

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Nuovo nucleare da fissione Sicurezza degli impianti nucleari

Scenario di riferimento

L'incidente di Fukushima ha creato un nuovo scenario per la ricerca sul nucleare da fissione nel nostro Paese, nel quale rimane l'esigenza di conservare le competenze nel settore della sicurezza nucleare al fine di garantire la corretta gestione delle residue attività nucleari. Come richiesto dalla Commissione Europea per gli 'stress test' sugli impianti nucleari europei a valle dell'incidente di Fukushima, ciascuna nazione deve avere la capacità di effettuare valutazioni indipendenti sulla sicurezza di questi impianti. Questa esigenza per l'Italia è ulteriormente rafforzata dalla presenza di 14 reattori nucleari di potenza nei paesi limitrofi, entro 200 km dai confini nazionali.

Inoltre, per non precludersi a priori alcuna opzione sugli scenari energetici futuri, il nostro Paese necessita anche, in un quadro di collaborazioni europee e internazionali, di sviluppare e mantenere una capacità autonoma di valutazione della sicurezza delle diverse opzioni tecnologiche nel campo dei reattori nucleari innovativi.

Infine, è da rimarcare il problema del deposito definitivo per le scorie radioattive di III categoria che investe tutti i Paesi che hanno o hanno avuto in esercizio centrali nucleari, e l'esigenza di disporre di un deposito per rifiuti di II categoria che deve accogliere anche i rifiuti radioattivi di origine sanitaria, ospedaliera e industriale. A questo proposito la Direttiva EURATOM 2011/70 impone a tutti gli Stati membri la preparazione, entro il 2015, di *"programmi nazionali indicanti quando, dove e con che modalità intendano costruire e gestire depositi per lo stoccaggio definitivo dei rifiuti, tali da garantire i più elevati standard di sicurezza"*.

Obiettivi

La maggior parte degli studi di sicurezza condotti per reattori attuali ed evolutivi sono confluiti in questa attività, articolata nelle

seguenti linee:

- Potenziamento della capacità di Simulation & Modeling partendo dalle librerie di dati nucleari, includendo gli studi di neutronica e l'analisi termo-fluidodinamica di impianto fino all'evoluzione incidentale severa.
- Analisi e valutazione delle soluzioni impiantistiche e tecnologiche in diversi progetti di reattori dell'attuale generazione III avanzata dal punto di vista della sicurezza, alla luce dell'evento di Fukushima e dei risultati degli 'stress test' sui reattori europei.
- Progettazione di simulatori di tipo ingegneristico finalizzati all'analisi di sicurezza e all'utilizzo in sistemi integrati di gestione di emergenze e simulatori ingegneristici 'full scope' da focalizzare sui reattori evolutivi.
- Attività sperimentali a supporto degli studi di sicurezza che comprendono sia la progettazione/realizzazione di impianti per la qualificazione di sistemi e componenti innovativi, sia la realizzazione di prove sperimentali per la validazione della modellistica.
- Investigazione delle problematiche connesse alla sicurezza dei depositi di smaltimento dei rifiuti radioattivi sia superficiali che geologici, delle tecniche di monitoraggio per la loro sorveglianza e delle tecniche innovative di caratterizzazione radiologica e di condizionamento dei rifiuti ad essi destinati.

Risultati

Sviluppo e validazione di metodi e strumenti per le analisi di sicurezza

Le attività di acquisizione e validazione di strumenti di analisi per la valutazione della sicurezza degli impianti nucleari che sono inquadrate principalmente nell'ambito di accordi internazionali di collaborazione bilaterale, in particolare con le organizzazioni francesi CEA e IRSN, ma anche con la US-NRC,

hanno permesso all'ENEA di dotarsi di codici e piattaforme di calcolo avanzati e acquisire le necessarie competenze per il loro utilizzo.

- Generazione e validazione della libreria ENEA-Bologna VITENDF70.BOLIB a gruppi fini ($199\text{ n} + 42\text{ }\gamma$) dedicata ad applicazioni di schermaggio e danno da radiazione nei reattori a fissione, che è stata trasferita ad OECD-NEA Data Bank per la libera distribuzione internazionale.
- Approfondimento sull'utilizzo della piattaforma di calcolo per la neutronica APOLLO2/CRONOS, acquisita nell'ambito di un accordo con il CEA, e sua predisposizione per lo studio di un reattore PWR da 900 MWe, che è la tipologia di reattore maggiormente presente ai nostri confini.
- Studi mediante tecniche Monte Carlo (codice di trasporto neutronico MCNP5) di importanti problematiche per i reattori attuali di grossa taglia: impatto di un riflettore 'pesante' sul segnale dei detector neutronici ex-core e sull'asimmetria azimutale della potenza.
- Proseguimento dell'implementazione della piattaforma di calcolo per modellistica multi-scala e multi-fisica NURESIM-NURISP, sul sistema di calcolo ad alte prestazioni CRESCO dell'ENEA: miglioramento della modalità di utilizzo dei codici CFD TRIO_U e NEPTUNE e applicazione a problematiche multi-scala come il sistema di rimozione del calore residuo simulato nella facility PERSEO.
- Acquisizione e validazione di software nell'ambito della collaborazione con IRSN per l'analisi termo-idraulica del nocciolo degradato (ICARE-CATHARE) e termo-meccanica dell'elemento di combustibile in condizioni incidentali (DRACCAR): progettazione di programmi sperimentali per la validazione (PEARL), simulazione di sequenze incidentali (TMI-2 e LOCA su PWR francese) per verifica dei modelli.
- Valutazione della capacità dei codici integrali per la simulazione di Incidente Severo MELCOR e ASTEC di modellare in modo integrato la fisica dei processi che si svolgono durante un incidente severo in un reattore ad acqua pressurizzata: benchmark sull'esperimento PHEBUS FPT3.

Analisi di sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi

In parallelo all'acquisizione e validazione degli strumenti sono state condotte attività rivolte all'approfondimento delle corrette metodologie

di applicazione degli stessi per lo studio della sicurezza in reattori attuali e innovativi.

Riguardo alla metodologia per l'analisi di sequenze incidentali severe, lo sviluppo e approfondimento è stato condotto su un generico impianto nucleare di tipologia convenzionale denominata Mille600 il cui data base è stato creato nel corso delle precedenti annualità. Le analisi effettuate con il codice MELCOR 1.8.6 hanno permesso di simulare i fenomeni rilevanti di una sequenza incidentale fino all'interazione tra il corium fuso e il basamento della cavità.

La valutazione della risposta di sistemi attivi e passivi a fronte di sequenze incidentali rilevanti ai fini della sicurezza è stata effettuata utilizzando 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. In particolare, si sono presi in considerazione i sistemi di sicurezza per la rimozione del calore residuo implementati nei reattori di ultima generazione (EPR e AP1000), individuando le principali caratteristiche dei sistemi attivi e passivi, e le metodologie per la valutazione della relativa affidabilità.

Per la valutazione del comportamento incidentale di reattori SMR, è stato seguito un approccio generale valutativo delle caratteristiche di sicurezza dei vari SMR proposti in ambito internazionale che ha fornito indicazioni sui progetti di maggior interesse su cui concentrare le future valutazioni. Si sono inoltre seguiti approcci deterministici per la valutazione di queste caratteristiche in altri progetti di particolare interesse.

- Valutazione, secondo le indicazioni WENRA, degli effetti indotti da un evento esterno del tipo avvenuto a Fukushima (tsunami) sulla resistenza dell'edificio del reattore.
- Partecipazione al benchmark IAEA sulla facility MASLWR con il codice RELAP 5 Mod 3.3 per la verifica della capacità del codice di simulare principi di sicurezza comuni (stabilità della circolazione naturale e termo-idraulica dell'accoppiamento di contenimento e sistema primario in condizioni incidentali).

Progettazione simulatori ingegneristici

È proseguito lo sviluppo di simulatori ingegneristici avanzati sia per la stima del termine sorgente in un sistema integrato di gestione delle emergenze, sia a supporto della

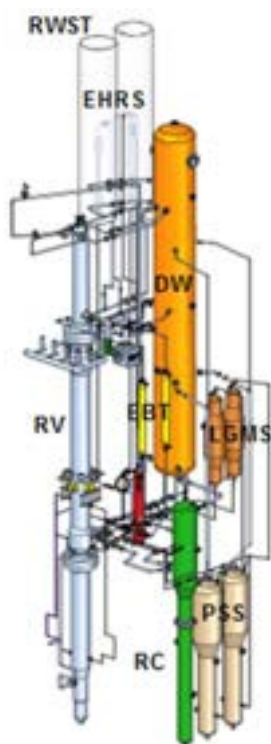


progettazione di impianti futuri con requisiti di sicurezza necessari nel post Fukushima:

- Progettazione concettuale di simulatori semplificati dedicati all'analisi incidentale di reattori operativi in Europa: definizione della metodologia generale, individuazione delle famiglie di reattori simulabili e dei codici di calcolo utilizzabili, determinazione dei requisiti di flessibilità nell'uso dei codici per un utilizzo complementare e alternativo, esecuzione di un caso test (VVER 1000).
- Studio dei requisiti comuni e necessari alla progettazione di simulatori dedicati alle diverse tipologie di impianti futuri con caratteristiche derivanti dalle conclusioni degli stress test europei: individuazione di tipologie di reattori di futuro interesse generale, analisi delle conclusioni degli stress test e implicazioni sugli sviluppi dei simulatori, delineazione di possibili scenari di sviluppo in collaborazione con attori nazionali e internazionali

Attività sperimentali a supporto degli studi di sicurezza

Gli studi e sviluppi di infrastrutture per la realizzazione di attività sperimentali a supporto delle analisi di sicurezza hanno compreso sia la progettazione/realizzazione di impianti per la qualificazione di sistemi e componenti innovativi, sia la realizzazione di prove sperimentali per la validazione della modellistica.



SPES3 Lay-out

Simulazioni numeriche effettuate con il codice RELAP5 hanno messo in evidenza la possibilità di utilizzare l'impianto SPS3, in corso di realizzazione presso i laboratori SIET, per verificare le generiche caratteristiche di sicurezza dei reattori SMR (forte accoppiamento primario-contenimento, basso rapporto potenza inventory del refrigerante, largo utilizzo di sistemi di sicurezza passivi) in condizioni incidentali rilevanti ai fini della sicurezza. In particolare, il calcolo di un transitorio rappresentativo delle condizioni dell'incidente di Fukushima (station black-out: loss off-site and on-site AC power) non ha mostrato conseguenze per l'integrità dell'impianto.

Le prove sperimentali e le verifiche analitiche su componenti critici per la simulazione di SMR hanno riguardato le canne scaldanti per la simulazione del nocciolo, il downcomer - fondo-vessel, e i generatori di vapore).

Si sono utilizzate le infrastrutture sperimentali realizzate nei PAR precedenti:

Le verifiche sulle prestazioni dei prototipi di canne scaldanti forniti dalla ditta THERMOCOAX permettono un confronto delle funzionalità con i prototipi precedentemente forniti dalla ditta ROTFIL.

Lo studio analitico e sperimentale effettuato sul mock-up del fondo vessel al DIMNP dell'Università di Pisa ha fornito una caratterizzazione preliminare del miscelamento termico e della distribuzione del boro in lower plenum e downcomer di reattori ad acqua in pressione di tipo integrato.

Gli studi sul mock-up a doppio tubo elicoidale costruito in SIET dal Politecnico di Milano hanno permesso di sviluppare modelli per la valutazione di instabilità sia di tipo DWO (Density Wave Oscillations) sia di Ledding, per supportare la progettazione di scambiatori prototipici.

In SIET è stata inoltre realizzata e testata una sonda capacitiva per la misura del grado di vuoto adatta ad operare alle condizioni prototipiche delle linee dell'impianto SPES simulanti le rotture (alta pressione e temperatura). In parallelo sono stati definiti i layout di due alternative set strumentali per la misura della portata bifase (SIET e POLITO) sviluppando i relativi modelli per l'interpretazione dei segnali sperimentali.

Infine sono state svolte attività propedeutiche all'effettuazione di transitori sperimentali 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
- 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



Sonda capacitiva per misura grado di vuoto ad alta temperatura

Studi di sicurezza relativi ai depositi di rifiuti radioattivi

Acquisizione e consolidamento di strumenti e competenze per analisi di sicurezza e "performance Assessment" di un deposito di smaltimento, sia superficiale che geologico:

- Studio di Performance Assessment di un deposito superficiale e relativa modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive
- 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

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).
- Analisi delle tecniche disponibili per il rilevamento di radionuclidi con elevata mobilità importanti per valutare eventuali rilasci dal deposito (isotopi del carbonio, idrogeno e gas nobili)
- Simulazione dei processi di trasporto dei radionuclidi attraverso le barriere protettive (codici Hydrus 1D e Amber) e il trasporto degli inquinanti radioattivi nel suolo e sottosuolo (piattaforma software FRAMES).

Caratterizzazione dei radionuclidi HTMR (Hard To Measure Radionuclides) tramite una metodologia che determina la loro radioattività correlandola con un nuclide chiave (KN) scelto fra i radionuclidi ETM (Easy To Measure). L'applicabilità è stata verificata su campioni di grafite irraggiata provenienti dallo smantellamento della Centrale Elettronucleare di Latina. Inoltre sono stati studiati rivelatori di neutroni alternativi ai contatori proporzionali ^3He come i rivelatori "Boron Coated" e altri di diversa applicazione come i rivelatori ad emulsioni surriscaldate testati dall'Università di Pisa.

Gli studi sperimentali relativi alle interazioni rifiuto-ambiente su rifiuti condizionati in matrici vetro-ceramiche hanno riguardato due processi per sintetizzare matrici di sodalite (silicato di sodio) adatte al condizionamento di Sali radioattivi generati dai processi pirometallurgici: HotIsostatic Pressing (HIP) e Pressureless Consolidation(PC).

Inoltre sono state studiate le interazioni tra il rifiuto condizionato in matrice di sodalite, con e senza l'aggiunta di vetro borosilicato, e il terreno, attraverso un'ampia analisi dell'influenza del pH sulla lisciviazione delle specie chimiche presenti.

Area di ricerca: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto 1.3.1 – LP2: Nuovo nucleare da fissione - Studi di sicurezza sugli impianti nucleari

Referente: Paride Meloni, paride.meloni@enea.it

Novembre 2012

Documenti tecnici e aggiornamenti disponibili sul sito ENEA: www.enea.it

