

NUOVO NUCLEARE DA FISSIONE - REATTORI DI QUARTA GENERAZIONE

Tema di ricerca 5.2.5.8 - Linea progettuale 3: Reattori di quarta generazione

Scenario di riferimento

I reattori nucleari di quarta generazione sono sistemi completamente innovativi rispetto alle attuali generazioni e sono progettati per rispettare i seguenti requisiti:

- sostenibilità, ovvero massimo utilizzo del combustibile e minimizzazione dei rifiuti radioattivi;
- economicità, ovvero basso costo del ciclo di vita dell'impianto e livello di rischio finanziario equivalente a quello di altri impianti energetici;
- sicurezza e affidabilità; in particolare bassa probabilità di danni gravi al nocciolo del reattore e capacità di tollerare anche gravi errori umani; non dovranno, inoltre, richiedere piani di emergenza per la difesa della salute pubblica, non essendoci uno scenario credibile per il rilascio di radioattività fuori dal sito;
- resistenza alla proliferazione e protezione fisica tali da rendere non conveniente il furto o la produzione non dichiarata di materiale nucleare o l'uso illecito della tecnologia e da assicurare un'aumentata protezione contro attacchi terroristici.

Tra i sei sistemi individuati nella Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, l'impegno italiano è focalizzato sui seguenti sistemi:

- Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) - reattori a spettro veloce, refrigerati a piombo con ciclo del combustibile chiuso.
- Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR) - reattori a spettro veloce, refrigerati a sodio e con ciclo del combustibile chiuso.
- Very-High-Temperature Reactor (VHTR) - reattore moderato a grafite e refrigerato ad elio, con ciclo del combustibile ad un solo passaggio (once-through).



Obiettivi

L'obiettivo principale è sostenere lo sviluppo tecnologico dei sistemi nucleari di quarta generazione - in particolare Lead Cooled Fast Reactor (LFR) e Sodium Cooled Fast Reactor (SFR) - che riscuotono particolare interesse in Europa nell'ambito della European Sustainable Nuclear Industrial Initiative (ESNII) dello Strategic Energy Technology Plan europeo. Le attività implementate riguardano la qualifica dei materiali strutturali, la caratterizzazione di componenti prototipici, lo sviluppo e qualifica di modelli di calcolo avanzati che supportino la progettazione di tali sistemi, la progettazione concettuale del core del reattore, l'investigazione della fluidodinamica e termoidraulica di fluidi refrigeranti non convenzionali, in particolare in condizioni "safety relevant".

Risultati

Le attività di ricerca e sviluppo condotte in supporto ai "Reattori di IV Generazione" hanno avuto come obiettivo principale l'implementazione delle tecnologie relative ai reattori nucleari veloci refrigerati a piombo, LFR, e a sodio, SFR, e la qualifica e validazione di codici di calcolo per il supporto alla progettazione dei sistemi nucleari refrigerati a gas ad alta temperatura, VHTR.

Progettazione e realizzazione circuito ad acqua in pressione per l'alimentazione del Decay Heat Removal (DHR) System

Sulla base delle specifiche funzionali e di prova è stato progettato e realizzato il circuito ad acqua in pressione per l'alimentazione del prototipo di scambiatore per la rimozione del calore di decadimento (DHR). L'impianto ad acqua in pressione è stato realizzato in maniera da garantire l'interfaccia termomeccanica con l'impianto sperimentale a metallo liquido CIRCE del Centro ENEA del Brasimone in configurazione di prova ICE - Integral Circulation Experiment - nel quale è stata installata la sezione di prova per la qualifica del prototipo di scambiatore DHR.

Tale attività è stata condotta in sinergia con quanto previsto nell'ambito del progetto IP-EUROTRANS del VI Programma Quadro Euratom, che ha come obiettivo l'investigazione sperimentale del comportamento termofluidodinamico di una porzione del



Prove Integrali e Qualifica Componenti

Sezione di prova ICE - Impianto CIRCE - per la qualifica DHR

sistema primario di un reattore LFR o ADS (Accelerator Driven System) in scala 1 MW.

Montaggio e collaudo della sezione di prova DHR sull'impianto sperimentale a metallo liquido CIRCE

Nell'ambito dell'attività ICE sopra menzionata è stata progettata e approvvigionata una sorgente termica per simulare una porzione di nocciolo di reattore LFR della potenza di 1 MW. Tale porzione di nocciolo, costituita da un fascio di barrette disposte su reticolo esagonale, è realizzata con resistenze elettriche altamente performanti (flusso da 1 MW/m², densità di potenza di circa 500 W/cm³) che necessitano di alimentazione in corrente continua. Progettato e implementato il sistema di alimentazione della potenza di 1 MW, si è provveduto all'avvio dell'impianto CIRCE per i collaudi in temperatura e, in anticipo sui tempi, si è provveduto alla realizzazione di una campagna sperimentale preliminare (test a piena potenza in regime stazionario) per verificare la funzionalità del sistema e fornire i primi dati sulle prestazioni del prototipo di DHR.

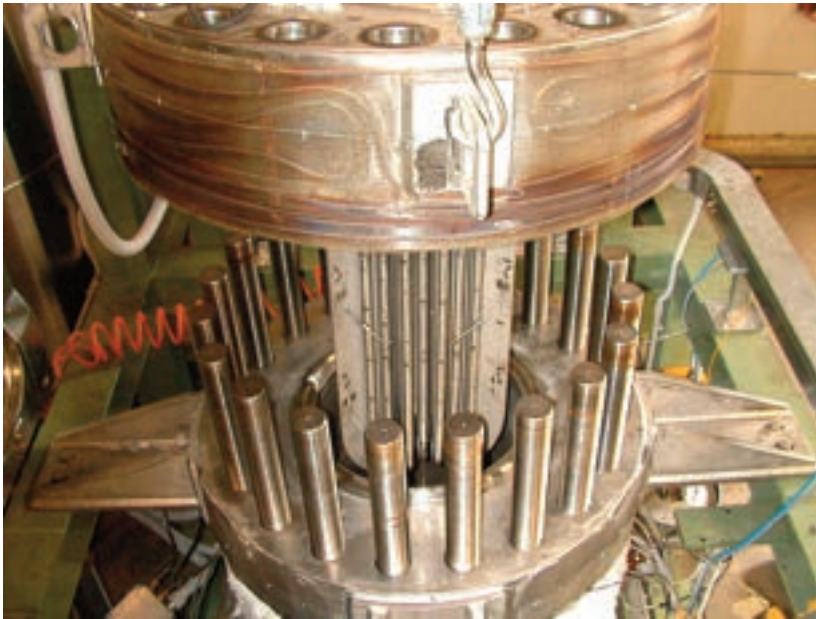
Qualifica girante per pompa centrifuga realizzata con materiale ad elevata resistenza alla corrosione/erosione

Data l'aggressività del piombo fluente a temperature superiori ai 400 °C, per i sistemi LFR è stato necessario individuare nuovi materiali per la realizzazione della girante della pompa, dei cuscinetti idrodinamici e del corpo valvola. Come materiale ad elevata resistenza alla corrosione ed erosione è stato individuato il MAXTHAL (ceramico Ti₃SiC₂), che permette applicazioni d'uso in piombo fino a 500 °C.

Si è quindi provveduto alla progettazione concettuale e termoidraulica di un circuito a metallo liquido, denominato HELENA - Heavy Liquid Metal Experimental Loop for Advanced Nuclear Applications - nel quale installare un prototipo di pompa centrifuga con girante in MAXTHAL. Simulazioni numeriche di pre-test sono state effettuate per valutare il comportamento termoidraulico dell'impianto in regime stazionario e durante i transitori operazionali.

Progettazione attività sperimentale, definizione set-up impiantistico e analisi numerica di pre-test in supporto alla qualifica del generatore di vapore

Nell'ambito delle attività sperimentali in supporto alle analisi incidentali di un sistema LFR per rottura del Generatore di Vapore (Steam Generator Tube Rupture - SGTR), è stata implementata e realizzata sull'impianto sperimentale LIFUS5 del Centro ENEA del Brasimone una campagna sperimentale preliminare.



*Sezione di prova Impianto
LIFUS5*

I risultati hanno permesso di validare e supportare la progettazione e futura implementazione di un'appropriata sezione di prova da installare nell'impianto LIFUS5, per caratterizzare il generatore di vapore per il dimostrativo di LFR.

Ai risultati preliminari si è, inoltre, associata un'analisi di post-test mediante simulazioni numeriche realizzate con il codice SIMMER III (2D) e SIMMER IV (3D), ottenendo una qualificata modellazione della sezione di prova attuale e una validazione del codice per applicazioni di supporto alla progettazione.

Sezione di prova e provini per la caratterizzazione fuori pila dei materiali strutturali

Nell'ambito delle attività di ricerca e sviluppo definite in supporto alla qualifica dei materiali strutturali per sistemi nucleari innovativi e in sinergia con il progetto europeo GETMAT del VII Programma Quadro Euratom, ENEA ha avviato il progetto LEXUR-II, che prevede test di irraggiamento neutronico sui materiali strutturali proposti - T91, T91 ricoperto in GESA e FeAl, 15-15Ti, 14 Cr ODS (Y_2O_3). I test, che saranno realizzati nel reattore russo a spettro neutronico veloce BOR-60, hanno l'obiettivo di qualificare il comportamento dei materiali strutturali sotto irraggiamento quando operati in piombo fluente. Per disporre di un database di confronto si sono definiti e progettati opportuni test di qualifica su campioni identici a quelli proposti per LEXUR-II ma ad irraggiamento nullo.

Sviluppo modelli di calcolo per la termo-fluidodinamica, la neutronica e la cinetica di nocciolo

L'attività ha riguardato principalmente la validazione di un modello 3D del reattore LFR- ELSY, sviluppato con il codice FEM-LCORE, attraverso la comparazione con i risultati del codice SIMMER-III.

Il confronto puntuale dei profili di pressione, velocità e temperatura nelle

diverse regioni del nocciolo ha messo in evidenza un generale accordo fra i risultati dei due codici, in particolare per quanto riguarda l'influenza dei fenomeni di turbolenza nei volumi di ingresso e uscita sui flussi trasversali nel nocciolo aperto (ovvero con elementi di combustibile privi di scatole).

Il confronto ha inoltre dimostrato come l'accuratezza del modello CFD può evidenziare eventuali disomogeneità e punti caldi lungo le linee di efflusso del nocciolo LFR.

Per quanto riguarda la neutronica, si è ulteriormente esteso il modello di cinetica neutronica sviluppato in precedenza, mediante la messa a punto di un algoritmo per la soluzione delle equazioni di bilancio in geometria pluridimensionale.

Concettualizzazione del DEMO di LFR

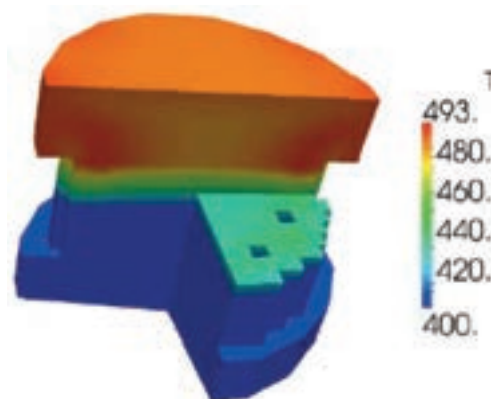
Con l'obiettivo di dimostrare la fattibilità di un reattore raffreddato a piombo, è stato realizzato un progetto preliminare di un nocciolo per un reattore LFR dimostrativo.

Si è prodotto quindi un design dell'elemento di combustibile, delle barrette e del sistema di controllo. Il nocciolo è stato poi caratterizzato neutronicamente per mezzo del codice ERANOS e della libreria JEFF 3.1.

Sono stati calcolati i coefficienti di reattività da utilizzarsi come input per l'analisi cinetica.

È stata infine effettuata un'analisi termoidraulica preliminare, che ha verificato il rispetto dei limiti di temperatura assunti in fase di progetto.

Parallelamente, è stato sviluppato un modello semplificato di dinamica di nocciolo che permette un approccio preliminare alle problematiche di controllo del sistema: questo consente un'analisi relativamente veloce della dinamica e della stabilità del sistema, che deve essere tenuta in conto anche in fase di progettazione concettuale.



Distribuzione di temperatura nel nocciolo di LFR (FEM-LMCORE)

Generatore di vapore per reattori SFR

Le attività hanno riguardato lo sviluppo e la messa a punto, presso il Laboratorio Solare Termodinamico del Centro Ricerche ENEA Casaccia, di un laboratorio di misura, dotato di strumentazione e sensori miniaturizzati, progettato per la determinazione delle proprietà termofisiche primarie e secondarie di una miscela di sali fusi proposta, nei reattori nucleari di Quarta Generazione refrigerati a sodio, come fluido di scambio termico intermedio poiché permette un impiego a temperature elevate fino a 550 °C.

Calcoli di pre-test e definizione specifiche per prove sull'impianto HE-FUS3 evoluto

L'attività di calcolo di pre-test per la definizione di una campagna sperimentale sull'impianto HEFUS3 (Centro Ricerche ENEA Brasimone) è stata condotta alla luce dei risultati sperimentali già disponibili. È stata individuata la nuova strumentazione indispensabile e definiti nuovi transitori sperimentali per ampliare il database di validazione dei codici, tenendo conto di scenari e condizioni di impianto significative per il progetto e la sicurezza dei reattori a gas ad alta temperatura (VHTR). Calcoli di pre-test hanno portato alla definizione di una nuova campagna sperimentale caratterizzata da pressione e portata dell'elio superiori a quelle delle precedenti prove sperimentali.

Sono stati poi simulati diversi transitori incidentali che hanno permesso di individuare le condizioni iniziali e al contorno ottimali per la conduzione dei transitori sperimentali.

Core VHTR: Progettazione set-up TAPIRO ed esperienza per interfaccia core-riflettore VHTR

Nell'ambito delle attività è stato valutato, mediante simulazioni numeriche, il rateo di dose nelle sezioni di prova preventivamente progettate, dopo uno o più cicli d'irraggiamento nella colonna termica del reattore TAPIRO.

Lo studio dell'andamento nel tempo della dose residua nelle componenti del manufatto permette di valutare il rischio radiologico associato a tutte le operazioni di manipolazione dei campioni e dei materiali del manufatto.

Si è inoltre predisposto un benchmark per la validazione di codici e librerie da utilizzare per il calcolo di reattori tipo VHTGR.



Immagine del reattore TAPIRO

Documentazione disponibile

I documenti tecnici che riportano i risultati delle attività e delle ricerche sono consultabili sul sito www.enea.it.