



L'ENEA E LA RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Piano Annuale di Realizzazione 2011

“Nucleare da fissione – Studi sul nuovo nucleare e partecipazione ad accordi internazionali”

Studi di Sicurezza sugli impianti nucleari

Paride Meloni

(paride.meloni@enea.it)

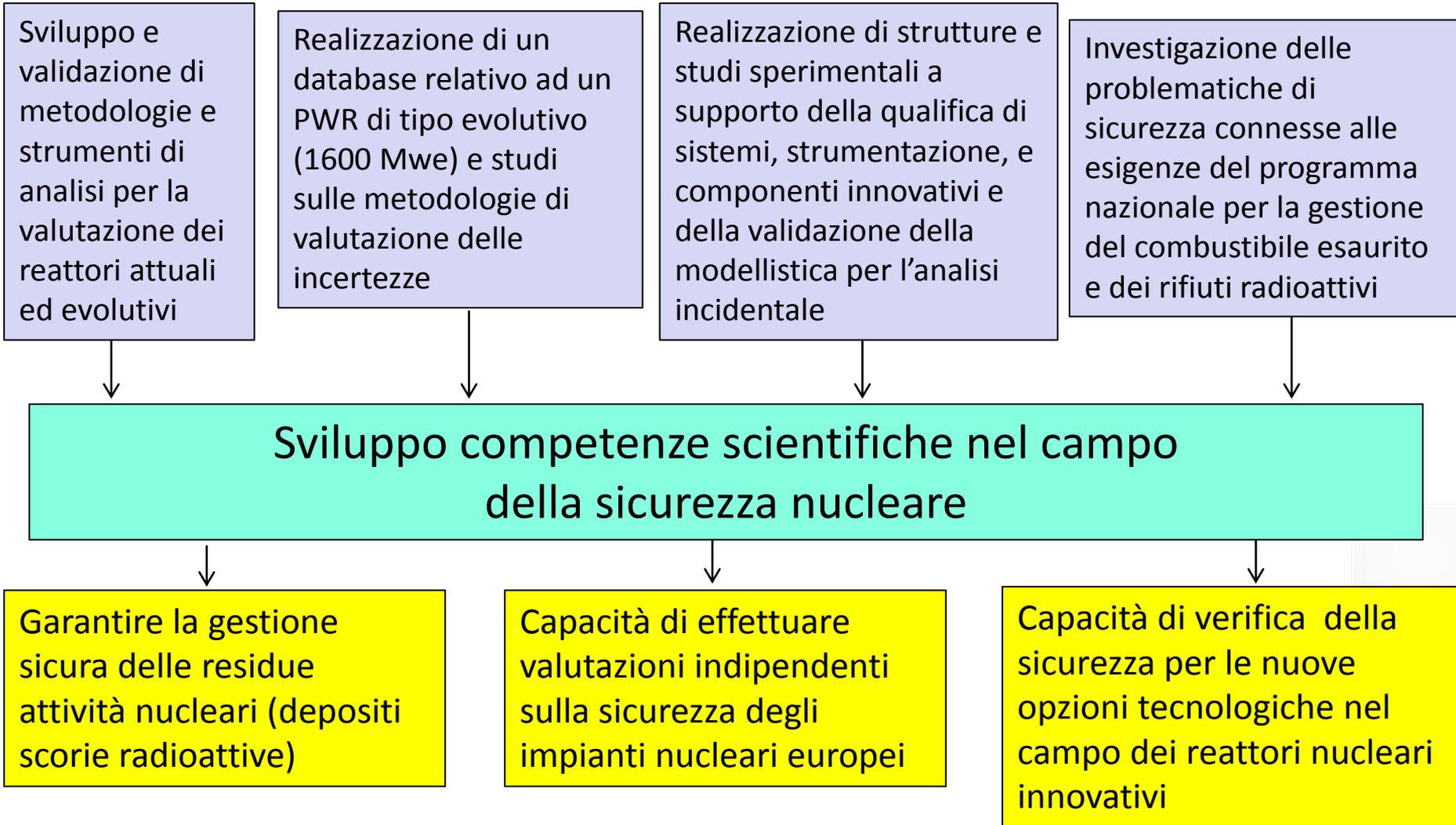
Presentazione Risultati delle attività svolte nell'ambito dell'Accordo di Programma MSE/ENEA PAR2011 - ENEA Via Giulio Romano, 41 Roma – 28 novembre 2012

LP2 - Studi di Sicurezza sugli impianti nucleari

Attività nel Piano Triennale 2009-2011



L'evento di Fukushima ed il nuovo quadro di riferimento italiano hanno richiesto di incorporare le attività R&D relative alla sicurezza in una specifica Linea Progettuale:



LP2 - Studi di Sicurezza sugli Impianti Nucleari

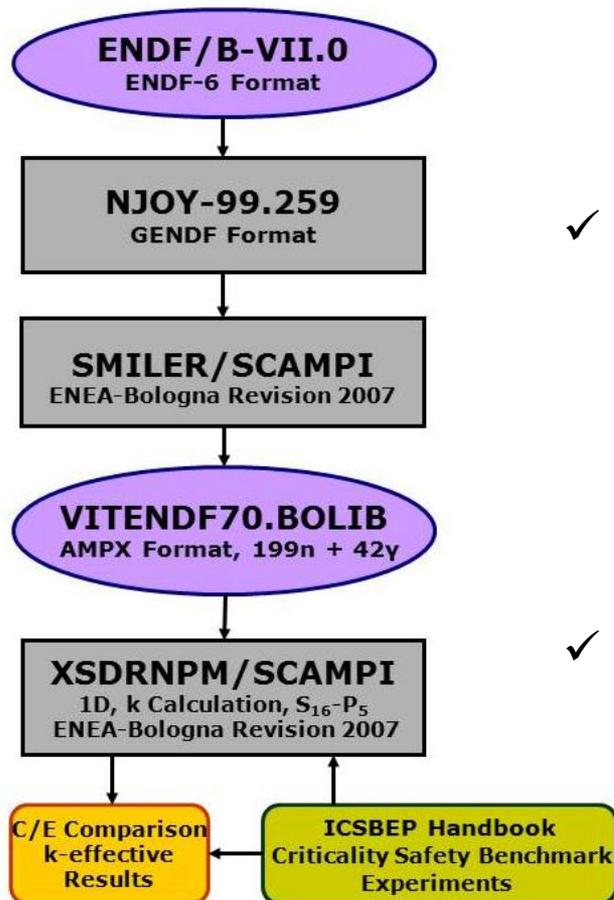
Struttura Generale PAR2011



Le attività della Linea Progettuale sono state portate avanti in una struttura caratterizzata da 5 macro-obiettivi:

- A. Sviluppo e validazione di metodi e strumenti per le analisi di sicurezza:** *Potenziamento della capacità di Simulation&Modeling: dati nucleari, neutronica e termofluidodinamica di impianto, evoluzione incidentale severa (Collaborazioni CIRTEN)*
- B. Analisi di sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi :** *Analisi delle soluzioni impiantistiche e tecnologiche nei diversi progetti reattori dell'attuale generazione III avanzata (Collaborazioni CIRTEN)*
- C. Progettazione simulatori ingegneristici:** *Simulatori finalizzati all'analisi di sicurezza ed all'utilizzo in sistemi integrati di gestione emergenze, e per progettazione verifica, sviluppo procedure ecc. di reattori evolutivi (Collaborazioni CIRTEN)*
- D. Attività sperimentali a supporto degli studi di sicurezza:** *progettazione/realizzazione di impianti per la qualificazione di sistemi e componenti innovativi e di prove sperimentali per la validazione della modellistica (Collaborazioni SIET e CIRTEN)*
- E. Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi:** *sicurezza dei depositi di smaltimento sia superficiali che geologici, tecniche di monitoraggio, di caratterizzazione radiologica e di condizionamento (Collaborazioni CIRTEN)*

Produzione e validazione di librerie di lavoro di sezioni d'urto accoppiate neutroniche e fotoniche, per applicazioni di schermaggio e danno da radiazione in LWR



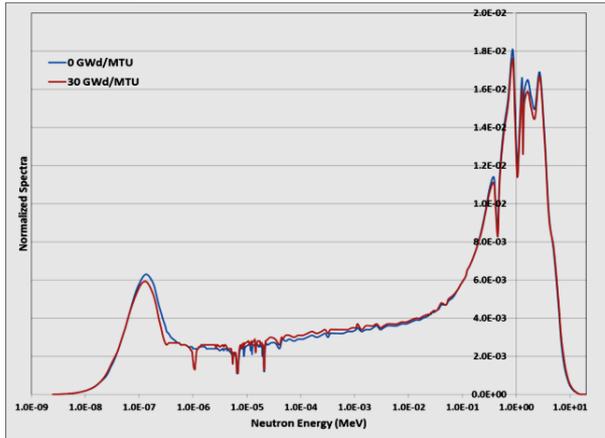
- ✓ Processamento e validazione della libreria multi-purpose accoppiata n-γ VITENDF70.BOLIB a gruppi fini (199 n + 42 γ), basata su dati nucleari valutati ENDF/B-VII.0 e redazione del manuale d'uso della libreria
- ✓ VITENDF70.BOLIB, basata sul metodo Bondarenko per il trattamento dell'autoschermo delle risonanze neutroniche e degli effetti di temperatura, è stata validata, su circa 80 esperienze integrali di criticità con spettro neutronico termico, intermedio e veloce ricavate dalla banca dati internazionale ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)
- ✓ Il package di VITENDF70.BOLIB, contenente i dati di sezioni d'urto ed il manuale d'uso, è stato trasferito, su richiesta, ad OECD-NEA Data Bank per la libera distribuzione internazionale (NEA-1870/01 ZZ VITENDF70.BOLIB)

A-Sviluppo e validazione di metodi e strumenti

4 Rapporti Tecnici ENEA, 1 Rapporto Tecnico ENEA-CIRTEN



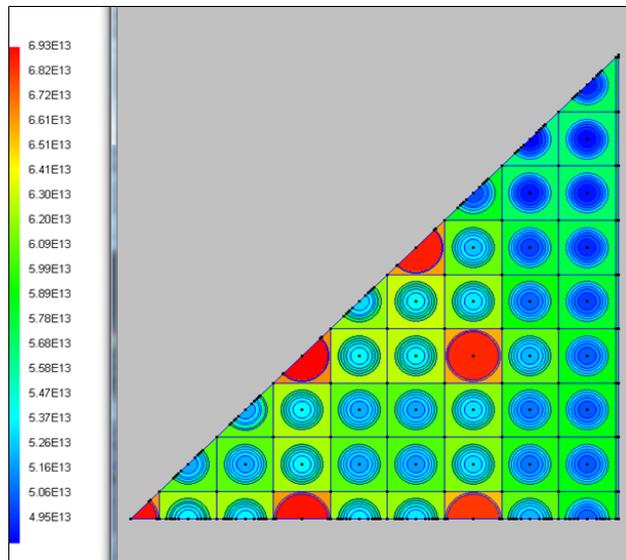
Flux per unit lethargy vs energy: variation with burnup



Sviluppo di competenze su metodi e codici di neutronica finalizzate alle analisi di “Criticality-safety”, alla valutazione di effetti neutronici locali ed a calcoli di criticità (nocciolo o stoccaggio) e di ciclo.

- ✓ Approfondimento sull'utilizzo della piattaforma di calcolo deterministico per la neutronica APOLLO2/CRONOS”, acquisita nell'ambito di un accordo con il CEA, e sua predisposizione per lo studio neutronico particolareggiato del nocciolo di un reattore PWR da 900 Mwe, che è la tipologia di reattore maggiormente presente ai nostri confini. OECD-NEA Burnup Credit Criticality Benchmark

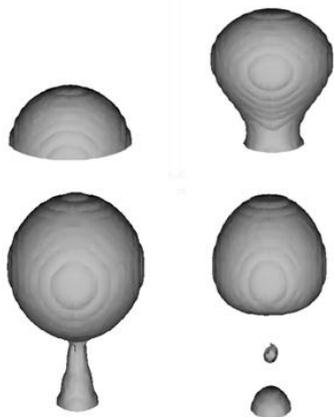
Thermal flux distribution @ 30 GWd/MTU



- ✓ Studi mediante tecniche Monte Carlo (codice di trasporto neutronico MCNP5) di importanti problematiche per gli attuali reattori di GEN III+ di grossa taglia: impatto di un riflettore “pesante” sul segnale dei detector neutronici ex-core e sull'asimmetria azimutale della potenza.

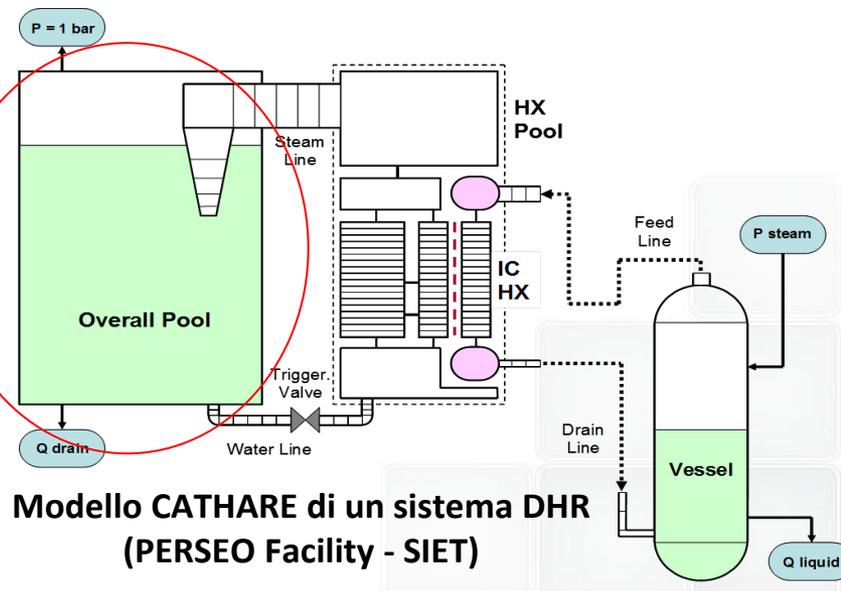
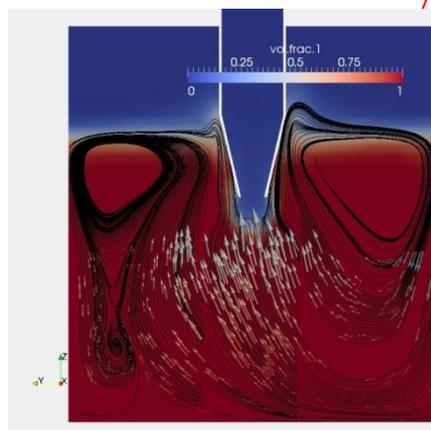
Ottimizzazione e validazione della piattaforma di calcolo avanzata NURESIM-NURISP per la simulazione termoidraulica multi-scala di reattori LWR negli studi di sicurezza

- ✓ Miglioramento della modalità di utilizzo dei codici CFD TRIO_U e NEPTUNE sul sistema di calcolo ad alte prestazioni CRESCO dell'ENEA
- ✓ Validazione del codice di sistema CATHARE sui dati sperimentali dell'impianto SPES-99
- ✓ Validazione del codice NEPTUNE_CFD sui dati dell'impianto PERSEO per la simulazione di un sistema d'emergenza per la rimozione del calore residuo di decadimento (DHR)
- ✓ Validazione del codice TRIO_U su dati di esperimenti di Departing Nucleate Boiling (DNB)



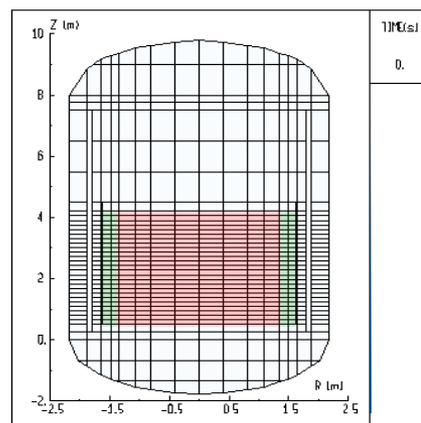
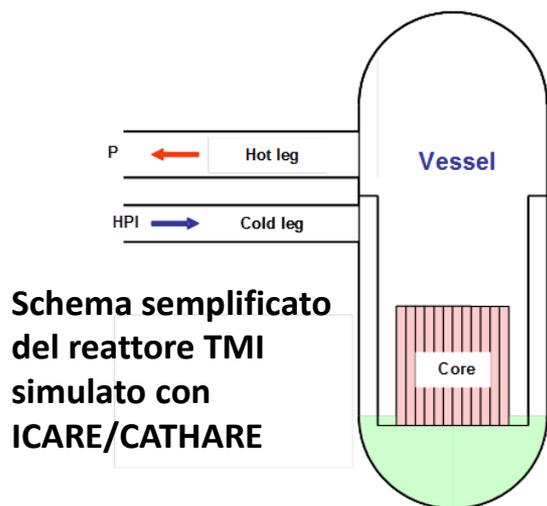
TRIO_U Ebollizione nucleata eterogenea da singolo sito

Simulazione con NEPTUNE della Piscina di soppressione vapore

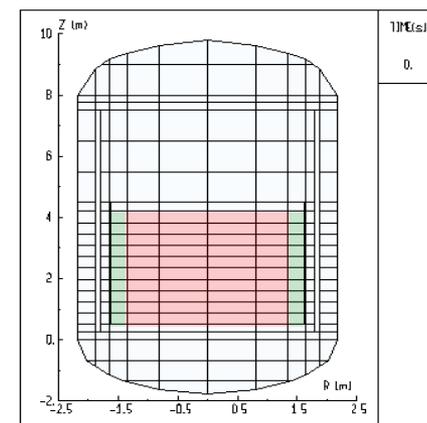


Sviluppo, acquisizione e validazione di metodi e codici per la simulazione delle varie fasi e fenomenologie caratterizzanti gli incidenti severi: re-flooding e raffreddamento del debris bed, rilocalizzazione del corium; sviluppo di idrogeno e processi di detonazione/deflagrazione nel contenimento.

- ✓ Verifica dell'adeguatezza del codice ICARE/CATHARE per l'analisi di sequenze incidentali severe nelle estreme condizioni di degradazione del nocciolo: analisi di sensibilità del Debris Bed Reflooding in TMI all'aumento dell'accuratezza della nodalizzazione.
- ✓ Verifica del modello termo-idraulico del codice DRACCAR per la termo-meccanica dell'elemento di combustibile : confronto con i risultati del codice CATHARE2
- ✓ Validazione dei codici per l'analisi integrale di SA MELCOR (Sandia, USNRC) e ASTEC (EU) tramite confronto codice-codice e codice-dati sperimentali della prova PHEBUS-FPT3



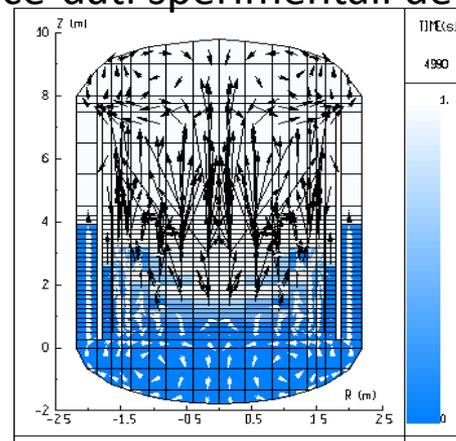
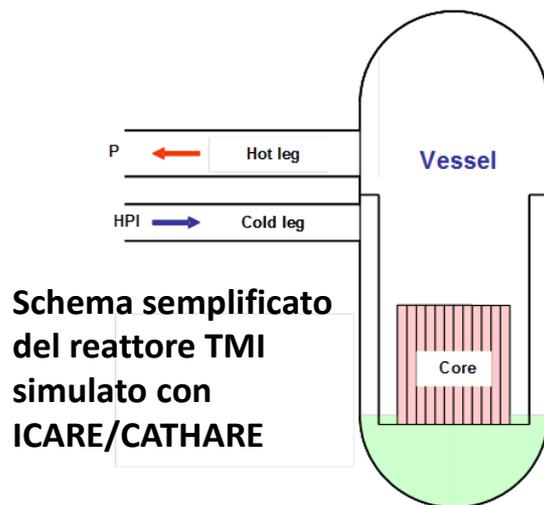
Nodalizzazione accurata del nocciolo



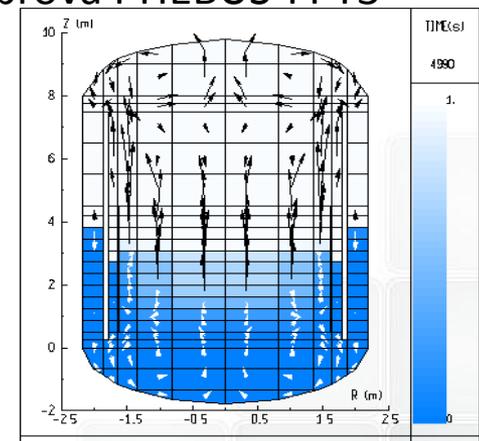
Nodalizzazione grossolana del nocciolo

Sviluppo, acquisizione e validazione di metodi e codici per la simulazione delle varie fasi e fenomenologie caratterizzanti gli incidenti severi: re-flooding e raffreddamento del debris bed, rilocalizzazione del corium; sviluppo di idrogeno e processi di detonazione/deflagrazione nel contenimento.

- ✓ Verifica dell'adeguatezza del codice ICARE/CATHARE per l'analisi di sequenze incidentali severe nelle estreme condizioni di degradazione del nocciolo: analisi di sensibilità del Debris Bed Reflooding in TMI all'aumento dell'accuratezza della nodalizzazione.
- ✓ Verifica del modello termo-idraulico del codice DRACCAR per la termo-meccanica dell'elemento di combustibile : confronto con i risultati del codice CATHARE2
- ✓ Validazione dei codici per l'analisi integrale di SA MELCOR (Sandia, USNRC) e ASTEC (EU) tramite confronto codice-codice e codice-dati sperimentali della prova PHEBUS-FPT3



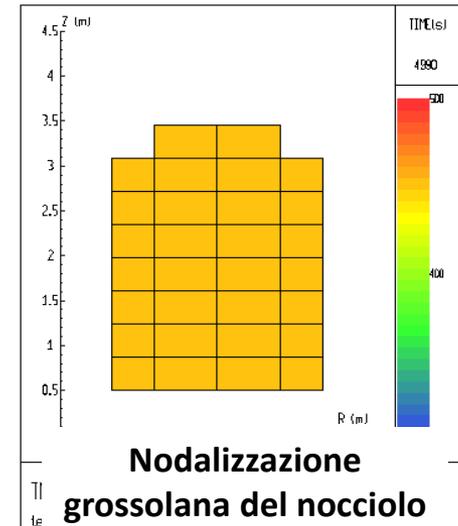
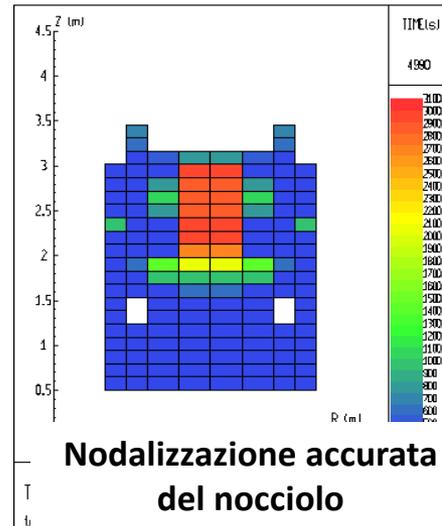
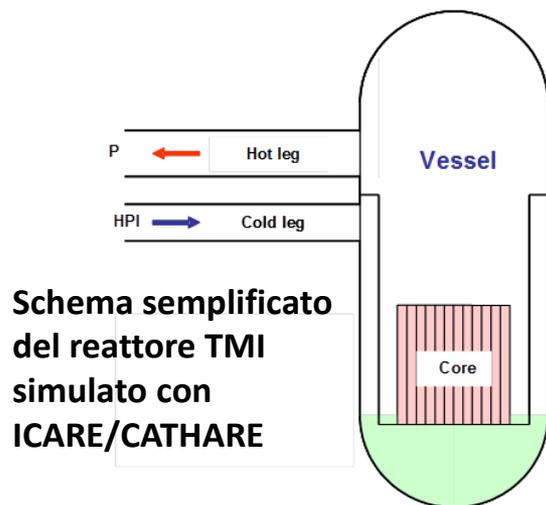
Nodalizzazione accurata del nocciolo



Nodalizzazione grossolana del nocciolo

Sviluppo, acquisizione e validazione di metodi e codici per la simulazione delle varie fasi e fenomenologie caratterizzanti gli incidenti severi: re-flooding e raffreddamento del debris bed, rilocalizzazione del corium; sviluppo di idrogeno e processi di detonazione/deflagrazione nel contenimento.

- ✓ Verifica dell'adeguatezza del codice ICARE/CATHARE per l'analisi di sequenze incidentali severe nelle estreme condizioni di degradazione del nocciolo: analisi di sensibilità del Debris Bed Reflooding in TMI all'aumento dell'accuratezza della nodalizzazione.
- ✓ Verifica del modello termo-idraulico del codice DRACCAR per la termo-meccanica dell'elemento di combustibile : confronto con i risultati del codice CATHARE2
- ✓ Validazione dei codici per l'analisi integrale di SA MELCOR (Sandia, USNRC) e ASTEC (EU) tramite confronto codice-codice e codice-dati sperimentali della prova PHEBUS-FPT3



B - Analisi di sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi

1 Rapporto Tecnico ENEA-CIRTEEN

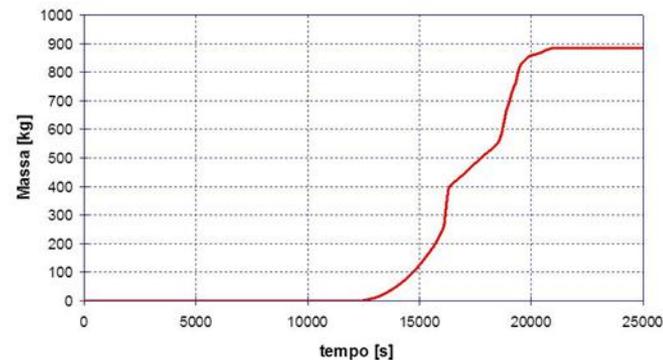
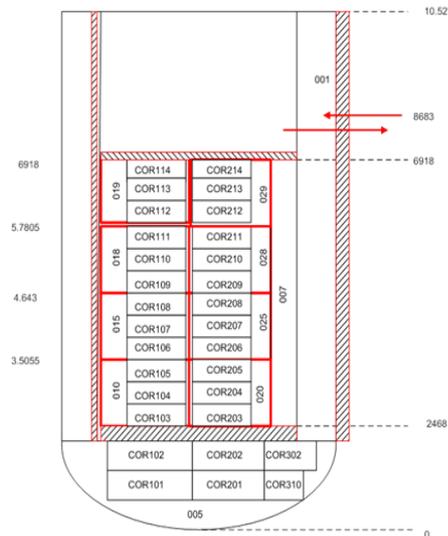
Valutazione delle possibili evoluzioni incidentali e delle conseguenze di sequenze incidentali e combinazioni di eventi che possano portare alle condizioni di incidente severo attraverso l'applicazione di analisi deterministiche e probabilistiche.

- ✓ Messa a punto di un modello con MELCOR v. 1.8.6 per la valutazione dell'evoluzione degli incidenti gravi in un generico impianto nucleare di tipologia convenzionale denominato Mille600 per il quale un data base contenente le informazioni necessarie era stato creato nel corso delle precedenti annualità
- ✓ Applicazione del modello alla simulazione di una sequenza incidentale severa successiva alla perdita completa dell'alimentazione elettrica esterna ed interna all'impianto
- ✓ Analisi e valutazione dei risultati conseguiti, evidenziando gli aspetti fenomenologici più rilevanti.

Nodalizzazione del:

- a) Vessel
- b) Core
- c) Sistema Primario
- d) GV
- e) Contenimento

**del Mille600 per
MELCOR**



Massa d'idrogeno prodotta nel sistema primario

B - Analisi di sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi

1 Rapporto Tecnico ENEA-CIRTEEN

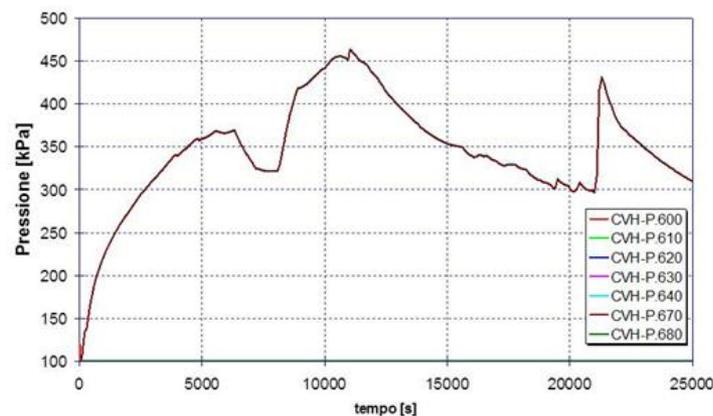
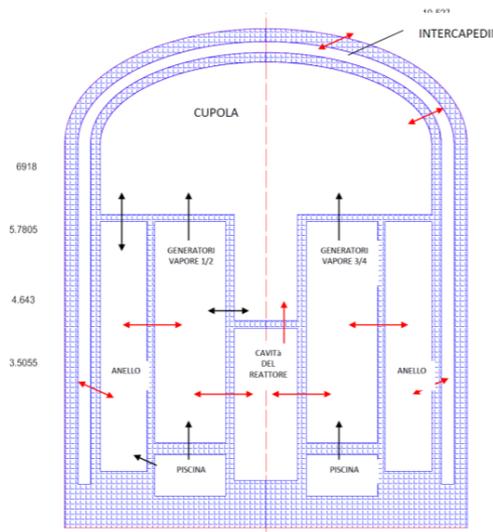
Valutazione delle possibili evoluzioni incidentali e delle conseguenze di sequenze incidentali e combinazioni di eventi che possano portare alle condizioni di incidente severo attraverso l'applicazione di analisi deterministiche e probabilistiche.

- ✓ Messa a punto di un modello con MELCOR v. 1.8.6 per la valutazione dell'evoluzione degli incidenti gravi in un generico impianto nucleare di tipologia convenzionale denominato Mille600 per il quale un data base contenente le informazioni necessarie era stato creato nel corso delle precedenti annualità
- ✓ Applicazione del modello alla simulazione di una sequenza incidentale severa successiva alla perdita completa dell'alimentazione elettrica esterna ed interna all'impianto
- ✓ Analisi e valutazione dei risultati conseguiti, evidenziando gli aspetti fenomenologici più rilevanti.

Nodalizzazione del:

- a) Vessel
- b) Core
- c) Sistema Primario
- d) GV
- e) Contenimento

del Mille600 per
MELCOR



Pressione nel sistema di contenimento

Valutazione della risposta di sistemi attivi e passivi a fronte di sequenze incidentali rilevanti ai fini della sicurezza

- ✓ Applicazione di metodi di analisi probabilistici e deterministici applicati a condizioni di incidente estreme, come il transitorio di station blackout emerso dall'analisi dell'incidente di Fukushima-Daiichi
- ✓ Studio dei sistemi di sicurezza per la rimozione del calore residuo implementati nei reattori di ultima generazione (EPR ed AP1000), individuando le principali caratteristiche dei sistemi attivi e passivi, e le metodologie per la valutazione della relativa affidabilità
- ✓ Analogo livello di rischio in termini probabilistici ed implementazione della metodologia al fine di ridurre il grado di incertezza nella valutazione dell'affidabilità dei sistemi passivi per il confronto coi sistemi attivi

Valutazione delle caratteristiche di sicurezza intrinseca, tipiche dei reattori di piccola taglia di tipo modulare ed integrato (SMR)

- ✓ Approccio generale valutativo della caratteristiche di sicurezza dei vari SMR proposti in ambito internazionale
- ✓ Indicazioni sui progetti di maggior interesse su cui concentrare le future valutazioni che hanno riguardato le diverse tecnologie: acqua, metalli pesanti, sodio e gas

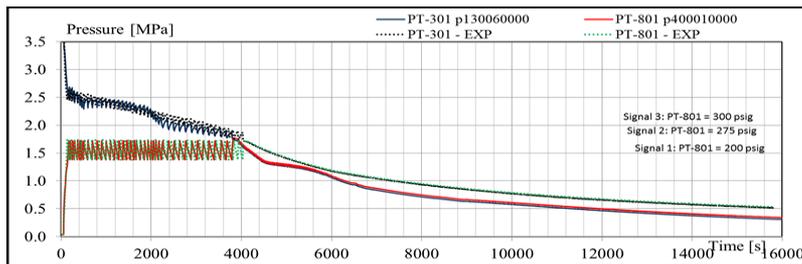
B - Analisi di sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi

1 Rapporto Tecnico ENEA, 1 Rapporto Tecnico CIRTEN

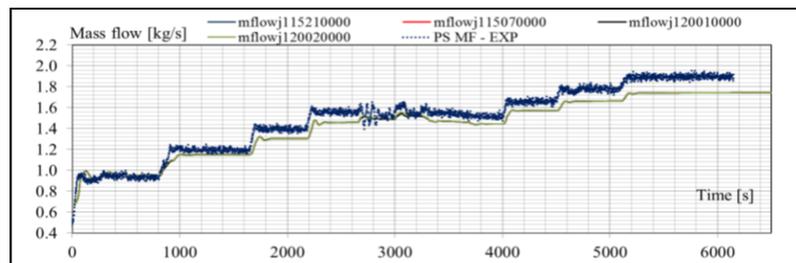


Valutazione delle caratteristiche di sicurezza intrinseca, tipiche dei reattori di piccola taglia di tipo modulare ed integrato (SMR)

- ✓ Applicazione di approcci deterministici per la valutazione di queste caratteristiche in progetti di SMR giudicati di particolare interesse e per cui sia disponibile sufficiente informazione
- ✓ Valutazione, secondo le indicazioni WENRA, degli effetti indotti da un evento esterno del tipo avvenuto a Fukushima (tsunami) sulla resistenza dell'edificio del reattore
- ✓ Verifica dei principi su cui si basano le caratteristiche di sicurezza intrinseca della maggior parte di SMR del tipo PWR integrale (stabilità della circolazione naturale e termo-idraulica dell'accoppiamento di contenimento e sistema primario in condizioni incidentali)



Test SP2, blind pretest vs. exp. results: PS and HPC pressures



Test SP3, blind pretest vs. exp. results: PS mass flow rate

OSU MASLWR
Test Facility



Sviluppo concettuale di “simulatori incidentali” per la stima del termine di sorgente, da usare nell’ambito di un sistema integrato di gestione delle emergenze di protezione radiologica conseguenti ad ipotetici incidenti in centrali nucleari europee

- ✓ Progettazione di simulatori semplificati dedicati alla analisi incidentale di reattori operativi in Europa (focus su termine di sorgente):
 - Definizione metodologia generale
 - Individuazione famiglie di reattori simulabili e dei codici di calcolo utilizzabili
 - Flessibilità di uso dei codici e possibilità di lanciare analisi di scenari alternativi durante l’incidente

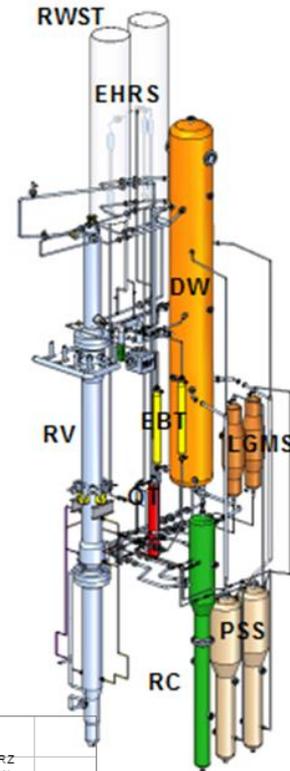
Sviluppo della progettazione di uno o più Simulatori di Ingegneria di diverse tipologie di impianti futuri e con caratteristiche derivanti dalle conclusioni degli stress test europei

- ✓ Individuazione di tipologie di reattori di futuro interesse generale, analisi delle conclusioni degli stress test ed implicazioni sugli sviluppi dei simulatori
- ✓ Analisi delle aree di sviluppo maggiormente probabili : interazione reattori-ambiente, eventi estremi naturali, sistemi passivi di sicurezza, simulazione incidenti severi e addestramento operatori, componenti critici sinora sottovalutati, sviluppo guidelines per incidenti severi
- ✓ Scenari di possibili sviluppi di simulatori in collaborazione con attori nazionali ed internazionali

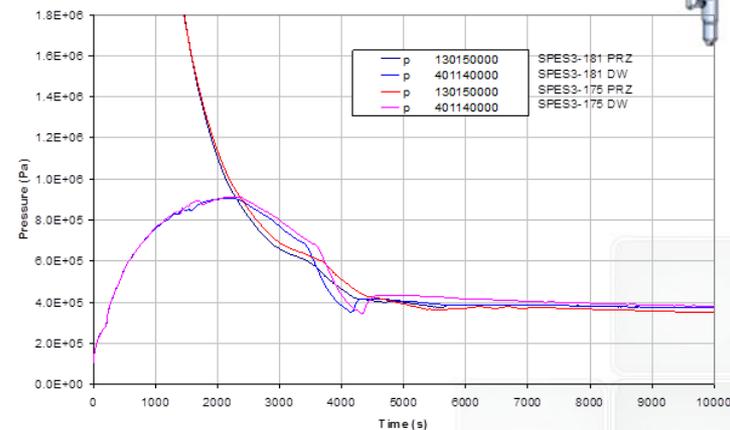
Simulazioni numeriche per evidenziare il comportamento dell'impianto SPES-3 come simulatore di reattori SMR (Small Modular Reactor) in condizioni incidentali rilevanti ai fine delle sicurezza

- ✓ Effettuate da SIET delle verifiche analitiche con il codice RELAP5 considerando eventi base di progetto ed eventi di gravità superiore:
 - rottura della linea superiore EBT (Emergency Boration Tank) in condizioni BDBE (Beyond Design Basis Event)
 - rottura singola della linea DVI da 1-inch (1-inch DVI line split break) in condizioni DBE (Design Basis Event)
 - incidente di Fukushima (station black-out: loss off-site and on-site AC power)

- ✓ Risposta dell'impianto SPES-3 rappresentativa di un generico impianto SMR, il forte accoppiamento primario contenimento, il basso rapporto potenza-inventory del refrigerante, l' utilizzo di sistemi di sicurezza passivi permettono di affrontare i vari incidenti senza particolari conseguenze per l'integrità del reattore



SPES3
lay-out



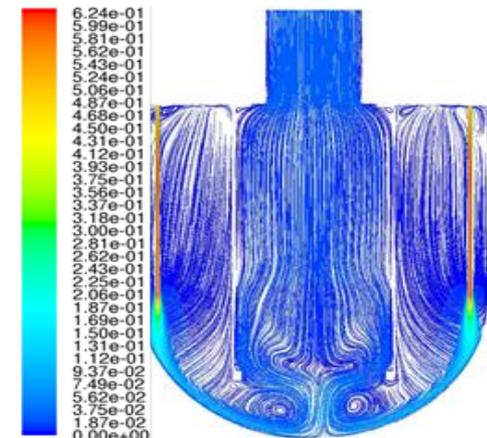
PRZ and DW pressures

Prove sperimentali e verifiche analitiche su componenti critici per la simulazione di SMR (canne scaldanti per la simulazione del nocciolo, downcomers - fondo-vessel, generatori di vapore) utilizzando infrastrutture sperimentali realizzate nei PAR precedenti

- ✓ Verifiche sulle prestazioni di prototipi di canne scaldanti per la simulazione del nocciolo forniti dalla ditta THERMOCOAX come per i precedenti prototipi ROTFIL. Confronto della funzionalità dei due diversi prototipi di barre sia dal punto di vista elettrico sia da quello meccanico.
- ✓ Studio analitico e sperimentale (mock-up fondo vessel al DIMNP dell'Università di Pisa) per caratterizzazione e qualifica della fenomenologia del miscelamento termico e del boro in lower plenum e downcomer di reattori ad acqua in pressione di tipo integrato. Mixing e stratificazione termica simulate con CFD FLUENT
- ✓ Studio analitico e sperimentale sulle prestazioni di GV a tubi elicoidali : sviluppo di modelli relativo ad instabilità termoidrauliche di tipo DWOs (Density Wave Oscillations) e di Leddineng; prove sperimentali sul mock-up a doppio tubo prototipico per investigare la sovra-imposizione di instabilità di tipo DWOs e Leddineng a bassa pressione



Lower Plenum: Test section photo



Velocity distribution on symmetry plane for Test I

D-Attività sperimentali a supporto degli studi di sicurezza

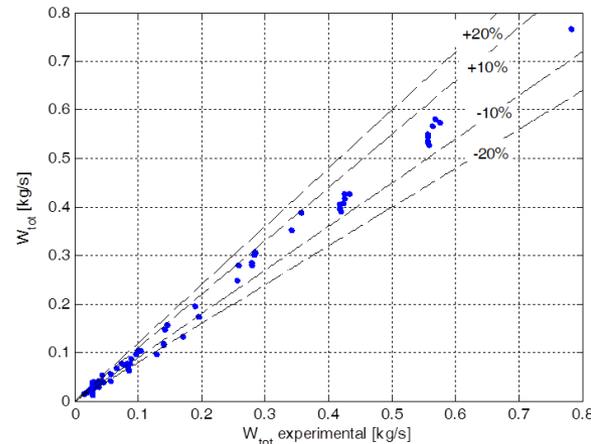
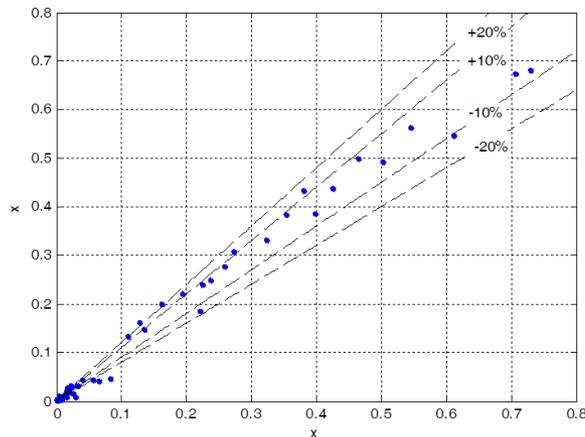
2 Rapporti Tecnici SIET, 1 Rapporto Tecnico CIRTEN

Acquisizione/messa a punto di strumentazione per la misurazione di parametri tipici della termoidraulica bifase, da impiegarsi sugli impianti sperimentali di tipo integrale

- ✓ Sviluppo in SIET di una sonda capacitiva per la misura del grado di vuoto operante alle condizioni prototipiche dell'impianto SPES (rotture). Test sull'impianto prova barre scaldanti hanno permesso di ricavare un modello predittivo sperimentale
- ✓ Individuazione degli strumenti più idonei per la realizzazione del set strumentale (SPOOL PIECE) che permetterà la misurazione della portata bifase su SPES3
- ✓ Caratterizzazione di uno Spool Piece alternativo per la misura della portata massica bifase, costituito da un venturi classico e da un Wire Mesh Sensor sul circuito del Dipartimento Energia del Politecnico di Torino. Verificare con buoni risultati di un modello interpretativo globale.

Sonda capacitiva a caldo

Confronto tra valore sperimentale e predizione per titolo e portata

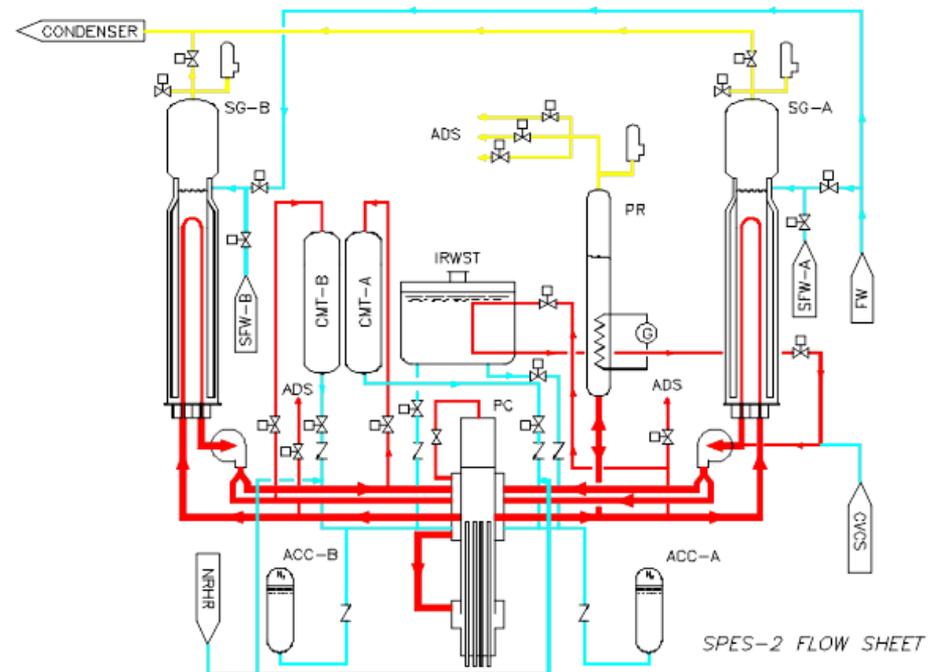


D-Attività sperimentali a supporto degli studi di sicurezza

2 Rapporti Tecnici SIET, 1 Rapporto Tecnico ENEA-CIRTEN

Svolgimento di attività propedeutiche all'effettuazione di transitori di prova sull'impianto SPES-2, per verificare la risposta di impianti LWR a condizioni incidentali di particolare severità

- ✓ Studio per valutare la fattibilità di un esperimento relativo alla diluizione del boro in impianti PWR: definizione delle procedura da seguire per soddisfare i nuovi requisiti di operazione dell'impianto, delle operazioni necessarie al rinnovamento del canale di potenza, dei sistemi ausiliari, la strumentazione ed il sistema di acquisizione dati
- ✓ Proseguimento dell'attività di ripristino dell'impianto in vista della sua futura rimessa in esercizio: installazione e messa in servizio di componenti e strumentazione approvvigionati nel PAR precedente
- ✓ Investigazione delle capacità del circuito SPES-2 a simulare eventi incidentali estremi del tipo di quello occorso a Fukushima, perdita totale d'alimentazione elettrica (Station Black Out), con i codici CATAHRE e TRACE



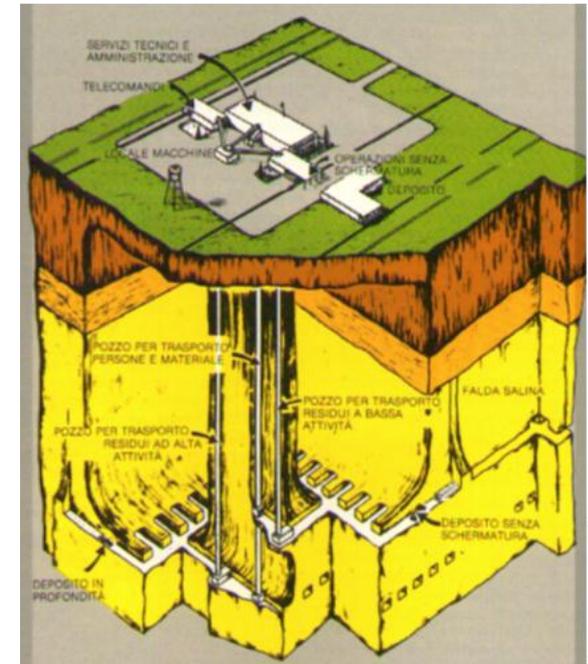
E- Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi

2 Rapporti Tecnici ENEA, 2 Rapporti Tecnici CIRTEN



Studio delle fenomenologie di trasporto dei radionuclidi associati a un deposito di smaltimento, sia superficiale che geologico

- ✓ Applicazione del Codice AMBER a un Caso Studio di Performance Assessment di un deposito superficiale e relativa modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive
- ✓ Acquisizione e consolidamento di strumenti e competenze per analisi di sicurezza e “performance assessment”:
 - Prima fase di sviluppo di una metodologia probabilistica per il Performance Assessment di depositi geologici profondi per il confinamento di rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita
 - Studio per valutare gli effetti strutturali indotti dall'impatto di un aereo civile su un deposito di rifiuti radioattivi di bassa attività
- ✓ Partecipazione a IGD-TP (Implementing Geological Disposal Technology Platform)



Lay-out di depositi superficiali e profondi

E- Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi

1 RT ENEA, 1 RT ENEA-CIRTEN, 2 RT CIRTEN



Sviluppo delle metodologie e delle tecniche più adeguate per la caratterizzazione dei siti candidati e per il monitoraggio ambientale dei siti stessi

- ✓ Definizione della strategia per il monitoraggio di un deposito superficiale di rifiuti radioattivi sulla base di normative (IAEA) ed approfondimento delle proprietà di alcuni radionuclidi, ^{129}I , ^{99}Tc , ^{14}C e ^3H , gas nobili, con elevata mobilità, importanti per valutare eventuali rilasci dal deposito.
- ✓ Confronto tra metodiche radiometriche e di spettrometria di massa classiche e le tecniche avanzate come l'AMS (Accelerator Mass Spectrometry) e la spettrometria laser ad alta risoluzione, per l'identificazione ed l'analisi degli isotopi del carbonio, idrogeno e dei gas nobili.
- ✓ Studio dei processi di trasporto dei radionuclidi attraverso le barriere protettive (codici di calcolo relativi al trasporto e alla migrazione nelle matrici ambientali: Hydrus 1D ed Amber) ed il trasporto degli inquinanti radioattivi nel suolo e sottosuolo (piattaforma software FRAMES ed in particolare del modulo MEPAS).



Sistema per la rivelazione C14 (Benzene)



Sistema trasportabile campionamento di gas nobili

E- Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi

1 Rapporto Tecnico ENEA, 1 Rapporto Tecnico ENEA-CIRTEN



Studi su temi specifici e poco esplorati della caratterizzazione dei rifiuti radioattivi: caratterizzazione degli HTMR (Hard To Measure Radionuclides) e la ricerca di rivelatori di neutroni alternativi agli He-3

✓ Verifica dell' applicabilità su campioni di grafite irraggiata provenienti dallo smantellamento della Centrale Elettronucleare di Latina di una metodologia basata sulla determinazione della radioattività dei radionuclidi HTMR usando correlazioni fra ciascuno di loro con un nuclide chiave (KN) scelto fra i radionuclidi facili da misurare, ETM (Easy To Measure).

✓ Studio di rivelatori di neutroni "Boron Coated" come alternativi ai contatori proporzionali a ^3He : Sviluppo ed applicazione di una metodologia di simulazione dei rivelatori boron-coated commerciali, per progettazione/ottimizzazione di un sistema di misura caratterizzato da un'ampia cavità di rivelazione

✓ Studio di rivelatori non direttamente sostituibili agli ^3He : rivelatori ad emulsioni surriscaldate testati all'Università di Pisa (ebollizione di gocce di diclorodifluorometano innescata dai nuclei di rinculo ad alto LET prodotti dai neutroni)

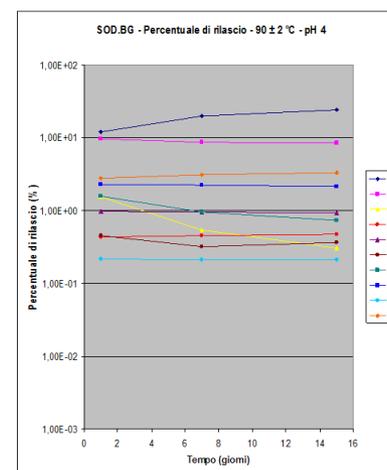
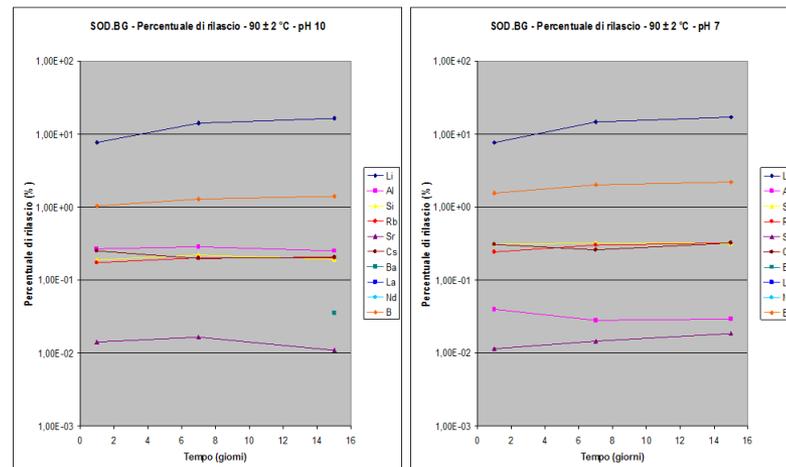
	Metodologia	Sperimentale
SF $^{55}\text{Fe}/^{60}\text{Co}$	18.4	19.4
SF $^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	25.9	24.3

SF per ^{60}Co (KN) e HTMR ^{55}Fe e ^{63}Ni (HTMR)



Studi sperimentali relativi alle interazioni rifiuto-ambiente su rifiuti condizionati in matrici vetro-ceramiche

- ✓ Verifica sperimentale di due distinti processi messi a punto negli USA da Argonne National Laboratory Hot Isostatic Pressing (HIP) e del Pressureless Consolidation (PC), per sintetizzare matrici di sodalite (silicoalluminato di sodio) adatte al condizionamento di Sali radioattivi generati dai processi pirometallurgici
- ✓ Attività sperimentali svolte hanno riguardato sia la verifica del procedimento adottato negli USA, sia una modifica sostanziale dello stesso, che prevede la sintesi della sodalite attraverso la nefelina. Tale procedimento, se applicato su scala industriale, avrebbe innegabili vantaggi, essendo più semplice e meno costoso.
- ✓ Studio delle interazioni tra il rifiuto condizionato in matrice di sodalite, con e senza l'aggiunta di vetro borosilicato, ed il terreno, attraverso un'ampia analisi dell'influenza del pH sulla lisciviazione delle specie chimiche presenti.



% di rilascio in funzione del tempo di cationi da un campione di sodalite con pH da 4 a 10