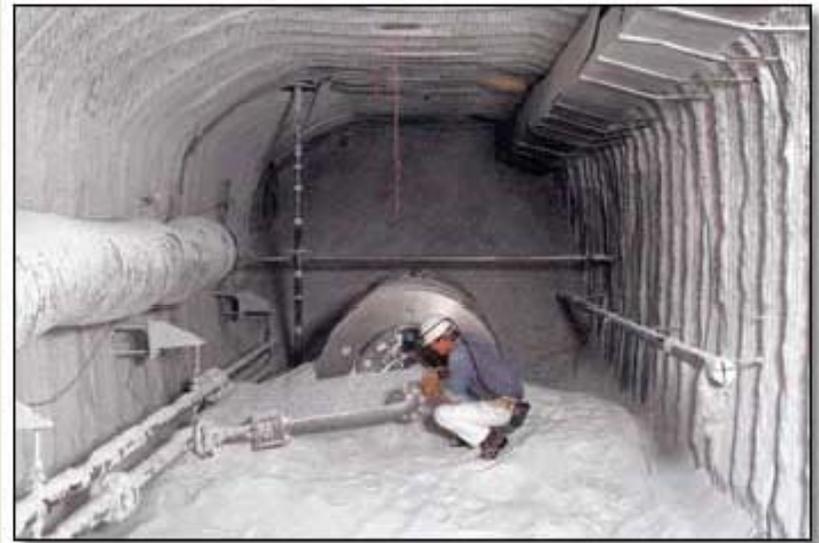


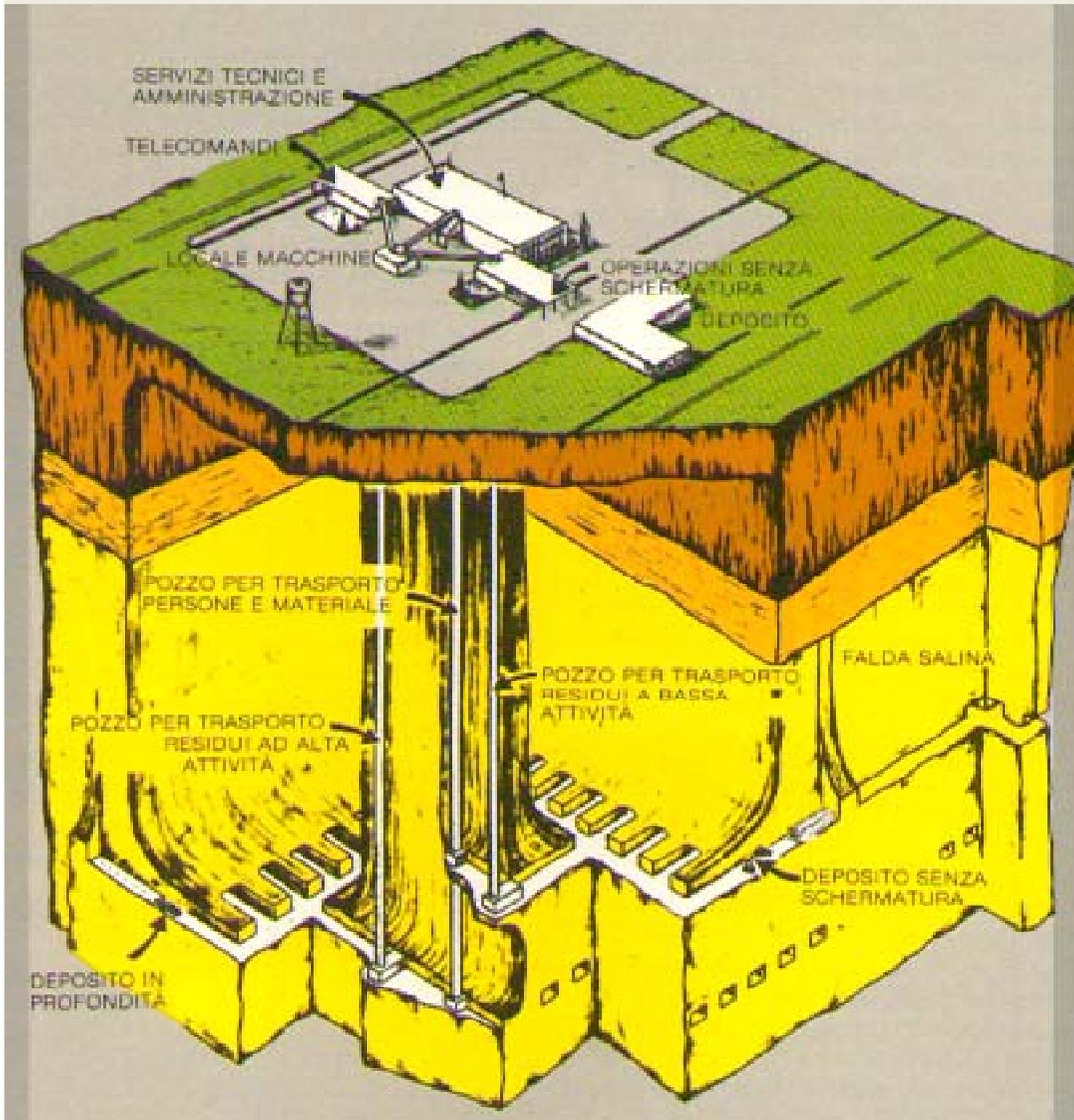
**Argilla**

**Granito**



**Sale**



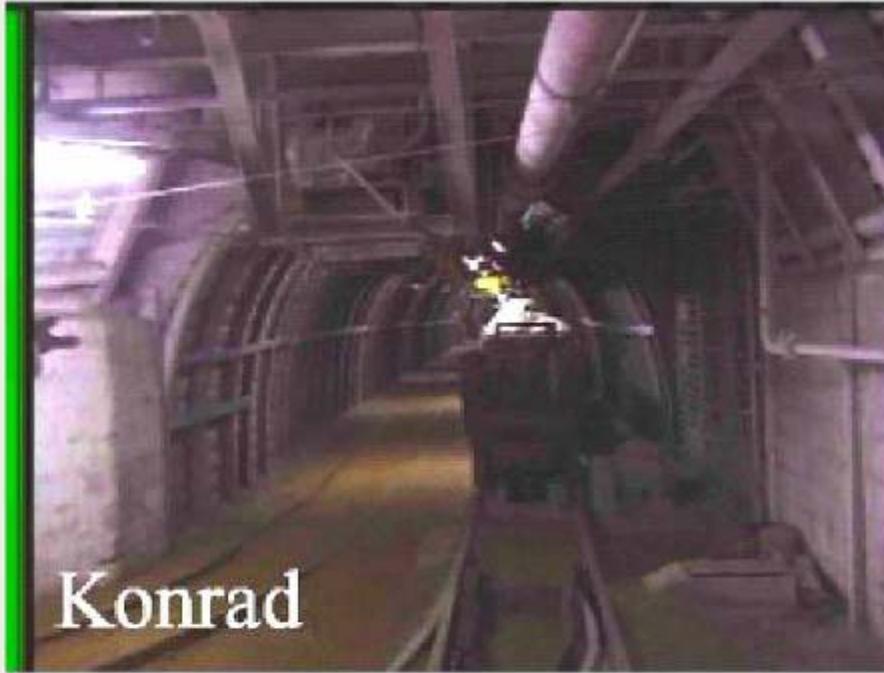


# Schema di Deposito Geologico Profondo

# USA: Waste Isolation Pilot Plant



**Unico esempio di deposito profondo operativo (USA, Carlsbad, Nuovo Messico) a circa 700 m di profondità, in una formazione di sale.**



Konrad

Miniera di Ferro

## Germania

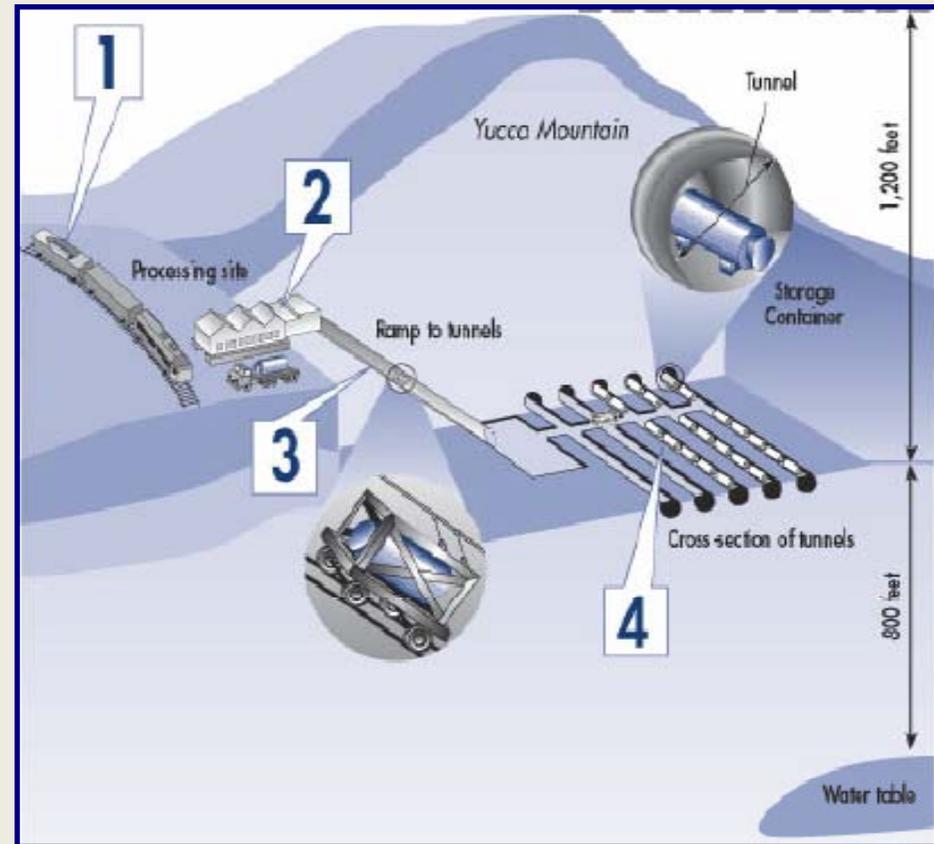
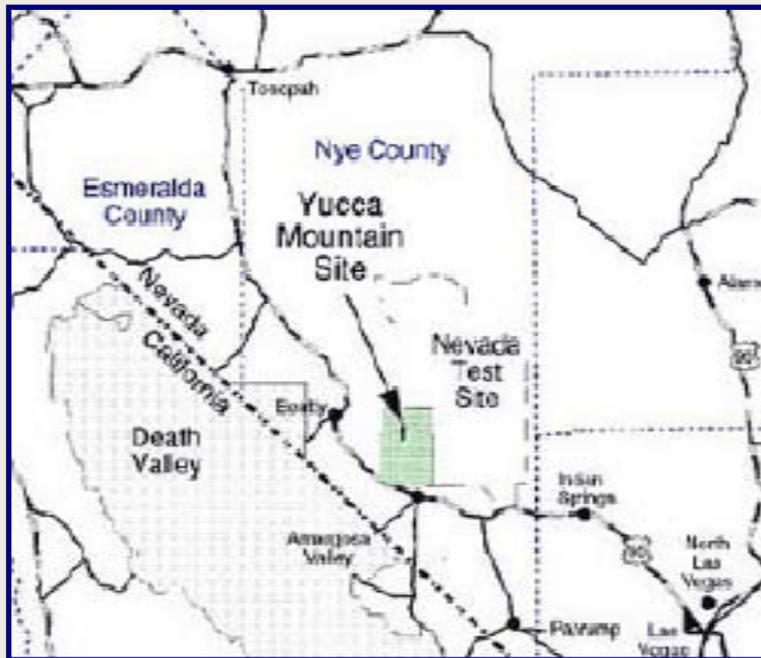
### Studi per Depositi in Miniere Esaurite



Gorleben

Miniera di Sale

# USA: Yucca Mountain



## R&S per la Minimizzazione dei Rifiuti Radioattivi

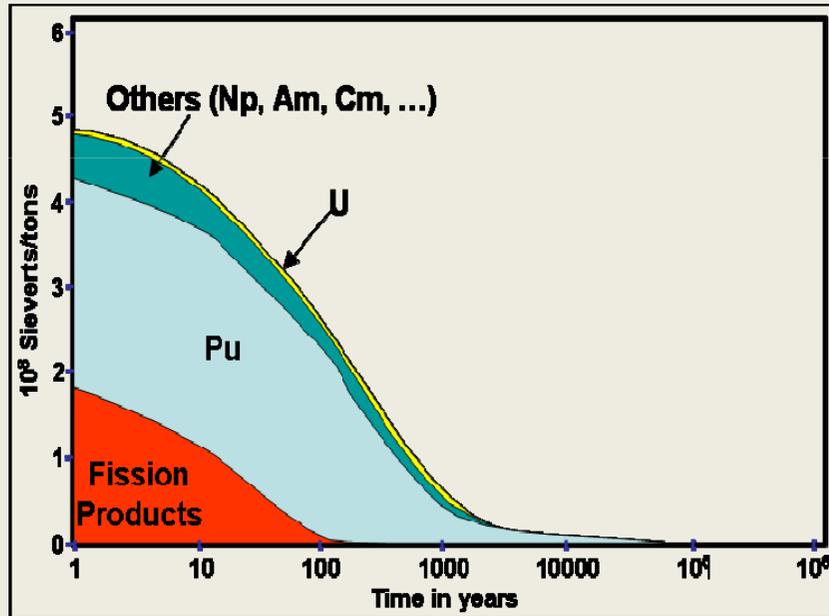
- Per la **gestione del combustibile esaurito**, esistono oggi soluzioni tecniche per lo stoccaggio sicuro e definitivo dei rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita
- Ad esempio in Francia, in Finlandia e in Svezia, dopo un ampio dibattito pubblico e l'acquisizione del parere di autorevoli comitati, si è adottato un programma nazionale per lo stoccaggio finale di tali rifiuti
- Occorre peraltro notare che, nonostante i rifiuti nucleari rappresentino un volume molto ridotto rispetto a quelli generati dalle altre attività industriali, **la percezione pubblica della pericolosità per l'uomo e l'ambiente di tali rifiuti resta particolarmente elevata**
- Per tale motivo - e per ridurre i requisiti del deposito geologico - sono state intraprese negli ultimi 10-15 anni rilevanti **attività di R&S** che mirano alla drastica riduzione dei rifiuti radioattivi a lunga vita mediante tecniche di **separazione e trasmutazione** in sistemi a spettro neutronico veloce dei radioisotopi più pericolosi

## Radiotoxicity and Residual Heat Load from the HLWs

1st contributor : **Pu**

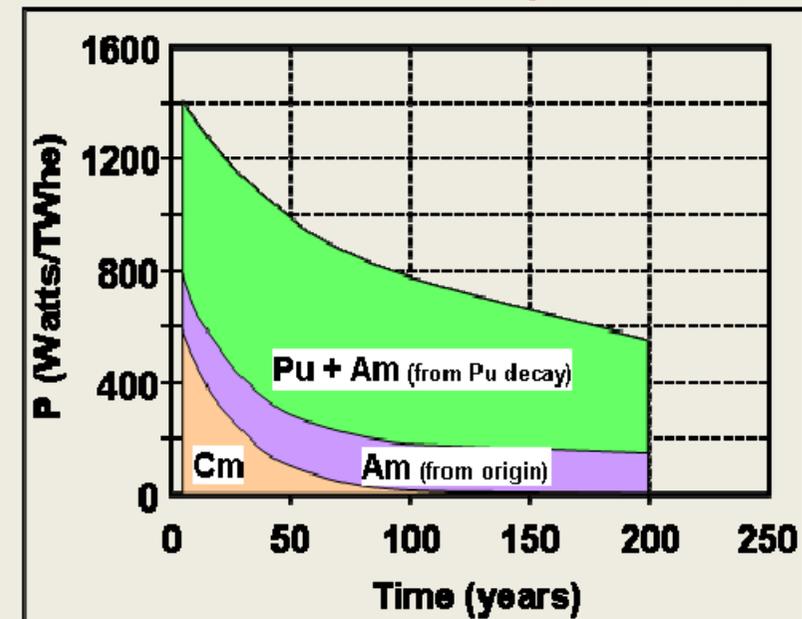
2nd contributor : **Minor Actinides Np, Am, Cm**

3rd contributor : **Long-Lived Fission Products (LLFP)**



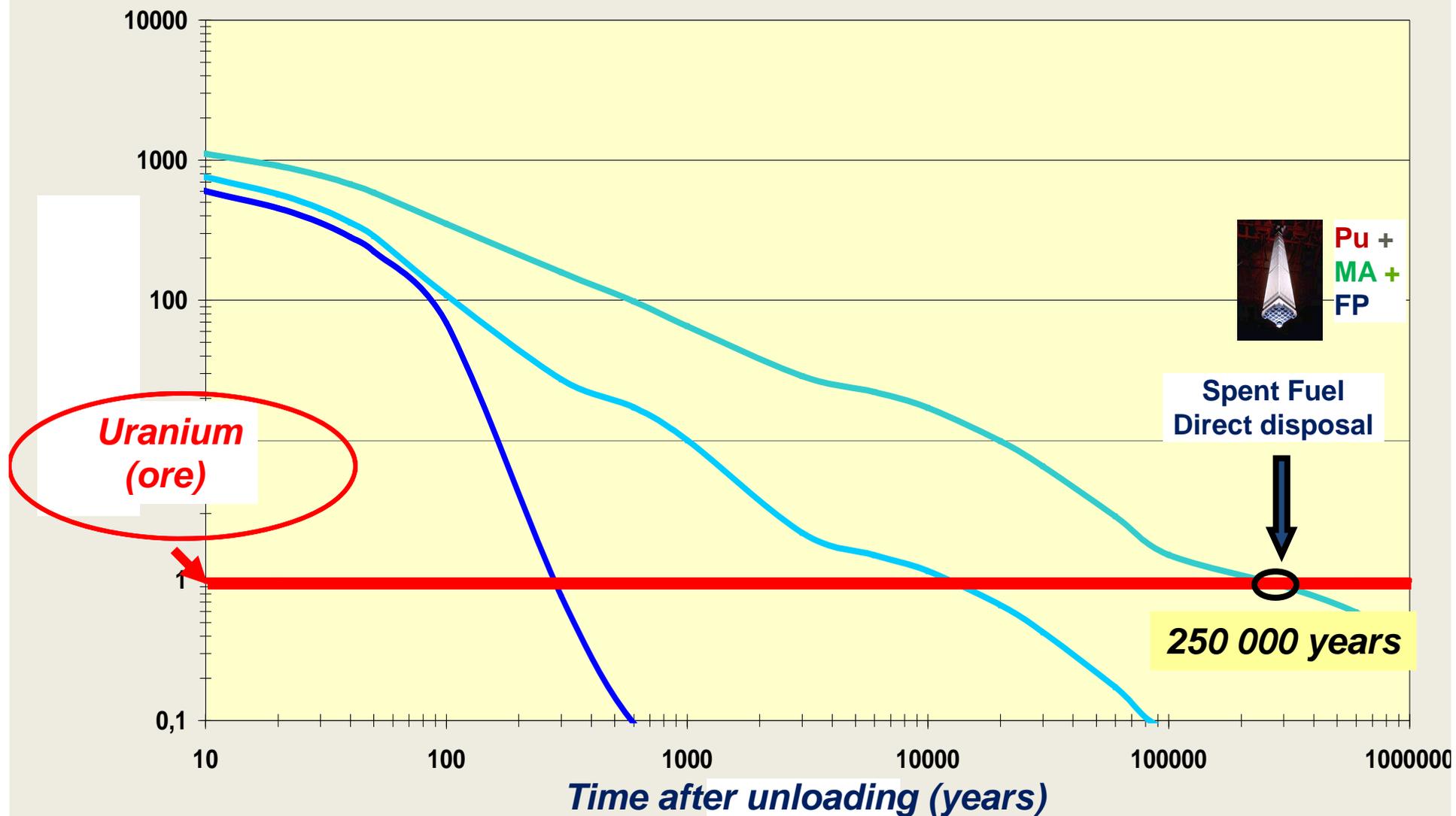
**Potential radiotoxicity**

### Residual Heat load of Np, Pu, Am, Cm

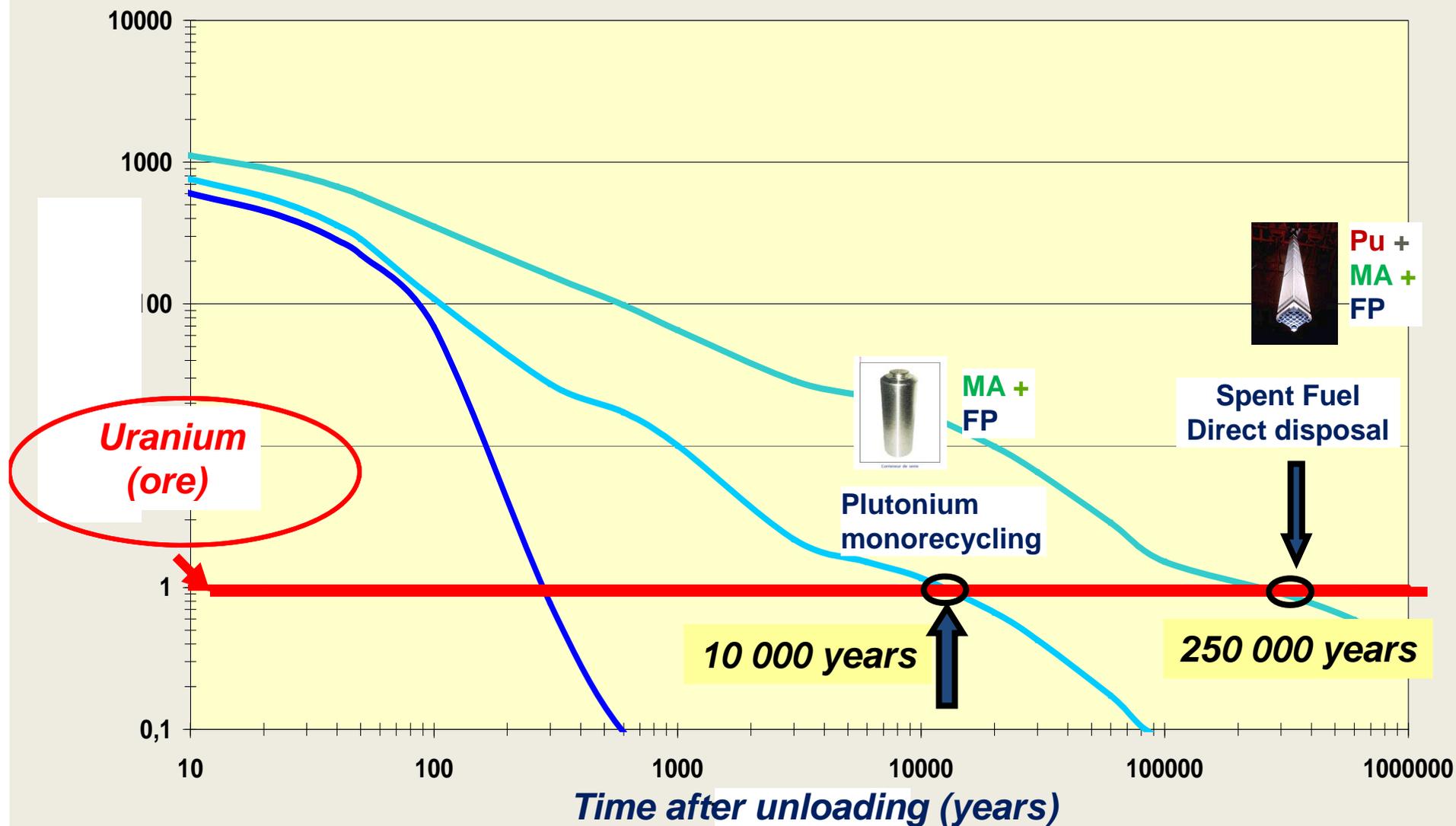


**Processing and Recycling should minimize both the needed repository space and environmental impact**

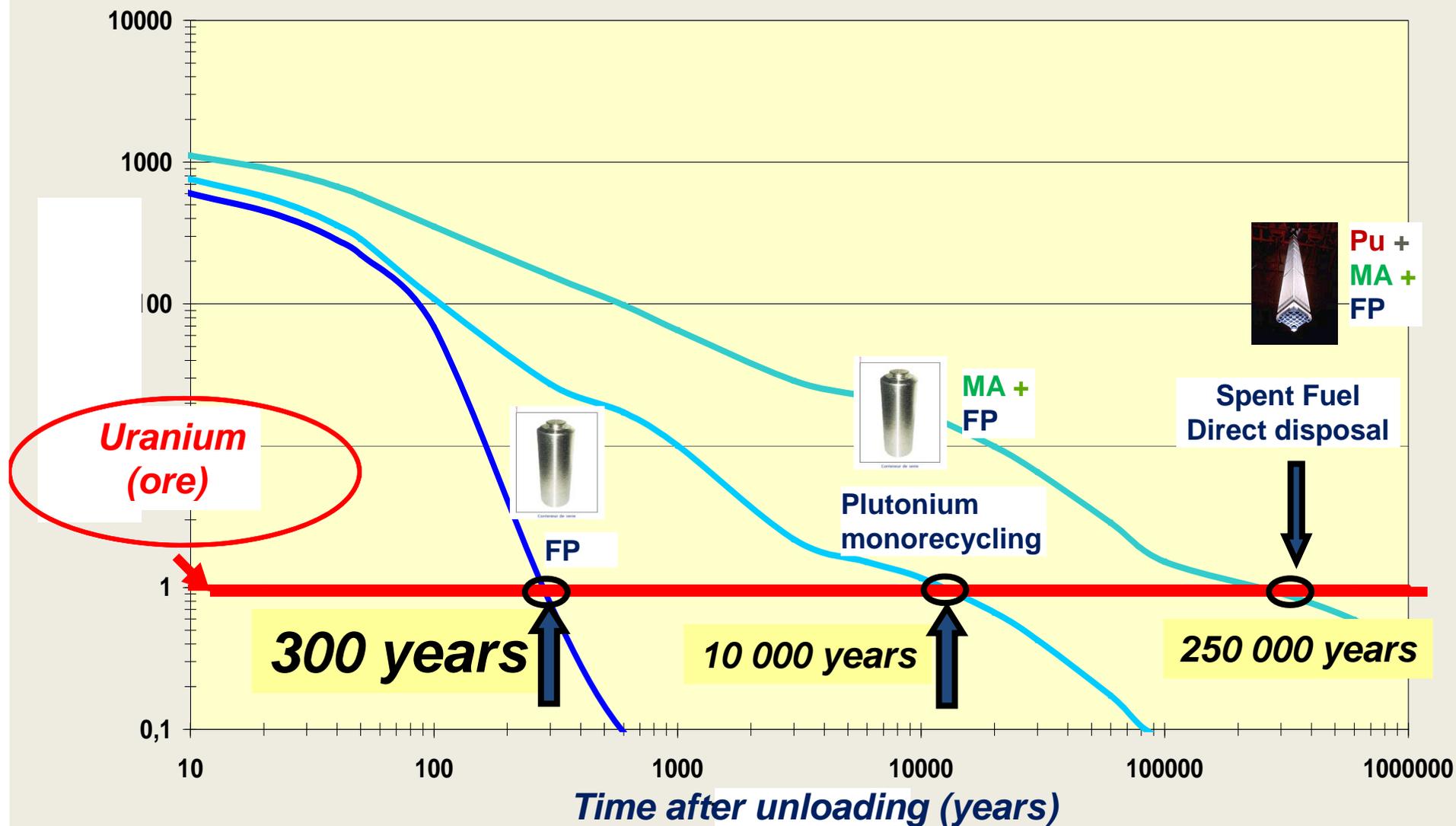
# Radiotoxicity of waste, to be disposed



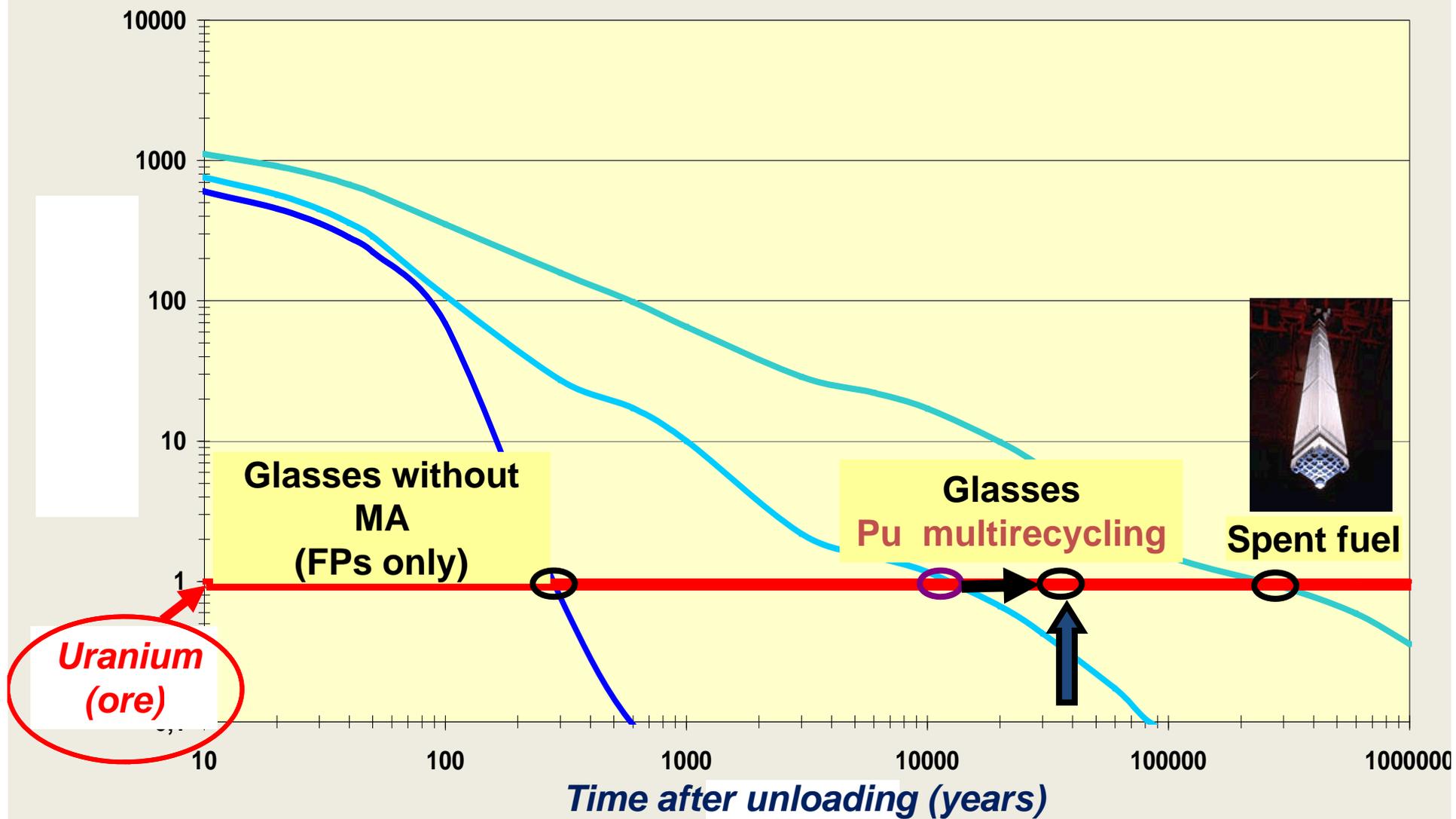
# Radiotoxicity of waste, to be disposed



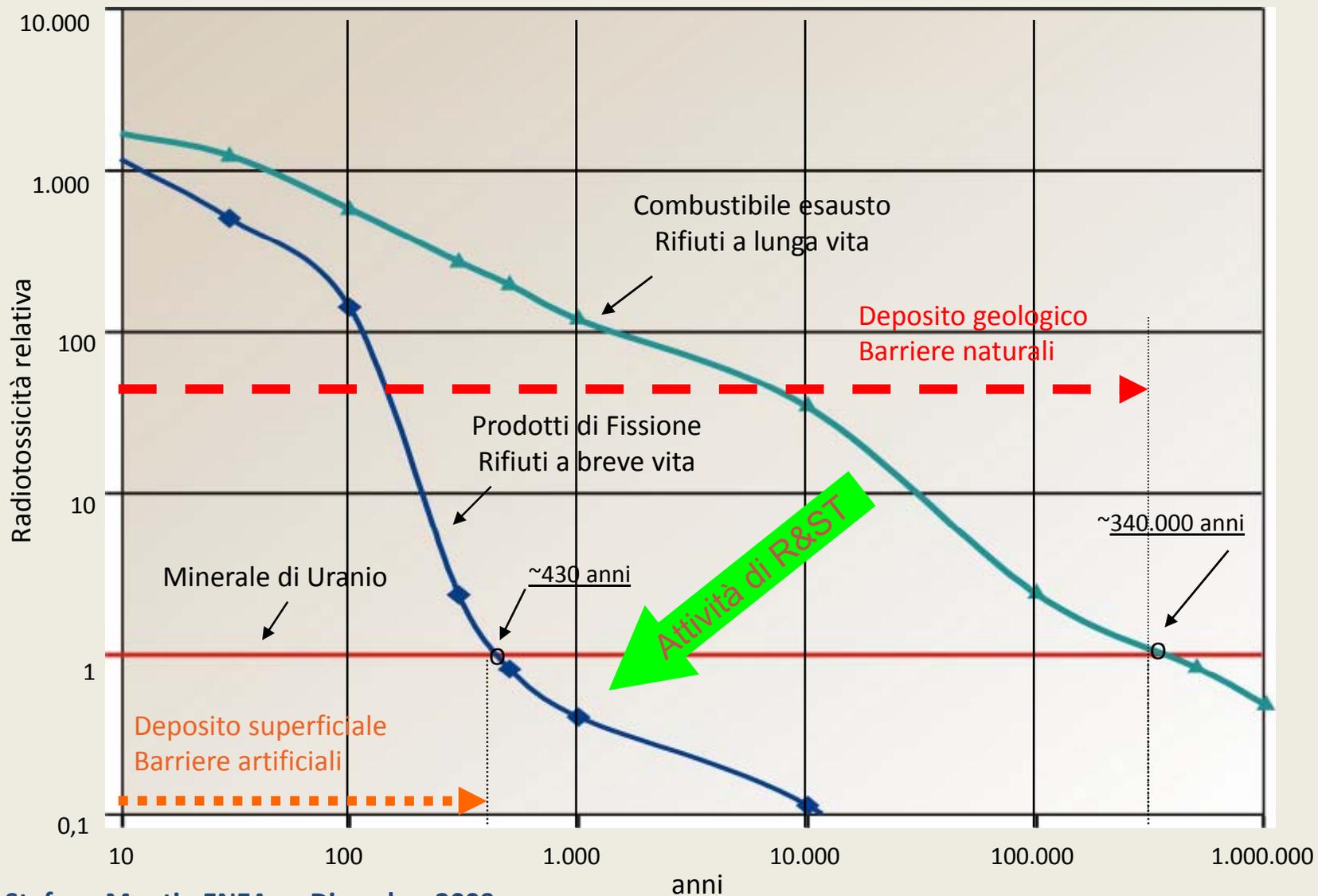
# Radiotoxicity of waste, to be disposed



# Radiotoxicity of waste, to be disposed



# Ciclo del Combustibile Chiuso con Reattori a Neutroni Veloci



## Separazione e Trasmutazione in reattori veloci dei rifiuti Radioattivi

Separazione del Pu e degli attinidi minori (Am, Cu, Np) dal resto del combustibile esaurito. Questi elementi vengono poi usati come combustibile in sistemi a spettro neutronico veloce dedicati (Trasmutazione)

- ✓ Minimizzazione dei volumi dei rifiuti (di oltre un fattore 100)
- ✓ Riduzione dei tempi di decadimento dei rifiuti (da centinaia di migliaia di anni ad alcuni secoli)
- ✓ Riduzione del carico termico sul deposito derivante dal decadimento dei rifiuti radioattivi (riduzione lunghezza gallerie del deposito di un fattore 3-6)
- ✓ Se i transuranici (Pu ed attinidi minori) non vengono separati fra di loro, diminuzione del rischio di proliferazione



**DRASTICA RIDUZIONE DEI REQUISITI DEL DEPOSITO GEOLOGICO**

Recenti sviluppi hanno mostrato che è possibile ottenere elevatissimi tassi di separazione degli attinidi dal resto del combustibile nucleare esausto: questo fatto apre la via alla possibilità di “trasmutare” questi elementi in un sistema a spettro neutronico veloce, utilizzando il loro potenziale energetico e, nello stesso tempo, eliminandoli come materiali radioattivi a lunga vita

## Reattori a Neutroni Veloci

- I neutroni “veloci” danno luogo ad un rapporto fra probabilità di fissione e probabilità di assorbimento molto favorevole → bilancio neutronico ricco in neutroni disponibili
- Ne consegue la possibilità di un uso efficiente dell’Uranio (una parte dei neutroni serve per la fissione l’altra per la conversione dell’U-238 in Pu-239)
- Inoltre, gli attinidi “minori” (Am, Cm, Np) vengono “bruciati” molto meglio che nei reattori a neutroni termici a causa delle alte probabilità di fissione dei neutroni veloci nell’interazione con questi elementi
- Il riciclaggio multiplo di tutti i transuranici è fattibile (nei termici invece si verificherebbe ad es. un notevole accumulo di Am)

Vari reattori veloci sono già stati costruiti ed eserciti nel passato soprattutto in Europa ma anche in USA, Russia, Giappone e India, altri sono attualmente in costruzione

L'unico reattore veloce di potenza attualmente in funzione è il BN600 in Russia; ad esso si aggiungono i reattori di ricerca BOR60 in Russia e FBTR in India; il giapponese MONJU dovrebbe ritornare critico in primavera 2010, il reattore indiano PFBR da 500 MWe dovrebbe raggiungere la criticità nel 2011, il CEFR cinese da 23 MWe dovrebbe entrare in funzione nel 2010

**Peraltro, gli attuali standard di sicurezza, competitività ed esercizio del settore nucleare richiedono lo sviluppo di una nuova generazione di reattori veloci. Si tratta dei cosiddetti reattori veloci di IV generazione**

Paese	Nome	Potenza Termica (MWth)	Potenza Elettrica (MWe)	Refrigerante Primario	Tipo	Anno di entrata in funzione	Stato attuale
USA	Clementine	0,025	0	Hg	RS	1946	AD: 1952
USA	EBR 1	1,4	0,2	NaK	RS	1955	AD: 1963
USA	LAMPRE	1	0	Na	RS	1961	AD: 1965
USA	EBR 2	60	18	Na	RS	1956	AD: 1993
USA	FERMI	300	100	Na	RS	1963	AD: 1972
USA	SEFOR	20	0	Na	RS	1969	AD: 1972
USA	FFTF	400	0	Na	RS	1980	AD:2001
USA	Clinch River	975	380	Na	RD	X	CF
Russia	BR 1	0,03	0	Na	RS	1955	AD
Russia	BR 2	0,2	0	Hg	RS	1956	AD: 1958
Russia	BR 5 - BR 10	5 - 10	0	Na	RS	1958/73	AD: 2002
Russia	BOR 60	60	0	Na	RS	1969	IE
Russia	BN 350	1000	350	Na	RD	1972	AD: 1999
Russia	BN 600	1430	600	Na	RP	1980	IE
Russia	BN 800	1970	800	Na	RP	2012	IC
Francia	RAPSODIE	24-40	0	Na	RS	1967/70	AD: 1983
Francia	PHENIX	560	250	Na	RD	1973	AD: 2008
Francia	SUPERPHENIX	3000	1200	Na	RP	1985	AD: 1998
Francia	SPX2	3600	1500	Na	RP	X	PA: v. EFR
GB	DFR	72	15	NaK	RS	1959	AD: 1977
GB	PFR	600	250	Na	RD	1974	AD: 1994
GB	CDFR	3300	1320	Na	RP	X	PA: v. EFR
Germania	KNK 1 - KNK 2	60	20	Na	RS	1972/77	AD: 1991
Germania	SNR 300	730	300	Na	RD	X	CF
Germania	SNR 2	3600	1500	Na	RP	X	PA v. EFR
Giappone	JOYO	140	0	Na	RS	1977	F
Giappone	MONJU	714	280	Na	RD	1994	F
Giappone	DFBR	1600	660	Na	RD	X	PA
Giappone	JSFR	3570	1500	Na	RP	?	P
India	FBTR	40	15	Na	RS	1985	IE
India	PFBR	1210	500	Na	RD	2011	IC
Italia	PEC	140	0	Na	RS	X	CF

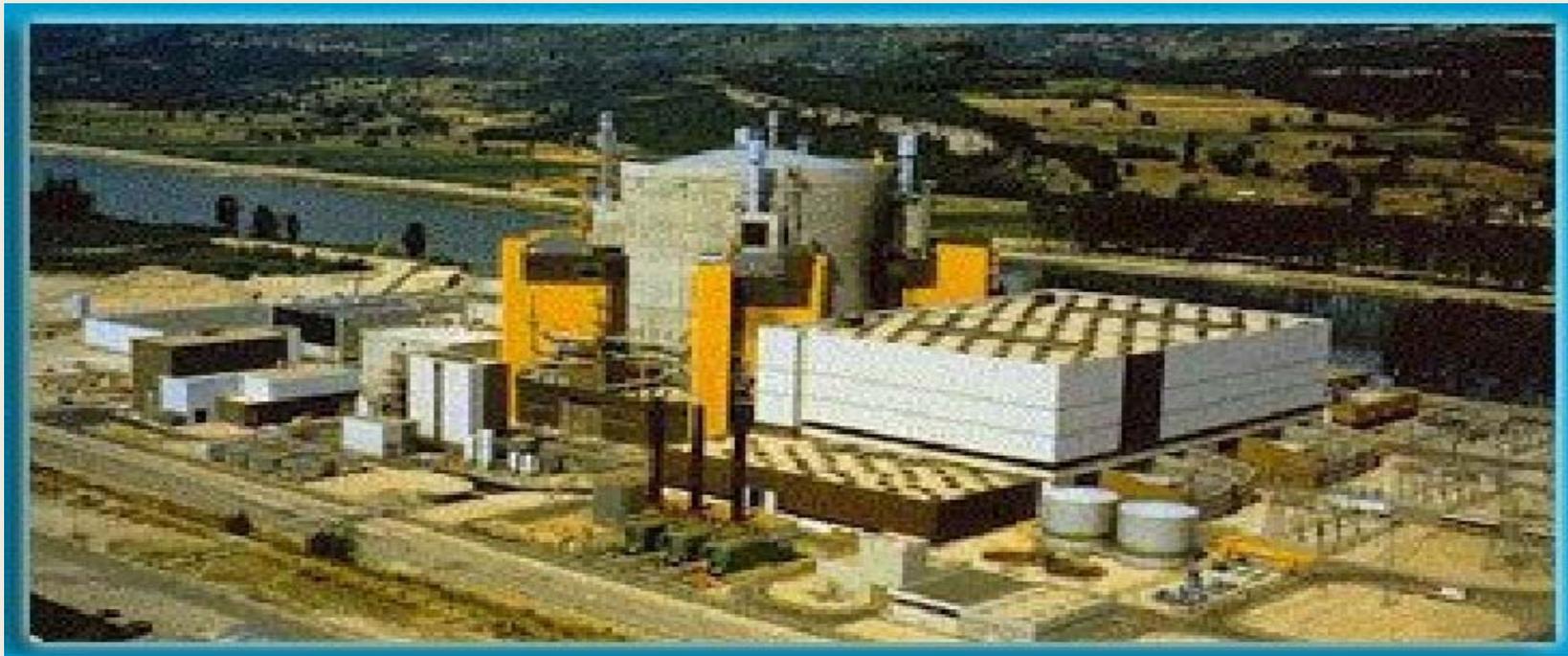
## BN 600 (Russia)

A 600 MWe plant built at Beloyarsky (Russia)  
First criticality: 1980; still in operation



# SUPERPHENIX

A 1200 MWe plant built at Creys-Malville (France)  
First criticality: 1985; Shutdown: 1997



## Le iniziative internazionali più rilevanti indirizzate allo sviluppo dei sistemi nucleari di IV generazione sono:

- **Generation IV International Forum**, lanciata dal *Department of Energy* (DOE) americano nel 2000, a cui l'Italia partecipa tramite Euratom;
- **INPRO** – *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*, promosso nel 2000 dall'*International Atomic Energy Agency* (IAEA). L'Italia è membro effettivo;
- **GNEP**: *Global Nuclear Energy Initiative*, lanciata dal Governo americano nel 2006. Il Governo italiano ha siglato il relativo *Statement of Principle* nel 2007;
- Specificamente in **Europa**: **Programmi Quadro Euratom + SNETP** - *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform* e la relativa *European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII)*. Vari soggetti italiani, fra cui l'ENEA, vi partecipano attivamente
- In **Italia**: **Accordo di Programma** triennale fra ENEA e Ministero dello Sviluppo Economico

# Generation IV International Forum



- Oltre 100 concetti e progetti di nuovi reattori presentati (industrie, centri di ricerca, università da tutto il mondo)
- Panel di esperti delle 10 Nazioni: comparazione e valutazione secondo metrica e criteri per ottenere grado di soddisfazione degli obiettivi, selezione dei migliori concetti e progetti



# Generation IV

## Programma “Generation IV” (dal 2000) – Obiettivi

1. **Sostenibilità:** soddisfare requisiti ambientali, efficace sfruttamento combustibile, minimizzare rifiuti e ridurre tempi di stoccaggio per rifiuti a lunga vita
2. **Economicità:** costi life-cycle e rischi finanziari competitivi con altre fonti energetiche
3. **Sicurezza e Affidabilità** eccellere in sicurezza e affidabilità, bassissima probabilità di danneggiamento combustibile, eliminare necessità piani evacuazione
4. **Resistenza alla Proliferazione e Protezione Fisica:** scarsa attrattività per diversione di materiale strategico, elevata protezione da attacchi terroristici



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

### International Near-Term Deployment (by 2015)

- ABWR II
- ACR-700
- AP600
- AP1000
- APR1400
- APWR+
- CAREM
- EPR
- ESBWR
- GT-MHR
- HC-BWR
- IMR
- IRIS
- PBMR
- SMART
- SWR-1000

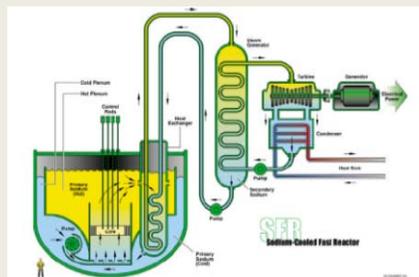


4 Goal Areas	8 Goals	15 Criteria	24 Metrics	
<b>Sustainability</b>	<b>SU1</b> Resource Utilization	<b>SU1-1</b> Fuel Utilization	• Use of fuel resources	
	<b>SU2</b> Waste Minimization and Management	<b>SU2-1</b> Waste minimization	• Waste mass • Volume • Heat load • Radiotoxicity	
<b>SU2-2</b> Environmental impact of waste management and disposal		• Environmental impact		
<b>Economics</b>	<b>EC1</b> Life Cycle Cost	<b>EC1-1</b> Overnight construction costs	• Overnight construction costs	
		<b>EC1-2</b> Production costs	• Production costs	
		<b>EC2-1</b> Construction duration	• Construction duration	
	<b>EC2</b> Risk to Capital	<b>EC1-1</b> Overnight construction costs	• Overnight construction costs	
		<b>EC2-1</b> Construction duration	• Construction duration	
<b>Safety and Reliability</b>	<b>SR1</b> Operational Safety and Reliability	<b>SR1-1</b> Reliability	• Forced outage rate	
		<b>SR1-2</b> Worker/public - routine exposure	• Routine exposures	
		<b>SR1-3</b> Worker/public - accident exposure	• Accident exposures	
	<b>SR2</b> Core Damage	<b>SR2-1</b> Robust safety features	• Reliable reactivity control • Reliable decay heat removal	
		<b>SR2-2</b> Well-characterized models	• Dominant phenomena - uncertainty • Long fuel thermal response time • Integral experiments scalability	
	<b>SR3</b> Offsite Emergency Response	<b>SR3-1</b> Well-characterized source term/energy	• Source term • Mechanisms for energy release	
		<b>SR3-2</b> Robust mitigation features	• Long system time constants • Long and effective holdup	
	<b>Proliferation Resistance and Physical Protection</b>	<b>PR1</b> Proliferation Resistance and Physical Protection	<b>PR1-1</b> Susceptibility to diversion or undeclared production	• Separated materials • Spent fuel characteristics
			<b>PR1-2</b> Vulnerability of installations	• Passive safety features

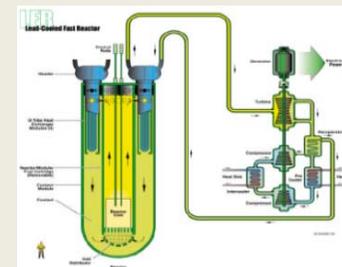
4 Goals Areas  
8 Goals  
15 Criteria  
24 Metrics  
Have been considered by GIF for system selection

# I 6 Sistemi di IV Generazione selezionati da GIF

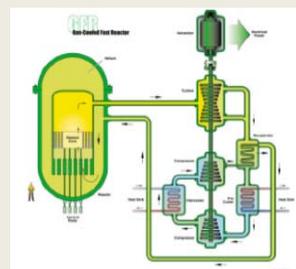
SFR



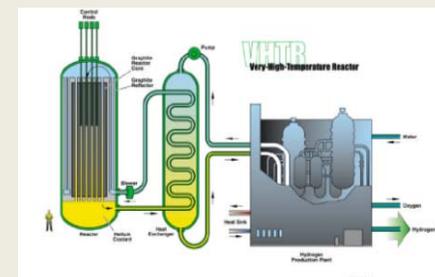
LFR



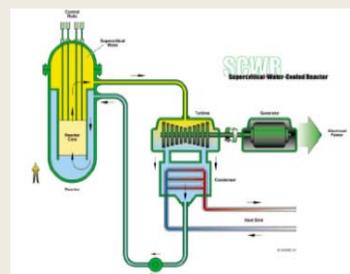
GFR



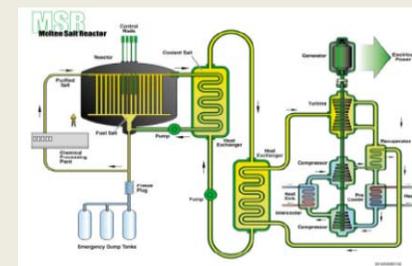
VHTR



SCWR



MSR



**3 dei 6 concetti sono Reattori a Neutroni Veloci a ciclo chiuso**

# Generation IV Systems

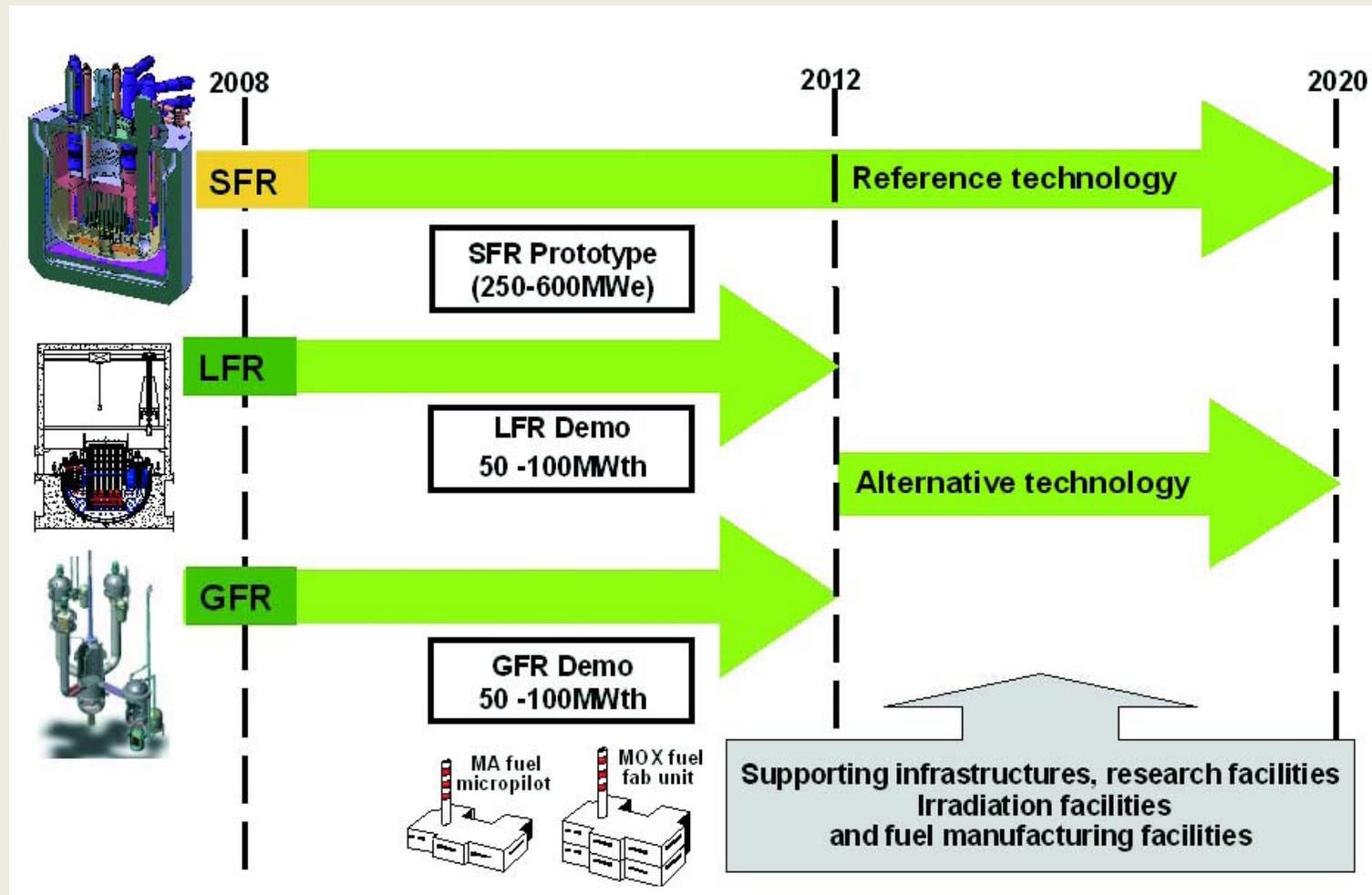
## *Spectrum Fuel cycle*

➤ <b>SFR:</b>	Sodium Cooled Fast Reactor	Fast	Closed
➤ <b>LFR:</b>	Lead Alloy Cooled Reactor	Fast	Closed
➤ <b>GFR:</b>	Gas Cooled Fast Reactor	Fast	Closed
➤ <b>VHTR:</b>	Very High Temperature Reactor	Thermal	Once-through
➤ <b>SCWR:</b>	Supercritical Water Cooled Reactor	Th.& F.	Once-through & closed
➤ <b>MSR:</b>	Molten Salt Reactor	Thermal	Closed



# SET-Plan → European Sustainable Nuclear Industrial Initiative

## Lo sviluppo delle tecnologie di IV generazione in Europa

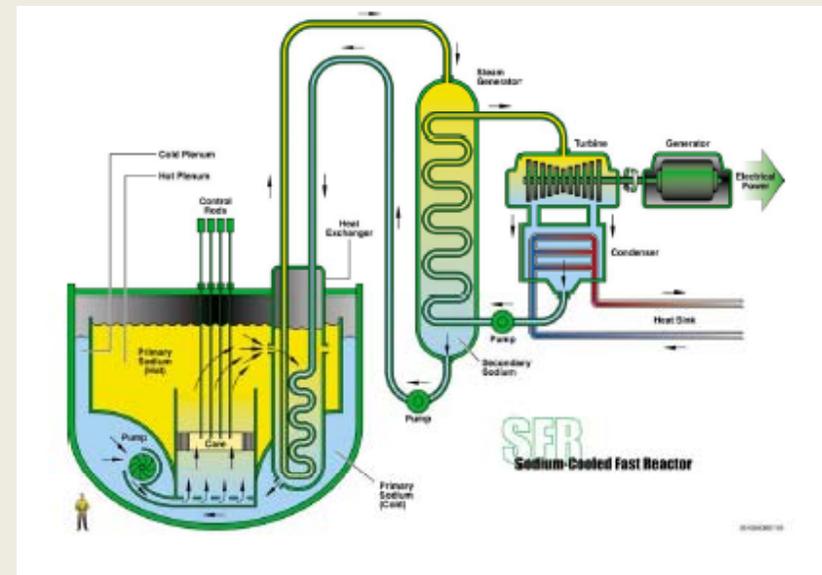


# Reattori Veloci: le tecnologie

- Per mantenere i neutroni “veloci”, si devono evitare materiali a basso n atomico per il core e soprattutto per il refrigerante.
- Le due principali classi di refrigeranti sono i metalli liquidi (Na, Pb, Pb/Bi) ed i gas (He, CO<sub>2</sub>).
- Notevole esperienza internazionale sulla tecnologia del raffreddamento con il Na (BN600 in Russia, Superphenix e Phenix in Francia, JOYO e Monju in Giappone, FFTF negli USA)
- I Russi hanno usato il Pb-Bi per i reattori dei sottomarini. Molto promettente la tecnologia del Pb puro
- I reattori veloci raffreddati a gas non sono mai stati realizzati → solo allo stadio concettuale
- L’uso della tecnologia dell’He sviluppata per gli HTR, è considerata anche per i veloci.

# Reattori Veloci: la tecnologia del Na

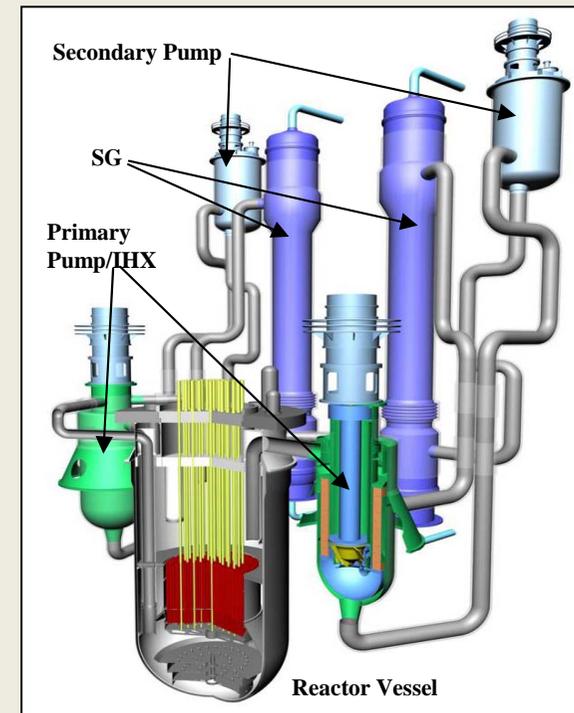
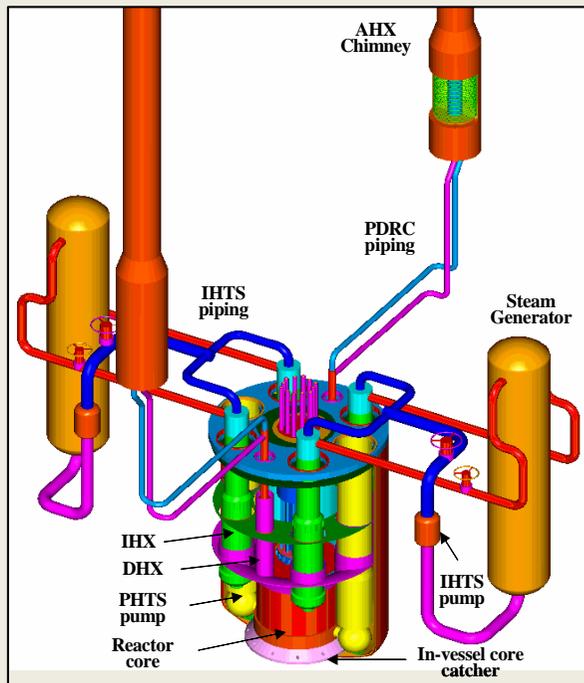
- Il sodio è un ottimo refrigerante:
  - liquido in un ampio intervallo di temperature (90 – 890°C)
  - mono isotopico (Na23)
  - parametri termodinamici favorevoli
  - non corrosivo (se purificato)
- Notevole esperienza industriale :
  - vari usi industriali
  - 40 anni di studi tecnologici per applicazioni nucleari (380 anni.reattore)
  - molti prototipi
- Ben noti svantaggi :
  - reattività chimica (fuochi di sodio e reazione sodio-acqua)
  - difficoltà per la manutenzione e l'ispezione



## Key Design Parameters of SFR Concepts

<i>Design Parameters</i>	Medium-Large Loop	Medium Pool	Small Modular Pool
<b>Power Rating (Mwe)</b>	<b>1500</b>	<b>600</b>	<b>50</b>
<b>Thermal Power (MWth)</b>	<b>3570</b>	<b>1525</b>	<b>125</b>
<b>Plant Efficiency (%)</b>	<b>42</b>	<b>42</b>	<b>~38</b>
<b>Core outlet coolant temperature (°C)</b>	<b>550</b>	<b>545</b>	<b>~510</b>
<b>Core inlet coolant temperature (°C)</b>	<b>395</b>	<b>370</b>	<b>~355</b>
<b>Main steam temperature (°C)</b>	<b>503</b>	<b>495</b>	<b>480</b>
<b>Main steam Pressure (MPa)</b>	<b>16.7</b>	<b>16.5</b>	<b>20</b>
<b>Cycle length (years)</b>	<b>1.5-2.2</b>	<b>1.5</b>	<b>30</b>
<b>Fuel reload batch (batches)</b>	<b>4</b>	<b>4</b>	<b>1</b>
<b>Core Diameter, (m)</b>	<b>5.1</b>	<b>3.5</b>	<b>1.75</b>
<b>Core Height, (m)</b>	<b>1.0</b>	<b>0.8</b>	<b>1.0</b>
<b>Fuel Type</b>	<b>MOX (TRU bearing)</b>	<b>Metal (U-TRU-10%Zr Alloy)</b>	<b>Metal (U-TRU-10%Zr Alloy)</b>
<b>Cladding Material</b>	<b>ODS</b>	<b>HT9M</b>	<b>HT9</b>
<b>Pu enrichment (Pu/HM) (%)</b>	<b>13.8</b>	<b>24.9</b>	<b>15.0</b>
<b>Burn-up (GWd/t)</b>	<b>150</b>	<b>79</b>	<b>~87</b>
<b>Breeding ratio</b>	<b>1.0–1.2</b>	<b>1.0</b>	<b>1.0</b>

# Configurazione di SFR a pool o a loop

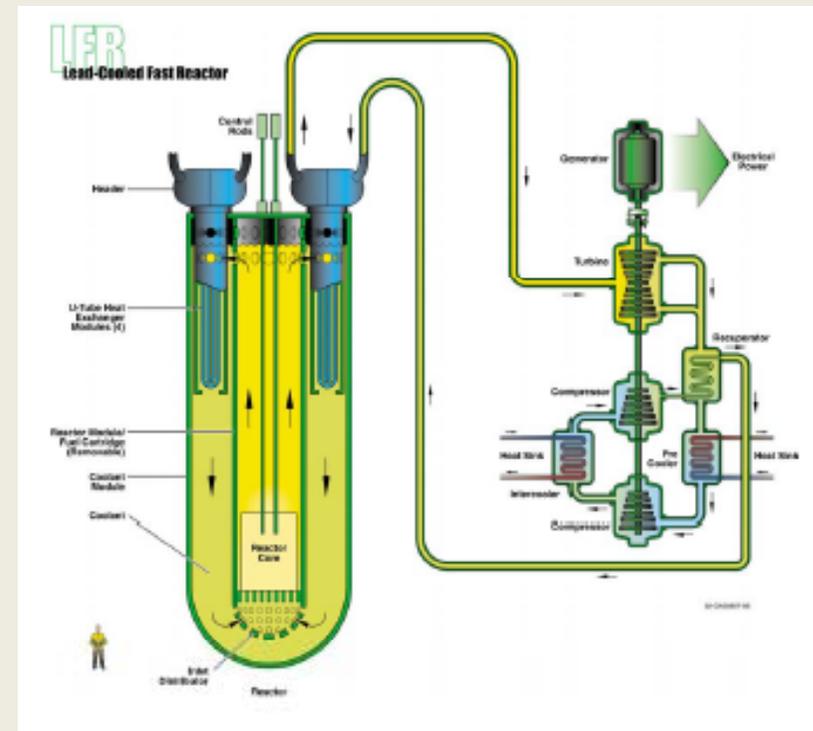


Vantaggi **configurazione a pool**: miglior confinamento del sodio primario (rischi inferiori di fuochi di sodio), elevata inerzia termica in caso di incidente di perdita della circolazione primaria, efficiente raffreddamento in circolazione naturale

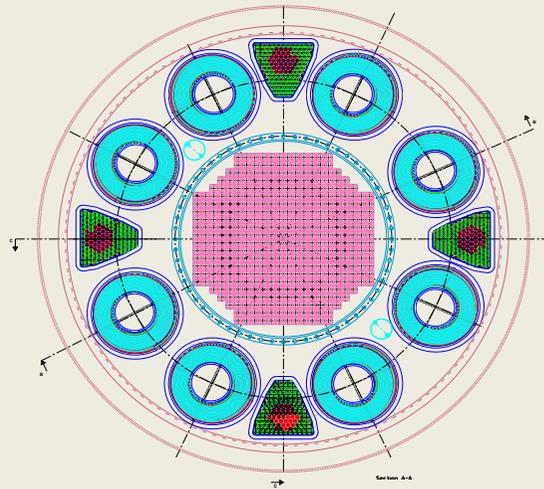
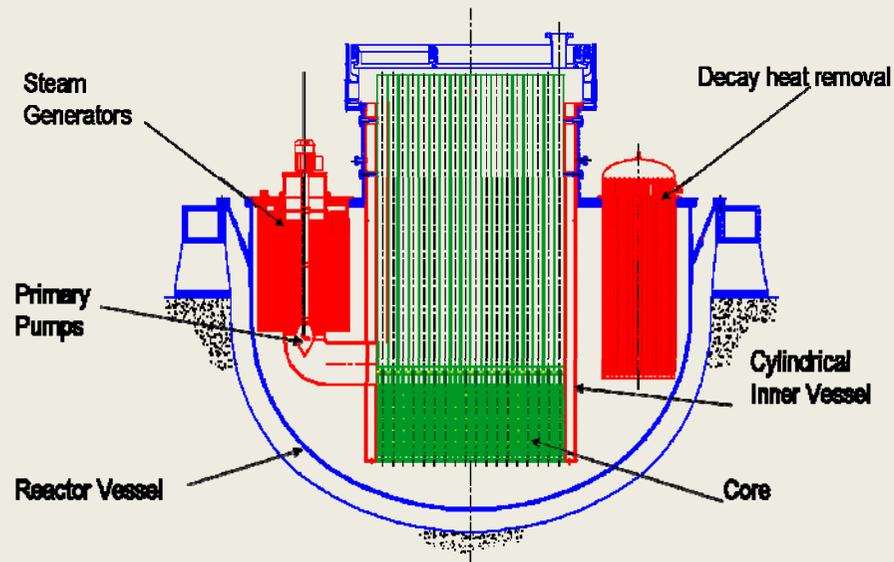
Vantaggi **configurazione a loop**: riduzione dei costi di impianto, e più semplice manutenzione e riparazione dei grandi componenti (pompe e GV) in quanto sono sistemati fuori dalla tanca reattore e possono eventualmente essere integrati in un unico componente

# Reattori Veloci: la tecnologia del Pb

- Non reagisce con aria e acqua: possibilità di eliminare il “l’ingombrante” e costoso circuito secondario
- Refrigerante meno favorevole :
  - ✓ Corrosivo/erosivo
  - ✓ Più basso coeff. di scambio termico
  - ✓ Alto punto di fusione
- L’eutettico Pb-Bi ha un basso punto di fusione ma il Bi sotto irraggiamento n trasmuta in Po
- L’esperienza è limitata all’applicazione in Russia per la propulsione dei sottomarini militari
- Molti studi in corso in differenti paesi

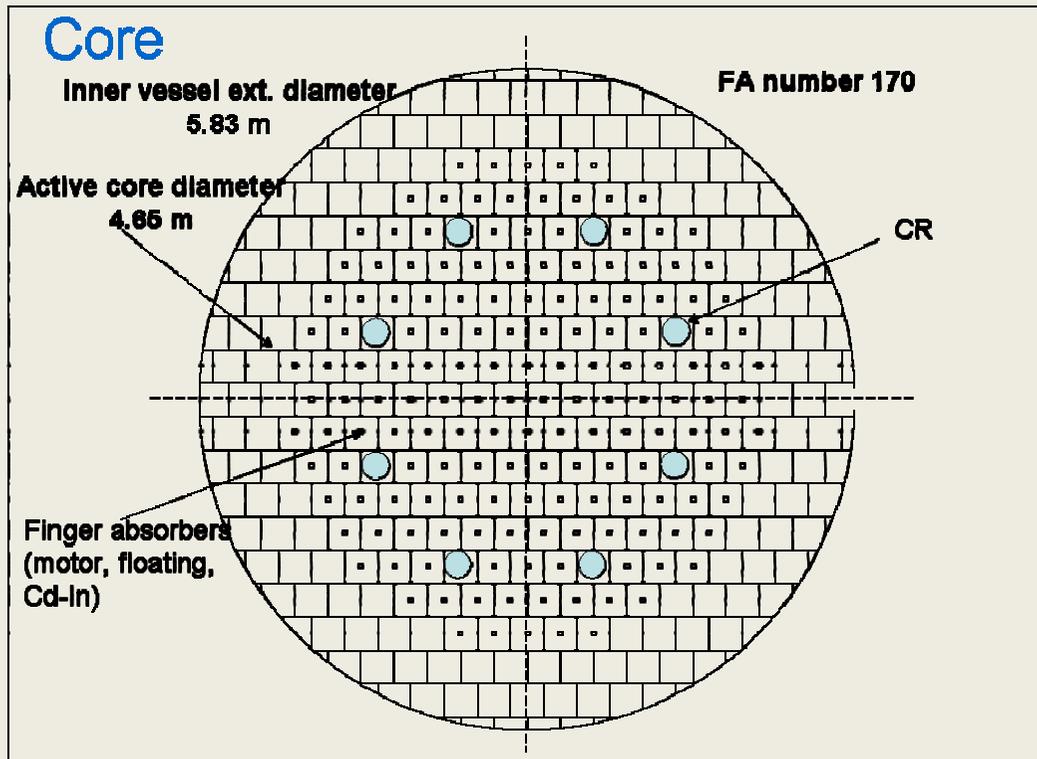


## ELSY - European Lead-cooled SYstem

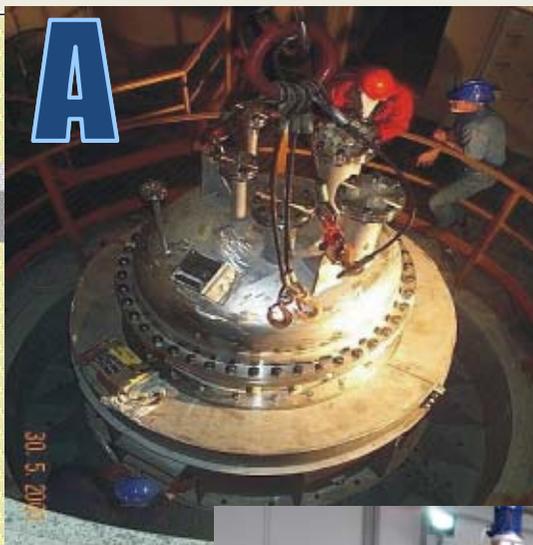
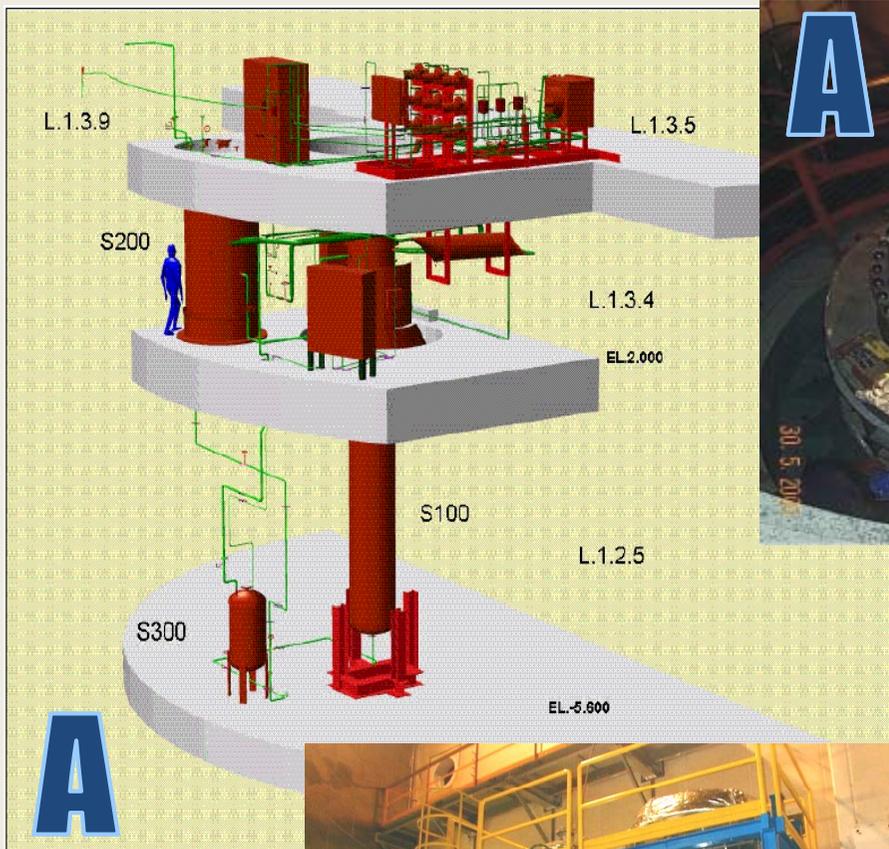


Power	600 MWe
Thermal efficiency	40 %
Primary coolant	Pure lead
Primary system	Pool type, compact
Primary coolant circulation	Forced, at power, natural circulation + Pony motors for DHR
Primary pressure loss	~ 1,5 bar
Core inlet temperature	~ 400°C
Core outlet temperature	~ 480°C
Fuel	MOX with consideration also of nitrides and dispersed minor actinides
Fuel cladding material	T91 (aluminized)
Fuel cladding temperature	(max)~ 550°C
Main vessel	Austenitic stainless steel, hung, short-height ~ 9 m; diameter ~ 12,5 m
Safety vessel	Anchored to the reactor pit
Steam generators	N° 8, integrated in the main vessel
Secondary cycle	Water-superheated steam at 180 bar, 450°C
Primary pumps	N° 8 mechanical, in the integrated in the steam generators
Internals	Removable
Inner vessel	Cylindrical
Hot collector	Small-volume, above the core
Cold collector	Annular, outside the inner vessel, free level higher than free level of hot collector
DHR coolers	N° 4, DRC loops + a Reactor Vessel Air Cooling System .
Seismic design	2D isolators supporting the reactor building

## ELSY Core: open square lattice option



- 162+8 fuels assemblies
- 56 in inner zone
- 62 in middle zone
- 44 in outer zone
- 8 absorber positions
  
- Fuel enrichment
- 14.2/16.2/19.1 % Pu
  
- U -7.7% in 4x365 EFPDs
- Pu +0.4% in 4x365 EFPDs
- MA equilibrium 410 Kg



**A- La facility CIRCE**  
**B- La facility LECOR per prove di corrosione in Pb-Bi**  
**C- CHEOPE – Facility a Pb e Pb-Bi per test di termo-idraulica, chimica-fisica del metallo liquido pesante, ecc.**

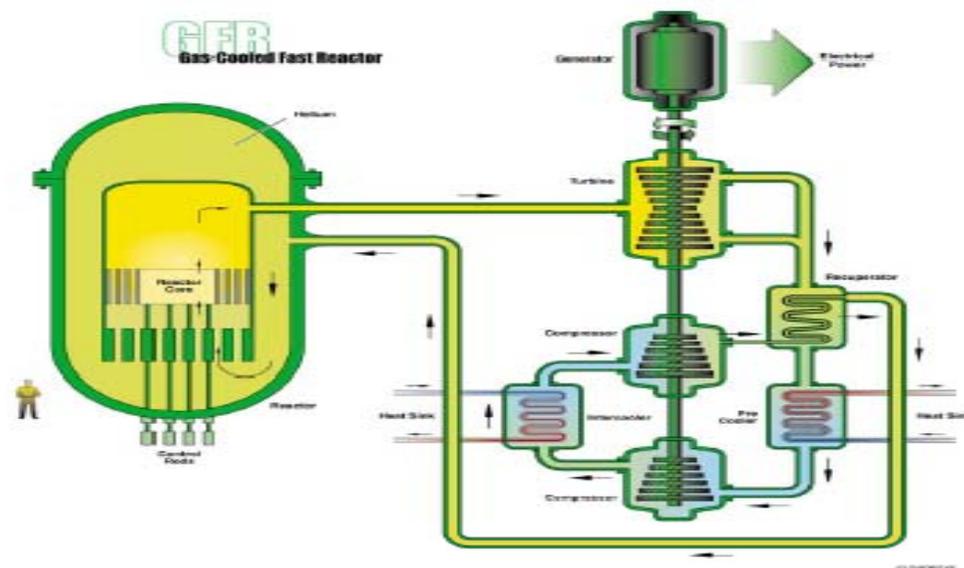


**CENTRO ENEA Brasimone**

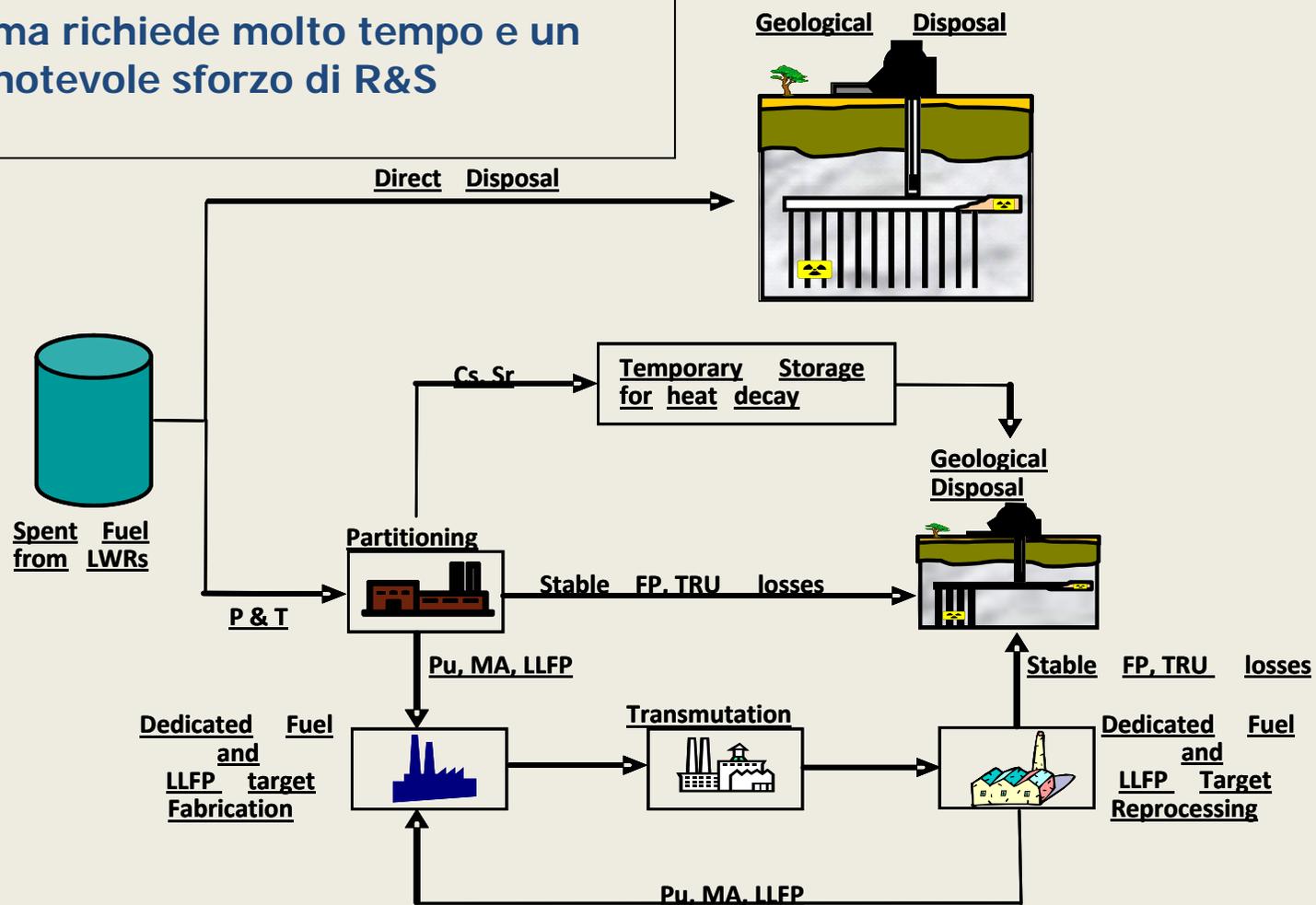
## Reattori Veloci: la tecnologia dell'He

- Il raffreddamento con un gas è meno efficiente che con un metallo liquido
- Lo sviluppo di un reattore veloce a gas necessita un nuovo tipo di combustibile
- La tecnologia dell'elio è già considerata per i VHTR
- Specifici problemi di sicurezza devono essere ancora risolti

In caso di successo, il risultato permetterebbe di raggiungere entrambi gli obiettivi per uno sviluppo durevole (fisica dei neutroni veloci e tecnologia ad alte temperature)



Chiudere il ciclo è importante per un nucleare durevole e sostenibile ma richiede molto tempo e un notevole sforzo di R&S



**LLFP:** Long lived fission products (Tc -99, I -129, Se -79, ...); **MA:** Minor Actinides (Am, Np, Cm)

# Considerazioni Finali

- Lo sviluppo e la realizzazione di reattori o impianti dimostrativi per le tecnologie di IV generazione non sono da intendersi alternativi alla realizzazione di impianti di generazione III/III+
- Ambedue le tecnologie, oltretutto con notevoli sinergie, possano avere un importante impatto sul substrato industriale, economico, sociale e tecnologico.
- In generale la realizzazione di impianti nucleari presuppone l'esistenza di strutture di ricerca, di controllo, di supporto, di fornitura ecc. che costituiscono il vero obiettivo strategico per il Paese in termini di ricadute socio-economiche.
- Risulta quindi essenziale per l'Italia prevedere un'articolata struttura organizzativa, un 'Sistema Italia', da sviluppare e di cui avvalersi sia per la realizzazione degli impianti nucleari attualmente disponibili sul mercato sia per l'implementazione delle nuove tecnologie nucleari considerate in ambito GIF e SNETP/ESNII.

Grazie per l'attenzione