

Analisi della neutronica e del ciclo del combustibile del reattore Triga Mark II del LENA

Ezio Previtali
INFN Sezione Milano Bicocca

Progetto finanziato dalla CSN5 dell'INFN per:

Sviluppo di metodologie di analisi flessibili per la determinazione dei parametri di criticità dei noccioli di reattori nucleari e di complessi nucleari sottocritici, della distribuzione dei flussi neutronici e dell'evoluzione temporale della composizione del combustibile nucleare (cinetica dei veleni, produzione degli attinidi e bruciamento).



Reattore sperimentale utilizzato per i test:
TRIGA Mark II della General Atomic installato presso il LENA dell'Università di Pavia

Gruppi di ricerca coinvolti:

Sezione di Milano Bicocca

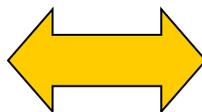
Dipartimento di Fisica Bicocca

Politecnico di Milano

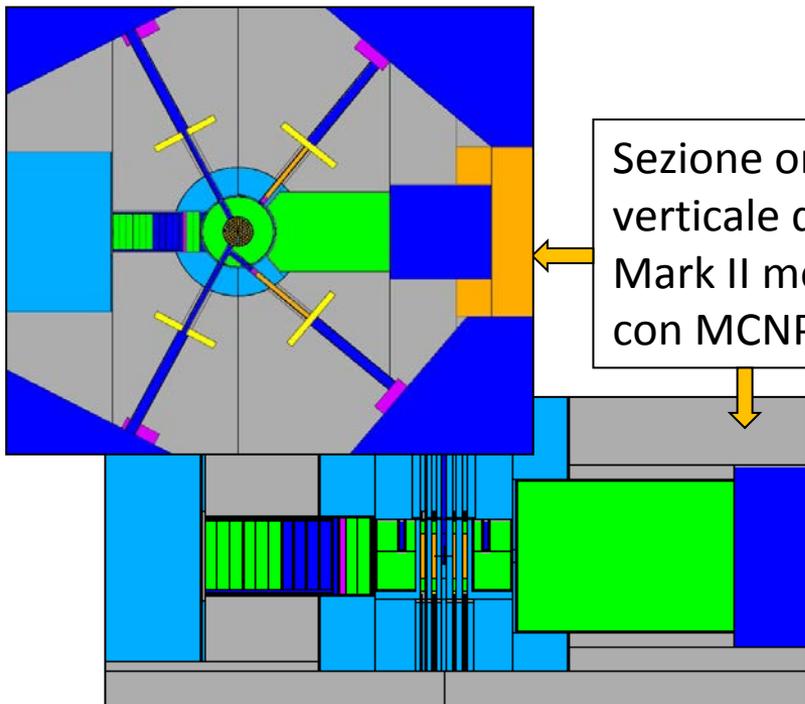
Sezione di Pavia

LENA

Modelli di calcolo evoluti, basati su **metodi Monte Carlo e modelli multi-fisici**.



Validazione dei modelli mediante confronto e **misure dirette** sul reattore TRIGA Mark II del LENA (PV)



Sezione orizzontale e verticale del TRIGA Mark II modellizzato con MCNP

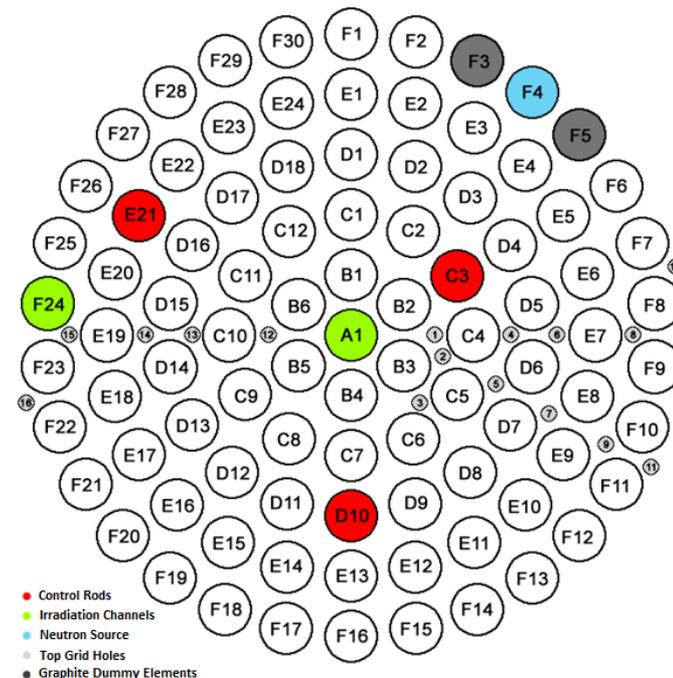
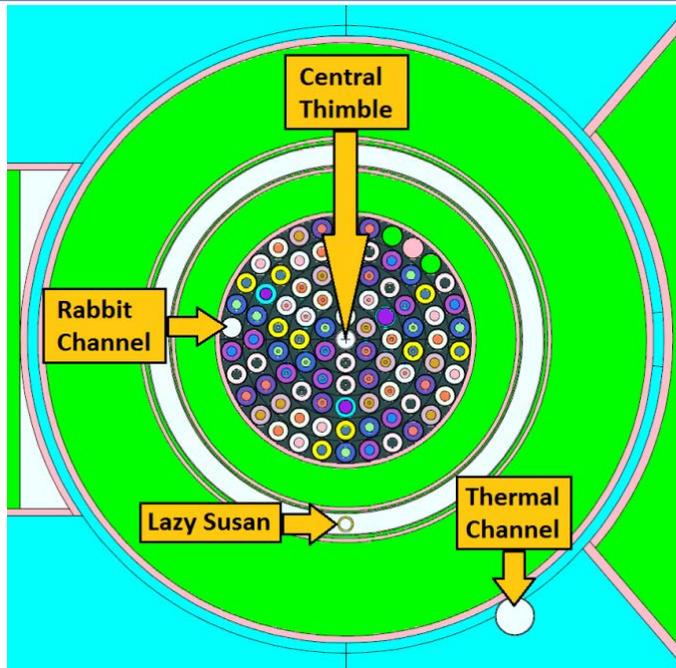


- Ricostruzione geometrie complesse.
- Determinazione dei flussi neutronici.
- Calcoli di criticità.

- Reattore di ricerca moderato e raffreddato con H₂O.
- Combustibile: miscela di uranio arricchito al 20% in ²³⁵U e di HZr.
- Potenza max: 250 kW (regime stazionario).

Il progetto si è concluso a fine del 2013. In tre anni ha condotto una serie di studi e analisi

- ***Ricostruzione al simulatore delle condizioni di criticità:***
 - Reattore freddo e pulito in condizioni di prima carica
 - Mappature di potenza e temperatura a funzionamento nominale
 - Reattore in condizioni operative di piena potenza
 - Ricostruzione dei parametri di macchina basato sulla configurazione nominale
 - Sviluppo di modelli multifisici per analisi dinamiche del reattore
- ***Misure sperimentali sul TRIGA per validazione modello al simulatore:***
 - Nuovo DAQ installato sul reattore per migliorare la presa dati
 - Mappatura del campo neutronico tramite attivazione di targhette specifiche
 - Mappatura del campo di temperature del fluido termovettore interno al nocciolo
- ***Sviluppo metodi e modelli statistici per l'analisi dei flussi neutronici:***
 - Realizzazione di un modello Bayesiano per spettrometria neutronica
 - Mappature del flusso neutronico termico e veloce del TRIGA
 - Analisi di nuovi canali di irraggiamento (Canale F)
- ***Ricostruzione del burnup del combustibile nel reattore TRIGA Mark II del LENA:***
 - Ricostruzione storica del tempo di funzionamento del reattore
 - Analisi del bruciamento del combustibile tramite modello MCB
 - Studio del ciclo del combustibile con un modello di evoluzione sviluppato più MCNP
 - Valutazione di combustibile e veleni per singola barra su 50 anni di funzionamento
 - *Modellizzazione e riconfigurazione ottimale del core del reattore TRIGA Mark II*

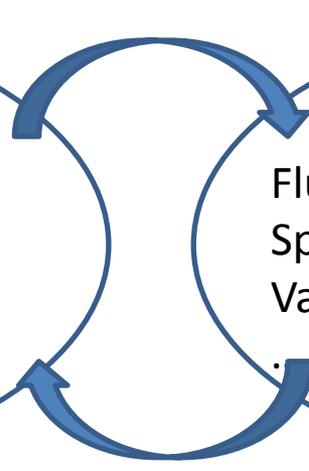


Modello

Condizioni full power
 Distribuzione di potenza
 Valori di temperatura

Misure

Flusso dell'ordine di 10^{13} n/(cm sec)
 Spettro da ricostruire fino a 10 MeV
 Valutazione dell'errore di misura



NAA (Neutron Activation Analysis) comporta l'esposizione di campioni al flusso neutronico

Irraggiamento di elementi di massa nota.



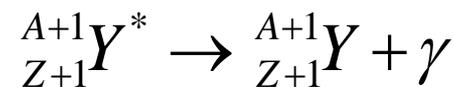
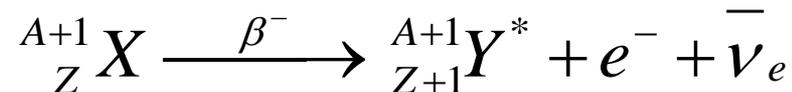
Le reazioni nucleari indotte da neutroni.



Misura del rate di attivazione (R) dalla misura della radioattività indotta



Misura assoluta di flusso della relazione



$$R = N \int \sigma(E)\phi(E)dE$$

Quindi le operazioni da fare sono:

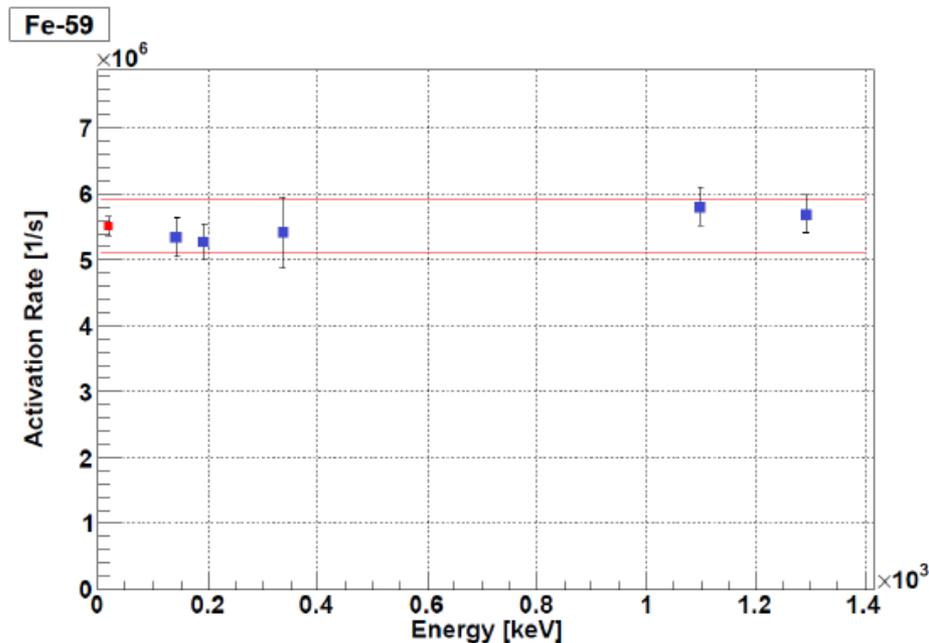
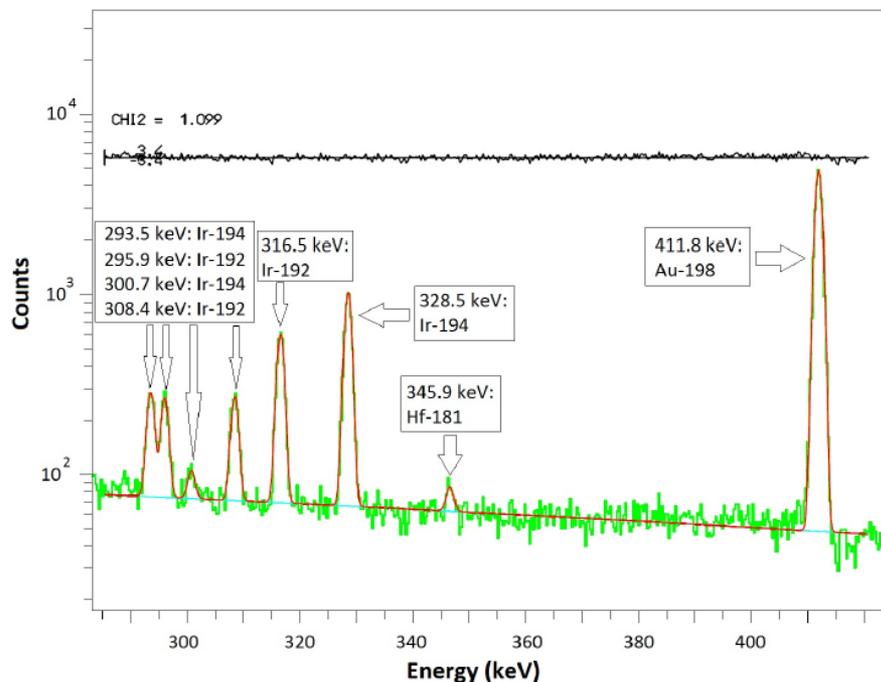
Scegliere uno standard di riferimento che contiene i “giusti” elementi

Standard Name	Elements	Concentration ($\mu\text{g}/\text{mL}$)
STD 2	Sc, La, Sm, Eu, Tb, Ho, Lu, Th	$10.0 \pm 1\%$
STD 3	Cr, Co, Ga, As, Se, Ag, Cd, In, Cs, U	$10.0 \pm 1\%$
STD 4	Ru, Sb, Hf, Ir, Au	$10.0 \pm 1\%$

Esporlo al flusso neutronico del reattore in uno specifico canale di irraggiamento

Facility	Date	t_{irr}	Power [kW]	Samples
Central Thimble	21 Nov 2011	2h	250	STD, Fe, Ni, Ge
	22 Nov 2011	2h	2.5	In
Rabbit Channel	21 Nov 2011	2h	250	STD, Fe, Ni, Ge
	10 Apr 2012	2h	250	In
Lazy Susan	11 Apr 2012	6h	250	STD, Fe, Ni, Ge, In
Thermal Channel	31 Jul 2012	3h	250	STD, Fe, Co, Ni, Ge, In

Estrarlo dal reattore ed effettuare la spettroscopia gamma della radioattività indotta



Misurare per ogni elemento il rate di attivazione

Calcolando quindi la sezione d'urto efficace è possibile determinare il flusso totale

$$\sigma_{eff} = \frac{\int \sigma(E)\varphi(E)dE}{\int \varphi(E)dE} \quad \Phi_{TOT} = \int \varphi(E)dE \quad \longrightarrow \quad R = N\sigma_{eff}\Phi_{TOT}$$

..... ma non lo spettro in energia dei neutroni!!!!

..... suddividendo però il flusso in diversi gruppi energetici

$$\frac{R}{N} = \sigma_{eff} \Phi_{TOT} = \sum_i \sigma_{GRi} \Phi_{GRi} \qquad \sigma_{GRi} = \frac{\int_{E_{in_GRi}}^{E_{fin_GRi}} \sigma(E) \varphi(E) dE}{\int_{E_{in_GRi}}^{E_{fin_GRi}} \varphi(E) dE}$$

Posso pensare di risolvere un sistema di n equazioni in n incognite

$$\begin{cases} \frac{R_A}{N_A} = \sigma_{1A} \Phi_1 + \sigma_{2A} \Phi_2 + \sigma_{3A} \Phi_3 \\ \frac{R_B}{N_B} = \sigma_{1B} \Phi_1 + \sigma_{2B} \Phi_2 + \sigma_{3B} \Phi_3 \\ \frac{R_C}{N_C} = \sigma_{1C} \Phi_1 + \sigma_{2C} \Phi_2 + \sigma_{3C} \Phi_3 \end{cases}$$

- Coefficienti: σ_{eff} a gruppi
- Termine noto: Rate di attivazione / n° isotopi precursori nel campione irraggiato.

La risoluzione “diretta” del sistema così fatto comporta però’

- Possibili soluzioni “non fisiche” per alcuni gruppi di flusso
- Problema nell’introdurre le incertezze sperimentali sui coefficienti

Soluzione proposta (by D. Chiesa):

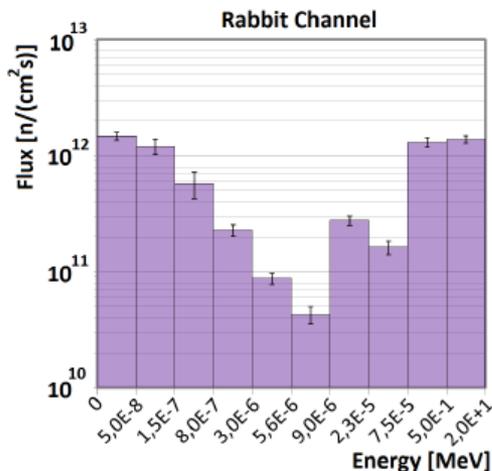
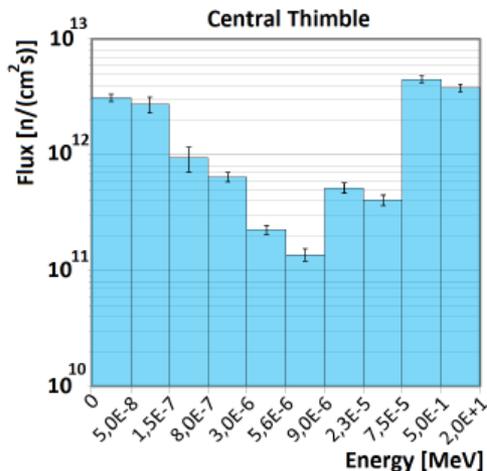
Analisi Statistica Bayesiana basata su Monte Carlo Markov Chains (MCMC)

Teorema di Bayes

$$P(\theta|data) = K * P(data|\theta) * P(\theta)$$

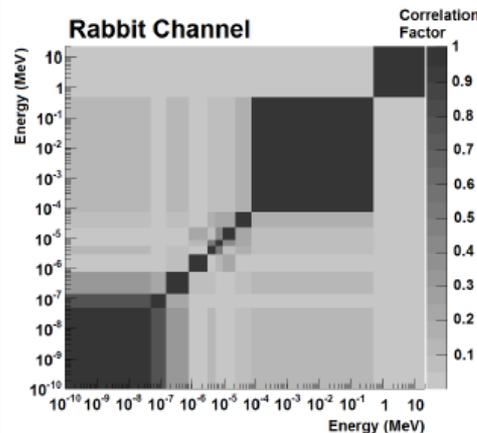
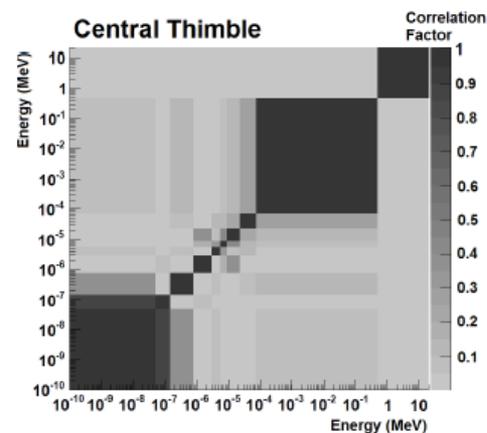
Posterior
Likelihood
Prior





Abbiamo così realizzato uno spettrometro per neutroni che è

- Sensibile anche ad elevati flussi
- Ha un esteso range energetico
- Consente analisi di sensibilità
- Non necessita di flussi di guess
- Fornisce mappa correlazione
- Può avere varie applicazioni



Energy Limits (eV)	Central Thimble		Rabbit Channel	
	Flux [$n/(cm^2s)$]	$\epsilon_r\%$	Flux [$n/(cm^2s)$]	$\epsilon_r\%$
0 → 0.05	$(3.09 \pm 0.23)10^{12}$	7.5	$(1.47 \pm 0.11)10^{12}$	7.2
0.05 → 0.15	$(2.72 \pm 0.42)10^{12}$	15	$(1.21 \pm 0.19)10^{12}$	16
0.15 → 0.8	$(9.43 \pm 2.27)10^{11}$	24	$(5.77 \pm 1.50)10^{11}$	26
0.8 → 3	$(6.45 \pm 0.62)10^{11}$	9.7	$(2.28 \pm 0.26)10^{11}$	11
3 → 5.6	$(2.27 \pm 0.21)10^{11}$	9.1	$(8.76 \pm 0.92)10^{10}$	10
5.6 → 9	$(1.38 \pm 0.16)10^{11}$	12	$(4.27 \pm 0.73)10^{10}$	17
9 → 23	$(5.17 \pm 0.55)10^{11}$	10	$(2.77 \pm 0.25)10^{11}$	9.1
23 → 75	$(4.07 \pm 0.44)10^{11}$	11	$(1.62 \pm 0.21)10^{11}$	13
75 → 0.5M	$(4.50 \pm 0.31)10^{12}$	6.8	$(1.31 \pm 0.13)10^{12}$	9.6
0.5M → 20M	$(3.80 \pm 0.28)10^{12}$	7.4	$(1.38 \pm 0.10)10^{12}$	7.2
Φ_{tot}	$(1.70 \pm 0.05)10^{13}$	2.8	$(6.74 \pm 0.19)10^{12}$	2.9

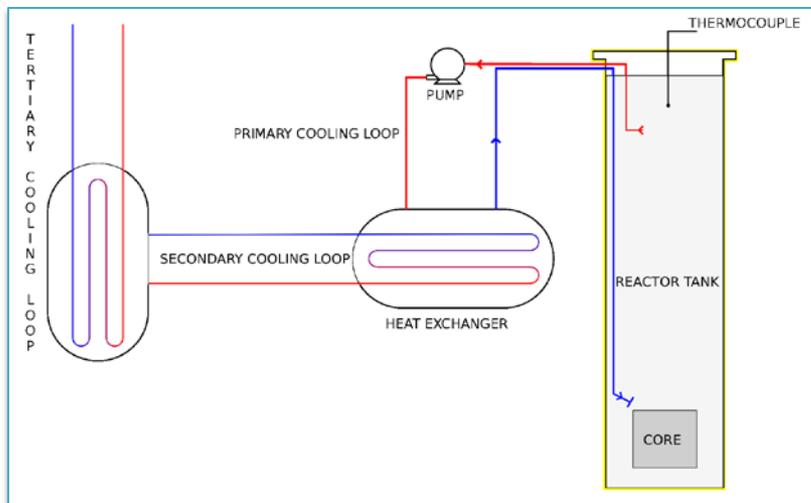
L'analisi del TRIGA in condizioni di prima carica (1965) è stata fatta alcuni anni fa



Il goal è quello di descrivere il reattore a piena potenza e con il combustibile attuale



Esiste quindi il problema di descrivere oltre alla neutronica la termoidraulica



- Complex geometries description.
- Thermal treatment for low-energy neutrons.
- Neutron flux evaluation.
- Criticality calculations.

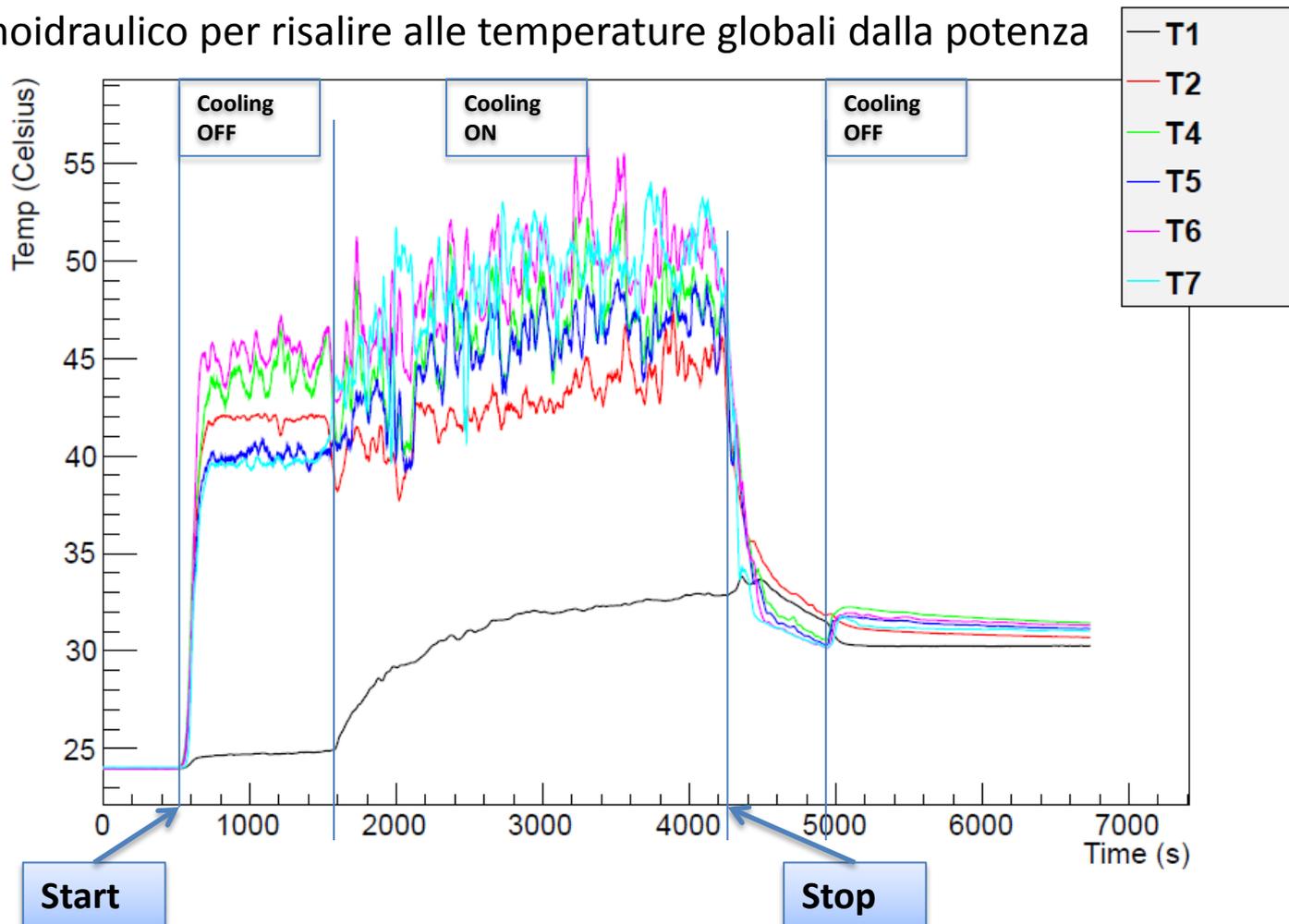
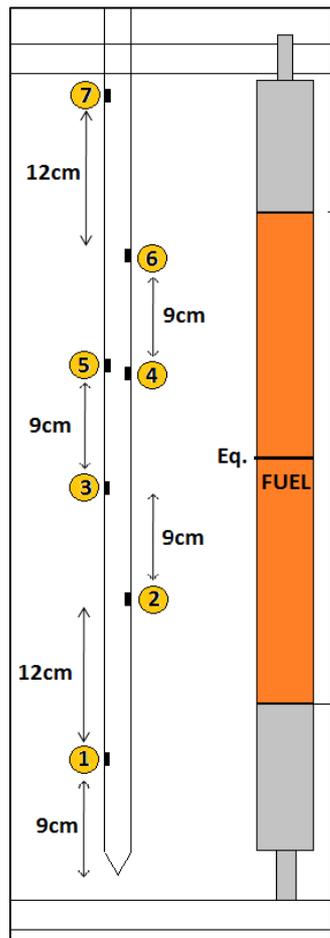
Bisogna considerare che oltre alle reazioni di fissione entrano pesantemente in gioco anche i sistemi ausiliari di raffreddamento

Per risalire alle temperature nei vari punti del reattore abbiamo:

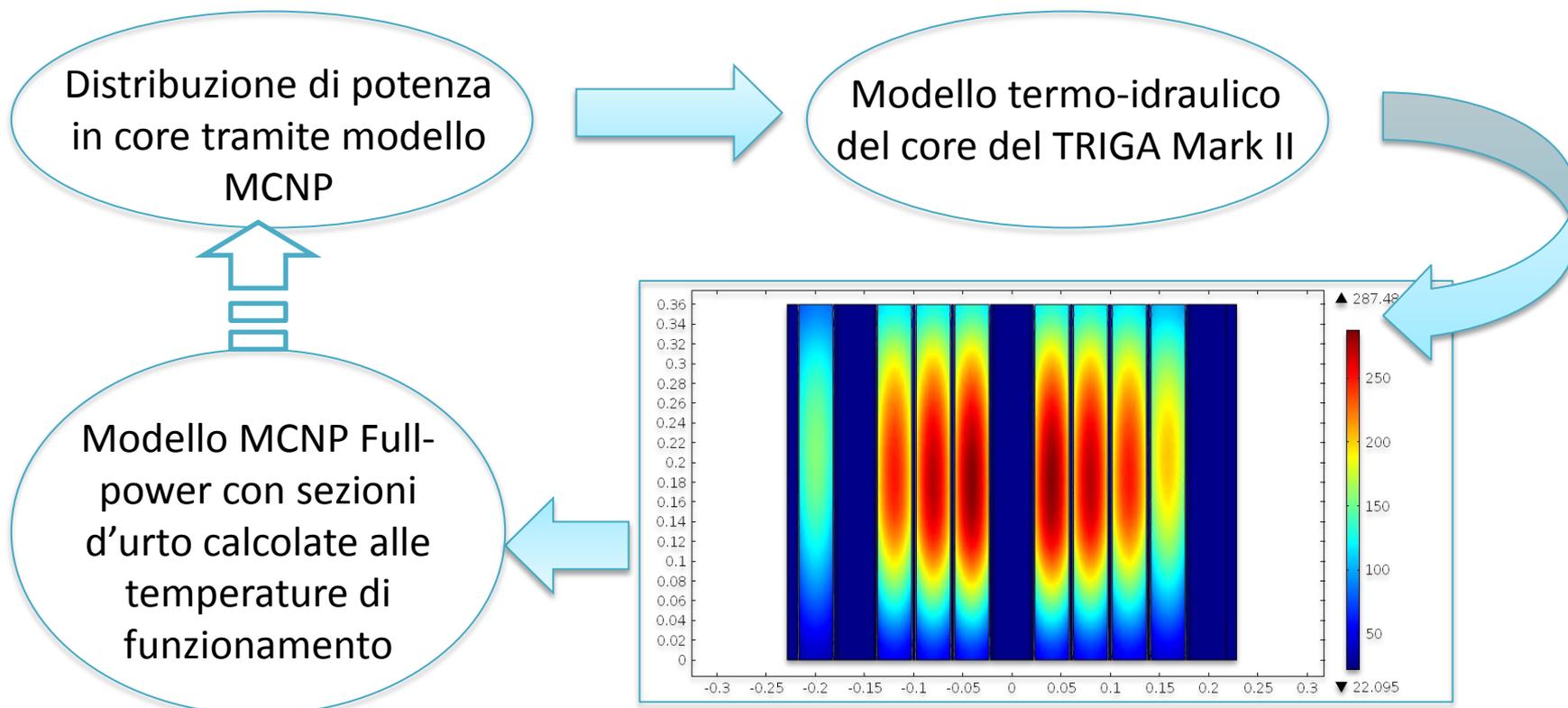
Distribuzione della potenza generata nelle barre di combustibile (modello)

Misure di temperatura degli elementi di combustibile strumentati

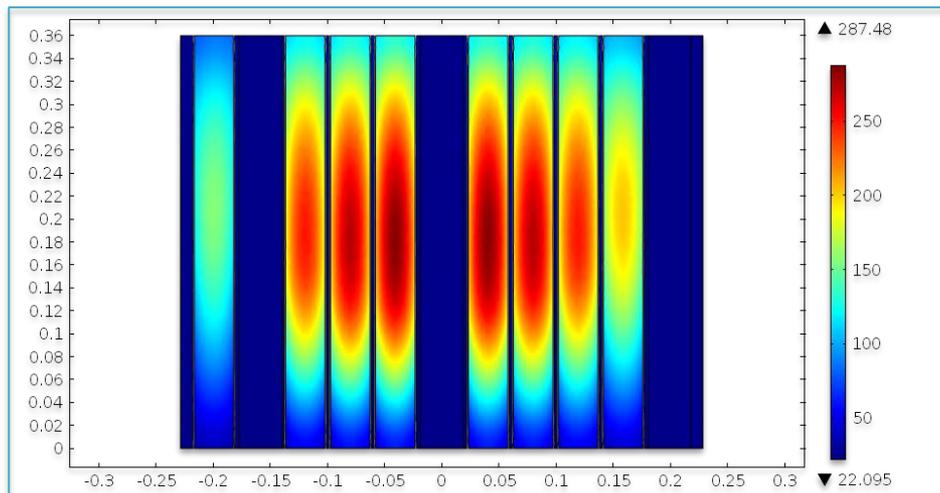
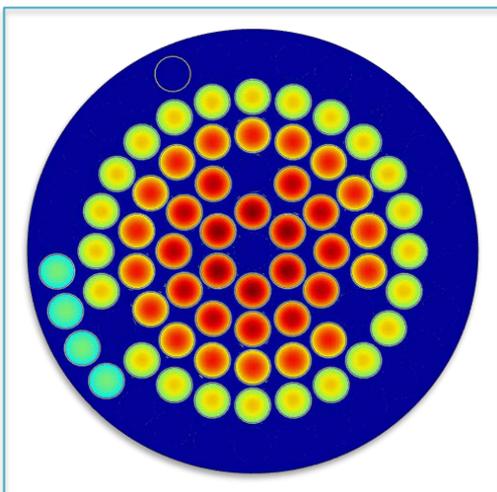
Modello termoidraulico per risalire alle temperature globali dalla potenza



Le misure di temperatura effettuate nel core del reattore TRIGA hanno permesso:
 Sviluppo di un modello termoidraulico 3D dell'intera piscina (PoliMi)
 Definizione delle temperature in core con maggiore precisione
 Benchmark per definire i limiti dei modelli utilizzati



1. Ogni elemento di combustibile è stato suddiviso in 5 sezioni sull'asse verticale
2. Il profilo radiale è stato valutato anello per anello
3. Per ogni sezione si è calcolata la potenza e la temperatura di funzionamento ($\Delta T=10K$)
4. Si sono utilizzate le sezioni d'urto relative alle temperature di funzionamento



Temperature (K)

Ring

**Vertical
Section**

	B	C	D	E	F
1	430	420	410	390	380
2	490	480	460	430	400
3	500	500	480	430	400
4	480	460	440	400	370
5	370	360	350	360	330

Quattro diverse condizioni di criticità, relative al 1965 e a 250 kW sono state ricostruite

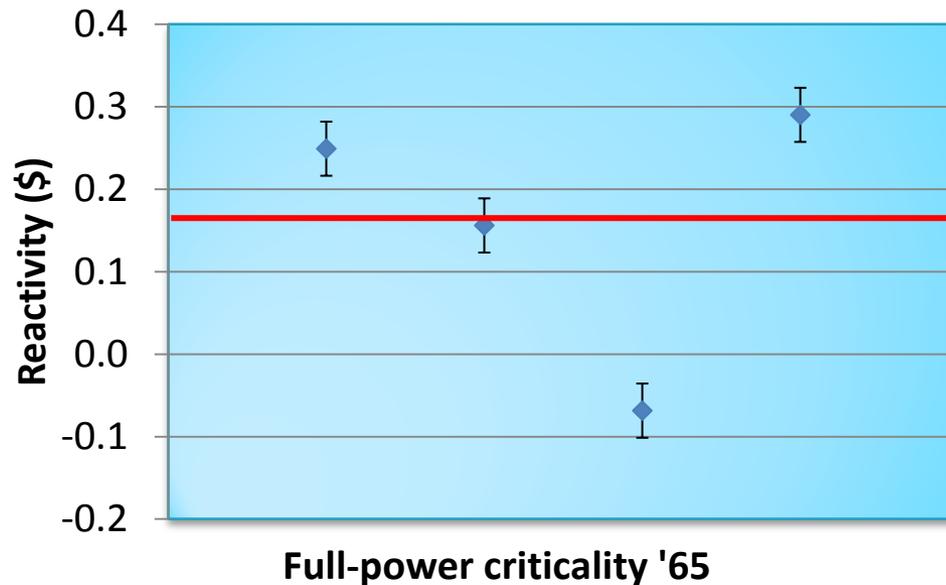
Per il TRIGA Mark II del LENA 1\$ → 730 pcm

Reactivity

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

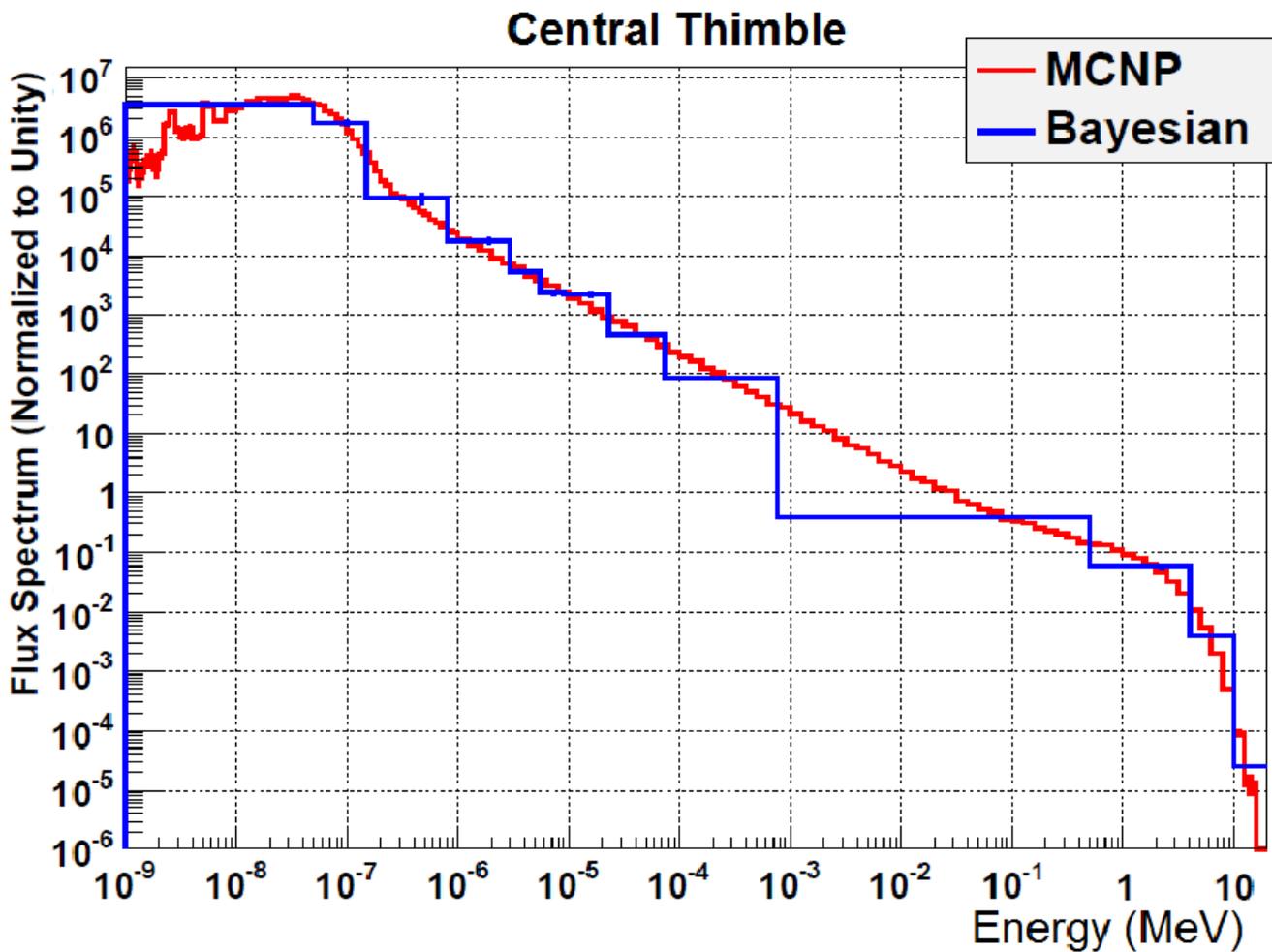
Mean: 0.16\$
RMS: 0.16\$

CFG	SHIM	REG	Rho (\$)	Err
1	524	818	0.25	0.3
2	556	605	0.16	0.3
3	558	557	-0.07	0.3
4	673	350	0.29	0.3



** Transient OUT

L'introduzione degli effetti termici all'interno del modello permette di ricostruire correttamente una riduzione di reattività pari a 1.3 \$



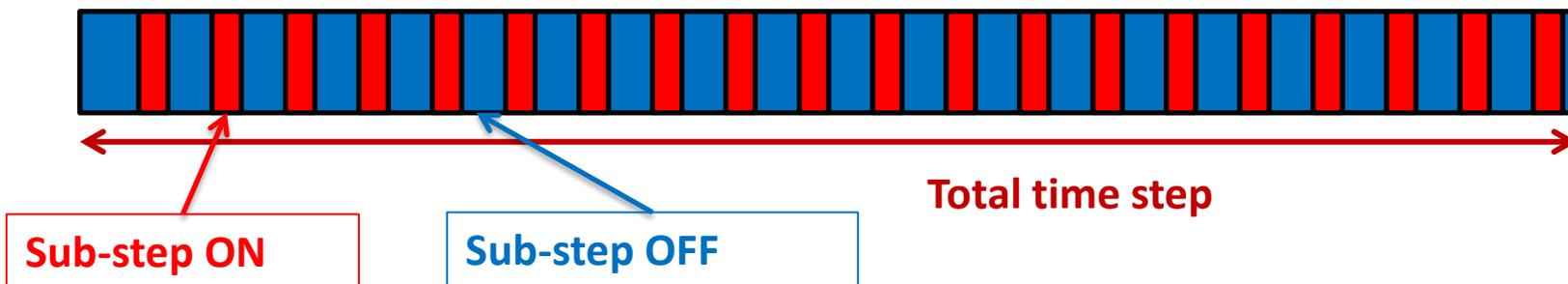
Si è ricostruito il ciclo del combustibile del TRIGA in 48 anni di funzionamento:

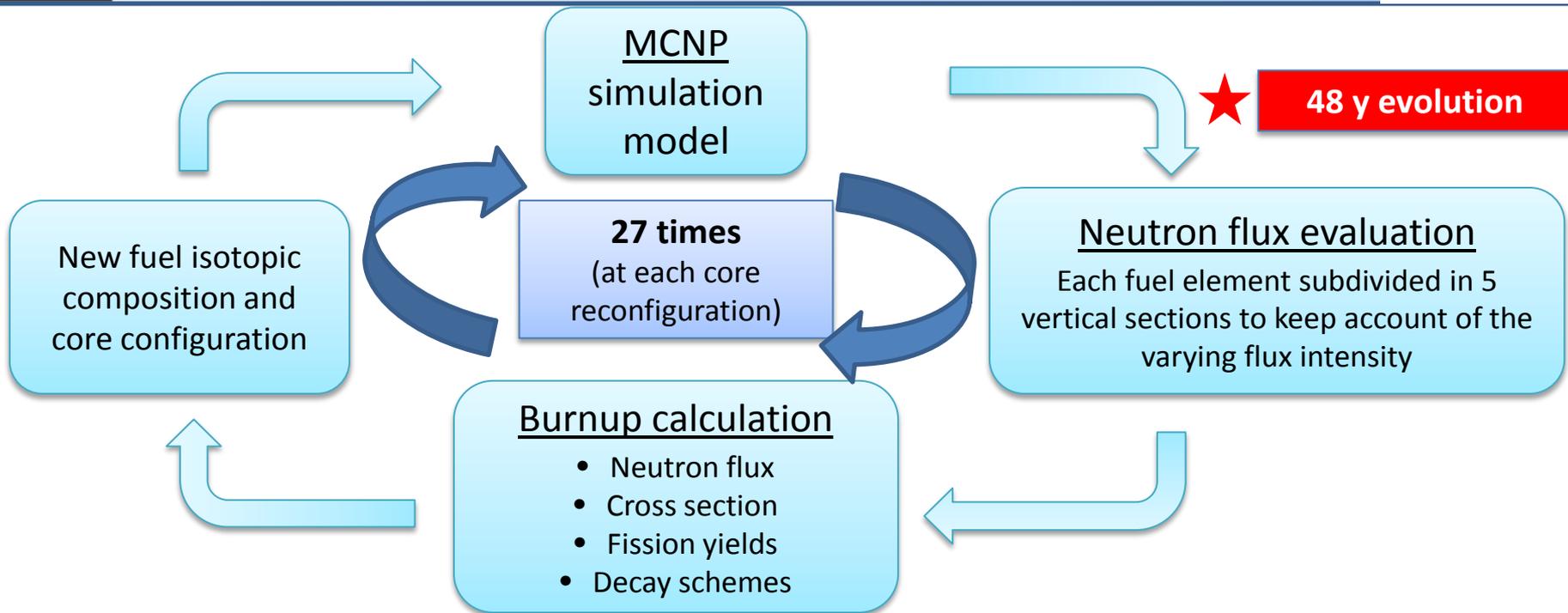
- E' stato utilizzato il modello del reattore a piena potenza
- E' stato sviluppato un software di evoluzione del combustibili
- E' stato determinato il livello di bruciamento del combustibile ^{235}U
- Si sono determinate le concentrazioni dei veleni prodotti

Tutto questo per ogni singola barra di combustibile.

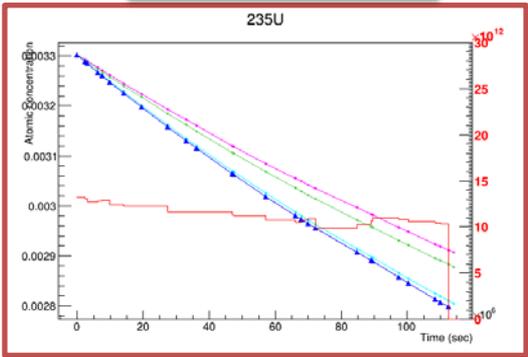
Il processo di valutazione è particolarmente complesso per il TRIGA in quanto:

- la durata di funzionamento tipico giornaliera è di 6 ore
- vengono intervallati periodi di non funzionamento
- sono state effettuate numerose riconfigurazioni del nocciolo (27)

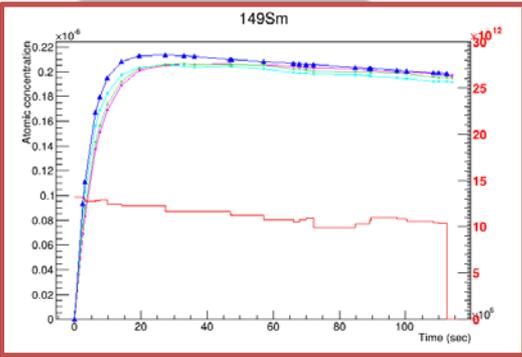




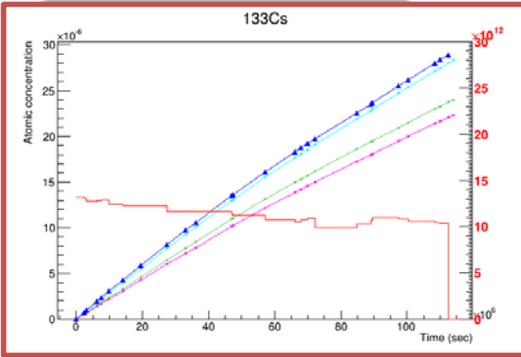
²³⁵U Bruciamento



Veleni Saturabili



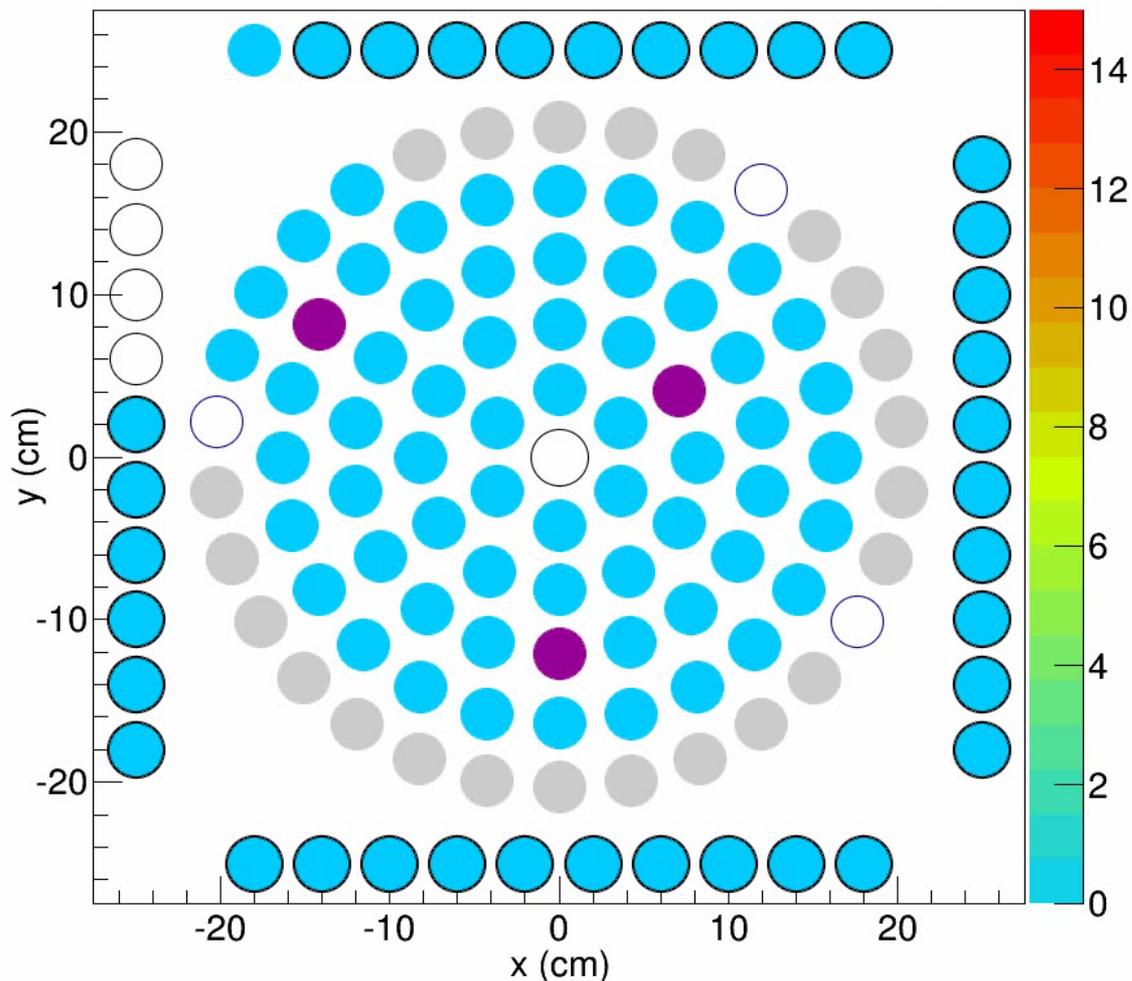
Veleni Non-Saturabili



0.0 days @250kW

Cfg 0

Burnup Index (%)

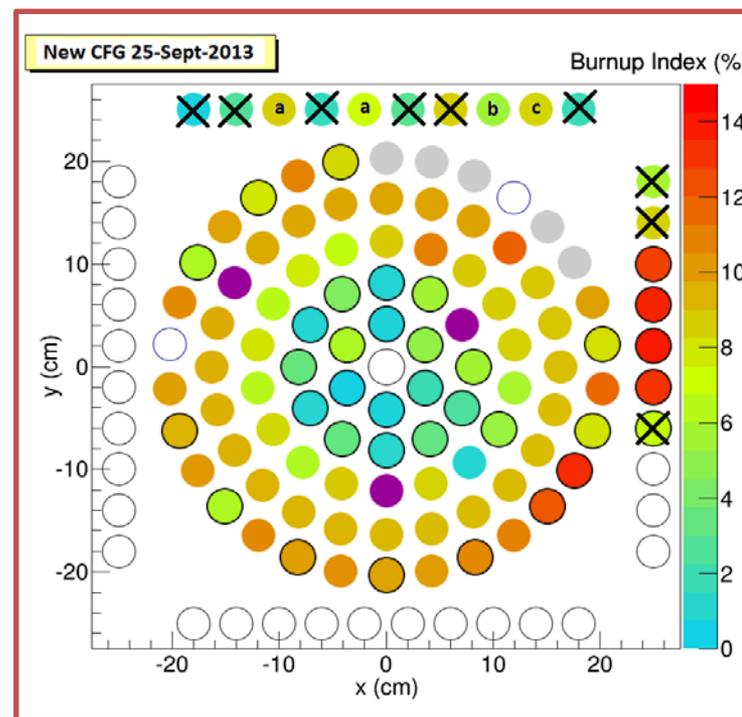
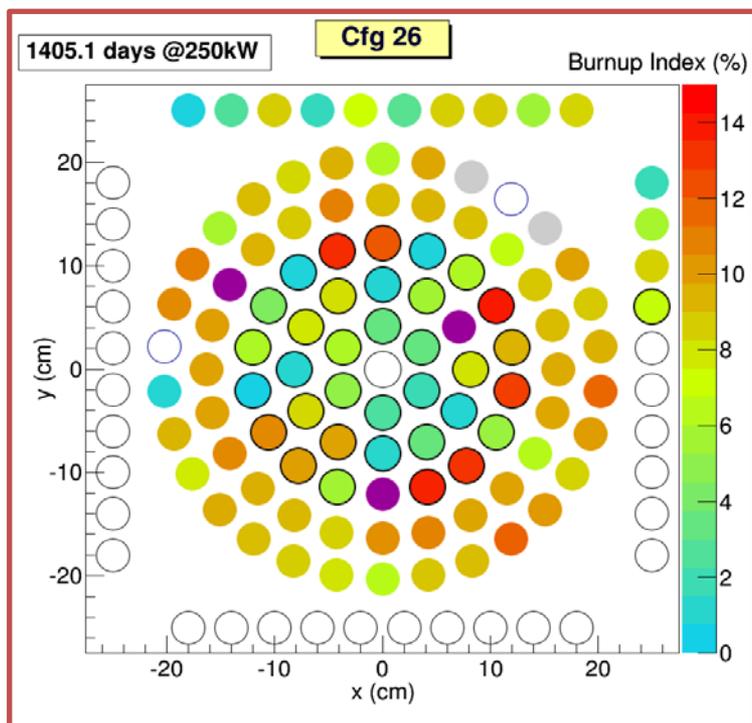


$$B.I.(t) = \frac{1}{N_0^{235}} \left[N_0^{235} - \left(N^{235}(t) + N^{239}(t) \frac{\sigma_f^{239}}{\sigma_f^{235}} \right) \right]$$

-  Combustibile – Cladding Al
-  Combustibile – Cladding SS
-  Vuoto/canale irraggiamento
-  Barra di controllo
-  Grafite

Una volta noti per ogni singola barra di combustibile:
 concentrazione di ^{235}U residuo
 concentrazione dei prodotti di fissione
 concentrazione dei prodotti di attivazione sia fissili (^{239}Pu) che non

Abbiamo effettuato la riconfigurazione del core del reattore basandoci sul modello



Nella configurazione proposta abbiamo ottenuto che

Valore simulato per il Core Excess → 2.63±0.05 \$

Valore misurato per il Core Excess → 2.49±0.03 \$

Rod Worths (\$)		
Control Rod	Before	After
SHIM	3.09	2.87
REG	1.08	1.06
TRANS	1.95	2.03

I nuovi valori di barra garantiscono un funzionamento del reattore in condizioni ottimali oltre che di sicurezza

Abbiamo così ottenuto un aumento di reattività di circa 0.5 \$
 senza aggiungere barre contenenti combustibile fresco
 riducendo le barre di combustibile nel core da 83 a 80

- E' stato implementato un modello completo per il reattore TRIGA
- *Sono stati sviluppati metodi di misura per validare le simulazioni numeriche*
- Si è verificata la rispondenza tra le misure ed i modelli validandoli
- *La neutronica e i parametri di criticità sono stati analizzati con elevata precisione*
- E' stata ricostruita la storia del combustibile del TRIGA in quasi 50 anni di esercizio
- *Il core del reattore è stato ricostruito partendo dal modello*
- E' stato ottimizzato l'uso del combustibile prolungando la vita del reattore