



Ricerca di Sistema elettrico

Verifica e valutazione del modello RELAP5 di un sistema DHR basato su tubi a baionetta tramite analisi di post-test, e supporto allo sviluppo di un design concettuale per SMR di tipo PWR

M M. Polidori, M. Santinello, M. E. Ricotti



Verifica e valutazione del modello RELAP5 di un sistema DHR basato su tubi a baionetta tramite analisi di post-test, e supporto allo sviluppo di un design concettuale per SMR di tipo PWR

M M. Polidori (ENEA)

M. Santinello, M. E. Ricotti (CIRTEN – Politecnico di Milano)

Settembre 2018

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2017

Area: Generazione di energia elettrica con basse emissioni di carbonio

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione - Linea Progettuale 1

Obiettivo: Sperimentazione e calcoli in appoggio agli studi sulla sicurezza

Responsabile del Progetto: Federico Rocchi, ENEA

Il presente documento descrive le attività di ricerca svolte all'interno dell'Accordo di collaborazione "*Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione*"

Responsabile scientifico ENEA: Federico Rocchi

Responsabile scientifico CIRTEN: Marco Ricotti

Titolo

Verifica e valutazione del modello RELAP5 di un sistema DHR basato su tubi a baionetta tramite analisi di post-test, e supporto allo sviluppo di un design concettuale per SMR di tipo PWR

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione
Argomenti trattati: Termoidraulica dei reattori nucleari, Reattori e sistemi innovativi, Trasmissione del calore, Sicurezza nucleare

Sommario

A partire dalle attività del PAR 2012-2014, presso i laboratori SIET di Piacenza, si sono svolte molteplici campagne sperimentali sulla sezione di prova HERO-2 a due tubi a baionetta paralleli allo scopo di valutare se un sistema di rimozione del calore composto da baionette possa essere impiegato nei nuovi reattori SMR e Gen-IV. Le campagne hanno permesso la creazione di un vasto database di dati per la validazione di codici termoidraulici di sistema. Nel tentativo di ridurre alcune incertezze rilevate delle precedenti campagne, nella terza annualità del PAR2015-2017 SIET ha provveduto a rieseguire alcuni test sia in circuito aperto che chiuso, implementando nuova strumentazione e migliorando le procedure.

In questa annualità, l'oggetto dell'attività numerica ha riguardato l'analisi post-test dei dati sperimentali ottenuti sia in circuito aperto che in circuito chiuso con l'ausilio del codice termoidraulico di sistema RELAP5. L'obiettivo è la validazione del codice e delle opzioni di modellazione adottate per la simulazione del loop in circolazione naturale (scambio termico in piscina, portata, etc.), al variare del grado di riempimento del circuito e del livello di potenza fornita ai tubi.

Sono integrate le analisi condotte da POLIMI che proseguono l'attività condotta nelle prime due annualità, con l'analisi di uno scenario incidentale di SGTR combinato con uno SBO di un sistema EHRS passivo applicato a un reattore iPWR-SMR da 160 MWe ipotizzato per il design di SMR sommerso Flexblue®.

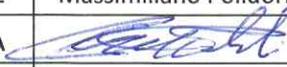
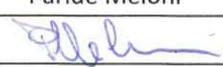
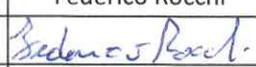
Note

Il documento è stato realizzato in collaborazione tra ENEA e CIRTEN
 In appendice documento CIRTEN in lingua Inglese. Rif.: CERSE-POLIMI RL 1001/2018



Autori: M. Polidori*
 M. Santinello**, M. E. Ricotti**
 (*) ENEA, (**) POLIMI

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23/11/2018	NOME	Massimiliano Polidori	Paride Meloni	Federico Rocchi
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFIS – LP1 – 112	0	L	2	54

INDICE

LISTA DELLE FIGURE.....	3
LISTA DELLE TABELLE	3
1. INTRODUZIONE	4
2. IMPIANTO HERO-2 PER STUDI DI CIRCOLAZIONE NATURALE.....	5
2.1. Descrizione della sezione di prova	5
2.2. Implementazione nell’impianto IETI	7
2.3. Strumentazione della facility	10
3. LA CAMPAGNA SPERIMENTALE	11
3.1. Configurazioni di prova.....	11
3.2. Caratterizzazione delle dispersioni termiche del circuito	11
4. SIMULAZIONI POST-TEST CON IL CODICE RELAP5	13
4.1. Il codice RELAP5.....	13
4.2. Il modello RELAP5 di HERO-2 per studi di circolazione naturale.....	14
4.3. Risultati dell’analisi post-test	17
5. CONCLUSIONI.....	23
ACRONIMI.....	24
BIBLIOGRAFIA	24
RINGRAZIAMENTI	25
APPENDICE A – RAPPORTO POLIMI.....	26
APPENDICE B – INFORMAZIONI DI IMPIANTO	49

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 112	0	L	3	54

LISTA DELLE FIGURE

Figura 1 – Sezione di un tubo a baionetta e dimensione dei tubi.....	5
Figura 2 – Schema di funzionamento di un tubo a baionetta.....	6
Figura 3 – Immagini di un riscaldatore elettrico.	6
Figura 4 – Schematizzazione del layout di impianto HERO2-EHRS.	9
Figura 5 – Funzione delle dispersioni termiche con TF02	12
Figura 6 – Confronto della potenza netta in funzione di quella fornita (PAR2015vsPAR2017).	12
Figura 7 – Schema della nodalizzazione per RELAP5 del circuito di prova HERO-2 per test in circolazione naturale e modifica per simulazione in configurazione aperta estesa.	15
Figura 8 – Confronto tra pressioni assolute simulate e misurate all’ingresso e all’uscita di HERO-2...	19
Figura 9 – Dettaglio delle pressioni nella camera di vapore per test a FR 0.65 -> 0.69.	19
Figura 10 – Confronto tra temperature simulate e misurate nelle principali sezioni del circuito.	20
Figura 11 – Confronto tra portate simulate e stimate dalle misurazioni.....	21

LISTA DELLE TABELLE

Tabella 1 – Principali parametri di progetto.	5
Tabella 2 – Descrizione degli elementi principali della nodalizzazione.....	16
Tabella 3 – Confronto tra il test 06-08-2018_1211 e simulazioni RELAP5.....	17
Tabella 4 – Caratteristiche e identificativi dei test a circuito chiuso simulati con RELAP5.	18
Tabella 5 – Tabella comparativa dei principali risultati ottenuti.....	22

1. INTRODUZIONE

A partire dalla terza annualità del PAR 2012-2014, i laboratori SIET di Piacenza hanno ospitato una serie di campagne sperimentali sulla sezione di prova HERO-2 a due tubi a baionetta paralleli allo scopo di acquisire dati di base per la caratterizzazione dei tubi a baionetta e sulla opportunità del loro impiego come generatore di vapore in reattori di tipo SMR.

La sezione di prova HERO-2 era stata messa a disposizione da ENEA, mentre SIET si era occupata del montaggio e la realizzazione delle prove. Ogni tubo a baionetta, del diametro esterno di 2.54 cm e lunghezza 7.2 m, è costituito da un tubo interno che convoglia il liquido in ingresso e un tubo esterno riscaldato elettricamente. Nell'intercapedine tra i due tubi si realizza la generazione di vapore. Il riscaldamento è stato realizzato con un totale di 210 resistori elettrici che avvolgono i due tubi esterni per tutta la loro lunghezza. La facility è in grado di operare a una pressione massima di 70 bar ed una portata di 0.1 kg/s per tubo in circolazione forzata. Il principale limite di sicurezza era rappresentato dalla massima temperatura ammissibile per i riscaldatori esterni di 350°C.

Dopo una prima campagna svolta in circuito aperto e volta alla caratterizzazione dello scambio termico e delle condizioni di instabilità dei due tubi in parallelo [1], nella prima annualità del PAR 2015-2017 si era provveduto alla chiusura del circuito attraverso la connessione con un tubo di condensazione immerso in piscina per il trasferimento del calore al pozzo termico, e all'esecuzione di una nuova campagna sperimentale mirata a caratterizzare il comportamento della sezione di prova HERO-2 in circolazione naturale [2]. Scopo della campagna sperimentale era lo studio del comportamento termoidraulico di un sistema di raffreddamento di emergenza (Emergency Heat Removal System, EHRS) per la rimozione passiva del calore di decadimento in condizioni rappresentative di reattori SMR (Small Modular Reactor) ad acqua pressurizzata. Le prove sono state condotte in regime stazionario.

Nella seconda annualità PAR2016 era stata condotta una campagna di approfondimento volta a comprendere le cause del comportamento oscillatorio che si era manifestato in alcuni test a circuito aperto, dimostrando che espandendo il volume comprimibile in uscita alla test section, queste si smorzavano ma non completamente mostrando con una certa probabilità una fenomenologia intrinseca alla sezione di prova [3]. Nella terza annualità si è continuato con un approfondimento volto alla caratterizzazione delle dispersioni termiche, implementando nuova strumentazione (es. flussimetro a ultrasuoni per la misura diretta di portata), affinando le procedure di prova e provvedendo a stazionari prolungati. Sono stati condotti test in regime transitorio con lo scopo di verificare lo startup della circolazione naturale in caso di eventi incidentali [4].

I dati prodotti in circuito aperto e chiuso sono stati l'oggetto di analisi post-test con l'ausilio del codice termoidraulico di sistema RELAP5, sfruttando anche l'analisi post-test ottenuta dalla prima campagna sperimentale di caratterizzazione del componente che ha permesso la messa a punto del modello della sezione di prova [5] e del modello di circuito chiuso sviluppato nella seconda annualità [6]. In particolare, l'obiettivo è stato la validazione del codice e delle opzioni di modellazione adottate per la simulazione del loop in circolazione naturale (scambio termico in piscina, portata, etc.), al variare del grado di riempimento del circuito e del livello di potenza fornita ai due tubi.

Questo documento viene integrato in APPENDICE A da uno studio effettuato da POLIMI nella quale sono state integrate le analisi di sicurezza condotte nelle prime due annualità. È stato investigato un nuovo scenario incidentale in cui si verifica un SGTR, quindi la rottura di uno dei tubi del Generatore di Vapore a baionetta, simulato dal modello RELAP5 che descrive il circuito primario e il sistema EHRS passivo di un reattore iPWR-SMR da 160 MWe ipotizzato per il design di SMR sommerso Flexblue© (della francese DCNS, ora Naval Group). Lo scopo della simulazione è di valutare se il sistema EHRS è in grado di operare durante uno SBO anche quando si ha la rottura di un tubo del generatore di vapore.

2. IMPIANTO HERO-2 PER STUDI DI CIRCOLAZIONE NATURALE

2.1. Descrizione della sezione di prova

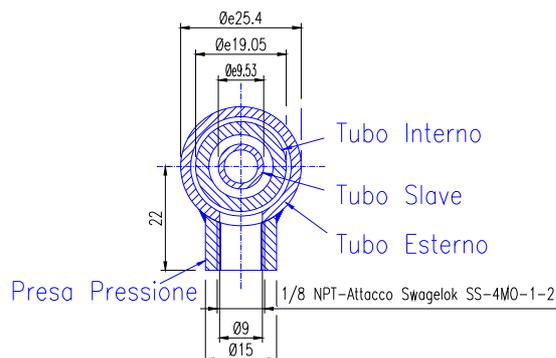
L'oggetto dei test descritti in questo documento è la sezione di prova chiamata HERO-2 (Heavy liquid mEtal pResсурized water cOoled tube #2). Il componente è stato fornito da ENEA [7] a SIET, che si è occupata del montaggio nell'impianto IETI.

La sezione di prova è costituita da due tubi a baionetta e l'insieme è caratterizzato da una lunghezza di circa 7.3 m. Tutte le parti della sezione di prova sono costituite da elementi commerciali e il materiale utilizzato è AISI304. La pressione di progetto della coppia di tubi a baionetta è di 180 bar. In Tabella 1 sono riportati i principali parametri di progetto. L'impianto su cui verrà testato il componente allo stato attuale è in grado di operare a una pressione massima di 70 bar ed una portata di 0.1 kg/s per tubo.

Tabella 1 – Principali parametri di progetto.

Fluido di processo	Acqua
Pressione	180 bar
Temperatura in ingresso	300-335 °C
Temperatura in uscita vapore	400 °C

Ogni tubo a baionetta è costituito da un totale di 3 tubi concentrici, in cui il tubo interno convoglia il liquido in ingresso e il tubo esterno è riscaldato elettricamente. Nell'intercapedine tra i due tubi si realizza la generazione di vapore. In Figura 1 è riportato in sezione un tubo a baionetta in corrispondenza di un attacco per la presa di pressione e in tabella sono riassunte le dimensioni principali dei tubi.



[mm]	Tubo Slave	Tubo Interno	Tubo Esterno
Diametro esterno	9.53	19.05	25.4
Diametro interno	7.09	15.75	21.18
Spessore	1.22	2.77	2.11
Lunghezza	7262	7262	7118

Figura 1 – Sezione di un tubo a baionetta e dimensione dei tubi.

Il centraggio tra tubo slave e tubo interno è effettuato attraverso appositi distanziali, mentre tra tubo interno ed esterno il compito è demandato ai cavi di strumentazione delle termocoppie di fluido poste nella regione anulare che hanno anche il compito di preservare l'integrità delle termocoppie.

All'ingresso di ciascun tubo è posta una struttura saldata sulla camera di vapore in grado di alloggiare gli orifizi, piccoli bulloni forati con lo scopo di stabilizzare il flusso di acqua impedendo la formazione di instabilità. La differenza di pressione misurata tra l'ingresso e l'uscita dell'orifizio permette inoltre di calcolare la portata entrante. All'uscita dalla regione anulare, l'acqua entra in una camera di vapore del diametro di 17 cm e altezza 12 cm su cui sono saldati due bocchelli, di cui flangiato per

l'accoppiamento con l'impianto IETI e l'altro usato per far uscire i cavi delle termocoppie di fluido e quindi sigillato.

Il principio di funzionamento di un generatore di vapore a tubi a baionetta è schematizzato nella seguente Figura 2. L'acqua sottoraffreddata discende dal tubo interno. Nella risalita all'interno dell'intercapedine anulare esterna, avviene la generazione di vapore, dove il calore fornito attraverso il tubo esterno viene rimosso. Per cercare di limitare lo scambio termico tra il fluido caldo in risalita nello spazio anulare e il fluido freddo discendente si deve creare un'intercapedine chiusa ermeticamente e riempita di un mezzo isolante, nel caso di HERO-2 è aria, ma per applicazioni di tipo nucleare è preferibile un gas nobile.

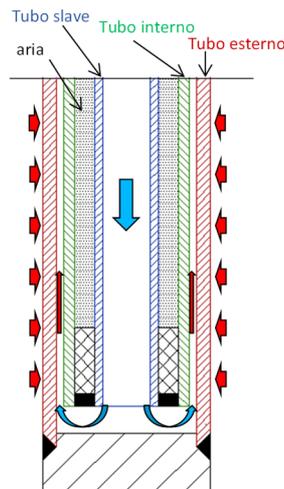


Figura 2 – Schema di funzionamento di un tubo a baionetta.

Il riscaldamento è stato realizzato con un totale di 210 resistori elettrici che avvolgono i due tubi esterni per tutta la loro lunghezza. Ciascun riscaldatore elettrico della lunghezza di 6 cm, di cui un'immagine è visibile in Figura 3, è in grado di erogare 240 W alla tensione di 100 V. Quindi, la potenza totale disponibile per ciascun tubo ammonta a 25.2 kW, che al netto delle perdite di calore verso l'esterno porta ad una potenza stimata di circa 22 kW netti per tubo. La temperatura massima ammissibile è fissata a 350 °C, limite che si è dimostrato essere il più stringente in fase di progettazione e realizzazione dei test. Va segnalato che l'installazione di questa tipologia di riscaldatori porta ad avere una certa discontinuità nel flusso di potenza fornita, che idealmente dovrebbe essere lineare. In primo luogo, perché deve essere lasciato spazio in corrispondenza delle 5 prese di pressione lungo tutto il tubo e poi perché non è chiaro se ci siano effetti di bordo sull'erogazione di potenza. Tuttavia, in prima approssimazione la distribuzione di potenza sarà considerata lineare. Le termocoppie di parete installate da SIET sono state collocate nello spazio lasciato libero tra i resistori, a quote corrispondenti alle termocoppie di fluido.

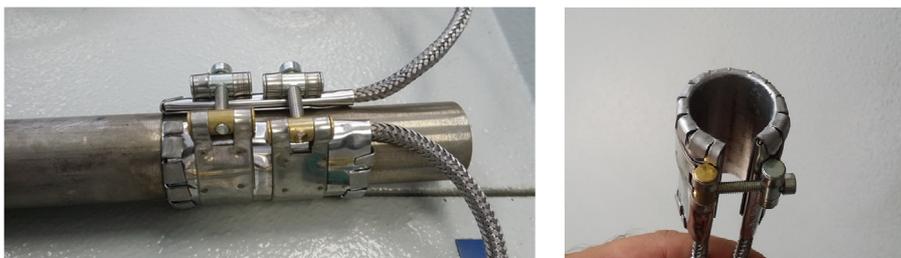


Figura 3 – Immagini di un riscaldatore elettrico.

Ogni tubo è stato suddiviso in due zone di riscaldamento controllato indipendentemente. A seguito dei calcoli di pre-test è stata scelta un'alimentazione di potenza suddivisa in 2/3 nella regione bassa e 1/3 nella regione alta, al fine di avere un maggior controllo sulle temperature di surriscaldamento all'uscita nella camera di vapore.

L'intero impianto è alimentato dai 3 gruppi che compongono il sistema TAMINI presenti in SIET, dove:

- ❖ TAMINI 3 fornisce potenza ai preriscaldatori che condizionano il fluido in ingresso, nel funzionamento a circuito aperto,
- ❖ TAMINI 2 fornisce potenza alla regione 2/3 nella parte bassa dei tubi a baionetta,
- ❖ TAMINI 1 fornisce potenza alla regione 1/3 nella parte alta dei tubi a baionetta.

Riguardo la strumentazione, HERO-2 è stato strumentato in parte già nella fase di assemblaggio con 14 termocoppie di tipo K, 7 per ciascun tubo con passo di 1 m, in grado di fornire la temperatura del fluido nella regione anulare. Nella campagna sperimentale del PAR 2015 sono state installate 2 ulteriori termocoppie poste in corrispondenza dell'uscita dei tubi nella camera di vapore, in modo da ovviare all'assenza di informazioni riguardo lo stato del vapore nella regione superiore (circa 1 m).

In corrispondenza delle termocoppie di fluido sono state anche installate 7 termocoppie di parete (esterna) sul tubo 1, sebbene date le caratteristiche del sistema di riscaldamento e la loro installazione nel gap tra resistenze, queste non forniscono misure rappresentative né della temperatura di parete né della temperatura dei riscaldatori. Possono solo fornire informazioni qualitative.

Sono presenti anche 5 prese di misura della pressione per ciascun tubo disposte a un passo di 1.4 m e sul fondo del tubo è presente una penetrazione dove è connesso un terminale per un trasduttore di pressione differenziale. Si è scelto di strumentare maggiormente uno dei due tubi con 7 misuratori di pressione differenziale.

La strumentazione della sezione HERO-2 può essere quindi riassunta in:

- ❖ 14 termocoppie di fluido, 7 per ciascuno due tubi (di cui la TF15 e TF17 nel tubo 1 e la TF21 nel tubo 2 sono fuori uso e non sostituibili)
- ❖ 7 termocoppie di parete sul tubo 1 (di cui la TW13 è danneggiata)
- ❖ 2 misuratori di pressione assoluta (ingresso e uscita)
- ❖ 11 misuratori di pressione differenziale (DP), di cui 7 sul tubo 1 più strumentato e 4 sul tubo 2
- ❖ Misure di voltaggio e amperaggio per la valutazione della potenza fornita.

SIET stessa ha poi provveduto alla restante strumentazione di impianto al fine di monitorare le condizioni di pressione e perdita di pressione, la portata, la temperatura di ingresso e uscita e la potenza.

2.2. Implementazione nell'impianto IETI

Le prove sulla facility sperimentale HERO2 si inquadrano nel progetto di sistemi integrati di generazione di vapore per i reattori SMR ad acqua leggera, per i quali sia prevista la possibilità di rimuovere tramite circolazione naturale il calore di decadimento generato da uno spegnimento di emergenza di un reattore nucleare.

Grazie alle modifiche apportate all'impianto nelle precedenti campagne sperimentali, la sezione di prova è in grado di essere testata sia in circuito aperto e circolazione forzata, alimentata con acqua sottoraffreddata o satura, oppure in circuito chiuso e circolazione naturale.

L'impianto generale ha uno sviluppo in altezza pari a circa 20 m, nel quale si possono distinguere le seguenti componenti/linee di processo:

- ❖ generatore di vapore (GV) a tubi a baionetta HERO-2;
- ❖ piscina di raffreddamento con tubo di scambio inclinato, da 2" 1/2 sch. 80;
- ❖ "gamba calda", da 3/4" sch. 40, di collegamento uscita GV - ingresso piscina di raffreddamento;
- ❖ "gamba fredda", da 3/4" sch. 40, di collegamento uscita piscina di raffreddamento - ingresso GV;
- ❖ valvola di sicurezza tarata a 70 bar posizionata all'uscita del GV;
- ❖ linea di estrazione vapore/incondensabili a monte del condensatore sulla sommità dell'impianto;
- ❖ linee di caricamento impianto dal punto più basso, in corrispondenza delle prese di pressione M13 e M23.

Uno schema generale del layout di impianto è riportato in Figura 4, mentre lo schema altimetrico è riportato nel disegno plano-altimetrico in APPENDICE B.

Dallo schema è possibile notare che in questa annualità sono state inserite anche tre valvole rapide, la cui commutazione contemporanea permette di passare dal funzionamento a circuito aperto a chiuso. Queste hanno permesso l'esecuzione di alcuni test dinamici per verificare lo start-up della circolazione naturale, oltre che un più agevole passaggio tra le varie configurazioni di prova.

Il controllo della portata viene realizzato mediante regolazione della cilindrata della pompa volumetrica IMAMI. La potenza imposta per mezzo delle resistenze scaldanti installate sulla parete esterna dei tubi della sezione di prova può essere considerata uniforme in tutta la loro lunghezza in modo da rendere il trasferimento di potenza al fluido circolante più simile possibile a quello che avverrebbe in uno scambiatore immerso in un fluido primario.

In circuito aperto, il controllo di pressione avviene allo scarico della sezione di prova dove è presente un sistema composto da una valvola pneumatica e una valvola manuale di contropressione posta in parallelo, entrambe situate in una diramazione della hot leg.

In circolazione naturale, non ci sono organi meccanici che movimentano il fluido, né valvole attuate di regolazione per portata e pressione, per cui il livello di pressione raggiunta nei test è funzione di soli due parametri che possono essere controllati:

- ❖ potenza elettrica erogata
- ❖ grado di riempimento (Filling Ratio, FR).

Variando queste grandezze, i valori di portate, pressioni, titoli in uscita e temperature si determineranno autonomamente e uno degli obiettivi della campagna sperimentale è stata la loro registrazione.

I P&I di impianto del circuito aperto e chiuso sono riportati in APPENDICE B.

Sulle prese delle linee manometriche M13 e M23 sono state predisposte due valvole (indicate nel P&ID come V03 e V04), una per tubo per il riempimento dell'impianto, collegate alla pompa centrifuga che provvede al riempimento iniziale, a bassa pressione. Questa posizione è stata scelta in quanto costituisce il punto più basso del circuito, come risulta evidente dal disegno altimetrico di APPENDICE B.

Sulla sommità della linea di ingresso alla piscina, costituente il punto più alto dell'impianto è presente una piccola valvola di scarico collegata ad un condensatore ausiliario: questa valvola ha la duplice funzione di indicare il completo riempimento dell'impianto una volta che l'acqua comincia a traboccare e a permettere, durante il funzionamento in temperatura ed in pressione, assieme al condensatore, di estrarne una quantità controllata, condensarla perché poi venga pesata.

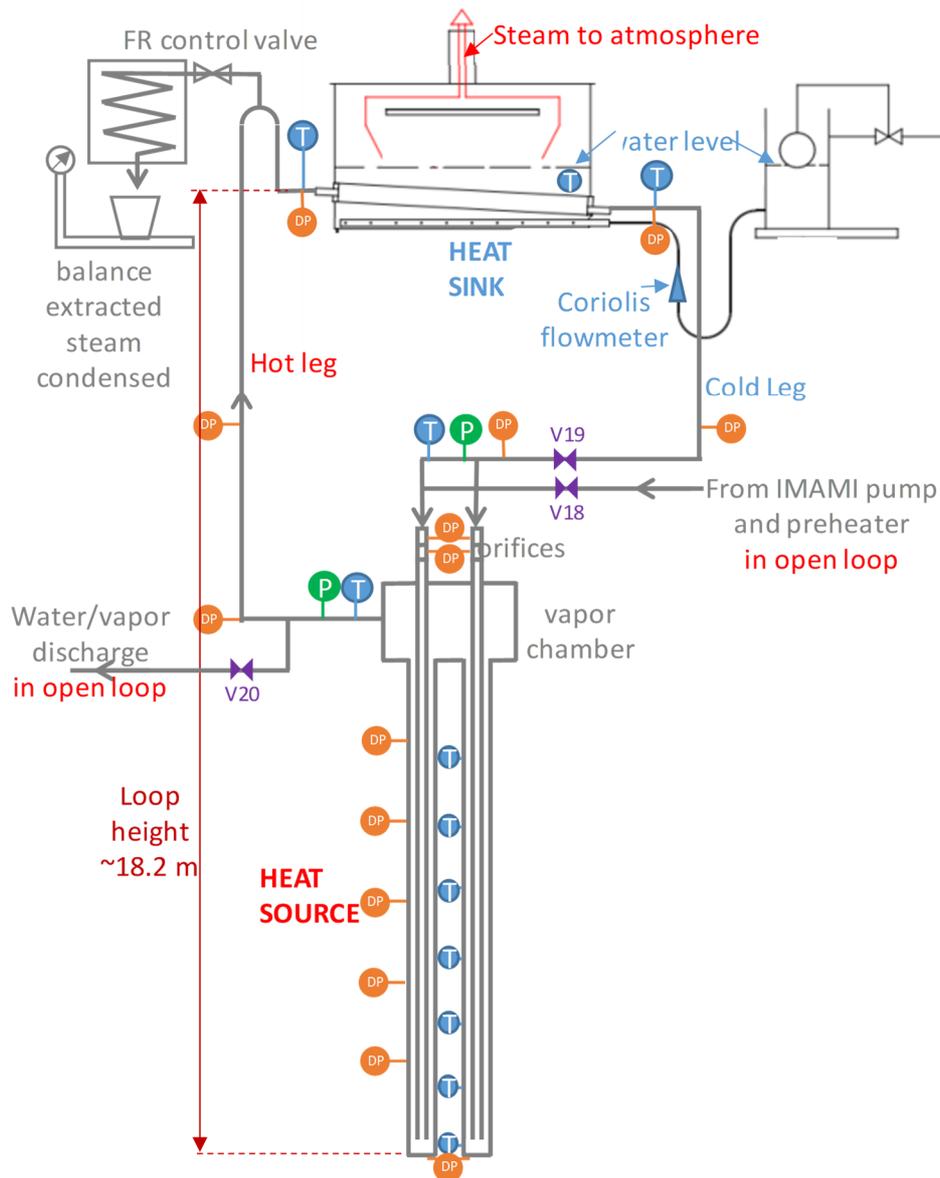


Figura 4 – Schematizzazione del layout di impianto HERO2-EHRS.

Misurata la capienza massima del circuito (escluse linee manometriche) pari a 19.788 kg di acqua a temperatura ambiente, il FR è determinato in base alla seguente relazione:

$$FR = \frac{M_{max} - M_{estratta}}{M_{max}}$$

dove M_{max} è la massa di acqua a freddo corrispondente a un totale riempimento del circuito e $M_{estratta}$ è la massa d'acqua sottratta al circuito.

La potenza elettrica erogata, al netto delle perdite, viene rimossa dalla piscina dove la quantità di acqua evaporata a causa della potenza termica scambiata viene reintegrata mediante una pompa centrifuga. Il livello della piscina di raffreddamento è regolato dal livello della piscina ausiliaria mediante una valvola a galleggiante. La valvola mantiene nelle due piscine un livello costante tale da assicurare la completa copertura del tubo condensatore. All'inizio della registrazione di ogni test stazionario, in questa campagna si è provveduto a fermare il reintegro di acqua della piscina, cosicché l'abbassamento del livello di acqua in piscina fornisce un'informazione più accurata sulla

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 112	0	L	10	54

potenza rimossa dal condensatore. La diminuzione del livello di acqua è stimata attraverso la misura della pressione differenziale DP48 tra base e sommità della piscina, anch'essa aggiunta in questa campagna.

2.3. Strumentazione della facility

Per le misure delle grandezze fisiche è stata predisposta la strumentazione riportata nella tabella compresa in APPENDICE B. Occorre specificare che le termocoppie di fluido e di parete della sezione di prova erano comprese nella fornitura della stessa, pertanto non ne sono forniti i certificati. Le termocoppie di fluido TF15, TF17 sul tubo 1, la TF21 sul tubo 2 e la termocoppia di parete TW13 sono rimaste fuori uso per tutta la campagna sperimentale in quanto danneggiate.

Per le misure di portata massica circolante in questa campagna è stato installato un flussimetro a ultrasuoni sulla linea di ritorno del condensato, a differenza delle precedenti campagne in cui la misura poteva solo essere calcolata indirettamente dalle misure di differenza di caduta di pressione a cavallo degli orifizi di ingresso (DP11 e DP21) [2].

Riassumendo, la nuova strumentazione aggiuntiva impiegata in questa campagna:

- Un flussimetro a ultrasuoni
- Un trasmettitore di pressione differenziale per la misura del livello in piscina, DP48
- Due TC di fluido, TF06 e TF07 per la verifica delle condizioni del fluido nella steam line, per verificare le condizioni di saturazione,
- Tre valvole rapide V18, V19, V20 per l'esecuzione di test dinamici di start-up della circolazione naturale.

Per maggiori informazioni sulla campagna sperimentale e la sua esecuzione si rimanda a [4].

	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFIS – LP1 – 112	0	L	11	54

3. LA CAMPAGNA SPERIMENTALE

3.1. Configurazioni di prova

Nella campagna sperimentale del PAR 2017, la sezione di prova è stata utilizzata in 3 diverse configurazioni, in base alla tipologia dei test che si sono eseguiti.

Configurazione a circuito aperto

L'impianto, in circuito aperto, è rappresentato nei P&ID in APPENDICE B. In questa configurazione le valvole rapide V18 e V20 sono aperte, mentre la V19 è chiusa. Questa è la configurazione iniziale per tutte le prove dinamiche che prevedono un successivo passaggio dell'impianto alla configurazione in circuito chiuso.

Configurazione a circuito chiuso

La configurazione a circuito chiuso è stata impiegata nelle prove in circolazione naturale a circuito chiuso e come stato finale nelle prove di start up della circolazione naturale a seguito di intervento delle valvole rapide, in cui V18 e V20 sono chiuse, mentre V19 è aperta. L'impianto è rappresentato nei P&ID in APPENDICE B.

Configurazione a circuito aperto per test di dispersione termica

Per la determinazione delle dispersioni nei vari tratti del circuito, un flusso di acqua sottoraffreddata è stato fatto circolare in modo forzato attraverso tutto il circuito. Per ottenerlo, le valvole V163 e V08, che nella configurazione a circuito aperto sono collegate all'uscita della sezione di prova, sono state connesse alla base della drain line. In questo modo anche steam line, piscina e drain line possono essere flussate e quindi caratterizzate in termini di dispersioni. L'impianto è rappresentato nei P&ID in APPENDICE B (configurazione aperta estesa dove il gruppo valvole di controllo della pressione è derivato dalla linea di ritorno del condensato).

3.2. Caratterizzazione delle dispersioni termiche del circuito

In questa sede si ritiene utile riportare alcune informazioni riguardo la stima delle dispersioni termiche del circuito.

Nella precedente campagna sperimentale, le dispersioni termiche della sezione di prova erano state calcolate mediante un bilancio tra potenza elettrica erogata al generatore di vapore e potenza estratta in piscina; quest'ultima era derivata a partire dalla misura diretta della portata di reintegro di acqua alla piscina effettuata con un Coriolis e dalla differenza tra l'entalpia del vapore saturo alla temperatura di piscina misurata (T04) e l'entalpia del liquido a condizioni ambientali, stimate a 28°C e 1.013bar. Il bilancio descritto è realizzato secondo la seguente equazione:

$$V_{TAM1}I_{TAM1} + V_{TAM2}I_{TAM2} - \dot{m}_{F02}(h_{vs}(TF04) - h(1.013bar, 28^{\circ}C)) = \dot{Q}_{loss}$$

L'insieme dei risultati è riportato in Figura 5 dove la stima delle perdite di calore è messa in relazione alla temperatura di uscita dalla sezione di prova TF02 con correlazione polinomiale di secondo grado.

L'elevata dispersione dei punti sperimentali, conseguenza dei lunghi tempi di regimazione del livello della piscina, si è rivelato un forte limite per le simulazioni con codice di calcolo. La campagna sperimentale di questa annualità aveva come principale scopo la riduzione delle incertezze legate alle perdite di calore.

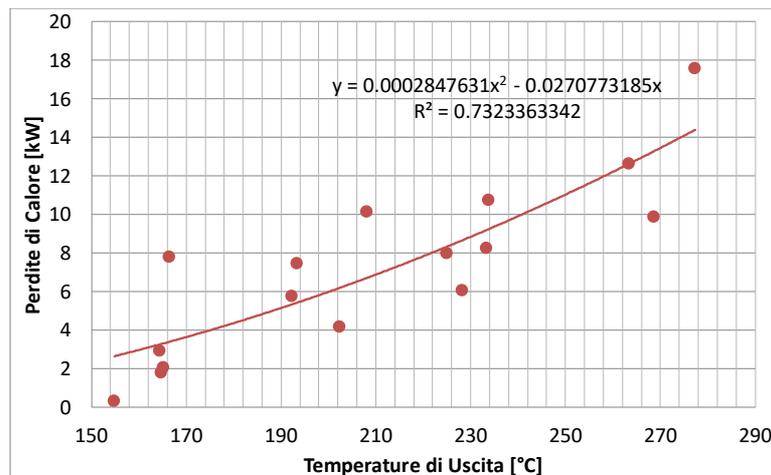


Figura 5 – Funzione delle dispersioni termiche con TF02

Il confronto tra la potenza elettrica erogata rispetto a quella all’uscita dalla piscina, esteso alle due campagne sperimentali, è illustrato in Figura 6. La stima delle potenze nette risulta molto ben rappresentata e con spread dei dati molto ridotto rispetto ai risultati del PAR2015. Questo miglioramento è quantificabile attraverso il coefficiente di determinazione della regressione lineare rappresentata nel grafico (R²). Inoltre gli scostamenti dei punti peggiori dalla retta di regressione passano dal 20% registrato nel PAR2015 al 6% nel PAR2017.

Anche l’intercetta all’asse x della retta di regressione dei risultati del PAR2017 (che vale 3.1631) rappresenta meglio la presenza di un termine di dispersioni dipendente solo dalla temperatura rispetto ai risultati del PAR 2015, dove l’intercetta risulta nulla.

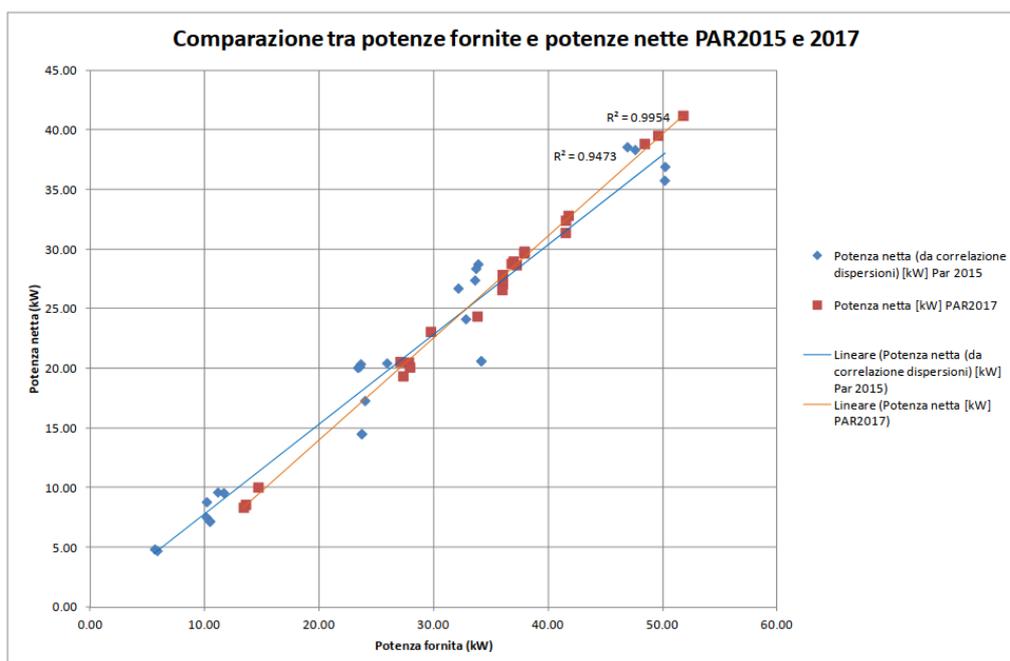


Figura 6 – Confronto della potenza netta in funzione di quella fornita (PAR2015vsPAR2017).

4. SIMULAZIONI POST-TEST CON IL CODICE RELAP5

Nella precedente annualità PAR2015, i risultati dei test sperimentali condotti in circuito aperto per la caratterizzazione della sezione di prova HERO-2 [1] sono stati utilizzati per la validazione post-test del codice di sistema RELAP5. In particolare i dati utilizzati erano quelli della revisione definitiva del documento fatta da SIET. Il risultato di quell'attività può essere riassunto in una buona capacità del modello di riprodurre sia i test di caratterizzazione a singolo tubo, sia i test di instabilità a due tubi, a valle di una calibrazione che ha interessato: le perdite di carico attraverso l'orifizio e sul canale anulare, le perdite di calore verso l'esterno e la conducibilità termica dell'aria presente nell'intercapedine tra i tubi slave e inner [5].

Nel PAR2016, il modello per RELAP5 della sezione di prova HERO-2 è stato usato come base per la costruzione del circuito chiuso usato per prove di circolazione naturale [2] e calibrato. La calibrazione ha riguardato principalmente lo scambio termico del condensatore, fortemente sottostimato da RELAP5. Tutti i test a doppio tubo erano stati simulati imponendo ai riscaldatori la potenza netta stimata attraverso i dati sperimentali, mentre il sistema era mantenuto in condizioni adiabatiche con la semplice rimozione del calore nel condensatore. La stima della potenza netta era però affetta da molteplici incertezze. In primo luogo non si disponeva di una misura diretta della portata, inoltre, nelle valutazioni dei bilanci termici non si erano tenute in considerazione le perdite di calore della piscina, con il risultato che la stima delle dispersioni termiche lungo il loop (potenza elettrica – potenza sottratta in piscina) era molto differente anche per test con caratteristiche simili. Un'altra motivazione di queste incertezze era dovuta ai lunghi tempi di regimazione dell'impianto e alla necessità operativa di accelerare l'acquisizione dei test. In alcuni casi, non è certo che il sistema abbia raggiunto un reale stato stazionario. Il modello RELAP5, infatti, non si era dimostrato capace di interpretare l'intera campagna sperimentale fornendo ampie differenze sulle simulazioni delle pressioni di saturazione (sia sovra- che sotto-stimate) e portate sempre sovrastimate [6].

Nella presente campagna di simulazione si sono prese in considerazione i dati sperimentali prodotti da SIET all'interno del PAR2017, dove molte delle incertezze sui bilanci termici sono state rimosse grazie all'uso di nuova strumentazione e procedure sperimentali [4], vedi Cap. 2 di questo rapporto.

Dopo una piccola introduzione del codice RELAP5 (§4.1), viene presentato il modello della facility HERO-2 per studi di circolazione naturale al §4.2 e i risultati ottenuti §4.3.

4.1. Il codice RELAP5

RELAP5 mod3.3 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) [8] è un codice di calcolo termoidraulico sviluppato da US-NRC (United States – Nuclear Regulatory Commission) in collaborazione con i paesi che hanno preso parte all'accordo CAMP (Code Applications and Maintenance Program) che rappresenta a tutt'oggi un codice di riferimento per simulazioni termoidrauliche, sebbene la Commissione stia spingendo per l'adozione del nuovo codice TRACE.

RELAP5 è sviluppato e utilizzato per studi che variano dal design al licensing di reattori ad acqua leggera, e per analisi di transitori operativi e incidentali. Inoltre, date le potenzialità del codice, esso è largamente usato per simulazioni termoidrauliche di una grande varietà di sistemi nucleari e non, sia ad acqua leggera sia con altri fluidi di processo.

Il codice RELAP5 usa un modello idrodinamico di tipo monodimensionale bifase monocomponente con la possibilità di tenere conto dell'eventuale presenza di gas incondensabili nella fase vapore o di un soluto non volatile nella fase liquida. L'ipotesi base del RELAP5 è di disequilibrio meccanico e termodinamico tra le fasi, ma permette anche di utilizzare modelli più semplici come quello omogeneo, dell'equilibrio termico e del moto senza attrito.

4.2. Il modello RELAP5 di HERO-2 per studi di circolazione naturale

La nodalizzazione adottata è riportata in Figura 7 e in Tabella 2 una breve descrizione dei principali elementi che la compongono.

Il modello è stato preparato per la simulazione completa dei due tubi a baionetta, quindi i due tubi paralleli sono stati integralmente simulati in modo tale che le posizioni della strumentazione (termocoppie e prese di pressione) coincidessero con i centri di una mesh, mantenendo le lunghezze delle mesh pressoché costanti. Ne è risultata una meshatura piuttosto fine composta da circa 420 mesh totali. La parte riguardante la sezione di prova è stata mutuata dall'analisi post-test della campagna 2015 in circuito aperto.

Seguendo il flusso d'acqua a partire dall'orifiziatura in ingresso ai tubi 80 e 90, il flusso attraversa i canali discendenti 100 e 200 all'interno dei tubi slave per poi risalire gli anulari in senso ascendente 110 e 210 dove grazie al flusso termico fornito dai riscaldatori esterni ha luogo la generazione di vapore. Il vapore proveniente dai due tubi viene convogliato nella camera vapore 311 e attraverso la tubazione di gamba calda 420 raggiunge il tubo di condensazione 430 immerso in piscina (volume 500). Il tubo è leggermente inclinato di 3° per facilitare l'efflusso di liquido, come si può vedere nel disegno di piscina in APPENDICE B. Il condensato viene poi riportato alla sezione di prova attraverso la tubazione di gamba fredda 440. Completa il circuito primario della facility un sistema composto da una valvola motorizzata 325 e un volume tempo-dipendente 330 che hanno la funzione di scaricare acqua fino al raggiungimento della massa residua di acqua desiderata all'interno del circuito, imposta con variabile di controllo, definendo così il FR di riferimento per il test.

Il volume complessivo della piscina di condensazione è stato suddiviso dapprima in tre volumi al fine di tenere in considerazione i fenomeni convettivi che si possono creare all'interno della piscina. La parte bassa, di altezza 20 cm, è a sua volta suddivisa tra i volumi 500 e 501, di cui solo il primo è accoppiato termicamente con il tubo di condensazione. La parte superiore della piscina è rappresentata dal volume 502, di altezza 38 cm, dove si presenta il pelo libero di acqua a un'altezza di circa 5 cm. Il volume 502 è quindi messo in contatto con l'ambiente esterno alla pressione di 1 Atm e 20 °C attraverso 515 e 520, dove viene rilasciato il vapore generato. Dato che in questa campagna è stata aggiunta una misurazione di differenza di pressione attraverso la piscina, DP48, dai volumi sottostanti sono stati ricavati ulteriori due volumi, 503 e 504, di altezza 1 cm per poter determinare la pressione alla base della piscina. Per finire, un sistema composto da una valvola motorizzata e un volume tempo-dipendente con acqua a 20°C e 1 Atm provvede al reintegro di acqua in piscina per mantenere il livello a circa 25 cm, sufficienti a tenere il tubo di condensazione sotto battente.

Le strutture termiche simulate sono:

- ❖ la parete di accoppiamento tra tubo discendente e anulare ascendente dei tubi a baionetta, modellati con una struttura multistrato composta da AISI 304 e uno strato intermedio di aria secca con caratteristiche termiche di conducibilità $k=0.038$ W/m/K, e calore specifico $c_p=1050$ J/kg/K
- ❖ la parete esterna di ciascun tubo, modellata con due strutture termiche separate in senso assiale con lo schema 2/3 – 1/3 dell'altezza della baionetta, ciascuna in AISI304 più un ulteriore strato dello stesso materiale in cui viene fatto generare calore per simulare i riscaldatori esterni
- ❖ la parete del tubo di condensazione, modellata in AISI304 che accoppia il circuito primario con la piscina
- ❖ le tubazioni di gamba fredda e calda sono state simulate in AISI304 e coibentate con lana di roccia
- ❖ le pareti della piscina di condensazione in AISI304 coibentato con lana di roccia
- ❖ un tratto di tubazione di lunghezza 45 cm, pipe 445, in cui si è simulata la presenza della valvola rapida V19 che costituisce una importante capacità termica non coibentata.

A differenza delle simulazioni della precedente annualità, il sistema non è più considerato adiabatico, per cui nella sezione di prova viene imposta la reale potenza elettrica registrata nei test e tutte le strutture termiche sono messe in contatto con l'ambiente esterno a simulare le reali perdite di calore del circuito. Il coefficiente di scambio termico convettivo con l'ambiente è imposto a 10 W/m²/K e la temperatura ambiente a 27 °C.

Inoltre, dati gli scopi della presente campagna, si è considerata una generazione di potenza uniforme in entrambe le zone. Rispettando le condizioni di prova sperimentale.

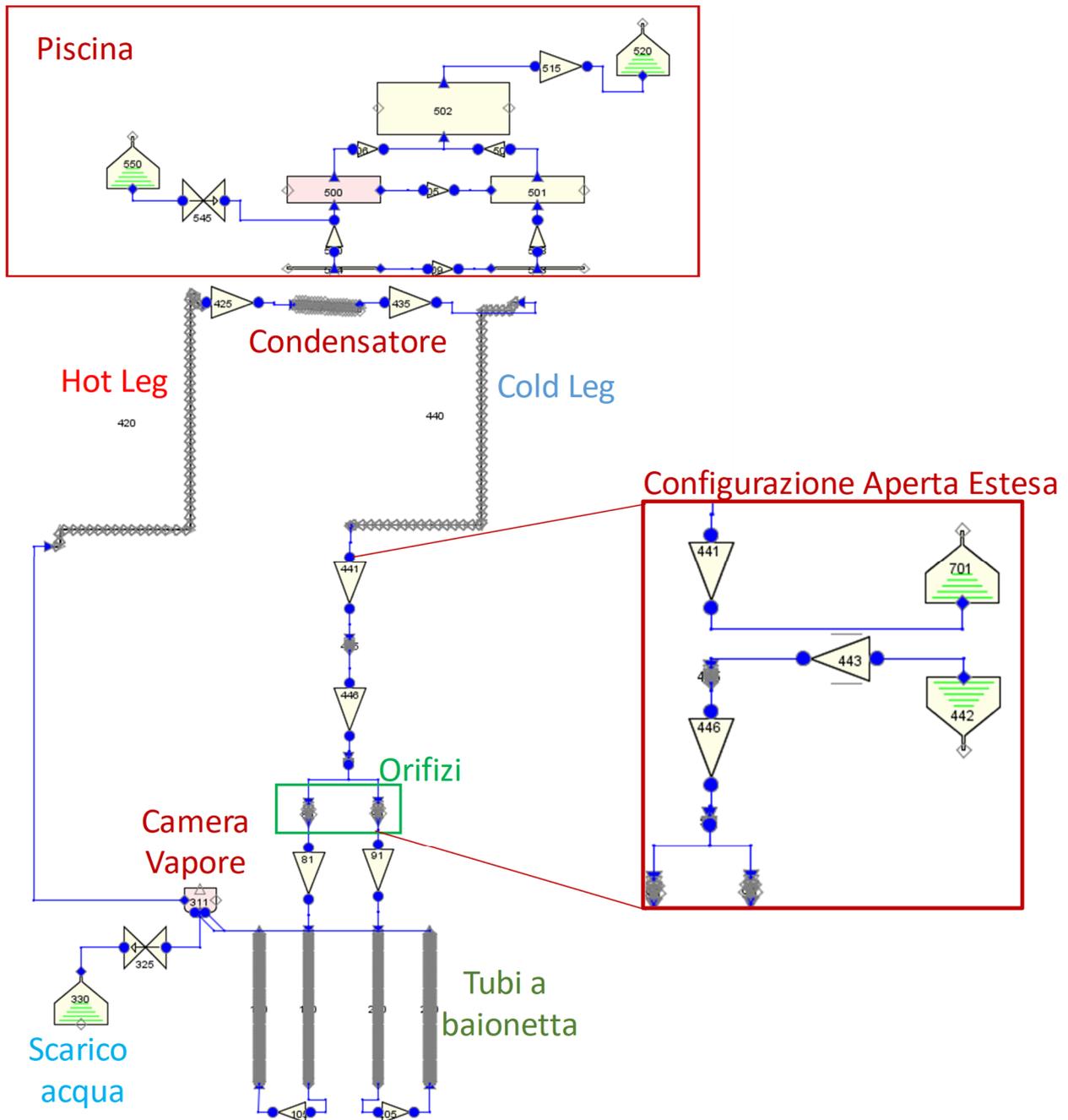


Figura 7 – Schema della nodalizzazione per RELAP5 del circuito di prova HERO-2 per test in circolazione naturale e modifica per simulazione in configurazione aperta estesa.

Tabella 2 – Descrizione degli elementi principali della nodalizzazione.

Numero	Tipo	Caratteristiche Circuito Primario
50	branch	Volume di separazione della portata sui due tubi
80 - 90	pipe	Regione di ingresso ai tubi con orifizio
100 - 200	pipe	Tubo centrale discendente
110 - 210	annulus	Regione anulare ascendente di generazione del vapore
311	branch	Volume della camera di vapore
420	pipe	Gamba calda
430	pipe	Tubo di condensazione immerso in piscina
440 - 445	pipe	Gamba fredda
325+330	mtrvlv+tmdpvol	Scarico di acqua controllato per raggiungere il FR desiderato
		Caratteristiche Piscina
500	snglvol	Parte del volume di piscina accoppiato termicamente con il tubo condensatore
501 - 502	snglvol	Volumi di piscina per promuovere la circolazione naturale al suo interno
503 - 504	snglvol	Volumi di piscina per controllo pressione (DP48)
515+520	sngljun+tmdpvol	Condizione atmosferica in piscina
545+550	mtrvlv+tmdpvol	Reintegro controllato di acqua in piscina per mantenerne il livello
Strutture termiche simulate		
100-1 200-1		Parete a strati tra tubo discendente e ascendente (AISI304-Aria-AISI304)
110-1 210-1		Parete esterna con riscaldatore nella zona 2/3 inferiore
110-2 210-2		Parete esterna con riscaldatore nella zona 1/3 superiore
311-1		Parete della camera vapore
420-1		Gamba calda in AISI304
430-1		Parete scambiante tra condensatore e piscina
440-1		Gamba fredda in AISI304
445-1		Valvola V19 non coibentata
500/1/2-1		Pareti della piscina di condensazione

Per quanto riguarda le perdite di carico è stata imposta una rugosità di 3.2 um per il calcolo delle perdite distribuite. Le perdite di carico concentrate della sezione di prova sono state calibrate nel precedente post-test con dati in circuito aperto, mentre le perdite concentrate lungo il loop dovute a cambi di direzione e area di passaggio sono state valutate con correlazioni in letteratura [9].

4.3. Risultati dell'analisi post-test

Come già spiegato al §3.2, la stima delle dispersioni termiche sperimentali viene effettuata attraverso bilanci termici, in cui alla potenza elettrica reale introdotta nella sezione di prova viene sottratta la potenza asportata in piscina. In questa campagna, grazie alla nuova strumentazione, è stato possibile calibrare il modello RELAP5 della facility di prova con dati sperimentali più consistenti.

In particolare, per la calibrazione si è usato il test eseguito il 06-08-2018_1211. Questo test molto significativo è stato eseguito in circuito aperto esteso, in cui l'acqua è stata fatta fluire in condizioni sottoraffreddate attraverso tutto il circuito (vedi P&I APPENDICE B). In Figura 7 è riportato un particolare della modifica fatta al modello di calcolo che si è resa necessaria per la simulazione di questo test, dove sono state introdotte delle boundary condition per imporre le condizioni di pressione, portata e temperatura del test. Va chiarito che nel test reale una piccola parte del circuito compresa tra la valvola V19 e l'ingresso di HERO-2 non risulta caratterizzata con questo test perché esclusa, ciononostante i risultati di questa calibrazione sono stati poi estesi anche a questa zona.

I risultati della calibrazione possono essere valutati nella seguente Tabella 3 che confronta le principali misure sperimentali con le simulazioni, da cui si può concludere che la calibrazione introdotta nel raggiunge una buona affinità con i dati sperimentali. I principali parametri su cui è agito sono gli spessori del coibente e il coefficiente di scambio termico del condensatore immerso in piscina.

Tabella 3 – Confronto tra il test 06-08-2018_1211 e simulazioni RELAP5.

Parametri Imposti	Strumento		Sperimentale	Simulazione
Potenza TS		kW		9.87
Pressione	P02	bar		57.77
Portata	F0001	g/s		24.08
Temp. Ingresso TS	TF01	°C		192
Confronto test/simulazioni				
Temp. uscita TS	TF02	°C	267	267
Temp. ingresso HX	TF03	°C	246	245
Temp. uscita HX	TF05	°C	136	134
Temp. Piscina	TF04	°C	99	100
Temp. Uscita CL	TF21*	°C	127	128
Heat loss piscina		W	211	220
DP orifizi	DP11;DP21	kPa	13.91;12.98	14.36;=
DP HERO-2	DP24	kPa	13.13	14.28
DP hot leg	P03-DP40- DP41-DP42	kPa	91.62	89.85
DP condensatore	DP44	kPa	1.31	0.46

*il canale della TF21 non funzionante è stato usato per rilevare la temperatura di uscita CL

Tutti i test a circuito chiuso della campagna sono stati simulati e per semplicità numerati come da Tabella 4 in cui sono stati riportati anche i riferimenti della campagna e i dati di ingresso per il modello RELAP5 di ciascun test: FR, quindi la massa d'acqua presente nel circuito e le potenze generate dai riscaldatori. La massa totale a freddo di acqua che può essere contenuta nel circuito è stata pesata in 19.788 kg, escludendo le linee manometriche.

Tabella 4 – Caratteristiche e identificativi dei test a circuito chiuso simulati con RELAP5.

Nome del file acquisito	ID RELAP5	Potenza totale	FR	MASSA H2O IN RELAP5	Pressione	Portata
		kW		kg	bar	g/s
02-07-2018_1245	1	41.750	0.52	10.270	35.60	31.4
09-07-2018_1212	2	51.766	0.48	9.498	50.57	29.8
09-07-2018_1352	3	39.942	0.46	9.102	18.36	23.7
09-07-2018_1508	4	29.727	0.44	8.707	10.61	22.9
10-07-2018_1046	5	46.307	0.43	8.509	28.49	25.0
10-07-2018_1200	6	33.680	0.43	8.509	15.22	21.5
10-07-2018_1321	7	27.060	0.40	7.915	8.84	19.7
10-07-2018_1422	8	14.667	0.39	7.717	4.05	23.1
18-06-2018_1457	9*	6.600	0.40	7.915	68.40	20.6
18-06-2018_1637	10	35.996	0.56	11.081	29.30	32.2
18-07-2018_1117	11	33.790	0.68	13.456	68.85	35.9
18-07-2018_1247	12	27.318	0.66	13.060	34.51	36.2
18-07-2018_1431	13	13.380	0.65	12.862	7.85	39.7
19-06-2018_1415	14	49.580	0.33	6.490	27.60	21.9
19-06-2018_1448	15	37.882	0.33	6.451	16.00	16.2
19-06-2018_1600	16	37.905	0.32	6.332	15.50	16.8
22-06-2018_1244	17	35.970	0.69	13.654	67.37	36.0
22-06-2018_1409	18	27.902	0.69	13.654	33.80	37.7
22-06-2018_1553	19	13.580	0.69	13.654	8.00	40.1
23-07-2018_1241	20	41.520	0.51	10.092	36.75	32.2
25-06-2018_1323	21	41.495	0.62	12.269	65.80	36.3
25-06-2018_1439	22	36.014	0.60	11.873	41.37	36.5
25-06-2018_1610	23	27.800	0.59	11.675	21.30	35.4
26-06-2018_1318	24	37.218	0.56	11.141	32.30	33.3

* Il test 9 è stato eseguito con piscina vuota.

I risultati sono stati raccolti nei grafici che verranno commentati di seguito, ma va menzionato il fatto che dopo una prima verifica dei risultati ottenuti è apparso chiaro che la calibrazione adottata non era sufficiente a raggiungere risultati accettabili. Infatti, tutti i test erano fortemente sovrastimati in termini di pressione di saturazione, il principale parametro che guida il comportamento dell'intero test. La pressione di saturazione nei test a circuito chiuso è a sua volta guidata dai bilanci energetici (potenza generata dagli heater, potenza rimossa al condensatore e dispersioni termiche) e dalla quantità d'acqua contenuta nel circuito. Come abbiamo avuto modo di verificare nella precedente annualità, un piccolo errore nella stima d'acqua presente nel circuito può portare una grande variazione in termini di pressione di saturazione [6]. Ciononostante, dando credito alle pesature di acqua fatte anche a posteriori della campagna, in questa sede si è deciso di intervenire sullo scambio termico in piscina, incrementandolo leggermente.

In Figura 8 è riportato il confronto tra le pressioni assolute simulate e misurate all'ingresso e nella camera di vapore della sezione di prova HERO-2. In questo tipo di grafico i valori che si trovano in prossimità della diagonale sono ben simulati, mentre quelli che si trovano al di sopra o al di sotto denotano rispettivamente una sovra- o sotto-stima rispetto al valore sperimentale. Tutti i risultati sono stati raccolti e graficati con una suddivisione per range di FR, dato che questo non era un

parametro categorico richiesto in sede di pre-test. Inoltre, a causa di alcune perdite, il valore di FR creato all’inizio della giornata non rimaneva costante, in particolare nelle ultime giornate di prova. Ad ogni modo, alla fine di ogni giornata il circuito veniva completamente svuotato, e l’acqua pesata per verifica. Nei casi dove si sono manifestate perdite, SIET ha provveduto ad eseguire una correzione sul valore di FR i cui dettagli si possono trovare in [4].

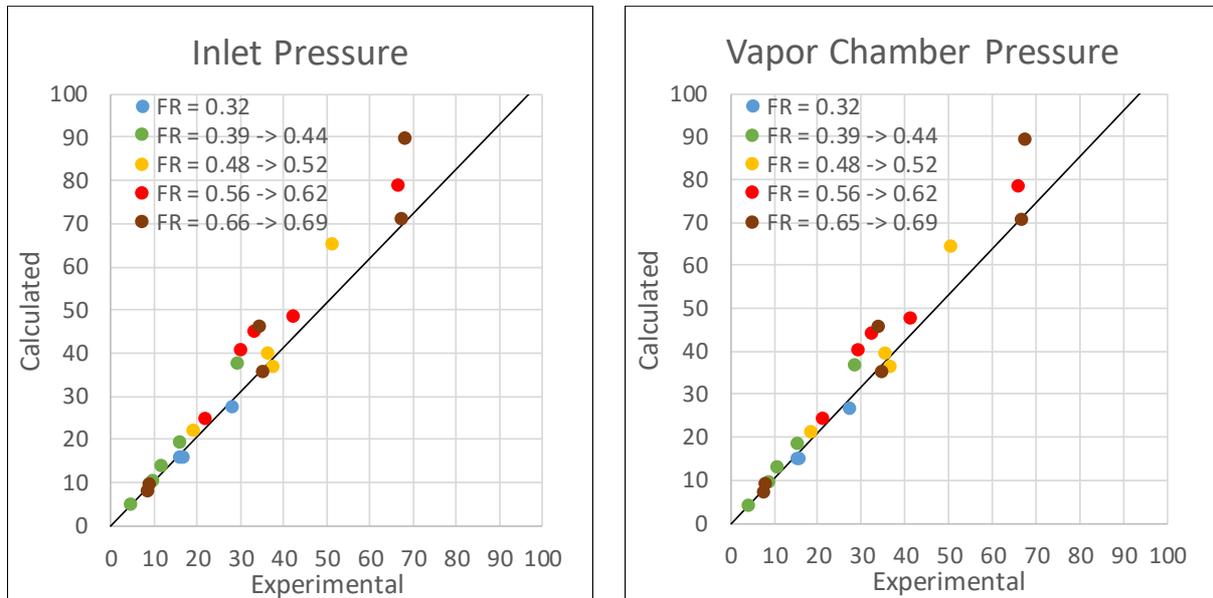


Figura 8 – Confronto tra pressioni assolute simulate e misurate all’ingresso e all’uscita di HERO-2.

Come è possibile vedere tutti i test approssimano in modo accettabile i valori sperimentali, soprattutto in relazione alle simulazioni effettuate nella precedente annualità, con una tendenza alla sovrastima delle pressioni di saturazione all’aumentare della pressione e del range di FR. Una certa anomalia si può riscontrare analizzando nel dettaglio i test a FR più elevato, vedi Figura 9.

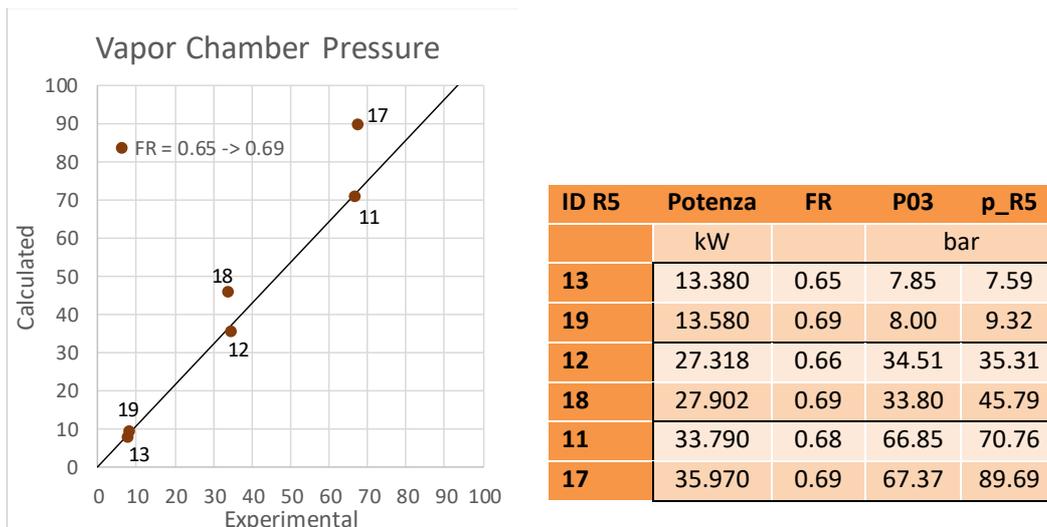


Figura 9 – Dettaglio delle pressioni nella camera di vapore per test a FR 0.65 -> 0.69.

I test 11, 12 e 13 sono stati svolti il 18/07 e i test 17, 18 e 19 sono stati svolti il 22/06. Come sintetizzato in tabella, i test sono molto simili tra loro a coppie sia in termini di potenza che di FR, ciononostante le pressioni di saturazione sono molto sovrastimate nel caso dei test del 22/06 e ben

simulati nel caso dei test del 18/07. Invece, i dati sperimentali forniscono pressioni pressoché uguali e questo non è del tutto giustificato fisicamente. Sebbene le differenze tra coppie di test sia piccola, piccole variazioni di FR e potenza portano a variazioni sensibili sulle pressioni di saturazione, fatto che non risulta evidente dai test sperimentali. Dato che le misure di potenza elettrica sono molto affidabili e supponendo che nel tempo intercorso il circuito non sia stato modificato in termini di coibentazione o scambio termico in piscina, la ragione di questa discrepanza può risiedere solo nella stima del FR fatta nella giornata del 22/06 (o del 18/07).

La Figura 10 raccoglie quattro grafici di confronto tra simulazioni e dati sperimentali nelle 4 principali sezioni in cui può essere suddiviso il circuito. Partendo dal grafico in basso a sinistra e procedendo in senso antiorario seguendo la direzione del fluido avremo le temperature di ingresso alla sezione di prova HERO-2, della camera di vapore in uscita a HERO-2, dell'ingresso al e uscita dal condensatore. Tra queste sezioni si troveranno rispettivamente la sezione di prova, la gamba calda, il condensatore e la gamba fredda.

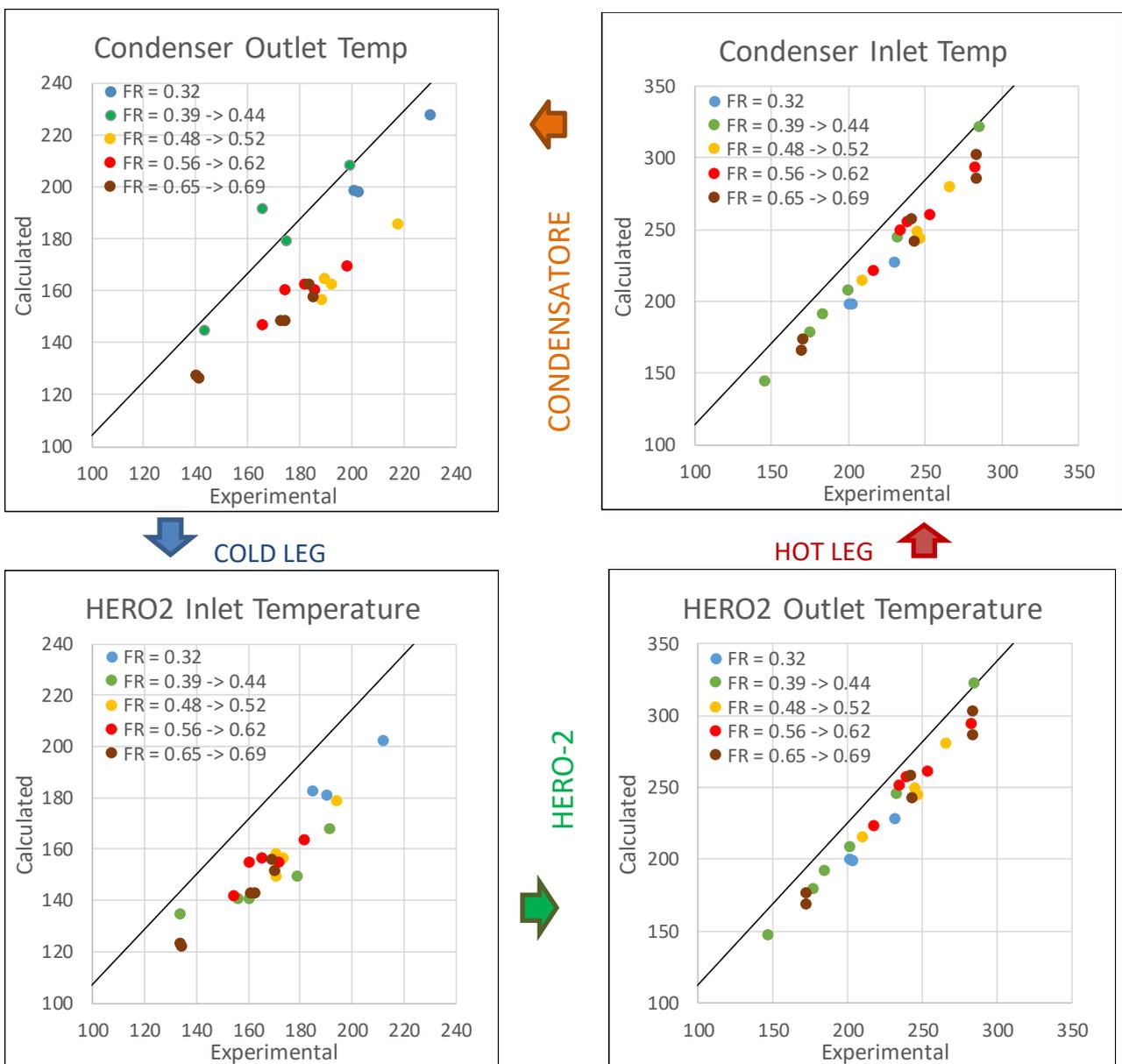


Figura 10 – Confronto tra temperature simulate e misurate nelle principali sezioni del circuito.

Le temperature in ingresso alla sezione di prova risultano mediamente sottostimate di circa 20 °C. Nel passaggio attraverso HERO l'acqua subisce un salto entalpico che porta comunque la temperatura ai valori di saturazione e con titoli generalmente molto superiori rispetto a quelli stimati da SIET in fase di post-processing dei dati. La gamba calda è sempre attraversata da vapore saturo per cui le temperature in uscita HERO e ingresso condensatore sono generalmente ben simulate, una volta che le pressioni siano correttamente regolate.

In ogni test simulato, il titolo di vapore in ingresso al condensatore risulta sempre superiore al 90%. Attraversando il condensatore, il vapore si raffredda e i titoli tendono a scendere fino a 0% per i test ad elevato FR (superiore allo 0.48), mentre per i test a basso FR 0.32 il titolo si attesta intorno al 95%, in considerazione della bassa quantità di acqua circolante. Le temperature in uscita dal condensatore sono comunque generalmente sottostimate per i test a medio alto FR e questo è sicuramente dovuto alla calibrazione del coefficiente di scambio termico in piscina che si era reso necessario per ottenere pressioni coerenti con i dati sperimentali. A bassi FR, le temperature rimangono ferme ai valori di saturazione. Chiudendo il circuito, la sottostima delle temperature si riduce nel passaggio dell'acqua attraverso la cold leg, ad indicare che le perdite di calore in questo tratto di circuito sono leggermente sottostimate.

Per finire, in Figura 11 è riportato il confronto tra le portate simulate e misurate in campagna di prova, da cui si può apprezzare la generale sovrastima delle portate simulate rispetto quelle sperimentali. Fanno eccezione i test ad alto FR, per cui la stima di portata migliora. Il valore di portata è influenzato dalle perdite di carico lungo il loop primario che nel modello di calcolo possono essere modificate con la rugosità dei tubi per le perdite distribuite e dai k-factors per le concentrate. Dato che anche nella precedente campagna sperimentale le portate erano sovrastimate, il prossimo passo dovrà essere necessariamente una verifica delle quote dei componenti del circuito, dato che la differenza di quota tra pozzo freddo e caldo costituisce la principale driving force in circolazione naturale. Un'altra ragione della sovrastima di portata potrebbe essere legata al titolo di vapore generato in HERO, maggiore nelle simulazioni, che porterebbe ad aumentare la differenza tra il peso della colonna fredda e calda e quindi la portata.

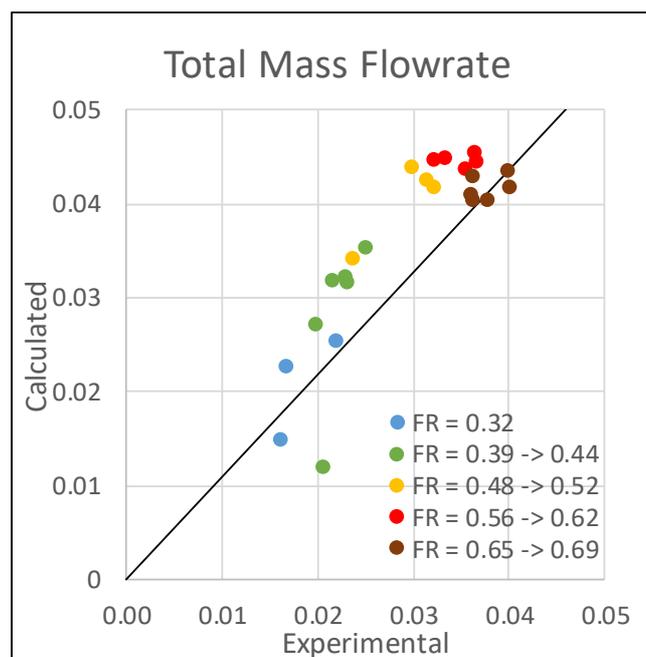


Figura 11 – Confronto tra portate simulate e stimate dalle misurazioni.

Dal complesso dei risultati ottenuti con le simulazioni dei test a circuito chiuso si può concludere che, a differenza dell'analisi condotta nella precedente annualità, questa campagna sperimentale ha il pregio di avere una maggiore coerenza, nel senso che tutti i test forniscono dati sperimentali in linea con la fisica del problema. Il modello del circuito sviluppato per RELAP5 ha bisogno di ulteriore calibrazione, in particolare le condizioni di scambio termico tubo/piscina e le perdite di carico dovranno essere oggetto di approfondita analisi. Ad ogni modo, anche i dati sperimentali hanno mostrato la necessità di essere circostanziati, come dimostrato in Figura 9. Per esempio, un'altra possibile chiave di lettura per le discrepanze tra test e simulazioni potrebbe ricondurre all'effettiva potenza netta che gli heater forniscono al fluido nei tubi a baionetta. L'eventualità che la potenza netta sperimentale vista dal fluido sia inferiore giustificerebbe tutte le incongruenze del modello di calcolo, in quanto le pressioni di saturazione si ridurrebbero (non ci sarebbe più la necessità di incrementare il coefficiente di scambio termico al condensatore), i titoli di vapore in uscita da HERO sarebbero inferiori, le portate sarebbero inferiori, etc.

Tuttavia è evidente come i risultati delle simulazioni abbiano lo stesso tipo di coerenza mostrata nella campagna sperimentale. Questo porterà nelle future attività ad avere un modello univoco in grado di interpretare correttamente i dati sperimentali e che permetterà di simulare anche i test transitori di start-up della circolazione naturale condotti da SIET nella presente annualità.

Tabella 5 – Tabella comparativa dei principali risultati ottenuti.

TEST			DATI SPERIMENTALI							SIMULAZIONI RELAP5					
	FR	Potenza kW	P03 bar	TF01 °C	TF02 °C	TF03 °C	TF05 °C	Flux kg/s	press bar	Tin_TS °C	Tout_TS °C	Tin_HX °C	Tout_HX °C	Mflow kg/s	
FR = 0.32	14	0.33	49.580	27.62	212.1	232.0	230.7	230.3	0.0219	26.69	202.0	227.4	227.3	187.2	0.0253
	15	0.33	37.882	16.13	190.8	203.5	203.0	202.8	0.0162	15.04	181.2	198.4	198.2	164.7	0.0148
	16	0.32	37.905	15.56	185.2	201.8	201.4	201.0	0.0168	15.02	182.4	198.8	198.1	163.6	0.0226
FR = 0.39 -> 0.44	4	0.44	29.727	10.61	156.0	184.4	183.3	166.1	0.0229	13.12	140.8	192.0	191.4	148.0	0.0321
	5	0.43	46.307	28.49	191.4	232.5	232.1	206.5	0.0250	36.96	168.1	245.7	245.4	176.1	0.0354
	6	0.43	33.680	15.22	179.1	200.8	200.1	199.7	0.0215	18.55	149.4	208.6	208.1	157.4	0.0318
	7	0.40	27.060	8.84	160.7	176.6	175.3	175.1	0.0197	9.88	140.8	179.4	178.5	148.9	0.0272
	8	0.39	14.667	4.05	133.6	146.4	145.4	143.8	0.0231	4.36	134.9	146.8	144.6	126.7	0.0316
VOIDPOOL	9	0.40	6.600	68.36	261.9	284.2	284.7	283.8	0.0206	76.48	293.4	322.4	322.0	321.8	0.0119
FR = 0.48 -> 0.52	1	0.52	41.750	35.59	170.7	244.7	244.3	189.6	0.0314	39.55	158.4	249.7	249.4	164.6	0.0426
	2	0.48	51.766	50.57	194.2	265.8	265.5	217.6	0.0298	64.75	178.9	280.6	280.4	186.0	0.0439
	3	0.46	39.942	18.36	170.9	209.8	209.1	188.3	0.0237	21.39	149.7	215.8	215.3	156.9	0.0342
	20	0.51	41.520	36.75	173.5	246.7	246.2	192.1	0.0322	36.44	156.4	244.9	244.5	162.7	0.0417
FR = 0.56 -> 0.62	10	0.56	35.996	29.30	160.5	234.0	233.6	174.3	0.0322	40.40	154.8	250.9	250.5	160.5	0.0447
	21	0.62	41.495	65.81	181.8	282.2	282.5	198.1	0.0363	78.63	163.6	293.8	293.5	169.6	0.0455
	22	0.60	36.014	41.37	171.7	253.5	253.3	185.6	0.0365	47.92	154.9	261.3	260.8	160.5	0.0446
	23	0.59	27.800	21.31	154.5	217.1	216.5	165.6	0.0354	24.44	142.0	222.8	222.0	147.1	0.0438
	24	0.56	37.218	32.30	165.6	239.3	238.2	181.8	0.0333	44.50	157.0	256.8	256.3	162.7	0.0450
FR = 0.65 -> 0.69	11	0.68	33.790	66.85	170.3	283.2	283.2	185.1	0.0359	70.76	151.7	286.6	286.0	157.7	0.0410
	12	0.66	27.318	34.51	162.6	243.0	242.5	174.6	0.0362	35.31	143.3	243.1	242.3	148.7	0.0429
	13	0.65	13.380	7.85	134.1	171.6	169.5	141.0	0.0397	7.59	122.1	168.2	166.0	126.4	0.0436
	17	0.69	35.970	67.37	169.2	283.6	283.5	183.4	0.0361	89.69	156.2	303.1	302.6	162.5	0.0404
	18	0.69	27.902	33.80	161.0	241.7	240.9	172.5	0.0377	45.79	143.1	258.5	257.7	148.8	0.0403
	19	0.69	13.580	8.00	133.8	172.3	170.0	140.1	0.0401	9.32	123.2	176.8	174.5	127.7	0.0417

	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 112	0	L	23	54

5. CONCLUSIONI

A partire dal PAR2014 dell'Accordo di Programma MiSE-ENEA, una collaborazione tra ENEA, SIET e POLIMI ha svolto attività di sperimentazione a supporto della caratterizzazione di scambiatori con tubi a baionetta allo scopo di acquisire dati di base per la loro caratterizzazione e sulla possibilità di un loro impiego come generatore di vapore in reattori di tipo SMR. Nel corso di precedenti annualità, presso i Laboratori SIET, era stato realizzato e testato un circuito di prova per generatori di vapore a tubi elicoidali. Questo circuito è stato adattato e utilizzato per testare una sezione di prova a due tubi a baionetta chiamata HERO-2. SIET si è occupata negli anni successivi del montaggio, della realizzazione di prove termoidrauliche e della collezione dei dati scaturiti da una serie di campagne sperimentali.

La campagna condotta nella presente annualità PAR2017 aveva lo scopo di superare alcune incertezze che si sono manifestate nei dati sperimentali delle precedenti campagne, soprattutto riguardo ai bilanci termici dei test in circolazione naturale, grazie all'uso di nuova strumentazione.

L'oggetto di analisi numerica presentata in questo documento è stata quest'ultima campagna che forniva informazioni sul comportamento termoidraulico di un sistema di raffreddamento di emergenza (Emergency Heat Removal System, EHRS) per la rimozione passiva del calore di decadimento in condizioni rappresentative di reattori SMR ad acqua pressurizzata. L'analisi post-test effettuata con il codice RELAP5mod3.3 ha sfruttato i risultati delle analisi effettuate nelle precedenti annualità del PAR sui test di caratterizzazione del componente che hanno permesso la messa a punto del modello della sezione di prova e sui test in circuito chiuso adiabatico.

Il modello modificato e calibrato con un test a circuito aperto esteso e circolazione forzata è stato usato per l'analisi post-test di tutte le prove condotte a circuito chiuso, con lo scopo di ottenere uno strumento di calcolo univoco in grado di interpretare l'intera campagna.

Il modello calibrato ha fornito risultati incoraggianti, sufficienti a una corretta comprensione delle diverse fenomenologie presenti nella matrice di test, con buone stime nella valutazione delle pressioni di saturazione ma con portate generalmente sovrastimate. Questi risultati sono stati però ottenuti a fronte di un incremento del coefficiente di scambio termico del condensatore, che ha determinato un incremento eccessivo della differenza di temperatura attraverso il componente. Le ragioni per cui si sia reso necessario l'incremento di scambio termico dovranno essere oggetto di ulteriore analisi. Il passo successivo sarà poi la simulazione dei test dinamici di start-up della circolazione naturale.

L'attività svolta da POLIMI presentata in questo rapporto ha continuato la precedente indagine sullo scenario di SBO in un SMR investigando un nuovo scenario incidentale in cui si verifica un SGTR, quindi la rottura di uno dei tubi del Generatore di Vapore a baionetta, simulato dal modello RELAP5 che descrive il circuito primario e il sistema EHRS passivo di un reattore iPWR-SMR da 160 MWe ipotizzato per il design di SMR sommerso Flexblue© (della francese DCNS, ora Naval Group). Lo scopo della simulazione è di valutare se il sistema EHRS è in grado di operare durante uno SBO anche quando si ha la rottura di un tubo del generatore di vapore.

I risultati ottenuti mostrano che in questo caso il circuito passivo di emergenza non è in grado di mantenere il reattore in condizioni di sicurezza: il livello di liquido collassato rimane infatti per qualche ora ben al di sotto dell'altezza delle barre di combustibile. In uno scenario del genere sarà dunque opportuno l'intervento di altri sistemi di sicurezza, in particolare dell'iniezione di refrigerante d'emergenza.

	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 112	0	L	24	54

ACRONIMI

CL	Cold Leg (gamba fredda)
EHR	Emergency Heat Removal System
FR	Filling Ratio
GV	Generatore di Vapore
HL	Hot Leg (gamba calda)
HX	Heat Exchanger (scambiatore termico)
SAD	Sistema di Acquisizione Dati
SGTR	Steam Generator Tube Rupture
SMR	Small Modular Reactor
TC	Termocoppia/e
TS	Test Section (sezione di prova)

BIBLIOGRAFIA

- [1] M. Polidori, O. De Pace, D. Balestri e A. Achilli, «Progettazione, realizzazione ed interpretazione di prove termoidrauliche di base su generatori di vapore con tubi a baionetta,» ADPFISS – LP1 – 049, 2015.
- [2] M. Polidori, O. De Pace, D. Balestri e A. Achilli, «Progettazione, realizzazione ed interpretazione di prove sperimentali per la simulazione del comportamento di un sistema passivo con scambiatore a baionetta per la rimozione del calore di decadimento,» ADPFISS – LP1 – 069, 2016.
- [3] C. Congiu e C. Randaccio, «Ripetizione di prove di scambio termico su generatori di vapore a tubi a baionetta della facility HERO-2,» SIET 03127 RP 17 rev.0, ADPFISS-LP1-098, 2017.
- [4] C. Congiu, «Ripetizione ed estensione di prove di scambio termico su generatori di vapore a tubi a baionetta della facility Hero-2 nell'ambito del PAR2017,» SIET 03353 RP 18 rev. 0, ADPFISS-LP1-116, 2018.
- [5] M. Polidori, O. De Pace, D. Balestri e A. Achilli, «Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2,» ADPFISS – LP1 – 068, 2016.
- [6] M. Polidori, M. Santinello e M. E. Ricotti, «Validazione del modello RELAP5 di un sistema DHR in circolazione naturale tramite analisi di post-test ed analisi del comportamento di tale sistema in SMR di tipo PWR,» ADPFISS – LP1 – 090, 2017.
- [7] D. Rozzia, A. D. Nevo e M. Tarantino, «Fornitura scambiatore di calore a tubi a baionetta (HERO-2),» 2015.
- [8] C. D. Fletcher e R. Schultz, «RELAP5/MOD3.3 Code manual,» NUREG/CR-5535, INEL-95/174, Idaho National Engineering Laboratory, Gennaio 2002.
- [9] I. Idelchik, Handbook of Hydraulic Resistance, 3rd a cura di, Jaico Publishing House, 2003.
- [10] G. Ponti e e. al., «The role of medium size facilities in the HPC ecosystem: the case of the new CRESCO4 cluster integrated in the ENEAGRID infrastructure,» *Proceedings of the 2014 International Conference on High Performance Computing and Simulation*, n. HPCS 2014, art. no. 6903807, 1030-1033.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 112	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 25	di 54
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

RINGRAZIAMENTI

Le risorse computazionali e il relativo supporto tecnico utilizzato in questo report sono stati forniti dall'infrastruttura CRESCO/ENEAGRID High Performance Computing e dal suo staff [10]. L'infrastruttura è finanziata da ENEA e da programmi di ricerca Europei, vedi <http://www.cresco.enea.it/>.

 ENEA Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 112	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 26	di 54
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

APPENDICE A – RAPPORTO POLIMI

Viene riportato di seguito il documento redatto da POLIMI in lingua inglese. Il contributo è finalizzato allo studio del comportamento in un sistema passivo EHRS composto da tubi a baionetta in situazione incidentale di rottura di un tubo del generatore di vapore (SGTR) e contemporaneo Station Black-Out (SBO).



POLITECNICO DI MILANO

Dipartimento di Energia - Nuclear Reactors Group

Tema c2.2 - Validazione di modelli di simulazione della sezione di prova HERO-2 in circolazione naturale ed applicazione a PWR SMR

Verifica e valutazione del modello RELAP5 di un sistema DHR basato su tubi a baionetta tramite analisi di post-test, e supporto allo sviluppo di un design concettuale per SMR di tipo PWR

**EHRS performance in an SBO-SGTR accident scenario for an integral PWR-SMR
&
Support to a Euratom proposal for an iPWR-SMR concept (ELSMOR)**

Autori

Dott. Marco SANTINELLO

Prof. Marco RICOTTI

CERSE-POLIMI RL 1001/2018



Indice

SOMMARIO	3
1. EHRS performance in an SBO-SGTR accident scenario for an iPWR-SMR	4
1.1 Background	4
1.2 Overview of previous activity	4
1.3 Accident scenario and simulation model	5
1.4 Results and comments	6
1.5 Summary and conclusions	10
2. Contribution to the Euratom proposal ELSMOR	11
2.1 The ELSMOR proposal: main features	11
2.2 The Italian contribution	15
REFERENCES	20



SOMMARIO

Il lavoro riassunto nel presente Report prosegue lo studio svolto nel precedente Piano Annuale di Realizzazione 2016, dedicato a “*Station Black-Out: parametric analysis on Steam Generator heat transfer surface*”, investigando un nuovo scenario incidentale che coinvolge la rottura di uno dei tubi del Generatore di Vapore a baionetta, simulato dal modello RELAP5 (ver. Mod.3.3, validato a fronte dei dati ottenuti dalla facility sperimentale HERO-2) che descrive il circuito primario e il sistema EHRS (Emergency Heat Removal System) passivo di un reattore SMR di tipo integrato.

L'incidente simulato è uno Steam Generator Tube Rupture (SGTR) nel quale l'asportazione del calore di decadimento è demandata ai soli componenti passivi. In altre parole, lo scopo della simulazione è di valutare se il sistema EHRS è in grado di operare durante uno SBO anche quando si ha la rottura di un tubo del generatore di vapore. Il reattore è un iPWR-SMR da 160 MWe ipotizzato per il design di SMR sommerso Flexblue[®] (della francese DCNS, ora Naval Group). La simulazione fa uso del modello studiato nei precedenti PAR, nel quale il generatore di vapore di un iPWR è collegato ad un circuito di emergenza con scambiatore immerso in acqua di mare. Il circuito primario rappresenta un prototipo di reattore integrato chiamato IRIS-160, ossia una versione scalata del reattore IRIS adattata per operare in un contenitore sommerso, ideato dal Politecnico di Milano [1]. Il generatore di vapore a tubi elicoidali di IRIS-160 è qui sostituito da un componente con tubi a baionetta. I PAR 2015 e 2016 avevano confrontato le performance dei due tipi di generatore di vapore durante uno SBO, mostrando che in entrambi i casi la risposta del sistema era positiva. Nel presente lavoro si è dunque deciso di simulare uno scenario SBO-SGTR solo per il componente con tubi a baionetta, facendo uso del modello validato grazie ai dati della facility HERO-2. I risultati ottenuti mostrano che in questo caso il circuito passivo di emergenza non è in grado di mantenere il reattore in condizioni di sicurezza: il livello di liquido collassato rimane infatti per qualche ora ben al di sotto dell'altezza delle barre di combustibile. In uno scenario del genere sarà dunque opportuno l'intervento di altri sistemi di sicurezza, in particolare dell'iniezione di refrigerante d'emergenza.

Il Report presenta anche, nella seconda parte, una sintesi del contributo fornito da CIRTEN, ENEA e SIET alla predisposizione di una proposta per la call Euratom 2018 (NFRP-3), sviluppata insieme a partner francesi (EdF, CEA, IRSN, Framatome, Technicatome), tedeschi (GRS), finlandesi (VTT, Fortum), ucraini (EnergoRisk) e lituani (LEI), dedicata allo studio delle caratteristiche di sicurezza degli SMR, con particolare attenzione agli iPWR.

Tale contributo è stato possibile grazie anche alle attività sviluppate negli anni precedenti nell'ambito degli Accordi di Programma.



1. EHRS performance in an SBO-SGTR accident scenario for an iPWR-SMR

1.1 Background

The work here presented concerns a modeling activity of a Steam Generator Tube Rupture (SGTR) scenario in a submerged Small Modular Reactor (SMR). The reference design is Flexblue, a 160 MWe, transportable and subsea-based nuclear power unit operating up to 100-meter depth several kilometers away from the shore, proposed by the French company DCNS [2]. In a post-Fukushima world, its safety features are particularly relevant. The immersion provides inherent protection against most external aggressions including tsunamis, extreme weather conditions and malevolent actions. The vicinity and the availability of an infinite, permanent heat sink – the ocean – enhances the performance of the safety systems which, when designed to operate passively, considerably extend the grace period given to operators in case of accident. Several companies and research institutes are working on the development of such design [3]. The reactor design to be placed inside the Flexblue hull has not been decided yet. POLIMI proposed an integral layout, a re-adjustment of IRIS in order to fulfil the output power requirement of 160 MW and fit the 14-m diameter of the reactor containment [1]. Such design is the reference for this work.

1.2 Overview of previous activity

Activities developed in PAR 2015 and PAR 2016 investigated the behavior of an Emergency Heat Removal System (ERHS) in as Station Black Out (SBO) accident scenario. Those simulations were aimed at observing if, under the given layout and circumstances, it is possible to ensure sufficient core cooling only by natural convection. In case of a SBO event, core scram occurs and the Emergency Heat Removal System (ERHS) starts operating, establishing a natural circulation flow aimed at keeping the temperature of the fuel rods below safety limits. This circuit has an external condenser that allows the rejection of the decay heat directly to the ocean. Seawater acts as an infinite cold sink and its capability to absorb large amount of heat, without local heating phenomena has been demonstrated in [4]. The work has been mainly focused on the comparison between the potentialities of two different configurations of SG, i.e. with helically coiled tubes and with bayonet tubes, to remove the decay heat from the core and reject it to the external seawater. A SBO scenario has been simulated for both these type of SGs alternatively, in order to understand if such solutions are adequate to be used in the design under analysis and to evaluate differences between the evolutions of the accident. The reference scenario, analyzed in PAR 2015, supposed that both primary and secondary systems remains intact and available during all the transient. PAR 2016 faced the stressed case where half of the heat transfer surface of SG and external condenser were unavailable. Results of the reference cases have evidenced that both systems can adequately remove the decay heat from the core during the first 5 hours of a SBO scenario. The temperature of the water in the core remains always below safety margins and fuel rods are always covered by at least 3 meters of liquid water. On the other hand, the simulations of stressed conditions revealed some criticalities concerning the collapsed liquid level in the core.

Simulations have been performed using the system code RELAP5-Mod3.3, a simulation tool developed at Idaho National Laboratory (INL) for the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC). It is well known and widely adopted in the nuclear sector to simulate single phase and two-phase flow fluid dynamics, especially in tube-type geometries. The nodalization is based on a work by Ricotti et al. [5], which simulates a SBO scenario for IRIS reactor, adapted to the current case using the data of IRIS-160 [1].

1.3 Accident scenario and simulation model

The accident scenario under consideration is a SGTR where the decay heat removal is demanded only to passive components. In other words, the accident scenario here studied is not a common SGTR, but a SBO where the SG is not intact. The purpose of the simulation is to evaluate if the EHRS is able to properly evacuate the decay heat even with a tube rupture. The initiating event of the accident scenario is a double ended guillotine break of a bayonet tube of the SG. The immediate effect of this fact is the depressurization of the primary circuit, whose pressure start decreasing from the operating value 15.5 MPa. Core SCRAM is actuated when primary pressure falls below 11 MPa. This strategy is the same adopted for a NuScale-type, iPWR-SMR reactor, as modeled into the IAEA SMR Simulator [6]. It is supposed that, at the moment of the scram, primary and secondary pumps stop operating, so that the core cooling can rely only on natural convection.

The SGTR has been simulated in RELAP5 thanks to two trip valves, which open and connect primary and secondary sided of the bayonet tube SG. There is the need of two valves because of the peculiar configuration of the bayonet tube: a double ended guillotine break of such tube generates two leakages, in the slave tube and in the annulus. The cross areas of the valves correspond to those of the tubes and reflect the dimensions of the HERO-2 facility, i.e. $13.46e-5 \text{ m}^2$ and $7.89e-5 \text{ m}^2$.

The opening of the valves represents the initiating event of the accident scenario. This event occurs after 1500 s since the beginning of the simulation. Such time is necessary to allow the system reaching the operating pressure and temperature with respect to the initial conditions of the simulation. After the break, the evolution of the system is simulated for 5 hours.

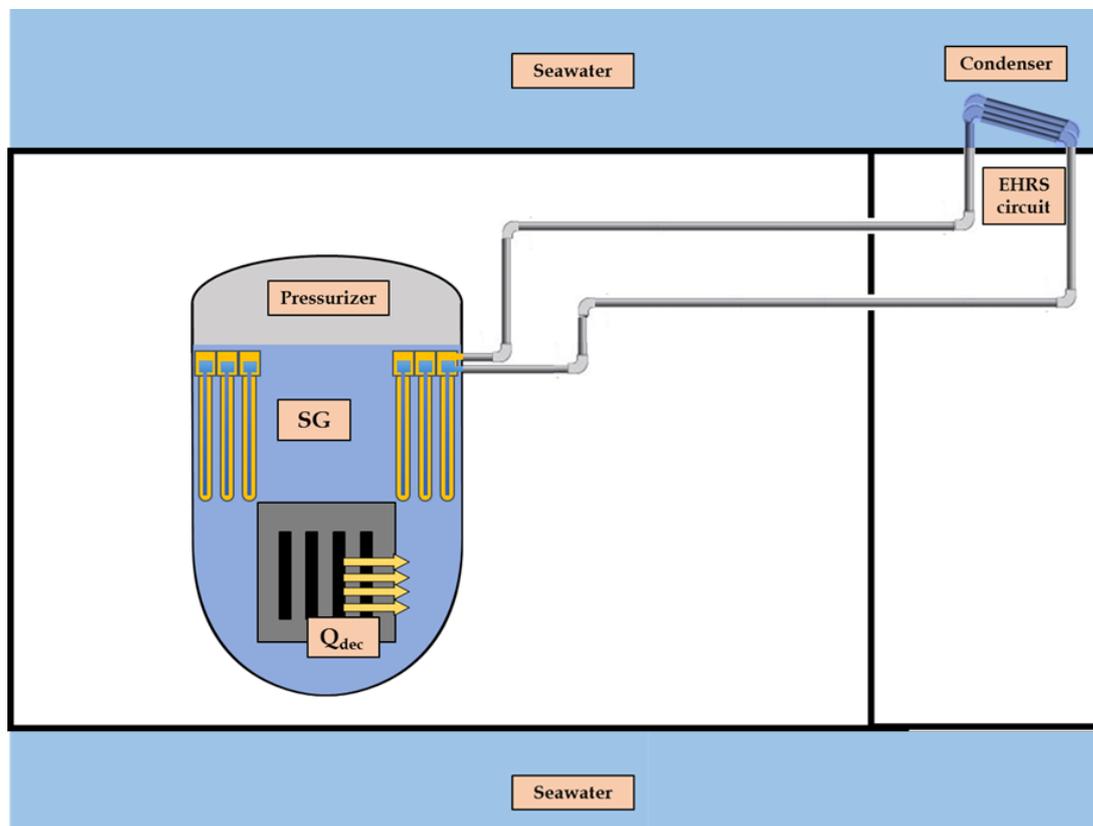


Figure 1. Configuration of the EHRS with bayonet tubes steam generator

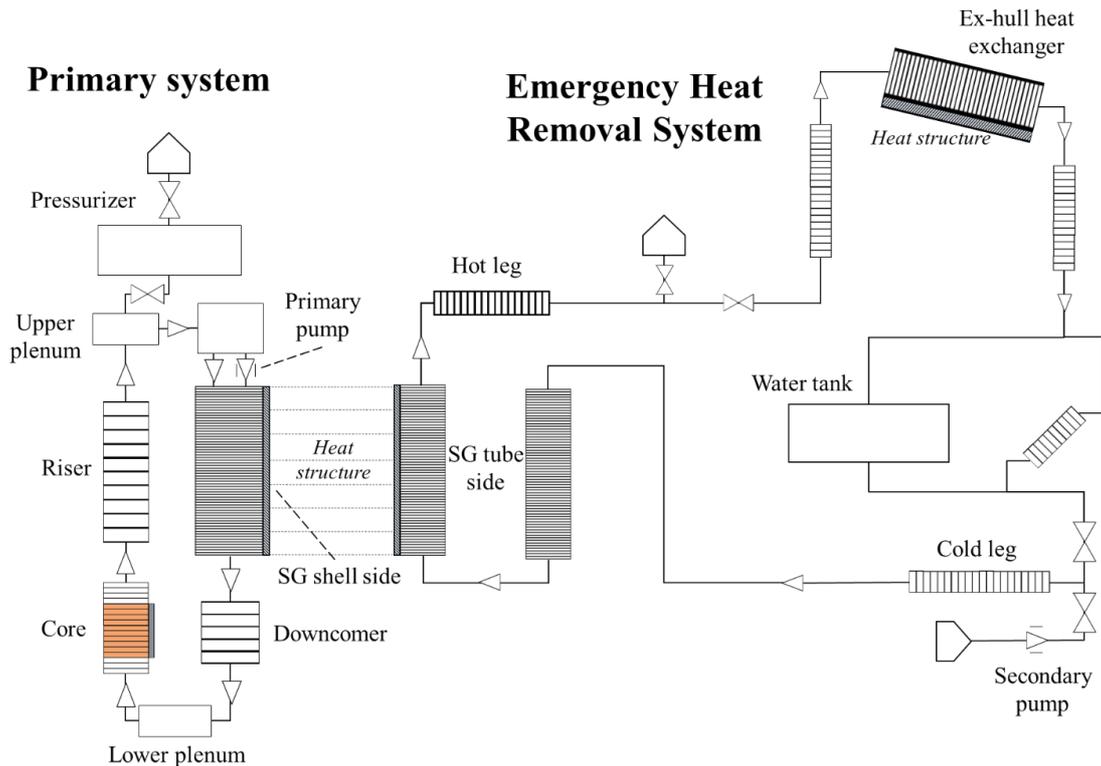


Figure 2. Schematic of nodalization of primary and secondary circuits

The model used in the current analysis is identical to that of the previous activity. Primary and secondary circuits are nodalized and modeled with a 1D approach, in order to be suitable for RELAP5 system code. The model consists of:

- ⇒ the primary circuit, which includes the core, the pressurizer, the primary side of the SG and other minor components;
- ⇒ the secondary circuit, which includes the secondary side of the SG, the condenser exchanging with external seawater and the piping.

The authors refer to the LP1. C2.3 – PAR 2015 [7] for the description of the model features, dimensions and boundary/initial conditions. Figure 1 show the configurations with bayonet tubes steam generators, while Figure 2 shows the Relap5-Mod3.3 nodalization.

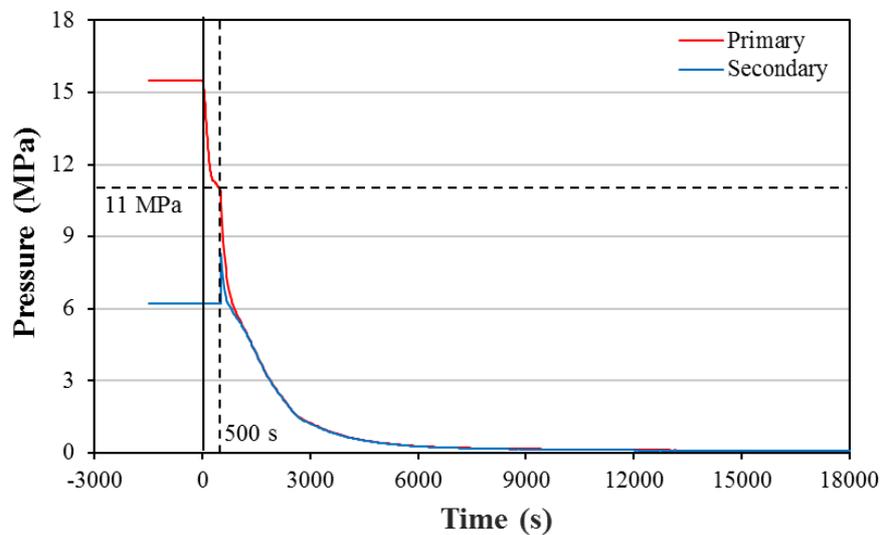
1.4 Results and comments

The following graphs show the main results of the simulation activity.

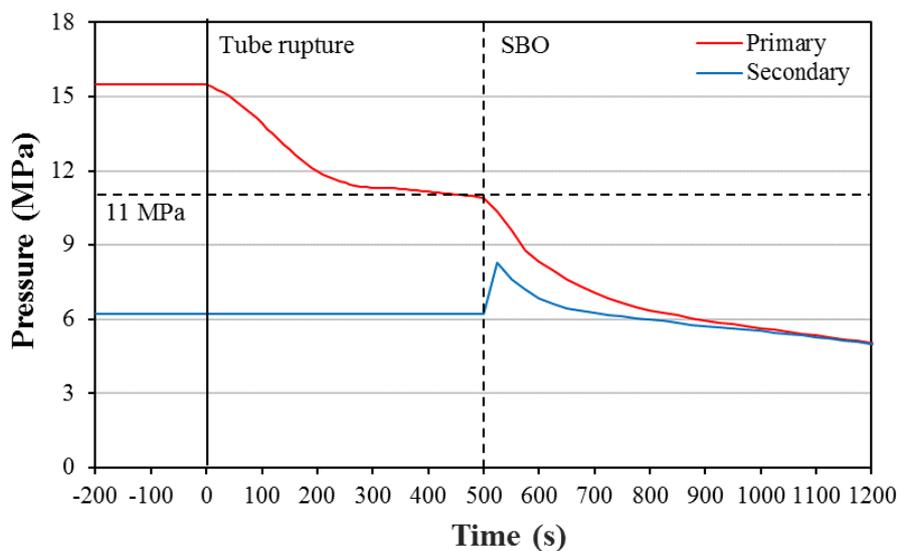
Figure 3 evidences the point where the core scram is actuated, i.e. roughly 500 seconds after the tube break. At that time, the pump stops operating and natural convection starts. It is visible that primary and secondary pressures become equal in a quite short time. Then, a strong depressurization of both systems starts, thanks to the cooling of the secondary fluid at the condenser in contact with seawater at 20°C. Such depressurization is not different from what observed in the reference case (PAR 2015). At the end of the simulation, the primary pressure reaches 0.1 MPa.

Figure 4 reports the power transferred through the SG and the condenser. Both are almost always larger than decay power, therefore the power transferred to the exterior is larger than the decay power. However, this is not enough to ensure the proper cooling of the fuel rods, since one should consider also the enthalpy of the primary fluid. In effect, Figure 5 shows the core inlet-outlet quality profile. It is clear that the production of steam during the transient is quite large, reaching values higher than 10%. This is a sign that the natural circulation flow may not sufficient to keep the fuel

rods in safety conditions. The model here adopted does not simulate the fuel rods, but only the decay heat production, since the focus is only the thermal-hydraulic of the safety systems. Hence, it is not possible to state if the temperature of the fuel rods reaches unsustainable values. Nevertheless, under such conditions the risk of thermal crisis is very high, and this fact must be considered very carefully in the safety strategy. The calculation of the collapsed liquid level (Figure 6) is a further confirmation of this fact: fuel rods can remain uncovered for several hours. Under such circumstances the risk of UO_2 overheating, hydrogen release and cladding failure is very high. Therefore, one must conclude that the EHRS alone is not able to face a SBO-SGTR event. A SG tube rupture is a type of SB-LOCA, since there is a loss of primary coolant. The flow through the broken pipe (Figure 8) evidences a remarkable mass flow through the secondary side for 700-800 s. Integrating the sum of the two flowrates in figure through the interval where they are not near zero, one find that the primary system loses about 7,000 kg of primary water, which is roughly 7-8% of the total water inventory. Therefore, when a SG tube rupture occurs, the safety strategy must consider the high-pressure injection of feedwater.



(a)



(b)

Figure 3. Pressure profile of the full transient (a) and detail of the initiating events of the scenario (b)

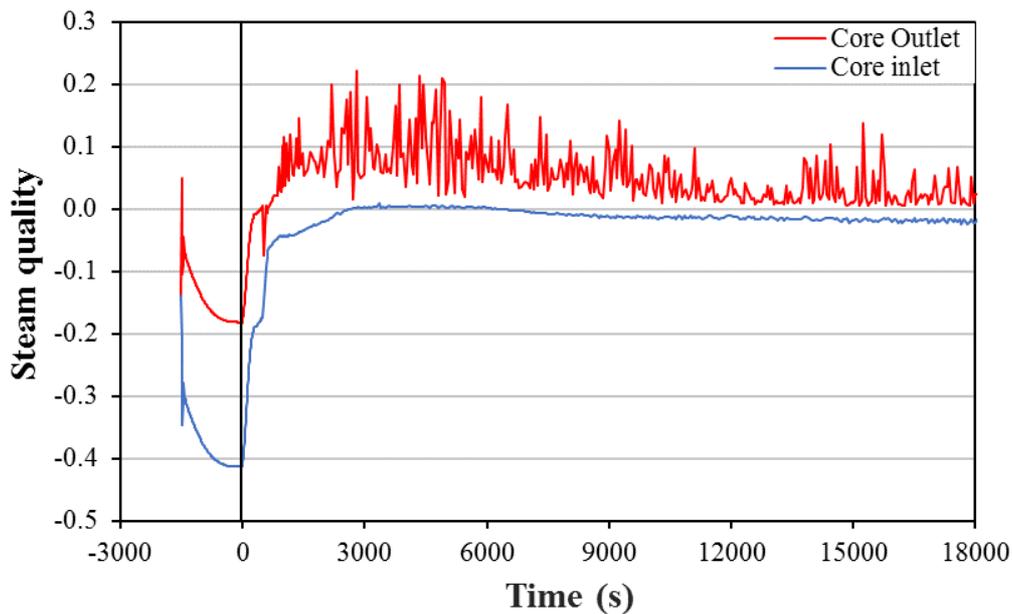


Figure 4. Quality profile at the inlet-outlet of the reactor core

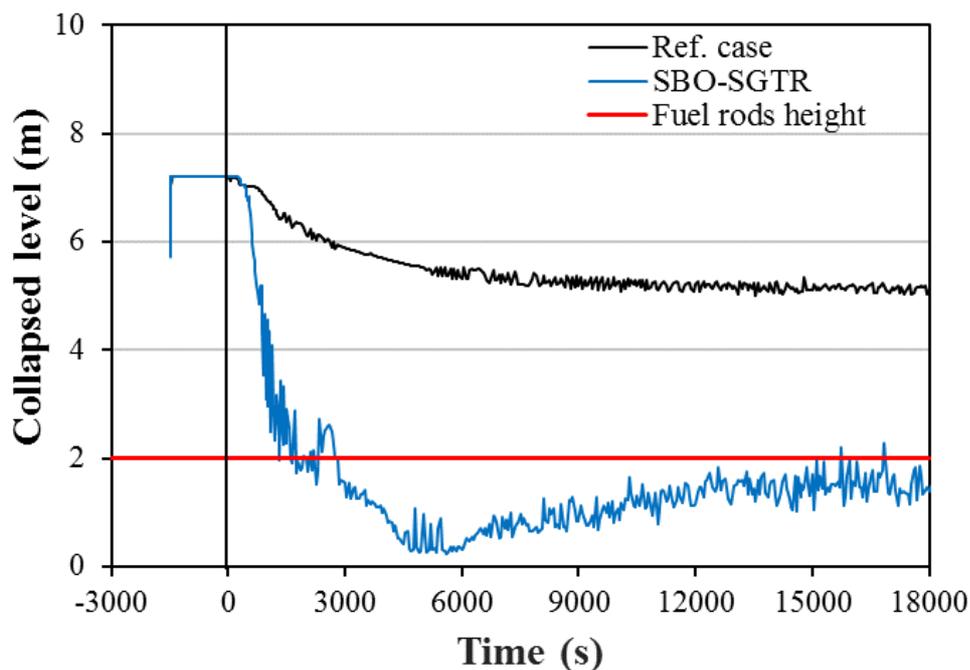


Figure 5. Collapsed liquid level in the primary circuit (core + riser + upper plenum)

The analysis of the primary mass flowrate (Figure 7) evidences large oscillations of the natural circulation flow, due to the diffuse boiling. This is another sign that the primary flow is not working properly to keep the fuel rods under safety conditions. On the contrary, the secondary flow is more stable. The inlet-outlet quality (Figure 8) reveals that the fluid exits the SG at saturated conditions. In the second part of the transient there is a much larger production of steam, which may depend on the depressurization. The simulation also allows calculating the primary flow that is loss and enter the secondary circuit.

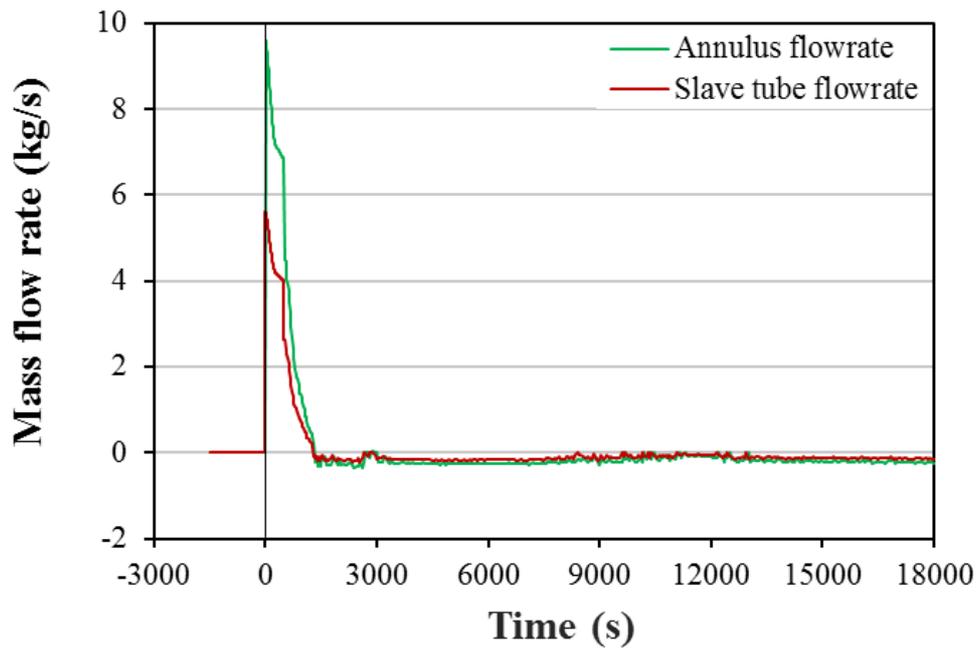


Figure 6. Mass flowrate through the broken tube of the SG (from primary to secondary side)

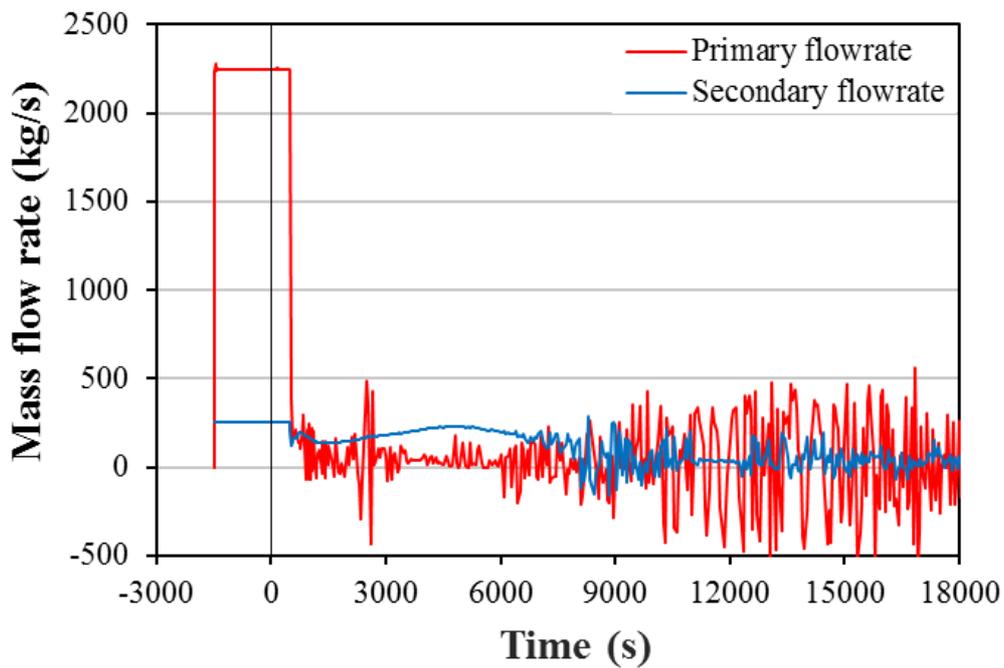


Figure 7. Primary and secondary mass flowrate profiles

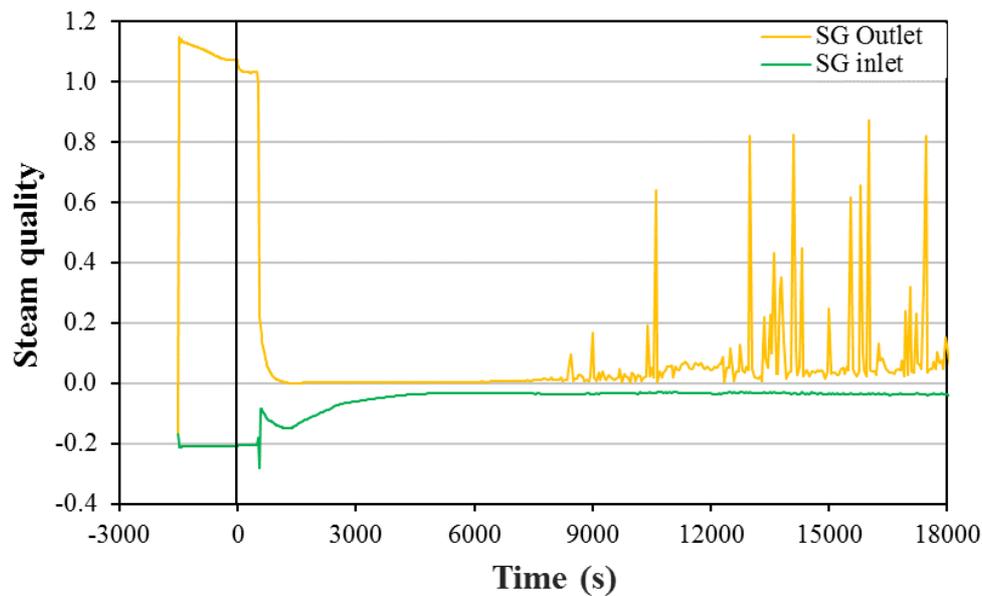


Figure 8. Quality profiles at the inlet-outlet of the SG, secondary side

1.5 Summary and conclusions

The analysis of a SBO-SGTR scenario in a submerged iPWR-SMR with a RELAP5 simulation has been performed in this work. Given that in previous works (PAR-2015 and PAR-2016) the EHRS, connecting a bayonet tube SG to a condenser immersed in seawater, has shown very interesting performances during a SBO event, the purpose of this work has been to evaluate if the EHRS is able to cool the system with natural convection only even when a pipe of the SG is broken. The results have revealed that the natural circulation is not enough, since there is a considerable leakage of primary fluid that goes into the secondary circuit. This leads to a large production of steam into the core, which can be the cause of thermal crisis and fuel overheating. Therefore, it should be concluded that a SG tube rupture requires the intervention of other safety system, injecting cold water to replace the coolant lost.

Publications

The R&D activities developed during the PAR-2015, -2016 and -2017 contributed to the papers published [1] and presented to international conferences [8] in 2018 and under review for publication [9].



2. Contribution to the Euratom proposal ELSMOR

In 2018, CIRTEN ENEA and SIET collaborated with European R&D centers and companies, to set up a research proposal devoted to SMRs, to respond to a Euratom call in the framework of the Work Programme 2018.

The call was the “*NFRP-2018-3: Research on the safety of Light Water Small Modular Reactors*” [10], the potential funding being between EUR 1.75 and up to a maximum of EUR 3.5 million.

The activities and the expertise developed in the recent years within the MiSE-ENEA “Accordo di Programma” initiative, on the Small Modular Reactor topics, allowed the Italian organisations to offer an important contribution to the proposal, named ELSMOR (*towards European Licensing of Small Modular Reactors*) and prepared mainly in collaboration with French partners (EdF, CEA, IRSN, Framatome, Technicatome).

Other partners in the proposal are GRS (DE), VTT and Fortum (FI), EnergoRisk (UA) and LEI (LT).

2.1. The ELSMOR proposal: main features

The ELSMOR project aims to enhance the European capability to assess and develop the innovative SMR concepts and their novel safety features. The work both aims to investigate the safety of the Light Water Small Modular Reactors holistically as well as to drill down in set of topics identified by the consortium to be the most vital in ensuring the compliance of the future SMRs to the safety objectives as established by the amended Directive 2009/71/Euratom.

ELSMOR aim is to advance the understanding and technological solutions pertaining to light water SMRs on several fronts:

- Collection, analysis, and dissemination of the information on the potential and challenges of Small Modular Reactors to various stakeholders, including the public, decision makers and regulators.
- Development of the high level methods to assess the safety of LW-SMRs
- Improvement of the European experimental research infrastructure to assist in the evaluation of the novel safety features of the future LW-SMRs.
- Improvement of the European nuclear safety analysis codes to demonstrate the capability to assess the safety of the future LW-SMRs

The ELSMOR project is built upon the expertise of the consortium that consists of technical support organizations (TSOs), technical research centres, industrial partners, and universities with the long experience in European nuclear safety analysis and the development and implementation of innovative nuclear technologies. The industrial partners include utilities, small medium sized enterprises (SMEs) as well as the consortium currently developing the French LW-SMR F-SMR design.

The safety case methodology developed by ELSMOR aims to assist in establishing a baseline for SMR's licensing process, and thus lead to licensed and operating Light Water SMR demonstrators in the next 10 to 15 years. Moreover, it will pave the way for robust science-based state-of-the-art recommendations to decision makers regarding nuclear safety of Light Water SMRs at EU level.

The experimental methods, expected results, and data developed or obtained in the framework of the proposed project can be used as a basis for the study and pre-licensing analysis of any system for which similar T/H conditions occur. The developers of European safety analysis tools (GRS, IRSN, CEA, etc.) and other computer codes use their well-established paths for exploitation of the improved and validated simulation tools.

The licensing approaches and methods would be expected to be directly utilized by SMR designers like the French consortium. The outcomes should make the licensing process more fluid and

comprehensive; this should also be true from the regulator point of view. Results from the benchmark and simulation of the physics and fundamental phenomena should improve the trust in the performance of the passive safety systems. However, they may also indicate ways to improve or simplify the design of SMR for even more safety.

The SMR concept that will be addressed as reference case in ELSMOR project is of integral PWR (iPWR) type, similar to the concept investigated by the Italian partners in the recent years. Figure 9 shows the integral layout of the SMR, similar to that described in [7] and in [11], and the steel containment, to be submerged into a dedicated pool.

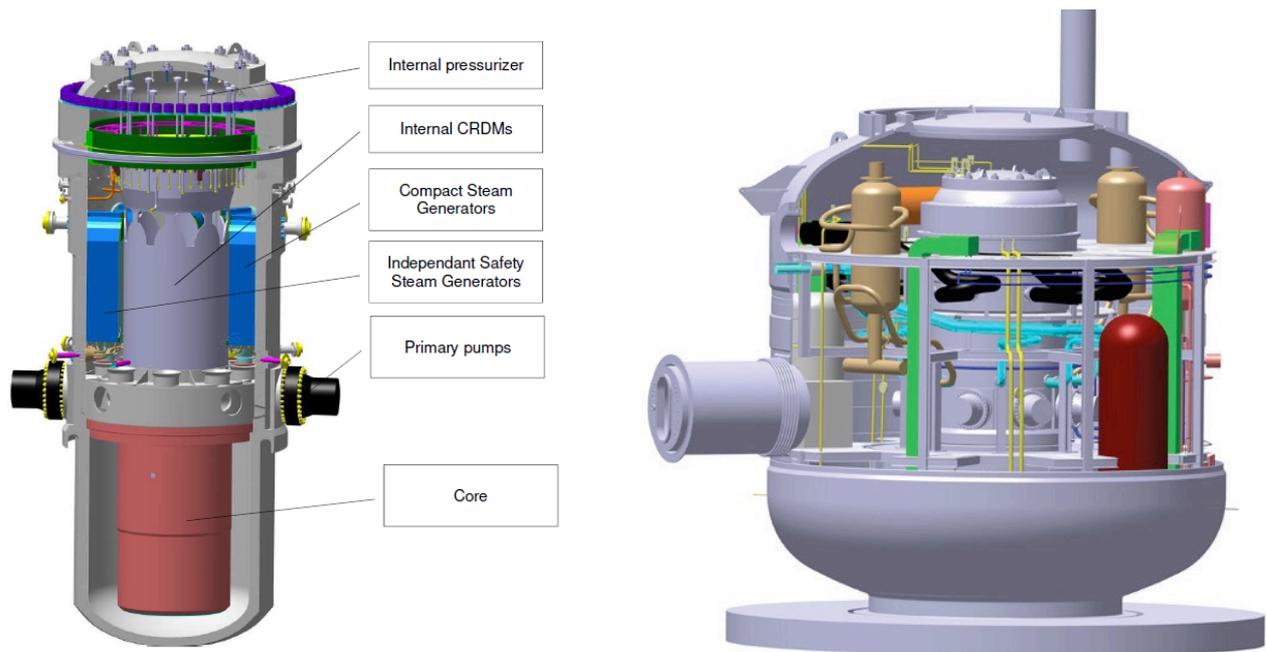


Figure 9. Reference SMR case for the ELSMOR proposal: integral PWR layout (left) and submerged steel containment layout (right).

A passive safety strategy is envisaged for the iPWR-SMR, based on external natural circulation water cooling for the submerged containment, plus two-phase flow natural circulation loops as Decay Heat Removal (DHR) system, exploiting the Steam Generator modules integrated into the Reactor Pressure Vessel and devoted Heat Exchangers/Condensers placed inside the containment but still exploiting the external water pool as a ultimate heat sink, as shown in Figure 10.

A plate heat exchanger type is envisaged by the French designers as a first option, but a bayonet tube heat exchanger type could be considered as well. Despite the final choice for the SMR design, the expertise developed by ENEA, CIRTEN and SIET will be anyway exploited.

The ELSMOR proposal is framed into eight work packages. The main objectives of the ELSMOR project and the Work Packages are as follows:

Objective: ELSMOR is to identify and review the innovative safety features of LW-SMRs.

Work Package 1 will focus on the identification of advanced or innovative safety features of LW-SMRs that potentially pose challenges to established safety demonstration approaches.

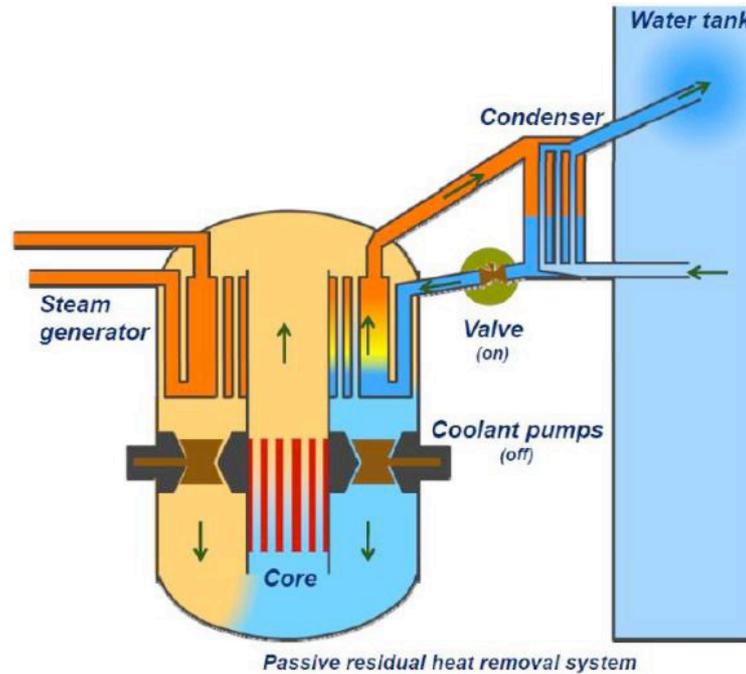


Figure 10. Passive safety system conceived for the ELSMOR reference SMR case (similar to the DHR system studied by ENEA, CIRTEN and SIET).

Objective: ELSMOR is to develop methodologies for robust safety assessment of LW-SMRs.

Work Package 2 will focus on developing methodologies with qualitative and quantitative recommendations to support the safety demonstration of the innovative features of LW-SMRs. The focus will be put on specific safety features identified in WP1.

Objective: ELSMOR is to produce relevant experimental data and develop tools for science-based safety assessment of LW-SMRs.

Work Package 3 will focus on core cooling safety functions of integral LW-SMRs. Work to be performed is associated with safety analysis, development and assessment of codes and models, and specification of scaling or other requirements for tests and experiments to characterize the most promising passive systems.

The focus of Work Package 4 is the development, assessment, and validation of analysis methods and tools for the safety demonstration of improved or innovative containment safety function features of integral LW-SMRs.

Objective: ELSMOR is to demonstrate the usability of the tools developed in the project.

Work Package 5 will apply the methodologies and tools developed in WP2, 3 and 4 in an example case. The approach will be conducted on the safety features of the global design, but with a special focus and effort on innovative safety systems that differ from large PWR. In addition, application of the global safety methodology developed in WP2, to the specific LW-SMR design will result in qualitative and/or quantitative recommendations to support the safety demonstration and will also provide feedback on the methodology. The benchmark exercise with different code chains will demonstrate the appropriateness, accuracy and performance of independent software tools.

Objective: Results of ELSMOR are relevant to the stakeholders and will have a future impact on the deployment of LW-SMRs.

Work Package 6 will focus on stakeholder interaction and dissemination results of the project to recommendations to stakeholders. This will be performed throughout the lifecycle of the project. Possibilities to integrate the IAEA’s Institutional Strength-in-Depth (ISiD model, INSAG-27) will be studied. Our aim is to include both nuclear specific and non-nuclear specific stakeholders, who are closer to the needs and interests of the public and society, such as EURATOM, EU Commission, and NGOs. WP6 will operate as interactive counterpart to other work packages, especially for WPs 2-5.

Objective: ELSMOR will educate and train a new generation of nuclear experts.

Work Package 7 will target the Education & Training of students and young researchers, on LW-SMR concepts and on the R&D topics of the proposal. A new generation of scholars and researchers will be involved “on-field” since the beginning of the project, in WPs from 1 to 5.

Work Package 8 consists of overall management, administration, coordination and execution of the ELSMOR project, consortium and project meetings.

The overall structure of ELSMOR is reported in Figure 11.

ELSMOR proposal towards European Licensing of Small MODular Reactors



Figure 11. Structure of the ELSMOR proposal.



2.2. The Italian contribution

ENEA, CIRTEN and SIET have contributed to the whole proposal, in particular: to the identification of the modelling and experimental activities to investigate the DHR passive safety system (WP3), to the application of the safety methodology to the reference iPWR-SMR case (WP5) and to the education and training efforts devoted to the SMR technology (WP7). ENEA will be WP leader of WP3 while CIRTEN of WP7.

About WP3, managed by ENEA, the investigations proposed in ELSMOR will consist of both experimental and analytical assessments of key safety features for LW-SMRs. The exact solutions differ between the LW-SMR concepts, but in general the verification of the operation of the passive safety functions and the validation of the analysis codes are vital.

WP3 will focus on core cooling safety functions of iPWR-SMRs in general and the proposed SMR design as a reference SMR in particular. The major tasks for the WP are:

- Elaboration of a reduced PIRT (Phenomena Identification Ranking Table), with focus on WP’s relevant phenomena regarding the safety functions.
- Identification of significant experiments available in the open literature covering phenomena as identified in the PIRT (focused on the reference SMR concept safety features) and completion of the list of existing experiments. The outcome will be an experimental matrix, which can be used to assess the applicability of codes. In addition, the proposals for new experiments will be made if necessary.
- Review of the European calculation chain capabilities against significant phenomena identified in the PIRT and check of the validation status and range of applicability. Derivation of capability gaps and improvement needs for the European calculation chains with view to phenomena and design features identified in the PIRT.
- Performance of an experimental campaign.
- Implementation of necessary code improvements already identified by the ELSMOR project for the European calculations chains to improve code performance for containment safety functions.
- Extended validation of the EU calculation chain codes for containment analysis against the improved test matrix and against tests results from experiments performed in WP 3. Specific focus will be on the validation of improved models.
- Compilation of a summary report for the WP activities with major achievements, recommendations and conclusions.

The experimental work in ELSMOR will concern first the design and set-up of a test facility; second the execution of tests, and third the analysis of data. The main result expected from this work is the improvement and validation of passive DHR system numerical models for different T/H codes.

A sensitivity analysis of most important and critical parameters will be conducted in the framework of this experimental program to provide also information for code assessment with BEPU methodology (BEPU «guided» by experiments, better approach than purely computational).

Several code chains are used in analysis to assess their capabilities and implement improvements. This ensures that independent European tools can be used for design and safety demonstrations by vendors and safety assessments by TSO and regulators. The SMR developer group will use CATHARE (including features of the NAUTILUS code) and MAAP. GRS, as the German TSO, will use the simulation chain AC² (consisting of the modules ATHLET, ATHLET-CD and COCOSYS). In addition, the capabilities of RELAP will be assessed for comparison. This independence of simulation tools as well as the development and application of own plant models leads to a high reliability of the results. In addition, CFD-approaches (e.g. CFX, GOthic) as well as general-purpose simulation software tools like Apros (Advanced Process Simulator) originally developed by

VTT and Fortum will contribute to the assessment. By direct code-to-code comparison or comparison with available experimental data, inconsistencies or model deficiencies, demanding code development, can be identified.

Based on the general considerations, the ELSMOR project emphasizes the extended validation and improvement of lumped parameter codes, containment heat removal functions, and systems for containments submerged in water pools. For the simulation of local effects like stratification or local 3D temperature fields, dedicated 3D models for lumped parameter codes will be qualified. In addition, the coupled application with CFD codes that are applied only to a dedicated calculation domain will be validated and improved. The role of pure CFD applications will be to provide reference solutions for equilibrium conditions in water pools and in the containment with regard to stratification, convective currents in complex geometries and temperature distributions. These improved methods and tools supplement methodological investigations will be tested for the reference design.

For the above reasons, ELSMOR compares the models and analytical results of different code classes. The modelling gaps, which shall be closed in ELSMOR, will be identified and corresponding code development will be performed.

The experimental facility will be set-up in SIET labs. An existing test facility will be modified to host a new test section including both a prototypical - fluid-fluid compact steam generator provided by TechnicAtome supplied with water at the reactor primary side conditions and a reduced elevation (~3 ÷ 6 m) natural circulation loop with a vertical tube in-pool heat exchanger. The steam generator and the set-up are prototypical of the reference SMR. The setup is described in detail in Figure 12.

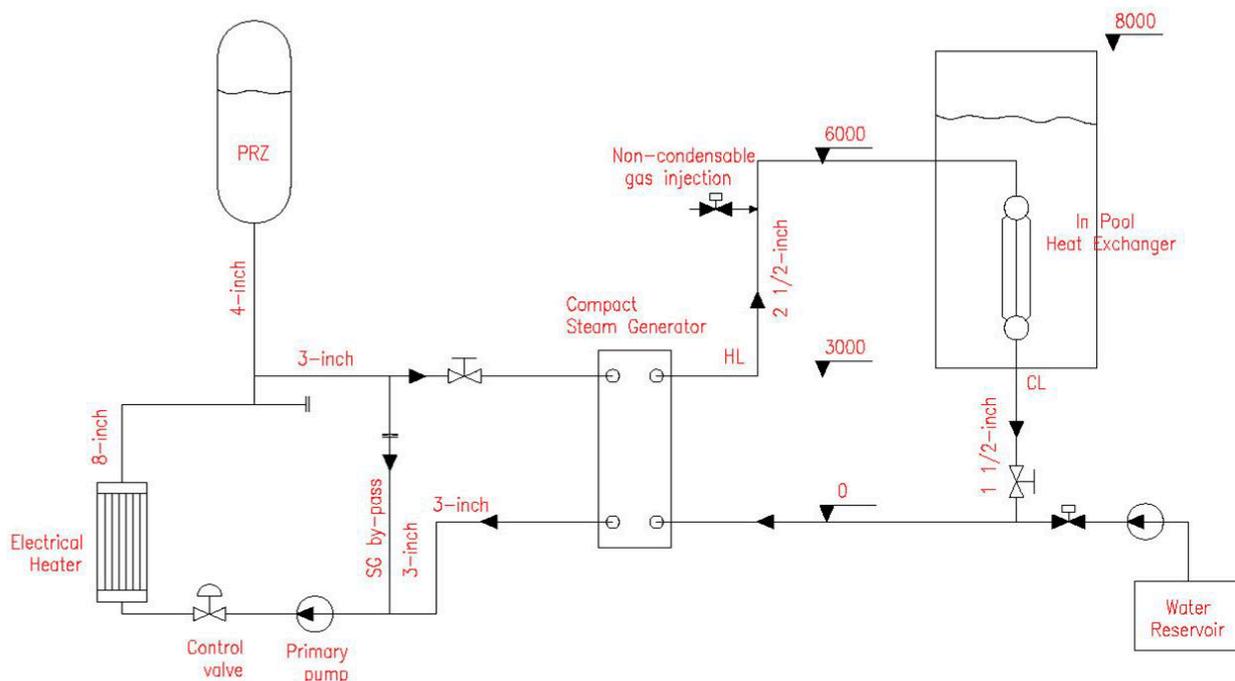


Figure 12. SIET-DHRS facility simplified flow diagram

The proposed experiments will allow to test a system with low driving force, prototypical SG/HX geometry and TH conditions (iPWR-SMR reference case). The facility thermal-hydraulic parameters can be controlled to provide a wide and complete test matrix, and a set of instruments will be installed to record the main thermal-hydraulic quantities. The results of the experimental campaign



are used to develop models for European nuclear safety analysis codes, and to identify any potential gaps in understanding when it comes to the function of the heat exchangers in the setup typical of SMRs (small height differences, natural circulation). This work will demonstrate the capability of European TSOs to assess the new safety features of future light water SMRs using European research infrastructure.

The proposed experiments will allow to test a system with low driving force, prototypical SG/HX geometry and TH conditions (iPWR-SMR reference case) in a loop with the following characteristics:

- Total height: 5 ÷ 10 m
- Power ~1 MW
- Primary Side P/T: 15.5 MPa/330 °C
- DHRS P: 12 MPa
- In-pool HX: n. 3 or 5 vertical tubes, 2-inch diameter, ~2 m length
- Cylindrical water pool ~5 m³ volume, ~5 m height, atmospheric pressure.

The facility thermal-hydraulic parameters can be controlled to provide a wide and complete test matrix, in particular:

- the primary side temperature at the compact SG inlet;
- the primary mass flow in the compact SG;
- the natural circulation loop pressure drops;
- the natural circulation loop Filling Ratio;
- the non-condensable mass in the natural circulation loop;
- the pool water level;
- the pool water temperature.

A set of instruments will be installed to record the main thermal-hydraulic quantities:

- Differential pressure -(~20 sensors)
- Relative pressure (~3 sensors)
- Temperature (~100 sensors)
- Mass flow on the primary side (orifice plate)
- Mass flow on the natural circulation loop (venturi nozzle or orifice plate).

About WP5, an application of the developed safety case methodologies and models to the chosen reference iPWR-SMR design will be performed, in order to demonstrate their applicability for real cases. The approach will focus on the safety features of the global design, but with special attention and effort on safety systems that differ from large PWRs. The application focuses in particular on the performance of two safety functions related to the core cooling safety function, and the containment safety function of a metallic containment. Different code chains will be applied on the chosen SMR design for the core cooling safety function. There will be three different tasks: the application of the high-level methodologies developed in a previous Work Package (WP2) to the reference SMR, the working of the safety functions in an accident scenario, and the working of the safety functions in a severe accident scenario.

Application of the global safety methodology developed in ELSMOR, to the specific iPWR-SMR design will result in qualitative and/or quantitative recommendations to support the safety demonstration. The application will also provide feedback on the methodology. Case study will be based on specific features of iPWR-SMR, focusing on differences between large PWR and SMR, and over the lifespan of the installation.



High level requirements from WP2 will be converted into technical specifications and into lower level requirements for performance assessment in order to be used by regulators. This activity utilizes the earlier results on the practical case study. Firstly, selected high-level safety requirements of the SMR concept acting as a case study will be elaborated to more concrete requirements following the approach developed in WP2. Based on the available documentation, some specific area(s), such as safety classification, defence in depth levels, physical or functional separation, diversity, will be selected for more detailed investigation. In the investigation, the passive safety features of SMR design are given special consideration. The objective is to perform comparison between SMRs and large reactors from perspectives of different types of analyses needed regarding licensing requirements, and identify possible aspects where SMRs could be licensable with lesser number of analyses and simpler approaches than in the case of large reactors. This activity will also provide considerations on licensing aspects that could be considered to be less burdensome with SMRs than in the case of large reactors. Recommendations of good practices for licensing of SMRs will be identified and reported in WP 6.

Also, following the safety methodology developed in WP2, the results will be used for application on the reference iPWR-SMR, when applicable to this design. Decay heat removal and containment methodology applications are related to tasks in WP2. They are also closely related to the results of the scenarios that are studied with different codes in the WP5.

In addition, the other tasks from WP2 (reactivity control, refuelling, spent fuel management, transport and disposal as well as decommissioning, multi-unit & sharing of systems, severe accident management, emergency planning assessment, operation and human factors) will be applied when possible.

The performance of the two safety functions related to WP3 and WP4 are regarded in WP5:

- The core cooling function, which is a passive heat removal system, will be simulated by two reference scenarios both with the loss of the main cooling system.
- The containment safety function, which particularity is its metallic shell submerged in water and removing the residual heat. Simulations of severe accidents with core melt will indicate the performance of such a new safety system.

The scenarios will be defined prior to the modelling of each safety functions. The different phenomena, system boundaries and hypotheses are related to work in WP3 and 4 and results from these WPs will complete the current understanding of these systems. The insight from the experimental campaign on passive decay heat removal system led in WP3 will be used in WP5. Simulation of the scenarios will be done by different code chains (for the core cooling safety function in the form of a benchmark), especially those validated in WP4. Finally the results will be analysed and compared.

Two reference accident scenarios challenging the iPWR-SMR safety strategy, in compliance with the EU Safety Directive and linked to WP3 and WP4:

Loss of the main cooling system:

- The safety methodology will be applied to study the SMR behaviour in the short and long term after a station blackout (SBO) without a loss of coolant accident (LOCA). For uncertainties evaluation in this scenario, a best estimate plus uncertainty methodology is proposed. In this scenario, the passive core cooling system is the only cooling system that operates in a first phase.
- In the short term after a design basis accident LOCA, safety injections should maintain the core cooling but, due to the relatively small size of a DBA LOCA compared to standard LWRs, the pressure in the containment might, on the first hand, vary fast and have effects on the vessel water losses in the long term. A high pressure in the containment could limit the water flow rate from the primary circuit to the containment. Moreover, the passive core



cooling system will make the primary pressure decrease and will limit the water flow rate too. Therefore, the passive systems heat fluxes as well as the pressure of the containment and its evolution have a significant impact on the evolution of the water level in the vessel and should be studied precisely. On the other hand, the water level in the containment will rise and will provide a water inventory usable to replace safety injections either by using pumps or by allowing the water in the containment to recirculate through the vessel. By combining results of WP3 and WP4, models will be built to analyse the response of the systems during a LOCA, the pressure equilibriums between the pressure vessel and the containment and possibilities of water recirculation to maintain the core flooding in the long term after a LOCA.

A comparison of the simulation results will take the form of a benchmark exercise. The task of defining the indicators for this comparison will be done in the beginning of the project, and the set of indicators will contain at least important physical variables (like RPV and containment pressures and temperatures; water wall temperature(s); heat fluxes in the passive heat removal chain; different mass flows over time; etc.). Attention will be paid to the geometric distribution of particular variables. Analysis of the results will give an indication on the performance of the tools / code chains to validate the safety aspects of this innovative passive cooling design.

Severe accident scenario:

- The safety methodology will be applied to study the SMR behaviour in case of a severe accident with core melt. TechnicAtome will provide the input data in support of the calculations to be realized by the partners for the severe accident scenario (DEC-B) selected to challenge the containment safety function. Different scenarios leading to core melt accident (LOCA, failure of passive safety systems, other failure ...) are possible. The data provided will be focused on the thermo-hydraulic conditions to be considered at the beginning of the core melt accident (pressure, water volume in the RPV, temperature, residual heat ...).
- Severe accident will be simulated with specialized codes. These simulation results will be analysed in order to estimate the impact of the SMR safety functions especially the metal containment and the integrated reactor vessel.

About WP7, managed by CIRTEN, the results of the ELSMOR project will be published at international conferences and in scientific journals via open access, and special sessions will be organized at high-level international conferences and journals. In accordance with the H2020 Open Access Guidelines, the publication of articles will be Open Access. A database will be created and published on the project website with an overview of all journal and conference publications. All theses of MSc and PhD students will be published on the project website and will be freely accessible.

To educate young scientists as well as to maximize the dissemination and exploitation of newly generated knowledge and results, an “International SMR Summer School” will be organised in the second-half of the project period, with the involvement of the ELSMOR WP leaders and experts of the ELSMOR Advisory Board. Invitation to attend will be extended also to extra-EU students, with a specific attention to Newcomer Countries interested in SMR deployment.

Open Educational Resources (OER) will be produced within the ELSMOR project, as an opportunity to improve the quality of education as well as facilitate policy dialogue, knowledge sharing and capacity building. These include open distribution of the summer school material as well as production of open access lecture videos on SMR concepts.



REFERENCES

- [1] M. Santinello and M. Ricotti, "Preliminary analysis of an integral Small Modular Reactor operating in a submerged containment," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 107, pp. 90-99, 2018.
- [2] G. Haratyk, C. Lecomte, and F. X. Briffod, "Flexblue®: a subsea and transportable small modular power plant," in *Proceedings of ICAPP 2014*, Charlotte - USA, April 2014.
- [3] "NUgenia Small Modular Reactor (NUSMoR) with passive safety features," 2014.
- [4] M. Santinello et al., "External heat transfer capability of a submerged SMR containment: The Flexblue case," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 96, pp. 62-75, 2017.
- [5] M.E. Ricotti et al., "Preliminary safety analysis of the IRIS reactor," in *Proceedings of ICON10 10th International Conference on Nuclear Engineering*, Arlington, VA, April 14-18, 2002, 2002.
- [6] IAEA, *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual*. Vienna, Austria: IAEA, 2017, vol. Training Course Series No.65.
- [7] M. Polidori et al., "Validazione dei modelli RELAP5 dello scambiatore di calore HERO-2," ADPFISS-LP1-068 2016.
- [8] M. Santinello and M. Ricotti, "IRIS-like Reactor configuration and main Passive Safety Strategy for a Submerged SMR deployment," in *"Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power" (ISTC NIKIET – 2018)*, Moscow, 2018.
- [9] M. Santinello and M. Ricotti, "Long-term decay heat removal in a submerged SMR," *Annals of Nuclear Energy*, under review.
- [10] (2018) EURATOM Work Programme, call NFRP-3. [Online].
<http://ec.europa.eu/research/participants/portal/desktop/en/opportunities/h2020/topics/nfrp-2018-3.html>
- [11] M. Polidori, M. Santinello, and M. Ricotti, "Validazione del modello RELAP5 di un sistema DHR in circolazione naturale tramite analisi di post-test ed analisi del comportamento di tale sistema in SMR di tipo PWR," ADPFISS-LP1-090 2017.
- [12] M. D. Carelli et al., "The design and safety features of the IRIS reactor," *Nuclear Engineering and Design*, vol. 230, pp. 151-167, 2004.
- [13] G. Baldocchi, M.E. Ricotti, and M. Santinello, "Small Modular Reactors for the Flexblue concept," 2015.
- [14] G. Haratyk et al., "CFD investigation of Flexblue hull," in *Proc. of NUTHOS-10*, Okinawa - Japan, 2014.



Breve curriculum scientifico del gruppo di lavoro impegnato nell’attività di ricerca

Politecnico di Milano

Il gruppo di lavoro è composto da un professore ordinario di Impianti Nucleari (**Marco Ricotti**) e da un dottore di ricerca (**Marco Santinello**).

Marco Ricotti è da oltre 20 anni impegnato in attività di R&S nel settore dell’ingegneria nucleare, in particolare per aspetti di termoidraulica e sicurezza passiva applicata a reattori SMR, attraverso attività numerico-modellistiche e sperimentali. È coordinatore del gruppo di ricerca Nuclear Reactors Group del Politecnico di Milano-Dipartimento di Energia.

Marco Santinello è Dottore di Ricerca (PhD) in “Scienza e tecnologie energetiche e nucleari”, è stato assegnista di ricerca e da oltre cinque anni si occupa di reattori SMR, collaborando a progetti internazionali.

Maggiori dettagli sulle competenze e attività di ricerca del gruppo sul sito web:
<http://www.nuclearenergy.polimi.it>.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFIS – LP1 – 112	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 48	di 54
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Page intentionally left black

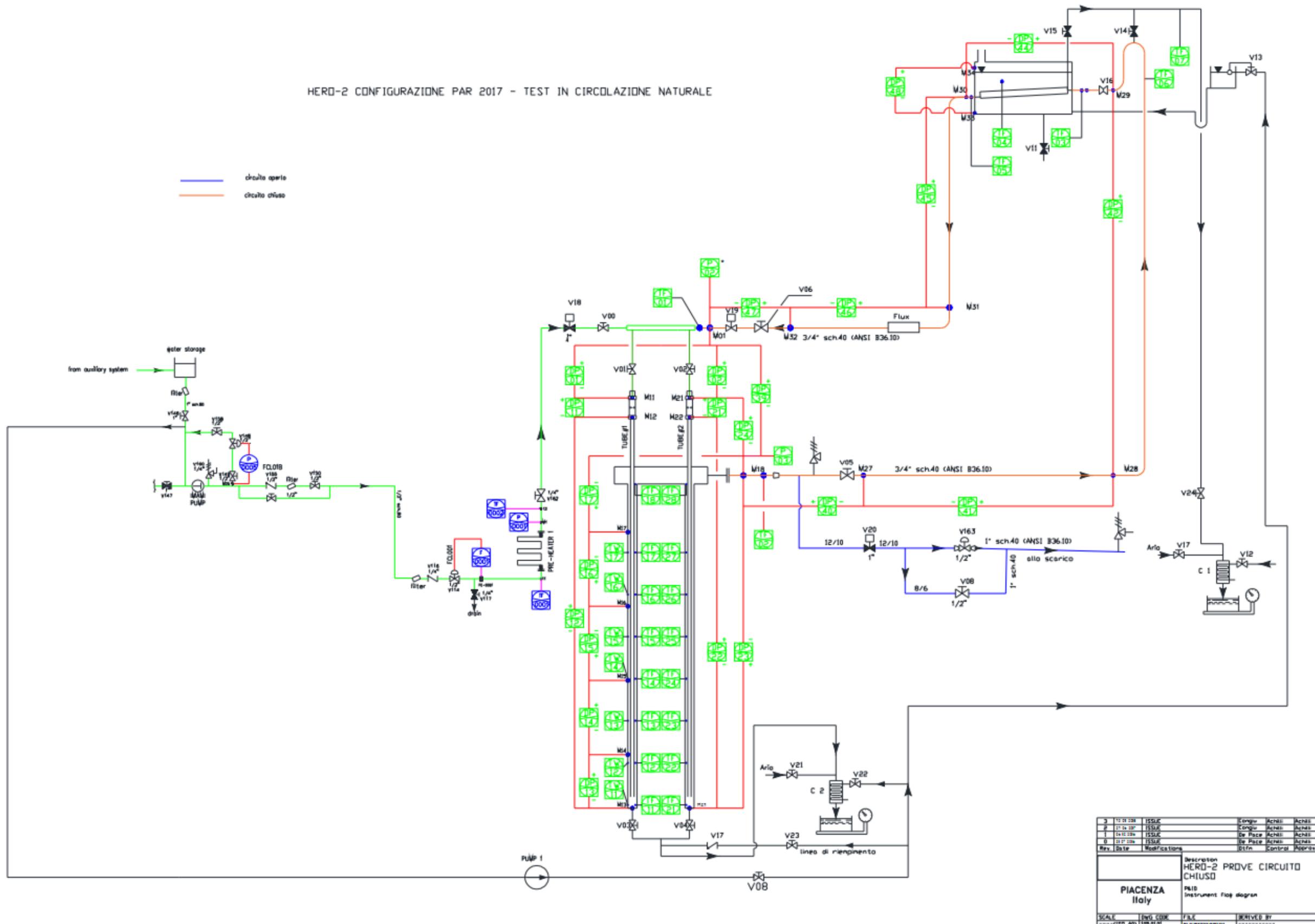
 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 112	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 49	di 54
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

APPENDICE B – INFORMAZIONI DI IMPIANTO

Sono riportati di seguito:

- ❖ P&I per test in circolazione naturale (circuito chiuso)
- ❖ P&I per test in circolazione forzata (circuito aperto)
- ❖ Elenco strumentazione
- ❖ Disegno della piscina e tubo di condensazione
- ❖ Vista plano-altimetrica di impianto

HERO-2 CONFIGURAZIONE PAR 2017 - TEST IN CIRCOLAZIONE NATURALE

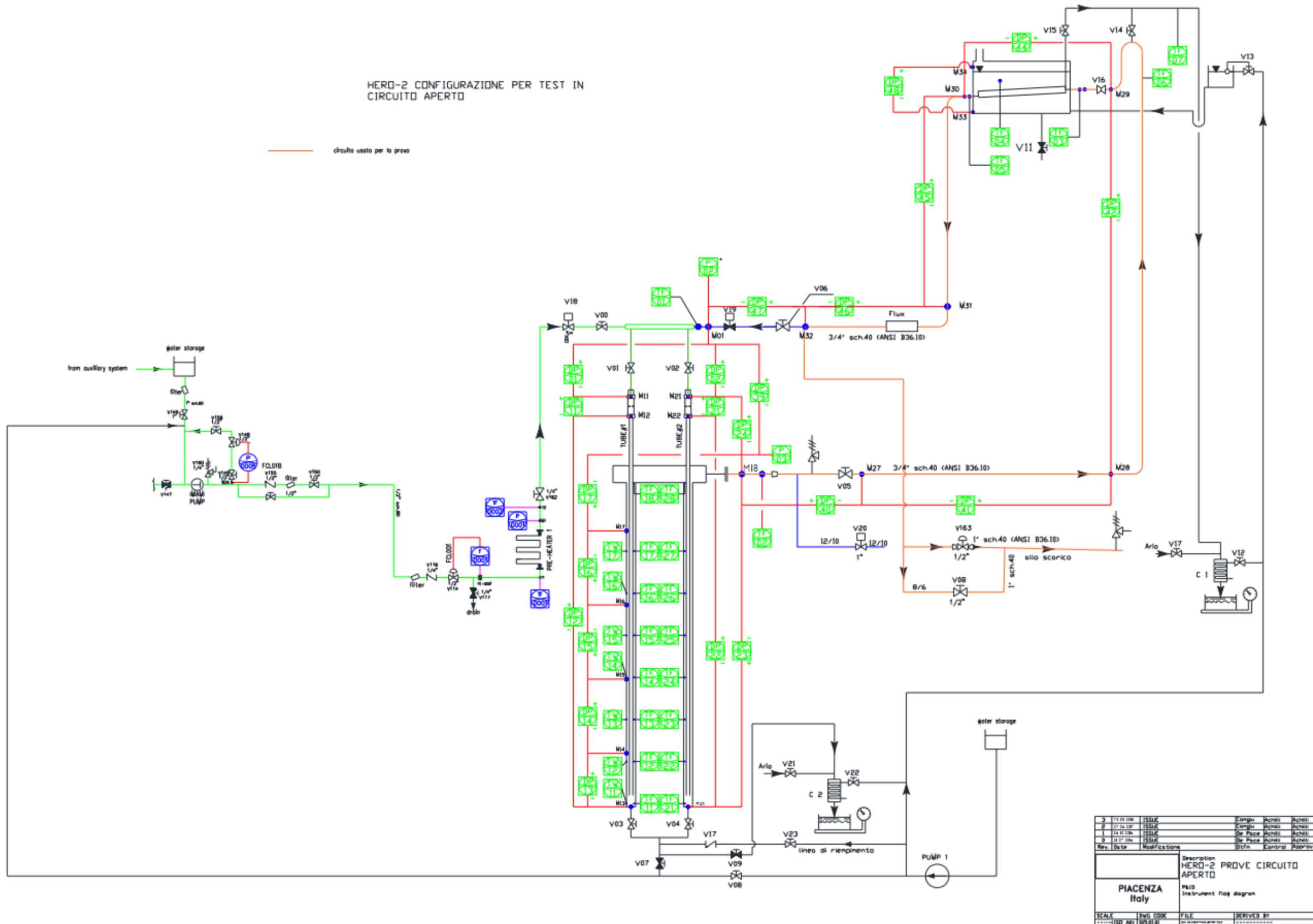


Rev.	Date	Modifications	Description	Design	Check	Approve
3	10/01/2017	ISSUE	HERO-2 PROVE CIRCUITO CHIUSO			
2	10/01/2017	ISSUE				
1	04/10/2016	ISSUE				
0	03/07/2016	ISSUE				

Description		Design	Check	Approve
HERO-2 PROVE CIRCUITO CHIUSO				
P&ID Instrument flag diagram				
PIACENZA Italy				
SCALE	INSTR. CODE	FILE	REVISION	REVISION BY
1:1	ADPFISS LP1	ADPFISS LP1	001	

HERO-2 CONFIGURAZIONE PER TEST IN CIRCUITO APERTO

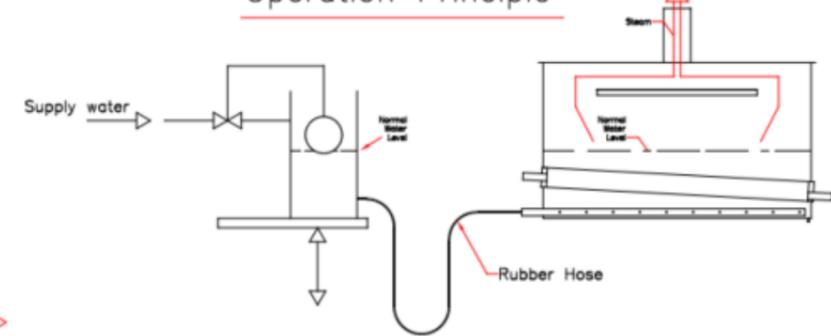
— circuito usato per la prova



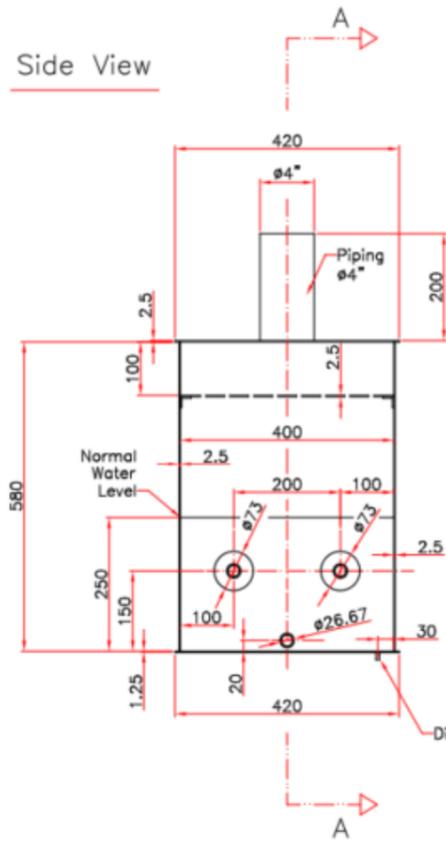
Rev.	Date	Modifications	Design	Check	Approv.
3	11/11/2008	ISSUE	Compu	Acnesi	Acnesi
2	04/12/2007	ISSUE	Compu	Acnesi	Acnesi
1	04/12/2007	ISSUE	De Pace	Acnesi	Acnesi
0	03/11/2004	ISSUE	De Pace	Acnesi	Acnesi
			Dtfn	Control	Approv.

Description		HERO-2 PROVE CIRCUITO APERTO	
PIACENZA Italy		P113 Instrument tag diagram	
SCALE	200 CODE	FILE	REVISED BY
1:100	401	105/01/01	

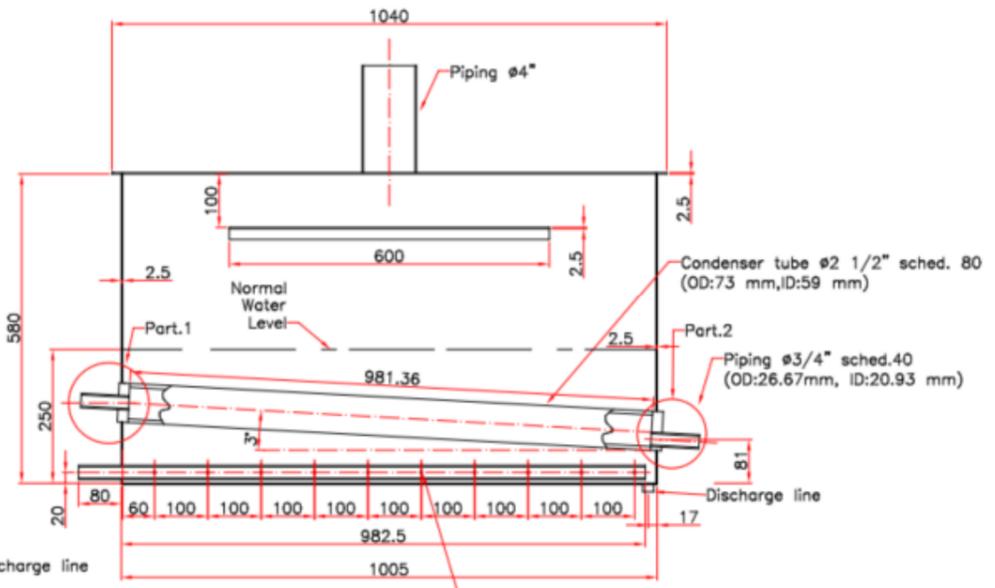
Operation Principle



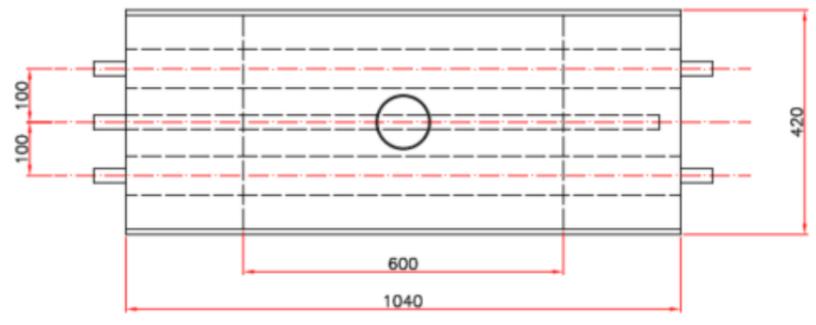
Side View



Sec. A-A

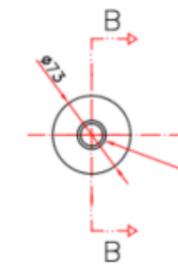


Top View

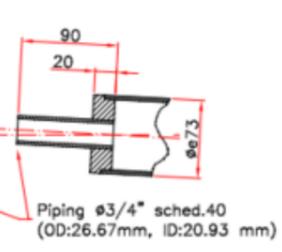


Part.1

Front View

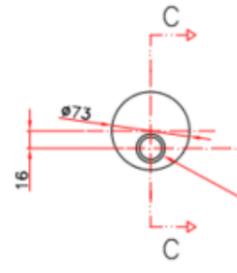


Sec. B-B

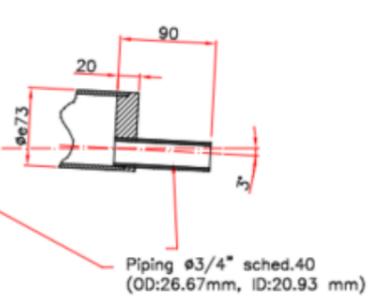


Part.2

Front View



Sec. C-C



0	28/09/09	ISSUED DRAFT			
Rev.	Date	Modify	Dftm.	Controll.	Approv.
			Circuito di prova tubi elicoidali IRISb (fase 2) Scambiatore passivo		
Scale	Dwg code	File	Derived from		
----	068.00.01	068.00.01-rv0.dwg	----		

POS.	Posizione	Instrument type	Plant code	SIET code	TYPE	CONSTR.	HP tap (+)	LP tap (-)	P1	P1 el.	P2	P2 el.	Head	Head	Unit	SPAN	LRV	URV	code	M	Q	Certificato di taratura
										m		m	m	kPa								
1	PRESSIONE INGRESSO SEZIONE DI PROVA	Rel. pressure transmitter	P02	S14728	STG-170	Honeywell		M01	M01	9.298			9.298	0.912	bar	150	0	150	P02	37.5	-37.5	P02-2017-LAT 096 P0168 2017 1.pdf
2	ORIFIZIO MIS.PORTATA tubo 1	Diff. pressure transmitter	DP11	S16077	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M11	M12	M11	8.904	M12	8.883	0.021	0.206	kPa	190	-40	150	DP11	47.5	-87.5	DP11-2017-LAT 096 P0172 2017 1.pdf
3	TRATTO DISCENDENTE tubo 1	Diff. pressure transmitter	DP12	S16079	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M12	M13	M12	8.883	M13	1.61	7.273	71.3	kPa	150	-40	110	DP12	37.5	-77.5	DP12-2017-LAT 096 P0208 2017 1.pdf
4	PARZIALE tubo 1 ascendente 1° tratto bottom	Diff. pressure transmitter	DP13	S2638	STD-120	Honeywell	M14	M13	M13	1.61	M14	3.01	1.4	13.73	kPa	30	-15	15	DP13	7.5	-22.5	DP13-2017-LAT 096 P0184 2017 1.pdf
5	PARZIALE tubo 1 ascendente 2° tratto bottom	Diff. pressure transmitter	DP14	S16082	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M15	M14	M14	3.01	M15	4.41	1.4	13.73	kPa	60	-30	30	DP14	15	-45	DP14-2017-LAT 096 P0185 2017 1.pdf
6	PARZIALE tubo 1 ascendente 3° tratto bottom	Diff. pressure transmitter	DP15	S14729	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M15	M16	M15	4.41	M16	5.81	1.4	13.73	kPa	80	-20	60	DP15	20	-40	DP15-2017-LAT 096 P0223 2017 1.pdf
7	PARZIALE tubo 1 ascendente 4° tratto bottom	Diff. pressure transmitter	DP16	S14731	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M16	M17	M16	5.81	M17	7.21	1.4	13.73	kPa	80	-20	60	DP16	20	-40	DP16-2017-LAT 096 P0177 2017 1.pdf
8	PARZIALE tubo 1 ascendente 5° tratto bottom	Diff. pressure transmitter	DP17	S14732	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M17	M18	M17	7.21	M18	8.813	1.603	15.72	kPa	100	-20	80	DP17	25	-45	DP17-2017-LAT 096 P0224 2017 1.pdf
9	ORIFIZIO MIS.PORTATA tubo 2	Diff. pressure transmitter	DP21	S16078	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M21	M22	M21	8.904	M22	8.883	0.021	0.206	kPa	190	-40	150	DP21	47.5	-87.5	DP21-2017-LAT 096 P0173 2017 1.pdf
10	TRATTO DISCENDENTE tubo 2	Diff. pressure transmitter	DP22	S16603	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M22	M23	M22	8.883	M23	1.61	7.273	71.3	kPa	150	-40	110	DP22	37.5	-77.5	DP22-2018-LAT 096 P0074 2018 1.pdf
11	RISER TUBO 2	Diff. pressure transmitter	DP23	S7103	STD-130	Honeywell	M23	M18	M23	1.61	M18	8.813	7.203	70.62	kPa	300	-100	200	DP23	75	-175	DP23-2017-LAT 096 P0171 2017 1.pdf
12	PERDITA DI CARICO IN-OUT SEZIONE DI PROVA	Diff. pressure transmitter	DP24	S16080	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M21	M18	M21	8.904	M18	8.813	0.091	0.892	kPa	600	-100	500	DP24	150	-250	DP24-2017-LAT 096 P0170 2017 1.pdf
13	PRESSIONE USCITA SEZIONE DI PROVA	Rel. pressure transmitter	P03	S16084	PMP51-151V0/0	Endress & Hauser		M18	M18	8.813			8.813	0.864	bar	100	0	100	P03	25	-25	P03-2017-LAT 096 P0169 2017 1.pdf
14	DP LINEA ANDATA-RITORNO EHR5	Diff. pressure transmitter	DP39	S16604	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M01	M18	M01	9.298	M18	8.813	0.485	4.755	kPa	150	-50	100	DP39	37.5	-87.5	DP39-2017-LAT 096 P0174 2017 1.pdf
15	DP LINEA USCITA VAPORE (1° TRATTO)	Diff. pressure transmitter	DP40	S16593	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M18	M27	M18	8.813	M27	8.813	0	0	kPa	50	0	50	DP40	12.5	-12.5	DP40-2018-LAT 096 P0117 2018 1.pdf
16	DP LINEA USCITA VAPORE (2° TRATTO)	Diff. pressure transmitter	DP41	S16594	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M28	M27	M27	8.813	M28	9.855	1.042	10.22	kPa	25	-5	20	DP41	6.25	-11.25	DP41-2018-LAT 096 P0126 2018 1.pdf
17	DP LINEA USCITA VAPORE (3° TRATTO) VERTICALE	Diff. pressure transmitter	DP42	S16595	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M29	M28	M28	9.855	M29	20.100	10.25	100.4	kPa	115	-5	110	DP42	28.75	-33.75	DP42-2018-LAT 096 P0122 2018 1.pdf
18	DP LINEA MONTE-VALLE EHR5	Diff. pressure transmitter	DP44	S16598	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M29	M30	M29	20.100	M30	19.945	0.155	1.520	kPa	5	0	5	DP44	1.25	-1.25	DP44-2018-LAT 096 P0124 2018 1.pdf
19	DP LINEA RITORNO DA EHR5 (1° TRATTO)	Diff. pressure transmitter	DP45	S16599	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M30	M31	M30	19.945	M31	9.625	10.32	101.18	kPa	110	0	110	DP45	27.5	-27.5	DP45-2018-LAT 096 P0123 2018 1.pdf
20	DP LINEA RITORNO DA EHR5 (2° TRATTO)	Diff. pressure transmitter	DP46	S16597	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M31	M32	M31	9.625	M32	9.308	0.317	3.108	kPa	15	0	15	DP46	3.75	-3.75	DP46-2018-LAT 096 P0125 2018 1.pdf
21	DP LINEA RITORNO DA EHR5 (3° TRATTO) VERTICALE	Diff. pressure transmitter	DP47	S16583	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M32	M01	M32	9.308	M01	9.298	0.01	0.10	kPa	50	0	50	DP47	12.5	-12.5	DP47-2018-LAT 096 P0116 2018 1.pdf
22	DP LINEA INGRESSO ORIFIZIO 1	Diff. pressure transmitter	DP01	S16590	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M01	M11	M01	9.298	M11	8.904	0.394	3.863	kPa	30	-10	20	DP01	7.5	-17.5	DP01-2017-LAT 096 P0182 2017 1.pdf
23	DP LINEA INGRESSO ORIFIZIO 2	Diff. pressure transmitter	DP02	S16580	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M01	M21	M01	9.298	M21	8.904	0.394	3.863	kPa	30	-10	20	DP02	7.5	-17.5	DP02new-2018-LAT 096 P0180 2018 f f 1.pdf
24	LIVELLO PISCINA	Diff. pressure transmitter	DP48	S16596	Deltabar 5 PMD75	Endress & Hauser	M34	M33	M34	20.325	M33	19.915	0.41	4.02	kPa	10	0	10	DP48	2.5	-2.5	DP48-2018-LAT 096 P0073 2018 1.pdf
24	PORTATA DI REINTEGRO ALLA PISCINA	Coriolis flowmeter	F02	CPQ006	Promass A	Endress & Hauser																
25	TEMPERATURA INGRESSO SEZIONE DI PROVA	Thermocouple	TF01	S19139	K --- 1.5mm																	TF01-2018-LAT 096 T0200 2018 1.pdf
26	TEMPERATURA USCITA SEZIONE DI PROVA	Thermocouple	TF02	S16408	K --- 1.5mm																	TF02-2018-LAT 096 T0198 2018 1.pdf
27	TEMPERATURA INGRESSO CONDENSATORE	Thermocouple	TF03	S19731	K --- 1.5mm																	TF03-2018-LAT 096 T0201 2018 1.pdf
28	TEMPERATURA PISCINA DI RAFFREDDAMENTO	Thermocouple	TF04	S18535	K --- 1.5mm																	TF04-2018-LAT 096 T0199 2018 1.pdf
29	TEMPERATURA USCITA CONDENSATORE	Thermocouple	TF05	S19732	K --- 1.5mm																	TF05-2018-LAT 096 T0202 2018 1.pdf
30	Temperatua vapore usdita tubo 1	Thermocouple	TF18	S20214	K --- 1.5mm																	TF18-2017-LAT 096 T0248 2017 f f.pdf
31	Temperatua vapore usdita tubo 2	Thermocouple	TF28	S20213	K --- 1.5mm																	TF28-2017-LAT 096 T0247 2017 f f.pdf
	TEMPERATURA linea ingresso CONDENSATORE	Thermocouple	TF06	S20610	K --- 1.5mm																	TF06-2018-LAT 096 T0203 2018 1.pdf
	TEMPERATURA linea scarico piscina	Thermocouple	TF07	S20608	K --- 1.5mm																	TF07-2018-LAT 096 T0204 2018 1.pdf
25		Thermocouple	TF11		K --- 0.5mm																	n.a.
26		Thermocouple	TF12		K --- 0.5mm																	
20		Thermocouple	TF13		K --- 0.5mm																	
21		Thermocouple	TF14	n.a.	K --- 0.5mm																	
22		Thermocouple	TF15		K --- 0.5mm																	
23		Thermocouple	TF16		K --- 0.5mm																	
24		Thermocouple	TF17		K --- 0.5mm																	
25		Thermocouple	TW11		K --- 0.5mm																	n.a.
26		Thermocouple	TW12		K --- 0.5mm																	
27		Thermocouple	TW13		K --- 0.5mm																	
28		Thermocouple	TW14	n.a.	K --- 0.5mm																	
29		Thermocouple	TW15		K --- 0.5mm																	
30		Thermocouple	TW16		K --- 0.5mm																	
31		Thermocouple	TW17		K --- 0.5mm																	
32		Thermocouple	TF21		K --- 0.5mm																	n.a.
33		Thermocouple	TF22		K --- 0.5mm																	
34		Thermocouple	TF23		K --- 0.5mm																	
35		Thermocouple	TF24	n.a.	K --- 0.5mm																	
36		Thermocouple	TF25		K --- 0.5mm																	
37		Thermocouple	TF26		K --- 0.5mm																	
38		Thermocouple	TF27		K --- 0.5mm																	
39	MISURA DI CORRENTE SUI CAVI DI ALIMENTAZIONE	Amperometer	n.a.	CPE023																		CPE023 LAT 046 343884

