



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



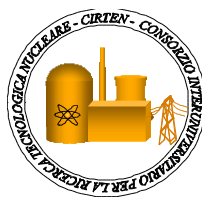
Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Documento SIET 016 41 RT10

Attività di termoidraulica sperimentale per la qualificazione di
componenti e sistemi di reattori LWR

G. Cattadori



ATTIVITA' DI TERMOIDRAULICA SPERIMENTALE PER LA QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI E
SISTEMI DI REATTORI LWR

G. Cattadori SIET

Settembre 2010

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA

Titolo

Attività di termoidraulica sperimentale per la qualificazione di componenti e sistemi di reattori LWR

Ente emittente SIET

PAGINA DI GUARDIA

Descrittori


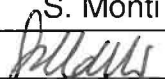
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"
Argomenti trattati: Reattori nucleari ad acqua
 Reattori nucleari evolutivi

Sommario

Questo rapporto è stato emesso nell'ambito del secondo PAR dell'accordo di programma ENEAMSE e costituisce uno dei deliverable dell'obiettivo C "Preparazione del programma di qualifica sperimentale" della linea progettuale LP5 "Supporto all' Autorità istituzionale di sicurezza per gli iter autorizzativi, anche al fine di elevare il grado di accettazione dei reattori di III generazione. Comparazione delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche" del tema di ricerca "Nuovo Nucleare da Fissione".

Il rapporto descrive le attività sperimentali individuate da SIET che possono tipicamente essere incluse in un programma di qualificazione di componenti e sistemi di un impianto nucleare di tipo LWR. Le sperimentazioni considerate si limitano al campo di competenze tecniche specifiche della SIET, costituito dalle prove termo-idrauliche e termo-meccaniche con rare "escursioni" in altre tipologie di prova ad esse strettamente correlate. Nell'individuazione delle prove del programma e dei componenti/sistemi da assoggettare a qualificazione ci si è avvalsi dell'esperienza maturata sia ai tempi della qualificazione dei reattori di II generazione (anni '80) sia a quelli recenti relativi allo sviluppo dei reattori di generazione III e III+.

Note
Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	24.9.2010	NOME	R. Tinti		S. Monti
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE

**EMITTENTE***issued by***Unità di Produzione***Production Unit***Prove Grandi Impianti****CLIENTE: ENEA***client***COMMESSA: 1PN000FA90245***job***DISCO:***disk***PAGINA: 1 DI: 84***page**of***IDENTIFICATIVO: 01 641 RT 10***document***Classe Ris.:***confidentiality***Allegati:***enclosures***ATTIVITA' DI TERMOIDRAULICA SPERIMENTALE PER LA QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI E
TITOLO: SISTEMI DI REATTORI LWR***title***REDATTORI:***prepared by***LISTA DI DISTRIBUZIONE***distribution list*

R. Tinti (ENEA)

P. Meloni (ENEA)

F. Bianchi (ENEA)

S. Monti

A. Luce

G. Cattadori

A. Achilli

S. Botti

R. Ferri

S. Gandolfi

M. Greco

C. Congiu

G. Tortora

0

24/09/2010

Prima Emissione

G. Cattadori

G. Cattadori

REV*rev***DATA***date***DESCRIZIONE***description***REDAZIONE***prepared by***APPROVAZIONE***approved by*

Informazioni strettamente riservate di proprietà SIET SpA - Da non utilizzare per scopi diversi da quelli per cui sono state fornite.
Confidential information property of SIET SpA - Not to be used for any purpose other than those for which it is supplied.

Mod. 00002QQ/a/2

INDICE

TABELLE	4
FIGURE	5
1 INTRODUZIONE	7
2 SCOPO	8
3 RIFERIMENTI	9
4 IL TEST PLAN DI UN IMPIANTO NUCLEARE DI POTENZA	10
5 I LABORATORI SPERIMENTALI DELLA SIET PER LE QUALIFICHE NUCLEARI	12
5.1 Impianto SPES.....	12
5.2 Impianto GEST.....	13
5.3 Impianto IETI.....	16
5.4 Impianto VALFRE.....	18
5.5 Sistemi Ausiliari.....	19
6 TERMOIDRAULICA SPERIMENTALE PER LA QUALIFICAZIONE DI LWR	21
6.1 Test di base	21
6.1.1 Trasmissione del calore negli LWR.....	21
6.1.2 Prove di particolari fenomenologie fisiche applicate a componenti LWR	25
6.1.3 Prove di circolazione naturale in reattori di nuova generazione.....	27
6.1.4 Prove per la R&S di valvole di sicurezza.....	29
6.1.5 Prove per la R&S di pompe	30
6.1.6 Prove per la R&S di Generatori di Vapore	31
6.1.7 Prove per la R&S di CRDM.....	31
6.1.8 Prove per la R&S di dispositivi speciali per la sicurezza.....	33
6.1.9 Prove su strumentazione speciale	35
6.2 Test di componente	39
6.2.1 Valvole di sicurezza	39
6.2.1.1 Cenni sul componente	39
6.2.1.2 Prove su valvole di sicurezza.....	42
6.2.1.3 Impianti per prove su valvole di sicurezza	44
6.2.2 Valvole di regolazione	45
6.2.2.1 Cenni sul componente	45
6.2.2.2 Prove su valvole di regolazione.....	46
6.2.2.3 Impianti per prove su valvole di regolazione.....	49
6.2.2.4 Esempi di applicazioni in campo nucleare	49
6.2.3 Altre Valvole.....	52
6.2.4 Scambiatori di calore	55
6.2.5 Pompe	58
6.2.6 Piping & fittings.....	59
6.2.6.1 Prove di scoppio.....	59
6.2.6.2 Prove fluidodinamiche	60
6.2.7 Internals del reattore e del generatore di vapore	61
6.2.7.1 Test su separatori di vapore e dryers	61
6.2.7.2 Test su elementi di combustibile simulati	63
6.2.7.3 Test fluidodinamici su componenti interni adiabatici	64
6.2.7.4 Test su aste di supporto strumenti interni al reattore	64
6.2.7.5 Test di fretting corrosion	65
6.2.8 Torri di raffreddamento	66

6.3	Test di sistema	68
6.3.1	Simulazione integrale di reattori PWR.....	68
6.3.2	Simulazione integrale di reattori PWR presso SIET	69
6.3.2.1	Simulazione PWR-PUN	69
6.3.2.2	Simulazione AP-600.....	71
6.3.2.3	Simulazione SMR (Small Modular Reactor)	73
6.3.3	Simulazione di sistemi di sicurezza di reattori.....	75
6.3.3.1	Sistema di rimozione del calore in emergenza (EHRS) per SMR	75
6.3.3.2	Isolation Condenser System (ICS) reattore SBWR	77
6.3.3.3	Isolation Condenser System "PERSEO"	78
6.3.3.4	Passive Containment Condenser System (PCCS) reattore SBWR.....	79
6.3.3.5	Sistema di Iniezione Passiva SIET (SIP-1)	80
6.3.3.6	Bubble Condenser reattore VVER 440-213.....	82

TABELLE

Tabella 1 - PROVE EFFETTUATE SU IMPIANTO SPES

Tabella 2 - CONFRONTO DATI IMPIANTI SPES E SPES-2

Tabella 3 - DATI IMPIANTO SPES-3

Tabella 4 - MATRICE TRANSITORI SPES-3

FIGURE

- Figura 1 - SPES-2: CANALE DI POTENZA E FASCIO DI BARRE
- Figura 2 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELLA FACILITY GEST-GEN
- Figura 3 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELLA FACILITY GEST- SEP
- Figura 4 - POMPE PRIMARIE IMPIANTO GEST
- Figura 5 - COMPRESSORE DI VAPORE IMPIANTO GEST-SEP
- Figura 6 - IMPIANTO IETI-1 : SCHEMA DI FLUSSO E POTENZIALITÀ
- Figura 7 - IMPIANTO IETI-4 : SCHEMA DI FLUSSO E POTENZIALITÀ
- Figura 8 - PRERISCALDATORI ACQUA IMPIANTO IETI-4
- Figura 9 - SCHEMA SEMPLIFICATO IMPIANTO VALFRE
- Figura 10 - IMPIANTO VALFRE: PIPING CON VALVOLA IN PROVA
- Figura 11 - TRASFORMATORE 130 / 3 KV
- Figura 12 - NUOVI INTERRUTTORI E SEZIONATORI 130 KV
- Figura 13 - LINEA 5" VAPORE SURRISCALDATO DA CENTRALE EDIPOWER
- Figura 14 - PROVE DI CRISI TERMICA SU FASCIO DI BARRE 8X8 (BWR ALTO LAZIO)
- Figura 15 - SCHEMA FACILITY PER PROVE DI INSTABILITÀ SU TUBI ELICOIDALI
- Figura 16 - TUBI PER GENERATORE DI VAPORE SMR IN PROVA SU IMPIANTO IETI-4
- Figura 17 - TIPICI RISULTATI DI PROVE DI FLOODING SU IMPIANTO IETI-4
- Figura 18 - TIPICI RISULTATI DI PROVE DI REFLUX CONDENSATION SU IETI-1
- Figura 19 - SCHEMA DEL REATTORE ESBWR
- Figura 20 - SCHEMA DEL REATTORE MASLWR
- Figura 21 - TIPICI RISULTATI DI PROVE SU VALVOLE IN EFFLUSSO CRITICO
- Figura 22 - CIRCOLAZIONE FLUIDO PRIMARIO IN REATTORE LWR DI TIPO INTEGRATO
- Figura 23 - COMPONENTI BASE DI UNA "SPOOL PUMP"
- Figura 24 - BARRA IDRAULICA E CILINDRO DI CONTENIMENTO
- Figura 25 - SEZIONE DI PROVA PER TEST SU BARRE IDRAULICHE
- Figura 26 - PROVE A FREDDO SU BARRA IDRAULICA: SCHEMA DELLA FACILITY
- Figura 27 - STEAM INJECTOR CISE SPERIMENTATO SU IMPIANTO IETI
- Figura 28 - DISPOSITIVO A STRUMENTAZIONE MULTIPLA PER MISURA DI PORTATA DI FLUIDO BIFASE
- Figura 29 - SCHEMA DI FUNZIONAMENTO DI GAMMA-DENSITOMETRO A 3 RAGGI
- Figura 30 - TURBINA PER MISURA DI PORTATA VOLUMETRICA
- Figura 31 - VALVOLA PORV: VISTA ESTERNA
- Figura 32 - VALVOLA PORV: VISTA INTERNA
- Figura 33 - VALVOLA PORV: VISTE FRONTALE, LATERALE E DALL'ALTO
- Figura 34 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELL'IMPIANTO DI PROVA VALVOLA PORV 8"X20"
- Figura 35 - RISULTATO DI PROVE DI CARATTERIZZAZIONE IDRAULICA DI VALVOLA DI REGOLAZIONE DA 6"
- Figura 36 - RISULTATO DI PROVE DI CAVITAZIONE SU VALVOLA DA 2"
- Figura 37 - CICLI DI PRESSIONE E TEMPERATURA SU VALVOLA DA 10"
- Figura 38 - VALVOLA ALTO LAZIO 8"X20"
- Figura 39 - VALVOLA ALTO LAZIO 8"X20" IN PROVA PRESSO SIET
- Figura 40 - MAIN STEAM ISOLATION VALVE
- Figura 41 - VALVOLA DI RITEGNO CON OTTURATORE A PISTONE
- Figura 42 - PROVE DI PRESSURIZZAZIONE CON VAPORE DI VALVOLA A SARACINESCA DA 12"
- Figura 43 - PROVE STRUTTURALI SU CORPO VALVOLA MEDIANTE MISURE ESTENSIMETRICHE
- Figura 44 - PROVE DI CARATTERIZZAZIONE SU VALVOLA DI INTERCETTAZIONE A SFERA DA 16 " SU IMPIANTO VALFRE
- Figura 45 - PROVE DI FUNZIONALITA' IN VAPORE SU VALVOLE DI INTERCETTAZIONE A FARFALLA SU IMPIANTO GEST
- Figura 46 - SCAMBIATORI DI EMERGENZA PER SBWR, IN PROVA SU IMPIANTO GEST-PANTHERS
- Figura 47 - TEST CON INIEZIONE DI INCONDENSABILI SULLO SCAMBIATORE DI CALORE IC - SBWR
- Figura 48 - TEST DI PERFORMANCE IN PRESENZA DI ACCUMULO DI ARIA SU SCAMBIATORE PCC-SBWR

- Figura 49 - PROVA DI SCOPPIO RACCORDO 12" PER PWR
- Figura 50 - PROVE DISPOSITIVO "ANTI - COLPO DI FRUSTA" DI TUBAZIONI
- Figura 51 - VESSEL IMPIANTO GEST-SEP
- Figura 52 - SEPARATORE IN PROVA SU IMPIANTO GEST-SEP
- Figura 53 - GENERATORE DI VAPORE PWR
- Figura 54 - SEPARATORE PER GENERATORE DI VAPORE PWR
- Figura 55 - SIMULATORE DI ELEMENTO COMBUSTIBILE CIRENE
- Figura 56 - TUBO IN PRESSIONE CANALE CIRENE CON SEGNI DI FRETTEGGIO CORROSION
- Figura 57 - TORRE DI RAFFREDDAMENTO EVAPORATIVA E RELATIVI BILANCI
- Figura 58 - LAY-OUT SIMULATORE PWR-PUN (SPES)
- Figura 59 - SPES: UPPER HEAD DEL CANALE DI POTENZA
- Figura 60 - IMPIANTO SPES-2: SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO E VISTA DELL'IMPIANTO
- Figura 61 - SPES-2: HOT LEG / COLD LEG, CONNESSIONI AL CANALE DI POTENZA
- Figura 62 - SPES2: RISULTATI DELLA PROVA DI LOCA DA 10" EQUIVALENTI
- Figura 63 - SCHEMA DEL CIRCUITO PER LA SIMULAZIONE DEL EHRS DI UN REATTORE SMR
- Figura 64 - SCHEMA SISTEMA DI RIMOZIONE DEL CALORE REATTORE SBWR
- Figura 65 - SCHEMA FACILITY GEST-PANTHERS-IC
- Figura 66 - FACILITY PER PROVE ICS - PERSEO
- Figura 67 - PROVE PERSEO: POTENZA TRASFERITA – CONFRONTO ESPERIENZE/CALCOLI
- Figura 68 - SCHEMA SISTEMA DI RIMOZIONE DEL CALORE DAL CONTENIMENTO SBWR
- Figura 69 - SCHEMA FACILITY GEST/PANTHERS-PCC
- Figura 70 - LAYOUT CIRCUITO DI PROVA SIP-1
- Figura 71 - RISULTATI TIPICI PROVE SISTEMA SIP-1
- Figura 72 - BUBBLE CONDENSER: SCHEMA IMPIANTO
- Figura 73 - BUBBLE CONDENSER: SCHEMA DI PRINCIPIO

1 INTRODUZIONE

Nei programmi di realizzazione di nuovi impianti per la produzione dell'energia elettrica, l'energia nucleare riveste un ruolo di prim'ordine sia a livello nazionale sia a livello internazionale. Ciò è dovuto a vantaggi indiscutibili offerti da questa forma di energia, in particolare quelli legati all'ambiente (assenza di emissioni gassose inquinanti e di gas serra), ai minor rischi legati all'esercizio (la storia insegna che gli impianti nucleari sono tra quelli che hanno causato minor danni ad ambiente e popolazioni) ad un più sicuro approvvigionamento del combustibile (il materiale fissile è prodotto da nazioni ad elevata stabilità politica).

Se gli impianti nucleari attualmente funzionanti e, a maggior ragione quelli in fase di progettazione / realizzazione hanno raggiunto un grado di sicurezza ed affidabilità molto elevato, lo si deve alla consapevolezza che hanno sempre avuto gli addetti ai lavori dell'elevato rischio potenzialmente legato all'utilizzo industriale del processo di fissione nucleare. Questa consapevolezza ha imposto, fin dall'inizio, un approccio ingegneristico basato sullo studio approfondito di tutti gli aspetti legati alla sicurezza. La sfida delle nuove generazioni di tecnici è progettare e realizzare impianti nucleari più efficienti, economicamente convenienti con un livello di sicurezza ed affidabilità superiore a quello già elevato dei reattori di seconda generazione.

La miglior garanzia per l'affidabilità dell'impianto e dei relativi sistemi di sicurezza è costituita da un adeguato processo di qualificazione sia degli operatori coinvolti nell' "impresa nucleare" sia del prodotto del loro lavoro sia SW (progettazione) sia HW (componenti realizzati ed impianti costruiti).

Il processo di qualificazione nucleare è quindi uno dei principi cardine di progettazione e realizzazione delle centrali nucleari e consiste nel sottoporre tutti i sistemi, i componenti e le strutture rilevanti ai fini della sicurezza nucleare ad un complesso sistema di prove sperimentali, alle specifiche condizioni ambientali dovute ad un incidente o ad un rischio esterno, per verificare che essi continuino a svolgere le funzioni per le quali sono stati progettati con la massima affidabilità, consentendo di mantenere sotto controllo il reattore in qualunque situazione.

Lo scorso 20 gennaio, presso il centro della Casaccia, l'ENEA ha organizzato un importante evento sulla qualificazione nucleare, al quale hanno partecipato tutte le principali organizzazioni italiane interessate alla cosiddetta "rinascita nucleare". L'evento è stato focalizzato sull'importanza del processo di qualificazione e sulla presentazione di una vasta rete di Laboratori esistente in Italia che può soddisfare gran parte delle necessità di prove sperimentali legate alla qualificazione. In questo contesto si collocano i laboratori della SIET SpA, unica realtà nazionale che possiede impianti sperimentali di grande taglia in grado di simulare il comportamento termo-fluidodinamico di componenti e sistemi di reattori LWR, in particolare di generazione II, III e III+. Pertanto SIET, in integrazione e sinergia con ENEA, è in grado di fornire un contributo fondamentale ed unico al soddisfacimento delle necessità di qualificazione, in particolare per le prove termoidrauliche, richieste dai costruttori, dalle utilities e dalle agenzie di sicurezza del nucleare.

2 SCOPO

Il documento presenta una lunga serie di attività sperimentali che possono tipicamente essere incluse in un programma di qualificazione di componenti e sistemi di un impianto nucleare di tipo LWR. Le sperimentazioni considerate si limitano al campo di competenze tecniche specifiche della SIET, costituito dalle prove termo-idrauliche e termo-meccaniche con rare “escursioni” in altre tipologie di prova ad esse strettamente correlate.

Dopo una parte dedicata alla distinzione che usualmente viene introdotta in un programma sperimentale tra le prove di base per Ricerca e Sviluppo e le prove di qualificazione/certificazione di componenti e sistemi, si entra nel merito delle prove stesse, che vengono analizzate per tipologia di componente/sistema di impianto.

Nell'individuazione delle prove del programma e dei componenti/sistemi da assoggettare a qualificazione ci si è avvalsi dell'esperienza maturata sia ai tempi della qualificazione dei reattori di II generazione (anni '80) sia a quelli recenti relativi allo sviluppo dei reattori di generazione III e III+. Per tale ragione, le prove considerate riguardano programmi già effettivamente svolti, programmi rimasti allo stato progettuale e programmi futuri di possibile effettuazione.

Scopo del documento non è quello di definire un piano di qualificazione termoidraulica per uno specifico reattore di riferimento, ma quello di offrire spunti per un futuro possibile programma attraverso la presentazione di numerosi esempi di attività sperimentali per reattori LWR.

3 RIFERIMENTI

1. SIET 1602ST10, "Specifica degli interventi sugli impianti sperimentali della SIET", 30 giugno 2010.
2. A. Achilli, R. Ferri, P. Meloni, F. Bianchi, "Assessment of RELAP5 MOD3.3 and CATHARE 2 v1.5a against a full scale test of PERSEO device", Proceedings of ICONE12, 12th International Conference on Nuclear Engineering, April 25-29, 2004 Arlington, Virginia, USA.
3. A. Achilli, G. Cattadori, R. Ferri, S. Gandolfi: "Experiments on the GEST-SIP1 facility for testing an innovative passive injection system for LWRs". 5th Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics. Thessaloniki, Greece September 24-28, 2001.

4 IL TEST PLAN DI UN IMPIANTO NUCLEARE DI POTENZA

La progettazione, realizzazione e messa in esercizio di un reattore nucleare richiedono, necessariamente, l'attuazione di un programma di prove (Test Plan) allo scopo di supportare, insieme con i dati ottenuti mediante analisi teorica con codici numerici, il processo di certificazione del reattore medesimo. Il Test Plan è generalmente molto complesso, in quanto le prove possono riguardare campi e discipline tra loro completamente diversi: la termo-fluidodinamica, la chimica, le tecnologie dei materiali, la meccanica, la compatibilità elettro-magnetica, ecc.

Nel presente documento ci limiteremo a considerare le prove che competono alla mission della SIET, ovvero i test termoidraulici, eventualmente accoppiati a test di meccanica strutturale e similari.

Le prove pianificate sono sempre organizzate in macro-categorie che ne evidenziano peculiarità e scopi.

Una possibile definizione (frequentemente utilizzata) delle suddette macro-categorie è riportata nel seguito.

A) Test di base per lo sviluppo ingegneristico

I test di base si effettuano per avere informazioni di dettaglio sui componenti in fase di studio. Solitamente sono utilizzati per stabilire la fattibilità di un determinato concetto ingegneristico oppure per verificare il progetto di un componente prima di procedere ad un successivo test a larga scala o al testing del prototipo a piena scala. Normalmente questi test non sono richiesti dall'ente di controllo per la certificazione del progetto, ma spesso i risultati di questi test supportano le successive campagne di prova richieste dall'ente di controllo.

B) Test di componente ad effetti separati per la certificazione del progetto

I test di componente ad effetti separati per la certificazione del progetto si effettuano allo scopo di fornire specifiche informazioni sul progetto, la fabbricazione e l'esercizio dei vari componenti dell'impianto. Alcuni di questi test forniscono dati per lo sviluppo di modelli numerici sui codici di calcolo con riferimento a specifici fenomeni termoidraulici da investigare. In questi test, le condizioni al contorno per il componente in prova sono controllate per coprire il campo di condizioni atteso per lo specifico componente, durante l'esercizio dell'impianto. Questi test possono anche fornire condizioni al contorno da impiegare per l'analisi del funzionamento di altri componenti o sistemi. Ricadono in questa categoria anche quelle prove effettuate per dimostrare la capacità del componente di eseguire una determinata funzione correlata con la sicurezza ed affidabilità del componente e/o dell'impianto nel suo complesso.

C) Test di componente ad effetti separati per la qualificazione dei componenti

I test ad effetti separati per la qualificazione dei componenti si effettuano per qualificare il componente specifico per l'impiego nell'impianto nucleare in termini di prestazioni anche ai fini della verifica di durabilità ed operabilità.

D) Test ad effetti integrali

I test integrali consentono di analizzare il funzionamento integrato dei componenti mediante la simulazione di tutte le strutture importanti dell'impianto, dei sistemi interconnessi, dei componenti e del piping allo scopo di fornire dati per la validazione dei codici di calcolo di sistema. I risultati di questi test consentono di verificare che i vari componenti e sistemi che interagiscono nel corso del funzionamento dell'impianto funzionino come previsto in fase di progetto, in tutte le condizioni di esercizio (normali ed incidentali). Inoltre consentono di verificare se i modelli numerici dei vari componenti implementati nel codice di calcolo sono sufficientemente accurati.

Per gli scopi del presente documento, i test di categoria B e C possono essere accorpati. Pertanto, nel seguito i test saranno sinteticamente denominati “test di base”, “test di componente”, “test di sistema”.

5 I LABORATORI SPERIMENTALI DELLA SIET PER LE QUALIFICHE NUCLEARI

SIET S.p.A. nasce nel 1983 da un accordo tra ENEA e CISE con lo scopo primario di effettuare test per la sicurezza di componenti e sistemi destinati ad impianti nucleari per la produzione di energia elettrica. L'azienda è dotata di strutture sperimentali in grado di simulare, a piena scala o in scala ridotta, i principali circuiti termoidraulici delle centrali nucleari esistenti o di nuova generazione. Queste strutture sperimentali sono nel seguito definite "Grandi Impianti Sperimentali".

I Grandi Impianti Sperimentali della SIET sono tre:

- impianto SPES, per le prove di sistemi PWR;
- impianto GEST, per le prove su i Generatori di Vapore PWR, Separatori acqua-vapore LWR e Sistemi di Rimozione del Calore;
- impianto IETI, per prove varie di termo-fluidodinamica su componenti di impianti nucleari.

Un programma di qualifica sperimentale di componenti e sistemi di reattori LWR di 3^a generazione può essere incentrato sull'utilizzo di questi impianti, in quanto essi offrono la possibilità di effettuare prove su componenti di diversa tipologia in un ampio campo di condizioni termodinamiche del fluido di riferimento (acqua-vapore).

Nel documento di riferimento 1 è riportata una descrizione tecnica di dettaglio dei suddetti impianti, del sito in cui essi sono collocati e degli impianti ausiliari e infrastrutture della SIET che ne consentono il funzionamento. Nei successivi paragrafi si riportano alcune brevi note di sintesi con i dati salienti dei grandi impianti della SIET, unitamente ad un elenco dei sistemi ausiliari ed infrastrutture, allo scopo di avere un quadro completo del contesto in cui si potrebbero attuare le campagne sperimentali prospettate nei successivi capitoli.

Oltre ai tre impianti sopra citati, operanti a caldo e ad alta pressione, per gli scopi del presente documento, si ritiene di fornire informazioni anche per un quarto impianto, denominato VALFRE. Si tratta di una facility funzionante con acqua fredda a media pressione ed alta portata, spesso utilizzata per prove su valvole o taratura di flussimetri. Si ritiene che, in un programma completo di qualificazione di impianti LWR, la facility VALFRE possa essere impiegata per test a freddo su valvole o altri componenti.

5.1 Impianto SPES

L'impianto sperimentale SPES (Simulatore Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza) venne messo in funzione nella seconda metà degli anni '80 nell'ambito del piano nazionale di ricerca sui reattori ad acqua leggera. Questa facility può essere considerata, per dimensioni e potenza erogata, unica a livello mondiale ed è stata oggetto, negli anni ed in diverse configurazioni, di programmi sperimentali in collaborazione con prestigiose organizzazioni internazionali. Nella sua prima configurazione l'impianto SPES è stato utilizzato per l'effettuazione di test inerenti alla verifica del funzionamento del reattore PWR-PUN (Progetto Unificato Nazionale). Sono stati effettuate test quali: prove di circolazione naturale, piccoli rotture nel circuito primario, perdita dell'acqua alimento o guasti ai sistemi ausiliari. I risultati di tale campagna sono stati utilizzati anche per la messa a punto di codici numerici di sicurezza quali RELAP e TRAC.

L'impianto SPES fu in seguito modificato nella configurazione SPES-2 per l'effettuazione di un programma sperimentale commissionato da ENEA ed ENEL nell'ambito di un accordo di collaborazione con Westinghouse a supporto della certificazione dell'impianto AP600, caratterizzato da soluzioni tecniche

innovative quali l'introduzione di sistemi di sicurezza di tipo passivo. La campagna sperimentale, 15 tests, venne condotta da SIET nel periodo '93-94 e costituì la base per la certificazione dell'impianto AP600. Nel 1999 un test di media rottura sul circuito primario venne effettuato su una nuova configurazione dell'impianto (senza sistemi di sicurezza passivi), denominato SPES 99.

L'impianto SPES nelle sue diverse configurazioni riproduce, in scala significativa (1/400 circa) il circuito termoidraulico primario, parte del secondario e tutti i sistemi di emergenza di una centrale nucleare di tipo pressurizzato. Lo SPES opera con gli stessi fluidi ed alle stesse condizioni termodinamiche del reattore. La potenza termica generata nel combustibile è simulata sfruttando l'effetto Joule di un'elevatissima corrente elettrica (fino a 70.000 A) passante nel fascio del canale di potenza.

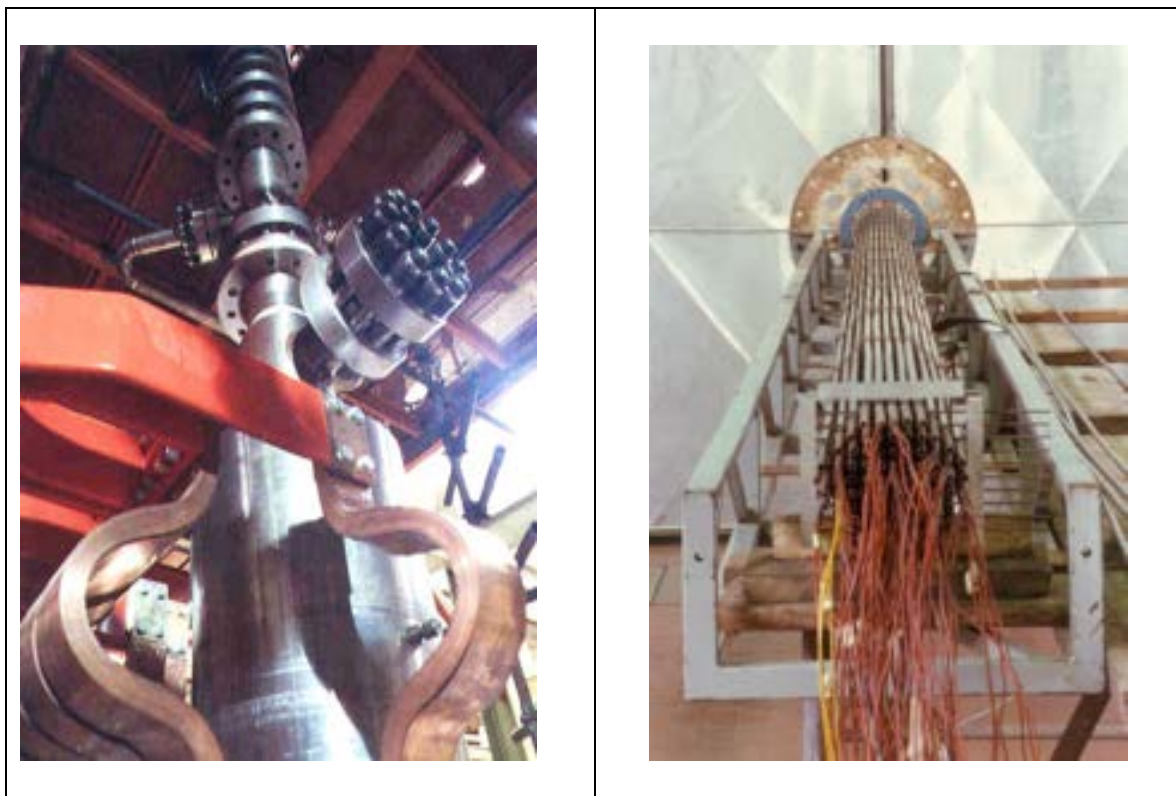


Figura 1 - SPES-2: CANALE DI POTENZA E FASCIO DI BARRE

5.2 Impianto GEST

L'impianto sperimentale GEST (Generator – Separator Tests) è stato progettato e realizzato per eseguire prove di ricerca e sviluppo o di qualificazione sperimentale di generatori di vapore PWR in condizioni operative reali (miscela acqua-vapore ad alta pressione). L'impianto GEST costituisce un'area sperimentale che include tre facility distinte: GEST-GEN, GEST-SEP e GEST-PANTHERS. Per ragioni di ottimizzazione impiantistica esse condividono alcuni sotto-sistemi di impianto.

L'impianto sperimentale **GEST-GEN** consente di eseguire prove sul componente Generatore di Vapore (GV) nella sua complessità ed, in particolare, sullo scambio termico, globale e locale, tra i fluidi primario e secondario tramite il fascio tubiero. Le condizioni di progetto sono: 17,2 MPa e 10,0 MPa per la pressione lato primario e secondario, rispettivamente; valore di saturazione al corrispondente valore di pressione, per la temperatura. Il fluido di processo è acqua demineralizzata con portata massima di 200 kg/s (primario) e 15 kg/s (secondario).

L'impianto sperimentale **GEST-SEP** è invece progettato per lo studio sperimentale del fenomeno della separazione acqua-vapore attraverso la misurazione delle prestazioni dei separatori e dei dryers, in termini di efficienza e perdite di carico. Pressione e temperatura di progetto sono 10,0 Mpa e 311 °C. L'impianto presenta due circuiti chiusi per il ricircolo dell'acqua (fino a 200 kg/s) e del vapore (fino a 40 kg/s) che alimentano la sezione di prova, alloggiata in un vessel da 45 m³.

L'impianto sperimentale **PANTHERS** (Performance, ANALyses and Testing of HEat Removal Systems) è stato progettato per effettuare prove di sistemi per la rimozione del calore residuo di reattori operanti sia a bassa pressione sia ad alta pressione. Tali sistemi sono del tipo a scambiatore di calore (condensatore) immerso in piscina con acqua a condizioni atmosferiche. L'impianto è dotato di due piscine da 175 e 100 m³ di volume.

L'area sperimentale GEST, pur essendo stata concepita originariamente per test su GV PWR, in effetti è stata impiegata in passato anche per prove su altri componenti/sistemi di impianti per la produzione di energia, sempre alle condizioni reali di esercizio. Nel seguito si riportano alcuni esempi:

- Prove di Generatori di Vapore di diversa tipologia rispetto a quello a tubi ad U di concezione Westinghouse.
- Prove su Separatori Acqua Vapore del reattore bollente, oltre a quelli del generatore di vapore del reattore pressurizzato.
- Prove su valvole di non ritorno di linee spillamento vapore di impianti a ciclo combinato.
- Prove su valvole di sicurezza in vapore.
- Prove di silenziatori allo scarico di valvole di sicurezza su circuiti vapore.
- Prove di sistemi di sicurezza passivi per impianti nucleari.
- Prove di sistemi per la rimozione del calore residuo di reattori, sia ad alta pressione (ciclo primario) sia a bassa pressione (contenimento).
- Prove per la messa a punto di strumentazione a ultrasuoni per la misura del profilo di velocità nelle tubazioni degli impianti nucleari.

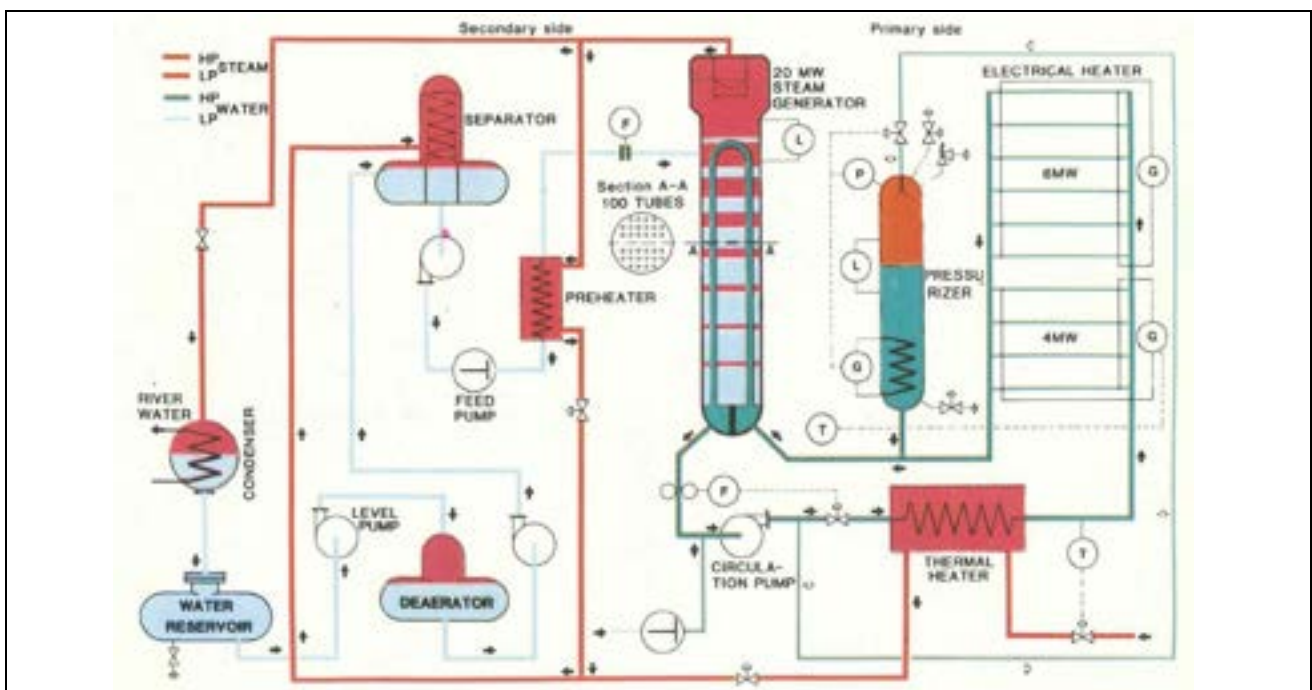


Figura 2 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELLA FACILITY GEST-GEN

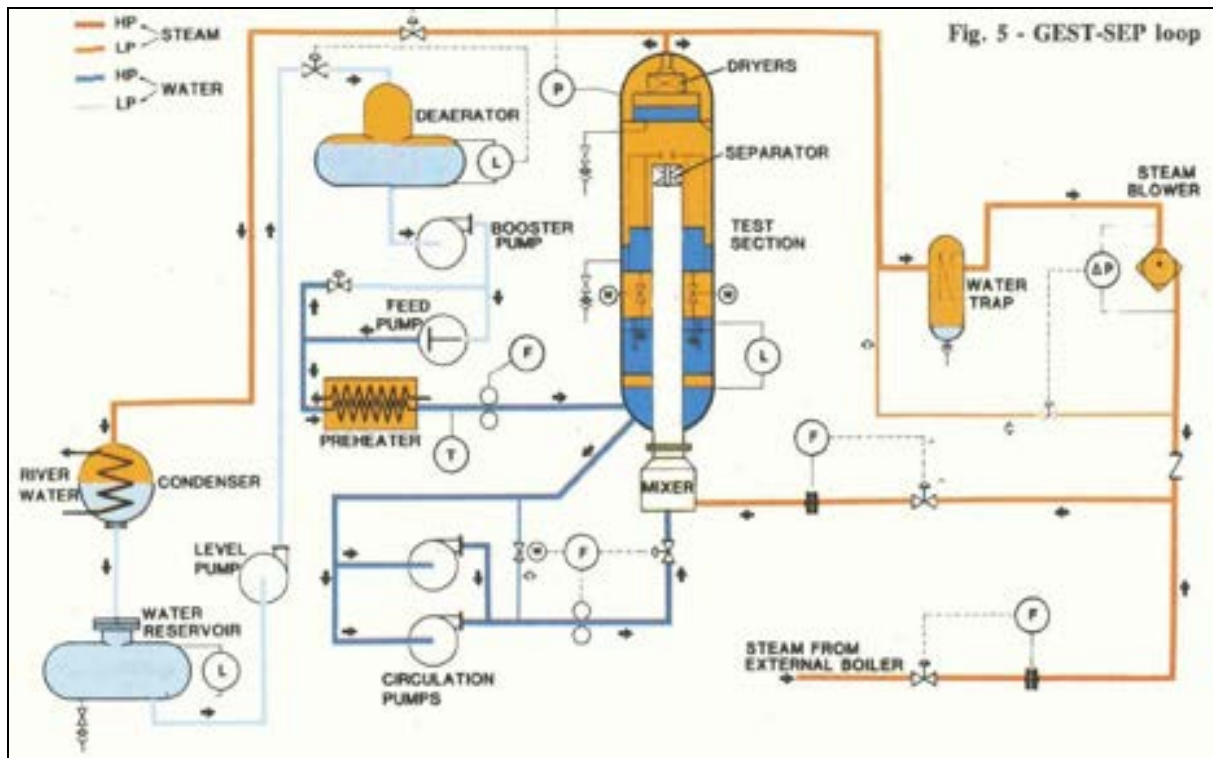


Figura 3 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELLA FACILITY GEST-SEP



Figura 4 - POMPE PRIMARIE IMPIANTO GEST



Figura 5 - COMPRESSORE DI VAPORE IMPIANTO GEST-SEP

5.3 Impianto IETI

L'impianto IETI (Impianto per Esperienze Termo-Idrauliche) è una facility del tipo multi-purpose progettata per effettuare prove di Ricerca/Sviluppo e qualificazione su componenti vari di impianti di potenza, alle reali condizioni di esercizio. L'impianto IETI costituisce un'area sperimentale che include due facility distinte (per potenzialità) che condividono alcuni sistemi ausiliari e la sala manovra di circa 50 m² : una facility per basse potenzialità, denominata IETI-1 ed una facility per potenzialità medio - alte, denominata IETI-4.

Entrambe le facility, sono state impiegate per un'ampia gamma di attività sperimentali, di cui nel seguito si riportano alcuni esempi tipici.

- Prove di scambio termico su sezioni di prova tubolari ed anulari riproducenti sotto-canali di reattori LWR;
- Prove di scambio termico su fasci di barre riproducenti elementi di combustibile di reattori LWR;
- Prove di scambio termico su fasci tubieri tipici di generatori di vapore PWR;
- Prove di funzionalità di pressurizzatori PWR e relative valvole di sicurezza;
- Prove di crisi ad elevatissimi flussi termici per applicazioni nel campo dei reattori a fusione;
- Prove di base su particolari fenomenologie termoidrauliche per applicazioni su componenti LWR (es.:flooding pressurizzatore PWR, Reflux Condensation nei tubi dei GV PWR);
- Prove di dispositivi passivi per i circuiti di emergenza LWR (es.: Steam Injectors).

Entrambe le facility consentono di alimentare la sezione di prova con acqua, vapore surriscaldato e miscela bifase a diversi valori di entalpia. Inoltre la sezione di prova può essere alimentata con corrente elettrica, scopo riscaldamento per effetto Joule.

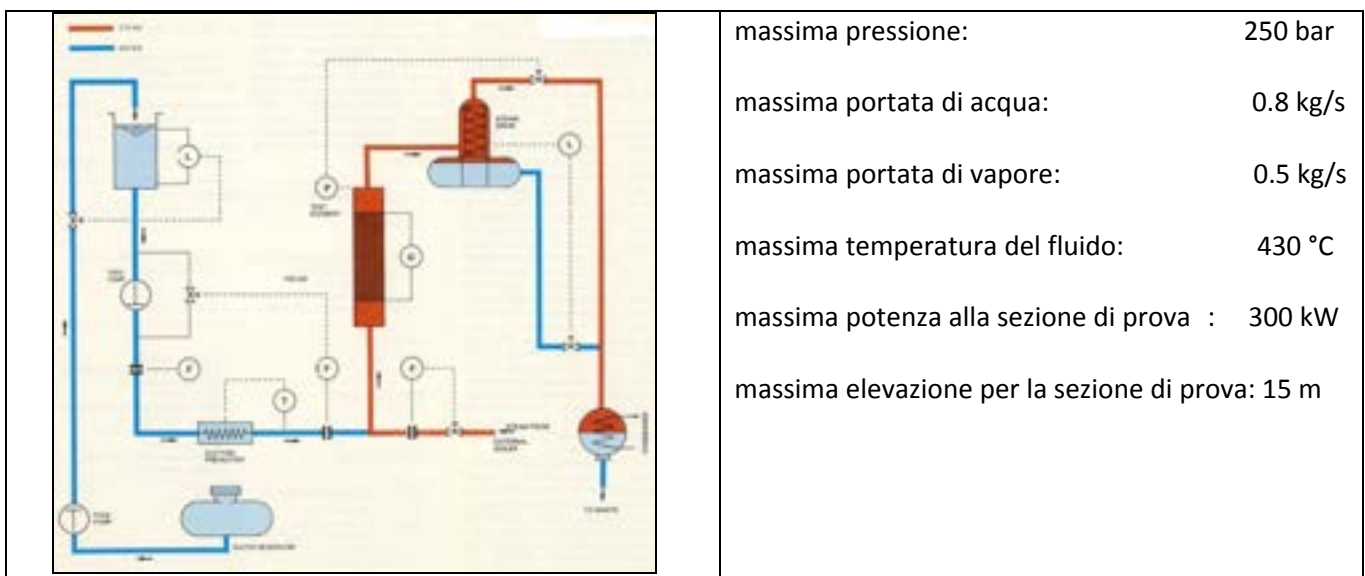


Figura 6 - IMPIANTO IETI-1 : SCHEMA DI FLUSSO E POTENZIALITÀ

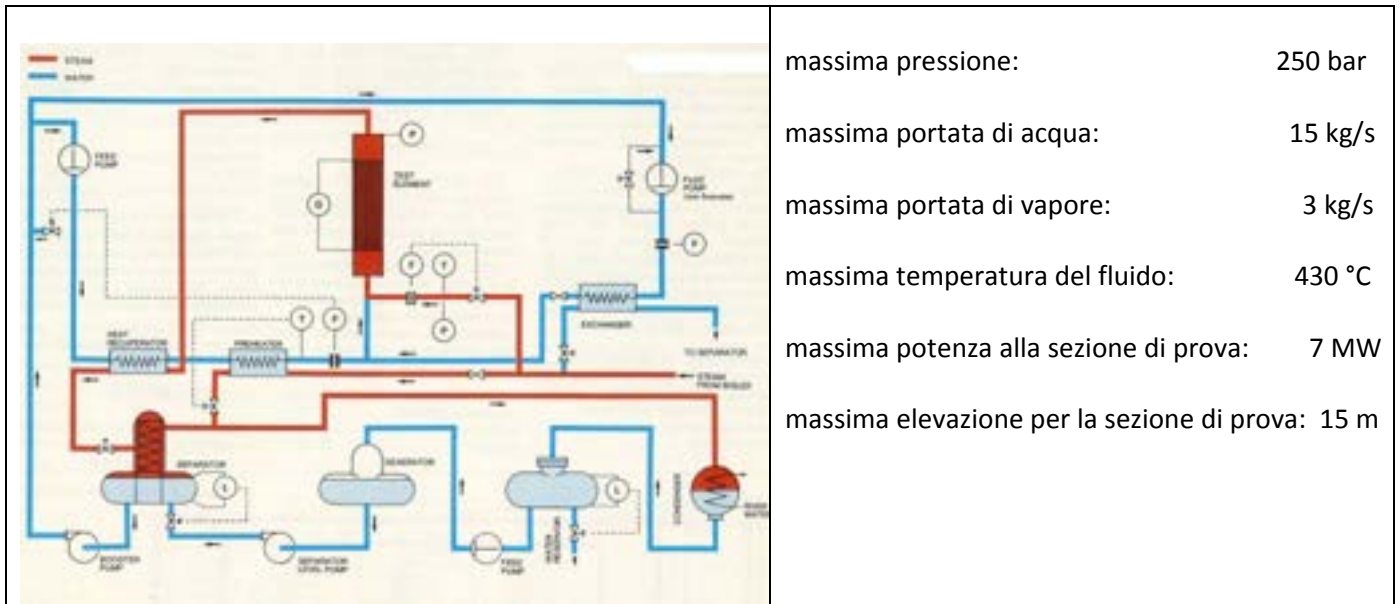


Figura 7 - IMPIANTO IETI-4 : SCHEMA DI FLUSSO E POTENZIALITÀ



Figura 8 - PRERISCALDATORI ACQUA IMPIANTO IETI-4

5.4 Impianto VALFRE

L'impianto VALFRE (Prove su VALvole a FREddo) è costituito da un circuito chiuso con piping da 8" e 10". Il fluido di processo (acqua industriale), aspirato da un serbatoio atmosferico da 25 m³, viene ricircolato sulla sezione di prova da un gruppo elettro-pompe centrifughe disposte in parallelo con potenza totale di circa 700 kW.

Il circuito funziona a temperatura ambiente (massimo: 70 °C). La temperatura dell'acqua viene mantenuta entro limiti prestabiliti mediante ricambio al serbatoio via troppo-pieno e rabbocco da serbatoio pensile. La regolazione della portata e della pressione del fluido alla sezione di prova è effettuata mediante valvole manuali e motorizzate. Le prestazioni di esercizio dell'impianto sono:

- portata nominale acqua: 220 kg/s
- pressione a monte sezione di prova: 13 bar (alla portata nominale)
- massima perdita di carico sulla sezione di prova: 10 bar (alla portata nominale)
- temperatura acqua: 10 ÷ 70 °C.

L'impianto VALFRE è stato progettato per effettuare prove di caratterizzazione idraulica di valvole di regolazione, ma può essere impiegato anche per prove di cavitazione su valvole, prove di scarico di valvole di sicurezza in acqua, prove per la determinazione delle curve caratteristiche di pompe idrauliche. Le figure sotto riportate rappresentano uno schema semplificato ed una foto dell'impianto in oggetto.

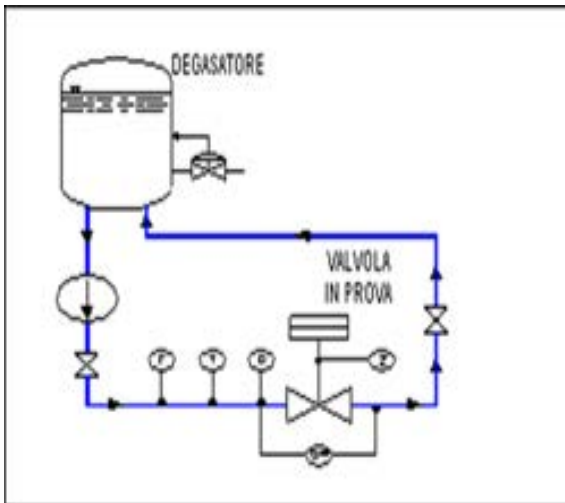


Figura 9 - SCHEMA SEMPLIFICATO IMPIANTO VALFRE



Figura 10 - IMPIANTO VALFRE: PIPING CON VALVOLA IN PROVA

5.5 Sistemi Ausiliari

Gli impianti sperimentali della SIET funzionano grazie a vari sistemi ausiliari di servizio, nel seguito elencati ed illustrati (per una descrizione dettagliata si rimanda al Riferimento 1).

- Sistema alimentazione elettrica AC di potenza
- Sistema alimentazione elettrica DC di potenza
- Sistemi alimentazione elettrica DC ausiliari
- Sistema vapore surriscaldato
- Impianto acqua industriale
- Impianto acqua demineralizzata
- Impianto acqua servizi
- Impianto antincendio
- Impianto aria a bassa pressione
- Impianto aria ad alta pressione
- Sistema controllo e supervisione ausiliari



Figura 11 - TRASFORMATORE 130 / 3 KV



Figura 12 - NUOVI INTERRUTTORI E SEZIONATORI 130 KV



Figura 13 - LINEA 5" VAPORE SURRISCALDATO DA CENTRALE EDIPOWER

6 TERMOIDRAULICA SPERIMENTALE PER LA QUALIFICAZIONE DI LWR

Nel seguito è presentata una lunga serie di attività di termoidraulica sperimentale che possono tipicamente essere incluse in un programma di qualificazione di componenti e sistemi di un impianto nucleare di tipo LWR. Le attività sperimentali sono ripartite su tre livelli: i) per macro-tipologia (“test di base”, “test di componente”, “test di sistema”; vedi cap. 4), ii) per componente/sistema sottoposto a prova, iii) per tipo di prova.

6.1 Test di base

L’impianto sperimentale ideale per l’effettuazione di test di base per lo sviluppo ingegneristico di componenti e per la verifica di specifiche fenomenologie fisiche è lo IETI (§ 5.2). Infatti, tale impianto è stato progettato fin dall’inizio per queste finalità ed è in grado di coprire un ampio range di condizioni termodinamiche del fluido di prova (acqua), tra cui quelle tipiche di un reattore nucleare ad acqua (bollente e pressurizzato). Solo in casi rari (legati ad elevate portate di fluido), peraltro già verificatesi, occorre sfruttare altre facility come ad esempio il GEST (§ 5.3).

Nel seguito si riporta una serie di esempi di prove di questa tipologia, la cui effettuazione potrebbe essere in gran parte pianificata sugli impianti della SIET. Di tali prove, alcune sono già state effettivamente eseguite nel passato, presso SIET o presso altri centri e/o laboratori universitari, su specifiche sezioni di prova.

6.1.1 Trasmissione del calore negli LWR

Negli impianti nucleari di potenza ad acqua sono molto diffuse le situazioni in cui si realizza trasmissione di calore tra corpi solidi e fluidi, in particolare in modalità di convezione e conduzione. In principali componenti interessati sono:

- nocciolo del reattore;
- generatori di vapore PWR;
- tutti gli scambiatori di calore del ciclo termico e dei sistemi di sicurezza attivi e passivi.

Nel primo caso si tratta di situazioni a “flusso termico imposto” (dall’energia di fissione nel reattore, dall’energia dissipata per effetto Joule sulla sezione di prova), negli altri di situazioni a “temperatura imposta” dai fluidi che scambiano calore attraverso pareti solide (scambiatori a superficie) oppure direttamente tra loro (scambiatori a miscela).

Esistono poi componenti tipici dove è prevalente lo scambio di massa e quantità di moto tra fluidi, rispetto allo scambio di energia termica come, ad esempio, i separatori acqua-vapore dei BWR e dei generatori PWR.

Sull’impianto IETI sono proponibili prove sia con fluido monofase (acqua o vapore saturo / surriscaldato) sia con fluido bifase (titolo di vapore variabile da 0 a 100%). Le prove possono essere eseguite in regime stazionario e anche transitorio (tipico delle condizioni di incidente).

Prove tipiche sono elencate nel seguito.

- Misurazione delle perdite di carico del fluido all'interno dei condotti o entro componenti con geometrie complesse.
- Determinazione del coefficiente di scambio termico locale e globale.
- Determinazione del flusso termico critico.
- Determinazione del grado di vuoto di volume in condotti o componenti interessati da flussi di fluido bifase.
- Verifica dei limiti di instabilità termoidraulica dei flussi in canali in parallelo.

La sezione di prova può essere costituita da un unico condotto di varia geometria o da più condotti disposti in parallelo. Il limite massimo dei condotti in parallelo è imposto dalla potenzialità dell'impianto in termini di portata dei fluidi.

I risultati delle prove sono normalmente impiegati per la messa a punto delle correlazioni semi-empiriche da utilizzarsi nei calcoli di progetto dei vari componenti interessati.

Si ritiene utile, allo scopo di focalizzare un potenziale programma di prove di questa tipologia, evidenziare esempi tipici di programmi effettivamente portati a termine nel passato (remoto e recente).

Negli anni '70 fino alla prima metà degli anni '80, quando ancora l'impianto IETI era di proprietà del CISE (ex centro di ricerca dell'ENEL), su tale impianto sono state effettuate numerosissime campagne sperimentali sulla termoidraulica dei flussi bifase, applicata ai reattori nucleari. Ciò ha consentito di sviluppare correlazioni per il calcolo delle perdite di carico e di crisi termica, ancora oggi utilizzate nei codici di calcolo a livello internazionale. I reattori di riferimento, per geometria e condizioni di prova erano allora il CIRENE, il BWR di Caorso e Montalto di Castro della General Electric ed il PWR-PUN (molto vicino al reattore pressurizzato della Westinghouse).

Esempi di attività svolte:

Studio della termoidraulica di un canale BWR in condizioni stazionarie e transitorie (ATWS)

L'obiettivo dell'attività era quello di fornire una serie di dati sperimentali di base per una piena qualificazione delle correlazioni di crisi termica e di grado di vuoto in condizioni stazionarie e di determinare gli effettivi margini rispetto alla crisi termica a seguito di transitori operativi e ATWS (*Anticipated Transient Without Scram*). Il canale di potenza simulava la geometria, la distribuzione di flusso e le condizioni termoidrauliche operative del nocciolo BWR tipo Caorso e/o Montalto di Castro. In particolare sono state effettuate misure stazionarie di crisi termica e grado di vuoto a diverse portate e titoli di ingresso; in transitorio sono state riprodotte al canale le condizioni conseguenti alla chiusura di tutte le valvole di isolamento del vapore principale senza intervento dello *scram* del reattore né del *trip* di turbina (senza intervento del by-pass al condensatore).

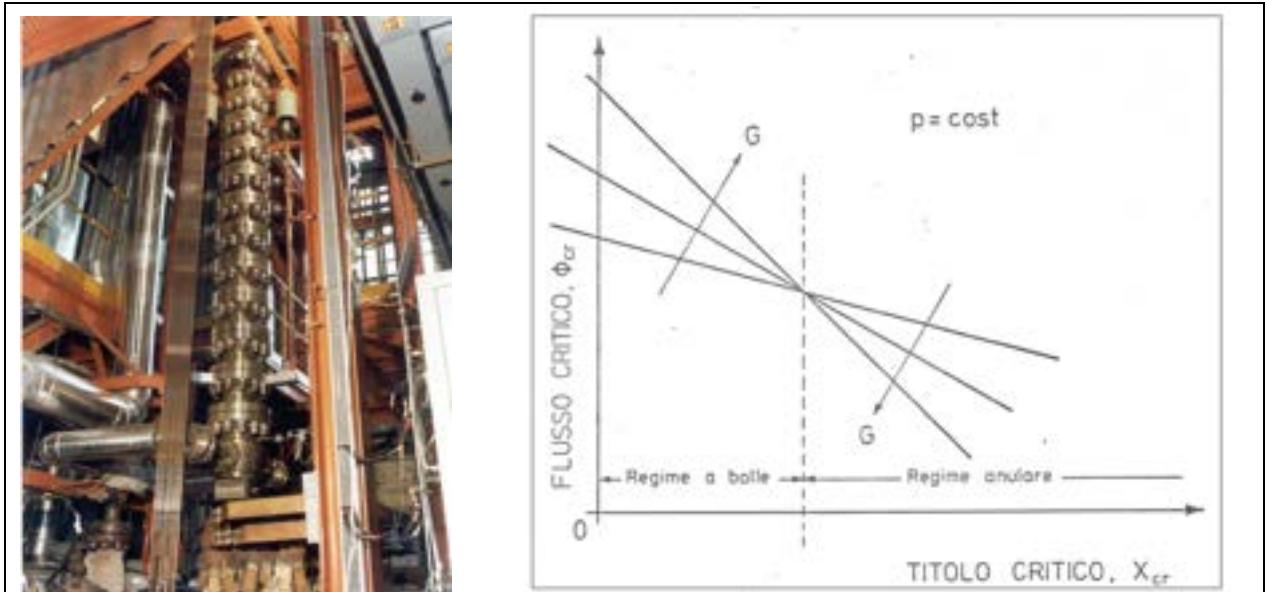


Figura 14 - PROVE DI CRISI TERMICA SU FASCIO DI BARRE 8X8 (BWR ALTO LAZIO)

In figura 14 è riconoscibile il fascio di barre riscaldate elettricamente utilizzato per la simulazione dell'elemento di combustibile BWR ed il vessel flangiato all'interno del quale il fascio veniva inserito e raffreddato dalla miscela di acqua e vapore. Per prove di questo tipo è molto importante riprodurre fedelmente le condizioni di flusso termico alla parete delle barre. Nella sezione di prova in figura 14 veniva riprodotto il caratteristico profilo di flusso assiale del nocciolo del reattore BWR con valore massimo nella parte inferiore ed azzeramento alle estremità. Nella sezione di prova, riscaldata per effetto Joule, la variabilità del flusso termico assiale si ottiene con riscaldamento diretto (la corrente passa nella parete delle barre) realizzando barre cave a spessore variabile.

Studio di transitori termoidraulici in generatori di vapore PWR

Il programma sperimentale aveva l'obiettivo di acquisire conoscenze sul comportamento termoidraulico di un generatore di vapore in condizioni transitorie, al fine dell'analisi di sicurezza di un impianto PWR. L'attività consisteva nella sperimentazione di un sottosistema significativo di un generatore di vapore (n. 9 tubi in reticolo 3x3), sia in condizioni stazionarie sia in condizioni tipiche dei transitori operativi o incidentali. In tali condizioni venivano misurati: perdite di carico, coefficienti di scambio termico locale, flusso termico critico, grado di vuoto medio.

Le tecnica di misura impiegata per il coefficiente di scambio locale consisteva nella ricostruzione del profilo radiale di temperatura con impiego di termocoppie (temperatura di fluido primario, parete del tubo e fluido secondario) e nella misurazione delle portate e variazioni entalpiche dei fluidi.

La tecnica di misura impiegata per il grado di vuoto medio prevedeva l'intercettazione del fluido secondario in condizioni stazionarie mediante valvole a chiusura rapida e la successiva estrazione e pesatura del fluido contenuto nel canale di prova.

Studio della crisi di stagnazione

Quest'attività aveva l'obiettivo della messa a punto delle correlazioni numeriche per la valutazione del flusso termico critico di un fluido bifase in condizioni di moto contro-corrente, ai fini dell'analisi di sicurezza dei reattori LWR. In particolare, veniva eseguito uno studio parametrico sull'influenza della pressione e delle dimensioni geometriche per evidenziare l'intervento dei diversi meccanismi che possono determinare la crisi termica (*pool boiling o flooding*).

Più recentemente, sempre sull'impianto IETI, sono state effettuate prove di base sulla termo-idraulica monofase e bifase di tubi elicoidali a sezione circolare, in supporto allo sviluppo di generatori di vapore a tubi elicoidali, soluzione geometrica spesso prevista nei progetti di reattori integrati SMR (*Small Modular Reactor*).

Studio della termoidraulica in tubi elicoidali

Le campagne sperimentali ad oggi già effettuate hanno prodotto numerosi dati di perdite di carico e coefficiente di scambio termico in tubi da 12,5 mm di diametro con liquido sotto-raffreddato, fluido bifase e vapore surriscaldato in un ampio range di pressioni (fino a 60 bar). Attualmente (anno 2010) sono in corso prove su due tubi elicoidali in parallelo per lo studio dell'instabilità idraulica sempre applicata ai generatori LWR. Queste prove sono effettuate sull'impianto IETI.

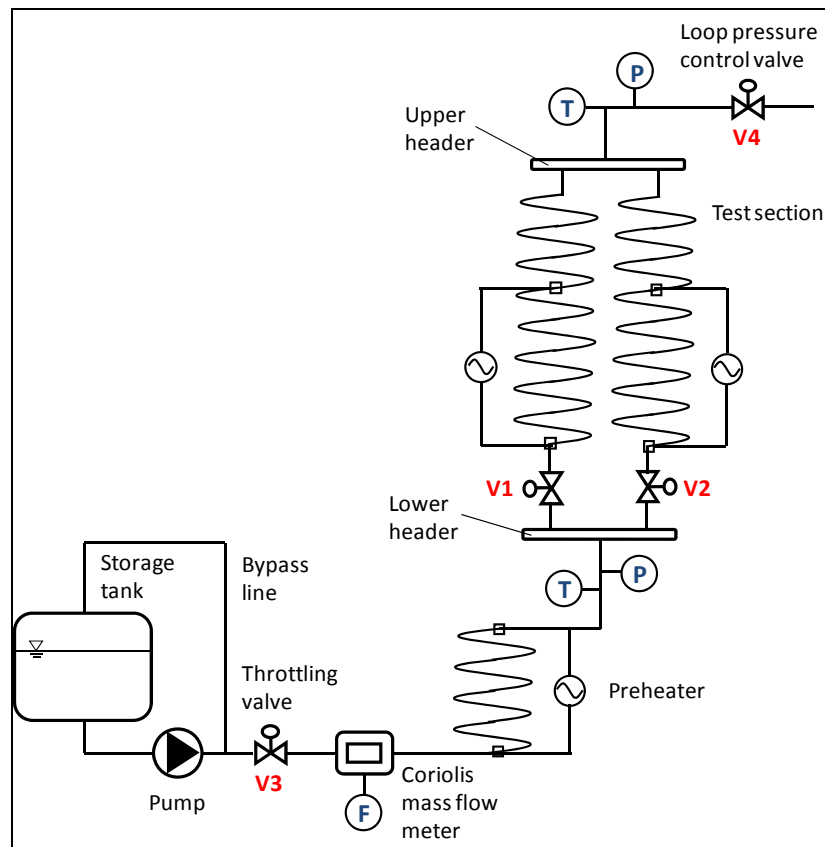


Figura 15 - SCHEMA FACILITY PER PROVE DI INSTABILITÀ SU TUBI ELICOIDALI

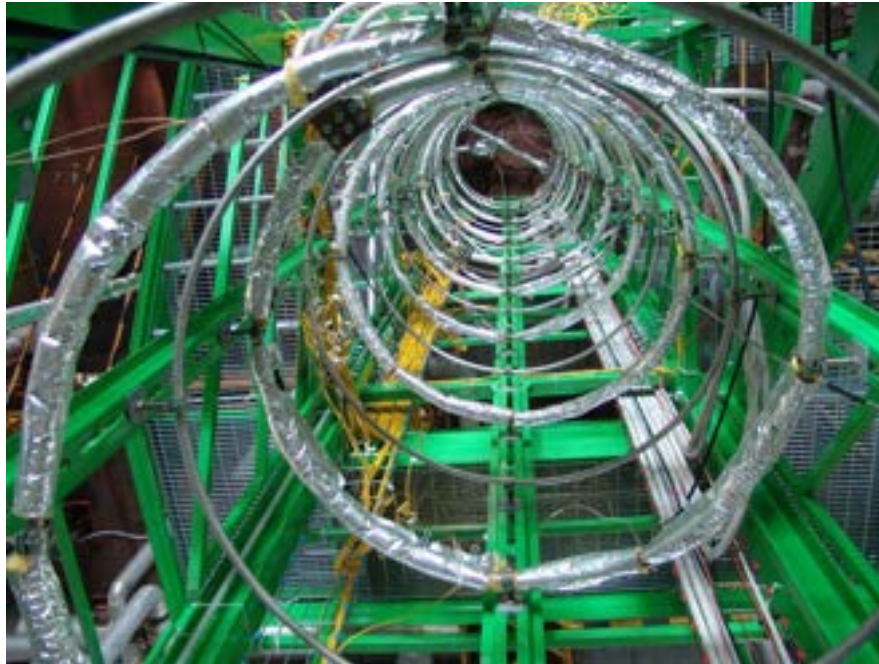


Figura 16 - TUBI PER GENERATORE DI VAPORE SMR IN PROVA SU IMPIANTO IETI-4

6.1.2 Prove di particolari fenomenologie fisiche applicate a componenti LWR

Oltre allo studio sperimentale di fenomeni che coinvolgono trasferimento di massa e di energia in situazioni convenzionali sia operative che incidentali, la sperimentazione di supporto alla ricerca nucleare richiede lo studio di fenomeni che, pur scaturendo da leggi fisiche note, per la complessità delle interazioni presenti anche a scala locale, rivestono la caratteristica di fenomeni non convenzionali.

Esempi di attività svolte da SIET in questo ambito sono:

Studio dei fenomeni di flooding nel pressurizzatore PWR

Quest'attività aveva come obiettivo l'ottenimento dei dati riguardanti il comportamento del flusso nella *surge line* di un pressurizzatore PWR con livello di liquido e condizioni di flusso di vapore ascendente. Tale condizione accidentale si verificò nel corso dell'incidente sul reattore di *Three Mile Island*. In particolare sono stati sperimentati diversi modelli del tubo di *surge line* variandone la geometria, il livello del liquido nel pressurizzatore e la pressione nel primario. Alle suddette condizioni sono state misurate le portate di liquido discendente nella *surge line*, in corrispondenza di prefissate portate di vapore ascendente, fino alla situazione di completo sostentamento del liquido. I risultati sono stati utilizzati per migliorare l'accuratezza delle correlazioni numeriche esistenti. La figura 17 illustra un esempio di confronto tra i dati sperimentali ottenuti e alcune correlazioni numeriche disponibili in letteratura.

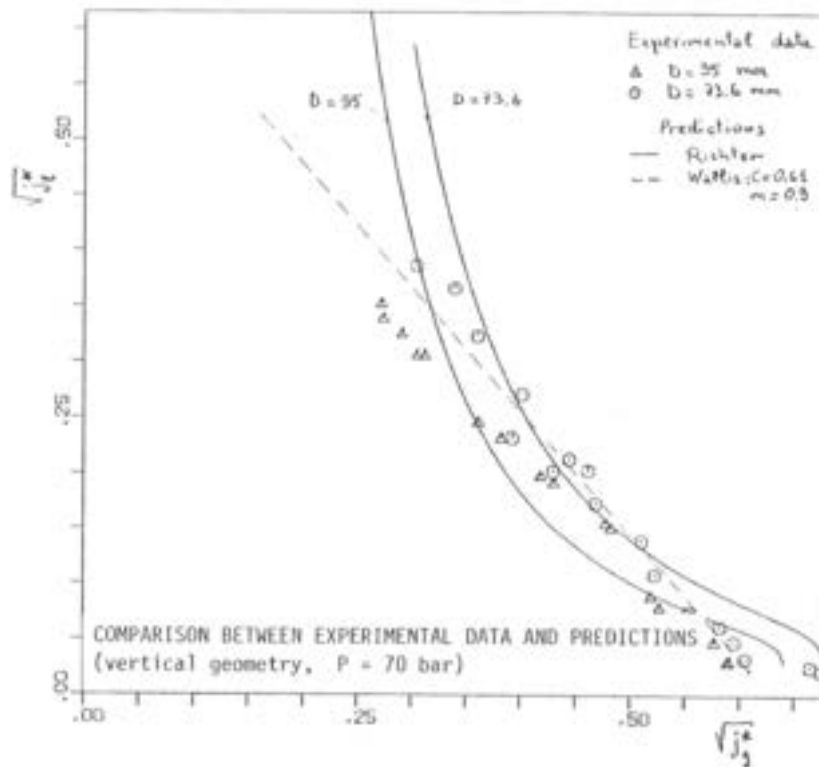


Figura 17 - TIPICI RISULTATI DI PROVE DI FLOODING SU IMPIANTO IETI-4

Studio della condensazione in riflusso in un tubo di un generatore di vapore PWR

In alcuni tipi di incidenti di perdita di refrigerante per piccola rottura (Small Break LOCA), quando viene a mancare il raffreddamento del nocciolo del reattore per circolazione naturale, nel tubo ad U dei generatori di vapore si verifica il fenomeno della condensazione in riflusso. In tali condizioni, nei tratti ascendenti dei tubi ad U si instaura un flusso in contro-corrente tra il vapore proveniente dal nocciolo e la condensa dello stesso vapore. La campagna sperimentale effettuata negli anni '80 sullo IETI-1 aveva come obiettivo primario lo studio dei problemi inerenti al trasferimento di calore e degli aspetti fluidodinamici del fenomeno in particolari regimi di moto e condizioni di flusso in contro-corrente.

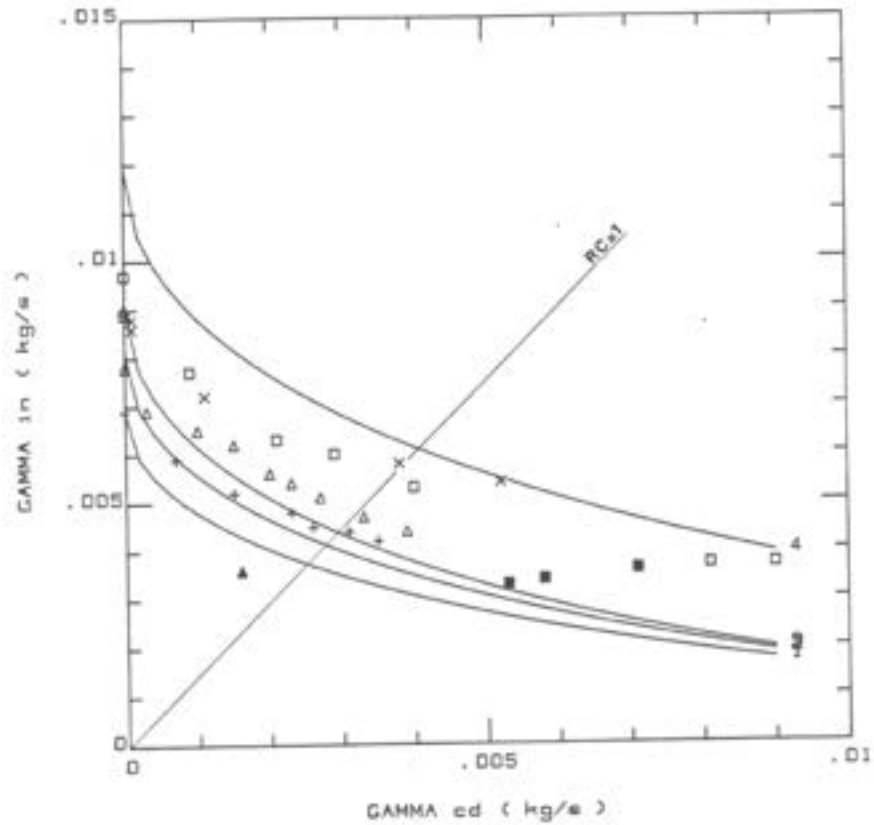


Figura 18 - TIPICI RISULTATI DI PROVE DI REFLUX CONDENSATION SU IETI-1

6.1.3 Prove di circolazione naturale in reattori di nuova generazione

Altre prove di base tipiche che non possono mancare in un programma di qualificazione di un nuovo reattore sono le prove di circolazione naturale del fluido termo-vettore. Queste prove rivestono importanza fondamentale per le analisi di sicurezza dei reattori di nuova generazione, caratterizzati da geometrie sostanzialmente diverse da quelle tipiche dei reattori LWR di seconda generazione. Nel seguito, due esempi attuali.

Reattore ESBWR

Il reattore *ESBWR* (*Economic Simplified Boiling Water Reactor*) della GE-HITACHI da 1600 MW-e si differenzia dai BWR di seconda generazione per una decisa semplificazione del disegno del nocciolo che, grazie alla riduzione delle perdite di carico, consente il funzionamento a circolazione naturale (quindi senza impiego di pompe di ricircolo).

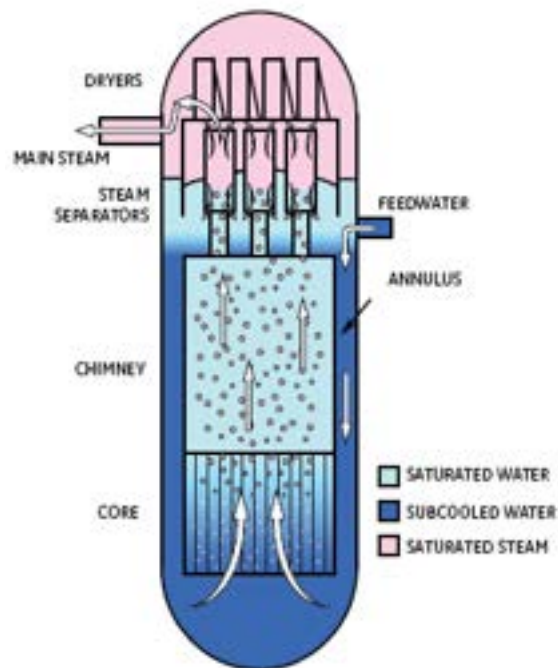


Figura 19 - SCHEMA DEL REATTORE ESBWR

Reattore MASLWR

Il reattore MASLWR (Multi-Application Small LWR), sviluppato da Oregon State University e NEXTANT-Bechtel, è un reattore integrato modulare da 35 MW-el, caratterizzato da raffreddamento in circolazione naturale in tutte le condizioni di funzionamento.

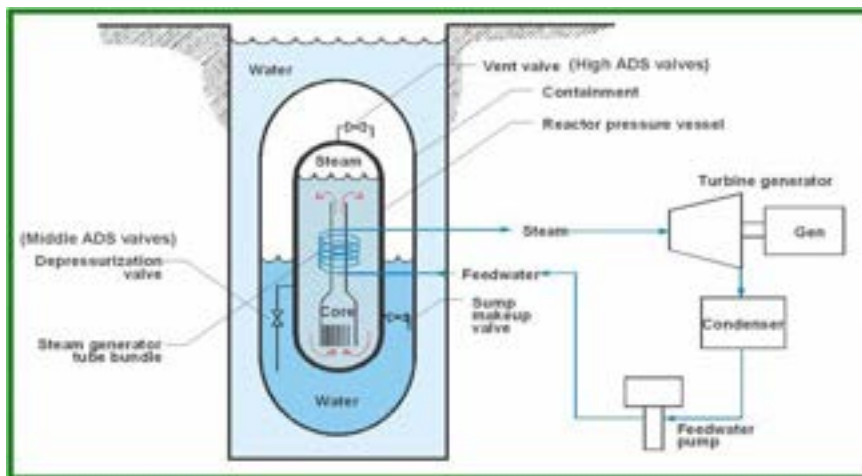


Figura 20 - SCHEMA DEL REATTORE MASLWR

6.1.4 Prove per la R&S di valvole di sicurezza

L'impianto IETI può operare per prove termoidrauliche di R&S di valvole LWR. A titolo di esempio per questa tipologia di prove, viene descritto un programma sperimentale già eseguito presso SIET nella seconda metà degli anni '80.

Il programma aveva l'obiettivo di fornire dati relativi al comportamento di una valvola di sicurezza del circuito primario di un reattore PWR in flusso bifase e in condizioni di interesse dei transitori operazionali e accidentali del sistema. Il circuito sperimentale consentiva di studiare l'efflusso critico di miscela bifase (acqua-vapore) ad alta (fino a 190 bar) e bassa pressione con titoli da 0 a 1.

Il programma prevedeva l'esecuzione di test su due valvole con diverso diametro dell'orifizio di scarico (20,3 e 4,5 mm). I risultati ottenuti, riguardanti principalmente i coefficienti di efflusso dedotti dalle portate misurate sono stati confrontati con le previsioni dei modelli numerici esistenti impiegati nei codici di sicurezza dei reattori.

La figura 21 evidenzia la forte differenza tra i dati sperimentali e quelli calcolati tramite una nota correlazione numerica di efflusso critico. Per questo genere di fenomeni fisici, particolarmente complessi (e quindi difficilmente rappresentabili da modelli numerici in un vasto campo di parametri termoidraulici), l'attività sperimentale riveste importanza fondamentale.

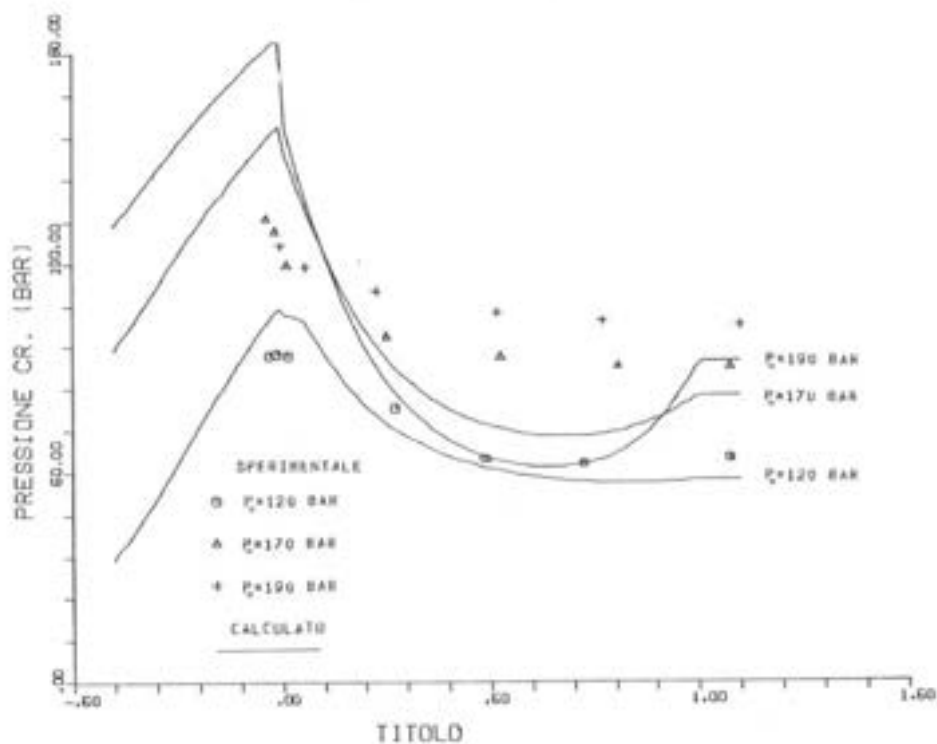


Figura 21 - TIPICI RISULTATI DI PROVE SU VALVOLE IN EFFLUSSO CRITICO

6.1.5 Prove per la R&S di pompe

Alcuni reattori LWR di ultima generazione, in particolare i reattori SMR (*Small Modular Reactor*), presentano soluzioni innovative per il ricircolo del fluido primario nel reattore (in molti casi di tipo integrato). Queste soluzioni richiedono, ovviamente, l'effettuazione di opportuni programmi di sviluppo anche di tipo sperimentale.

Alcuni di questi reattori prevedono che le pompe primarie (RCP) siano totalmente contenute all'interno del vessel (RV) per eliminare completamente la necessità di penetrazioni di grandi dimensioni nel RV. Tutti i componenti delle pompe, incluso il motore elettrico, devono operare in ambiente acqua ad alta pressione e temperatura (valori tipici: 155 bar e 330 ° C). Questo tipo di pompe assiali (alta portata e bassa prevalenza), denominate *spool pumps* sono già impiegate anche in altri impianti (es.: impianti marini ed impianti chimici), ma a condizioni di pressioni e temperatura nettamente inferiori. Pertanto per questi componenti si potrebbero ipotizzare test di base del tipo:

- test di verifica fluidodinamica di girante e diffusore della pompa su un mock-up in scala ridotta (es.: scala 1:25);
- test di verifica del comportamento degli avvolgimenti rotorici e statorici del motore ad alta temperatura (test da effettuarsi in forno);
- test di verifica del materiale e della fabbricabilità di cuscinetti operanti ad alta temperatura con fluido a bassa viscosità (acqua).

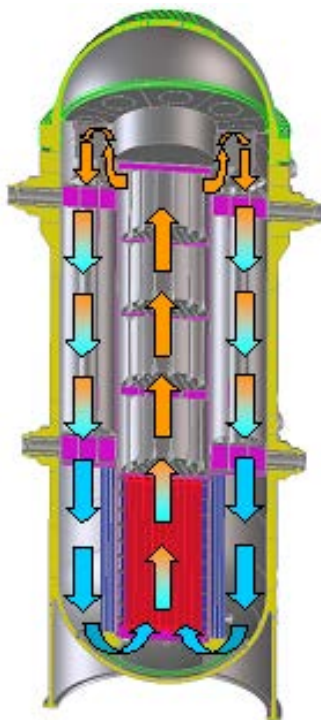


Figura 22 - CIRCOLAZIONE FLUIDO PRIMARIO IN REATTORE LWR DI TIPO INTEGRATO

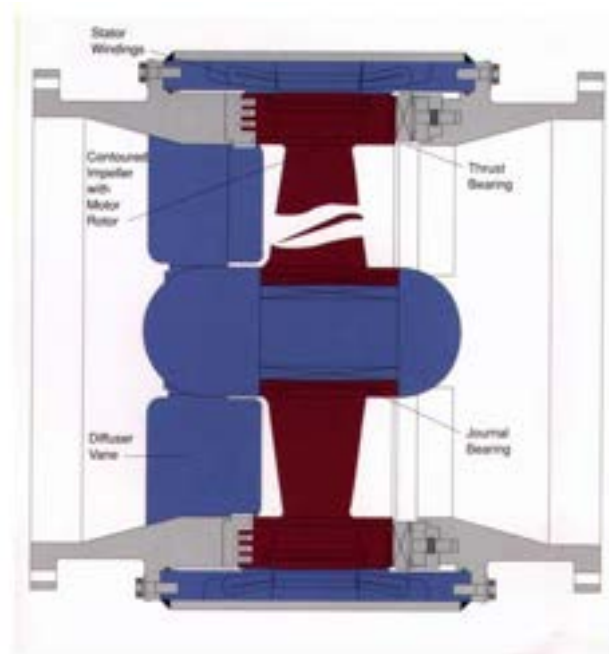


Figura 23 - COMPONENTI BASE DI UNA "SPOOL PUMP"

6.1.6 Prove per la R&S di Generatori di Vapore

In molti progetti di generatori di vapore LWR di generazione III+ la configurazione geometrica del fascio tubiero e dei relativi supporti è decisamente diversa da quella dei reattori commerciali di grande potenza (dimensioni e passo dei tubi, ecc.). In alcuni SMR sono proposti tubi elicoidali con fluido primario (pressione: 150 ÷ 160 bar) lato mantello e fluido secondario lato tubo (pressione: 60 ÷ 80 bar): essi offrono il vantaggio di eliminare pericolosi fenomeni di stress corrosion (i tubi lavorano in compressione) e di migliorare la capacità di "assorbimento" delle dilatazioni termiche differenziali rispetto alla soluzione a tubi dritti o ad U.

Nelle prove di base per lo sviluppo ingegneristico è necessario includere test sullo scambio termico già citati al precedente paragrafo 6.1.1, ma anche test con scopi diversi, ad esempio:

- verifica dell'effettiva possibilità di curvatura dei tubi e del loro assemblaggio con griglie distanziatrici, mettendo a punto tecniche operative ottimizzate;
- verifica che il generatore di vapore possa essere ispezionato, pulito, riparato con tecniche manuali o con impiego di strumenti e dispositivi speciali, progettati ad hoc.

6.1.7 Prove per la R&S di CRDM

Prove di Ricerca e Sviluppo sono sicuramente richieste per i meccanismi di movimentazione delle barre di controllo, *Control Rod Drive Mechanism (CRDM)*, in particolare per i reattori LWR di tipo integrale. In questi reattori, i CRDM sono localizzati all'interno del vessel allo scopo di eliminare la possibilità di un incidente tipico degli LWR, quello di eiezione di barra di controllo. Essendo sia la barra sia il meccanismo di movimentazione entrambi interni al vessel, non è fisicamente possibile il verificarsi di un elevato ΔP che provochi l'eiezione della barra di controllo.

Le soluzioni allo studio sono sostanzialmente due e cioè quelle basate su motori elettrici speciali, che possono lavorare all'interno del recipiente in pressione sopportando condizioni di elevate pressioni e temperature lì presenti, e quelle basate su un apparato idraulico che movimenta le barre posto all'interno del recipiente a pressione e collegato ad un circuito esterno. In ambedue i casi non si eliminano completamente gli attraversamenti del recipiente, ma essi si riducono di numero, di dimensione e di complessità.

Barre di controllo a comando elettrico

In questo caso il testing deve essere finalizzato a dimostrare fattibilità e funzionalità dei motori ad alta temperatura includendo, ad esempio, le seguenti prove:

- prove per l'ottimizzazione delle tecniche di costruzione dei motori elettrici degli CRDM ad alta temperatura;
- prove di verifica dei materiali e di funzionalità degli indicatori di posizione delle barre interni al vessel.

Barre di controllo a comando idraulico

In questo caso lo sviluppo è più complesso e non riguarda solo un problema di tecnologia dei materiali ma, primariamente, il disegno della barra di controllo.

La soluzione chiamata a “barre idrauliche” è stata studiata nel passato (ma mai applicata) dalla società Siemens tedesca per un BWR, mentre una sua variante è stata impiegata nel reattore ad acqua in pressione cinese dell’università di Pechino NHR-5, funzionante da alcuni anni per il riscaldamento degli ambienti.

Il Politecnico di Milano ha simulato la “barra idraulica” con il codice FLUENT, dimostrando la funzionalità del componente dal punto di vista teorico.

Nel 2002 la SIET è stata coinvolta in questo studio con due attività svolte nell’ambito di un contratto di ricerca da ENEA. Una prima attività sperimentale ha dimostrato la funzionalità della “barra idraulica” con acqua fredda a pressione atmosferica. Una seconda attività si è limitata alla definizione di un possibile programma di prove in condizioni reali di pressione e temperatura e la progettazione del relativo impianto sperimentale.

Gli obiettivi primari delle prove sono riassunti nel seguito.

- a) Studio dell'andamento delle perdite di carico localizzate in funzione della posizione relativa dei profili della barra e del relativo cilindro di contenimento.
- b) Misurazione della distribuzione di pressione lungo i profili attivi.
- c) Definizione delle condizioni di esercizio limite all'interno delle quali è garantito il corretto funzionamento del sistema (portate, tempi di azionamento, coefficienti degli orifici ecc..).
- d) Studio dei fenomeni di instabilità e del loro impatto sulla funzionalità del sistema.
- e) Definizione della caratteristica ottimale della pompa da accoppiare al sistema.
- f) Studio dei fenomeni transitori determinati dalla manovra e dei loro effetti meccanici sui supporti e sul piping.
- g) Verifica dell'affidabilità del sistema nel tempo ed in presenza di situazioni incidentali.

L’effettuazione del suddetto programma richiederebbe l’allestimento di una facility ad hoc che sfrutta alcuni componenti/dispositivi degli impianti SPES-2 ed IETI della SIET.

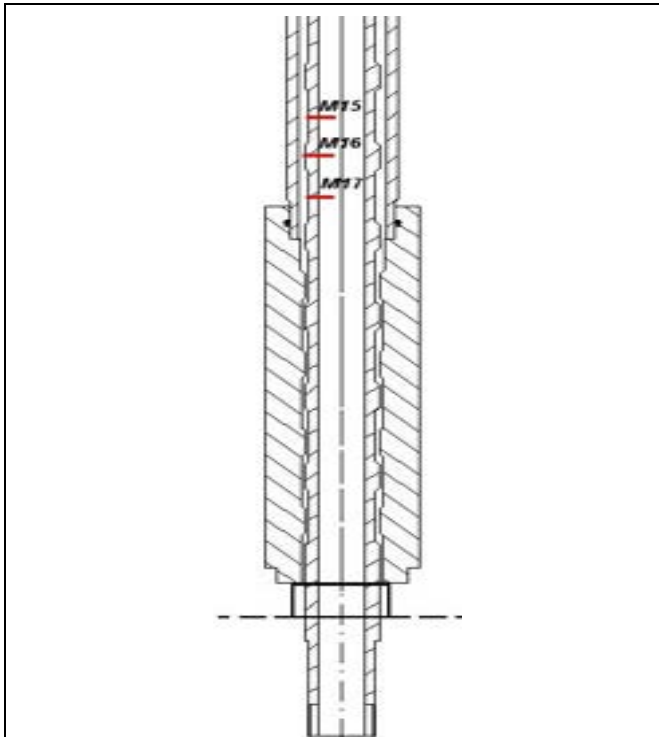


Figura 24 - BARRA IDRAULICA E CILINDRO DI CONTENIMENTO



Figura 25 - SEZIONE DI PROVA PER TEST SU BARRE IDRAULICHE

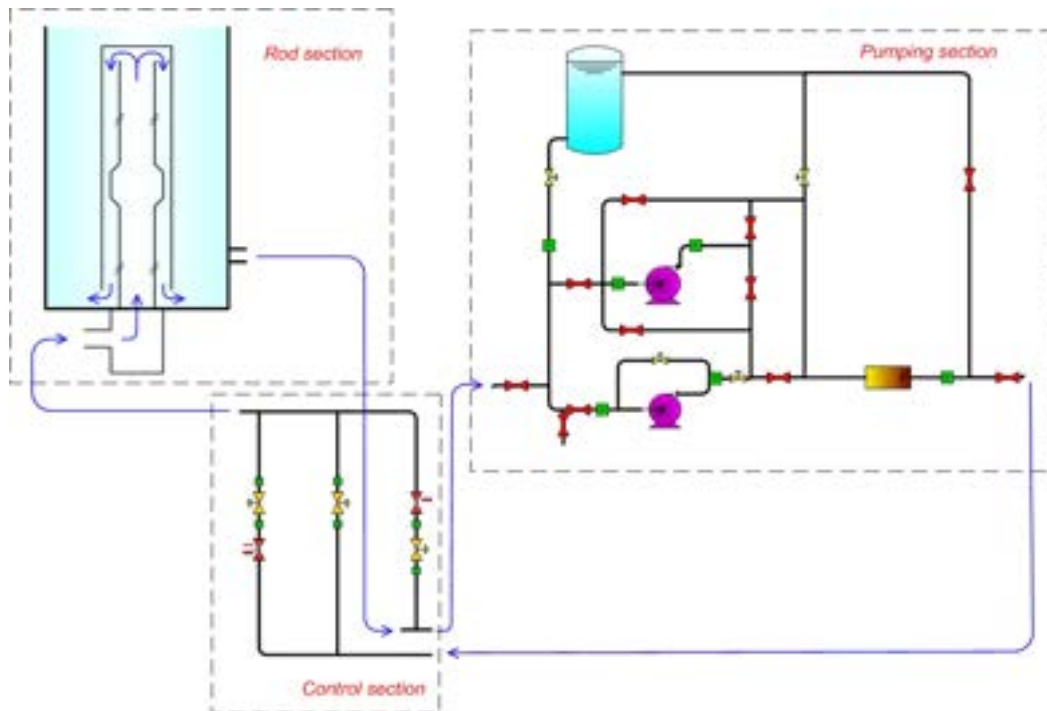


Figura 26 - PROVE A FREDDO SU BARRA IDRAULICA: SCHEMA DELLA FACILITY

6.1.8 Prove per la R&S di dispositivi speciali per la sicurezza

Uno dei dispositivi di sicurezza proposti per utilizzo su reattori di terza generazione è lo *Steam Injector* (o *Steam Jet Pump*). Questo dispositivo, concettualmente molto semplice, è una pompa che sfrutta l'energia di un flusso di vapore condensante per iniettare acqua in un circuito. Nei campi di condizioni tipici di un reattore soggetto a LOCA lo *Steam Injector* è in grado di iniettare acqua, prelevata da un serbatoio a bassa pressione, nel circuito primario (o secondario) sfruttando come fluido motore lo stesso vapore prodotto dal LOCA. Per tale motivo un sistema di sicurezza che utilizza tale dispositivo può essere considerato passivo.

Sull'impianto IETI, nel periodo 1993-2007, sono state effettuate diverse campagne sperimentali per la R&S su *Steam Injectors*.

Test funzionali stazionari su *Steam Injector* CISE

Il primo *Steam Injector* per applicazioni nucleari ha funzionato nei Laboratori SIET sull'impianto IETI. In questa campagna sperimentale si riuscì a dimostrare, per la prima volta, operabilità di uno SI in un ampio range di pressioni di interesse LWR (20 ÷ 90 bar). La sezione di prova era di progettazione CISE, ex centro di ricerca dell'ENEL.

Test in transitorio su *Steam Injector* per ALWR

In una campagna sperimentale, effettuata nell'ambito del Progetto *Synthesis* della Comunità Europea, a cui parteciparono ENEL, CISE, Siemens, furono approfonditi gli studi sul funzionamento di uno *Steam*

Injector per ALWR (*Advanced Light Water Reactors*) in considerazioni transitorie, con particolare riferimento allo start-up del componente, che rappresenta una fase critica del dispositivo. Scopo principale dei test era l'acquisizione di dati sperimentali per la messa a punto delle procedure di avvio del dispositivo.

Test funzionali su Steam Injector CEA per Generatori di Vapore PWR

Sempre nell'ambito di un Progetto finanziato dalla UE e dall'ENEA (*DEEPSSI Project*), sull'impianto IETI sono stati effettuati test di funzionalità su uno *Steam Injector* per generatori di vapore PWR, di concezione francese, progettato e realizzato da CEA – Cadarache.

Test su Steam Injector multistadio TOSHIBA per ABWR

L'ultimo esempio di campagna sperimentale su *Steam Injector* riguarda prove recentemente commissionate a SIET da Toshiba su un dispositivo per futuri impieghi su reattori ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*). Questo *Steam Injector* di concezione giapponese è del tipo multi-stadio con ugello vapore anulare (a differenza dei precedenti in cui l'ugello vapore è disposto assialmente al centro del dispositivo). Lo *Steam Injector* Toshiba non è stato progettato per funzioni di sicurezza, ma per la funzione di rigenerazione nel ciclo termico del reattore sfruttando gli spillamenti di turbina, con contemporanea riduzione della prevalenza della pompa alimento reattore.

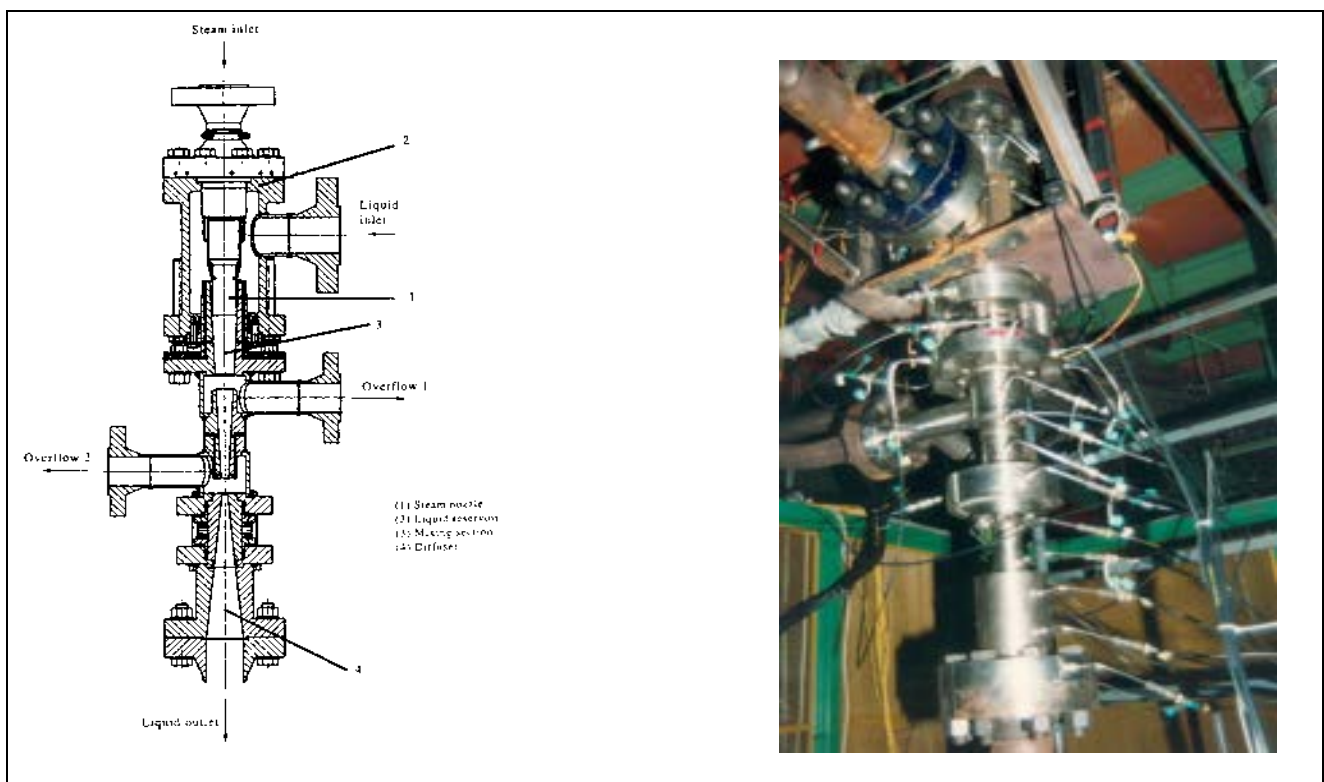


Figura 27 - STEAM INJECTOR CISE SPERIMENTATO SU IMPIANTO IETI

6.1.9 Prove su strumentazione speciale

Nel novero dei test di base per lo sviluppo ingegneristico di componenti LWR si possono inserire anche prove su strumentazione da impiegarsi o direttamente sul reattore o in facility sperimentale utilizzata per ricerca e sviluppo di altri componenti.

Alcuni esempi del primo caso sono riportati nel seguito.

Misuratori di portata di acqua sul circuito primario del reattore

Sugli impianti di processo e di produzione dell'energia elettrica, per la misurazione della portata di fluidi in regime monofase, sono impiegati dispositivi di strozzamento (orifici, bocchigli, venturimetri) che associano una buona accuratezza di misura ad un elevato grado di affidabilità. Questi strumenti non sono impiegati nel circuito primario del reattore, trattandosi di dispositivi intrusivi che comportano elevate perdite di carico e/o dimensioni geometriche (anche delle tubazioni di connessione) non compatibili con il lay-out dell'impianto. Per ovviare a tali inconvenienti, alcuni *Vendor* nucleari sono impegnati nello sviluppo di strumentazione ad hoc di tipo non intrusivo. A titolo di esempio si può citare il flussimetro ad ultrasuoni sviluppato dalla *General Electric* per la misurazione della portata di acqua alimento del reattore bollente. Questo strumento, installato all'esterno della tubazione, non interferisce con il flusso di acqua ed è in grado di ricostruire il profilo di velocità radiale all'interno della tubazione stessa. Viene pertanto utilizzato anche a scopo diagnostico per il monitoraggio della rugosità della superficie interna della tubazione che determina le perdite di carico distribuite. Lo sviluppo del flussometro *GE*, ancora in corso, è stato finora eseguito sull'impianto GEST della SIET per poter sfruttare le stesse condizioni termodinamiche del reattore di riferimento.

Strumentazione interna al reattore

In generale, è possibile considerare l'effettuazione di prove di sviluppo ingegneristico di strumentazione per l'utilizzo all'interno del reattore (es.: misuratori di velocità, pressione, temperatura, livello, vibrazione, ecc.). Una facility come lo IETI costituisce lo strumento idoneo per questo tipo di attività consentendo, con estrema flessibilità, di creare condizioni al contorno variabili nei range dei parametri fisici tipici di un reattore LWR (pressione, temperatura, velocità del fluido, turbolenza localizzata, ecc.). In questo ambito, la SIET ha avuto contatti recenti con *Oak Ridge National Laboratory* (US), che sta sviluppando una sonda ad ultrasuoni per misure di livello in componenti LWR.

Alcuni esempi del secondo caso rientrano nella casistica degli studi sui fluidi bifase.

La misurazione delle grandezze tipiche dei fluidi bi-fase è di fondamentale importanza per l'attività sperimentale su simulatori di impianti nucleari dove vengono riprodotte situazioni incidentali che si possono verificare sul reattore. Tali incidenti sono spesso caratterizzati da depressurizzazione del circuito di refrigerazione del reattore con conseguenti condizioni di fluido in stato di miscela bifase per gran parte dei transitori temporali considerati. Una parte della strumentazione impiegata per le suddette misure, in genere, non è disponibile sul mercato, essendo sviluppata dagli stessi laboratori per le proprie specifiche esigenze. La grandezza fondamentale di cui normalmente è richiesta la misura sui simulatori fisici (es.: SPES) è la portata massica in regime bifase. Questa misurazione richiede l'utilizzo di più strumenti funzionanti in parallelo per la misura di grado di vuoto, velocità e pressione cinetica del fluido.

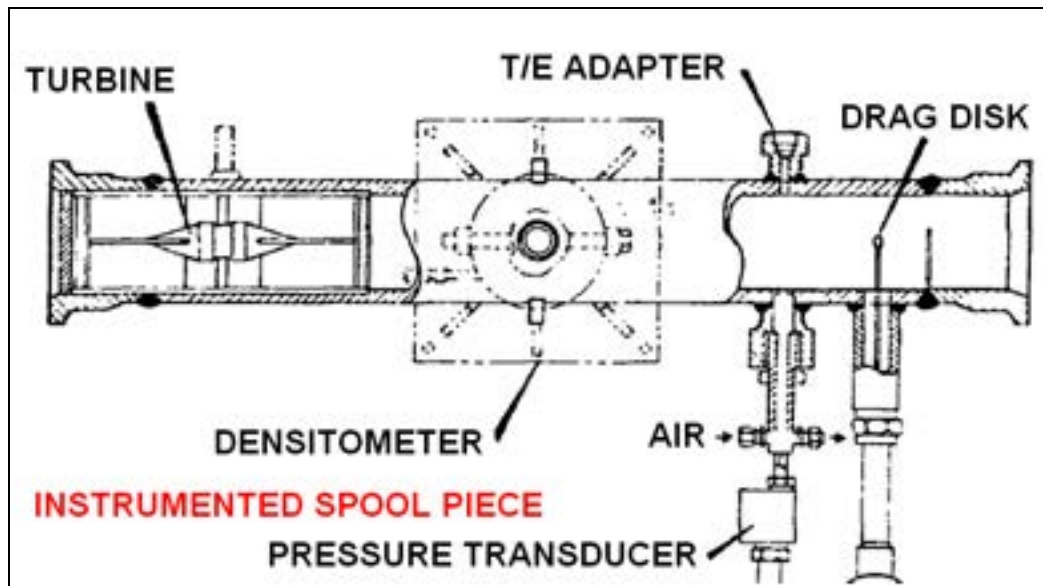


Figura 28 - DISPOSITIVO A STRUMENTAZIONE MULTIPLA PER MISURA DI PORTATA DI FLUIDO BIFASE

Strumentazione per la misurazione del grado di vuoto

Trattasi di misure estremamente complesse perché il grado di vuoto di una miscela, nelle tipiche situazioni di riferimento, varia in tutto il proprio campo fisico (da 0 a 1) ed è sensibilissimo alla variazione dei parametri termodinamici. Non esistono situazioni standard e ciascun laboratorio sviluppa lo strumento idoneo alle proprie esigenze: tra questi i gamma-densimetri, sonde ad impedenza di tipo induttivo (es.: *Wire Mesh Sensor* sviluppati dal PSI di Zurigo), sonde ad impedenza di tipo capacitivo.

Proprio su quest'ultime, che sembrano promettenti per l'impiego su SPES-3, si è concentrato lo sforzo di ricerca e sviluppo ENEA-SIET. A valle di uno studio teorico portato avanti nel 2010, è previsto un intenso programma sperimentale su una sonda capacitiva (sensore e relativa elettronica) progettata e realizzata da SIET. Tale programma prevede:

- prove empiriche qualitative finalizzate a valutare la "sensibilità" del principio fisico alle basse quantità di liquido e prove al banco di tipo statico;
- prove a freddo in aria-acqua finalizzata a mettere a punto gli algoritmi finali che correlano la matrice di segnali al valore del grado di vuoto;
- prove funzionali a caldo alle condizioni di progetto del contenimento SPES-3 ($P= 15 \text{ bar}$; $T= 212 \text{ °C}$).

Allo stato si prevede di effettuare le prove a freddo presso il Politecnico di Torino (Dipartimento di Energia) e le prove a caldo presso SIET, su impianto IETI o su impianto CPB (Circuito Prova Barre), realizzato per il collaudo di prototipi di barre riscaldate per il canale centrale della facility SPES-3.

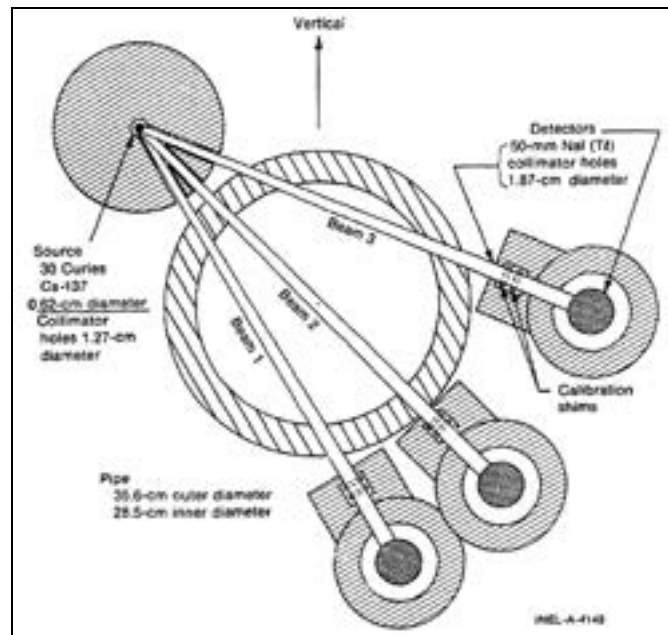


Figura 29 - SCHEMA DI FUNZIONAMENTO DI GAMMA-DENSITOMETRO A 3 RAGGI

Turbine per la misura della velocità del fluido

La velocità media del fluido bifase (o, se si preferisce, la portata volumetrica) è usualmente misurata mediante *flow meter* a turbina. Su questo strumento l'attività sperimentale di R&S si rende necessaria perché le turbine facilmente reperibili sul mercato sono adatte per liquidi o gas a bassa temperatura. Su facility tipo SPES-3 sono invece previste condizioni totalmente diverse: miscele a bassa densità e alta temperatura che comportano elevatissime velocità associate a bassa viscosità del fluido. Da qui sorgono seri problemi di resistenza delle pale e lubrificazione dei cuscinetti.

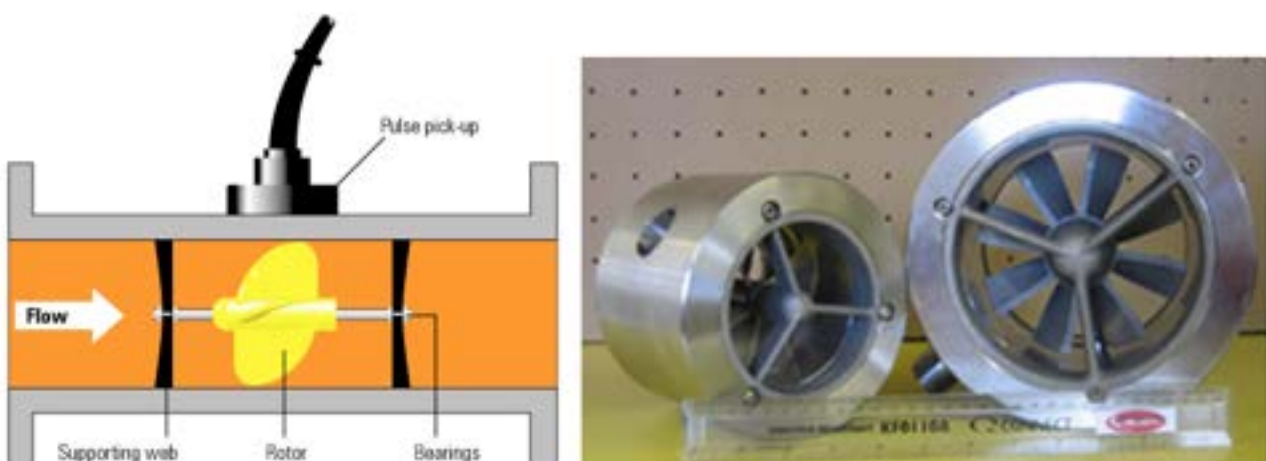


Figura 30 - TURBINA PER MISURA DI PORTATA VOLUMETRICA

Sonde per la misura della pressione cinetica.

Si tratta di “bersagli elettronici”, denominati *drag disk*, la cui criticità deriva dai valori elevatissimi raggiunti dal parametro misurato in corrispondenza delle linee di rottura (alta velocità della miscela associata a *slug* di liquido ad alta densità).

6.2 Test di componente

I test di componenti ad effetti separati, così come definiti al capitolo 4 (punti B e C), rappresentano la categoria più numerosa in un programma sperimentale dedicato alla qualificazione/certificazione di un impianto LWR. Questo perché, mentre le prove di base per lo sviluppo ingegneristico (vedi § 6.1) hanno spesso carattere volontario, le prove di componente sono spesso richieste dall'ente di controllo che rilascia la licenza di costruzione/esercizio dell'impianto.

L'analisi che segue, relativa a questa tipologia di prove, si basa sull'esperienza acquisita da SIET in oltre 25 anni di presenza nel settore, legata sia all'effettuazione effettiva di programmi di qualifica di componenti sui propri impianti, sia all'attività commerciale che ha evidenziato le esigenze di vari "operatori nucleari", in Italia ed all'estero.

Anche per queste prove, come per le prove di base, la presentazione seguirà il criterio di ripartizione per tipologia di componente sottoposto a prova.

6.2.1 Valvole di sicurezza

6.2.1.1 Cenni sul componente

Le valvole di sicurezza hanno la funzione di proteggere i componenti dell'impianto dalle sovrappressioni che si possono verificare nel corso di un incidente complesso o, più semplicemente, per errata manovra dell'operatore o per malfunzionamento di dispositivi del sistema di regolazione e controllo. Sugli impianti LWR sono impiegate numerose valvole di sicurezza, che assumono diversi livelli di importanza, a seconda del circuito di appartenenza e della dimensione geometrica. Ad esempio, in un PWR, le valvole principali sono quelle disposte sul pressurizzatore del circuito primario.

Le valvole impiegate possono essere:

- di "sicurezza e sfioro a molla", in cui la spinta sull'otturatore è garantita da una molla pre-caricata che consente l'apertura della valvola quando la pressione statica del circuito supera un limite prefissato;
- motorizzate ad apertura comandata, in cui l'azione di contrasto della molla può essere vinta mediante motore elettrico ausiliario a comando remoto; nella terminologia degli impianti nucleari queste valvole sono generalmente definite con l'acronimo PORV che viene utilizzato indistintamente per Power-Operated Relief Valve oppure Pilot-Operated Relief Valve.

Le figure sotto riportate illustrano le tipiche geometrie esterne ed interne di valvole PORV per impieghi su impianti nucleari LWR.

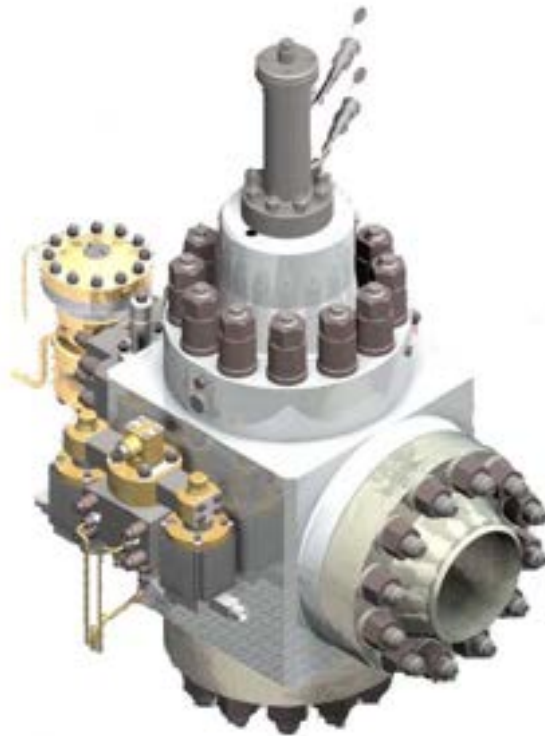


Figura 31 - VALVOLA PORV: VISTA ESTERNA

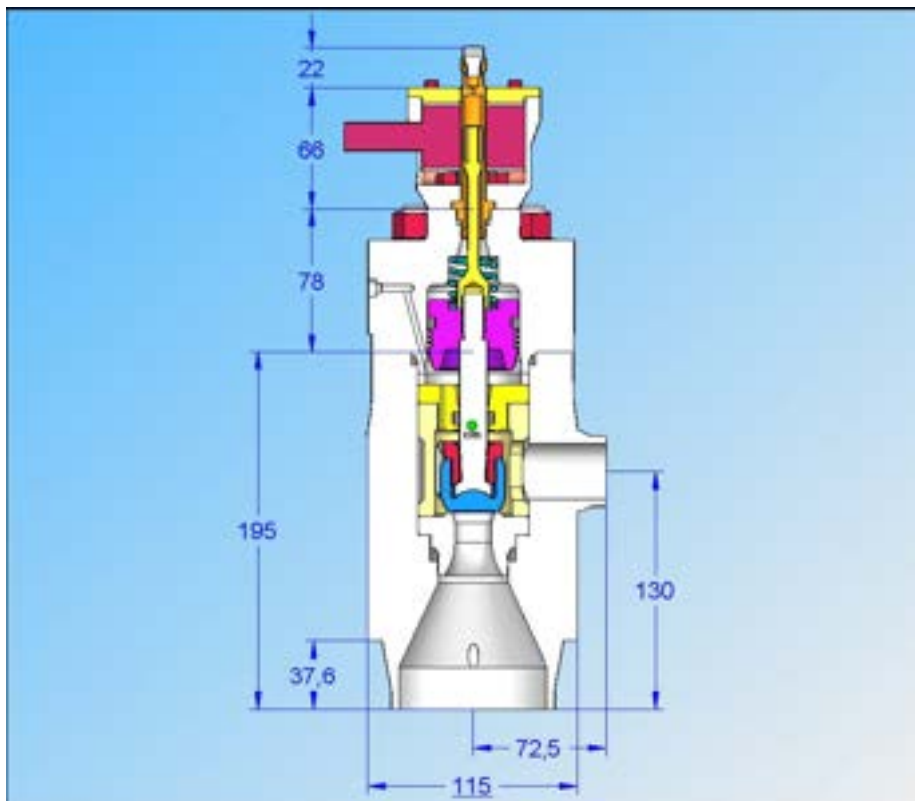


Figura 32 - VALVOLA PORV: VISTA INTERNA

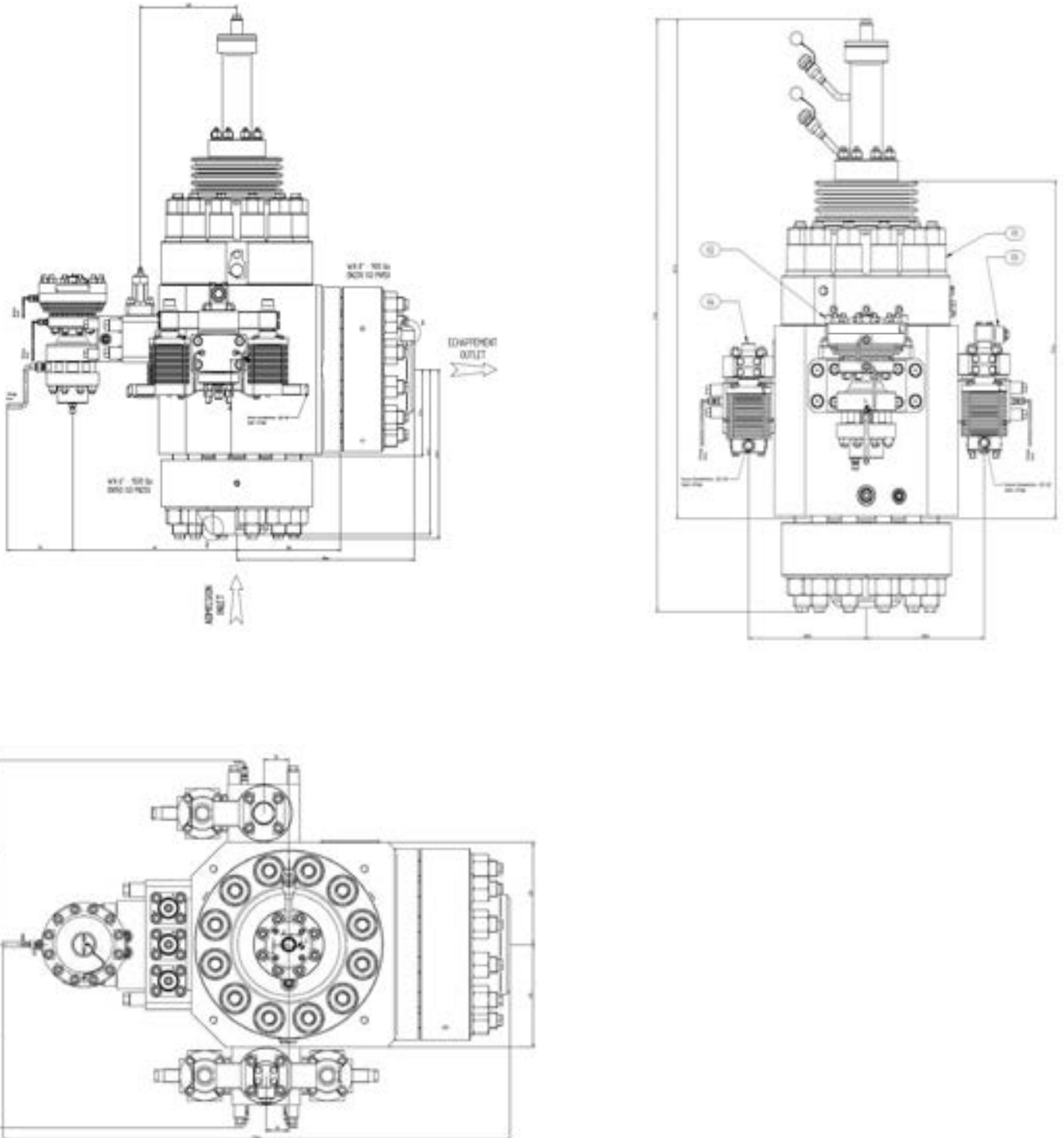


Figura 33 - VALVOLA PORV: VISTE FRONTALE, LATERALE E DALL'ALTO

6.2.1.2 Prove su valvole di sicurezza

Nel seguito si riportano informazioni relative ad un tipico processo di qualificazione per una valvola PORV, applicabili anche ad altri componenti analoghi.

a) *Principi della qualificazione*

Il processo di qualificazione include:

- la verifica del comportamento della valvola in condizioni normali di funzionamento; solitamente è richiesto di provare un prototipo in scala 1:1, alle stesse condizioni termodinamiche del reattore (o le più vicine possibili), compatibilmente con le attrezzature sperimentali disponibili;
- la verifica che la valvola non presenti frequenze naturali al di sotto dei 33 Hz;
- la verifica del comportamento sismico della valvola in condizioni DBE; queste prove devono dimostrare che le prestazioni della valvola non sono significativamente alterate dalla presenza di carichi esterni derivanti dal sisma di riferimento;
- la verifica della capacità di scarico della valvola (portata di fluido scaricata);

b) *Requisiti richiesti per il superamento dei test*

I requisiti richiesti, in termini di prestazioni, alle varie condizioni di prova, sono dettagliatamente definiti dalle normative di riferimento (es.: ASME, EN).

c) *Analisi dei potenziali malfunzionamenti del componente*

Il processo di qualificazione prevede l'analisi accurata dei malfunzionamenti prevedibili della valvola (e relativi accessori) nel corso della vita operativa sull'impianto. Questa analisi produce una serie di specifiche aggiuntive per la verifica dell'impatto dei malfunzionamenti della valvola sul sistema in cui è inserita. Queste verifiche possono limitarsi al calcolo numerico o possono richiedere test aggiuntivi.

d) *Metodi di Qualificazione*

Nella maggior parte dei casi i metodi di qualificazione derivano da una combinazione di prove, calcoli teorici e risultati dell'esperienza acquisita nel passato per analoghe applicazioni impiantistiche.

e) *Programma di Qualificazione*

Viene riportata una tipica sequenza di verifiche/prove richiesta in sede di qualificazione di valvole di sicurezza nucleari (riferimento: PORV di un pressurizzatore PWR).

I. **Esame visivo**

Ha lo scopo di verificare che la valvola ed i relativi accessori siano correttamente installati sull'impianto di prova e non presentino difetti o anomalie.

II. Prova di tenuta della sede

Viene eseguita prima di qualsiasi altra prova a freddo.

III. Verifica del corretto allestimento del circuito di prova.

Prevede la verifica di tutte le connessioni tra valvola in prova ed impianto (con verifica di tenuta delle flange) e la verifica dello stato di taratura di tutti gli strumenti impiegati.

IV. Test con acqua sotto raffreddata.

Questa prova deve dimostrare la capacità della valvola di scaricare la portata richiesta in condizioni di basso sottoraffreddamento (circa 30 K).

V. Test di performance.

La tipica procedura indica di raggiungere la pressione di scatto della valvola e di continuare ad aumentare la pressione fino a che la valvola rimane aperta. La valvola deve essere mantenuta aperta con una pressione stabile all'ingresso (non superiore al 103% del valore di set) per una durata compatibile con le prestazioni della facility sperimentale (almeno 30 s). Segue una riduzione della pressione all'ingresso al di sotto del 90% del set con richiusura della valvola. Questa prova deve essere ripetuta fino a che tre cicli successivi di apertura/chiusura possano essere giudicati conformi alle specifiche (tipico criterio: le pressioni di apertura e chiusura non devono differire oltre il 15% del valor medio).

VI. Test del tempo di apertura.

Con valvola alla temperatura nominale di funzionamento è richiesto di raggiungere la pressione di set con un gradiente di 3,5 bar/s, registrando "il tempo morto di apertura" (il tempo necessario a depressurizzare il corpo della valvola al di sotto della pressione di apertura ed "il tempo di corsa" (tempo necessario perchè l'otturatore della valvola raggiunga l'alzata richiesta).

VII. Test di tenuta sulla sede.

Il test è eseguito a caldo, a valvola chiusa, con pressione all'ingresso pari al 90% del set. L'eventuale perdita deve essere visualizzata e misurata a valle della valvola; in genere, si considera soddisfacente la tenuta se dopo 10 minuti dall'inizio del test non si rilevano tracce di perdita.

VIII. Test di spegnimento di emergenza (Emergency shut-off test).

Consiste nel verificare il corretto funzionamento della valvola (apertura/chiusura) azionando la valvola tramite l'attuatore, partendo dalla situazione di valvola chiusa e linea di ingresso pressurizzata.

IX. Test di depressurizzazione (Blow-down test).

Con una pressione a monte di almeno il 75% di quella di set-point, viene aperta la valvola mediante comando remoto, dopodiché si lascia richiudere "naturalmente" la valvola per sola azione della molla interna. In questo transitorio viene richiesto di determinare accuratamente la pressione di richiusura della valvola.

X. Test di caratterizzazione idraulica.

Si tratta di caratterizzare la valvola in termini di capacità di scarico (determinazione del coefficiente di efflusso k) in funzione di vari parametri, tra cui: pressione di ingresso (es.: 170, 120, 70 bar), alzata dell'otturatore (es.: 100%, 75%, 50%, 25% della corsa totale), condizioni del fluido in ingresso (vapore saturo, miscela bifase a diversi titoli). Per effettuare queste prove, l'otturatore viene bloccato meccanicamente in posizione fissa, per evitare disturbi alla misura di portata / pressione dovuti ad oscillazioni dell'otturatore nella fase di scarico.

XI. Test con carichi meccanici aggiuntivi.

Spesso le specifiche di prova prescrivono di eseguire alcune delle suddette prove sottoponendo la valvola ad ulteriori carichi meccanici che simulano (staticamente) i carichi sismici. Pertanto l'apparato di prova deve essere dotato di dispositivi di carico in diverse direzioni e di misura delle forze applicate (dinamometri).

6.2.1.3 Impianti per prove su valvole di sicurezza

La facility della SIET normalmente impiegata per test su valvole di sfioro e sicurezza è il GEST (§ 5.2), anche se non si può escludere l'utilizzo di altre facility, in particolare lo IETI per prove di caratterizzazione a caldo su valvole di piccola dimensione.

L'impianto GEST può essere utilizzato in modo flessibile, variando la configurazione a seconda delle dimensioni della valvola e delle condizioni termodinamiche richieste. Per prove fino a 100 bar di pressione si può impiegare, come "polmone" a monte della valvola, il Vessel GEST-SEP (45 m³), mentre per prove a pressione fino a 173 bar deve essere utilizzato il pressurizzatore del GEST-GEN di volume nettamente inferiore (1,5 m³). Ciò significa che fino a 100 bar si possono provare prototipi in scala 1:1 (esempio: valvole con linea di ingresso da 8" e linea di scarico da 20"), mentre per condizioni di pressione tipiche del primario dei PWR la sezione di prova deve essere necessariamente in scala ridotta.

La portata di vapore scaricata dalla valvola può essere immessa nell'ambiente, previo passaggio in silenziatore multistadio (il rumore allo scarico di una valvola di sicurezza in efflusso critico supera i 120 dBA), oppure convogliata ad apposita piscina di soppressione che provvede alla condensazione del vapore.

Nella figura 34 è illustrato un tipico schema dell'impianto GEST in assetto di prova valvole di sicurezza con piscina di soppressione. Con tale impianto è possibile eseguire test con i) acqua satura, ii) vapore saturo secco e iii) miscela bifase. Nel primo caso la linea di alimento è derivata dalla parte bassa del vessel dove è sempre presente liquido. Il vessel viene riempito per quasi l'intero volume con liquido saturo ad una pressione superiore rispetto alla pressione nominale di prova. L'apertura della valvola determina l'espulsione di acqua mentre la pressione è parzialmente sostenuta dalla ri-evaporazione del liquido nel vessel. Nel secondo caso la linea di alimento della valvola viene collegata alla parte alta del vessel con modalità di prova analoghe al caso precedente, ma con un transitorio di depressurizzazione più rapido, causa la maggior potenza termica associata ad una portata di vapore rispetto ad una portata di liquido saturo. Nel terzo caso, la valvola in prova viene collegata alla parte bassa del vessel. Lungo la linea che alimenta la valvola, a valle dell'orificio di misura, viene iniettata una portata di vapore saturo secco o surriscaldato a portata controllata per generare una miscela di vapore a titolo variabile. La linea di iniezione vapore con la relativa valvola di regolazione e l'orificio di misura della portata non è rappresentata nello schema di figura 34.

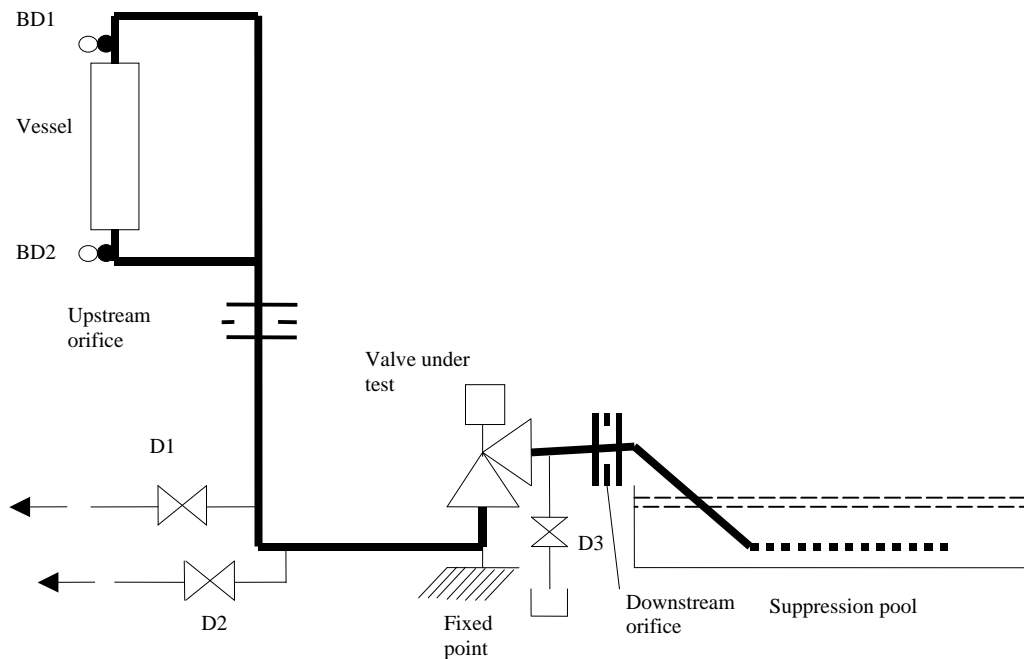


Figura 34 - SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO DELL'IMPIANTO DI PROVA VALVOLA PORV 8"X20"

6.2.2 Valvole di regolazione

6.2.2.1 Cenni sul componente

Le valvole di regolazione hanno la funzione di controllare e regolare le grandezze termoidrauliche fondamentali (pressione, temperatura, portata di fluidi) in tutte le fasi previste per il funzionamento di un impianto (avviamento e transitorio di raggiungimento delle condizioni nominali, regime stazionario, transitorio di spegnimento, transitori dovuti ad anomalie operative o a situazioni di incidente).

Nel circuito primario di un reattore LWR non sono presenti valvole di regolazione o perché non necessarie, o per ragioni di riduzione del rischio connesso al funzionamento del reattore. D'altra parte la presenza di questi organi è indispensabile in altri circuiti del ciclo termico e dei numerosi sistemi ausiliari e di sicurezza.

La funzione di queste valvole è molto spesso correlata con la sicurezza dell'impianto pertanto, anche per questi componenti diventa indispensabile prevedere un adeguato programma di qualificazione, spesso di tipo sperimentale.

6.2.2.2 Prove su valvole di regolazione

Nel seguito si descrivono tipologie di prova tipiche del programma di qualificazione di una valvola di regolazione, limitatamente a quelle che ricadono nell'ambito operativo dei laboratori della SIET.

a) Prove di caratterizzazione idraulica

Si tratta del test fondamentale per verificare le prestazioni della valvola in termini di capacità di regolare una grandezza fisica come previsto a specifica. La prova classica consiste nel determinare il coefficiente di efflusso K_v della valvola in funzione della corsa dell'otturatore (da 0 a 100% di apertura). Il K_v , a sua volta, dipende dalla portata fluente sulla valvola e dal relativa perdita di carico. La figura 35 illustra il risultato di questa prova per una valvola da 6". Dai risultati di questa prova si può stabilire: i) se la valvola è una buona valvola di regolazione, ii) se lo è in tutto il campo di regolazione o solo in parte, iii) il valore della minima portata di fluido regolabile, iv) il valore effettivo delle perdite di carico con fluido monofase.

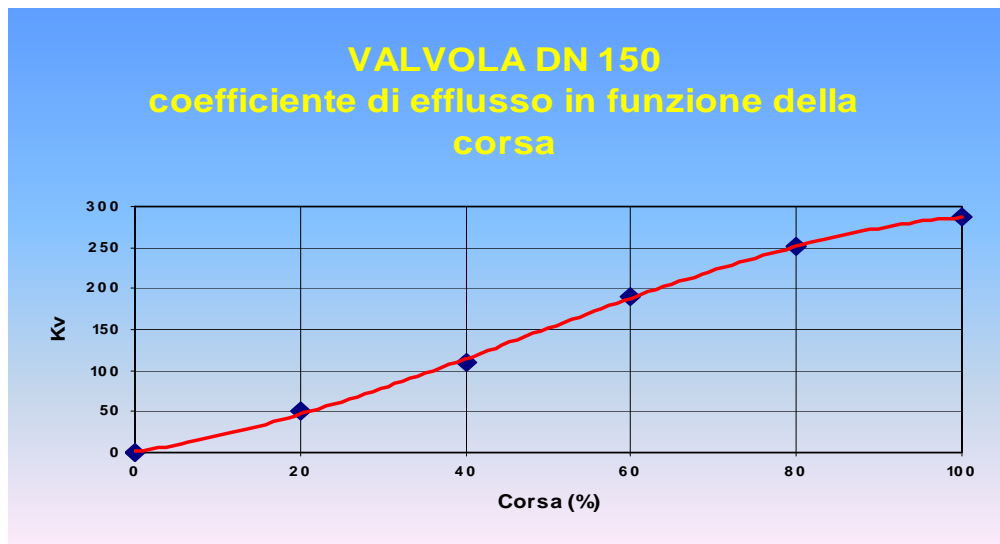


Figura 35 - RISULTATO DI PROVE DI CARATTERIZZAZIONE IDRAULICA DI VALVOLA DI REGOLAZIONE DA 6"

b) Prove di cavitazione

I condotti interni di una valvola di regolazione presentano sempre marcate irregolarità geometriche, causa di perdite di carico. Il valore minimo di pressione all'interno della valvola è raggiunto in corrispondenza della sezione minima di passaggio tra otturatore e sede. Se tale pressione scende al di sotto della pressione parziale di saturazione del fluido alla temperatura di funzionamento si verifica il fenomeno della cavitazione con formazione di bolle di gas e vapore che implodono a valle della sezione minima, dove si verifica una decisa ri-pessurizzazione del fluido. Questo fenomeno provoca il rilascio localizzato di energia meccanica responsabile di erosione delle superfici interne della valvola e di generazione di rumore ad elevata intensità. Quando il componente lavora in cavitazione, le sue prestazioni degradano con riduzione del coefficiente di efflusso, incremento delle perdite di carico, instabilità di regolazione, danni irreversibili sui materiali, forte rumore. E' pertanto fondamentale inserire nel programma di prove il test di cavitazione che consente di individuare, per un determinato

valore della corsa dell'otturatore, la portata limite che può fluire sulla valvola senza che essa cavi, come illustrato in figura 36.

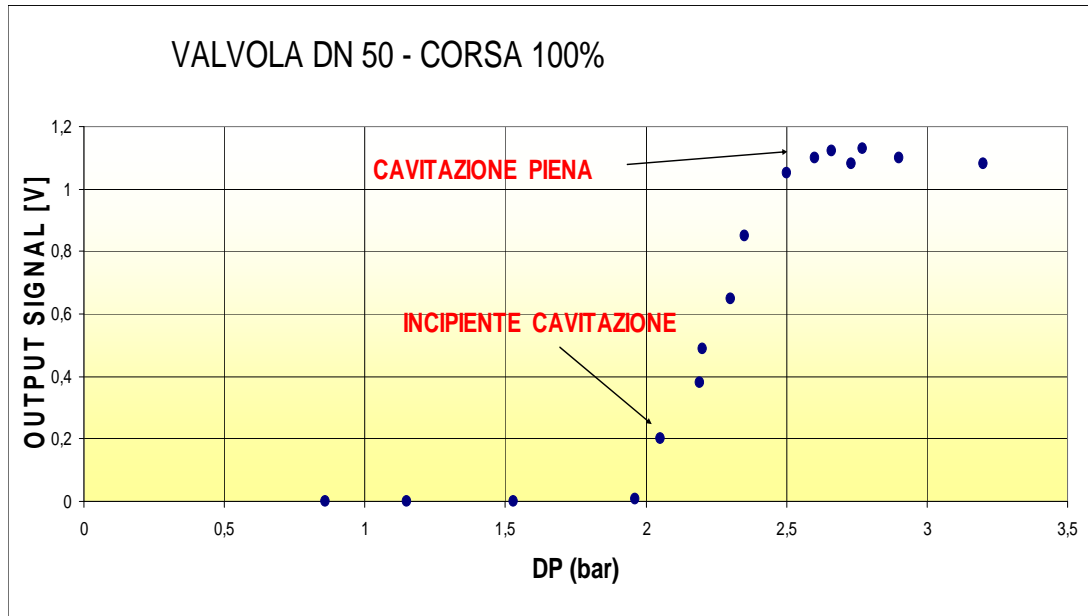


Figura 36 - RISULTATO DI PROVE DI CAVITAZIONE SU VALVOLA DA 2"

c) Prove di tenuta

Le prove di tenuta di una valvola riguardano la tenuta interna otturatore-sede e la tenuta verso l'esterno (la tenuta dell'albero dell'otturatore in corrispondenza dell'uscita dal corpo valvola).

La prova di tenuta interna costituisce, in effetti, la misurazione della portata di perdita ad elevati valori di ΔP considerando che una valvola di regolazione, salvo casi eccezionali, non è mai progettata per la condizione di "perdita zero". La prova può essere effettuata a freddo o a caldo alle stesse condizioni previste per l'impianto di destinazione. La perdita è solitamente espressa in percentuale del massimo coefficiente di efflusso della valvola.

Le prove di tenuta verso l'esterno si eseguono pressurizzando il corpo valvola ad elevati valori di pressione a freddo e a caldo. Nel primo caso, come fluido di pressurizzazione, è spesso impiegato l'elio per meglio evidenziare eventuali micro perdite. La presenza di elio all'esterno della valvola viene rilevata mediante tecniche a spettrometria di massa.

d) *Prove di durata (Endurance Test)*

La funzionalità di una valvola sull'impianto deve essere garantita per il periodo di vita dell'impianto, in genere, parecchie decine di anni. Ciò giustifica l'inserimento di prove di durata nel programma di qualificazione dei componenti. Si tratta di ripetere parecchie centinaia (o migliaia) di cicli di apertura / chiusura della valvola alle stesse condizioni dell'impianto di riferimento. Il ciclaggio è normalmente suddiviso in varie fasi intervallate da prove di funzionalità e di tenuta, per evidenziare eventuale degrado di prestazioni nel tempo.

In certi casi, per valvole che hanno una funzione importante ai fini della sicurezza, la severità dei test aumenta con l'aggiunta di prove di ciclaggio termico, sottoponendo il componente a repentine e forti variazioni di temperatura (dell'ordine dei 100 K /min). IL ciclaggio si può realizzare fluendo la valvola, alternativamente con vapore surriscaldato ad alta temperatura (> 300 °C) ed acqua a temperatura ambiente.

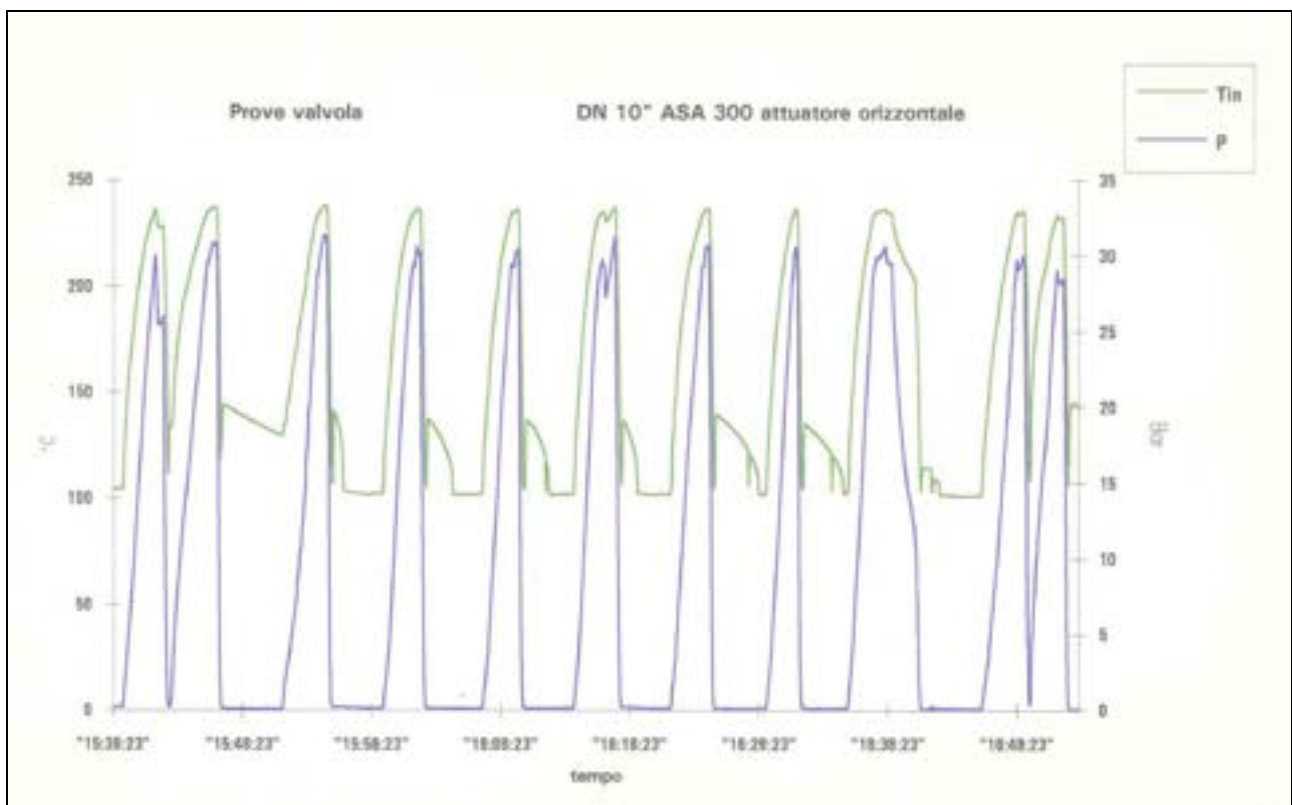


Figura 37 - CICLI DI PRESSIONE E TEMPERATURA SU VALVOLA DA 10"

e) *Prove di rumorosità*

Le valvole producono spesso un elevato livello di rumore dovuto alle vibrazioni meccaniche, ai fenomeni di cavitazione e a quelli di natura fluidodinamica. Per questa ragione, la qualificazione di questi componenti richiede, molto frequentemente, la misura del livello sonoro prodotto alle diverse condizioni di funzionamento sull'impianto.

La misurazione del rumore è molto spesso caratterizzata da elevata criticità in quanto dipendente da molti fattori di disturbo: rumore di fondo prodotto da altre apparecchiature funzionanti nelle vicinanze,

il rumore fluidodinamico nei condotti di ingresso/uscita della valvola trasmesso attraverso le pareti degli stessi condotti, l'effetto riverberante (riflessione del rumore) del locale in cui si effettuano le prove.

L'aumentata sensibilità di tutti gli operatori che lavorano nel campo dell'impiantistica industriale nei confronti delle problematiche della sicurezza e riduzione dei rischi per l'uomo ha sicuramente contribuito, negli ultimi trenta anni, a tener maggiormente sotto controllo il rischio associato agli ambienti rumorosi. Si può sostenere che sempre più spesso e per un numero crescente di valvole destinate agli impianti industriali (e tra questi quelli nucleari sono in prima fila) di dimostrare, mediante appropriate attività di qualificazione sperimentale, che il livello di potenza sonora prodotto da tali componenti sia inferiore al limite dichiarato dal costruttore.

f) Fire Tests

La qualifica mediante *fire tests* di una valvola è frequente per tutti gli impianti in cui deve essere considerato il rischio di incendio ed indispensabile quando l'eventuale conseguente malfunzionamento della valvola può avere effetti sulla sicurezza dell'impianto (caso certamente da considerare per un impianto nucleare). Questo tipo di prova ha lo scopo di dimostrare che la valvola, soggetta a condizioni reali di incendio sia in grado, almeno per un determinato periodo di tempo, di assolvere alle funzioni per le quali è stata progettata.

La maggior parte dei test di questa tipologia prevede la verifica della perdita interna e verso l'esterno della valvola sottoposta a fortissimi transitori termici. Il corpo della valvola viene prima portato a temperature di circa 700 °C mediante contatto diretto con fiamma prodotta da appositi bruciatori e, successivamente viene raffreddato rapidamente al di sotto dei 100 °C con flussaggio di acqua fredda.

6.2.2.3 Impianti per prove su valvole di regolazione

Le prove di qualificazione delle valvole di regolazione possono essere effettuate su diversi impianti sperimentali della SIET. La scelta dipende, oltre che dalla specifica tipologia di prova, dalle dimensioni geometriche del componente e dalle condizioni termodinamiche richieste per il fluido di prova (acqua).

Le prove di caratterizzazione idraulica e di cavitazione, molto spesso, sono richieste a temperatura ambiente e sono eseguite sull'impianto VALFRE (§ 5.4), che garantisce elevate portate e sufficiente disponibilità di pressione differenziale sulla valvola in prova. Su quest'impianto si possono provare valvole fino a 16" di diametro.

Per prove a caldo sono invece utilizzati gli impianti GEST ed IETI. In particolare, il GEST è impiegato per prove con vapore saturo o acqua sotto-raffreddata ad alte portate e pressioni con un limite sulla pressione differenziale pari a 6 bar, in entrambi i casi. Quando sono richieste portate medio-basse di acqua sotto-raffreddata (< 15 kg/s) con elevate pressioni differenziali (fino a 220 bar) viene impiegato l'impianto IETI.

Sia il GEST sia lo IETI possono infine essere utilizzati per prove in vapore surriscaldato ad alta pressione e temperatura o in miscela bifase con titolo variabile da 0 a 100%.

6.2.2.4 Esempi di applicazioni in campo nucleare

- a) Prove cicliche su valvola di regolazione per impianto di Mochovce (Slovacchia)

Recentemente, un noto costruttore italiano di valvole ha richiesto a SIET offerta per effettuazione di prove cicliche ad elevato ΔP su valvola di regolazione destinata al circuito secondario del costruendo impianto nucleare di Mochovce (Slovacchia), PWR di tecnologia russa (VVER 440/213) da 440 MWe.

L'attività di prova consiste nell'esecuzione di 100.000 cicli a corsa ridotta ($50\% \pm 25\%$) e 100 cicli a corsa totale (100%) su un prototipo scalato (DN50) di un nuovo modello di valvola di regolazione. Le prove cicliche hanno lo scopo di simulare il funzionamento della valvola in servizio continuo per un periodo di almeno 8 anni mediante l'accelerazione del fattore di erosione che si determina incrementando la velocità del fluido in vena contratta ovvero la pressione differenziale (ΔP) sulla valvola, da 3 bar (condizioni reali di funzionamento) a 140 bar (condizioni di prova).

Le prove potranno essere eseguite sull'impianto IETI in grado di erogare, a monte della valvola in prova, una portata di circa 1.8 kg/s di acqua ad una pressione massima di 180 bar. Il fluido di prova è acqua demineralizzata a temperatura compresa indicativamente tra 15 °C e 40 °C.

Per i cicli a corsa ridotta, partendo da una apertura intorno al 25%, la valvola sarà pilotata mediante un posizionatore elettro-pneumatico fino a raggiungere un'apertura intorno al 75% della corsa totale per ritornare successivamente alla condizione di partenza. Il ciclo completo avrà una durata indicativa di circa 8 secondi.

E' prevista l'esecuzione di almeno 100.000 cicli completi. Ad intervalli di 25.000 cicli verrà eseguita una misura sperimentale del coefficiente di efflusso (K_v) al 5% della corsa totale e una verifica della tenuta della sede a valvola chiusa. Il controllo della tenuta sarà effettuato rimuovendo la flangia di valle e raccogliendo e misurando la massa di acqua eventualmente trafilata durante uno stazionario di almeno 5 minuti. Durante la verifica della tenuta la pressione a monte della valvola sarà mantenuta al valore di 3,5 bar.

Per i cicli a corsa completa, partendo dalla posizione di completa chiusura la valvola sarà pilotata, mediante un posizionatore elettro-pneumatico fino a raggiungere la completa apertura (100% della corsa totale) per ritornare successivamente alla condizione iniziale (completa chiusura). Il ciclo completo avrà una durata indicativa di circa 30÷50 secondi. E' prevista l'esecuzione di almeno 100 cicli completi.

b) Prove di qualificazione valvola di regolazione per sistema alimento BWR – Alto Lazio

Il sistema alimento del reattore BWR di Montalto di Castro prevedeva l'installazione di una valvola di regolazione a salti multipli (per ridurre il rischio di cavitazione), con la funzione di ricircolare la portata di alimento reattore al condensatore durante le seguenti condizioni operative dell'impianto:

- all'avviamento durante la fase di pressurizzazione del reattore quando la portata richiesta è molto bassa;
- al massimo numero di giri della pompa alimento con la mandata intercettata;
- durante la fase di shut-down quando la pressione del reattore scende al di sotto dei 60 bar e la regolazione di livello del reattore avviene a portata nulla;
- in condizioni di shut-off di tutte le pompe del sistema alimento, situazione che genera condizioni di massima pressione/massima temperatura a monte della valvola di ricircolo.

Il rischio di cavitazione doveva essere scongiurato in condizioni particolarmente critiche, considerando che il fluido all'ingresso valvola era acqua sotto-raffreddata ad alta pressione (pressione fino a 127 bar, temperatura fino a 188 °C) e lo scarico era previsto a bassissima pressione (anche inferiore al valore atmosferico). La portata alla valvola era variabile tra i 100 e 150 kg/s. Per questa valvola, caratterizzata da una configurazione ad angolo (8" in ingresso, 20" allo scarico) era previsto un ambizioso programma di qualificazione, effettivamente svolto presso i Laboratori della SIET, per la parte termoidraulica. Scopo primario del programma era quello di verificare l'adeguatezza funzionale, in termini di capacità di efflusso e livello sonoro, in tutte le condizioni di esercizio previste per la centrale nucleare di ALTO LAZIO (vedi elenco condizioni sopra riportato) e in condizioni di incipiente cavitazione.

Per ogni condizione di esercizio del reattore o nelle condizioni di prova equivalenti sono state effettuate prove di portata (determinazione del coefficiente di efflusso), con misura del rumore e delle vibrazioni del corpo valvola in corrispondenza di valori della corsa dell'otturatore variabili dal 10% al 100%. Il criterio di accettabilità (superamento del test) consisteva nel dimostrare la capacità della valvola di smaltire la portata richiesta, in tutte le condizioni, con livello di rumore inferiore a 80 dBA.

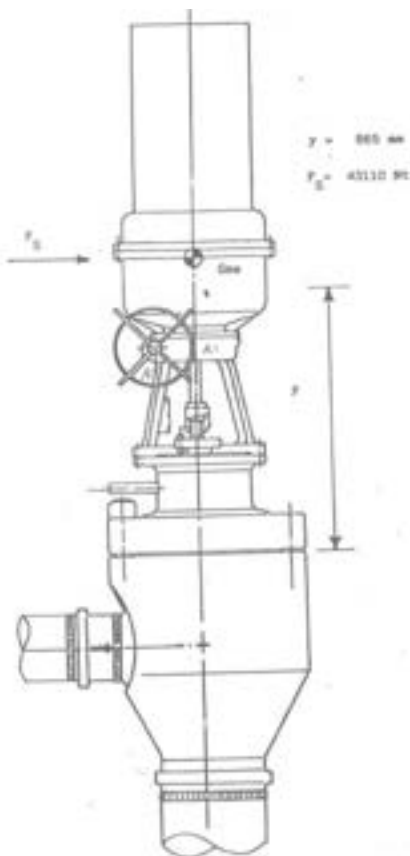


Figura 38 - VALVOLA ALTO LAZIO 8"X20"



Figura 39 - VALVOLA ALTO LAZIO 8"X20" IN PROVA PRESSO SIET

Il programma di qualificazione della medesima valvola prevedeva anche una parte dedicata alle prove sismiche, effettuate anche presso altri laboratori. Queste prove consistevano nel ricercare la frequenza di risonanza della valvola e dei suoi componenti principali, mediante eccitazione mono-assiale impressa alla base della valvola da una tavola vibrante (campo di frequenza: 1÷50 Hz; accelerazione: 0,25÷0,5 g). Inoltre era prevista la verifica del corretto funzionamento della valvola

nelle condizioni di esercizio con applicazione contemporanea di un carico sismico statico equivalente (Forza di 43110 N applicata in direzione orizzontale sull'attuatore).

6.2.3 Altre Valvole

Le valvole di sicurezza e di regolazione trattate ai precedenti paragrafi rappresentano solo una parte, relativamente piccola, del parco valvole di una centrale nucleare di potenza, normalmente equipaggiata con 15.000÷20.000 pezzi, di cui almeno un migliaio deve essere sottoposto a processo di qualificazione.

Tra le valvole con diverse funzioni che devono essere considerate ai fini della qualificazione sperimentale occorre citare le valvole "di intercettazione" (dette anche di isolamento) e "di non ritorno" (dette anche "di ritegno"). Ciascuna di queste categorie funzionali presenta una propria classificazione legata alle caratteristiche costruttive della valvola. Così, ad esempio, se si considera il tipo di otturatore, si avranno valvole di isolamento "a globo", "a saracinesca", "a farfalla", "a sfera", ecc. e valvole di ritegno con otturatore a disco con chiusura a gravità, con otturatore caricato a molla, ecc.

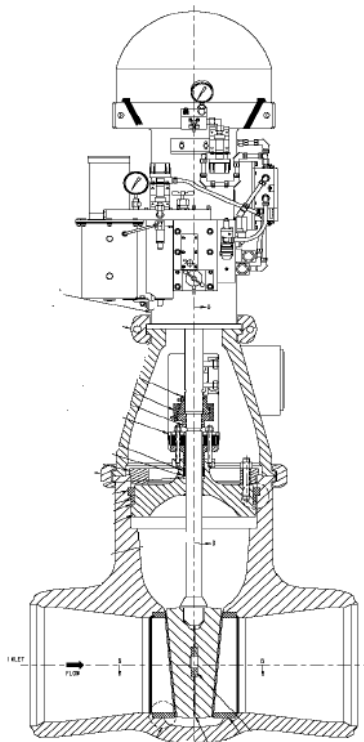


Figura 40 - MAIN STEAM ISOLATION VALVE

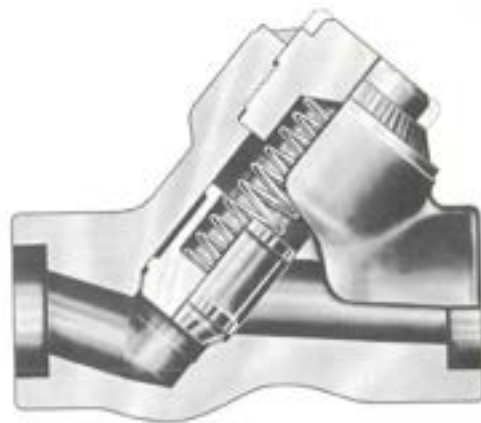


Figura 41 - VALVOLA DI RITEGNO CON OTTURATORE A PISTONE

Il programma di qualificazione dipende dall'importanza che la valvola riveste ai fini della sicurezza dell'impianto. Certamente importantissime per tale fine sono le valvole di isolamento delle linee principali del vapore in turbina (*Main Steam Isolation Valves*), le valvole di intercettazione delle linee di alimento dei generatori di vapore PWR, tutte le valvole di intercettazione / ritegno presenti nei circuiti di emergenza (es.: *Emergency Heat Removal System*) oppure le valvole di

ritegno, presenti in alcuni progetti di reattori integrali *SMR* che sono collocate all'interno del reattore con la funzione di innescare e favorire la circolazione naturale del fluido dopo l'arresto delle pompe primarie in seguito ad incidente *LOCA*.

Molte delle prove che si effettuano nei laboratori SIET su valvole di isolamento e di ritegno sono simili, in termini di scopo e procedura, a quelle eseguite per altri tipi di valvole, già trattate in dettaglio nei paragrafi precedenti. Nel seguito si riportano alcune informazioni di sintesi sulle attività di testing su valvole di isolamento e di ritegno che si effettuano presso i laboratori SIET.

Dimensione della valvola in prova

da ½" (DN15) a 20" (DN500).

Tipo e condizioni del fluido di prova / facility impiegata

- Acqua a temperatura ambiente su impianto VALFRE con portata fino a 250 kg/s e pressione differenziale sulla valvola fino a 13 bar.
- Acqua calda fino a 300 °C, 100 bar, 200 kg/s su impianto GEST
- Vapore surriscaldato fino a 500 °C, 100 bar, 5 kg/s su impianti GEST o IETI

- Vapore saturo fino a 300 °C, 100 bar, 40 kg/s su impianto GEST

- Miscela bifase con titolo da 0 a 100% su impianto GEST o IETI.

Tipologia di prova

- Caratterizzazione idraulica con misura del coefficiente di efflusso
- Prove di tenuta interna (otturatore-sede) ed esterna (corpo-otturatore)
- Prove di shock termico ripetuto ciclicamente
- Prove di apertura / chiusura ripetute ciclicamente
- Prove strutturali con misura delle deformazioni del corpo
- Prove di pressurizzazione a freddo ed a caldo
- Prove di funzionalità degli accessori
- Prove sul motore dell'attuatore valvola (misura coppia trasmessa ad albero della valvola)



Figura 42 - PROVE DI PRESSURIZZAZIONE CON VAPORE DI VALVOLA A SARACINESCA DA 12"

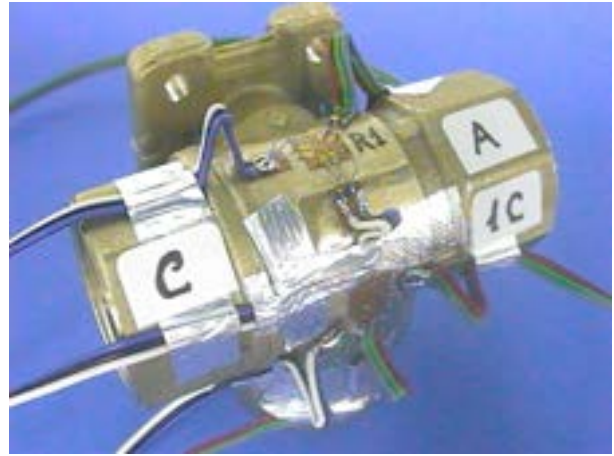


Figura 43 - PROVE STRUTTURALI SU CORPO VALVOLA MEDIANTE MISURE ESTENSIMETRICHE



Figura 44 - PROVE DI CARATTERIZZAZIONE SU VALVOLA DI INTERCETTAZIONE A SFERA DA 16 " SU IMPIANTO VALFRE



Figura 45 - PROVE DI FUNZIONALITA' IN VAPORE SU VALVOLE DI INTERCETTAZIONE A FARFALLA SU IMPIANTO GEST

6.2.4 Scambiatori di calore

La maggior parte degli scambiatori di calore impiegati nei reattori LWR sono ascrivibili alla categoria degli scambiatori a superficie a fascio tubiero con tubi in materiale pregiato: acciai austenitici tipo AISI-304 / 316 o leghe con elevate percentuali di nichel e cromo (es.: Inconel 600). Tra questi ricordiamo i generatori di vapore dei PWR, i rigeneratori dell'acqua alimento del ciclo termico e gli scambiatori dei circuiti di emergenza. La soluzione costruttiva dominante è quella del tipo *Shell & Tube*, ma viene utilizzata (es.: circuiti di rimozione del calore di decadimento del reattore) anche la soluzione con scambiatore immerso in piscina atmosferica.

I test di qualificazione di questi componenti sono usualmente richiesti su prototipi a piena scala o a scala significativa con impiego degli stessi fluidi (alle stesse condizioni) dell'impianto di riferimento. Ovviamente, qualificazioni a piena scala in laboratorio sono possibili solo per scambiatori di potenza limitata a poche decine di Mega-Watt (valori di potenza che pochi laboratori al mondo possono erogare). Le prove richieste sono incentrate sulla misurazione della potenza termica scambiata in campi di parametri termoidraulici che coprano tutte le condizioni di esercizio del componente nell'impianto di riferimento. Vengono inoltre richieste prove aggiuntive (anche di tipo strutturale) di tipologia dipendente dallo specifico componente. A titolo di esempio di matrice sperimentale per scambiatori di calore si riporta nel seguito l'elenco delle varie tipologie di test eseguiti sul prototipo di *Isolation Condensers (IC)* del reattore *SBWR* della GE (scambiatore ad immersione da oltre 20 MW di potenza).

Matrice di prova per scambiatore immerso in piscina

- a) Test stazionari di performance, allo scopo di determinare la potenza termica scambiata in funzione della pressione del fluido primario (il fluido proveniente dal reattore), in condizioni di circolazione naturale come nel reattore di riferimento.
- b) Test transitori di start-up, allo scopo di dimostrare il corretto funzionamento del componente all'avviamento (subito dopo il segnale di trip del reattore).
- c) Test con iniezione di gas, allo scopo di valutare il degrado dello scambio termico conseguente all'aumento della concentrazione di in condensabili nel primario (sulla facility si è utilizzata una miscela di elio ed azoto).
- d) Test con variazione diminuzione di livello in piscina, allo scopo di verificare il comportamento del IC in seguito ad un incidente di perdita di massa di fluido secondario.
- e) Test strutturali di avviamento e spegnimento alle condizioni reali.
- f) Test strutturali di simulazione di eventi ATWS (*Anticipated Transient Without Scram*).

La strumentazione disponibile sul componente consentiva di avere anche informazioni sul coefficiente di scambio termico locale in alcune sezioni dei tubi IC (strumentate con termocoppie), sulle deformazioni dei collettori di ingresso/uscita e dei tubi del IC (strumentati con estensimetri) e sulle vibrazioni imposte al componente dai fluidi (utilizzo di accelerometri).

Gli impianti sperimentali della SIET indicati per prove di qualificazione di scambiatori di calore sono Lo IETI ed il GEST. I fluidi disponibili sono acqua, vapore surriscaldato, vapore saturo, miscela bifase ed anche aria per valori limitati di portata.

Tra le principali campagne di prova eseguite si citano:

- Prove di qualificazione del prototipo in scala 1:2 dell'*Isolation Condenser* del reattore SBWR (87 bar, 300°C, 20 MW);
- Prove di qualificazione del prototipo in scala 1:1 del *Passive Containment Condenser (PCC)* del reattore SBWR (8 bar, 170°C, 10 MW);
- Prove di verifica delle prestazioni di uno dei pre-riscaldatori acqua alimento della centrale termoelettrica di Piacenza (prove eseguite in situ);
- Prove di qualificazione di batterie di scambio termico per la climatizzazione della sala controllo di un reattore BWR (scambio termico tra acqua refrigerante e aria umida).



Figura 46 - SCAMBIATORI DI EMERGENZA PER SBWR, IN PROVA SU IMPIANTO GEST-PANTHERS

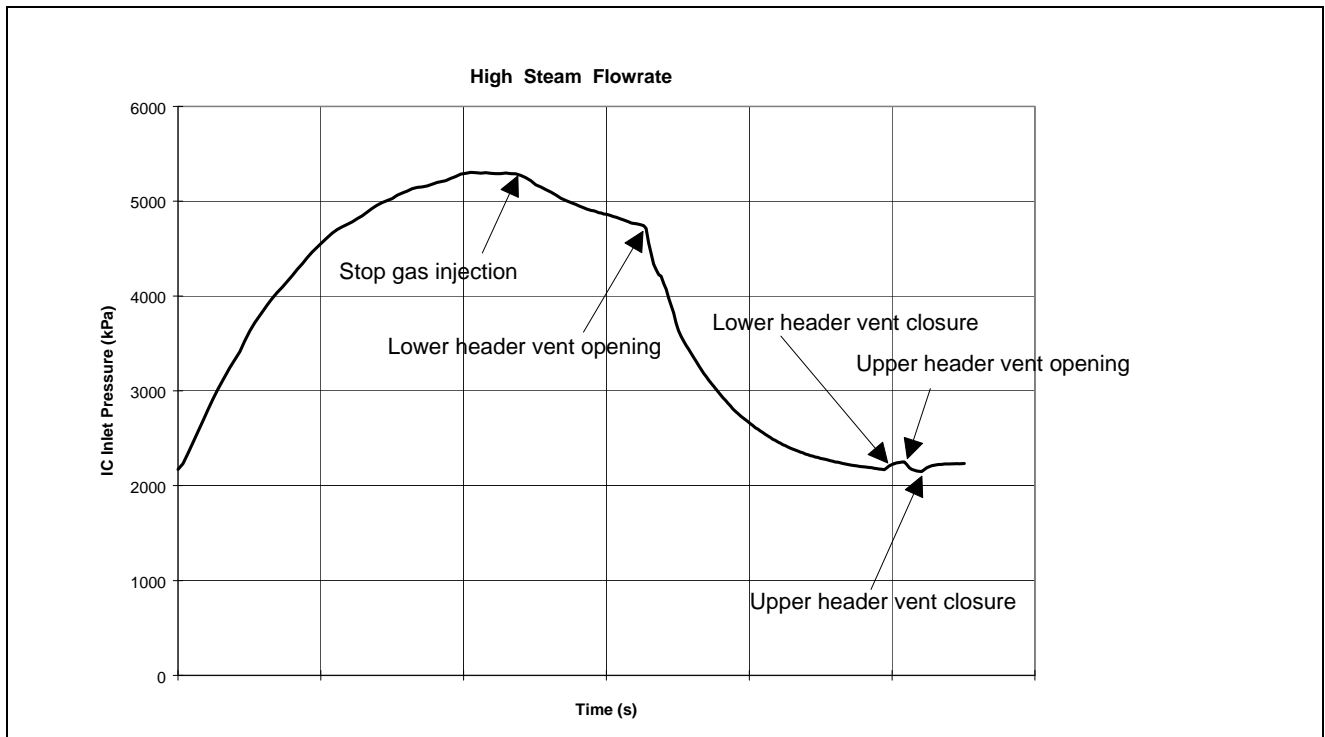


Figura 47 - TEST CON INIEZIONE DI INCONDENSABILI SULLO SCAMBIATORE DI CALORE IC - SBWR

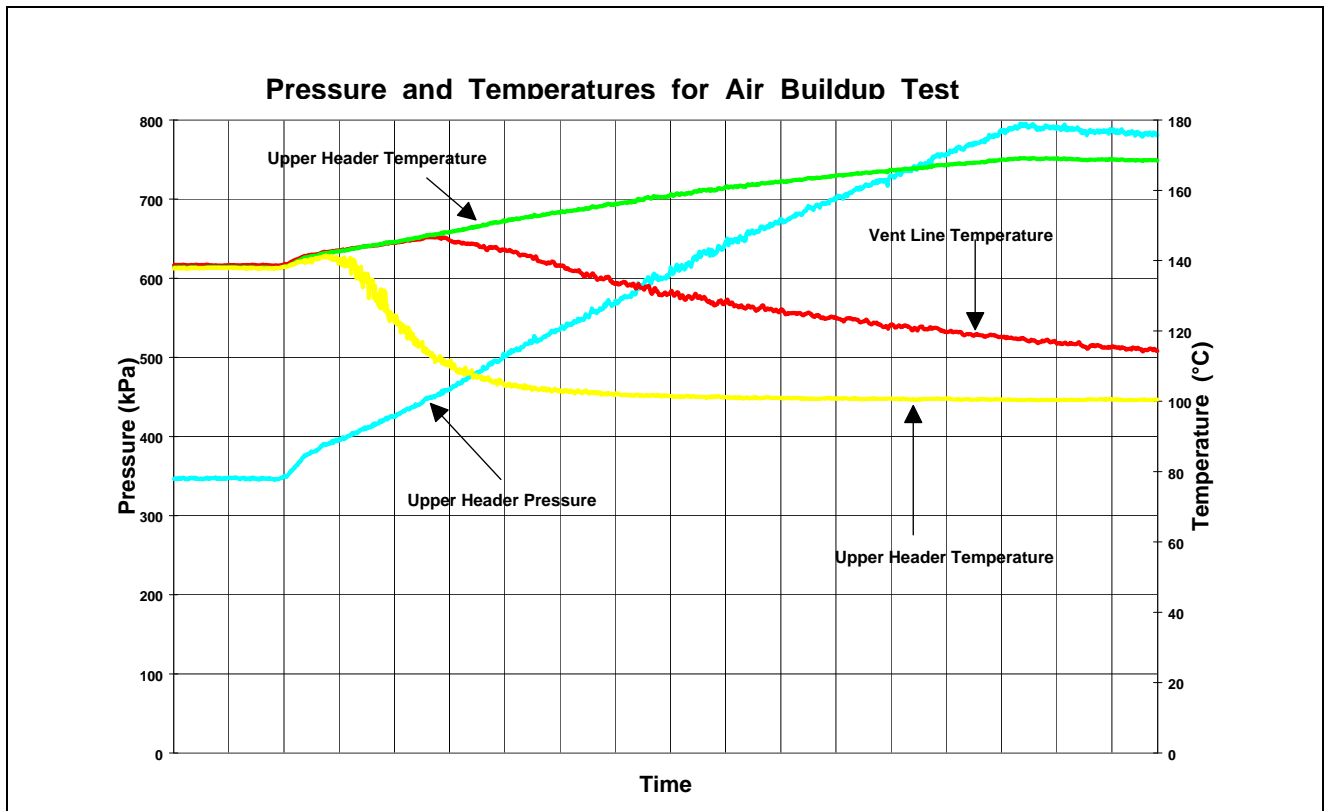


Figura 48 - TEST DI PERFORMANCE IN PRESENZA DI ACCUMULO DI ARIA SU SCAMBIATORE PCC-SBWR

6.2.5 Pompe

La SIET non possiede un impianto sperimentale progettato per la qualificazione di pompe, in particolare pompe centrifughe di diversa tipologia. D'altra parte gli impianti GEST (per prove a caldo) e VALFRE (per prove a freddo) possono all'evenienza essere modificati/integrati per l'effettuazione di una parte del programma di qualificazione delle pompe, ad esempio la determinazione delle curve caratteristiche:

- prevalenza - portata
- potenza - portata
- rendimento – portata.

Prove di questo tipo sono già state effettuate da SIET su pompe di dimensioni medio-piccole per applicazioni non-nucleari.

In ambito impianti LWR, occorre precisare che, nel caso di richieste di prove su prototipi a piena scala, le portate di fluido consentite dalle facility SIET sarebbero limitate a valori dell'ordine di (200 ÷ 300) kg/s che, sebbene relativamente alti, non sarebbero sufficienti per test a piena scala delle pompe dei circuiti primari dei reattori. D'altro canto, pompe di minor dimensione, come quelle dei sistemi di emergenza ed ausiliari degli LWR potrebbero essere provate in scala 1:1.

Sempre in ambito nucleare, specificatamente per le pompe di ricircolo del fluido primario del reattore, sono richieste prove prestazionali aggiuntive delle pompe per le verifiche di sicurezza. Tra queste molto frequente è il cosiddetto test di *coast-down* finalizzato a verificare il comportamento della pompa nel transitorio di arresto per spegnimento del motore elettrico (funzionamento inerziale del rotore). Altre prove tipiche consistono nella determinazione delle curve caratteristiche omologhe nei quattro quadranti del piano prevalenza-portata per verificare il funzionamento in condizioni incidentali (esempio: LOCA) in cui la portata sulla pompa si può invertire, cosiccome la prevalenza può diventare una perdita di carico. Come detto sopra, questa tipologia di prove è fattibile nei laboratori SIET su pompe di dimensioni ridotte in scala rispetto a quella del reattore.

6.2.6 Piping & fittings

Con il termine *piping & fittings* si intende l'insieme delle tubazioni e relativi raccordi (curve, giunti a T, riduzioni concentriche, ecc.) che provvedono alla connessione dei vari componenti (recipienti in pressione, valvole, pompe, scambiatori, filtri, ecc.) di un determinato sistema di impianto. E' quasi superfluo segnalare l'importanza delle prove di qualificazione di *piping & fittings* di un reattore LWR, costituendo esso la barriera primaria dei fluidi pressurizzati dell'impianto. La rottura di una tubazione dei circuiti primario, secondario e di emergenza degli LWR costituisce sempre un rischio che deve essere valutato nelle analisi di sicurezza del reattore.

Le prove di qualificazione su *piping & fittings* sono molto numerose e, la maggior parte, esula dal campo di pertinenza della SIET, in particolare le prove non distruttive previste sui giunti saldati delle tubazioni (liquidi penetranti, radiografie, ecc.).

Per contro, le prove che possono coinvolgere la SIET sono di due tipologie: i) prove di scoppio, ii) prove fluidodinamiche.

6.2.6.1 Prove di scoppio

La SIET è attrezzata per effettuare prove di scoppio con acqua mediante pompa volumetrica ad alta pressione. Tali prove sono normalmente effettuate all'interno dell'officina meccanica SIET in apposita area dedicata.

In campo nucleare, negli ultimi due anni sono state commissionate a SIET diverse prove di questa tipologia. A titolo di esempio si possono citare prove di scoppio su campioni di giunti a T di grande diametro in acciaio inossidabile destinati all'impiego nel reattore EPR di Flamanville. La prova consiste nella pressurizzazione lenta con acqua fredda fino al punto di rottura che, nel caso specifico, si è verificato ad una pressione di circa 1200 bar. La figura 49 illustra un componente in prova.



Figura 49 - PROVA DI SCOPPIO RACCORDO 12" PER PWR

6.2.6.2 Prove fluidodinamiche

Molto raramente sono richieste prove di qualifica per la caratterizzazione idraulica (determinazione della caratteristica portata – perdite di carico) di tubazioni e raccordi per i circuiti degli impianti LWR. Ciò potrebbe verificarsi per raccordi speciali di geometria complessa in condizioni di fluido bifase, qualora le incertezze garantite dalle correlazioni di calcolo numerico fossero troppo elevate.

Un discorso a parte deve essere fatto per altra tipologia di *piping* come tubi flessibili in acciaio inox utilizzati, ad esempio, nei circuiti acqua di raffreddamento di macchine ed apparecchiature elettriche di potenza degli impianti. Questi tubi sono caratterizzati da una superficie interna a forma di onda e pertanto possono essere richieste prove di qualificazione per:

- determinare le perdite di carico;
- verificare la resistenza strutturale;
- verificare che la frequenza propria della tubazione non sia tale da provocare pericolosi fenomeni di risonanza con i vortici di fluido all'interno della tubazione medesima.

Una prova di qualificazione, di tipica derivazione nucleare, riguarda la qualifica di accessori esterni alle tubazioni per la protezione dal "colpo di frusta" (*pipe whip*). Questi accessori, noti con la denominazione inglese *laminated strap* sono fasce metalliche di geometria piana o cilindrica ancorate a pareti in cemento che avvolgono la tubazione in punti critici con lo scopo di trattenerla nel caso in cui, in seguito a rottura in corrispondenza di una curva e scarico di elevate portate di fluido, il tubo possa flettere violentemente e colpire altri componenti dell'impianto nelle vicinanze. Prove di questo tipo sono già state effettuate da SIET negli anni '80 nell'ambito del Progetto PWR-PUN sull'impianto IETI. Il dispositivo di prova (vedi figura 50) era costituito da: un serbatoio di accumulo, un tratto di tubazione sagomata, una valvola a clapet di apertura rapida e il *laminated strap* (evidenziato in rosso in figura 50). La prova consisteva nel pressurizzare l'impianto ad alta pressione ed aprire la valvola a clapet scaricando vapore all'atmosfera attraverso un silenziatore. Il *laminated strap*, destinato a contrastare lo spostamento del tubo derivante dall'azione della forza di getto era vincolato ad un'apposita struttura metallica. Una cella di carico interposta tra *laminated strap* e struttura rilevava la forza di reazione sul tubo nel corso del transitorio. Estensimetri e

termocoppie installati sul *laminated strap* ne misuravano deformazione e temperatura, fornendo i dati necessari per la qualificazione del dispositivo.

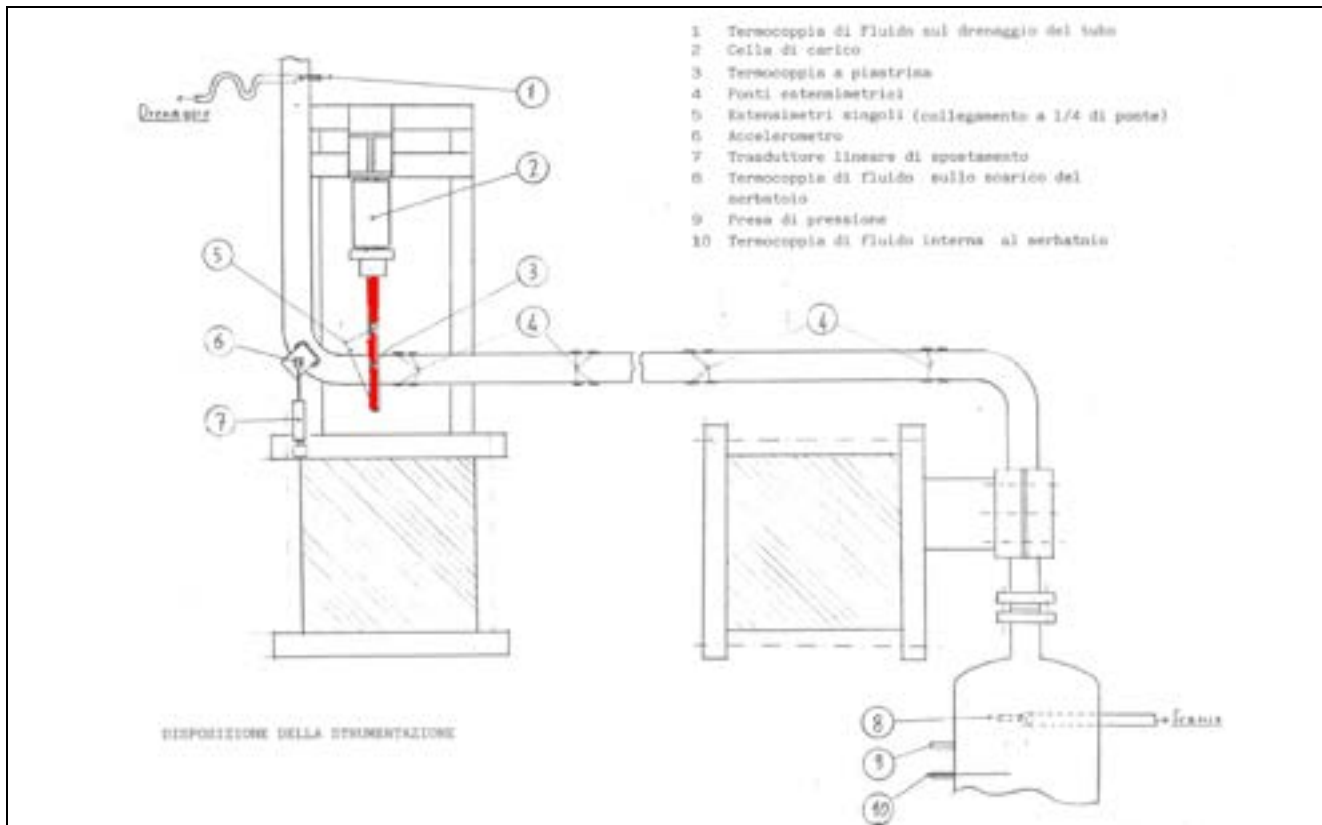


Figura 50 - PROVE DISPOSITIVO "ANTI - COLPO DI FRUSTA" DI TUBAZIONI

6.2.7 Internals del reattore e del generatore di vapore

E' possibile affermare che tutti i componenti interni (*Internals*) del vessel di un reattore (RV), ma anche quelli del generatore di vapore PWR sono importanti ai fini della sicurezza dell'impianto e, pertanto, sono sottoposti a severi programmi di qualificazione sia in fase di progettazione sia in fase di realizzazione e, infine, sul prodotto finale. Per una parte di questi componenti è normalmente richiesta una qualificazione sperimentale, in particolare per gli aspetti termoidraulici.

Gli impianti GEST e IETI della SIET sono stati progettati anche allo scopo di effettuare test su *internals* del RV e dello SG di LWR. Nel seguito si riportano esempi di test di questo tipo.

6.2.7.1 Test su separatori di vapore e dryers

All'interno del vessel dei reattori BWR e dei generatori PWR sono installati dispositivi statici per la separazione di acqua e vapore che consentono di ottenere vapore con titolo prossimo all'unità

all'ingresso della turbina. Il corretto funzionamento di questi dispositivi da un lato salvaguarda l'integrità strutturale delle pale della turbina, dall'altra migliora il rendimento del ciclo termico. Il dispositivo di separazione è composto da tre stadi:

- g) Un primo stadio in cui il liquido si separa dal vapore per effetto della forza centrifuga passando attraverso condotti con palettature statiche (cicloni);
- h) Un secondo stadio, in cui la separazione avviene semplicemente per gravità;
- i) Un terzo stadio, detto di essiccamento, in cui il vapore umido è costretto a passare attraverso labirinti progettati per trattenere le gocce di liquido (dryers).

L'impianto GEST-SEP della SIET (§ 5.2) è stato appositamente progettato per qualificare sperimentalmente separatori (tutti gli stadi di separazione) a piena scala e nelle stesse condizioni di funzionamento presenti nel reattore o generatore di vapore. La sezione di prova può essere costituita da un unico modulo di separazione oppure da cluster di più separatori funzionanti in parallelo (configurazione che si riscontra nei componenti nei reattori nucleari). La facility è dotata di circa 60 strumenti che attraverso la misurazione dei parametri termoidraulici (portate di acqua e vapore, pressioni e perdite di carico della miscela) consentono di determinare l'efficienza di separazione globale e quella dei singoli stadi. L'efficienza degli ultimi stadi è misurata con estrema accuratezza mediante un metodo codificato da ASME che utilizza traccianti chimici. Inoltre è possibile quantificare fenomeni fisici tipici di questi componenti e particolarmente complessi come lo *Steam Carry Under* (trascinamento di vapore verso il basso per opera del liquido separato dal primo stadio).

Una tipica campagna di prove su un separatore include un centinaio di test stazionari effettuati in tutto il campo di variazione dei parametri termodinamici: la facility consente di variare portate di acqua e vapore e titolo all'ingresso del separatore, la pressione ed il livello liquido nel vessel.



Figura 51 - VESSEL IMPIANTO GEST-SEP



Figura 52 - SEPARATORE IN PROVA SU IMPIANTO GEST-SEP

La qualificazione sperimentale dei separatori acqua-vapore è quasi obbligata per il fatto che la complessità dei fenomeni termo-fluido-dinamici che si verificano in questi componenti è talmente elevata che la simulazione numerica con codici di calcolo conduce a risultati molto incerti. Inoltre la sperimentazione con fluidi diversi a bassa pressione (es.: aria-acqua), e la conseguente estrapolazione numerica alle condizioni tipiche del reattore, non garantisce risultati sufficientemente accurati ed affidabili. E' anche per questa ragione che, nell'arco degli ultimi quindici anni, la SIET ha effettuato un numero molto elevato (oltre venti) di campagne sperimentali su separatori per conto di clienti esteri (Stati Uniti, Giappone, Corea del Sud).

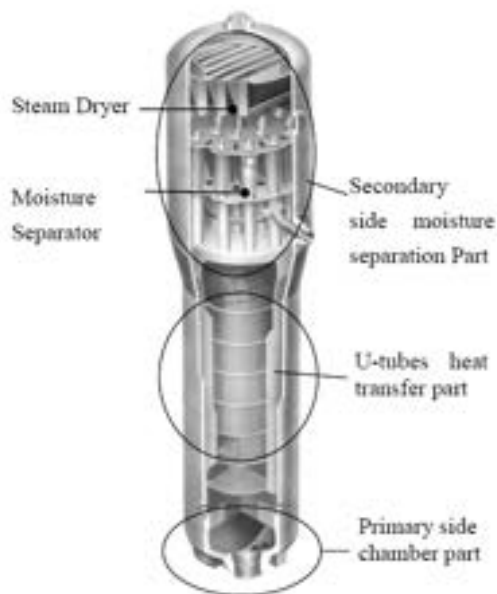


Figura 53 - GENERATORE DI VAPORE PWR

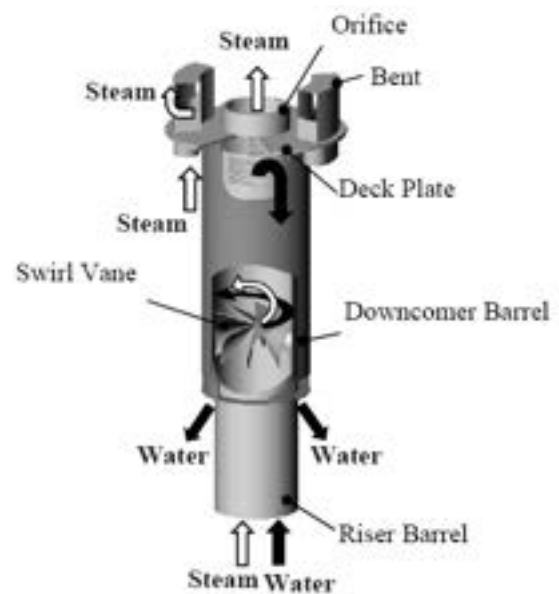


Figura 54 - SEPARATORE PER GENERATORE DI VAPORE PWR

6.2.7.2 Test su elementi di combustibile simulati

Un elemento di combustibile di nuova progettazione deve essere necessariamente qualificato. Per gli aspetti termoidraulici è sempre richiesta la qualifica sperimentale del rod cluster completo (o di un suo sottoinsieme significativo) alle condizioni operative del reattore, sia quelle di normale funzionamento (start-up, steady-state, shutdown) sia quelle prevedibili in caso di incidente. Tra i risultati richiesti sono sempre presenti i dati che consentono di conoscere la risposta del componente in condizioni di crisi termica, condizione che può provocare un eccessivo surriscaldamento delle barre con conseguente rottura delle stesse e travaso dei prodotti di fissione nel circuito primario del reattore.

Anche in considerazione delle oggettive difficoltà di condurre una campagna sperimentale su rod cluster contenenti combustibile nucleare, sono solitamente ammesse prove su fasci di barre che riproducono fedelmente la geometria ed i materiali utilizzati nel reattore, ma senza combustibile nucleare. L'energia di fissione è simulata per effetto Joule mediante passaggio di elevatissime correnti o direttamente nello spessore della barra (riscaldamento diretto) o in riscaldatori elettrici annegati in materiale ceramico all'interno della barra stessa (riscaldamento indiretto). Nell'ultimo caso è possibile riprodurre la capacità termica del combustibile nucleare pertanto questa soluzione è

consigliabile in caso di prove in transitorio. Per una corretta riproduzione dei fenomeni di scambio termico, è inoltre richiesta la simulazione dei profili assiale e radiale del flusso termico nel cluster. Per il profilo assiale occorre utilizzare riscaldatori elettrici siano a resistenza elettrica variabile lungo l'asse; per il profilo radiale è richiesto l'impiego di barre in parallelo con diversa geometria.

Nel corso di queste prove è possibile ottenere anche informazioni su componenti accessori del rod cluster, come ad esempio le griglie distanziatrici (misure di perdite di carico e di scambio termico locale). In questo caso è necessario utilizzare accessori prototipici.

Le prove di qualificazione di elementi di combustibile si possono effettuare sull'impianto IETI oppure sull'impianto SPES della SIET. Tra le prove effettuate, quelle su elemento di combustibile BWR-Alto Lazio (già citate in ambito prove di R&S al paragrafo 6.1.1) e quelle su elementi di combustibile per reattore CIRENE. Nel 2000 SIET si è occupata a lungo della progettazione di una campagna di prove di qualificazione su elementi di combustibile a 9 barre ad alto flusso termico per reattore PWR marino per conto di un centro di ricerca della marina militare del Brasile.

6.2.7.3 Test fluidodinamici su componenti interni adiabatici

All'interno del vessel del reattore sono presenti numerosi componenti adiabatici (piastre di supporto nocciolo, barrel, schermi termici, deflettori di flusso, ecc.). Nel caso di geometrie particolarmente complesse si ricorre ad attività di prova su tali componenti allo scopo di determinare le perdite di carico e la distribuzione di flusso di massa. Queste misurazioni rivestono grande importanza perché le suddette grandezze fisiche hanno una forte influenza sulla capacità di rimozione del calore dal nocciolo, soprattutto in stato di circolazione naturale tipico delle condizioni incidentali.

Un esempio di prove di questo tipo, effettuate da SIET nel passato, sono la determinazione delle perdite di carico con fluido bifase nei cosiddetti "tappi schermo" del reattore CIRENE)

Inoltre in certe zone di grande volume (es.: lower plenum del reattore) è importante verificare la distribuzione di flusso di massa per l'influenza sulla concentrazione volumetrica di assorbitori di neutroni (Boro) iniettati nel reattore. Infine è possibile, con questi test, evidenziare eventuali anomalie nella distribuzione di flusso all'aspirazione delle pompe primarie di reattori di tipo integrato (pompe collocate all'interno del vessel).

Questi test spesso vengono effettuati a freddo con condotti di materiale trasparente ed uso di traccianti colorati per la visualizzazione dei fenomeni di trasporto di massa.

6.2.7.4 Test su aste di supporto strumenti interni al reattore

Nei reattori LWR, sono inserite aste verticali passanti nella parete del vessel che hanno lo scopo di supportare la strumentazione interna del vessel (misure di temperatura, pressione, flusso neutronico, ecc.). Si tratta di aste molto snelle (lunghezza dell'ordine di 10 m, diametro: 10 mm, spessore: 1÷2 mm) vincolate in corrispondenza delle piastre orizzontali presenti nel vessel. Le aste porta-strumenti sono soggette a pressione esterna (quella del fluido primario) e all'azione di flussi di massa assiali e trasversali che inducono vibrazioni potenzialmente pericolose per l'integrità del componente.

Una tipica prova di qualifica dell'asta porta-strumenti può essere effettuata su un prototipo in scala 1:1 vincolato e sollecitato come nel reattore di riferimento.

SIET ha progettato l'esecuzione di questa prova per il reattore AP-600 su richiesta della Westinghouse.

6.2.7.5 Test di fretting corrosion

In alcuni reattori LWR, come ad esempio i CANDU, l'elemento di combustibile è inserito all'interno di condotti pressurizzati attraversati del fluido refrigerante. Il passaggio del fluido produce vibrazioni e movimento relativo tra pattini delle griglie distanziatrici dell'elemento e tubo in pressione. Il funzionamento prolungato in condizioni di attrito pattino-tubo produce erosione meccanica della parete del tubo con riduzione localizzata dello spessore del tubo e conseguente riduzione della resistenza strutturale.

I danni da *fretting corrosion* (termine utilizzato per definire il fenomeno) sono determinabili sperimentalmente conducendo prove di lunga durata su prototipi in condizioni reali di esercizio. Prove di questo tipo sono state condotte dalla SIET per la qualificazione dell'elemento di combustibile CIRENE.



Figura 55 - SIMULATORE DI ELEMENTO COMBUSTIBILE CIRENE



Figura 56 - TUBO IN PRESSIONE CANALE CIRENE CON SEGNI DI FRETTING CORROSION

6.2.8 Torri di raffreddamento

Le torri di raffreddamento impiegate per la cessione del calore del ciclo termico in alcuni impianti LWR di grande potenza sono di tipo evaporativo a tiraggio naturale o forzato. Questi componenti sono usualmente qualificati in situ attraverso una serie di misurazioni di parametri termodinamici che consentono di controllare i bilanci di massa ed energia sulla torre e, pertanto, di verificarne le prestazioni (di fondamentale importanza per un efficiente esercizio dell'impianto).

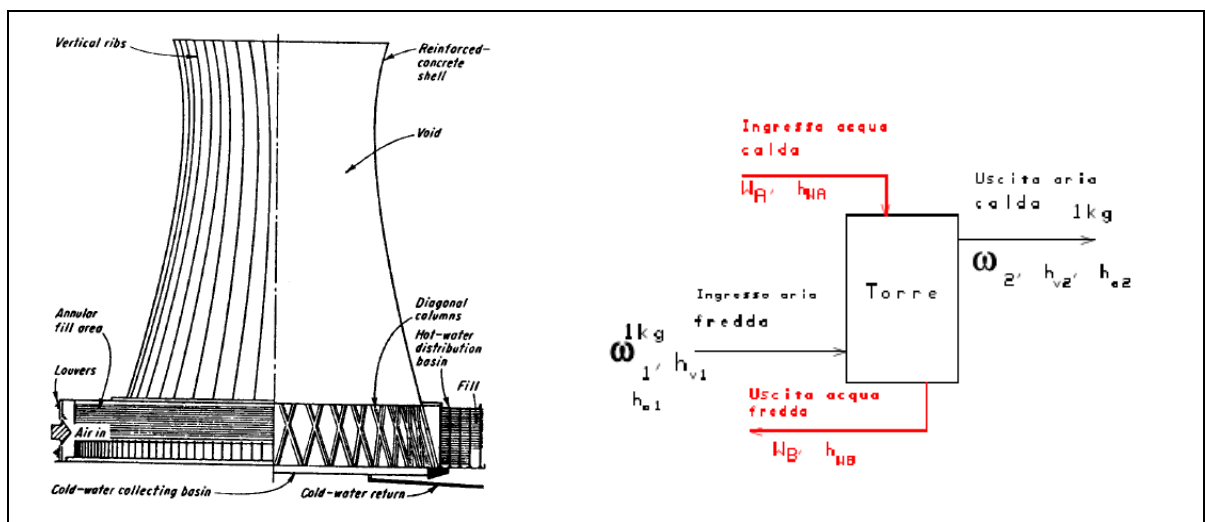


Figura 57 - TORRE DI RAFFREDDAMENTO EVAPORATIVA E RELATIVI BILANCI

La SIET possiede le competenze tecniche e la strumentazione per poter effettuare questo tipo di misurazioni su torri di raffreddamento presso il sito della centrale nucleare.

Per quanto concerne attività sperimentali nei laboratori SIET, classificabili più come test di base per R&S piuttosto che test di componente, sono già state proposte prove per lo studio fluidodinamico di internals innovativi per torri evaporative. Trattasi di strutture di riempimento in materiale plastico a sezione tipo *honey-comb* che hanno la fondamentale funzione di frazionare la massa di acqua refrigerante che scambia calore con il flusso di aria in contro-corrente nella torre, migliorando in tal modo lo scambio termico.

6.3 Test di sistema

Mentre i test di componente sono finalizzati alla verifica delle prestazioni del singolo componente di impianto, i test di sistema consentono di verificare che i vari componenti e sotto-sistemi che interagiscono nel corso del funzionamento dell'impianto stesso, funzionino come previsto in fase di progetto, in tutte le condizioni di esercizio (normali ed incidentali). Scopo primario di questi test è rendere disponibili dati sperimentali il più accurati possibile per la validazione dei codici di calcolo di sistema (Relap, CATHARE, Trace, ecc.).

I test di sistema possono interessare tutti i circuiti principali di un impianto nucleare (ad esempio: test sul simulatore SPES), oppure possono essere focalizzati su particolari circuiti di sotto-sistemi di impianto (ad esempio: i circuiti di rimozione del calore di decadimento). Si tratta quasi sempre di campagne sperimentali costose, soprattutto nel caso di test integrali. Ciò per il costo della facility (progettazione e realizzazione dei componenti), della strumentazione impiegata (500 ÷ 1000 punti di misura), della difficoltà legata all'esecuzione delle prove.

6.3.1 Simulazione integrale di reattori PWR

I simulatori integrali riproducono in scala tutti i principali circuiti dell'impianto nucleare considerato nel suo complesso. Per "principali circuiti dell'impianto nucleare" si intendono quei sistemi che garantiscono il raffreddamento del reattore in tutte le condizioni operative e sono importanti ai fini della sicurezza. Pertanto sono certamente inclusi il sistema di raffreddamento del reattore (RCS), i sistemi di sicurezza e, possibilmente, il contenimento del reattore. Più in dettaglio, con riferimento ad un PWR, essi sono:

- Il circuito primario con il reattore, le pompe di ricircolo, il pressurizzatore ed i generatori di vapore
- Il sistema acqua alimento e le linee principali del vapore fino alle rispettive valvole di isolamento
- Il contenimento
- Tutti i sistemi di sicurezza attivi e passivi
- Alcuni sistemi definiti "non safety" come il CVCS (Chemical Volume and Control System) e il sistema normale di rimozione del calore residuo.

La simulazione del nocciolo del reattore è usualmente realizzata riproducendo una parte significativa dei fasci di barre, mantenendo la geometria del prototipo, ma provvedendo ad un riscaldamento per effetto Joule. Nel caso dei simulatori integrali, per ragioni di semplificazione costruttiva, il simulatore del nocciolo è usualmente progettato a profilo assiale di flusso costante (trattandosi di prova di sistema e non di componente); le barre del simulatore sono tutte uguali, eccetto un numero limitato a potenza maggiorata (per la simulazione dei fattori di picco radiali).

La progettazione della facility integrale deve tener conto di un opportuno processo di scalatura nei confronti del prototipo di riferimento. I criteri di scalatura normalmente richiesti sono:

- Conservazione delle condizioni termodinamiche (pressione e temperatura dei fluidi)
- Conservazione delle quote in elevazione (fondamentale per la simulazione in stato di circolazione naturale)
- Conservazione del rapporto potenza/volume in ogni componente
- Conservazione del rapporto potenza/portata massica
- Conservazione dei tempi di transito dei fluidi

- Conservazione del flusso termico nei componenti diabatici
- Conservazione del numero di Froude (rapporto tra forze inerziali e gravitazionali agenti sul fluido nei condotti).

Il fattore volumetrico di scala può variare a seconda del tipo di reattore e del budget disponibile (range indicativo: $50 \div 1000$). Nel caso di piccoli simulatori (elevato valore del fattore di scala) l'effetto negativo, tipico dei simulatori scalati a piena pressione e dovuto alla distorsione del rapporto (masse metalliche)/(superficie dei componenti) tra prototipo e modello, potrebbe compromettere il successo della campagna sperimentale.

Sulla facility integrale si esegue una campagna di prove che, nella maggior parte dei casi, riproducono eventi incidentali del reattore, tipicamente:

- LOCA (Loss of Coolant Accident)
- SGTR (Steam Generator Tube Rupture)
- SLB (Steam Line Break)
- FLB (Feed Line Break)
- SB (Station Black-out)
- ATWS (Anticipated Transient Without Scram).

Gli obiettivi fondamentali di una campagna di prove su sistema integrale sono:

- Verificare il comportamento del reattore in seguito ad eventi del tipo di quelli sopra citati
- Verificare l'interazione tra tutti i componenti funzionanti contemporaneamente
- Ottenere dati dettagliati ed affidabili per la verifica dei codici di calcolo

I test su sistema integrale sono considerati fondamentali per la certificazione del reattore ai fini dell'ottenimento della licenza di vendita ed esercizio da parte dell'Agenzia di sicurezza nucleare. Essi sono quindi sempre presenti nel programma di prove previsto per un reattore di nuova progettazione.

6.3.2 Simulazione integrale di reattori PWR presso SIET

SIET detiene un consolidato know-how ed attrezzature dedicate alla sperimentazione di sistemi integrali per la simulazione di PWR. Le facility specificatamente impiegate per tali esperienze appartengono all'area SPES (Simulazione Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza), vedi paragrafo 5.1. Nell'arco di 25 anni la facility ha subito cambi di configurazione imposti dal diverso prototipo di riferimento.

Seguono alcune informazioni sintetiche sulle diverse esperienze condotte nell'area SPES.

6.3.2.1 Simulazione PWR-PUN

L'impianto sperimentale SPES venne messo in funzione nella seconda metà degli anni '80 nell'ambito del piano nazionale di ricerca sui reattori ad acqua leggera. Il reattore di riferimento era il PWR-PUN (Progetto Unificato Nucleare) molto simile al reattore a 3 loop di II generazione della Westinghouse. Questo reattore (circuito primario, circuito secondario, circuiti di sicurezza) è simulato a piena scala in elevazione e con un fattore di scala pari a 427, corrispondente a 6,5 MW di potenza.

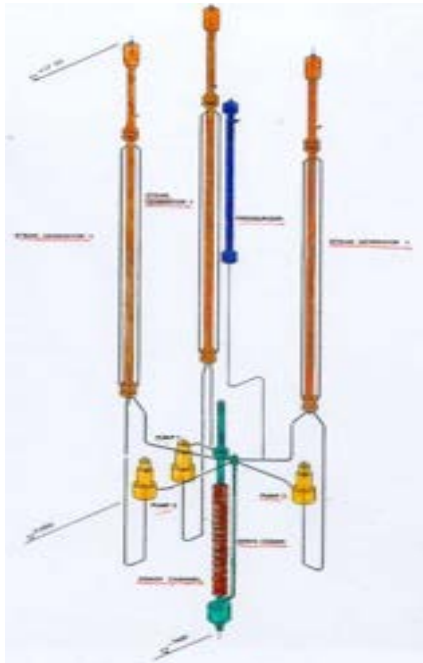


Figura 58 - LAY-OUT SIMULATORE PWR-PUN (SPES)



Figura 59 - SPES: UPPER HEAD DEL CANALE DI POTENZA

In questa configurazione la facility SPES ha operato nel periodo 1989–1991, effettuando nove esperimenti per la validazione di codici di calcolo termoidraulici in ambito ICAP (International Code Assessment Program). Tra questi esperimenti si segnala, in particolare, il transitorio “Loss of main feed-water with EFW delayed”, oggetto di un International Standard Problem (ISP-22). Altri due transitori, “SBLOCA 6” with decay power” e “SBLOCA 6” at full power” vanno segnalati in quanto oggetto di un confronto di dati sperimentali (counterpart test program) tra facility internazionali analoghe a SPES: il LOBI dell’Euratom (Ispra), il Betsy (CEA-Grenoble) e il LSTF (Giappone). Le prime due sono state dismesse mentre la terza, da informazioni reperibili in bibliografia, sembrerebbe ancora disponibile.

La matrice comprendente tutte le prove eseguite su SPES è riportata qui sotto.

PROVA	ANNO
Circolazione naturale monofase, 1÷5 %	1989
Circolazione naturale bifase, 1% potenza	1989
Circolazione naturale bifase, 3 % potenza	1989
Circolazione naturale bifase, 5 % potenza	1989
Loss of main feedwater EFW delayed	1988
Station blackout PORV bleed	1989
Loss of feedwater with bleed and feed	1991
Small break 6”, decay power	1991
Small break 6”, full power	1991

Tabella 1 - PROVE EFFETTUATE SU IMPIANTO SPES

6.3.2.2 Simulazione AP-600

Completata la matrice sperimentale dello SPES nella versione simulante il PWR-PUN, ENEA propose a SIET di progettare le modifiche necessarie per trasformare l'impianto esistente in una nuova facility, SPES-2, simulante l'AP600, reattore di tipo avanzato progettato da Westinghouse per incrementare la sicurezza dei precedenti impianti. Questo reattore utilizza sistemi di sicurezza di tipo passivo che si basano esclusivamente sulla forza di gravità e sulla circolazione naturale. Il circuito primario dell'esistente impianto SPES venne sostanzialmente modificato per simulare i due loop dell'AP600 ciascuno formato da una hot leg, due cold legs, due pompe di ricircolo (una sola simulata) ed un generatore di vapore. Alla facility furono inoltre aggiunti i sistemi di sicurezza passivi previsti dal nuovo reattore: due Core Make up Tanks (CMT), una In-containment Refueling Water Storage Tank (IRWST) ed un sistema passivo di rimozione del calore (PRHR) posto all'interno della IRWST; due valvole di sicurezza poste sulla hot leg e sul pressurizzatore costituiscono il sistema di depressurizzazione automatico (ADS).

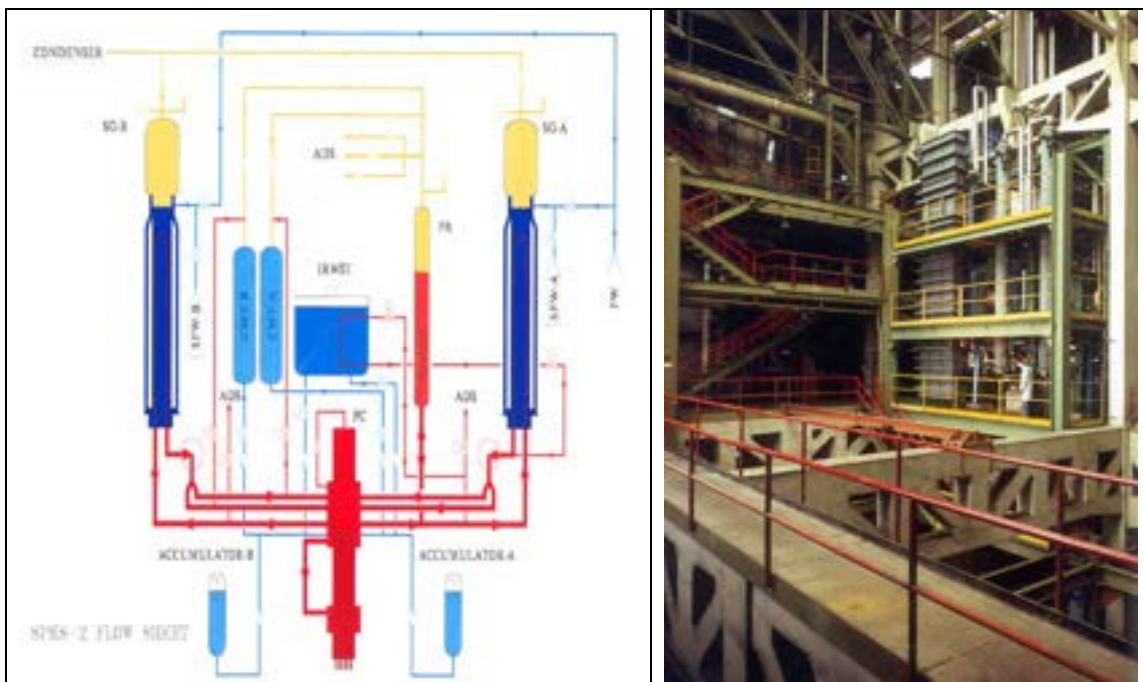


Figura 60 - IMPIANTO SPES-2: SCHEMA DI FLUSSO SEMPLIFICATO E VISTA DELL'IMPIANTO

La tabella sotto riportata evidenzia il confronto tra i dati principali degli impianti SPES e SPES-2.

	SPES	SPES-2
FLUIDO	acqua	acqua
NUMERO CIRCUITI	3	2
PRESSIONE PROGETTO CIRC. PRIM. (MPa)	20	20
TEMPERATURA PROGETTO CIRC. PRIM. (°C)	365	310
POTENZA NOMINALE (MW)	6.5	4.9
POTENZA MASSIMA (MW)	9	9
FATTORE DI SCALA, ELEVAZIONI	1:1	1:1
FATTORE DI SCALA, VOLUMI	1:427	1:395

Tabella 2 - CONFRONTO DATI IMPIANTI SPES E SPES-2

La matrice sperimentale dell'impianto SPES-2 fu completata nel novembre 1994; quindici test furono eseguiti al fine di verificare la risposta dei sistemi di sicurezza passivi nei seguenti transitori incidentali:

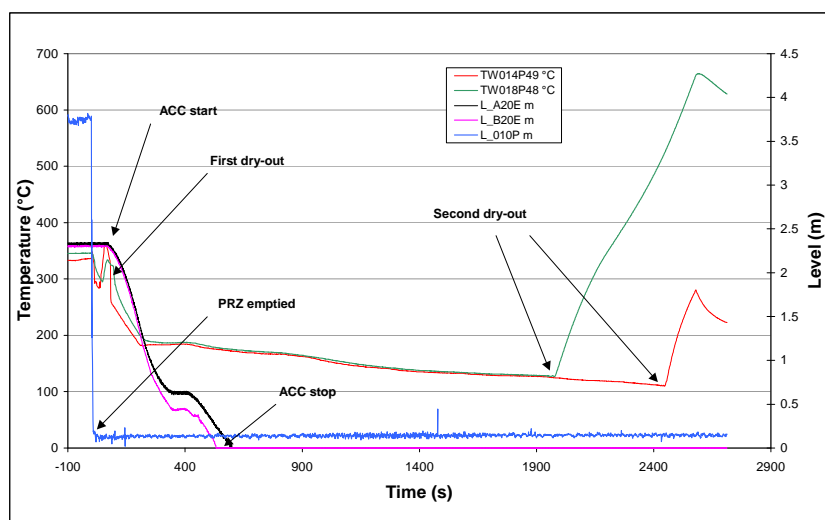
- N. 11 test di SBLOCA's (perdita di refrigerante primario in seguito a piccole rotture) su cold leg, DVI, CL/CMT balance lines;
- N. 3 test di SGTR (rottura su un singolo tubo ad U del generatore di vapore);
- N. 1 test di MSLB (rottura sulla linea vapore).

Nel 1999 lo SPES-2 fu impiegato per la realizzazione di un unico test (Intermediate Break LOCA da 10") nell'ambito di un contratto di ricerca sottoscritto da ENEA. La configurazione dell'impianto, denominato SPES-99, rimase invariata rispetto a SPES-2 ad eccezione dei sistemi di sicurezza passivi che vennero esclusi in questa prova.



Figura 61 - SPES-2: HOT LEG / COLD LEG, CONNESSIONI AL CANALE DI POTENZA

SPES - 10" IBLOCA EXPERIMENT RESULTS (Continue)



PRZ, ACC-A, ACC-B level and heater rod temperature

Figura 62 - SPES2: RISULTATI DELLA PROVA DI LOCA DA 10" EQUIVALENTI

6.3.2.3 Simulazione SMR (Small Modular Reactor)

Negli ultimi anni sono stati presentati diversi progetti di reattori SMR di tipo integrato (tutti i componenti del primario contenuti nel vessel). Questi reattori, che si possono considerare spiccatamente evolutivi rispetto ai tradizionali LWR, riscontrano interesse soprattutto per le loro caratteristiche di compattezza, modularità e possibilità di costruzione della maggior parte dei componenti presso le industrie manifatturiere. SIET, nell'ambito del AdP ENEA-MSE, ha progettato e sta realizzando una facility, denominata SPES-3, dedicata allo studio sperimentale di questo tipo di reattori.

L'improvement dell'attività sperimentale, rispetto alle attività SPES e SPES-2, consiste nella simulazione anche del contenimento del reattore oltre che dei circuiti primario, secondario e di emergenza. Ciò consentirà di valutare l'influenza dell'accoppiamento primario-contenimento di un SMR durante le varie fasi di transitori incidentali. Questo tipo di esperienze non sono mai state effettuate nei campi di volumi e potenze tipici di SPES-3.

I dati salienti della facility SPES-3 sono riportati nella seguente tabella

FLUIDO	acqua
NUMERO CIRCUITI	Sistema Integrato
PRESSIONE PROGETTO PRIMARIO (MPa)	17,25
TEMPERATURA PROGETTO PRIMARIO (°C)	353
PRESSIONE PROGETTO CONTENIMENTO (MPa)	1,5
TEMPERATURA PROGETTO CONTENIMENTO (°C)	198 °C
POTENZA NOMINALE (MW)	6.5
POTENZA MASSIMA (MW)	7
FATTORE DI SCALA, ELEVAZIONI	1:1 (*)
FATTORE DI SCALA, VOLUMI	1:100 (*)

(*) Reattore di riferimento: IRIS

Tabella 3 - DATI IMPIANTO SPES-3

Il programma sperimentale prevede l'effettuazione di N. 13 transitori integrali, oltre ad alcune prove di componente riservate al generatore di vapore. La tabella sotto riporta l'elenco dettagliato dei transitori.

Test N°.	Test Type	Test Initiating Event	Purpose	Comments
1.0	Low Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine DVI line (2") break	BASE CASE Establish $P_{CV}(t)$, $\Delta P_{CV-RV}(t)$, $P_{CPSS}(t)$, LGMS injection initiation. Verify design basis case system response and mixture level	Design Basis Event All safety systems OK except for a single failure on one ADS train
1.1	Low Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine DVI line (2") break	PRA Success Criteria Verification Confirm PCCS ability to provide diverse containment cooling with total EHRS failure	Beyond design basis Total EHRS failure with maximum ADS flow This must be a long-term test, because LGMS injection will not start for several thousands seconds.
1.1a	Low Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine DVI line (2") break	Contingency	Beyond design basis To be run only if test 1.1 does not show satisfactory results.
1.1.1	Long term recirculation	Long term recirculation	Demonstrate long term recirculation	Sensitivity case This is a will be a long term extension of 1.1 with full ADS capacity available.
1.1.2	Long term recirculation	Long term recirculation	Demonstrate long term recirculation	This is a will be a long term extension of case 1.1.1, run with reduced ADS capacity to verify that we can maintain acceptable long term core cooling with only 2 ADS trains.
1.2	Low Elevation SBLOCA	~1" DVI line split break	Split Break	Same system configuration as test 1.0 (Base Case): All safety systems OK except for a single failure on one ADS train
2.0	High Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine RNS/CVS line (4") break	BASE CASE Establish $P_{CV}(t)$, $\Delta P_{CV-RV}(t)$, $P_{CPSS}(t)$, LGMS injection initiation Verify design basis case system response and mixture level	Design Basis Event All safety systems OK except for a single failure on one ADS train
2.1	High Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine RHRS/CVS line (4") break	PRA Success Criteria Verification Confirm PCCS ability to provide diverse containment cooling with total EHRS failure	Beyond design basis event Total EHRS failure with maximum ADS flow
2.1a	High Elevation SBLOCA	Double-ended guillotine RNS/CVS line (4") break	Contingency	Beyond design basis event To be run only if test 2.1 does not show satisfactory results.
3.0	ADS break	Double-ended guillotine ADS line (6") break	BASE CASE Establish $P_{CV}(t)$, $\Delta P_{CV-RV}(t)$, $P_{CPSS}(t)$, LGMS injection initiation	Design Basis Event Maximum PZR steam space break Bounds inadvertent 6" valve opening
4.0	Feedwater Line Break	Double-ended guillotine feedwater line break inside containment	BASE CASE Show non-LOCA plant response with partial EHRS actuation (by design for all non-LOCA events).	Design Basis Event
5.0	Steam Line Break	Double-ended guillotine steam line break inside containment	BASE CASE Show non-LOCA plant response with partial EHRS actuation.	Design Basis Event
6.0	Safe shutdown sequence	Loss of all power	BASE CASE Demonstrate safe shutdown sequence	Observe primary coolant shrinkage, switch to primary coolant natural circulation, EHRS HX cool-down capability We need to evaluate this case and include detailed provisions for operator actions (e.g. when, how and under what conditions to turn on the remaining 2 EHRS trains

Tabella 4 - Matrice Transitori SPES-3

6.3.3 Simulazione di sistemi di sicurezza di reattori

In un programma sperimentale dedicato allo sviluppo o alla qualificazione del progetto di un nuovo impianto nucleare sono presenti, oltre alle prove di componente e le prove su sistema integrale, altri test dedicati alla verifica di funzionalità di almeno una parte dei sistemi dell'impianto che hanno influenza sulla sicurezza. Ci si riferisce, ad esempio, a tutti quei sistemi (attivi o passivi) che provvedono alla rimozione del calore di decadimento del reattore oppure a quelli che hanno la funzione di depressurizzare il circuito primario in seguito ad eventi incidentali.

Per quanto concerne le specifiche della sezione di prova utilizzata per questo tipo di prove valgono tutte le considerazioni già fatte nel precedente paragrafo sulla simulazione integrale. Essa dovrà essere progettata fissando i criteri di scalatura del modello rispetto al prototipo. Nei casi, molto frequenti, di funzionamento in circolazione naturale, per una fedele riproduzione del fenomeno fisico, il modello dovrà rispettare le quote in elevazione dei vari componenti del sistema.

Le prove effettuate sono rappresentative delle condizioni di impiego del circuito nell'impianto nucleare e, quasi sempre, le condizioni dei fluidi di prova sono le stesse di quelle previste per il reattore.

Gli obiettivi fondamentali di una campagna di prove sui sistemi di sicurezza del reattore sono:

- Verificare la capacità del sistema di garantire un'adeguata funzionalità in tutti i transitori previsti
- Verificare l'interazione tra tutti i componenti del sistema funzionanti contemporaneamente
- Ottenere dati dettagliati ed affidabili per la verifica dei codici di calcolo.

Nel seguito si riportano alcuni esempi di test su sistemi di sicurezza effettuati o progettati presso i laboratori della SIET.

6.3.3.1 Sistema di rimozione del calore in emergenza (EHRS) per SMR

Il reattore SMR di cui al paragrafo 6.3.2.3 è dotato di un sistema che ha la funzione di trasferire il calore di decadimento dal reattore al "pozzo di calore" RWST (Refueling Water Storage Tank). Tale sistema coinvolge i generatori di vapore interni al vessel ed uno scambiatore di calore immerso nella piscina RWST, come illustrato nello schema sotto riportato.

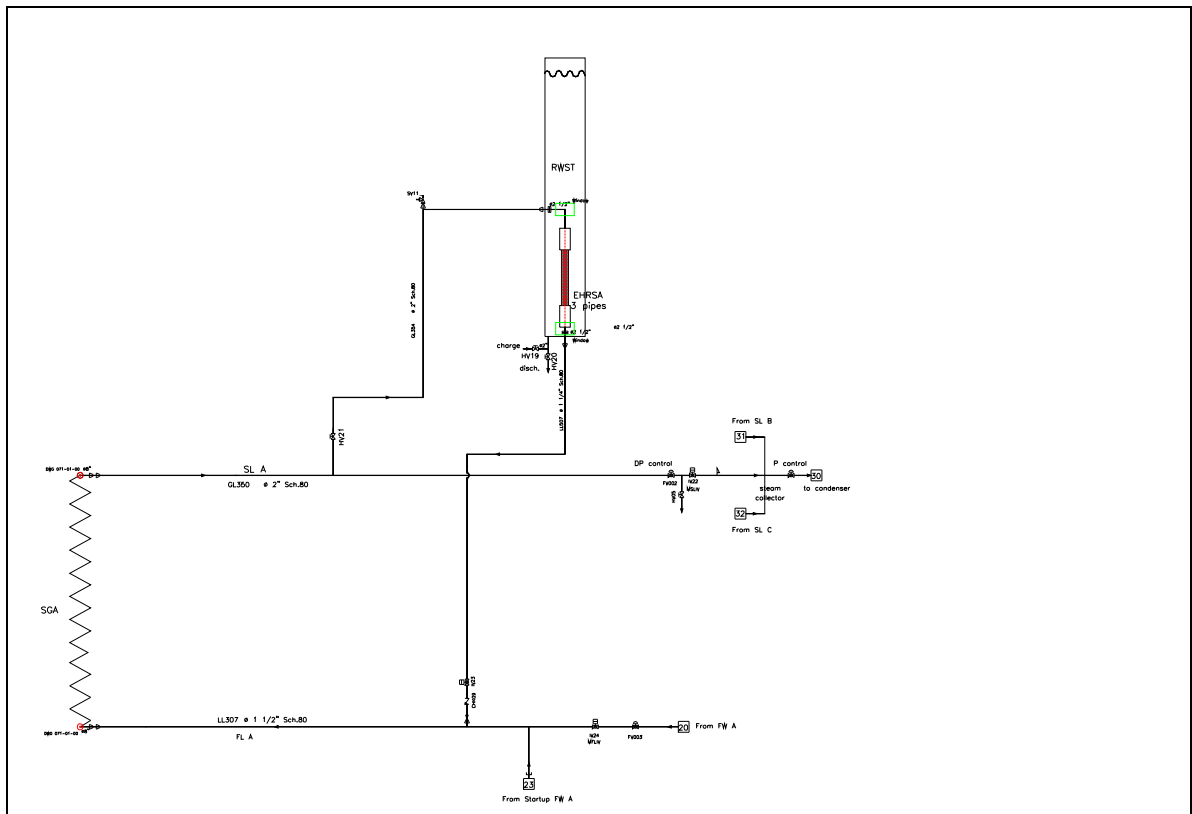


Figura 63 - SCHEMA DEL CIRCUITO PER LA SIMULAZIONE DEL EHR DI UN REATTORE SMR

Una prima campagna sperimentale è già stata effettuata recentemente sull'impianto IETI per conto del Politecnico di Milano, utilizzando un generatore di vapore a tubo singolo riscaldato elettricamente. Prove maggiormente significative potranno essere effettuate sull'impianto SPES-3 che riproduce il sistema in oggetto in scala 1:100 con riferimento ad un SMR da 1000 MW-t.

Una possibile matrice sperimentale per questa campagna consiste in una serie di test "quasi-stazionari" effettuati a differenti condizioni del fluido primario come sintetizzato nel seguito.

- Primario del generatore di vapore (GV) in condizioni di circolazione monofase
 - Temperatura fluido primario: $330 \div 115$ °C
 - Scambiatore EHRSA avviato con tubi del GV parzialmente riempiti con acqua/vapore saturi
 - Scambiatore EHRSA avviato con tubi del GV riempiti con solo vapore saturo

- Primario del GV in presenza di vapore, simulando tipiche condizioni POST-LOCA (basso livello nel RV)
 - Temperatura fluido primario: $330 \div 115$ °C
 - Scambiatore EHRSA avviato con tubi del GV parzialmente riempiti con acqua/vapore saturi
 - Scambiatore EHRSA avviato con tubi del GV riempiti con solo vapore saturo
 - Iniezione di Azoto nel vapore presente nel primario.

6.3.3.2 Isolation Condenser System (ICS) reattore SBWR

Il sistema ICS (Isolation Condenser System) del reattore SBWR (vedi figura 64) consente di depressurizzare il circuito del reattore (in condizioni di normale operatività o di incidente), trasferendo calore dal nocciolo ad uno scambiatore immerso in piscina, denominato Isolation Condenser (IC). La temperatura dell'acqua della piscina si porta alla temperatura di saturazione (~100 °C) e successivamente evapora trasferendo il calore all'ambiente esterno.

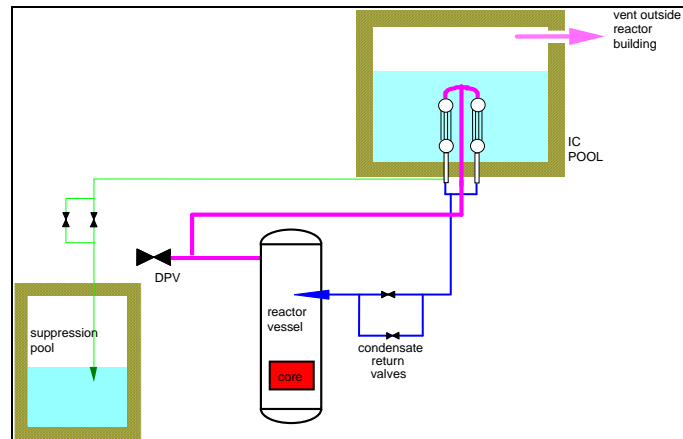


Figura 64 - SCHEMA SISTEMA DI RIMOZIONE DEL CALORE REATTORE SBWR

L'impianto sperimentale della SIET GEST-PANTHERS-IC (§ 5.2) è rappresentativo del sistema ICS del SBWR, come illustrato in figura 65.

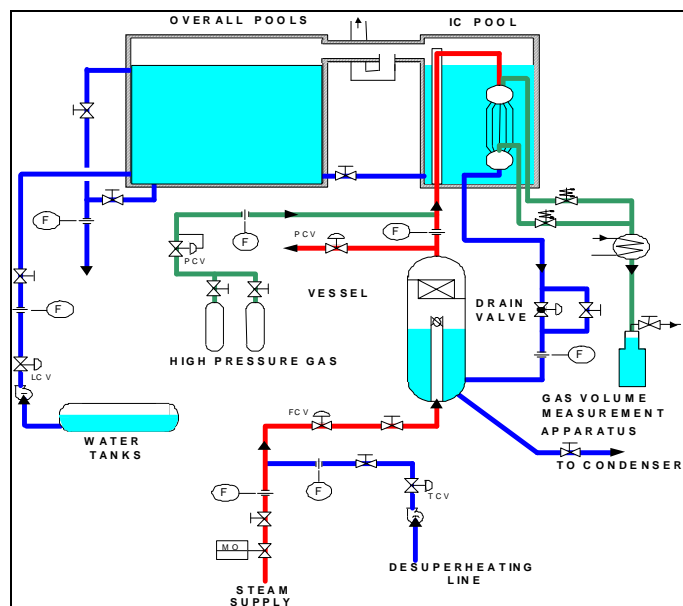


Figura 65 - SCHEMA FACILITY GEST-PANTHERS-IC

I risultati delle prove del programma di qualificazione del componente IC, già descritte al paragrafo 6.2.4, possono essere utilizzate anche per una prima verifica di funzionalità dell'intero sistema ICS. Infatti alcuni parti della facility in oggetto (linea vapore, drain line del IC, piscina) sono state progettate con riferimento alla geometria del sistema di riferimento, cosiccome le quote in elevazione dei principali componenti.

6.3.3.3 Isolation Condenser System "PERSEO"

Prove su un sistema di rimozione del calore evolutivo rispetto al ICS-SBWR del GE (§ 6.3.3.2), proposto da SIET, sono state condotte sull'impianto GEST-PANTHERS nel 2002-2003. Il sistema, denominato PERSEO prevede l'innescò della circolazione naturale mediante circuito con valvola a bassa pressione lato piscina, con evidenti vantaggi in termini di semplicità ed affidabilità rispetto al progetto originale che prevede innescò con valvola inserita nel circuito del reattore. Le prove effettuate e le simulazioni numeriche eseguite con i codici Relap e CATHARE hanno dimostrato la funzionalità del sistema (Riferimento 2).

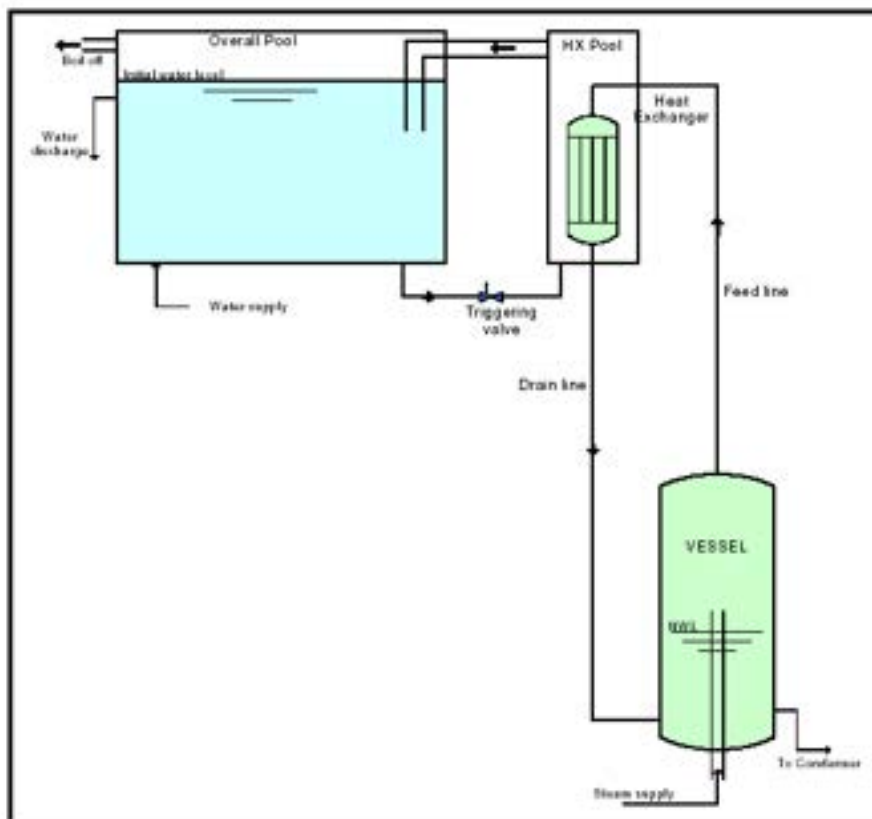


Figura 66 - FACILITY PER PROVE ICS - PERSEO

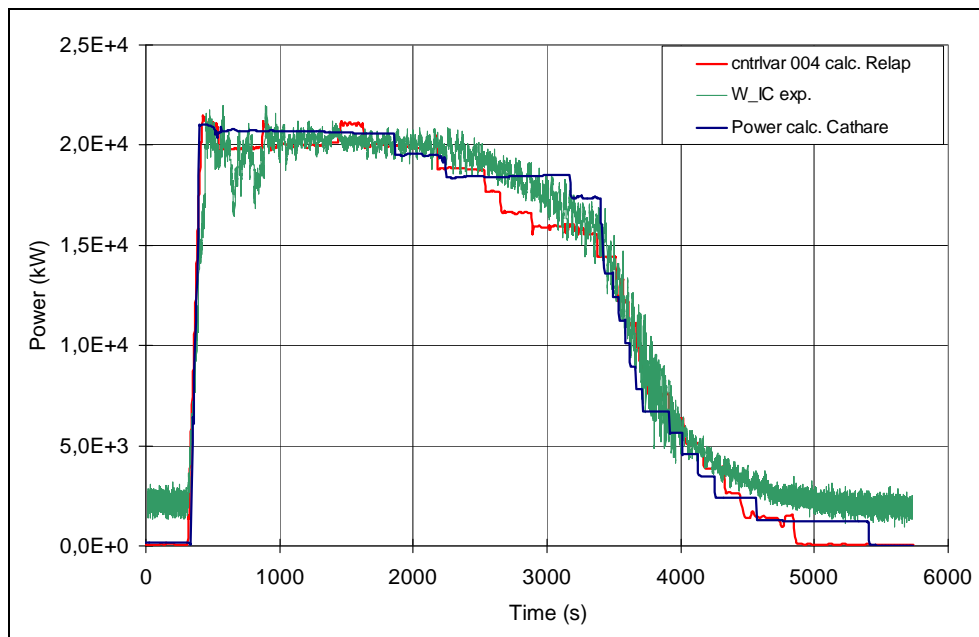


Figura 67 - PROVE PERSEO: POTENZA TRASFERITA – CONFRONTO ESPERIENZE/CALCOLI

6.3.3.4 Passive Containment Condenser System (PCCS) reattore SBWR

Il sistema PCCS (Passive Containment Condenser System) del reattore SBWR (figura 68) consente di limitare la pressione nel contenimento (in condizioni di LOCA), trasferendo calore dal nocciolo del reattore ad uno scambiatore immerso in piscina, denominato Passive Containment Condenser (PCC) alimentato direttamente dall'atmosfera del contenimento. La temperatura dell'acqua della piscina si porta alla temperatura di saturazione (~100 °C) e successivamente evapora trasferendo il calore all'ambiente esterno.

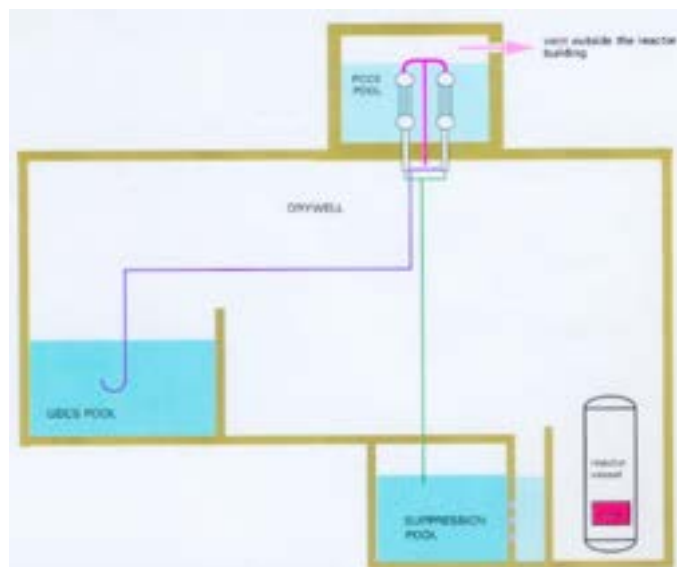


Figura 68 - SCHEMA SISTEMA DI RIMOZIONE DEL CALORE DAL CONTENIMENTO SBWR

L'impianto sperimentale della SIET GEST-PANTHERS-PCC (§ 5.2) è rappresentativo del sistema PCCS del SBWR, come illustrato nella figura 69.

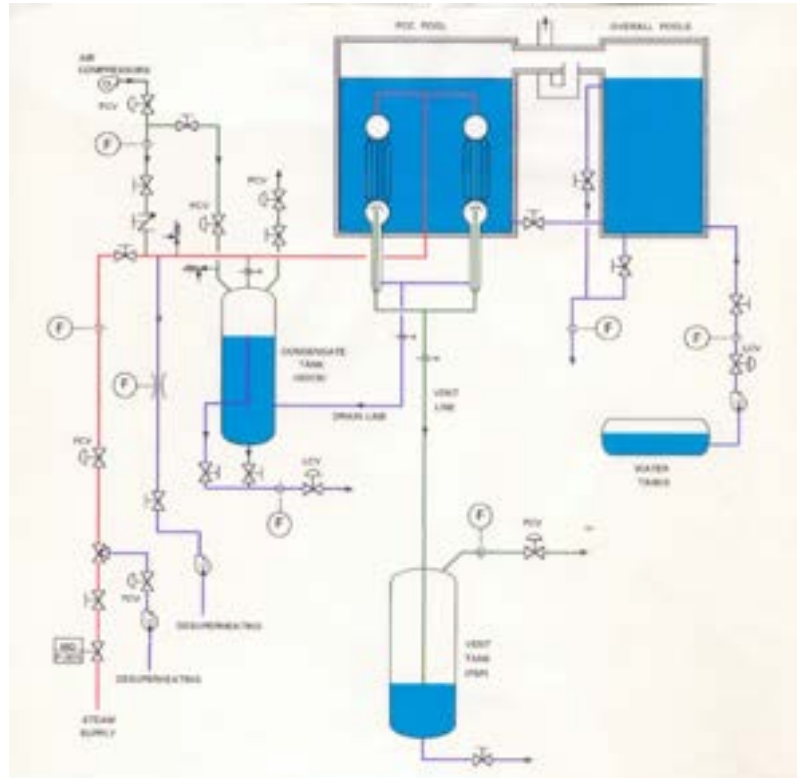


Figura 69 - SCHEMA FACILITY GEST/PANTHERS-PCC

I risultati delle prove del programma di qualificazione del componente PCC, analoghe a quelle del componente IC già descritte al paragrafo 6.2.4, possono essere utilizzate anche per una prima verifica di funzionalità dell'intero sistema PCCS. Infatti alcune parti della facility in oggetto (Vent Tank, Condensate Tank, piping, piscina) sono state progettate con riferimento alla geometria del sistema del reattore, cosiccome le quote in elevazione dei principali componenti.

6.3.3.5 Sistema di Iniezione Passiva SIET (SIP-1)

Nel 2002, sull'impianto GEST, sono state eseguite prove di un sistema di iniezione passivo, ideato da SIET, denominato SIP-1 (Sistema Iniezione Passivo). Le prove sono state eseguite alle tipiche condizioni di un generatore di vapore PWR, del tutto analoghe a quelle di un reattore BWR.

Il sistema SIP-1 si basa sull'intervento di uno scambiatore ausiliario che, in seguito all'abbassamento di livello nel componente a cui il sistema è applicato, provoca lo sbilanciamento di una coppia di sifoni riscaldandone un solo ramo. Questo sbilanciamento determina l'iniezione nel componente da proteggere dell'acqua stoccata in un serbatoio sopraelevato.

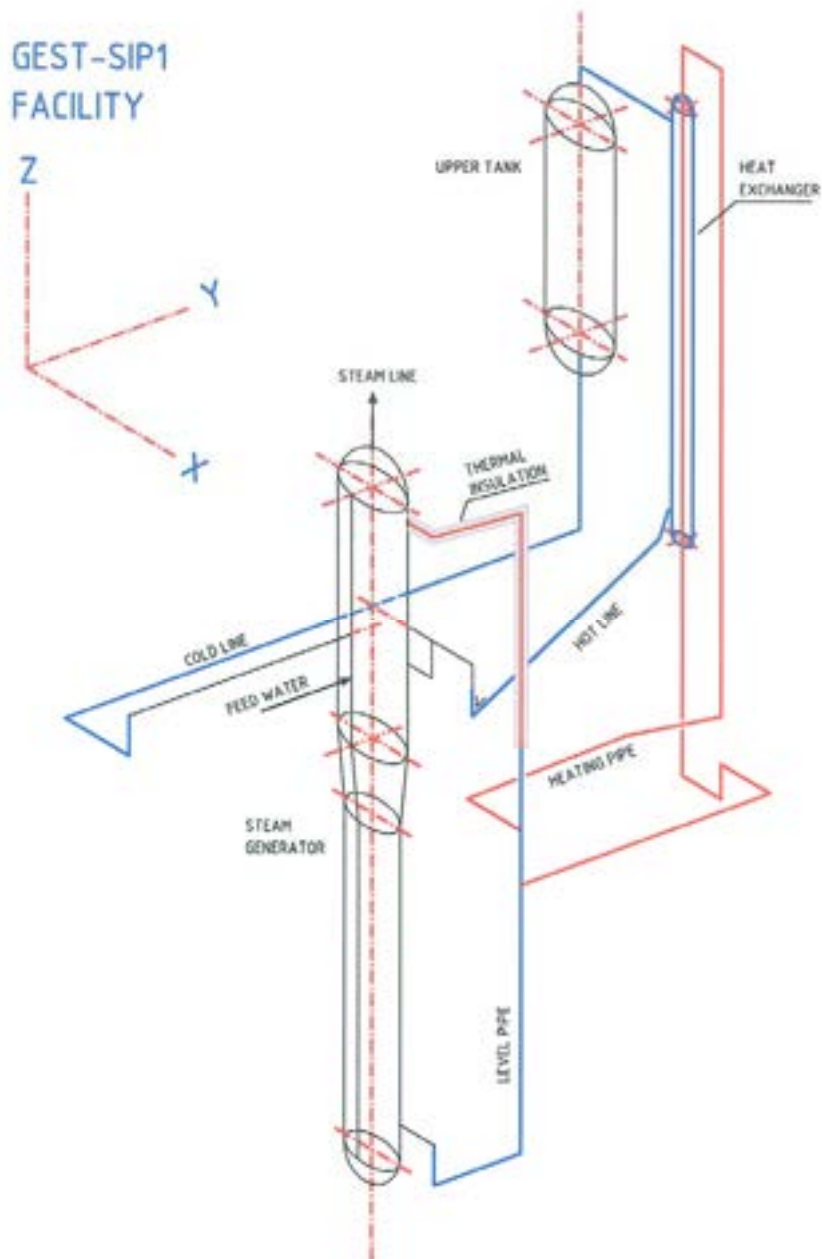


Figura 70 - LAYOUT CIRCUITO DI PROVA SIP-1

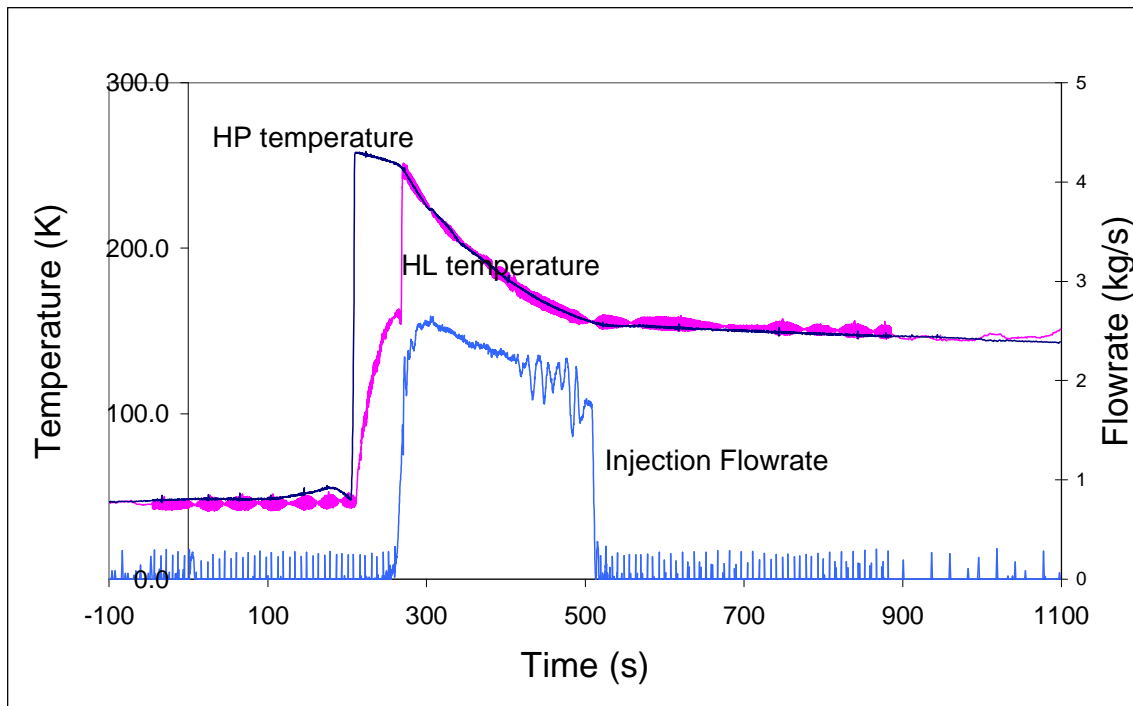


Figura 71 - RISULTATI TIPICI PROVE SISTEMA SIP-1

6.3.3.6 Bubble Condenser reattore VVER 440-213

La rassegna dei sistemi per la sicurezza dei reattori LWR si chiude con un cenno ad un sistema di concezione russa, denominato "Bubble Condenser", studiato per la mitigazione di incidenti LOCA sul reattore pressurizzato VVER 440-213. SIET, partecipando ad una gara europea per la qualificazione sperimentale del sistema in oggetto, ha avuto l'opportunità di studiare il relativo programma di prove.

Nelle figure sotto riportate è illustrato lo schema funzionale del sistema ed il principio di funzionamento del componente principale, "Bubble Condenser". In caso di incidente LOCA, il vapore proveniente dalla rottura è obbligato a confluire in un edificio a torre (inglobata nel contenimento) dove sono disposti innumerevoli condensatori a miscela che provvedono alla soppressione del vapore. La geometria dei condensatori è tale da procurare un frazionamento estremo della portata di vapore che, passando in piastre forate, confluisce nel liquido sotto forma di bolle (da qui il nome del componente).

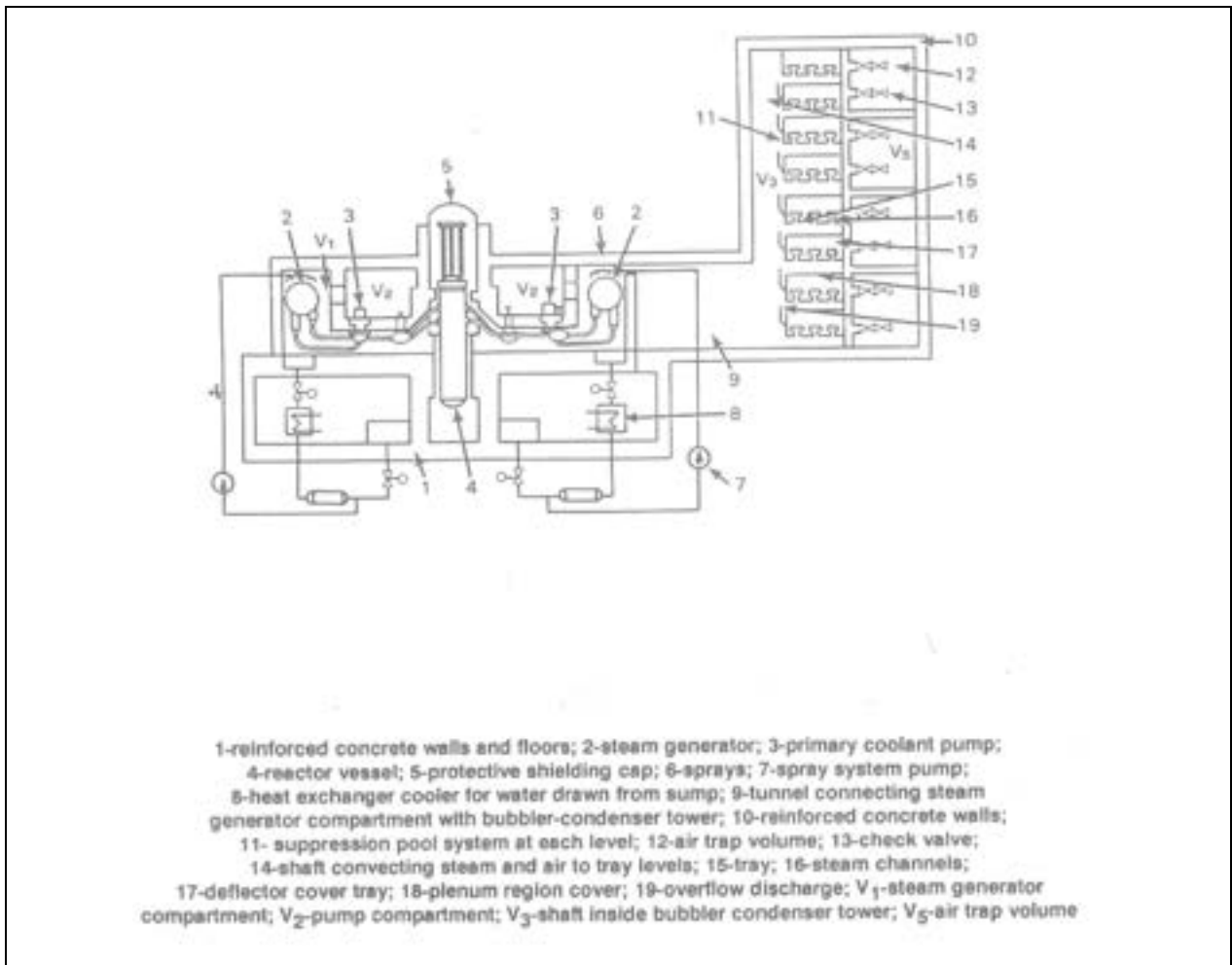


Figura 72 - BUBBLE CONDENSER: SCHEMA IMPIANTO

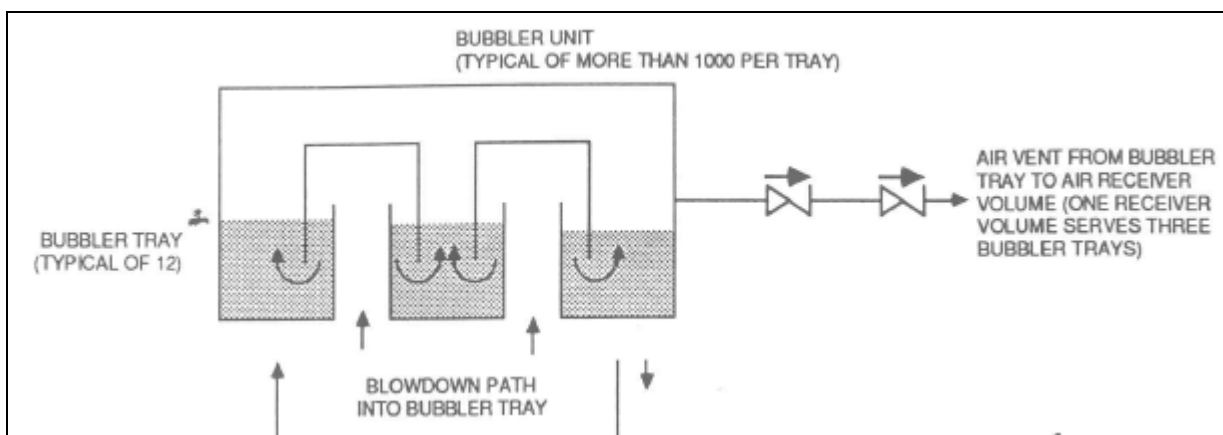


Figura 73 - BUBBLE CONDENSER: SCHEMA DI PRINCIPIO

Il programma di prova del sistema era particolarmente complesso e prevedeva test termoidraulici e strutturali, specificatamente progettati per verificare le seguenti fenomenologie:

- Andamento di pressione e temperatura nei comparti del Bubble Condenser durante il transitorio LOCA.
- Studio della disuniformità di flusso all'interno del sistema con misure di concentrazione di aria.
- Verifica dei carichi meccanici indotti dal fluido sui componenti del sistema.
- Studio di fenomeni tipici per questo tipo di condensatore: rigonfiamento del livello di acqua, formazione di onde di pressione, espulsione di acqua, ecc.