

**Corso di Perfezionamento in Tecnologie della Pace e del Disarmo**

**Anno accademico 2004-2005 – 2<sup>a</sup> Parte della Lezione n°10**



**Idee e possibili soluzioni  
per il problema delle  
scorie nucleari**

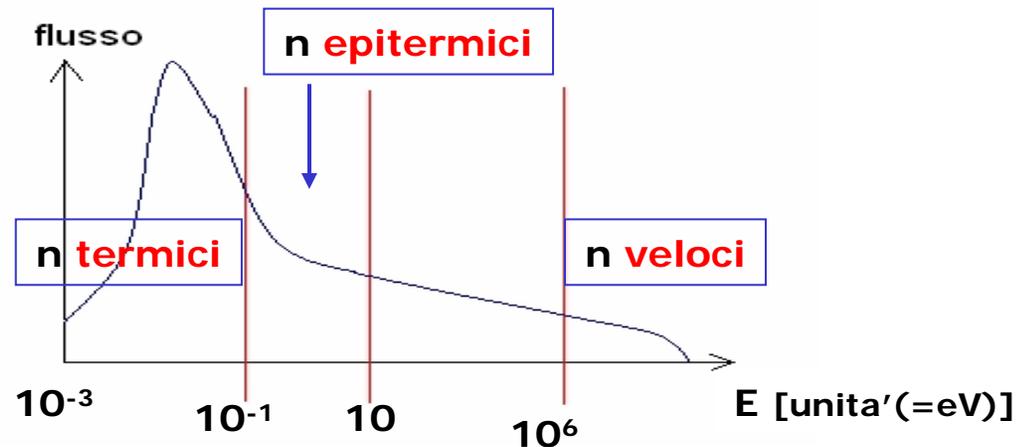
**Alexis POMPILI**

**(University & I.N.F.N. of Bari)**

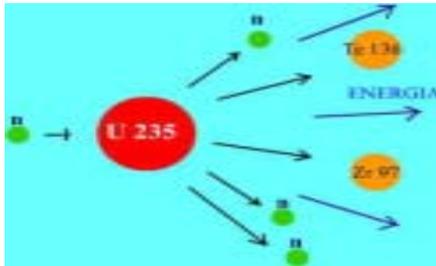
## **BREVI RICHIAMI SULLE CENTRALI NUCLEARI**

## Brevi richiami sulle centrali nucleari – I – fissione nucleare

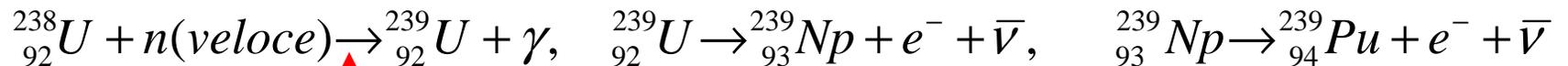
Nei reattori nucleari si ha a che fare con neutroni di **energia** (cinetica) non uniforme ma distribuita su un ampio intervallo di valori (da  $10^{-3}$ eV a  $10^{+7}$ eV) tipicamente diviso in **4 regioni** di interesse:



**U-235, U-233 e Pu-239** sono **fissili** (fissionabili con neutroni **sia termici che veloci**)



**U-238 e Th-232** sono **fissionabili** con soli neutroni **veloci** (soglia minima ca.  $10^6$ eV)  
sono **fertili** perche' trasmutano per cattura neutronica in Pu-239 e U-233:



[N.B.: la cattura neutronica dell'U-238 compete con la sua fissione per n veloci]

## Brevi richiami sulle centrali nucleari – II – criticita' nei reattori

I reattori si dividono in **termici** : il combustibile e' U-naturale (U-235 allo 0.7%)  
o U-arricchito (U-235 al 3-5%)  
**veloci** : il combustibile e' un mix di U-235, Pu-239 e U-238

I neutroni **veloci** sono continuamente prodotti da fissione nucleare mentre i neutroni **lenti** sono continuamente assorbiti (anche perche' partecipano alle fissioni) o persi. La compensazione che garantisce la catena (il bilancio neutronico) si ha mediante rapida ed efficiente perdita di energia dei neutroni ("**termalizzazione**") per collisioni con i nuclei (leggeri) del materiale moderatore [tipicamente H<sub>2</sub>O, D<sub>2</sub>O, grafite(C)].

I reattori **termici** (**veloci**) **necessitano** (**non necessitano**) del moderatore.

Si crea una **reazione a catena che si autosostiene** se il reattore e' nelle cosiddette **condizione di criticita' (k=1)** cioe' quando il numero di reazioni (e quindi di neutroni) resta costante nel tempo. **Il raggiungimento della criticita' dipende da parametri sia fisici che geometrici** e tiene conto delle probabilita' dei neutroni generati dalla fissione di:

- fuggire fuori dal nocciolo
- essere assorbiti da qualche materiale strutturale (p.es. le barre di controllo, lo schermo)
- perdere energia nel moderatore per urti con i nuclei del moderatore
- essere assorbiti dall'U-238 o dall'U-235 (per cattura neutronica, non fissione)

## Brevi richiami sulle centrali nucleari – III – plutonio

Circa 1/3 dell'energia prodotta nella maggior parte delle centrali nucleari viene dal Pu che viene creato nel loro nocciolo come sotto-prodotto (per cattura neutronica) dall'U-238. Il Pu è sostanzialmente artificiale cioè non esiste sulla crosta terrestre se non per delle tracce.

Pu-239 (e Pu-241) sono **fissili** (contribuiscono alle fissioni nei reattori);

Pu-240 è **fertile**

Pu-238, Pu-240 e Pu-242 **fissionano spontaneamente ma con bassa frequenza.**

L'energia dal decadimento del Pu-238 è usata come sorgente di elettricità nei generatori termoelettrici a radioisotopi come pacemaker cardiaci, satelliti, veicoli spaziali quali il Voyager e la sonda Cassini.

Commercialmente esiste, quale ossido ( $\text{PuO}_2$ ), come materiale ceramico stabile; in forma pura è infiammabile al contatto con l'aria poiché tende a formare  $\text{PuO}_2$ .

## Brevi richiami sulle centrali nucleari – IV- tipologia centrali

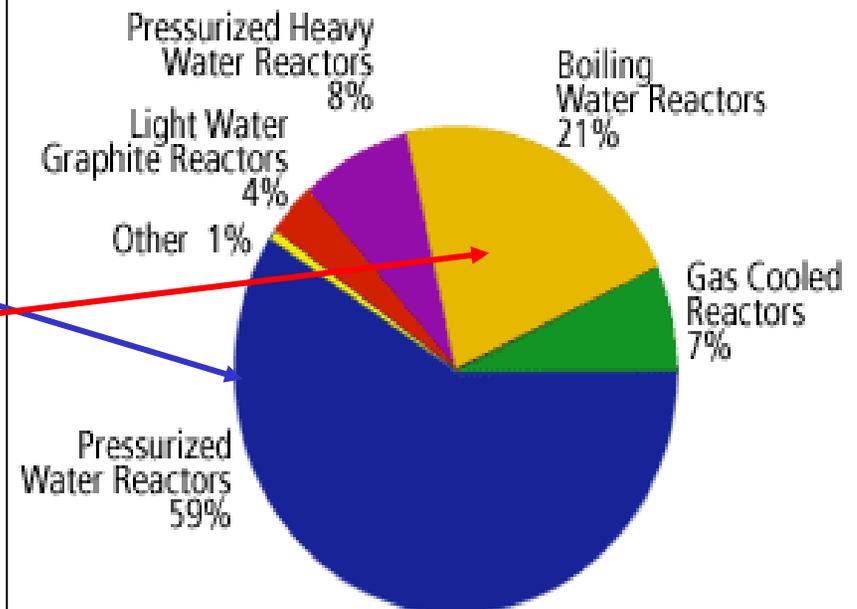
Alla fine del 2002 erano in esercizio 438 impianti nucleari distribuiti in 31 paesi di tutto il mondo (di cui 104 negli USA e 58 in Francia), che producevano elettricità per quasi 1 miliardo di persone. Essi costituiscono circa il 18% della capacità mondiale installata di produzione di elettricità e forniscono il 50% e oltre dell'elettricità prodotta in diversi paesi (addirittura l'80% in Francia).

Il 99% di queste centrali nucleari di potenza sono di tipo **TERMICO** e l'88% usa come **moderatore** l'acqua (*leggera* [H<sub>2</sub>O] per l'80%, e *pesante* [D<sub>2</sub>O] per l'8%) (il resto usa la grafite); l'acqua assolve anche alla funzione di **refrigerante** (per l'estrazione del calore dal nocciolo).

Dunque, l'80% di queste centrali sono del tipo Light Water Reactor [LWR]; di queste:

- $\frac{3}{4}$  sono ad H<sub>2</sub>O pressurizzata (Pressurized Water Reactor [PWR])
- $\frac{1}{4}$  sono ad H<sub>2</sub>O in ebollizione (Boiling Water Reactor [BWR])

Reactor Types in Use Worldwide, January 2003



## Brevi richiami sulle centrali nucleari – V – generazioni di centrali

Le centrali attualmente in funzione appartengono alla cosiddetta **2<sup>a</sup> generazione**, costruite a partire dalla fine degli anni '70, e soprattutto negli anni '80 e '90, che si distinguono dalla generazione precedente per una accresciuta sicurezza, ed un esercizio piu' economico grazie all'ingente produzione di energia.

I **reattori veloci** (Fast Breeder Reactors [**FBR**]) introdotti all'inizio degli anni '70 in Francia, (ancor prima dei grandi PWR) avevano la caratteristica di essere *autofertilizzanti*: avevano un denso nocciolo fissile di U-235 e Pu-239 con diluizione di U-238, circondato da un guscio fertile di U-238 in modo da produrre piu' Plutonio di quello bruciato. Operando ad alte temperature necessitano di uno speciale refrigerante quale il sodio liquido. Hanno avuto **limitato sviluppo tecnologico** (p.es. il SuperPhenix francese) per 2 motivi:

- a) irrisolti problemi tecnologici legati al sodio liquido (si incendia in aria ed esplose in acqua!);
- b) scoperta di nuovi giacimenti di Uranio.

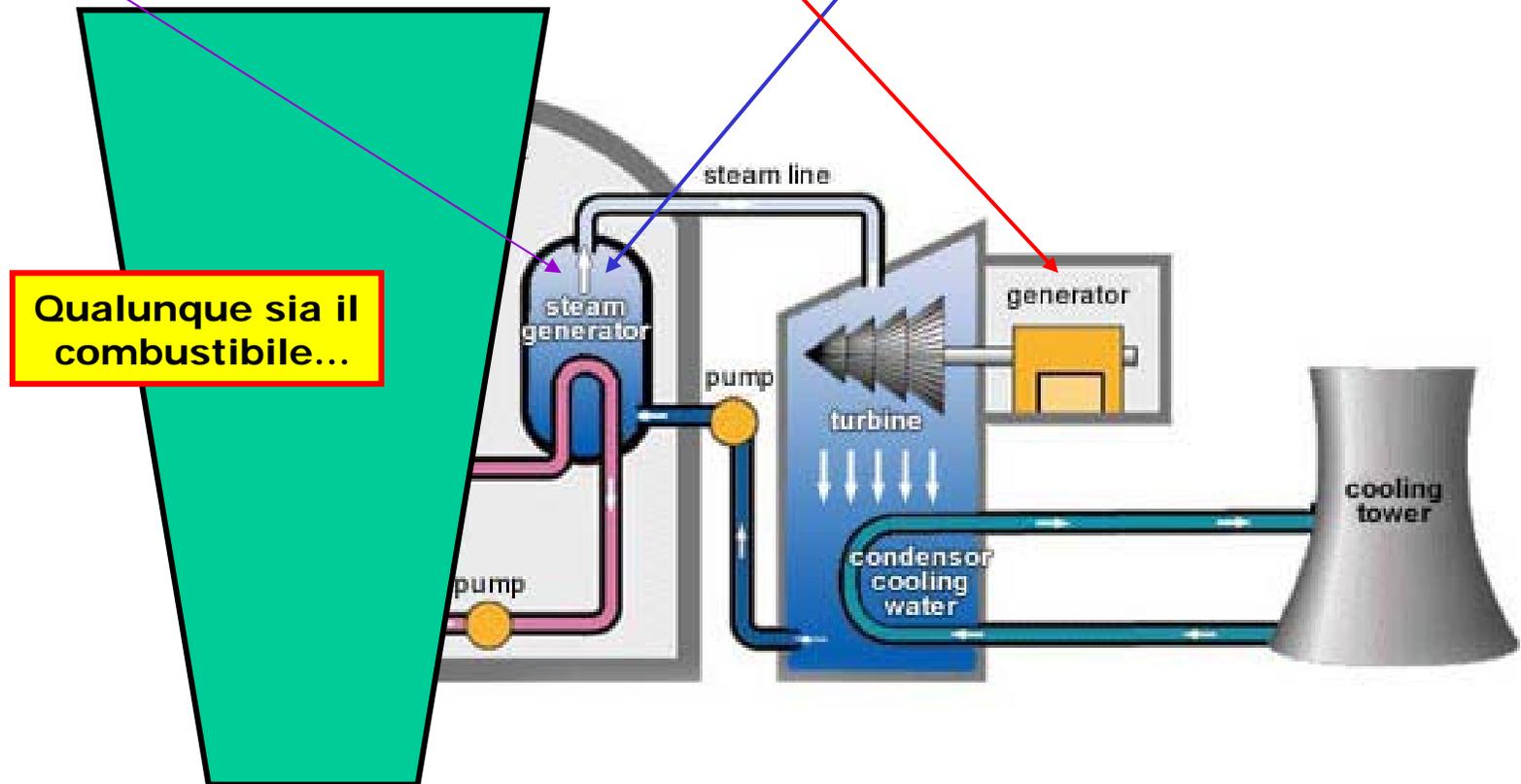
I reattori della **3<sup>a</sup> generazione** stanno facendo la loro comparsa sul mercato. I progetti di tali impianti includono il reattore franco-tedesco **EPR** (*European Pressurized Reactor*; una evoluzione piu' sicura ed efficiente, quindi anche piu' economica, dei PWR) che sara' costruito in Francia ed il reattore la cui costruzione e' prevista in Finlandia.

Per studiare le soluzioni tecnologiche applicabili ai futuri sistemi di reattori per la produzione di energia, il Dipartimento dell'Energia Statunitense [DOE] ha coinvolto governi, imprese e istituti di ricerca a livello mondiale in discussioni di ampia portata sul tema dello sviluppo della prossima generazione di sistemi di reattori per la produzione di energia, denominata **4<sup>a</sup> generazione**. L'iniziativa ha portato alla creazione del Forum Internazionale della IV Generazione (GIF).

Vediamo il principio di funzionamento di un reattore PWR, quello su cui si e' piu' concentrato lo sviluppo tecnologico!

## Brevi richiami sulle centrali nucleari – VI – generazione di elettricità

Le grandi centrali elettriche producono elettricità sulla base dello stesso principio: sono enormi macchine a vapore. Usano il calore fornito dal combustibile, qualunque esso sia (carbone, gas metano, petrolio o uranio) per far **bollire** l'acqua e produrre **vapore** che fa girare le turbine di un **generatore** in cui i circuiti di corrente ed il campo magnetico interagiscono producendo elettricità.



## Brevi richiami sulle centrali nucleari – VII – “idraulica” del PWR

Ciascun reattore PWR contiene **3** circuiti idraulici !

Il **contenitore** contenente il nocciolo del reattore e' parte del **circuito primario** che estrae dal **nocciolo** il calore prodotto dai processi di fissione e lo trasferisce mediante uno **scambiatore di calore** al ...

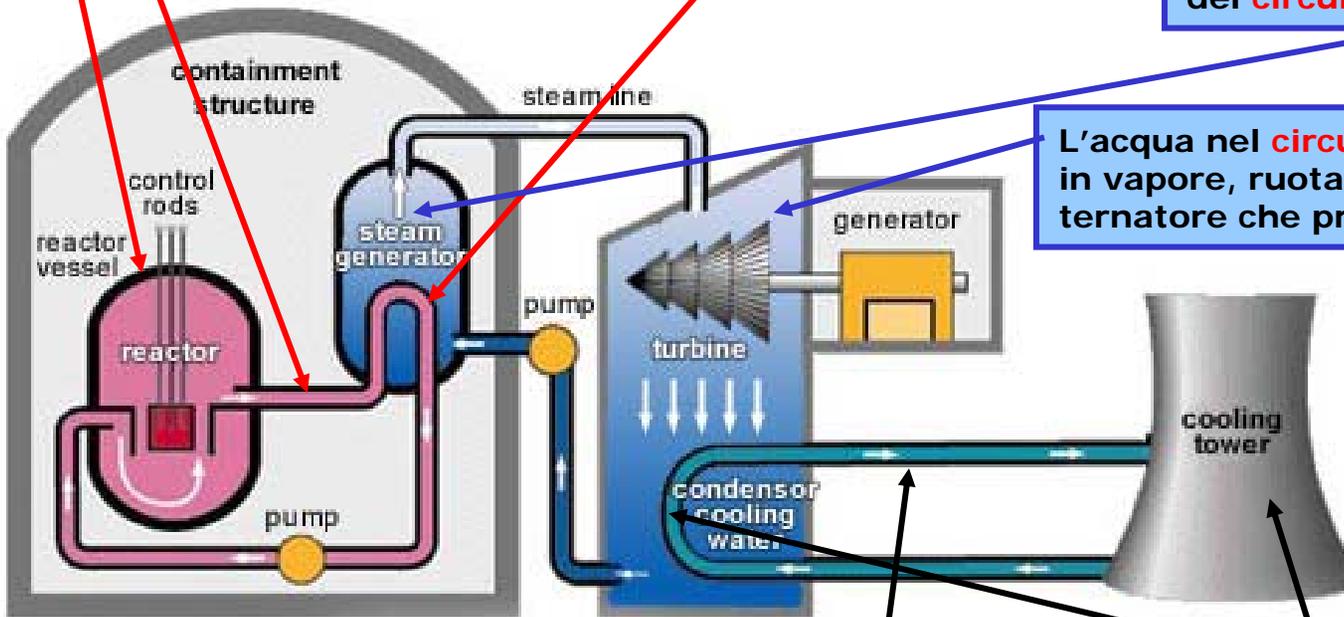
... **generatore di vapore** del **circuito secondario**.

L'acqua nel **circuito secondario**, trasformata in vapore, ruota una turbina, che aziona l'alternatore che produce elettricità'.

L'acqua del primario, che passa nel nocciolo ed e' leggermente radioattiva non entra in contatto con l'acqua del secondario, ma scambia calore attraverso pareti impermeabili.

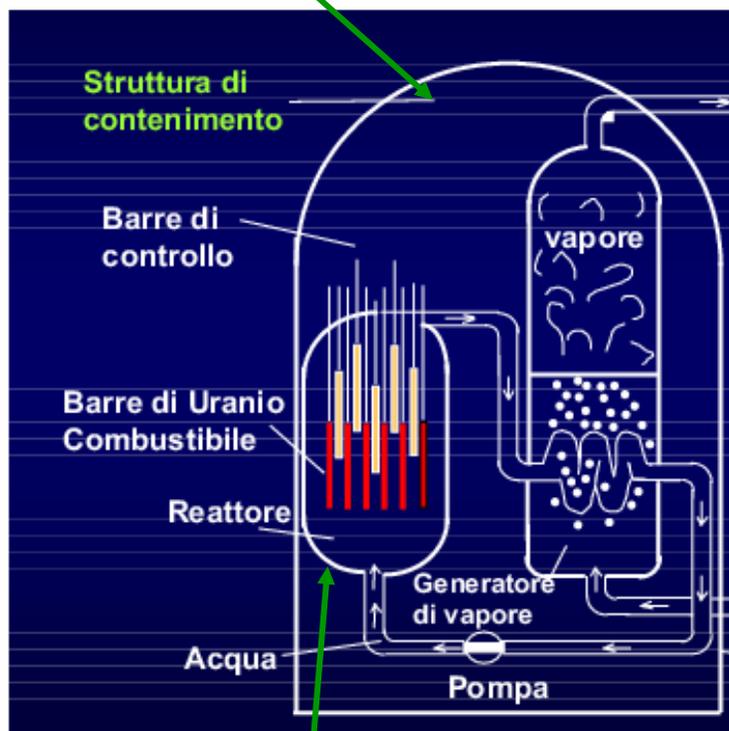
Il vapore che esce dalla turbina, a basse T e p, entra in un **ultimo scambiatore di calore** che fa condensare l'acqua raffreddandola con un **3° circuito**; nel caso sia necessario raffreddare l'acqua dell'ultimo circuito, questa viene raffreddata ad aria tramite **torri di raffreddamento**.

L'acqua del primario, a circa  $T=300-330^{\circ}\text{C}$ , viene mantenuta in pressione (quindi in fase liquida) da un pressurizzatore ( $p=155$  bar). L'acqua del secondario dopo essere passata nel generatore di vapore esce dall'edificio di contenimento sotto forma di vapore ed entra ( $p=55$  bar e  $T=280^{\circ}\text{C}$ ) in turbina.



## Brevi richiami sulle centrali nucleari – VIII – reattore del PWR

Contenitore di acciaio e cemento



Contenitore (di acciaio) +  
+ riflettore di neutroni +  
+ *schermo biologico*

Un reattore e' composto da 4 elementi fondamentali:

- il **combustibile**,
- il **moderatore**,
- il **refrigerante** (=moderatore, negli LWR),
- le **barre di controllo**.

Tipicamente il **combustibile** e' U-238 arricchito con U-235. L'U-238 puo' catturare un neutrone e, attraverso alcune reazioni spontanee, diventare Pu-239 che e' fissile.

Il materiale **moderatore** ha lo scopo di rallentare i neutroni mettendoli nelle condizioni di fissionare l'U-235.

Il **refrigerante** ha lo scopo di estrarre il calore prodotto nel nocciolo e mantenervi la temperatura nei limiti operativi.

La **criticita'** e quindi la **potenza del reattore** viene **regolata controllando il flusso di neutroni** che alimenta la **reazione a catena**; tipicamente cio' e' possibile mediante le **barre di controllo** di materiale assorbitore di neutroni (Cd, In). Negli LWR si usa anche il B (assorbitore) disciolto nell'acqua. [Nei FR si usano anche le stesse barre di combustibile]

**FINE RICHIAMO**

**INIZIO LEZIONE**

**1-11: Introduzione al problema dello smaltimento delle scorie**  
**12-17: Combustibile MOX e riciclaggio del Plutonio**  
**18-25: Sistemi ADS e Trasmutazione degli Attinidi Minori**  
**26-36: Analisi degli scenari futuri**  
**37-38: Spunti bibliografici in rete**

## COMBUSTIBILE ESAUSTO : **COMPOSIZIONE**

I 436 reattori nucleari in 31 nazioni producono annualmente migliaia di tonnellate di scorie.

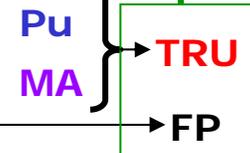
A seconda del tipo di reattore le barre di combustibile si esauriscono dopo 2-3 anni e vanno pertanto scaricate: diventano scorie !

In questo periodo all'interno delle barre si sono formati, a parte gli isotopi del Pu, circa 350 nuclidi differenti in totale, 200 dei quali radioattivi.

Si ha, *in media*, la seguente *composizione*:

- 94 % U-238
- 1 % U-235
- 1 % Pu
- 0.1% Attinidi minori (Np, Am, Cm)
- 3÷4 % prodotti di fissione (fra cui isotopi di I, Tc, Zr, Sr e Cs)

High Level Waste (HLW)



Dove sta il problema delle scorie? Nella radiotossicità !

La pericolosità delle scorie è dovuta alla formazione degli elementi transuranici (Pu, Attinidi minori), in generale assai più radiotossici dell'uranio presente nelle miniere.

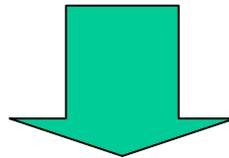
## COMBUSTIBILE ESAUSTO : PERICOLI A LUNGO TERMINE & RISCHI A CORTO E MEDIO TERMINE

Le 2 componenti dell'HLW (TRU & FP), presentano dunque caratteristiche diverse:

- il **pericolo a lungo termine** e' associato alla radioattivita' dei TRU (isotopi Pu + MA);
- il **rischio radiologico a corto e medio termine** e' associato alla **alta mobilita' dei FP nella geosfera** (Cs-135, Tc-99, I-129, Zr-93) con possibilita' di introduzione nella biosfera (cicli biologici).

Siamo capaci di **riprocessare** il combustibile esausto (oggi a livello industriale!) cioe' di estrarne plutonio ed uranio (mediante **tecniche di suddivisione**) e fabbricare nuovo combustibile (detto **MOX**); dunque sappiamo attenuare la produzione di Pu (e in futuro fermarla raggiungendo eventualmente un equilibrio fra produzione e riutilizzo).

Siamo anche capaci di **immobilizzare** i FP mediante **tecniche di vetrificazione** (anche se ulteriori progressi si possono fare nei metodi di **condizionamento**).



**Il pericolo a lungo termine che ancora non sappiamo gestire e' associato agli MA !**

Come vedremo, e' allo studio la **transmutazione degli MA** (cioe' la trasformazione in nuclidi inerti o a bassa radioattivita') come **alternativa** al condizionamento e successivo **stoccaggio permanente**.

## RICAPITOLANDO...

Pericolosità a lungo termine delle scorie:  
presenza di TRU (**Plutonio & Attinidi minori**)



Come alleggerire il problema dello stoccaggio/smaltimento permanente delle scorie dei reattori?



- 1) ridurre la formazione del Plutonio
- 2) bruciare il Plutonio già prodotto
- 3) *transmutare* gli Attinidi minori

Questo vale anche per il plutonio proveniente dallo smantellamento degli armamenti nucleari !

Tutte idee che discuteremo a partire dalle linee guida della ricerca nucleare europea ...

## LE LINEE GUIDA dell' UNIONE EUROPEA

<< Il 35 % dell'elettricità prodotta nell'Unione europea deriva dall'energia nucleare che è quindi un elemento del dibattito sulla lotta contro il cambiamento climatico e sulle possibilità di ridurre la dipendenza energetica dell'Unione Europea.

Le sfide da affrontare sono però notevoli.

La fusione termonucleare controllata è una delle opzioni a lungo termine per l'approvvigionamento energetico, soprattutto per l'approvvigionamento centralizzato di elettricità di base.

La priorità è conseguire progressi verso la dimostrazione della fattibilità scientifica e tecnologica dell'energia di fusione e valutarne le qualità sostenibili.

A breve termine, bisogna trovare soluzioni per i residui nucleari che siano sicure e accettabili per la società, in particolare soluzioni tecniche per la gestione dei residui a lunga vita.

Si devono anche studiare nuovi concetti innovativi di sfruttamento sicuro della fissione nucleare, come contributo al soddisfacimento del fabbisogno energetico dell'Europa nei prossimi decenni.

Occorre mantenere nella Comunità l'attuale elevato livello di radioprotezione grazie ad un'attività di ricerca mirata e coordinata, che si occupi in particolare degli effetti provocati da livelli ridotti di esposizione. >>

[dall'Introduzione dell'ALLEGATO I al 6° PQ EURATOM (2002-2006)]

Cosa e' un **Programma Quadro EURATOM** ?

L'Unione europea svolge da ~20 anni una politica di ricerca e di sviluppo tecnologico basata su **"programmi quadro" pluriennali** che costituiscono il principale strumento dell'UE inteso a finanziare la ricerca in Europa ed esercitare un rilevante impatto sulle attività di ricerca negli Stati membri. Sono anche orientati alla soluzione dei problemi socioeconomici attuali, più che sulla sola ricerca pura; mirano a favorire la cooperazione transnazionale fra strutture di ricerca nazionali (enti e consorzi di ricerca, universita',...) e la diffusione dei risultati, ma anche il sostegno alle infrastrutture e la partecipazione delle piccole e medie imprese.

Il programma quadro si compone di **due programmi** complementari che riguardano rispettivamente:

**1) le attività di ricerca nel settore dell'energia nucleare**

**(in particolare la fusione, la fissione, la radioprotezione e la sicurezza,...)**

[dipende dalla Comunità europea dell'energia atomica (EURATOM)];

**2)** quelle in campo non nucleare [dipende dalla Comunità europea (CE)].

Lo stanziamento di bilancio del **6° PQ (2002-2006)** ammonta a **940 ml di euro** [979 nel 5° PQ]:

## RIPARTIZIONE INDICATIVA DELL'IMPORTO

Tipi di attività		Importo (milioni EUR)
1.	Aree tematiche prioritarie di ricerca	890
1.1.	Fusione termonucleare controllata <sup>(1)</sup>	750
1.2.	Gestione dei residui radioattivi	90
1.3.	Radioprotezione	50
2.	Altre attività nel campo delle tecnologie e della sicurezza nucleare	50
Totale		940

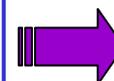
(<sup>1</sup>) Incluso un importo massimo di 200 milioni EUR per ITER.



- la valutazione di concetti innovativi e lo sviluppo di processi migliori e più sicuri per la generazione e lo sfruttamento dell'energia nucleare individuati come portatori di benefici a lungo termine in materia di sicurezza, impatto ambientale, utilizzo delle risorse, resistenza alla proliferazione, costi o varietà di applicazione.

L'obiettivo è migliorare la sicurezza degli impianti nucleari esistenti negli Stati membri e nei paesi candidati nel residuo periodo di attività e nella successiva fase di disattivazione, mettendo a frutto le notevoli conoscenze e la rilevante esperienza ottenute a livello internazionale con la ricerca sperimentale e teorica. La ricerca si concentrerà su:

- la gestione degli impianti, compresi gli effetti dell'obsolescenza e le prestazioni del combustibile; la gestione degli incidenti gravi, incluso lo sviluppo di codici di simulazione numerica avanzati; l'integrazione tra capacità e conoscenze europee derivanti dall'effettivo smantellamento; lo sviluppo di basi scientifiche per la sicurezza e le migliori pratiche a livello europeo.



### Grande sfida:

elevare gli standard di sicurezza nei paesi dell'est entrati nella UE



## Priorità di ricerca

### i) *Ricerca sullo smaltimento geologico*

L'obiettivo è stabilire una solida base tecnica per dimostrare la sicurezza dello smaltimento del combustibile esaurito e dei residui radioattivi a lunga vita in formazioni geologiche e sostenere lo sviluppo di una visione europea comune sulle principali questioni legate allo smaltimento dei residui.

- Miglioramento delle conoscenze di base, sviluppo e sperimentazione di tecnologie: su processi chiave fisici, chimici e biologici; sull'interazione tra le diverse barriere, naturali e artificiali, la loro stabilità a lungo termine e i mezzi per realizzare le tecnologie di smaltimento in laboratori di ricerca sotterranei.
- Strumenti nuovi e migliorati: modelli di valutazione delle prestazioni e della sicurezza e metodologie per dimostrare la sicurezza a lungo termine, compresi l'analisi di sensibilità e incertezza nonché lo sviluppo e la valutazione di misure alternative delle prestazioni e di migliori processi di governance in grado di affrontare adeguatamente le preoccupazioni del pubblico sullo smaltimento dei residui.

### ii) *Suddivisione e trasmutazione e altri concetti per produrre minori residui nella generazione di energia nucleare*

L'obiettivo è determinare soluzioni pratiche per ridurre la quantità e/o il pericolo dei residui da smaltire mediante suddivisione e trasmutazione nonché esplorare il potenziale di concetti in modo che l'energia nucleare produca minori residui.

- Suddivisione e trasmutazione: la ricerca si concentrerà su valutazioni fondamentali del concetto generale; dimostrazione su piccola scala delle tecnologie di suddivisione più promettenti; ulteriore sviluppo delle tecnologie di trasmutazione; valutazione della loro praticabilità industriale.
- Concetti per produrre minori residui: la ricerca si concentrerà sull'esame di potenziali impieghi più efficaci del materiale fissile nei reattori esistenti e di altri concetti per produrre minori residui nella generazione di energia nucleare.

## Riassumiamo le principali idee in campo - I

### 1) Smaltimento definitivo in formazioni geologiche.

[Vedi 1<sup>a</sup> parte lezione a cura del prof. De Palma]

### 2) Produzione di minori residui.

Comprende:

- a) l'impiego piu' efficiente del combustibile (gli LWR utilizzano l'1% dell'energia contenuta nell'U-naturale estratto: bisogna estrarne una frazione maggiore). La strategia e' migliorare l'efficienza degli LWR; in prospettiva e' utilizzare in gran quantita' reattori veloci (FR), sostituendo progressivamente gli LWR e migliorando sensibilmente l'efficienza di utilizzo dell'U.
- b) l'ottimizzazione del ciclo del combustibile mediante il riutilizzo del Pu; cioe' processare il combustibile esausto per estrarne il Pu e bruciarlo successivamente, in reattori termici (LWR) [o veloci (FR)], chiudendo il ciclo del Pu. **Il volume delle scorie viene ridotto** (U e Pu sono separati) **ma la radiotossicita' complessiva delle scorie non varia** sensibilmente!

### 3) Suddivisione & Trasmutazione (*Partitioning & Transmutation* [P&T]).

Processare il combustibile esaurito estraendo tutti i TRU , cioe' oltre al Pu anche gli MA, nonche' i prodotti di fissione a vita lunga [LLFP], i quali verranno inceneriti e *trasmutati* in reattori di tipo innovativo; se le perdite di coda durante il riprocessamento del combustibile saranno contenute **l'intero ciclo del combustibile potra' ritenersi chiuso**, apportando una **considerevole riduzione alla radiotossicita'** delle scorie che saranno costituite praticamente dai soli prodotti di fissione a vita breve.

## 1) Smaltimento definitivo in formazioni geologiche

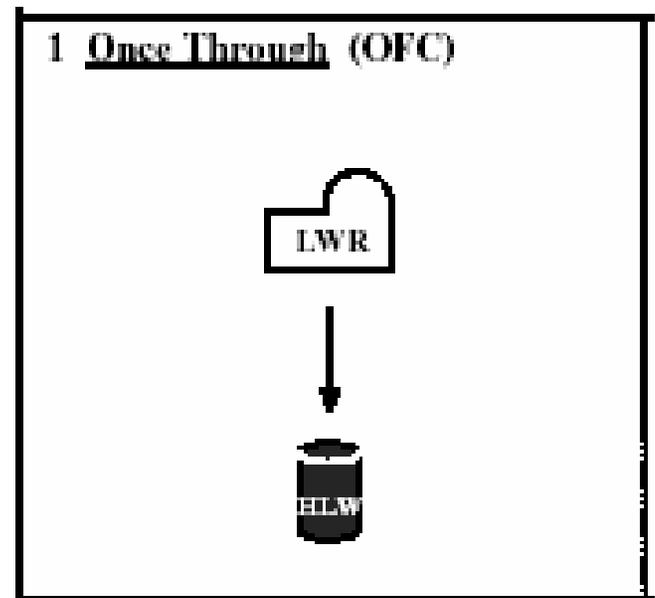
Dopo molto anni di utilizzo dell'energia nucleare i paesi con intensi programmi di sfruttamento del nucleare hanno visto crescere il quantitativo di scorie poiche' lo sfruttamento dell'energia nucleare e' iniziato prima che fossero stati sviluppati piani e metodologie per lo smaltimento delle scorie. Si e' diffusa la tendenza ad accumulare il combustibile nelle piscine di stoccaggio all'interno del contenimento del reattore stesso, oppure in strutture di immagazzinamento temporanee (o definitive...).

Oggi il **problema dello smaltimento** sta diventando sempre piu' incombente.

Diversi paesi (in particolare gli USA) negli anni '90 hanno puntato sulla ricerca di formazioni geologiche adatte. Una delle soluzioni proposte e' lo **smaltimento definitivo in formazioni costituite da matrici argillose o da formazioni saline**.

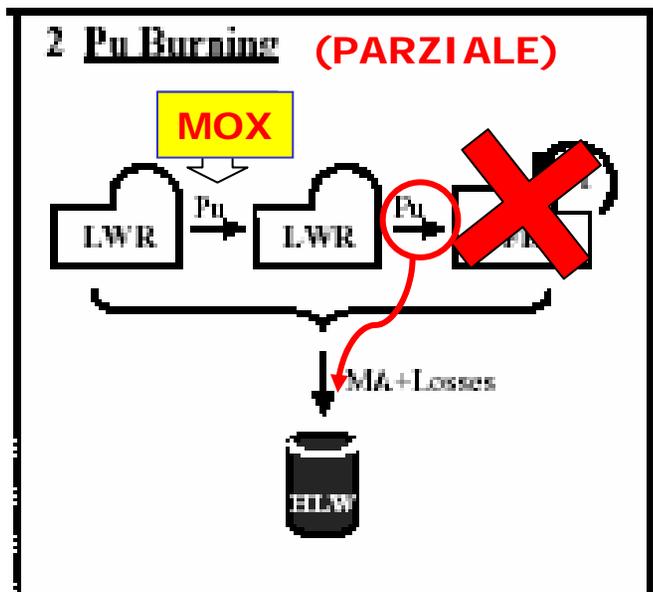
Su questa linea sembrano avviate USA, Canada, Svezia e Russia. Uno scenario di questo tipo, che prevede lo smaltimento definitivo delle scorie senza alcuno stadio intermedio di riprocessamento, viene denominato ***Once-Through Cycle*** [OTC].

L'OTC e' chiaramente un **ciclo aperto** dal punto di vista del combustibile: il residuo fissile (1% di Pu e 0.8% di U-235) piu' tutto il materiale fertile (U-238) del combustibile esausto **non sono recuperati** ma diventano scorie da smaltire definitivamente.



## 2) Produzione di minori residui mediante riprocessamento

Altri paesi europei (FRA, ...) hanno invece sviluppato **tecniche di riprocessamento del combustibile** che utilizzano il metodo di separazione **PUREX** (estrazione con solvente) inizialmente sviluppato in campo militare, che consente l'estrazione del Pu contenuto nel combustibile esausto. Molto del Pu così recuperato e' **riciclato per la realizzazione del combustibile ad ossidi misti di U-Pu (MOX)** utilizzato ancora negli LWR, mentre la miscela di MA e FP che costituisce la coda del processo PUREX viene condizionata per lo stoccaggio finale come scoria nucleare ad alta tossicità (HLW).



Questa linea rappresenta lo scenario del **Pu-burning PARZIALE** (in cui il ciclo del Pu non e' completamente chiuso).

In prospettiva si puo' prevedere l'utilizzo di reattori veloci convenzionali (seppur con nuove soluzioni tecnologiche) in grado di chiudere il ciclo del Pu.

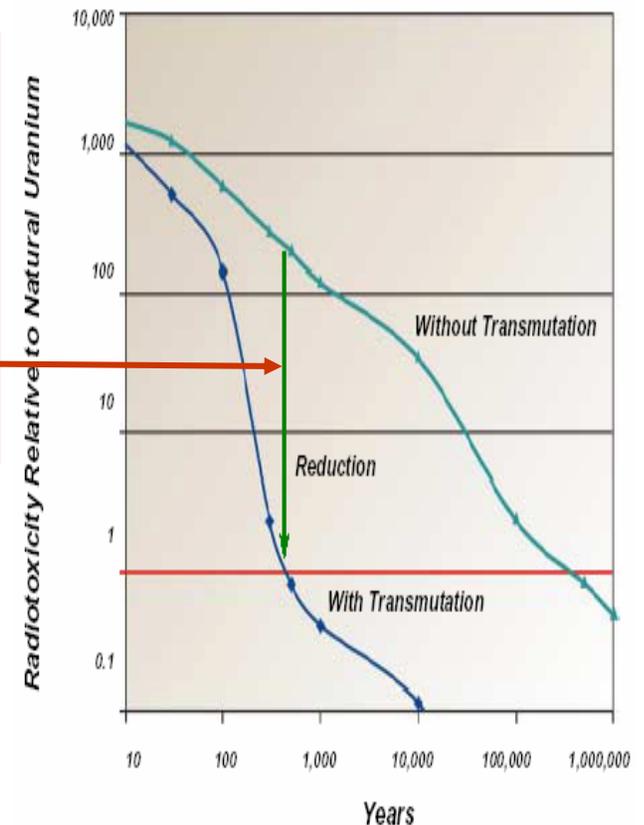
Affronteremo con qualche dettaglio il **riutilizzo del Pu nel combustibile MOX**

### 3) **Suddivisione & Trasmutazione** (*Partitioning & Transmutation* [P&T])

Un'alternativa allo smaltimento in profondità, attualmente in fase di studio, è rappresentata da un processo di estrazione chimica selettiva dei nuclidi a lunga vita (MA e possibilmente LLFP) dai rifiuti (**suddivisione**). La scoria residuale ricadrebbe in una categoria di "rifiuto a breve vita", mentre tutti i nuclidi a lunga vita sarebbero contenuti in una frazione di HLW. Quest'ultima, oltre che ad essere più facile da gestire, è anche riutilizzabile in reattori nucleari di concezione particolare per essere trasformata in nuclidi a breve vita (**trasmutazione**).

Usando P&T degli MA e di alcuni LLFP, la radiotossicità dell'HLW e la severità dei requisiti di sicurezza dello stoccaggio geologico possono essere mitigati in paragone all'attuale OTC. Affinché la P&T, che si prospetta tecnologicamente complessa, possa essere **conveniente**, è necessario che la radiotossicità possa essere ridotta di **almeno un fattore 100**. Ciò richiede efficienti strategie a ciclo chiuso includenti gli **Accelerator Driven System [ADS]** e/o i **reattori veloci** (vedi oltre).

Serviranno comunque depositi geologici profondi ma la gestione delle scorie sarà facilitata, **i rischi a lungo termine ridotti ed il volume delle scorie molto ridotto**. In tal modo si elimina la necessità di depositi supplementari nel futuro prossimo.





[MOX pellets]

## COMBUSTIBILE MOX e riciclaggio del Pu



[<http://www.belgonucleaire.be/uk/productionmox.htm>]

## USO DEL COMBUSTIBILE MOX – 1: l'attrattiva del Pu come combustibile

Quando l'U (arricchito) e' usato come combustibile di un reattore l'energia e' prodotta primariamente dall'isotopo fissile U-235. Verso la fine del ciclo del combustibile in un LWR, il Pu raggiunge lo 0.8-1% e partecipa alla produzione di energia in quantita' simile all'U-235 rimasto. I 2/3 dell'1% del Pu nel combustibile esaurito e' Pu-239 e viene subito estratto e riprocessato nel MOX in modo da separarlo dall'Am-241 (emettitore  $\gamma$ ) che si forma dal decadimento del Pu-241.

Il Pu formato dalla conversione dell'U-238, se riciclato, offre 150 volte maggiore energia da una data quantita' di U, rispetto al caso di uso dell'U senza riciclo. Questo gia' spiega l'attrattiva del Pu se l'U naturale stesse finendo e/o ne aumentasse il prezzo (ovviamente anche il PUREX e la preparazione del MOX hanno un costo rilevante).

Il termine MOX si riferisce al combustibile per reattore ottenuto come mix di Pu e ossido di Uranio ( $UO_2$ ) (**MOX**=**Mixed Oxide**= $PuO_2+UO_2$ ). Per gli LWR la presenza di Pu nel MOX e' del 5-7%. (Si usa Pu-239 ma anche il Pu-241 e' fissile).

Il primo uso del MOX risale al 1963, ma non e' diventato di uso su larga scala fino agli anni '80. Infatti i programmi di estrazione e riciclaggio furono sviluppati negli anni '70 quando sembrava che l'U fosse destinato a scarseggiare ed il prezzo ad aumentare. I francesi non solo svilupparono la tecnica di riprocessamento PUREX per l'utilizzo del MOX, ma assumendo che la quantita' di U disponibile fosse un parametro limitante per lo sviluppo della futura generazione di reattori nucleari, e puntando ad una indipendenza energetica, si impegnarono in un rapido sviluppo dei reattori veloci autofertilizzanti (*breeders*): il Pu sarebbe stato riciclato e addirittura prodotto nei FBR.

Per varie ragioni fra cui la scoperta di nuovi giacimenti, il prezzo dell'U non e' salito. La disponibilita' mineraria e' garantita per almeno altri 50 anni al tasso di sfruttamento attuale. Mentre lo sviluppo dei reattori veloci (FR) ha comunque subito un notevole rallentamento (anche per delle difficolta' inattese incontrate nello sviluppo della tecnologia del sodio fuso), il riciclaggio del Pu negli LWR e' stato sviluppato proprio allo scopo di evitare un accumulo di Pu separato e di avere un immediato ritorno economico dal riutilizzo del Pu come combustibile.

Oggi che la sensibilita' verso il problema delle scorie e' accresciuta, l'interesse e' tutto orientato non a produrre Pu bensì a consumarlo, quindi interessa costruire reattori che brucino il Pu (: *burners, not breeders* ! ).

Insieme al mancato sviluppo dei FR convenzionali, anche lo sviluppo di una filiera veloce integrata (Integrated Fast Reactors) [IFR] con completo riprocessamento del combustibile e' stato bloccato. Questi reattori permetterebbero la completa chiusura del ciclo dei transuranici, quindi non solo del Pu ma anche degli MA; tuttavia negli anni '80 vi era ancora scarso interesse per l'ipotesi dell'incenerimento degli MA, che non appariva economicamente conveniente.

Attualmente, mentre sono ancora disponibili abbondanti risorse di U a basso costo, e' divenuta predominante (anche socialmente ed eticamente) la questione dello smaltimento delle scorie HLW e nelle valutazioni economiche viene necessariamente introdotto anche il costo dello stoccaggio temporaneo e definitivo!

Questo spiega il rinnovato interesse per lo sviluppo degli IFR ma soprattutto perche' negli anni '90 sono state sviluppate le metodologie di P&T.

## USO DEL COMBUSTIBILE MOX – 2: produzione & consumo del MOX

Oggi esistono 4 impianti di produzione del MOX (2 in FRA, 1 in BEL ed 1 in GB); la capacita' produttiva e' di ca. 300t/anno di MOX che usa 18-22t di Pu. Dal 1963 ca. 400t di Pu e' stato usato. Attualmente l'output di Pu degli impianti di riprocessamento del combustibile (50t/anno) eccede la quantita' usata come MOX (10t/anno). Le riserve di Pu quindi aumentano (ora sono a 900t) ma nel 2010 dovrebbe raggiungersi un bilanciamento fra il Pu estratto e quello riciclato come combustibile MOX.

Un consorzio internazionale sta finanziando la costruzione di un impianto di produzione del MOX in Russia per riutilizzare il Pu degli armamenti russi (2t/anno). Un impianto simile e' previsto negli USA.

Circa 1/3 dei noccioli dei reattori oggi in funzione possono usare il MOX senza il bisogno di nuove soluzioni ingegneristiche o operazionali. Attualmente il Pu viene riciclato in 32 LWR in tutta europa (FRA, BEL, GER, SVI) e comincia ad essere usato anche in Giappone.

Per il 2010 si prevede che il MOX sia usato in 45 LWR europei, 16-18 in Giappone e possibilmente 5 in Russia e 6 negli USA. Cioe' si prevede che venga usato nel 15% delle centrali nucleari. Tipicamente il MOX viene caricato per 1/3 del nocciolo ma in futuro si potra' andare fino al 50%, in LWR gia' esistenti. Oltre tale percentuale diventano necessarie modifiche significative.

Quindi il MOX costituirebbe il 5-7% del combustibile nel 2010 (dal 2% del 2003).

Il Giappone sta costruendo un nuovo reattore che funzioni interamente a MOX; 3 LWR statunitensi dovrebbero funzionare interamente a MOX. Anche la Russia ha in programma una nuova generazione di FR (serie BN) che usi il MOX.

## USO DEL COMBUSTIBILE MOX – 3: vantaggi e potenzialita' del MOX

Essendo il prezzo dell'U basso il riprocessamento per separare il Pu e riciclarlo come MOX non e' in se stesso economico ma accoppiato con la riduzione (anche del 65%) del volume di scorie da gestire (e la gestione delle scorie ha un suo costo!) diventa economicamente interessante.

L'uso del MOX non solo consuma del Pu esistente ma evita la produzione di Pu supplementare che si avrebbe usando dell'U-235.

Un altro vantaggio del MOX e' che e' possibile aumentare la concentrazione della parte fissile (il Pu appunto!) a piacimento, quindi a valori anche >5% che garantiscano un piu' lungo *burn-up* (periodo di bruciamento di un carico di combustibile), cioe' valori raggiungibili anche per arricchimento di U-235 ma a prezzi ben piu' alti.

Il Pu-240 si forma per cattura neutronica del Pu-239 e non fissiona (non e' fissile) per cui la sua concentrazione nel combustibile di un LWR aumenta nel tempo.

**Ma in un FR il Pu-240 e' fissionabile!**

Quindi l'FR puo' utilizzare il Pu gia' riciclato in un LWR.

Il Pu recuperato puo' essere riciclato attraverso un LWR passandovi 1 (o 2 volte al massimo), poi la qualita' isotopica si deteriora. Un FR puo' invece **completare il consumo del Pu di scarto** (tutti gli isotopi del Pu sono fissionabili con neutroni veloci), cioe' **chiudere il ciclo del Pu!** Reattori veloci sono allo studio proprio per massimizzare il consumo di Pu (nonche', come discuteremo, anche l'incenerimento dei MA).

## USO DEL COMBUSTIBILE *MOX* – 4: *MOX* usabile negli armamenti ?

### Il combustibile *MOX* rappresenta un rischio di *proliferazione*?

Il Pu esiste in diversi isotopi.

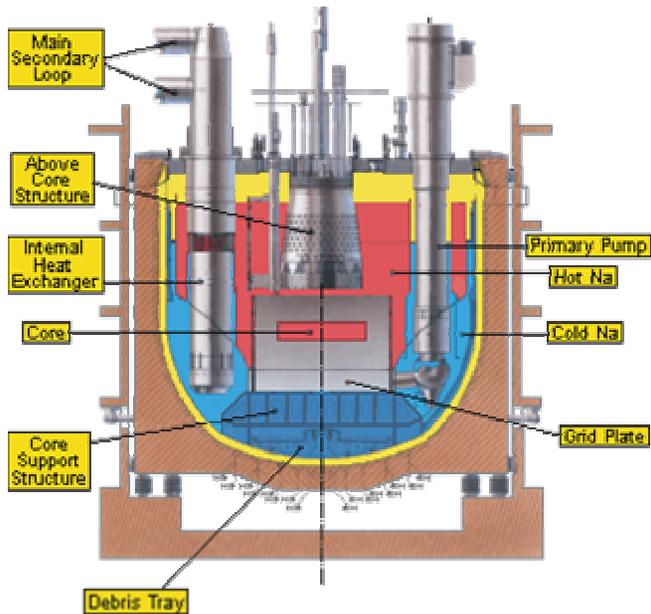
Nel combustibile irradiato si formano Pu-240, Pu-241, Pu-242 ed anche Pu-238.

Il *mix* di questi isotopi dipende dalla storia della sua formazione.

Il **Pu-239** e' l'isotopo piu' indicato per gli **armamenti**; la presenza degli isotopi Pu-238, Pu-240 e Pu-242 crea serie difficoltà tecniche (p.es. un'alta frequenza di fissione spontanea). Il Pu-239 costituisce almeno il **92%** del Pu usato negli armamenti [detto ***weapon-grade***] (il Pu-240 e' <7%); esso veniva prodotto in reattori dedicati il combustibile dei quali veniva riprocessato dopo un breve periodo di permanenza.

Il Pu prodotto nei reattori LWR, da cui il *MOX* e' ricavato, e' detto ***reactor-grade***; tale combustibile rimane nel nocciolo del reattore per 3-4 anni ed e' caratterizzato da una forte presenza di vari isotopi. Il Pu-239 e' presente tipicamente meno del **55-60%** (il Pu-240 al 25-30%). Il *MOX* destinato agli LWR contiene poi solo il **5%** di Pu. Separarlo nuovamente a scopi militari presenterebbe difficoltà tecniche simili a quelle del riprocessamento. Al contrario il Pu dagli armamenti nucleari in smantellamento e' usabile nel *MOX* cioe' riconvertibile come combustibile.

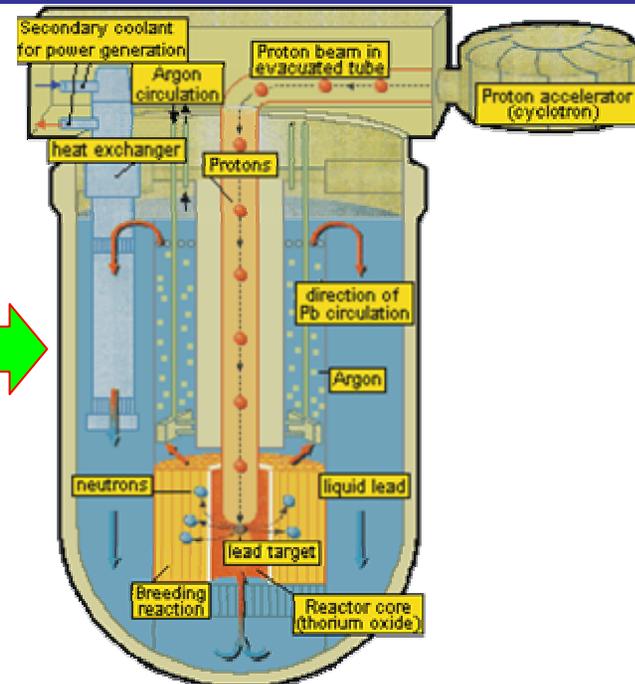
Non solo teoricamente il Pu ***reactor-grade*** e' difficilmente usabile in un armamento nucleare, ma non risulta mai effettuato alcun test nucleare che ne abbia fatto uso. Ciononostante, l'IAEA dichiara (prudentemente) il Pu da reattore ed il *MOX* come "usabili" in armamenti e quindi li sottopone a severi controlli di sicurezza.



critical waste burner reactor (CAPRA / CADRA type)

## SISTEMI ADS & trasmutazione degli MA e degli LLFP

subcritical reactor core with accelerator



## TRASMUTAZIONE – 1: degli MA e degli LLFP

La **trasmutazione degli MA** puo' essere ottenuta per **fissione nucleare** (ecco perche' si parla di "incenerimento degli MA") usando uno spettro energetico di **neutroni veloci**; in linea di principio cio' e' possibile **sia in sistemi critici (FR) che sottocritici (ADS)**.

La **trasmutazione degli LLFP** e' ottenibile per **assorbimento di neutroni** (principalmente per **cattura radioattiva**) mediante uno spettro energetico di **neutroni termici ed epitermici** (lenti ma non quanto i termici); in linea di principio cio' e' possibile **sia in ADS che in reattori termici**.

Con uno **spettro neutronico termico** si ottiene un incenerimento molto efficace degli attinidi fissili in campo termico, come il Pu-239, ed una efficace trasmutazione dei prodotti di fissione. Invece l'incenerimento sara' meno efficace per tutti quegli attinidi che non sono fissili in campo termico; per incenerire tutti questi isotopi TRU, tra cui gli MA, e' necessario uno **spettro neutronico veloce**. Cio' implica che: **i sistemi di trasmutazione, termici o veloci, ciascuno singolarmente, possono trasmutare in modo ottimale solo una parte delle scorie HLW**. Sono pertanto allo studio sia sistemi ADS che reattori con **spettri misti**.

Il flusso neutronico di questi sistemi, critici o sottocritici, mentre e' sufficiente per trasmutare i LLFP, non lo e' per i FP a vita breve. Inoltre la necessaria separazione isotopica e la preparazione di appositi bersagli richiedono nuove tecniche e potrebbero limitare i LLFP effettivamente trasmutabili ai soli Tc-99 e I-129. Per gli altri, cosi' come per i FP a vita breve, l'unica soluzione realistica sarebbe ancora il **condizionamento** (immobilizzazione in matrici vetro-ceramiche).

## TRASMUTAZIONE – 2: ADS o REATTORI VELOCI ?

Non si potrebbero usare dei reattori critici, veloci o termici, invece di dover ricorrere a sistemi sottocritici da accoppiare agli acceleratori ?

- 1) Un reattore veloce critico presenterebbe, almeno per la tecnologia attuale, alcuni **problemi di sicurezza** (difficolta' nel controllo della criticita'), **ove** si utilizzasse del combustibile con alto contenuto di attinidi !
- 2) La trasmutazione dei LLFP e' in linea di principio possibile anche con reattori termici convenzionali (LWR), ma essa richiederebbe un eccesso di neutroni e quindi di reattivita' che implica **un arricchimento di U-235 oltre il 10%**.

L'ADS supera, in linea di principio, i problemi di sicurezza poiche' usa reattori sotto-critici! L'interesse per gli ADS deriva dalle difficolta' di commercializzazione dei FR e dai progressi nello sviluppo degli acceleratori.

Per la realizzazione di un ADS sono state proposte **diverse soluzioni**:

- l'Energy-Amplifier [**EA**], proposto da C.Rubbia;
- l'Accelerator-driven Energy Producer [**AEP**], proposto da C.Bowman;
- il **TASSE** proposto da I.Slessarev.

Diversi studi sugli ADS vengono perseguiti non solo in Europa ma anche recentemente negli USA, in Giappone e in Russia.

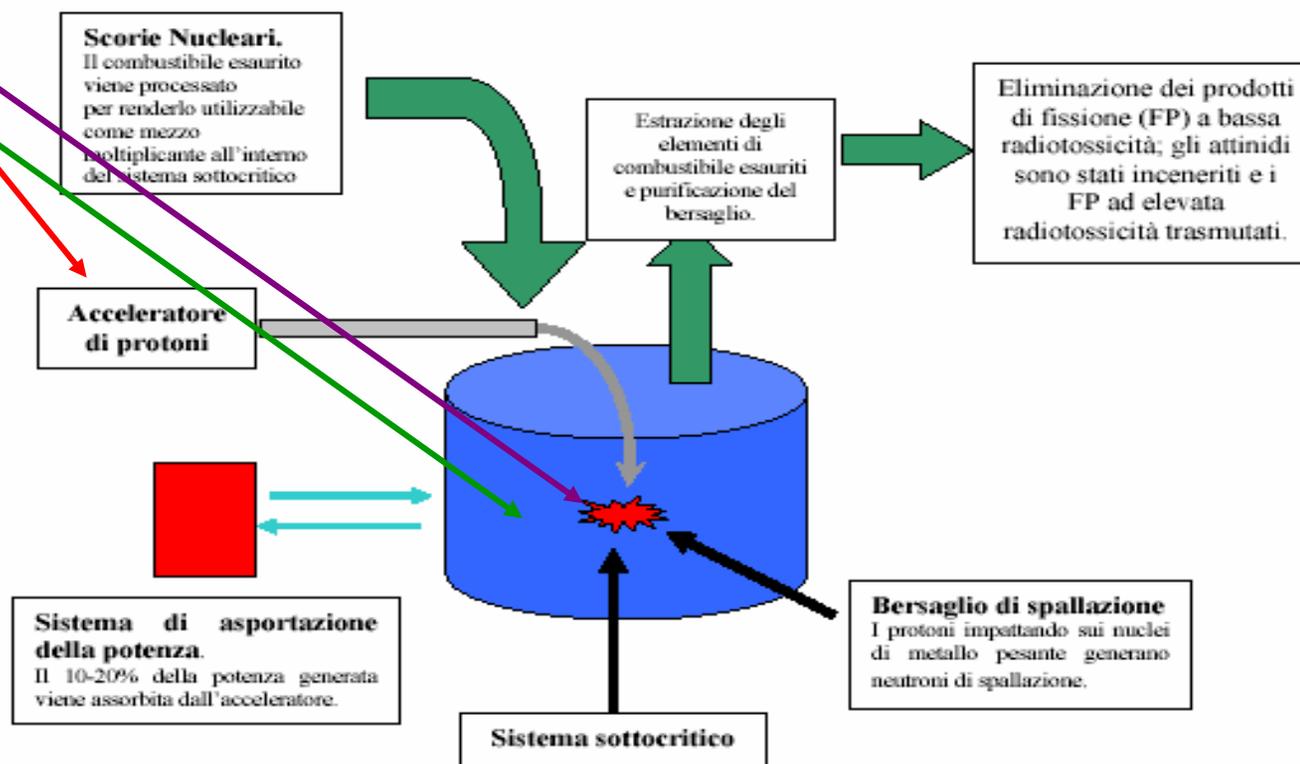
Tutti e 3 questi progetti prevedono un **ciclo del combustibile al torio/uranio** ma, mentre l'**EA fa uso del piombo fuso come refrigerante e di uno spettro neutronico veloce**, gli altri 2 prevedono l'utilizzo di sali fusi come refrigerante ed uno spettro termico.

## TRANSMUTAZIONE – 3: PRINCIPIO DI FUNZIONAMENTO degli ADS

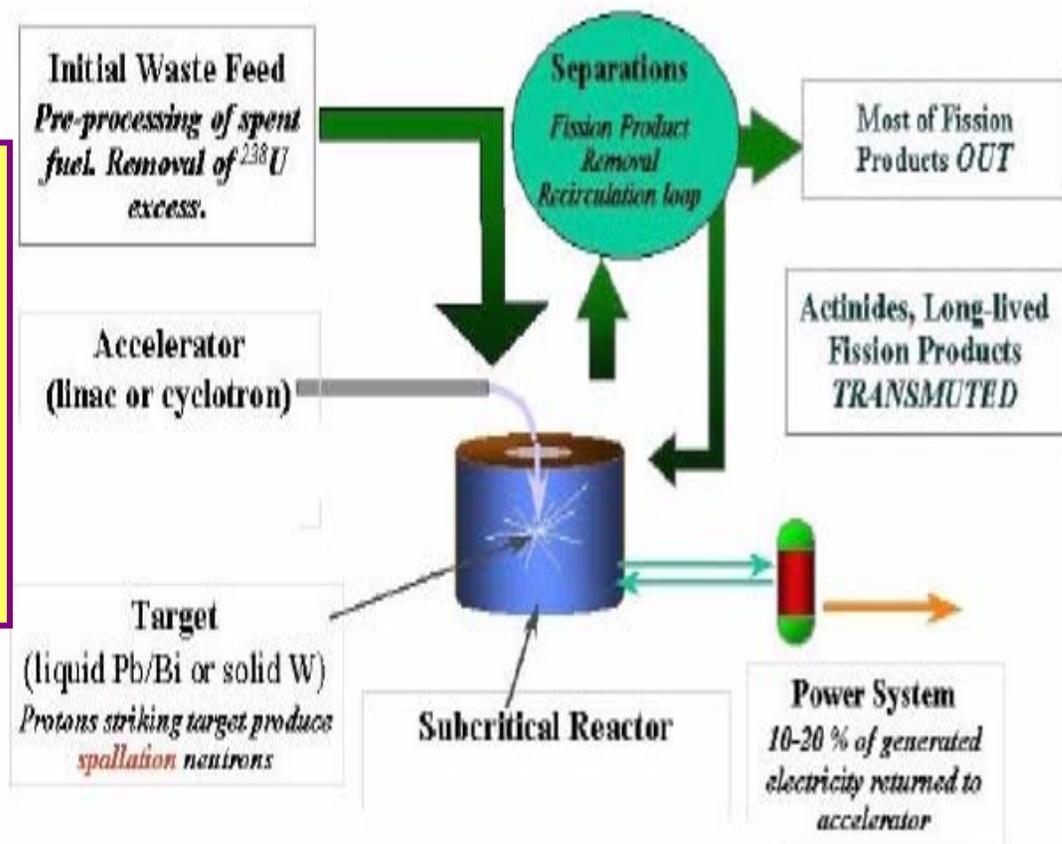
Il principio su cui si basa l'ADS e quello di indurre nel sistema una reazione nucleare a catena sostenuta da una sorgente di neutroni di spallazione che porti alla **fissione degli MA** e alla **trasmutazione dei prodotti di fissione LLFP per cattura neutronica**, trasformandoli in specie nucleari stabili o comunque a più breve tempo di dimezzamento.

Un **sistema ADS** e' essenzialmente costituito da 3 componenti principali:

- un acceleratore di protoni
- un bersaglio di spallazione (**sorgente di neutroni**)
- un reattore nucleare sottocritico ( $k < 1$ ) [i neutroni da spallazione garantiscono  $k = 1$ ]



Un ADS utilizza un acceleratore di protoni ad alta energia assorbente una potenza di circa 10-20 MW ( $E \sim 10^9 \text{eV}$ ,  $I \sim 10\text{-}20 \text{mA}$ ); i protoni impattano su di un bersaglio, tipicamente un metallo pesante (Pb,...), dando luogo ad una **reazione** detta **di spallazione** che frantuma il nucleo bersaglio in nuclidi piu' leggeri causando l'emissione di ~30 neutroni di evaporazione per bersaglio (con energia media  $\sim 10^6 \text{eV}$ ), emessi per diseccitazione dai nuclei formati dalla disintegrazione del nucleo bersagli.



Il **bersaglio di spallazione** e' circondato da elementi di combustibile che costituiscono un **nocciolo sottocritico** di un reattore contenente sia le scorie nucleari da incenerire che il combustibile per la produzione di energia.

Il **refrigerante** e' tipicamente un metallo liquido (un sale fuso) per reattori sottocritici veloci (termici). Gli ADS termici hanno uno spettro neutronico termico o epitermico e le scorie da incenerire vengono disciolte nel sale.

## TRANSMUTAZIONE – 4: ADS come INCENERITORI DI POTENZA

L'attenzione degli studi sugli ADS ricade essenzialmente sull'**incenerimento** e sulla **trasmutazione** mentre **la produzione di energia e' su una scala temporale piu' lunga.**

**Il ciclo del combustibile torio-uranio** [che sfrutta la produzione del fissile U-233 a partire dal fertile Th-232 che e' abbondantissimo in natura (4 volte l'U-238)] e' piu' pulito del ciclo uranio-plutonio: **minore produzione complessiva di elementi TRU !**

## TRASMUTAZIONE – 5: ADS: problematiche & attività di ricerca

Per ognuno dei 3 componenti principali degli ADS (acceleratore, bersaglio, reattore sottocritico) esistono programmi di ricerca riguardanti anche aspetti di base e spesso supportati da intense attività sperimentali:

- la scelta e la **caratterizzazione** del **materiale** da utilizzare come **bersaglio** per la reazione di spallazione;
- la **caratterizzazione** dei **materiali strutturali**, come p.es. l'incamiciatura del combustibile nel caso degli ADS con metalli fusi come refrigerante [gli acciai inox di incamiciatura utilizzati nei reattori veloci e refrigerati a sodio fuso sono inutilizzabili per reattori con piombo o piombo-bismuto come refrigerante (causa corrosione)];
- termofluidodinamica dei metalli liquidi e dei sali fusi;
- la realizzazione tecnologica degli acceleratori ad elevata potenza (**un'applicazione industriale** di tale sistema richiede ulteriori sviluppi tecnologici);
- il comportamento statico dei reattori sotto-critici e' ben studiato e sicuro, mentre l'effetto dei **transienti di criticità nel nocciolo** indotti dalle perdite del fascio e l'effetto delle **fluttuazioni di temperatura** associata alla frequenza di queste perdite;
- vari aspetti operazionali legati all'accoppiamento acceleratore-reattore;
- l'ottimizzazione delle metodologie di riprocessamento e partizionamento del combustibile esaurito dell'LWR da adottare negli stessi ADS (vedi slide seguente).

## TRASMUTAZIONE – 6: requisiti per le tecniche di suddivisione

Per poter utilizzare un sistema ADS come bruciatore di scorie e' cruciale il **pre-processamento del combustibile esaurito** al fine di poter estrarne tutti e soli quei nuclidi di cui si richiede la trasmutazione o l'incenerimento; i FP a vita breve verrebbero direttamente inviati ai siti di stoccaggio.

Esistono 2 tipi diversi di processo per la **separazione dei nuclidi a vita lunga**:

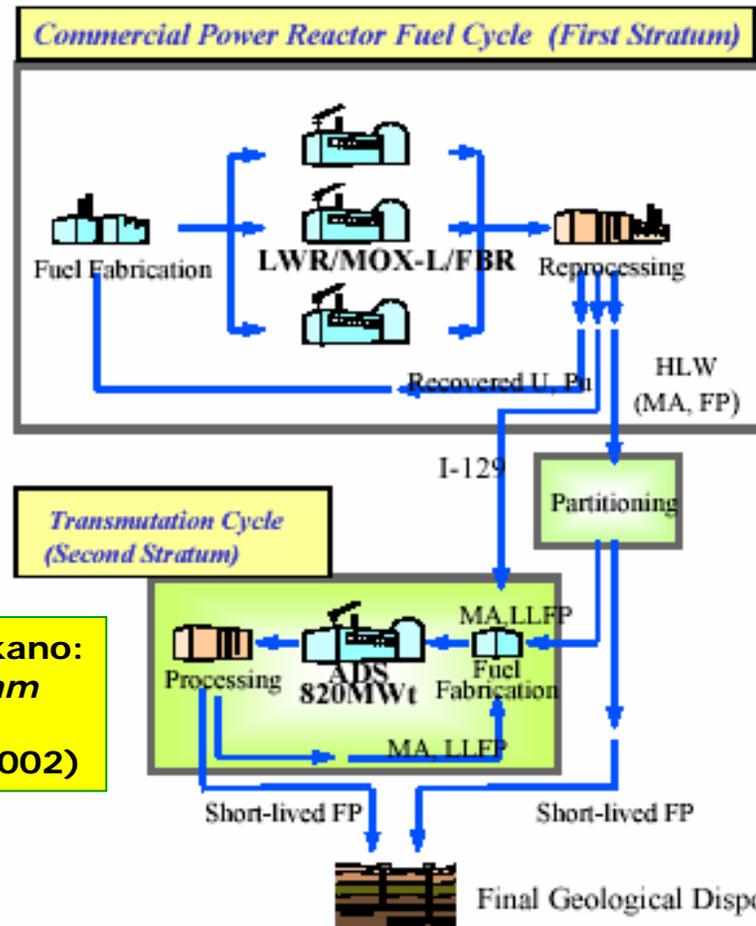
- **processo idrochimico (umido)** come il Purex (basato sulla dissoluzione del combustibile in acido nitrico).
- **processo pirochimico (secco)** (basato p.es. sull'elettroraffinamento in sali fusi)

Il **Purex** e' sicuramente il processo piu' importante per la separazione dell'U e del Pu dal combustibile irraggiato (con efficienza del 99%), mentre per l'estrazione dei MA la sua ottimizzazione richiede ancora tempo.

I **processi pirochimici** sarebbero economicamente vantaggiosi per trattare combustibili con alta concentrazione di MA grazie alla maggiore stabilita' alle radiazioni dei sali fusi rispetto ai solventi organici. Anche per la produzione del MOX destinato a eventuali FR tali processi sarebbero vantaggiosi nel ridurre i rischi radiologici e nell'eliminare la necessita' del trasporto (la suddivisione pirochimica puo' essere organizzata nel sito stesso della centrale a differenza del Purex).

In ogni caso, allo stato attuale, le tecniche di separazione dei MA e dei prodotti di fissione sono ancora studiate in laboratorio, sia che si tratti di processi umidi che secchi. **Si vogliono ottenere efficienze di separazione elevate (99% e 95% rispettivamente) per minimizzare le "scorie di coda"**. Il raggiungimento di tale obiettivo sembra realistico dato lo stato attuale di avanzamento delle tecniche di suddivisione.

## ANALISI degli SCENARI FUTURI



## Concept of Double-Strata Fuel Cycle



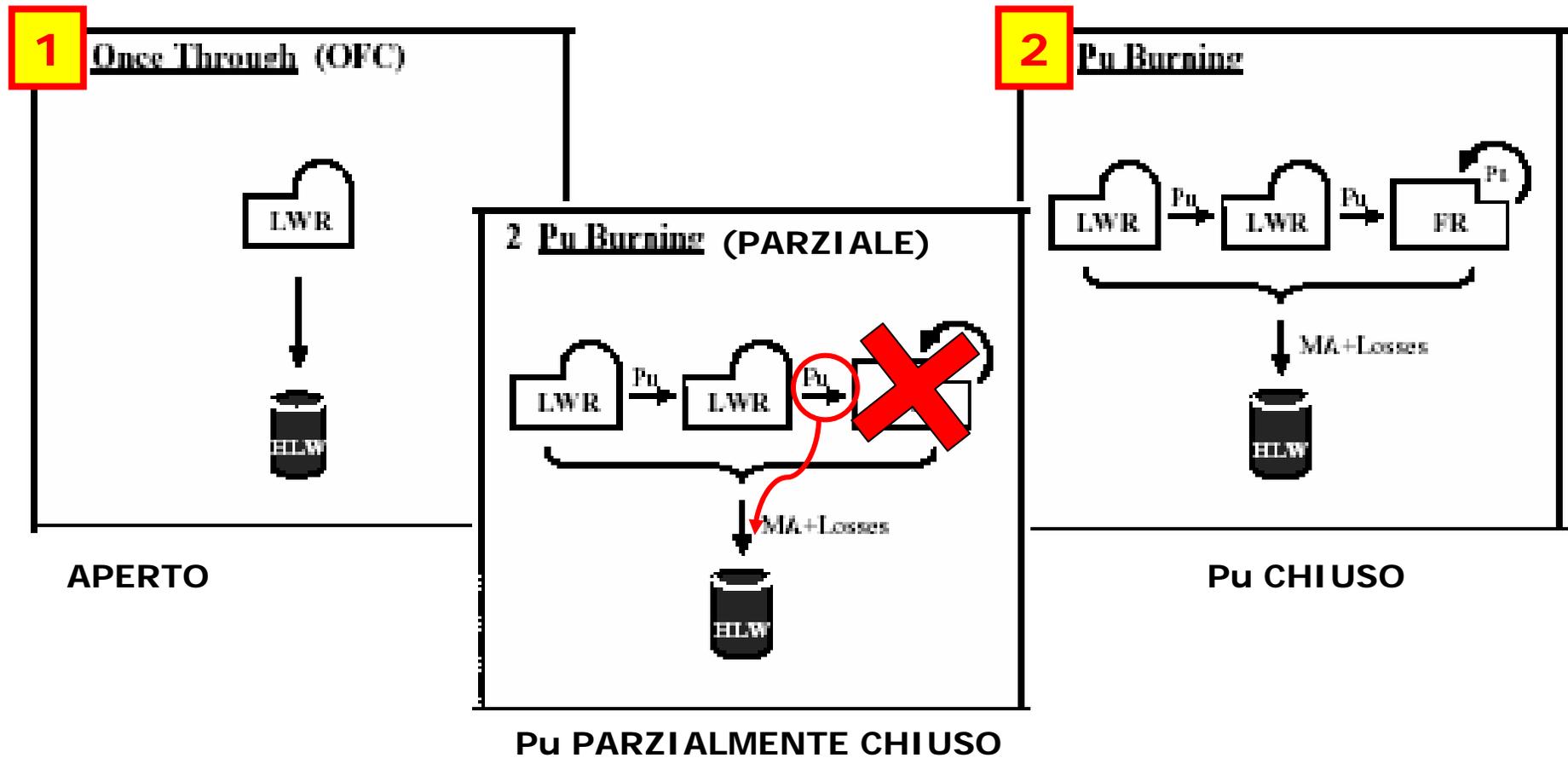
- Addition of transmutation cycle to the current fuel cycle.
- Recovery of long-lived nuclides from HLW
- Transmutation by a dedicated system (ADS)
  - ✓ *Hard neutron spectrum*
  - ✓ *High MA concentration*
- Optimization of current fuel cycle
- Adoption of nitride fuel and pyrochemical process
  - ✓ *Good compatibility with MA*
  - ✓ *Recovery and recycle of N-15*



Goal : *Transmute 99.5% of MA*

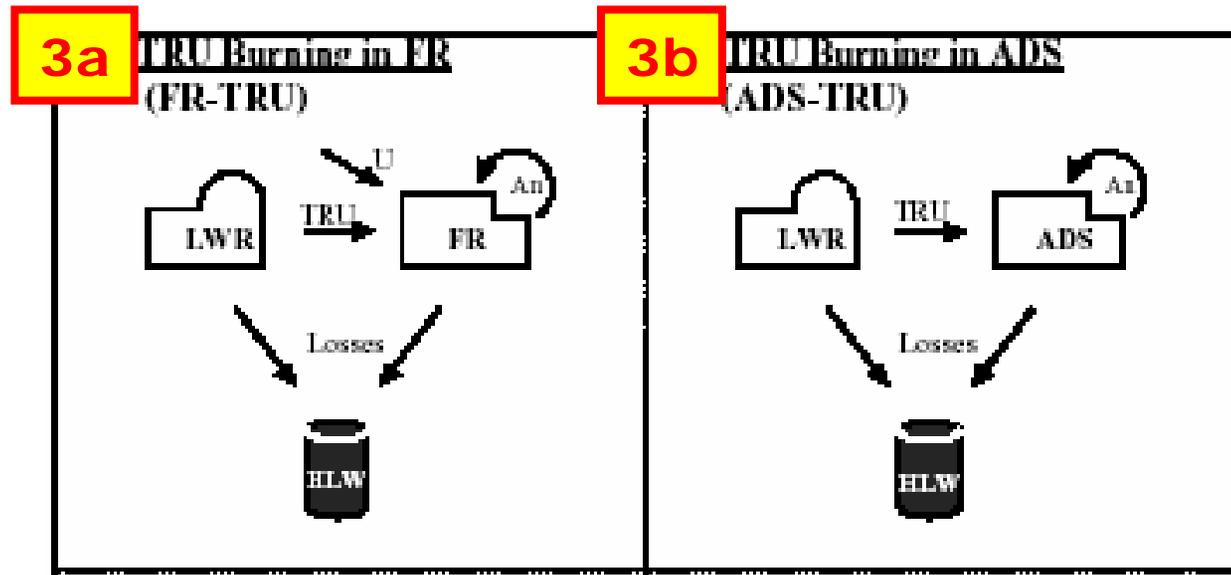
Da un seminario di H.Takano:  
 "Japanese ADS Program  
 by JAERI-KEK"  
 (Paris R&D Workshop -2002)

## Schemi con cicli del combustibile aperti o parzialmente chiusi



Questi schemi li abbiamo già discussi in precedenza !

## Schemi-base di cicli chiusi innovativi (cioe' con TRU completamente bruciati)

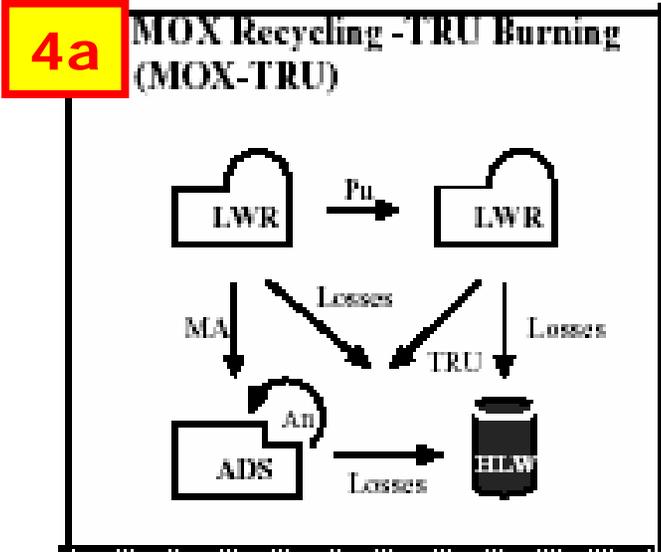


I reattori veloci (FR) bruciano anche gli MA oltre al Pu

Gli ADS funzionano da reattori di potenza che bruciano sia Pu che MA [il cosiddetto *SINGOLO STRATO*]

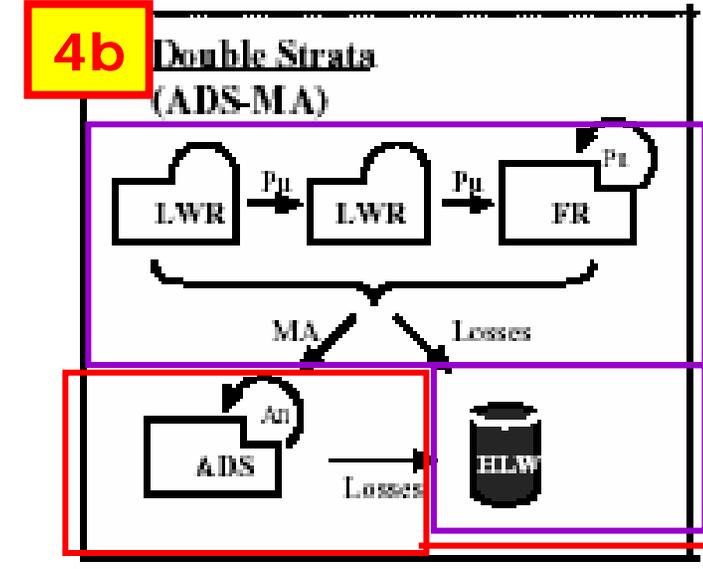
Questi schemi sono la base di 2 possibili cicli chiusi, innovativi nella strategia di bruciamento dei TRU, uno con FR e l'altro con ADS, in cui Pu e MA sono gestiti insieme per minimizzare il rischio di proliferazione.

## Schemi realistici basati sugli ADS



Questo schema **MOX-TRU** combina:

- lo schema Pu-burning (ma parzialmente chiuso: il Pu non viene completamente bruciato in un reattore veloce);
- lo schema ADS-TRU (gli **ADS funzionano da reattore**: bruciano sia il Pu residuo che gli MA)

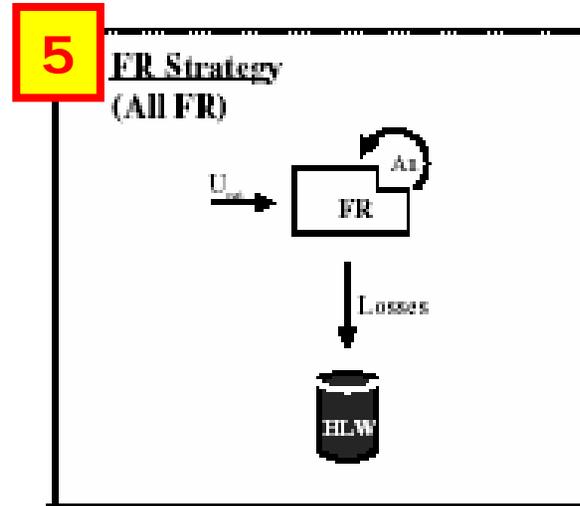


Questo e' proprio il Pu-burning chiuso (cioe' con reattore veloce) con l'aggiunta degli **ADS che fanno da semplici bruciatori di MA** [il cosiddetto **DOPPIO STRATO**]

Pu-burning (1° strato)

2° strato

## Schema basato sui futuri FR (di nuova generazione)



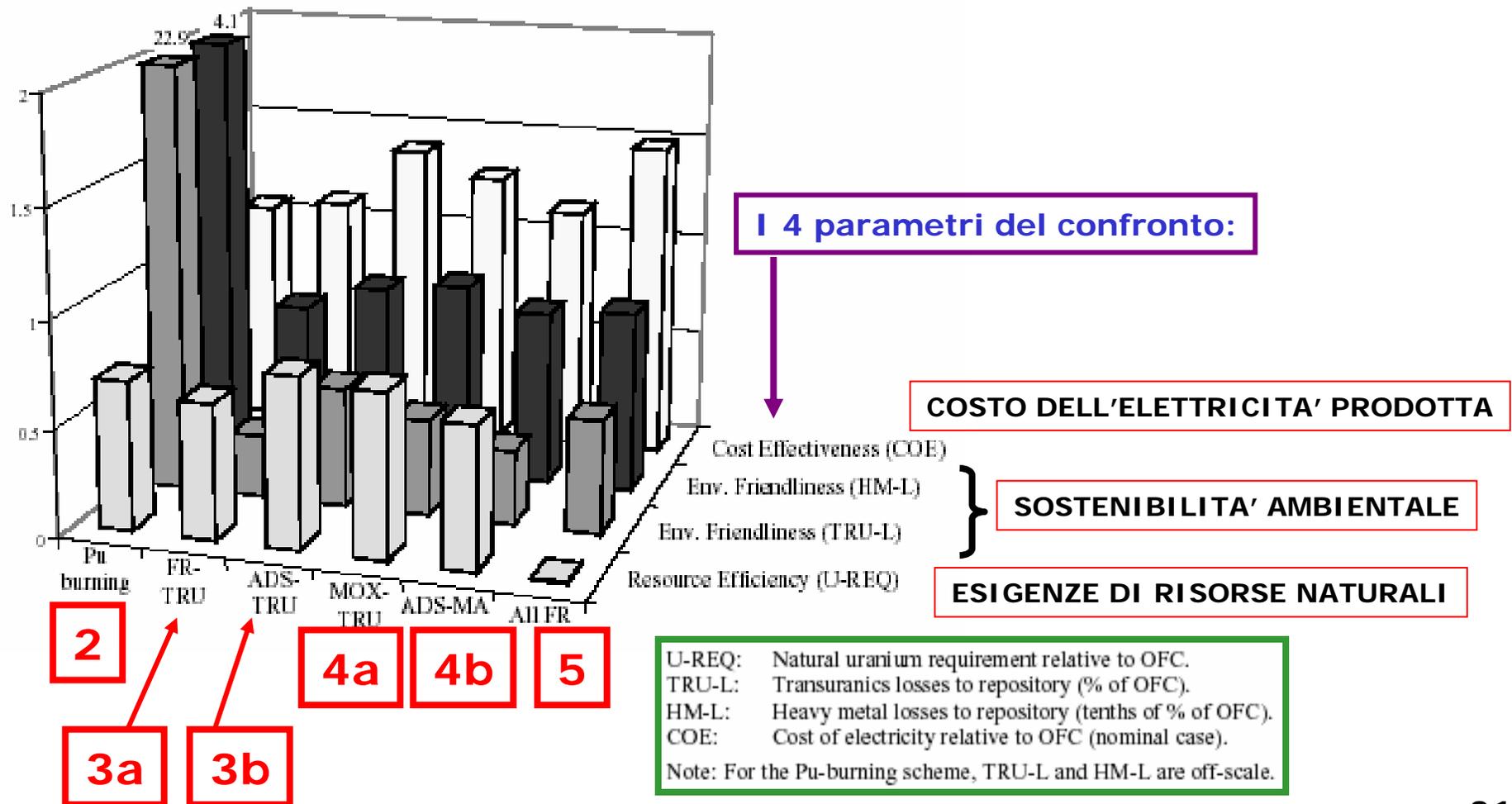
La strategia in prospettiva e' utilizzare in gran quantita' reattori convertitori veloci, sostituendo progressivamente ma completamente gli LWR, migliorando sensibilmente l'efficienza di utilizzo dell'U.

Questa strategia puo' utilizzare sia reattori veloci convenzionali i quali presentano un ciclo del Pu chiuso ma scorie di elevata radiotossicita' per la presenza degli altri TRU e MA, sia **reattori veloci integrati (Integrated Fast reactor [IFR])** per i quali e' previsto un riciclo completo per MA, TRU e LLFP che verrebbero inceneriti come combustibile nucleare.

# ANALISI COMPARATIVA DELLE VARIE STRATEGIE DI INCENERIMENTO

Un recente studio americano fa un'analisi comparativa delle varie strategie di trasmutazione in relazione alle esigenze dei cicli di combustibile, agli aspetti economici, alla sostenibilita' ambientale e alla necessita' di R&D.

[Il confronto e' rispetto al ciclo OFC; tutti i reattori sono assunti essere di potenza].



## Alcune conclusioni deducibili dalla comparazione:

1) Regarding waste production and technological aspects, the FR-TRU and the ADS-MA scheme are similarly attractive. The 1<sup>st</sup> can gradually evolve to a pure fast reactor strategy, but requires higher initial investment in fast reactor and advanced fuel cycle technologies. The 2<sup>nd</sup> confines the minor actinides to a small side-stream of the fuel cycle where, however, very innovative technology is needed. Here, the ADS has the advantage that it can burn pure minor actinides while avoiding a deterioration of the core safety characteristics.

2) The economic analysis indicates that ADS-based trans-mutation technology can be made more competitive by burning as much plutonium as possible in conventional reactors, i.e. MOX-fuelled LWRs and FRs. This favours the ADS-MA scheme, which, together with the FR-TRU scheme, also features the lowest electricity costs of all trans-mutation schemes. In these cases, P&T is estimated to add a relatively modest 10-20% to the electricity costs of the OTC cycle. Although such cost increases would be unacceptable to the market at present, they are limited and might be affordable in the future if price increases rendered fossil fuels less competitive or society placed a premium on reducing waste radiotoxicity.

3)

- The ADS is particularly suited as a “dedicated” minor actinide burner in steady-state scenarios and provides flexibility in transient scenarios.
- The ADS-based evolutionary, and the FR-based innovative, approaches appear to be attractive transmutation strategies, from both technical and economic viewpoints.
- The full potential of a transmutation system can be exploited only if the system is utilised for a minimum time period of about a hundred years.

**In tutti gli scenari in cui si impiegherebbero ADS si vede che gli ADS **non sono alternativi** ai reattori quanto piuttosto complementari ai reattori nel ciclo del combustibile:**

- **gli ADS sono piu' economici per unita' di massa trasmutata di TRU;**
- **i reattori sono piu' economici per unita' di elettricita' .**

## RICAPITOLANDO ...

NEL FUTURO **PROSSIMO** ...

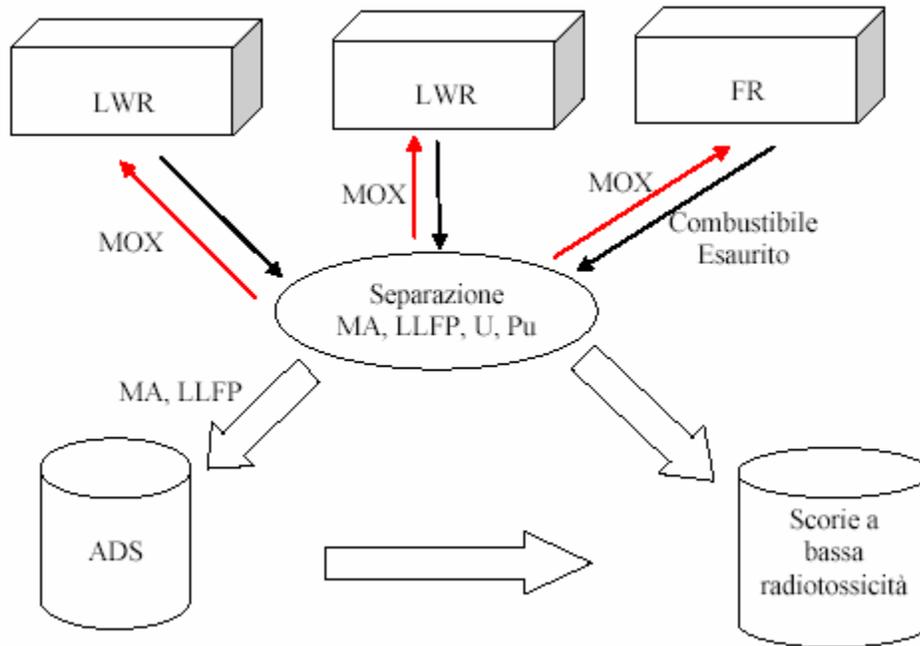
... I 2 SCENARI DI PRODUZIONE DI ENERGIA NUCLEARE  
E INCENERIMENTO DELLE SCORIE NUCLEARI SONO:

- A **DOPPIO STRATO** (MOX + ADS)
- A **SINGOLO STRATO** (ADS-TRU)

Entrambi ricorrono alle tecniche di **SUDDIVISIONE**  
&  
**TRASMUTAZIONE (P&T)**

... che sono in fase di intenso studio (per ora di tipo dimostrativo  
ma con il fine di raggiungere l'industrializzazione).

## RICAPITOLANDO: 2 SCENARI DEL FUTURO PROSSIMO: 1) DOPPIO STRATO



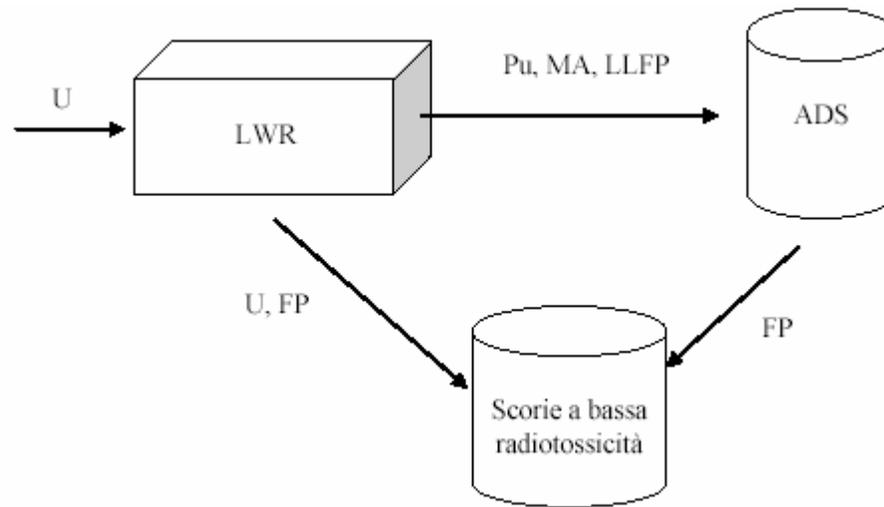
**Pu e U vengono estratti dai reattori convenzionali e separati dagli MA e dagli FP a lunga vita.**

**Mentre Pu e U sono miscelati (MOX) e riutilizzabili nei reattori convenzionali sia termici che veloci, MA e LLFP vengono inviati all'ADS quale sistema di trasmutazione indipendente.**

**Molte tipologie di reattori sottocritici di tipo ADS sono in fase di studio per realizzare questa metodologia di incenerimento a doppio strato, sia con vari tipi di refrigerante che con diverse tipologie di combustibile. Si sta valutando anche la possibilità di realizzare all'interno del nocciolo zone di flusso termico/epitermico per migliorare l'efficienza della trasmutazione dei prodotti di fissione a vita lunga (I-129, Tc-99).**

**Tutti questi studi si basano in parte sulle esperienze già acquisite sui reattori veloci prototipi o di potenza come quelli russi a Pb-Bismuto usati sui sottomarini, o il Phenix /SuperPhenix francese o l'analogo giapponese anch'esso refrigerato a sodio liquido.**

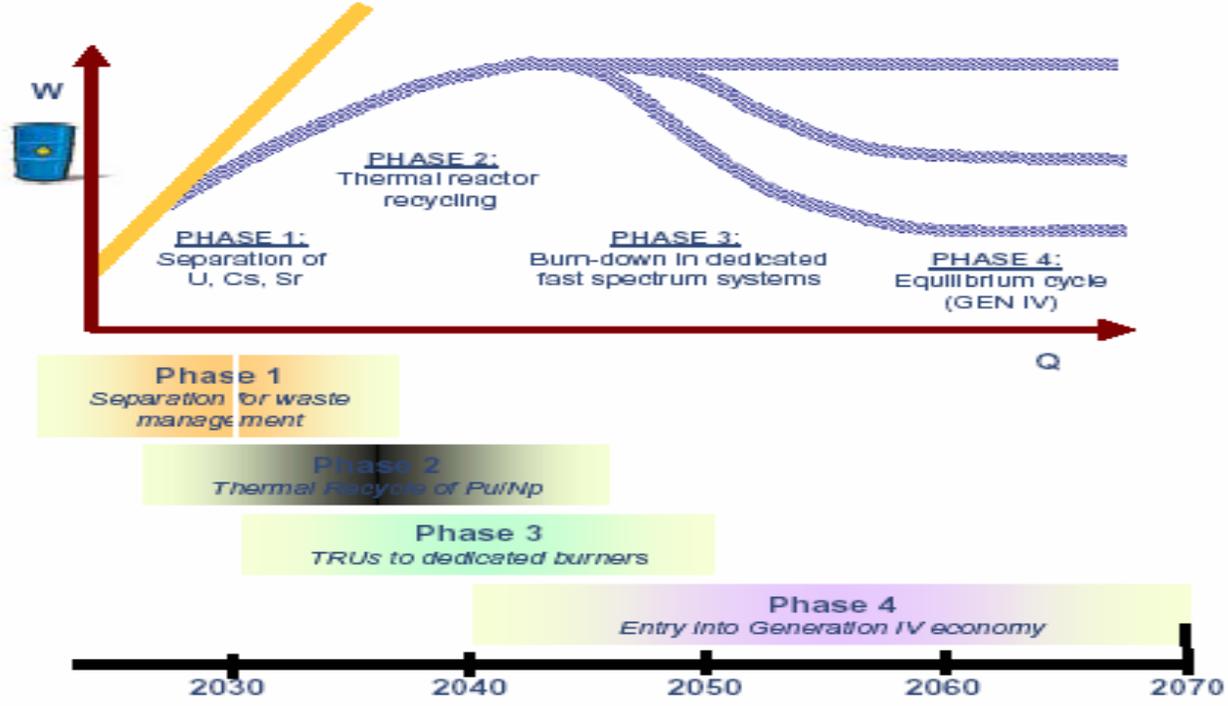
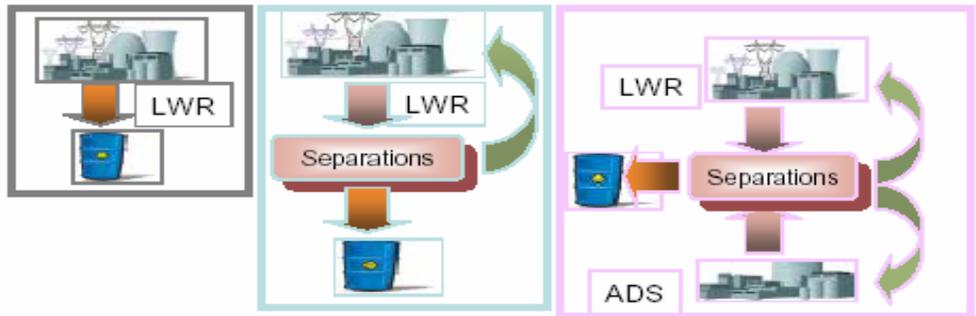
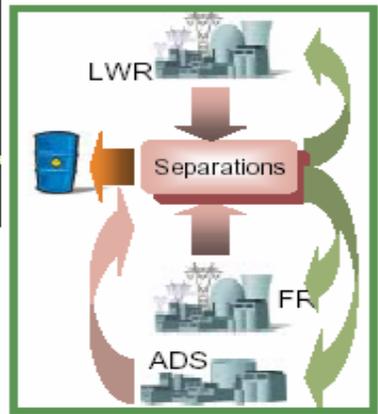
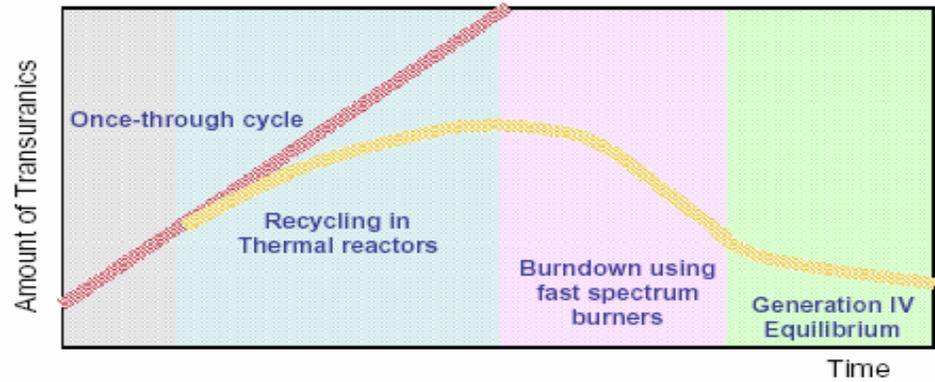
**RICAPITOLANDO: 2 SCENARI DEL FUTURO PROSSIMO: 2) SINGOLO STRATO**



**In questo caso il Pu, gli MA ed i LLFP vengono bruciati insieme.**

Attualmente sono in corso molti studi per la realizzazione di uno scenario di incenerimento a singolo strato; questi studi includono sia gli ADS simili a quelli descritti nello scenario a doppio strato, ovvero sottocritici e a spettro veloce refrigerati a metallo fuso o gas, sia ADS sottocritici ma con spettro termico e refrigerati a sali fusi.

# SCENARI DEL FUTURO NELLA NUOVA STRATEGIA USA



- Phase 1:** Separations and partitioning of waste into preferred waste forms.
- Phase 2:** Recycle of Pu and Np in Light Water Reactors. Inert matrix fuel or Mixed Actinide Oxide (MAX).
- Phase 3:** Combination of Pu and Np recycle in LWRs plus burn down of plutonium and minor actinides in either low conversion rate Fast Reactors or **Accelerator Driven Systems**.
- Phase 4:** Transition to Fast Breeder Reactor with recycle of plutonium and minor actinides. Residual minor actinides sent to **ADS**.

## SPUNTI BIBLIOGRAFICI in rete - I

### Siti di interesse generale sull' energia nucleare:

- <http://www.iaea.org/>
- <http://www.nea.fr/>
- <http://www.globalsecurity.org/>

### Suddivisione e transmutazione :

- [http://www.ictp.trieste.it/~pub\\_off/lectures/Ins012/Baetsle.pdf](http://www.ictp.trieste.it/~pub_off/lectures/Ins012/Baetsle.pdf)

### MOX, ciclo del Pu :

- <http://www.uic.com.au/nip42.htm>
- <http://www.uic.com.au/nip18.htm>

### Informazioni sull'evoluzione storica delle centrali nucleari e sulle tipologie:

- <http://users.owt.com/smsrpm/nksafe/>
- [http://cameco.com/uranium\\_101/uranium\\_science/nuclear\\_reactors/index.php](http://cameco.com/uranium_101/uranium_science/nuclear_reactors/index.php)
- [http://www.francenuc.org/en\\_chn/reactors\\_e.htm](http://www.francenuc.org/en_chn/reactors_e.htm)

## SPUNTI BIBLIOGRAFICI in rete - II

Sito dedicato al "Transmutation Research Program": <http://aaa.nevada.edu/> ;

vi sono anche i contributi al: *Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation Eight Information Exchange Meeting*, Nov. 9-11, 2004.

**Sui sistemi ADS:**

- <http://www.nupecc.org/iai2001/pdf/ADS.pdf>

**Review dei vari programmi di ricerca realizzati in seno alla EC per lo sviluppo e la realizzazione di un sistema ADS:**

- A European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems for Nuclear Waste Incineration, The European Technical Working Group on ADS, Publ. by ENEA Communication and Information Unit, Rome (2001), **ISBN-88-8286-008-6**.

- <http://etd.adm.unipi.it/theses/available/etd-09222004-193116/unrestricted/0-Capitolo.pdf>

- <http://etd.adm.unipi.it/theses/available/etd-09222004-193116/unrestricted/1-Capitolo.pdf>

**Scenari futuri con studi comparativi:**

- <http://www.nea.fr/html/ndd/reports/2002/3109/nea3109annexB.pdf>

- [http://www.gedeon.prd.fr/ATELIERS/AT19\\_20\\_11\\_2001/scenarii\\_ocde/  
Presentation-Gedeon-Cometto.pdf](http://www.gedeon.prd.fr/ATELIERS/AT19_20_11_2001/scenarii_ocde/Presentation-Gedeon-Cometto.pdf)

**FINE**