

Fissione nucleare Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Scenario di riferimento

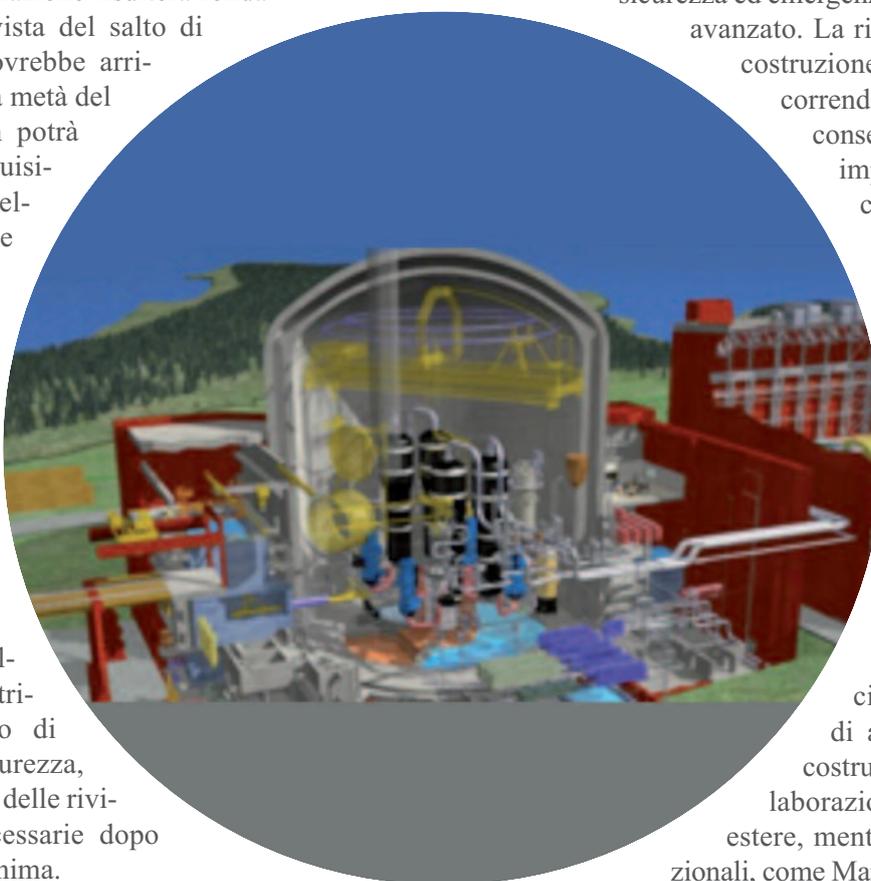
L'attuale scenario internazionale dei reattori di generazione evolutiva lascia facilmente prevedere che, ancora per molti decenni, la tipologia di riferimento resterà con tutta probabilità quella dei reattori ad acqua leggera, segnatamente di tipo pressurizzato. È pertanto necessario che ricercatori ed esperti italiani approfondiscano e sviluppino le proprie competenze anzitutto relativamente a tali filiere. Tale formazione risulterà fondamentale anche in vista del salto di generazione che dovrebbe arrivare non prima della metà del secolo ma che non potrà prescindere dall'acquisizione dello stato dell'arte sulle tecnologie attualmente in operazione. Le analisi e le verifiche sono state pertanto centrate sulle tematiche che hanno portato a definire tali reattori come innovativi o evolutivi, anche alla luce delle raccomandazioni degli stakeholders che hanno contribuito allo sviluppo di nuovi criteri di sicurezza, soprattutto a seguito delle rivisitazioni rese necessarie dopo l'incidente di Fukushima.

Tra i reattori ad acqua pressurizzata (PWR, Pressurized Water Reactors), vi sono alcune filiere di probabile maggior successo, al momento in fase di progettazione e/o di costruzione in vari paesi del mondo da parte di diversi costruttori. Tali reattori rappresentano l'evoluzione tecnologica dei reattori già esistenti, a seguito dell'introduzione di migliorie volte essenzialmente all'ottimizzazione delle dotazioni di sicurezza e salvaguardia. Il progetto è infatti stato improntato prioritariamente alla forte riduzione della frequenza e dell'effetto delle conseguenze di incidenti severi sia di

natura interna (p.e. fusione del nocciolo e relativi problemi di dispersione e raffreddamento), sia provenienti dall'esterno dell'impianto (p.e. impatto di agenti esterni sull'edificio di contenimento). Ciò ha portato da un lato a importanti semplificazioni d'impianto, che parallelamente consentono tempi di realizzazione più brevi, dall'altro all'introduzione di sistemi attivi e passivi di

sicurezza ed emergenza di livello molto più avanzato. La riduzione dei tempi di costruzione è ottenuta anche ricorrendo a un'ingegneria che consente di realizzare parti importanti in officina con semplificazione dell'assemblaggio in situ.

È importante sottolineare che tali tecnologie vedono spesso coinvolte competenze e industrie manifatturiere italiane; per esempio, Ansaldo Nucleare del gruppo Finmeccanica partecipa alla realizzazione di alcuni PWR oggi in costruzione in Cina in collaborazione con industrie estere, mentre altre industrie nazionali, come Mangiarotti Nuclear, IBF ecc., forniscono componenti importanti e piping di rilevante impegno tecnologico alle installazioni nucleari in corso.



Obiettivi

L'obiettivo del progetto è quello di accrescere competenze e capacità tecniche sui reattori ad acqua pressurizzata di generazione evolutiva attualmente disponibili nel mercato mondiale, con particolare attenzione agli

aspetti legati alla sicurezza e alla risposta alle specifiche di progetto; lo scopo finale è quello di svolgere un ruolo di supporto alle Istituzioni pubbliche, in particolare MSE e ASN, su tematiche legate alla gestione sicura e in linea con quanto sviluppato nei paesi più avanzati su ogni aspetto del ciclo nucleare: scelte tecnologiche, valutazioni di sicurezza, studi sul combustibile nucleare.

Le attività svolte riguardano:

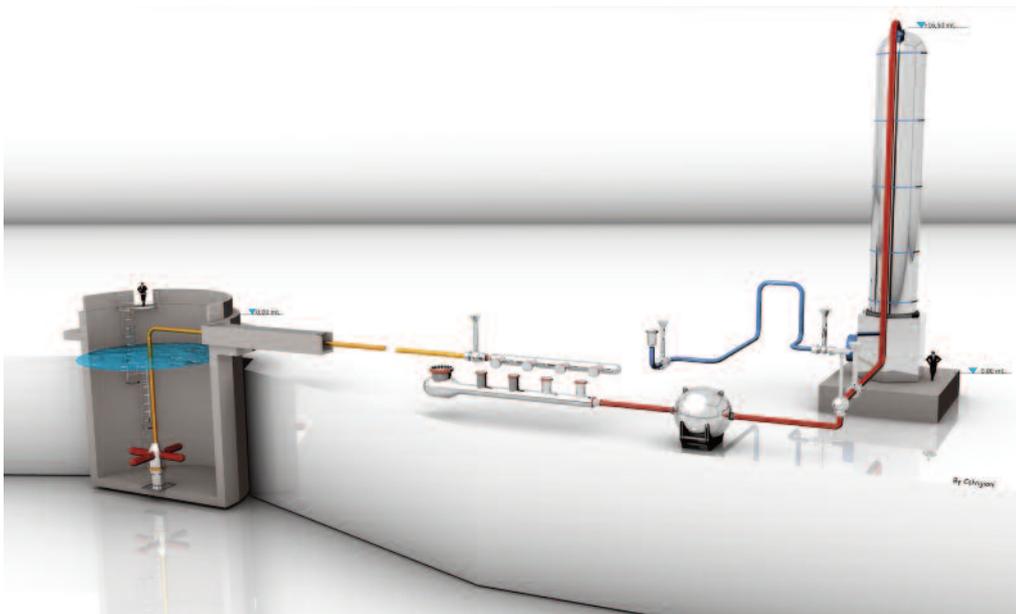
- analisi delle nuove soluzioni impiantistiche relativamente a sistemi attivi e passivi di sicurezza e nuove soluzioni costruttive, tenendo conto della normativa recente in materia di realizzazioni nucleari;
- studio ed analisi di cicli di combustibile (aperti/chiusi) in relazione all'elevato burn-up previsto per i nuovi reattori già commercializzati e alla riduzione dei prodotti di fissione a lunga vita;
- attività di ricerca fondamentale e sperimentazione in laboratorio di tecniche avanzate di rivelazione neutronica;
- analisi della strumentazione di nuova concezione per misure neutroniche fini nel nocciolo e dei sistemi computerizzati per la supervisione, controllo e protezione d'impianto e relativi interfacciamenti tra le suddette funzioni;
- analisi delle tecniche e degli strumenti di calcolo più efficaci per l'analisi di possibili transitori di natura sia operativa che incidentale, per mezzo di indagini multifisica di neutronica, termoidraulica e termomeccanica tra loro accoppiate;
- analisi dei fenomeni osservabili in caso di situazione transitoria dell'impianto estesa oltre i limiti deterministici di progetto, facendo riferimento anche a dati sperimentali disponibili e a valutazioni con l'uso di codici validati a livello internazionale.

Il prodotto finale è costituito principalmente da studi e analisi, supportati da specifiche attività sperimentali.

Componenti e sistemi con funzioni di sicurezza e di gestione dell'impianto

Sono stati studiati e predisposti test su componenti di particolare rilevanza per standard di affidabilità in termini di comportamento in fase di intervento, come valvole di non ritorno e valvole di depressurizzazione comandata e automatica. Sono state inoltre sviluppate analisi del comportamento in esercizio di nuovi componenti integrati. Le attività sono state affiancate da studi approfonditi di modellistica, di simulazione di transitori di funzionamento e analisi di dati sperimentali già disponibili per la validazione dei modelli impiegati nei relativi codici di calcolo, quali ASTEC e MELCOR. Inoltre sono stati effettuati studi per lo sviluppo di metodologie di qualificazione dei materiali e dei procedimenti di saldatura per componenti di centrali nucleari armonizzate agli standard internazionali (ASME, ISO) e a codici nucleari specifici (RCC-MX). Per dimostrare la possibilità di estendere la lifetime del vessel rispetto ai limiti attuali (con implicazioni sulle procedure di licensing), sono state effettuate analisi termomeccaniche, mediante il codice CAST3M, con validazione nell'ambito di progetti europei (NESC7), dell'influenza del fenomeno WPS (Warm Pre-Stressing) sui materiali strutturali e sul vessel, che comporta un incremento della resistenza a frattura fragile.

Per quanto riguarda i sistemi di sicurezza attivi e passivi, è stato impostato uno studio esaustivo volto a garantire sia l'integrità del nocciolo sia il raffreddamento e l'integrità del contenimento, con lo scopo di indagare e valutare le caratteristiche di maggior sicurezza intrinseca dei reattori in fase di costruzione. Tali attività si sono avvalse di tecniche di modellazione di sistemi pas-



Schema di progetto dell'impianto VAPORE (C.R. Casaccia dell'ENEA) impiegabile per prove termomeccaniche e fluidodinamiche su componenti e sistemi di impianti nucleari e convenzionali

sivi e attivi per il raffreddamento del contenimento e per la rimozione del calore residuo.

Studi sul combustibile e materiali strutturali

Sono stati sviluppati metodi di progettazione di combustibili ad alto burn-up per i reattori di terza generazione (UOX alto arricchimento, MOX, Inert Matrix), mirati all’analisi di prestazioni e comportamento termomeccanico in reattore.

Per quanto riguarda gli aspetti di back-end nel ciclo combustibile, sono stati condotti studi sui processi di ritrattamento del combustibile esausto, mirati alla minimizzazione dei prodotti ad alta attività e al recupero di materie prime ulteriormente sfruttabili. Particolare attenzione è stata rivolta ai processi che sembrano maggiormente promettenti per sostituire l’originale metodo PUREX. Presso il Centro Ricerche Casaccia dell’ENEA è in corso di allestimento un locale attrezzato per avviare prove di ritrattamento, mentre è stato predisposto il progetto di massima delle utilities e degli interventi infrastrutturali necessari che permettano di lavorare in ambiente ostile (alte dosi e alta attività).

È stata condotta un’attività di ricerca fondamentale con sperimentazione in laboratorio su nuovi processi finalizzati alla trasmutazione degli elementi radioattivi a lunga vita. È stata inoltre studiata la fattibilità per la realizzazione di nuovi rivelatori per sorgenti neutroniche pulsate anisotrope e a spettro variabile. A tal fine, sono in corso esperimenti che mirano a verificare alcuni processi di trasmutazione che potrebbero affiancarsi ai metodi di ritrattamento tradizionali del combustibile esausto. Tali esperimenti sono svolti in collaborazione

tra il Centro Ricerche Casaccia dell’ENEA e l’Università Politecnica delle Marche.

Studio sulla strumentazione di nocciolo e simulazione

Le attività hanno riguardato due specifici aspetti: la strumentazione in core e la strumentazione di supervisione, controllo e protezione dell’impianto.

È stata condotta un’analisi della nuova strumentazione in core per la determinazione fine del flusso neutronico all’interno del reattore e sono stati realizzati prototipi, che dovranno essere validati e testati anche con utilizzo di reattori di ricerca come TRIGA e TAPIRO (presenti nel centro di ricerche della Casaccia dell’ENEA). Nuove tipologie di rivelatori di neutroni ad alto flusso per reattori PWR sono stati progettati anche attraverso l’uso di codici avanzati di modellazione di nocciolo.

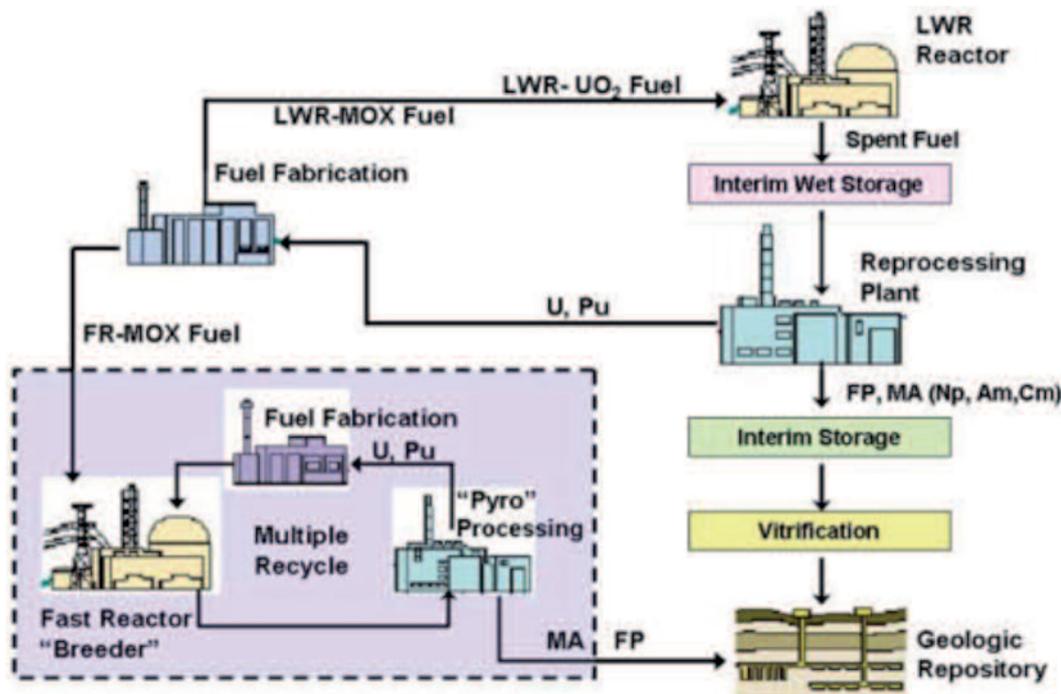
Per quanto riguarda il sistema di comando e controllo dell’impianto, sono state analizzate le prestazioni dei sistemi di supervisione, controllo e protezione di reattori di terza generazione, con particolare riguardo alla loro interconnessione ai fini della garanzia di corretto funzionamento sia in fase di normale esercizio sia in fase di intervento di emergenza.

È stata effettuata una caratterizzazione descrittiva e analitica dei principali sistemi di supervisione, controllo e protezione nei reattori nucleari ad acqua pressurizzata di generazione evolutiva. Tali sistemi di controllo sono stati implementati nel linguaggio di programmazione a blocchi Simulink, tramite il quale sono state condotte delle analisi delle loro prestazioni negli intervalli di normale funzionamento dell’impianto, con particolare attenzione allo studio dei transitori tra differenti punti di

lavoro della fase operativa.

Da un punto di vista applicativo è stata approfondita la logica di regolazione e protezione di pressione e livello del pressurizzatore e dello Steam Dump System. Tale logica è stata codificata in maniera dettagliata in una routine Fortran e parallelamente in versione semplificata tramite logica RELAP5.

Inoltre sono state studiate in modo compa-



Schema di principio delle varie fasi del ciclo del combustibile per un impianto nucleare ad acqua leggera

rato differenti soluzioni di controllori esistenti per i sottosistemi di supervisione, controllo e protezione, con particolare enfasi sugli aspetti di robustezza a variazioni parametriche e a guasti.

Infine, è stato effettuato uno studio analitico delle prestazioni dei sistemi di controllo in presenza di guasti e/o incidenti di riferimento, con la determinazione delle azioni necessarie per riconfigurare il controllo in modo da assicurare le specifiche minime di sicurezza.

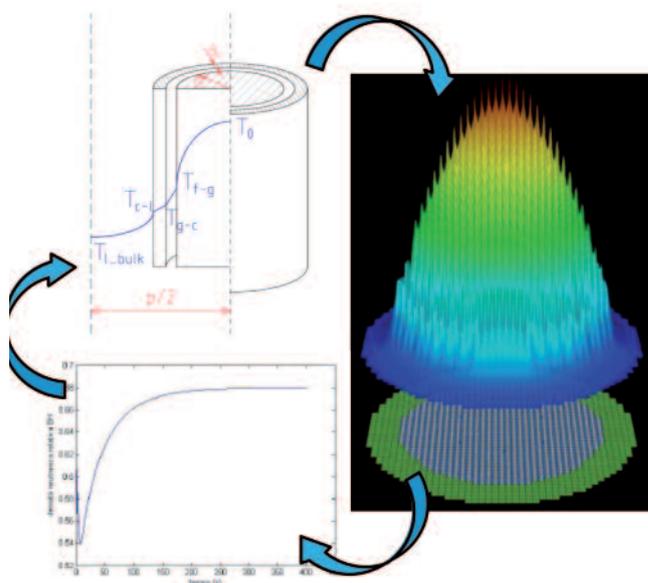
I modelli sviluppati hanno concorso alla realizzazione di un sistema (hardware e software) di simulazione del comportamento dinamico del sistema di controllo di un reattore ad acqua pressurizzata di generazione evolutiva, che servirà come punto di partenza per la realizzazione di un più completo simulatore ingegneristico.

Tecniche e strumenti di calcolo per la dinamica di nocciolo di un PWR

L'attività è consistita nello studio dei modelli di analisi per la dinamica spaziale di nocciolo. In particolare, dopo un'attenta valutazione dello stato dell'arte dei moduli di analisi neutronica, termoidraulica e termomeccanica e del loro accoppiamento, è stato definito un modello di riferimento per l'analisi dinamica spaziale del nocciolo di un reattore ad acqua pressurizzata e ne sono stati studiati i codici esistenti utilizzabili a supporto.

In parallelo, sono state condotte attività di simulazione per la valutazione dell'effetto di un pesante riflettore di acciaio sull'attenuazione del flusso di neutroni che fuoriescono dal vessel in pressione che racchiude il noc-

ciolo di un reattore ad acqua pressurizzata di ultima generazione. Queste analisi hanno permesso di determinare l'intervallo di efficienza dei rivelatori neutronici posti all'esterno del nocciolo - dunque a valle del riflettore - in funzione dell'intensità del flusso neutronico proveniente dal nocciolo. La conoscenza di queste informazioni, insieme alla conoscenza delle caratteristiche degli analoghi rivelatori posti internamente al sistema, consente infatti agli operatori un maggior livello di confidenza ai fini del controllo del reattore anche durante transitori caratterizzati da ampie escursioni di potenza.



Esempio di simulazione della densità neutronica relativa in funzione del tempo per un nocciolo di reattore ad acqua pressurizzata



Sala di controllo di un reattore ad acqua pressurizzata di terza generazione avanzata

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

Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Referente: M. Sepielli, massimo.sepielli@enea.it