



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



*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

### Rapporto su programma di test di componenti e sistemi con funzioni di sicurezza e di gestione d'impianto

*P.C. Incalcaterra, R. Calvigioni, G. Tiranti, O. Aronica, G. Abbate, G. Possenti,  
M. Serra, M. D'Apice, C. Parisi*

RAPPORTO SU PROGRAMMA DI TEST DI COMPONENTI E SISTEMI CON FUNZIONI DI SICUREZZA E DI GESTIONE D'IMPIANTO.

P.C. Incalcaterra, R. Calvigioni, G. Tiranti, O. Aronica, G. Abbate, G. Possenti, M. Serra, M. D'Apice (ENEA)

C. Parisi (CIRTEN - Università di Roma La Sapienza e Università di Palermo)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Fissione nucleare: metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

**Titolo**

**Rapporto su programma di test di componenti e sistemi con funzioni di sicurezza e di gestione d'impianto**

**Descrittori**

Tipologia del documento: **Rapporto tecnico**

**Collocazione contrattuale: ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.**

**Argomenti trattati:**

Calcolo delle strutture meccaniche, Energia nucleare, Reattori nucleari ad acqua, Sicurezza nucleare

**Sommario**

E' stato effettuato uno studio per identificare sistemi e componenti di servizio dell'isola nucleare di un tipico reattore ad PWR GEN III o GEN III+ con funzioni rilevanti per la sicurezza (spegnimento nocciolo, asportazione calore residuo, iniezione ad alta pressione e altri). Sono state analizzate le tipologie di componenti di tipo passivo, operanti ad alta pressione e temperatura e rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, presenti in impianti PWR di tipo avanzato, su cui è di interesse condurre campagne sperimentali al fine di ottenere informazioni utili per la loro caratterizzazione termoidraulica. E' stata effettuata la progettazione di dettaglio di un impianto sperimentale di piccola taglia con caratteristiche adeguate per l'esecuzione delle suddette campagne sperimentali, con avvio delle azioni finalizzate alla sua realizzazione.


I contributi del CIRTEN sono stati raccolti in 4 documenti, che costituiscono altrettanti allegati al presente rapporto.

**Note**

AUTORI : P.C. Incalcaterra, R. Calvigioni, G. Tiranti, O. Aronica, G. Abbate, G. Possenti, M. Serra, M. D'apice, C. Parisi, CIRTEN (Universita' di Roma 1 "La Sapienza" e Università di Palermo, vedere allegati 1 ÷ 4).

**Copia n.**
**In carico a:**

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	21/11/2011	NOME	P.C. Incalcaterra	M. Sepielli	M. Sepielli
			FIRMA	<i>P.C. Incalcaterra</i>	<i>M. Sepielli</i>	<i>M. Sepielli</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	


 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b> PAR2010-ENEA-LA1-008	<b>Rev.</b> 0	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 2	<b>di</b> 11
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

## INDICE

<b>CAPITOLO 1 :</b>	<b>ELEMENTI DI COLLEGAMENTO CON IL PRECEDENTE PAR 2008-2009</b>	<b>pag. 3</b>
<b>CAPITOLO 2 :</b>	<b>AZIONI PER IL CONSEGUIMENTO DEGLI OBIETTIVI PREVISTI</b>	<b>pag. 4</b>

## INDICE DEGLI ALLEGATI

<b>ALLEGATO 1</b>	<b>Analisi di sistemi passivi, utilizzati in impianti ad acqua pressurizzata di tipo avanzato. Identificazione di componenti di piccolo diametro (Univ. Palermo) (di pagg. 39)</b>	<b>pag. 8</b>
<b>ALLEGATO 2</b>	<b>Identificazione di componenti di piccola taglia in sistemi di tipo passivo e possibili attività sperimentali per la loro caratterizzazione (Univ. Palermo) (di pagg. 35)</b>	<b>pag. 9</b>
<b>ALLEGATO 3</b>	<b>Rapporto di progetto del circuito di prova e relativi componenti (Univ. di Roma "La Sapienza") (di pagg. 16)</b>	<b>pag. 10</b>
<b>ALLEGATO 4</b>	<b>Approvvigionamento dei componenti necessari per la realizzazione del circuito (Univ. di Roma "La Sapienza") (di pagg. 21)</b>	<b>pag. 11</b>

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA1-008	0	L	3	11

## CAPITOLO 1

### ELEMENTI DI COLLEGAMENTO CON IL PRECEDENTE PAR 2008-2009

Le attività di studio e progettazione svolte nell'ambito della Linea Progettuale "A" (Componenti e sistemi d'impianto), task A-1 (Componenti e sistemi con funzioni di sicurezza e di gestione dell'impianto) riprendono e continuano le attività portate a termine nell'ambito del precedente PAR 2008-2009, Linea Progettuale LP-5 (qualifica componenti), sottotask B-2.

Nell'ambito di quest'ultimo sottotask B-2 era stato sviluppato uno studio di simulazione, riguardante l'installazione e l'esecuzione di test di qualifica di un prototipo di valvola di interesse industriale sull'impianto termoidraulico VAPORE. Inoltre erano state avviate le azioni propedeutiche alla realizzazione di un impianto di prova ad alta pressione ovvero al ripristino di una facility esistente.

Nell'elaborazione delle linee di attività del PAR 2010 sono stati tenuti presente gli obiettivi conseguiti nel precedente PAR in modo da assicurarne un'opportuna continuità e coerenza con le proposte dello stesso ambito. Come è noto il PAR 2010 è stato formalizzato da ENEA a MSE e da Questo approvate nel Febbraio 2011.


I successivi eventi e le decisioni del Governo in materia di energia nucleare hanno costretto a rivedere gli orientamenti iniziali delle azioni rientranti nella linea "A" (Componenti e sistemi d'impianto): queste infatti erano allineate con le finalità del *Progetto 1.3.2.a* del PAR 2010, che prevedeva ricerche finalizzate allo sviluppo di competenze e capacità tecniche per i reattori ad acqua pressurizzata di generazione evolutiva al fine di contribuire al rilancio dell'opzione nucleare in Italia.

La mancanza di prospettive immediate nel settore nucleare ha comportato la perdita d'interesse dell'Industria, con conseguente ridimensionamento del programma di ricostruzione di capacità, in termini di competenze e di impianti, per la qualifica di componenti anche di grossa taglia per applicazioni nucleari: tale programma era stato oggetto di specifiche attività in precedenti PAR dell'accordo di Programma MSE-ENEA.

Al fine di seguire una linea di maggior coerenza con i modificati orientamenti in materia di energia nucleare, si è dato alle attività un indirizzo che mantenesse il concetto informatore originale, ossia studio di componenti e sistemi d'impianto, ma si sono modificati gli oggetti della ricerca, indirizzandoli verso studi finalizzati in generale alla sicurezza d'impianto.

In particolare si è fatto riferimento alle seguenti linee guida:

- A. Si è operato per non disperdere la capacità di qualificare in Italia componenti meccanici di rilievo, tenendo conto di un'eventuale partecipazione di Industrie nazionali ad opportunità che potrebbero essere offerte dall'Estero. A tale scopo si è proseguito ad ammodernare le infrastrutture di servizio della Hall tecnologica che ospita un impianto termoidraulico per qualifica componenti, adeguandola ad un futuro riutilizzo della facility stessa ovvero ad attività con piccoli impianti sperimentali;

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA1-008	0	L	4	11

- B. Si è sviluppato un tema di studio per l'identificazione di componenti di piccole dimensioni operanti nelle condizioni tipiche del circuito primario di un impianto nucleare ad acqua pressurizzata (tipo GEN III e GEN III+), classificabili come rilevanti ai fini della sicurezza (spegnimento nocciolo, asportazione calore residuo ed altro).
- C. A valle di quanto in "B", si sono individuati componenti proponibili per attività di verifica funzionale su un impianto di piccola taglia, operante a pressione e temperatura tipiche dei PWR, con formulazione di una matrice sperimentale.
- D. E' stato progettato un piccolo impianto sperimentale da esercire a pressione e temperatura del primario di un PWR, per l'esecuzione dei test indicati nella suddetta matrice sperimentale.
- E. Si è avviato l'approvvigionamento dei componenti principali per la sua realizzazione.

## **CAPITOLO 2**


### **AZIONI PER IL CONSEGUIMENTO DEGLI OBIETTIVI PREVISTI**

A seguito dei modificati scenari energetici italiani, per il conseguimento delle finalità del Task A-1, che ha per tema "Componenti e sistemi con funzioni di sicurezza e di gestione dell'impianto", si è deciso di sviluppare, in collaborazione con i partner dell'Università, un'attività articolata come segue:

1. Avvio delle azioni finalizzate alla realizzazione di un impianto termoidraulico sperimentale di piccola taglia, operante a pressione e temperatura tipiche dei PWR. Le dimensioni dell'impianto dovevano essere concepite nei limiti delle effettive possibilità sperimentali oggi disponibili presso UTFISST nello specifico settore
2. Individuazione di componenti di piccole dimensioni del circuito primario di un impianto nucleare ad acqua pressurizzata (tipo GEN III e GEN III+), con funzioni importanti ai fini della sicurezza, installabili direttamente o come simulacro significativo sul suddetto impianto.

E' stata accesa una collaborazione con CIRTEN, in particolare con l'Università degli Studi di Roma "La Sapienza" e, per il suo tramite, con l'Università di Palermo, nelle quali sono state individuate le competenze necessarie per le attività contemplate dal presente Task A-1.

La collaborazione con l'Università di Palermo ha avuto come l'analisi delle tipologie di componenti di tipo passivo rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA1-008	0	L	5	11

pressurizzata di tipo avanzato. L'attenzione è stata centrata su tre progetti di diversa taglia: il reattore di grande taglia AP1000, il reattore di media taglia IRIS e il reattore di piccola taglia MASLWR, base per il reattore NUSCALE. Particolare attenzione è stata focalizzata sui componenti di piccolo diametro quali ad esempio le valvole presenti in molti di questi sistemi passivi.

Sono state quindi analizzate le tipologie di componenti di tipo passivo, operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua leggera di tipo avanzato, su cui è di interesse condurre una campagna sperimentale al fine di ottenere informazioni utili per la loro caratterizzazione termoidraulica. Tramite l'analisi delle strategie di mitigazione degli effetti di eventuali transitori dovuti a eventi incidentali nei reattori AP1000, IRIS e MASLWR, si sono individuati sistemi di piccolo diametro quali le valvole presenti nei sistemi ADS e le valvole di non ritorno poste nelle varie linee di interesse, che possono essere oggetto di future campagne sperimentali che risulterebbero di rilevante importanza cruciale per la caratterizzazione delle valvole presenti nei sistemi ADS e per la caratterizzazione delle cadute di pressione in valvole di non ritorno, singole e/o in serie, al variare della portata.


Parallelamente a quanto sopra, la collaborazione tra ENEA e UNIROMA1 consentiva di sviluppare il progetto dell'impianto termoidraulico di piccola taglia sopra citato, per future attività di prova sui componenti individuati dall'indagine effettuata dall'Università di Palermo, ovvero su simulacri di dimensioni comunque significative.

Il progetto dell'impianto è passato attraverso una prima fase di lay-out di tentativo, per un esame di fattibilità e per la messa a punto dei componenti di maggior rilievo: è seguita quindi la fase progettuale vera e propria, con la definizione di dettaglio della componentistica e delle parti accessorie, e più in particolare:

- Progetto esecutivo del recipiente a pressione;
- Dimensionamento del sistema di pressurizzazione (compressore d'aria, accumulatore, valvolame e linee)
- Dimensionamento pompa di circolazione;
- Dimensionamento valvola regolatrice principale;
- Coibentazione;
- Piping.

Completata la fase progettuale, UNIROMA1 ha avviato le azioni per la successiva realizzazione dell'impianto stesso, tramite il lancio di ordini per l'approvvigionamento di una parte dei componenti sinteticamente riassunti nelle voci precedenti, per una concorrenza compatibile con le disponibilità di budget.

In considerazione delle dimensioni e delle caratteristiche di esercizio dell'impianto, esso verrà localizzato presso ENEA Casaccia, nella Hall tecnologica F-48, che è già adeguata per ospitare impianti operanti ad alta pressione, tipica dei reattori PWR, e nella quale si stanno effettuando interventi di ulteriore adeguamento ai più aggiornati

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA1-008	0	L	6	11

standard di sicurezza dei luoghi di lavoro e per consentire la gestione di future attività in condizioni di massima semplicità e sicurezza per gli addetti.

Il presente documento raccoglie pertanto i contributi dell'Università di Roma "La Sapienza", Dipartimento di Ingegneria Astronautica, Elettrica ed Energetica, e dell'Università di Palermo, Dipartimento dell'Energia - Sezione di Ingegneria Nucleare, che sono stati riportati negli allegati seguenti:

**ALLEGATO 1** : analisi di sistemi passivi, utilizzati in impianti ad acqua pressurizzata di tipo avanzato. Identificazione di componenti di piccolo diametro (Univ. Palermo)

*Sommario: il rapporto analizza le tipologie di componenti di tipo passivo rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua pressurizzata di tipo avanzato. Si sono esaminati tre progetti di diversa taglia: il reattore di grande taglia AP1000, il reattore di media taglia IRIS e il reattore di piccola taglia MASLWR, base per il reattore NUSCALE. Particolare attenzione verrà focalizzata sui componenti di piccolo diametro quali ad esempio le valvole presenti in molti di questi sistemi passivi.*

**ALLEGATO 2** : identificazione di componenti di piccola taglia in sistemi di tipo passivo e possibili attività sperimentali per la loro caratterizzazione (Univ. Palermo)


*Sommario: il rapporto analizza le tipologie di componenti di tipo passivo, operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua leggera di tipo avanzato, su cui è di interesse condurre una campagna sperimentale al fine di ottenere informazioni utili per la loro caratterizzazione termoidraulica. Tramite l'analisi delle strategie di mitigazione degli effetti di eventuali transitori dovuti ad eventi incidentali nei reattori AP1000, IRIS e MASLWR, l'attenzione sarà focalizzata su sistemi di piccolo diametro quali le valvole presenti nei sistemi ADS e le valvole di non ritorno poste nelle varie linee di interesse.*

**ALLEGATO 3** : rapporto di progetto del circuito di prova e relativi componenti (Univ. Roma La Sapienza)

*Sommario: il report illustra la procedura seguita per la progettazione di un impianto di prova sperimentale atto a riprodurre le condizioni di temperatura e pressione presenti nei reattori nucleari ad acqua in pressione (PWR, Pressurized Water Reactor).*

*Inizialmente è fornita una descrizione dell'impianto sperimentale, il cui componente principale è rappresentato dal recipiente in pressione, e delle prestazioni che tale impianto deve garantire. Sono evidenziati i principali criteri per la progettazione di componenti in pressione, con riferimento alla Direttiva 97/23/CE (direttiva PED) e alle norme italiane I.S.P.E.S.L. relative alla Verifica di Stabilità dei Recipienti in pressione (VSR).*



 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b> PAR2010-ENEA-LA1-008	<b>Rev.</b> 0	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 7	<b>di</b> 11
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

ALLEGATO 4 : approvvigionamento dei componenti necessari per la realizzazione del circuito (Univ. Roma La Sapienza)

*Sommario: Il report descrive le caratteristiche dei principali componenti costituenti l'impianto sperimentale a cui applicare sezioni di prova per ricerche e sperimentazioni su simulacri di componenti presenti su sistemi di piccolo diametro con fini di sicurezza dei circuiti principali di PWR. L'impianto sarà in grado di produrre acqua alle condizioni di pressione e temperatura tipiche del circuito primario dei reattori nucleari ad acqua in pressione della generazione III/III+: le condizioni di progetto dei componenti sono quindi  $T = 357^{\circ}\text{C}$  e  $p = 180$  barg.*

**Titolo**

**ANALISI DI SISTEMI PASSIVI, UTILIZZATI IN IMPIANTI AD ACQUA PRESSURIZZATA DI TIPO AVANZATO.**

**IDENTIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLO DIAMETRO**

**Ente emittente** CIRTEN (Università di Palermo)

# PAGINA DI GUARDIA

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto tecnico

**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**Argomenti trattati:** Calcolo delle strutture meccaniche, Energia nucleare, Reattori nucleari ad acqua, Sicurezza nucleare


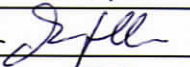

**Sommario**

il rapporto analizza le tipologie di componenti di tipo passivo rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua pressurizzata di tipo avanzato

**Note**

**ALLEGATO n. 1**

**Copia n.**
**In carico a:**

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	21/11/2011	NOME	P.C. Incalcaterra	M. Sepielli	M. Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE



**CIRTEN**

**Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TECnologica Nucleare**

**UNIVERSITA' DI PALERMO**

**DIPARTIMENTO DELL'ENERGIA  
SEZIONE DI INGEGNERIA NUCLEARE**

**ANALISI DI SISTEMI PASSIVI, UTILIZZATI IN IMPIANTI AD  
ACQUA PRESSURIZZATA DI TIPO AVANZATO.**

**IDENTIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLO DIAMETRO**

**Fulvio Mascari, Claudio Grima, Giuseppe Vella**

**CERSE-UNIPA RL 1215/2011**

**Palermo, Novembre 2011**

Lavoro svolto in esecuzione dell'Obiettivo 6.1.A Attività A1  
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010  
Progetto 1.3.2.a "Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione  
evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata"

# SOMMARIO

## LISTA DELLE ABBREVIAZIONI

## LISTA DELLE FIGURE

## LISTA DELLE TABELLE

### **CAPITOLO 1. INTRODUZIONE**

BIBLIOGRAFIA

### **CAPITOLO 2. DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO NUCLEARE AP1000**

2-1 DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO AP1000

2-2. ANALISI DEI SISTEMI DI SICUREZZA DI TIPO PASSIVO USATI NELL' IMPIANTO  
AP600/1000

2-3 DESCRIZIONE DELLA SEQUENZA INCIDENTALE LOCA IN UN REATTORE AP1000

BIBLIOGRAFIA

### **CAPITOLO 3. DESCRIZIONE DEL REATTORE MASLWR**

3-1. DESCRIZIONE DEL PROTOTIPO DEL REATTORE MASLWR

3-2. DESCRIZIONE DELLA STRATEGIA DI MITIGAZIONE DI UN EVENTO TIPO SBLOCA

BIBLIOGRAFIA

### **CAPITOLO 4. DESCRIZIONE DEL REATTORE IRIS**

4-1. DESCRIZIONE DEL PROTOTIPO DEL REATTORE IRIS

4-2. APPROCCIO "SAFETY-BY-DESIGN" IN IRIS

BIBLIOGRAFIA

# LISTA DELLE ABBREVIAZIONI

ADS	Automatic Depressurization System
AP600/1000	Advanced Plant 600/1000 MWe
APEX	Advance Plant Experiment
BWR	Boiling Water Reactors
CL	Cold Leg
CMT	Core Make up Tank
DC	Downcomer
DIN	Dipartimento di Ingegneria Nucleare dell'Università degli Studi di Palermo
DVI	Direct Vessel Injection
EC	Emergency Condenser
ECCS	Emergency Core Cooling System
EHRS	Emergency Heat Removal System
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
FW	Feed Water
GV	Generatore di Vapore
HL	Hot Leg
IC	Isolation Condenser
IRIS	International Reactor Innovative an Secure
IRWST	In-containment Refueling Water Storage Tank
LBLOCA	Large Break LOCA
LOCA	Loss of Coolant Accident
LP	Lower Plenum
LWR	Light Water Reactor
MASLWR	Multi-Application Small Light Water Reactor
OSU	Oregon State University
PBL	Pressure Balance Line
PCCS	Passive Containment Cooling System
PRHR	Passive Residual Heat Removal System
PRZ	Pressurizer
PWR	Pressurized Water Reactor
RCP	Reactor Coolant Pump
RCS	Reactor Coolant System
RHRS	Residual Heat Removal System
RPV	Reactor Pressure Vessel
SMART	System Integrated Modular Advanced Reactor
SBLOCA	Small Break Loss of Coolant Accident
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor
UNIPA	University of Palermo

# LISTA DELLE FIGURE

- Figura 1-1: Semplice schema di circuito in circolazione naturale.
- Figura 2-1: Schema di un impianto AP1000.
- Figura 2-2: Schema dei sistemi di sicurezza passivi installati nell'impianto AP1000.
- Figura 2-3: Schema di funzionamento del sistema PRHR/IRWST nell'impianto AP600/1000.
- Figura 2-4: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della “*sump recirculation*” nell'impianto AP600/1000.
- Figura 3-1: Schema concettuale del reattore avanzato MASLWR.
- Figura 3-2: Modulo costruttivo del reattore MASLWR.
- Figura 3-3: Diagramma delle tubazioni del reattore MASLWR (Modro, 2003).
- Figura 4-1: Schema del reattore IRIS.
- Figura 4-2: Schema del PRZ di IRIS.
- Figura 4-3: Schema del contenimento e dei sistemi di sicurezza tipici del reattore IRIS.
- Figura 4-4: Schema della sequenza incidentale dovuta a un SBLOCA per il reattore IRIS.
- Figura 4-5: Schema del sistema primario del reattore IRIS simulato in SPES-3.

# **LISTA DELLE TABELLE**

Tabella 2-1: Caratteristiche dell'impianto AP1000.

Tabella 3-1: Caratteristiche dell'impianto MASLWR.

Tabella 4-1: Caratteristiche dell'impianto IRIS.

# **SOMMARIO**

Lo scopo di questo rapporto è analizzare le tipologie di componenti di tipo passivo rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua pressurizzata di tipo avanzato. L'attenzione verterà su tre progetti di diversa taglia: il reattore di grande taglia AP1000, il reattore di media taglia IRIS e il reattore di piccola taglia MASLWR, base per il reattore NUSCALE. Particolare attenzione verrà focalizzata sui componenti di piccolo diametro quali ad esempio le valvole presenti in molti di questi sistemi passivi.



# CAPITOLO 1

## *INTRODUZIONE*

La circolazione naturale è un meccanismo fondamentale che interviene in molte applicazioni di interesse tecnologico. Nel settore nucleare lo studio dei fenomeni di circolazione naturale è di fondamentale importanza per il progetto, il funzionamento e la sicurezza di un reattore nucleare in vista dell'esigenza di asportare calore anche quando le pompe di circolazione del circuito di refrigerazione primario non sono attive.

In generale i circuiti primari di refrigerazione dei reattori nucleari, indipendentemente dal fluido refrigerante, dovrebbero essere disposti in maniera tale da favorire la circolazione naturale del refrigerante. Tale circolazione, oltre a garantire un piccolo ausilio alla circolazione forzata, garantisce un minimo di portata di refrigerante del core in caso di mancanza di alimentazione alle pompe. Gli effetti del rilascio della potenza di decadimento possono così essere annullati o ridotti, pertanto, l'efficacia dei fenomeni di circolazione naturale contribuisce significativamente alla sicurezza intrinseca dei reattori nucleari in situazioni incidentali.

In genere la circolazione naturale di un fluido si verifica quando una sorgente termica e un pozzo termico, posti a differenti quote, vengono connessi da un circuito

idraulico. Nella geometria che si viene a creare, quando il fluido viene a contatto con la sorgente termica acquista energia e diminuisce la sua densità, quando invece viene a contatto con il pozzo termico cede energia e aumenta la sua densità. La differenza di densità creatasi, se il fluido è posto in un campo gravitazionale, determina una “forza di galleggiamento” che dà origine alla circolazione naturale del fluido all’interno del circuito stesso. Tale forza è in generale dovuta al campo gravitazionale ma, in talune circostanze, può essere correlata correlata a moti centrifughi e/o moti di Coriolis.

Nella corrente generazione di reattori nucleari la circolazione naturale, oltre a dare un contributo all’asportazione della potenza generata nel core durante il normale funzionamento del reattore, è utilizzata in generale per favorire l’asportazione della potenza di decadimento se si verificasse un evento incidentale tale da far venir meno la circolazione forzata dovuta alle pompe.

Nel passato sono stati realizzati impianti in cui la potenza prodotta dal reattore, in normali condizioni di funzionamento, era asportata con fluidi in circolazione naturale. Esempi sono il reattore Humboldt Bay 3 in California, USA, che entrò in operazione nel 1963, il reattore Dodewaard in Netherlands che entrò in operazione nel 1969 e il reattore VK-50 di 50 MW(e) che è in operazione in Russia da 31 anni.

Nella figura 1-1 è presentato un semplice schema di circuito in circolazione naturale. In questo schema è presente un anello di circolazione di altezza utile  $h$  alla cui base è presente una sorgente termica, che nel caso di un reattore nucleare sarà il core del reattore, e alla cui sommità è presente uno scambiatore di calore, che rappresenta il pozzo termico. Detta colonna calda la zona del circuito che sarà attraversata dal fluido più caldo, che presenta una densità media  $\rho_c$ , e colonna fredda la zona del circuito attraversata dal fluido più freddo, che presenta una densità pari a  $\rho_f$ , la “prevalenza motrice” disponibile sarà espressa dalla relazione:

$$\Delta P_m = hg(\rho_f - \rho_c)$$

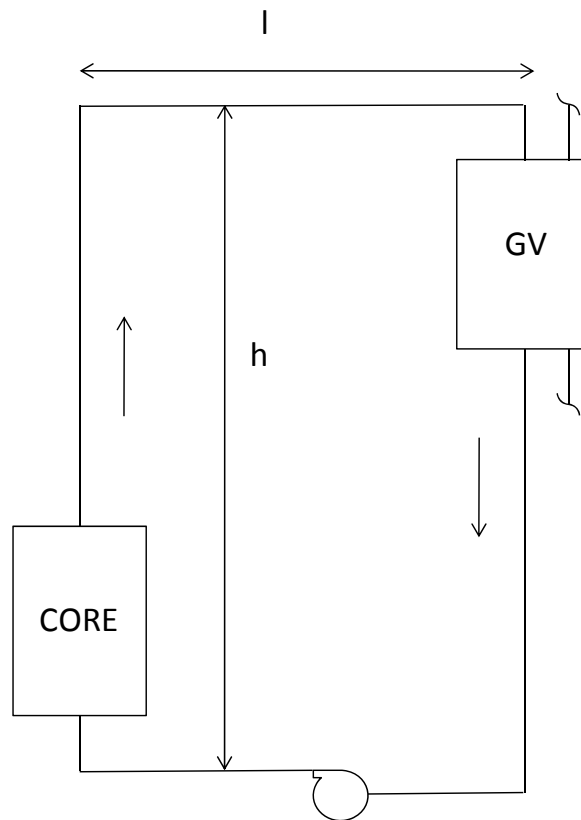


Figura 1-1: Semplice schema di circuito in circolazione naturale (Cumo, 2008).

Dette  $\Delta P_c$  e  $\Delta P_d$  le perdite di pressione concentrate e distribuite, quest'ultime proporzionali alla lunghezza del circuito  $2h+2l$ , in prima approssimazione possiamo scrivere

$$\Delta P_c + \Delta P_d = k \bar{u}^2.$$

Da cui, in condizioni stazionarie,

$$hg(\rho_f - \rho_c) = k\bar{u}^2.$$

Questa relazione mette in corrispondenza la  $\bar{u}$  con  $h$ .

Oggi la comunità internazionale, facendo tesoro dell'eccellente esperienza operativa maturata dai rettori nucleari nella loro storia di funzionamento, ha iniziato lo sviluppo di nuove filiere di reattori, detti reattori avanzati, al fine di soddisfare da

un lato la richiesta delle popolazioni di migliorare la sicurezza delle centrali nucleari, dall'altro la richiesta delle realtà industriali di migliorare il rendimento e ridurre gli investimenti necessari. Alcuni dei nuovi progetti utilizzano sistemi di sicurezza passivi per fronteggiare e mitigare potenziali eventi incidentali. In questo contesto si inserisce lo sfruttamento dei fenomeni di circolazione naturale.

Il progetto di alcuni reattori avanzati, tenendo in considerazione tutto il bagaglio tecnico e l'esperienza operativa maturata negli ultimi 50 anni, prende oggi in considerazione l'utilizzo di sistemi di emergenza basati interamente sui fenomeni di circolazione naturale per l'asportazione del calore residuo e, in determinati reattori, il ricorso alla circolazione naturale per l'asportazione della potenza generata all'interno del core durante le normali condizioni operative. Esempi di sistemi di emergenza basati sui fenomeni di circolazione naturale, detti sistemi passivi, sono le CMT, il PRHR, l'EHR, l'EC e l'IC. Esempi di reattori che utilizzano i fenomeni di circolazione naturale per l'asportazione della potenza generata nel core in normali condizioni operative sono SBWR, il MASLWR, il CAREM e lo SMART.

Si sottolinea comunque che puntare sui fenomeni di circolazione naturale, presenta sia dei vantaggi che degli svantaggi di cui bisogna tenere conto. Infatti, se da un lato, l'uso della circolazione naturale, come meccanismo di rimozione del calore, permette di eliminare le pompe, ridurre il costo dell'impianto, offrire la possibilità di migliorare la distribuzione delle portate di refrigerante nei canali del core, presentando migliori caratteristiche bifase in funzione della potenza, dall'altro presenta piccole "driving head", richiede più basse potenze per canale, può dare origine a possibili instabilità, essere caratterizzata da bassi valori del "critical heat flux", richiede specifiche procedure per l'avvio del reattore. La circolazione naturale porta con se dunque una minore flessibilità. Se si richiedono azioni rapide o energiche i sistemi attivi sono più adatti. Pertanto in sede di progettazione deve essere applicato un certo equilibrio tra l'uso dei sistemi attivi e l'uso dei sistemi passivi.

Queste considerazioni mostrano la necessità di studiare sia i fenomeni locali

che integrali legati alla circolazione naturale, la necessità, dunque, di produrre svariati database sperimentali, l'uso di strumenti computazionali qualificati, a loro volta, dai suddetti database capaci di caratterizzare i fenomeni in studio e l'uso di un metodo di analisi affidabile. C'è da sottolineare che, una certa esperienza operativa è stata maturata in questi anni nell'uso della circolazione naturale nel settore nucleare, visto che nei reattori oggi esistenti la circolazione naturale è utilizzata da un lato nella parte, così detta, passiva degli ECCS e dall'altro lato, è utilizzata in alcuni impianti per asportare la potenza prodotta in normali condizioni operative.

## BIBLIOGRAFIA

- Aksan, N., 2005. Application of Natural Circulation Systems: Advantage and Challenges II. Annex 4, IAEA TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Barozzi, G.S., Angeli, D., 2008. Convezione Naturale Note introduttive - Equazioni di governo - Numeri puri. VIII SCUOLA ESTIVA UIT, CONVEZIONE NATURALE, fondamenti, tecniche, applicazioni, Certosa di Pontignano – Siena 31 Agosto-06 Settembre 2008.
- Cleveland, J., 2005. Overview of Global Development of Advanced Nuclear Power Plants. Annex 1, IAEA-TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Cumo, M., 2008. Impianti Nucleari. Casa editrice Università la Sapienza.
- D’Auria, F., Modro, M., Oriolo, F. and Tasaka, K., 1993. Relevant Thermal Hydraulic Aspects of New Generation LWRs. Nuclear Engineering and Design 145, 1993, 241-259.
- D’Auria, F., Galassi, G.M., 2008. Natural Circulation Situations Relevant to Nuclear Power Plants. Insights into Natural Circulation, Phenomena, Models and Issue, edited by A. Bousbia Salah, D. Melideo, April 2008.
- IAEA-TECDOC-1281, 2002. Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Designs. April 2002.
- IAEA-TECDOC-1391, 2004. Status of Advanced Light Water Reactor Designs 2004. May 2004.
- IAEA TECDOC-1474, 2005. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- IAEA TECDOC-1624, 2009. Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2009.
- IAEA Final TECDOC of CRP on Natural Circulation (Zero Draft).
- Mascari F., Tesi di Dottorato. Circolazione Naturale e Fenomenologie di Boron Dilution in Reattori Nucleari ad Acqua in Pressione. Università degli Studi di Palermo. Anno Accademico 2009-2010.
- Modro, S. M., Fisher, J. E., Weaver, K. D., Reyes, J. N., Jr., Groome, J. T., Babka, P., Carlson, T. M., 2003. Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report. DOE Nuclear Energy Research Initiative Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, December 2003.
- Reyes, J.N. , Jr, 2005. AP 600 and AP 1000 Passive Safety System Design and Testing in APEX. ANNEX 12, IAEA-TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Reyes, J.N., Jr., Groome, J., Woods, B. G., Young, E., Abel, K., Yao, Y., Yoo, J. Y., 2007. Testing of the multi application small light water reactor (MASLWR) passive safety systems. Nucl. Eng. Des. 237, 1999-2005.
- Vilayan, P. K., Nayak, A. K., 2005. Natural Circulation systems: Advantages & challenges. IAEA TECDOC-1474, ANNEX 3, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.

## **CAPITOLO 2**

### *DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO NUCLEARE AP1000*

#### **2-1 DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO AP1000**

L'impianto nucleare AP1000 della Westinghouse, figura 2-1, è un Pressurized Water Reactor (PWR) a due loop da 1000 MWe. La tabella 4-1 mostra le principali caratteristiche dell'impianto.

Per questo reattore è previsto l'uso di sistemi di sicurezza di tipo passivo per la refrigerazione del core in transitori susseguenti a eventi incidentali, e una progettazione avanzata del "layout" del circuito primario costituito da: due Cod Leg (CL) per loop, due pompe di circolazione per loop, una Hot Leg (HL) e un Generatore di vapore (GV) per loop. Le pompe di circolazione, del tipo "canned motor pumps", sono poste direttamente all'uscita del GV, evitando quindi la tubazione che le collega al GV.

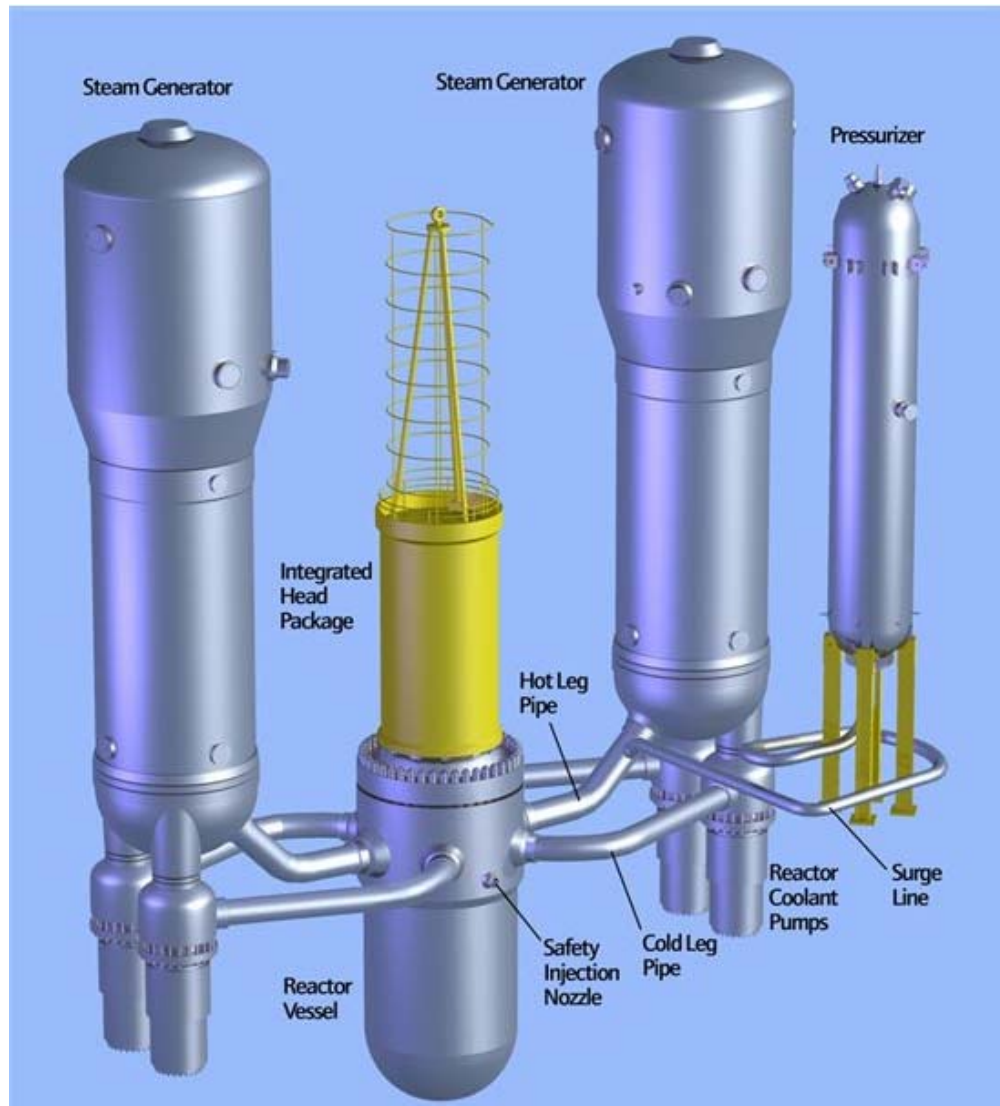


Figura 2-1: Schema di un impianto AP1000 (Orlandi, 2009).

Tabella 2-1: Caratteristiche dell'impianto AP1000.

Potenza elettrica	1117 MWe
Potenza termica	3400 MWe
Temperatura all'uscita del core	321.1 °C
Pressione di funzionamento primaria	15.5 MPa
Pressione secondaria	5.76 MPa
Temperatura del vapore	272.9 °C
Temperatura dell'acqua nella "feed water"	226.7 °C
Portata primaria (per loop)	9.94 m <sup>3</sup> /s



## 2-2 ANALASI DEI SISTEMI DI SICUREZZA DI TIPO PASSIVOUSATI NELL'IMPIANTO AP600/1000

I sistemi di sicurezza di tipo passivo usati in questo impianto sono accumulatori, "Core Make-up tank" (CMT), un sistema PRHR/IRWST, sistemi ADS, figura 2-2.

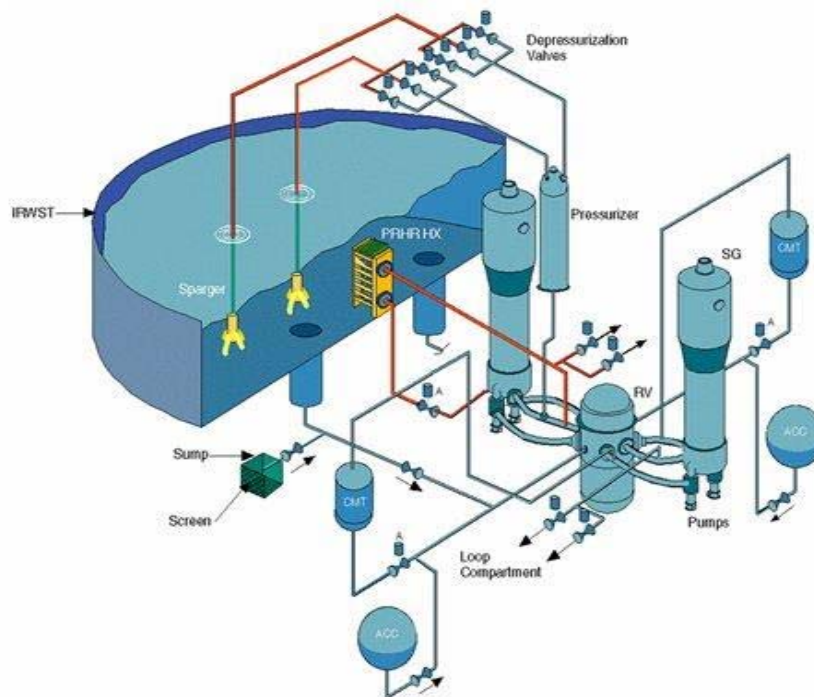


Figura 2-2: Schema dei sistemi di sicurezza passivi installati nell'impianto AP1000 (Reyes, 2005)

Il PRHR è costituito da uno scambiatore di calore con tubi a C immerso in una vasca riempita con acqua borata fredda (IRWST). Essa costituisce il pozzo termico dello scambiatore di calore del PRHR e una riserva di refrigerante borato per una eventuale fase di iniezione durante la “*IRWST injection phase*”. L’IRWST ha due linee connesse alla DVI; queste sono generalmente isolate da “*check valve*” poste in serie.

Il PRHR è connesso al suo ingresso alla HL e alla sua uscita all’ “*outlet channel*” del GV. Esso rimuove il calore residuo dal core attraverso un loop in circolazione naturale; infatti il fluido caldo proveniente dalla HL giunge all’ingresso

dello scambiatore e, cedendo calore all'acqua dell'IRWST, viene re-immesso nel circuito primario.

Le CMT sono costituite da recipienti connessi al loro ingresso, posto in cima, alla CL (tramite la PBL), e alla loro uscita alla DVI. Ciascuna CMT è riempita con acqua fredda borata, la valvola di ingresso della CMT è normalmente aperta, mentre la valvola di uscita è normalmente chiusa, al fine di prevenire fenomeni di circolazione naturale durante il normale funzionamento del reattore.

Il sistema ADS è costituito da 4 stadi che se attivati causano una riduzione controllata della pressione primaria. I primi 3 stadi sono connessi alla testa del PRZ. Il primo stadio viene attivato sulla base del livello del liquido nella CMT (67.5%), gli stadi 2 e 3 sono aperti in sequenza. Le linee ADS 1,2 e 3 iniettano il vapore attraverso uno "sparger" nell'IRWST, dove condensa. il quarto stadio, in cui sono presenti 2 "squib valve" poste sulle linee ADS connessa alla HL, scaricano direttamente nel contenimento; questo è attuato in base al livello della CMT (20%) e depressurizza il sistema primario fino alla pressione del contenimento.

Gli accumulatori sono dei recipienti al cui interno è presente acqua borata in pressione (circa 4,8 MPa) con azoto. Questi recipienti sono collegati al RPV tramite la DVI. "Check valves" prevengono la loro iniezione durante le condizioni operative. Durante una sequenza incidentale, quando la pressione primaria scende al di sotto della pressione degli accumulatori, le "check valves" si aprono, permettendo la loro iniezione nel DC attraverso la DVI.

Il contenimento è costituito da un liner in acciaio che contiene il "Nuclear Steam Supply System" (NSSS) e tutti i sistemi di sicurezza passivi di iniezione. Questo liner è contenuto all'interno di una struttura in calcestruzzo con dei condotti che permettono all'aria fredda, proveniente dall'ambiente esterno, di venire in contatto, raffreddandola, con la superficie esterna del liner. Quando il vapore viene rilasciato nel contenimento, attraverso il break e/o l'attuazione dello stadio ADS-4, sale nella sua parte alta dove condensa trasferendo energia al liner d'acciaio, da cui è

asportata da un flusso d'aria esterno, in circolazione naturale. Il liquido condensato all'interno del contenimento è diretto nell'IRWST e nel "containment sump" e diventa una fonte di acqua fredda per la "sump recirculation phase".

### **2-3 DESCRIZIONE DELLA SEQUENZA INCIDENTALE LOCA IN UN REATTORE AP1000**

Per la descrizione della sequenza incidentale dovuta a eventi di tipo SBLOCA in un reattore AP1000, faremo riferimento ai test condotti nell'impianto sperimentale APEX.

Ipotizzando un evento del tipo SBLOCA nel circuito primario di un impianto AP1000, la sequenza incidentale conseguente può essere divisa in 5 fasi:

1. Fase di "*High-Pressure Blowdown*";
2. Fase di "*Natural Circulation*";
3. Fase di "*ADS Blowdown*";
4. Fase di "*IRWST injection*";
5. Fase di "*Sump Recirculation*".

La rottura causa una perdita di liquido dal circuito primario con conseguente abbassamento della sua pressione. Pertanto il livello del PRZ inizia a diminuire e al raggiungimento di un determinato "set point" viene generato un segnale di tipo "S" che determina l'apertura delle valvole d'isolamento del PRHR e delle CMT, il trip della pompa di "*feedwater*", l'isolamento della linea vapore del GV, il trip delle pompe di circolazione primaria e lo "*scram*" del reattore. Durante questa fase si ha lo svuotamento del circuito primario e nel momento in cui al suo interno si raggiungono le condizioni di saturazione si ha la fine della fase di "*High-Pressure Blowdown*".

Quando si ha il trip delle pompe di circolazione del circuito primario si ha una transizione da un regime di "*circolazione forzata*" a un regime di "*circolazione naturale*". Quest'ultima permarrà fino a quando non si verranno a creare dei "vuoti" nel lato primario del GV. L'intervento dei sistemi PRHR e CMT creano dei

“percorsi” di circolazione naturale per il fluido primario per la rimozione del calore di decadimento. Il fluido proveniente dalla gamba calda, si dirige verso lo scambiatore di calore nel quale, cedendo energia, diminuisce la sua temperatura e aumenta la sua densità; successivamente viene immesso nell’ “outlet channel” del GV. La figura 2-3 mostra lo schema di funzionamento del sistema PRHR/IRWST.

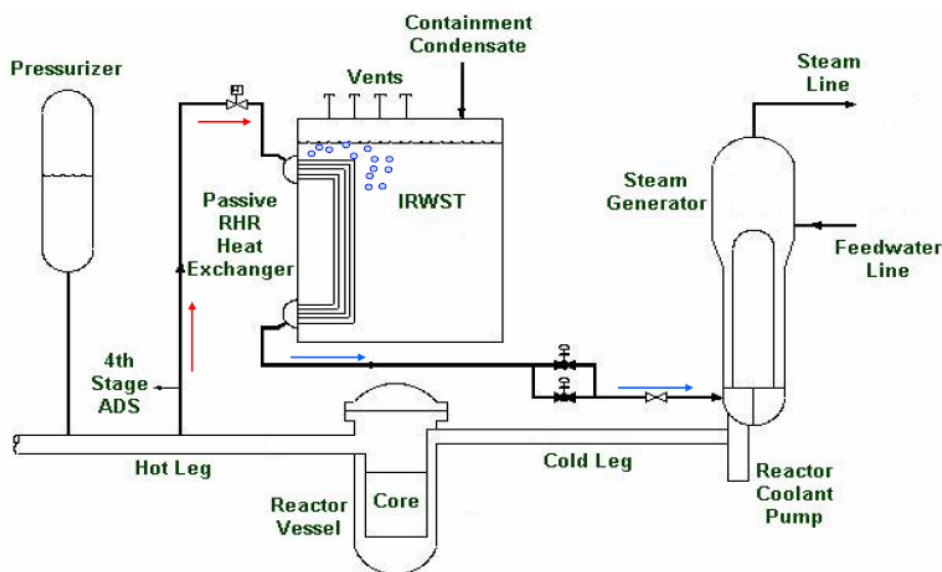


Figura 2-3: Schema di funzionamento del sistema PRHR/IRWST nell’impianto AP600/1000 (Reyes, 2005).

Ciascuna CMT contribuisce alla refrigerazione del core attraverso la circolazione naturale al suo interno, infatti il fluido “caldo” proveniente dalla CL, attraverso la PBL, arriva nella sua parte alta, spingendo il fluido “freddo” che attraverso la DVI viene iniettato nel RPV. Proseguendo la depressurizzazione del circuito primario, il vapore si accumula o si forma, per “flashing”, nella parte alta della CMT dove dunque cessa il regime di circolazione naturale e inizia la fase di svuotamento della stessa con la correlata iniezione. Al raggiungimento del fissato setpoint del volume di acqua all'interno della CMT (che nell’impianto AP1000 è pari al 67,5%) si ha l'apertura del primo stadio del sistema ADS. Questo segna la fine della fase di “Natural Circulation”.

Secondo la logica di controllo, le ADS 1, 2 e 3 sono aperte in sequenza facendo circolare il vapore, verso l’ IRWST, che condensa a contatto con il liquido al

suo interno. Questo porta un ulteriore abbassamento di pressione all'interno del circuito primario, nel quale, quando la pressione diventa minore di quella vigente negli accumulatori (maggiorata della “*check valve cracking pressure*”), questi iniziano ad iniettare direttamente nella DVI, causando tipicamente un ritardo nella iniezione da parte delle CMT. Quando la portata immessa dagli accumulatori si riduce le CMT continuano ad iniettare.

Quando il livello del liquido della CMT raggiunge il fissato setpoint (che nell'impianto AP1000 è il 20%) si ha l'intervento del quarto stadio ADS la cui azione depressurizza il sistema primario fino al valore di pressione che regna nel contenimento. L'acqua presente nell' IRWST è quindi in grado di entrare attraverso la DVI nel circuito primario, grazie al battente idrostatico del suo fluido. Si ha dunque la fine della terza fase della sequenza incidentale, detta di “*ADS Blowdown*”.

Grazie all'iniezione dell'IRWST, il liquido nel core del reattore sarà in condizioni sotto-raffreddate che permarranno fino a quando la portata iniettata sarà sufficiente. Quando il livello nell'IRWST raggiunge un determinato valore di setpoint si ha l'apertura della valvola che mette in collegamento il “*Sump Screen*” con la DVI. A questo punto la fase di “*IRWST Injection*” è conclusa e ha inizio la fase di “*Sump Recirculation*”. Da ora in poi si instaura il “*long term cooling*” tipico dell'impianto. Il liquido proveniente dalla “*Primary Sump*” fluisce attraverso le “*Sump Recirculation Lines*” nella DVI e dunque nel RPV.

Un diagramma di flusso dei vari componenti durante il loro funzionamento si può vedere nella figura 2-4.

Le fonte di vapore all'interno dell'edificio di contenimento sono dovute all'attuazione dell'ADS-4 e alla eventuale rottura. Il vapore sale verso l'alto e viene condensato tramite il PCCS. L'edificio di contenimento è costituito da un edificio in calcestruzzo, che ha il compito di proteggere il reattore da eventi esterni, e un liner in acciaio, nel quale è contenuto la parte reattoriale dell'impianto, che ha il compito di proteggere l'ambiente da potenziali rilasci. Alla sommità dell'edificio di

contenimento è ricavato un recipiente riempito di acqua, la quale, attraverso le docce, lambisce il contenimento in acciaio con lo scopo di raffreddarlo asportando l'energia ceduta dal vapore durante la sua condensazione. Il flusso d'aria esterna asporta il calore per convezione naturale dal contenimento. Il condensato all'interno del contenimento in acciaio scende verso il basso fornendo un riciclo d'acqua all'IRWST e al "Containment Sump".

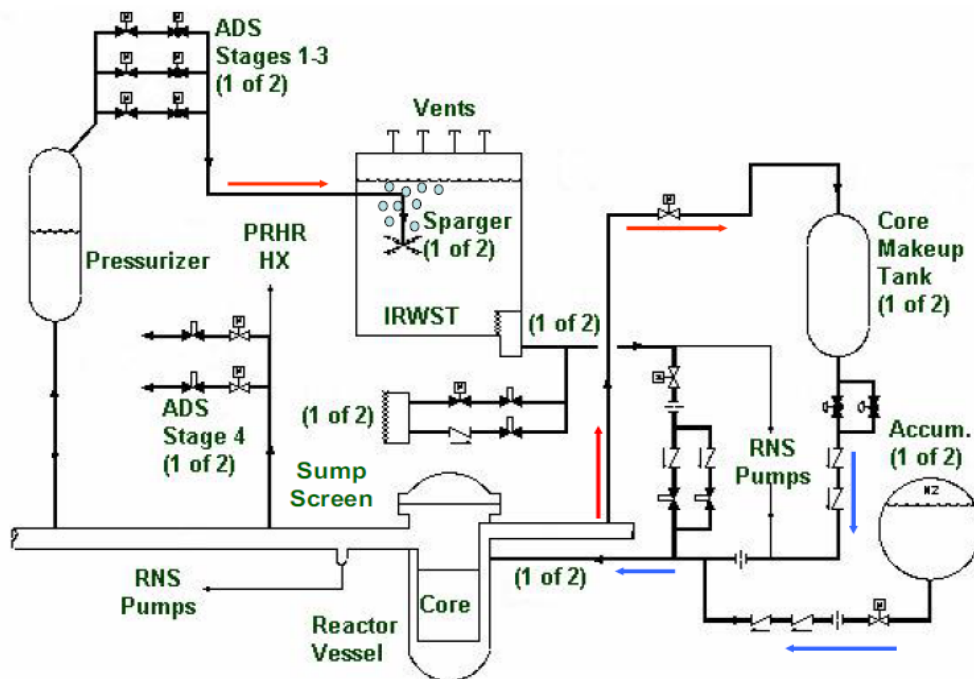


Figura 2-4: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della "Sump Recirculation" nell'impianto AP600/1000 (Reyes, 2005).

Dall'analisi dei sistemi di sicurezza passivi utilizzati nel reattore AP1000 e dalla descrizione della strategia di mitigazione di un transitorio incidentale dovuto a un evento di tipo LOCA si può concludere che tra i componenti di piccolo diametro operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti per le funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento si possono inserire le valvole presenti nel sistema ADS, le check valve e le valvole di isolamento. Un esempio delle dimensioni di tali valvole è dato dalle quelle delle ADS che sono rispettivamente di 4 inch nel primo stadio, di 8 inch negli stadi 2 e 3 di 14 inch nel quarto stadio.

## **BIBLIOGRAFIA**

- Cumo Maurizio, Impianti Nucleari (2008);
- Claudio Grima. Analisi dei Sistemi passivi dell'AP1000: Studio Del Comportamento Dell'impianto In Alcune Condizioni Incidentali. Tesi di Laurea. Anno Accademico 2010-211
- IAEA-TECDOC-1391, 2004. Status of Advanced Light Water Reactor Designs 2004. May 2004
- IAEA TECDOC-1474, 2005. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- IAEA TECDOC-1624, 2009. Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2009.
- NUREG-1826. APEX-AP1000 Confirmatory Testing To Support AP1000 Design Certification (Non-Proprietary)
- Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP1000 Standard Design (NUREG-1793)
- Jose N. Reyes Jr., Lawrence Hochreiter. Scaling analysis for the OSU AP600 test facility (APEX). Nuclear Engineering and Design 186 (1998) 53–109
- The Westinghouse AP1000 advanced nuclear plant, plant description. Copyright © 2003, Westinghouse Electric Co., LLC. All rights reserved.;
- Sergio Orlandi (Ansaldo Nucleare). AP1000 IMPIANTO PASSIVO DI GENERAZIONE III+ (PARTE II). 2009.

## CAPITOLO 3

### *DESCRIZIONE DEL REATTORE MASLWR*

#### **3-1 DESCRIZIONE DEL PROTOTIPO DEL REATTORE MASLWR**

Il MASLWR è un prototipo, sviluppato da Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, OSU and NEXANT–Bechtel, di un reattore avanzato integrale a GV elicoidali in cui il fluido primario, in circolazione naturale, asporta la potenza prodotta nel core in condizioni normali di funzionamento. Tale progetto vuole rispondere alle generali richieste di sicurezza ed economicità del momento.

Lo schema del MASLWR, figura 3-1, mostra che il core e il GV sono collocati all'interno di un unico recipiente in pressione a sua volta contenuto in un altro recipiente, parzialmente riempito d'acqua, che fornisce “*pressure suppression*” e “*liquid make-up capability*”, a sua volta contenuto in una piscina che rappresenta l'ultimo pozzo termico disponibile.



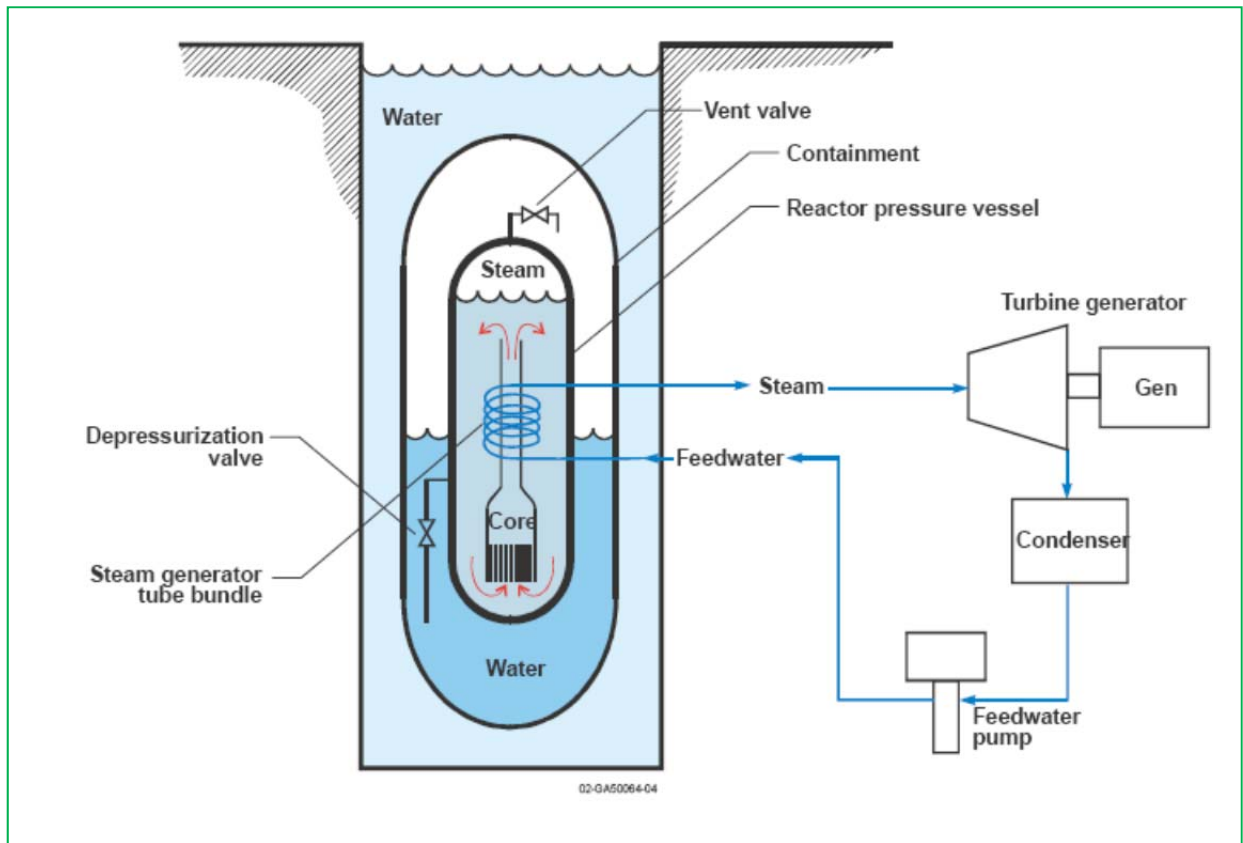


Figura 3-1: Schema concettuale del reattore avanzato MASLWR (Modro, 2003).

Il fluido primario, attraversando il core, acquista energia e, diminuendo la sua densità, ascende lungo il “riser”, successivamente cederà energia al circuito secondario attraverso i tubi elicoidali, diminuendo il suo contenuto energetico e, aumentando la sua densità, scende lungo il DC. Il fluido secondario entra in condizioni sottoraffreddate nel GV e, ricevendo la potenza generata nel core, passerà con continuità da liquido sottoraffreddato a fluido saturo e infine a vapore surriscaldato. Il PRZ è integrato nel sistema primario.

Ogni singola unità MASLWR produce una potenza pari a 35 MW(e), rendendo il reattore adatto ad alimentare piccole reti elettriche. Essa è costruttivamente suddivisa, come mostrato in figura 3-2, in un modulo reattore, un modulo turbina e un modulo condensatore.

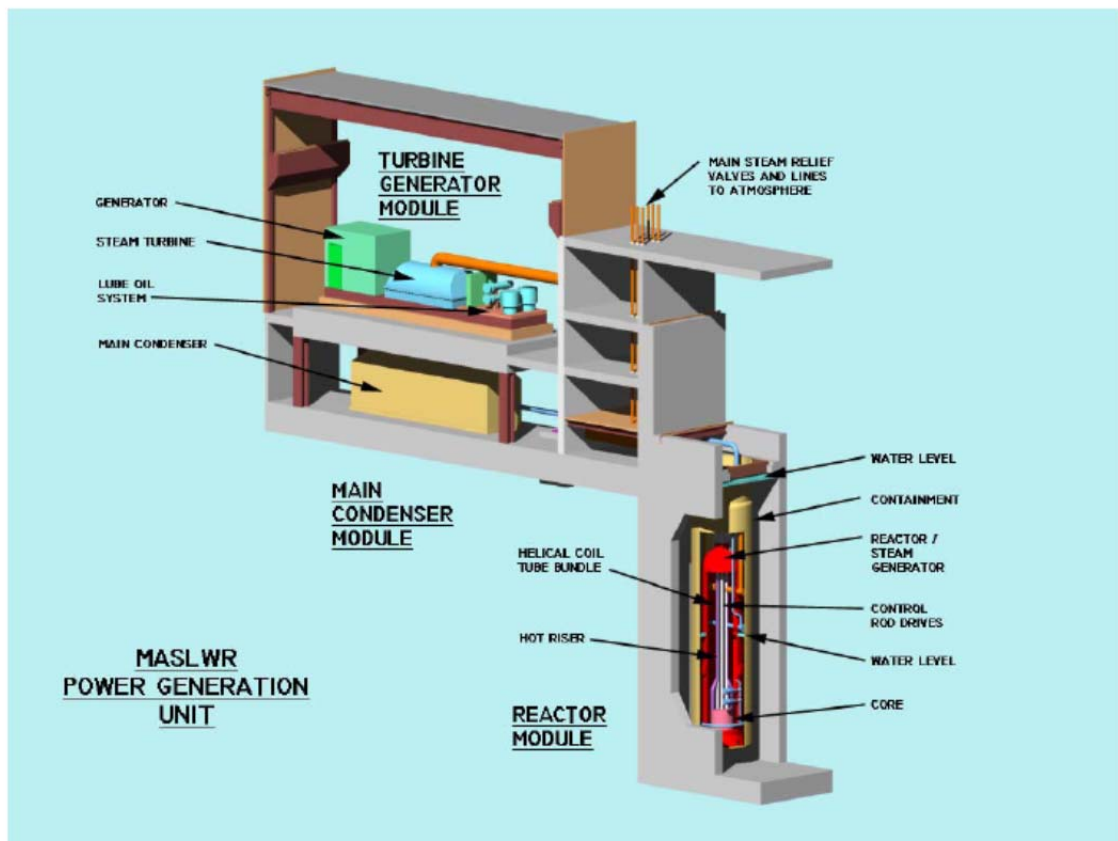


Figura 3-2: Modulo costruttivo del reattore MASLWR (Modro, 2003).

In un definito sito, si possono installare più unità, in modo da alimentare reti elettriche di maggiori dimensioni. Nella tabella 3-1 sono riportati alcuni parametri di funzionamento di una singola unità e alcuni parametri complessivi di una ipotetica installazione composta da 30 unità MASLWR.

Una prima campagna sperimentale, legata a tale progetto avanzato, è stata condotta presso Oregon State University, nell'impianto sperimentale OSU-MASLWR. In tale impianto sono stati condotti 4 test al fine di verificare, da un punto di vista termoidraulico, i fenomeni caratterizzanti l'impianto di riferimento e allo stesso tempo caratterizzare sperimentalmente i sistemi passivi di sicurezza operanti in condizioni transitorie.

Tabella 3-1: Caratteristiche dell'impianto MASLWR.

<b>1 UNIT</b>	
Primary pressure	7.60 MPa
Core outlet temperature	544.30 K
Primary mass flow rate	597 kg/s
Thermal power	150 MWt
Net electrical power	35 MWe
Steam generator type	Vertical, helical tubes
Fuel	Fuel UO <sub>2</sub> , 8% enriched
Refueling intervals	5 years
Life-cycle	60 years
<b>30 UNITS</b>	
Net Electrical Output	1050 MWe
Net Station Efficiency	23%
Number of Power Units	30
Nominal Plant Capacity Factor	95%
Total capital cost	\$1241/kWe
Total busbar cost	3.4 cents/kWh

### **3-2 DESCRIZIONE DELLA STRATEGIA DI MITIGAZIONE DI UN EVENTO TIPO SBLOCA**

Il progetto integrato dell'impianto permette di evitare componenti in pressione esterni al RPV, riducendo il numero e le dimensioni di eventuali penetrazioni nel RPV. Ciò elimina in sede di progetto la possibilità che si verifichino "large break LOCA" e si riduce nel contempo il numero di possibili eventi iniziatori di "small break LOCA". Sistemi passivi sono considerati nel suo progetto per la mitigazione di eventuali sequenze incidentali. Questi consistono di, fig 3-1,

- Due treni indipendenti di "High ADS valve"
- Due treni indipendenti di "Middle ADS vale"
- Due treni indipendenti di "Sump recirculation valve "

- Un primo recipiente parzialmente riempito d'acqua
- Una piscina che rappresenta l'ultimo pozzo termico disponibile.

Di seguito, è descritta una tipica sequenza incidentale dovuta ad un evento di tipo SBLOCA per il reattore MASLWR.

A seguito di un'inattesa apertura di una valvola del sistema ADS si desta una depressurizzazione del sistema primario. Parte dell'inventario primario viene immesso nel primo contenimento causando l'innalzamento della sua pressione e la conseguente diminuzione della pressione primaria. Si desta un "safety injection signal" che automaticamente apre le "high ADS valve", le "middle ADS valve" e le "Sump Recirculation valve". Quando la pressione primaria e la pressione del contenimento si equalizzano, lo svuotamento del sistema primario termina e si viene a creare un loop in circolazione naturale comprendente il sistema primario e il contenimento. Infatti quando le "sump ADS valve" vengono aperte il vapore prodotto nel core si dirige nella parte alta del RPV e attraverso le "high ADS valve" si dirige verso il contenimento dove viene condensato. A questo punto il condensato attraverso le "Sump Recirculation valve" si dirige di nuovo nel core attraverso il downcomer.

Dall'analisi dei sistemi di sicurezza passivi utilizzati nel reattore MASLWR e dalla descrizione della strategia di mitigazione di un transitorio incidentale dovuto a un evento di tipo LOCA si può concludere che tra i componenti di piccolo diametro operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti per le funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento si possono inserire le valvole presenti nel sistema ADS. Queste valvole hanno una dimensione di 4 inch come si vede dalla figura 3-3.

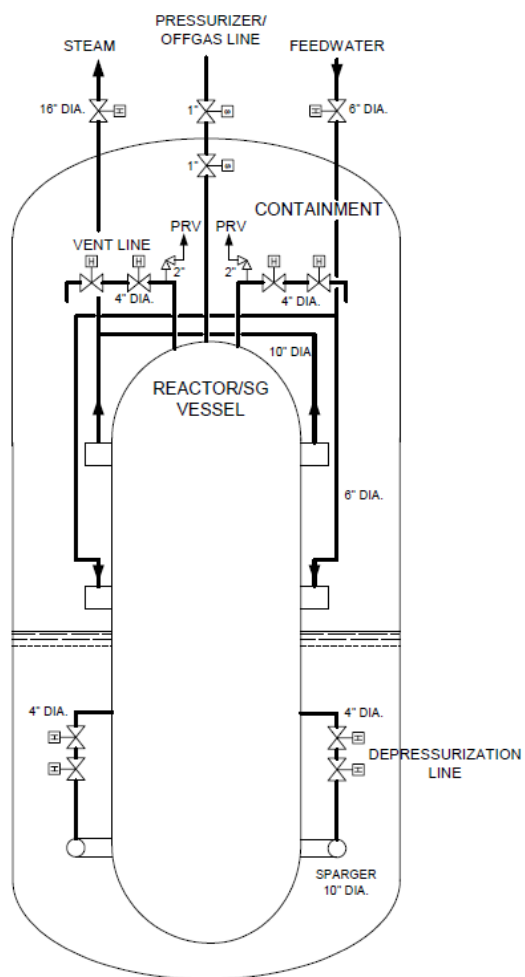


Figura 3-3: Diagramma delle tubazioni del reattore MASLWR (Modro, 2003).

## BIBLIOGRAFIA

- Galvin, M. R., 2007. OSU MASLWR Test Facility Modification Description Report. IAEA Contract Number USA-13386, Oregon State University, November 19, 2007.
- Mascari F., Tesi di Dottorato. Circolazione Naturale e Fenomenologie di Boron Dilution in Reattori Nucleari ad Acqua in Pressione. Università degli Studi di Palermo. Anno Accademico 2009-2010.
- Mascari, F., Del Nevo, A., Vella, G., D'Auria, F., 2008. Design of the MASLWR Nodalization by TRACE Code. Meeting on IAEA International Standard Problem on Integral PWR Design Natural Circulation Flow Stability and Coupling with the Containment During Depressurization Accidents, San Piero a Grado Nuclear Research Group, University of Pisa, Pisa, January 14 - 18, 2008.
- Mascari, F., Woods, B. G., Adorni, M., 2008. Analysis, By TRACE Code, of Natural Circulation Phenomena In The MASLWR-OSU-002 test. Proc. Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe 2008, Portoroz, Slovenia, September 8-11, 2008.
- Mascari, F., Vella, G., Woods, B., Welter, K., Pottorf, J., Young, E., Adorni, M., D'Auria, F., 2009. Sensitivity Analysis of the MASLWR Helical Coil Steam Generator Using TRACE. International Conference Nuclear Energy for New Europe 2009, Bled, Slovenia, September 14-17. The paper has been recommended to be considered for publication in special issue of Nuclear Engineering and Design.
- Mascari, F., Galvin, M. R., Woods, B. International Collaborative Standard Problem Specification Document. Department of Nuclear Engineering and Radiation Health Physics, Oregon State University, 128 Radiation Center Corvallis, OR 97331-5902. Prepared for International Atomic Energy Agency P.O. Box 100 Wagramer Strasse 5 A-1400 Vienna, Austria (in preparation).
- Modro, S.M., Fisher, J. E., Weaver, K. D., Reyes, J. N., Jr., Groome, J. T., Babka, P., Carlson, T. M., 2003. Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report. DOE Nuclear Energy Research Initiative Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, December 2003.
- Pottorf, J., Mascari, F., Woods, B. G., 2009. TRACE, RELAP5 Mod 3.3 and RELAP5-3D Code Comparison of OSU-MASLWR-001 Test. 2009 ANS Winter Meeting and Nuclear Technology Expo.
- Reyes, J.N., Jr., 2005. Governing Equations in Two-Phase Fluid Natural Circulation Flows. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, Annex 6, IAEA-TECDOC-1474, Vienna, Austria, November 2005.
- Reyes, J.N., Jr., Groome, J., Woods, B. G., Young, E., Abel, K., Yao, Y., Yoo, J. Y., 2007. Testing of the Multi Application Small Light Water Reactor (MASLWR) Passive Safety Systems. Nucl. Eng. Des. 237, 1999-2005.
- Woods, B., 2008. Overview of MASLWR Experimental Facility. Meeting on IAEA International Standard Problem on "Integral PWR Design Natural Circulation Flow Stability and Coupling with the Containment During Depressurization Accidents, San Piero a Grado Nuclear Research Group, University of Pisa, Pisa, January 14 - 18, 2008.

- Woods, B. G., Mascari, F., 2009. Plan for an IAEA international collaborative standard problem on integral PWR design natural circulation flow stability and thermo-hydraulic coupling of containment and primary system during accidents. Department of Nuclear Engineering and Radiation Health Physics, Oregon State University, prepared for IAEA.

# CAPITOLO 4

## *DESCRIZIONE DEL REATTORE IRIS*

### **4-1 DESCRIZIONE DEL PROTOTIPO DEL REATTORE IRIS**

IRIS è un reattore nucleare avanzato in pressione da 335 MWe di tipo integrato e modulare. Il progetto integrato dell'impianto permette di evitare componenti in pressione esterni al RPV, riducendo il numero e le dimensioni di eventuali penetrazioni nel RPV. Ciò elimina in sede di progetto la possibilità che si verifichino "large break LOCA" e si riduce, nel contempo, il numero di possibili eventi iniziatori di "small break LOCA". Sistemi passivi sono considerati nel suo progetto per la mitigazione di eventuali sequenze incidentali.

La figura 4-1 mostra lo schema del recipiente in pressione contenente i principale componenti del Reactor Coolant System (RCS): il core, gli SGs, le pompe, il PRZ, il Control Rod Drive Mechanism (CRDM), ecc. Il RPV è di dimensioni maggiori rispetto a un tipico PWR avendo un'altezza totale di circa 22 m. La tabella 4-1 mostra le principali caratteristiche dell'impianto.



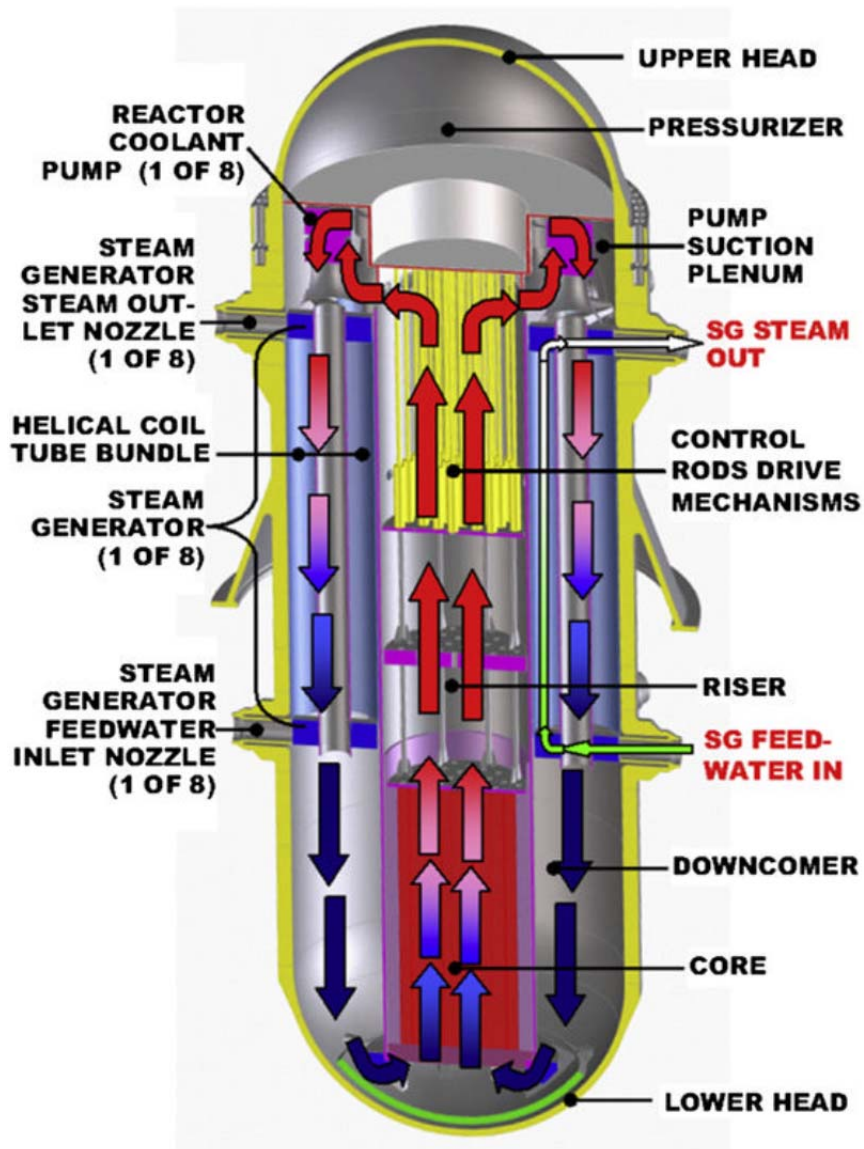


Figura 4-1: Schema del reattore IRIS.

Tabella 4.1: Caratteristiche dell'impianto IRIS.

Potenza elettrica	335 MWe
Potenza termica	1000 MWth
Temperatura uscita core	328.4 °C
Pressione di funzionamento primaria	15.5 MPa
Portata primaria	4700 kg/s
Pressione secondaria	5.8 MPa
Temperatura del vapore	317 °C
Temperatura dell'acqua nella "feed water"	224 °C

Il core e gli elementi di combustibile in IRIS sono molto simili a quelli di un tipico PWR della Westinghouse. In particolare, un elemento di combustibile consiste in 264 barre di combustibile disposte in un reticolo quadrato del tipo 17x17. La posizione centrale è riservata alla strumentazione all'interno del core, 24 posizioni sono poi riservate alle barre di controllo. La configurazione del core consiste in 89 elementi di combustibile con una potenza termica nominale di 1000 MW. Il combustibile utilizzato è UO<sub>2</sub> arricchito al 4.95%, con un basso arricchimento nella periferia del core. Il controllo della reattività è realizzato tramite barre di controllo, una limitata quantità di boro in soluzione nel refrigerante e veleni bruciabili. Il core è progettato per un ciclo di vita di 3-3.5 anni.

La configurazione integrale di IRIS è ideale per ospitare tutti i meccanismi di guida delle barre di controllo all'interno del vessel, nella regione appena sopra il core. Le barre di controllo vengono azionate dai CRDM e scorrono dentro gli Rod Cluster Control Assembly (RCCA) presenti all'interno del riser.

Il PRZ in IRIS, Figura 4-2, è integrato nella parte superiore del RPV. La regione del PRZ è definita da una struttura a "cappello rovesciato", che separa il fluido refrigerante primario in circolazione, dal fluido in saturazione che si trova nel PRZ. Sono presenti due fori ("surge orifices") nella parte inferiore, che consentono la comunicazione idraulica tra l'UR ed il PRZ, al fine di assicurare la medesima pressione in tutto il circuito primario. Un isolamento termico a nido d'ape è presente nel suo progetto. Il PRZ ha un volume totale di circa 70 m<sup>3</sup>, di cui circa 50 m<sup>3</sup> sono occupati dal vapore. Questo grande volume permette l'espansione del vapore e pertanto non è necessario l'utilizzo degli spray, mentre sono sempre presenti riscaldatori elettrici.

Gli SG impiegati in IRIS sono del tipo a tubi elicoidali "once-through". Otto SG, ognuno costituito da 656 tubi, sono allocati nello spazio anulare tra il barrel ed il guscio esterno del recipiente in pressione. Ogni modulo SG è composto da una colonna centrale interna che supporta i tubi, da collettori inferiori dell'acqua di

alimento, dai collettori superiori del vapore che andrà in turbina per la successiva espansione. Le pompe, poste al di sopra degli SG, sono a tamburo (“spool pumps”).

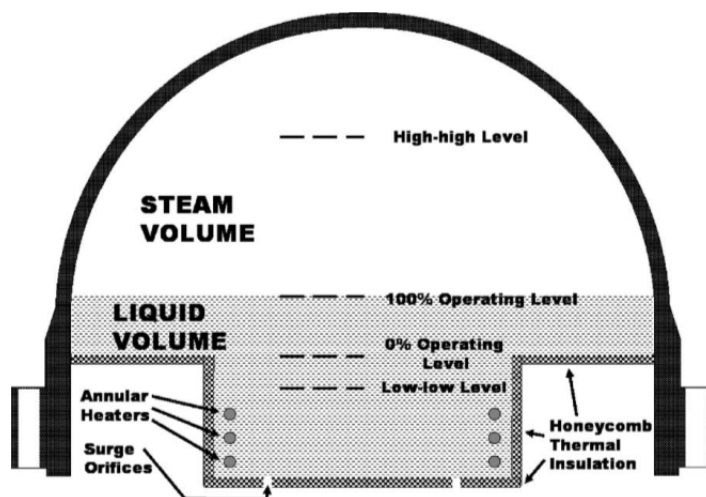


Figura 4-2: Schema del PRZ di IRIS.

Il percorso del fluido primario, indicato nella Fig. 4-1 con delle frecce colorate, va dal basso verso l'alto passando attraverso il core ed il riser fino alle pompe, poi la circolazione avviene in senso contrario e il fluido primario, dopo avere attraversato le pompe, lambisce esternamente i tubi degli SG. All'uscita dallo scambiatore, il fluido percorre la regione anulare esterna del core, il DC, fino al Lower Plenum (LP), e poi risale nuovamente attraverso il core ricominciando il ciclo. Le frecce colorate in blu indicano che il fluido refrigerante, inizialmente freddo, attraversa il core e per effetto delle fissioni, che qui avvengono, si riscalda; le frecce cambiano dunque colore fino ad avere un rosso molto acceso nel riser. Il fluido così caldo percorre l'esterno dei tubi elicoidali negli SG e, poiché trasferisce la sua energia al fluido secondario, torna nuovamente freddo nel DC dove le frecce tornano a essere di colore blu. Il percorso del fluido secondario è invece indicato con la freccia di colore verde. Il fluido freddo all'ingresso della FW entra all'interno dei tubi elicoidali, e scorrendo in contro corrente rispetto al fluido primario più caldo, aumenta la sua entalpia specifica fino a vaporizzare completamente ed uscire dalla SL. Il cambiamento di fase in Fig. 4-1 è

rappresentato dal colore della freccia che via via diventa sempre più chiaro. In queste condizioni il vapore andrà poi in turbina e dopo l'espansione e la seguente condensazione il fluido secondario sarà pronto per un nuovo ciclo.

Un contenimento compatto sferico di acciaio di 25 m di diametro, diviso in differenti compartimenti, è direttamente coinvolto, attraverso un comportamento dinamico accoppiato con il sistema primario, nella strategia di mitigazione passiva tipica di IRIS. Il contenimento è composto da un Dry Well (DW), dalla Reactor Cavity (RC) e dal Pressure Suppression System (PSS). La figura 4-3 mostra lo schema del contenimento e dei sistemi di sicurezza tipici del reattore IRIS.

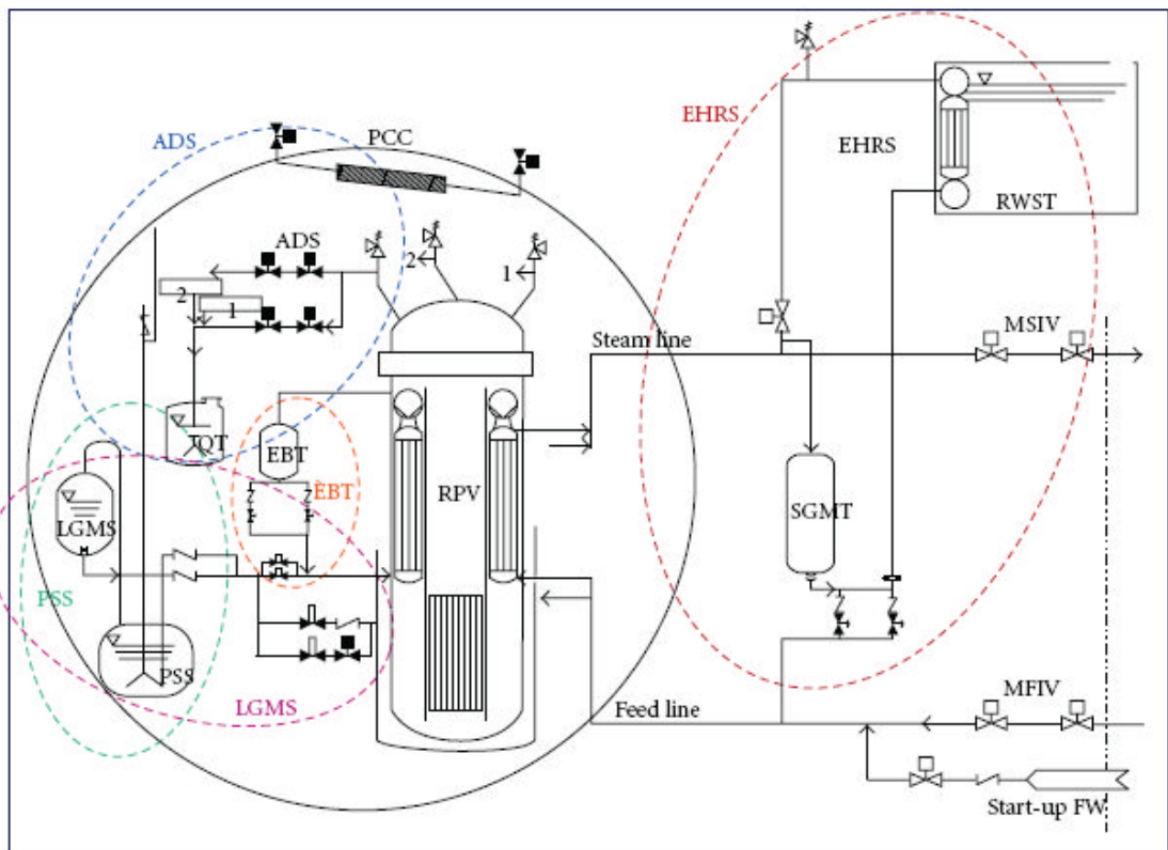


Figura 4-3: Schema del contenimento e dei sistemi di sicurezza tipici del reattore IRIS.

Il PSS é composto da due serbatoi pieni di acqua, ed un ulteriore serbatoio comune, per immagazzinare i gas incondensabili. Ogni serbatoio è connesso al CV tramite una condotta che ha nell'estremità inferiore uno "sparger" sommerso. Il PSS

limita il picco di pressione massimo del contenimento in situazioni incidentali. Il PSS provvede anche ad un'eventuale iniezione d'acqua all'interno del RPV in caso di LOCA tramite le DVI, sia direttamente, che tramite i sistemi LGMS.

Nel progetto di IRIS sono considerate due "full-system pressure" EBT che iniettano acqua borata nel RPV attraverso le linee DVI in situazioni incidentali. Essi sono collegati nella parte superiore al RPV e nella parte inferiore alla linea DVI.

IRIS è provvisto di quattro sottosistemi indipendenti di rimozione d'emergenza del calore (EHRS) di tipo passivo, ognuno dei quali ha uno scambiatore di calore immerso nell'acqua del RWST collocata all'esterno della struttura di contenimento. Nel sistema EHRS il vapore è prelevato dalla SL prima della MSIV ed attraversa gli scambiatori di calore posti nel RWST; da qui il fluido viene immesso nella linea di alimento, poco prima della MFIV. Un singolo EHRS è dimensionato per sopperire da solo alla rimozione del calore di decadimento. Essi funzionano in circolazione naturale. Gli EHRS hanno il compito di attuare sia la principale depressurizzazione post-LOCA (depressurizzazione senza perdita di massa) del sistema primario che le normali funzioni di raffreddamento del core. L'EHRS interviene in condizioni di reattore isolato.

I sistemi ADS assistono gli EHRS nella depressurizzazione del RPV. Essi sono posti nella parte superiore del PRZ ed hanno il compito di mantenere uguali le pressioni del RPV e del contenimento limitando la perdita di refrigerante e prevenendo così gli effetti seguenti dovuti ad un incidente LOCA. Vari "treni" ADS che agiscono sia ad alta pressione (Stage I) che a bassa pressione (Stage II) sono considerati. Ogni ADS consiste di due linee parallele da 4 pollici ognuna con due valvole normalmente chiuse. In caso di necessità uno di questi ADS ad alta pressione scarica vapore in una QT, anche durante le normali funzioni operative.

#### **4-2 APPROCCIO "SAFETY-BY-DESIGN" IN IRIS**

Il progetto integrato dell'impianto permette di evitare componenti in pressione esterni al RPV, riducendo il numero e le dimensioni di eventuali penetrazioni nel

RPV. Ciò elimina in sede di progetto la possibilità che si verificano "large break LOCA" e si riduce nel contempo il numero di possibili eventi iniziatori di "small break LOCA". Sistemi passivi sono considerati nel suo progetto per la mitigazione di eventuali sequenze incidentali.

Di seguito, in figura 4-4, è mostrata una tipica sequenza incidentale dovuta ad un evento di SBLOCA per il reattore IRIS. I principali fenomeni che si destano nel reattore IRIS durante un SBLOCA, sono:

1. il "blowdown", della durata di circa 2100 secondi (nel caso DVI line break);
2. la depressurizzazione del RPV/CV della durata superiore alle 12 ore;
3. il long-term cooling tipico del reattore IRIS, della durata di oltre le 12 ore.

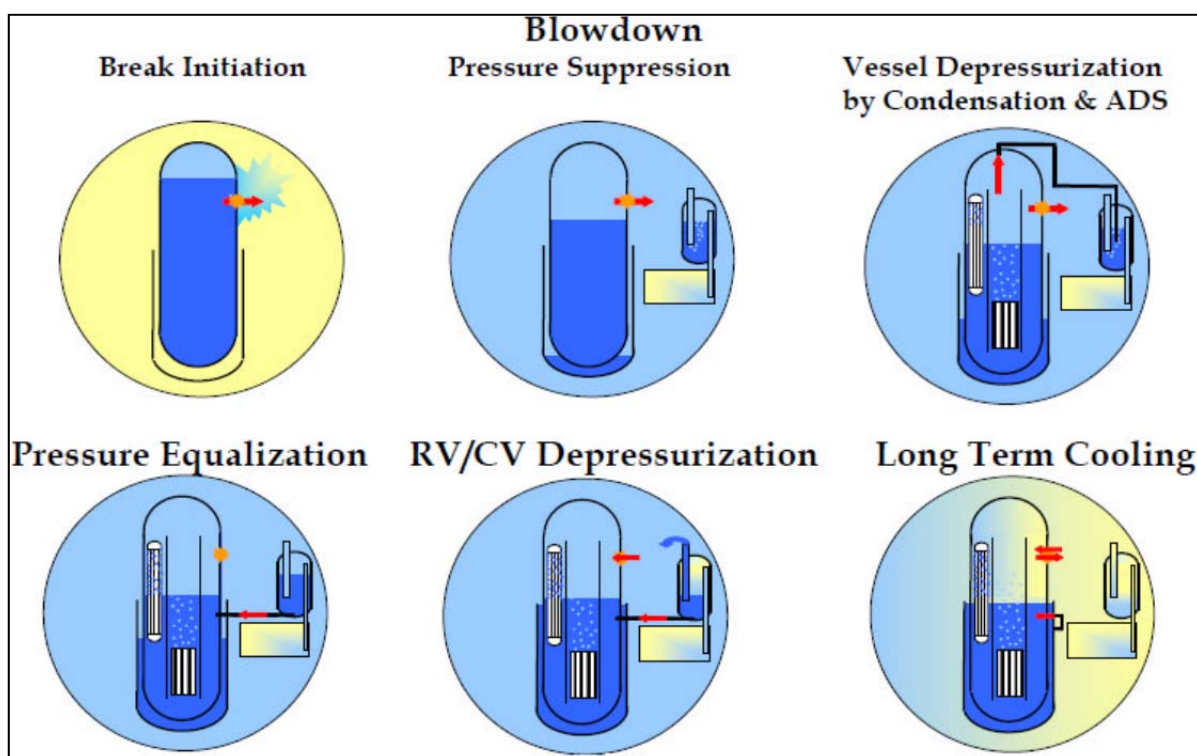


Figura 4-4: Schema della sequenza incidentale dovuta a un SBLOCA per il reattore IRIS.

Dopo un evento del tipo SBLOCA si destina una depressurizzazione del sistema primario. Parte dell'inventario primario viene immesso nel contenimento causando

l'innalzamento della sua pressione. Il trip del reattore e della pompa si desta; gli EBT forniscono dunque acqua borata al sistema primario e gli EHRS, dopo la loro attuazione, forniscono una depressurizzazione del sistema primario rimuovendone l'energia.

I sistemi ADS sono attuati per assistere gli EHRS nella depressurizzazione del RPV, ma mentre l'EHRS depressurizza il sistema primario senza perdita di massa, se interviene l'ADS, attua la stessa funzione con perdita di massa.

L'aumento di pressione nel contenimento è limitato dal PSS mentre la portata del break si riduce per la rimozione del calore da parte degli EHRS. La fase di svuotamento del sistema primario termina quando la pressione del RPV uguaglia quella del CV.

Il sistema accoppiato RPV/CV è depressurizzato dagli EHRS. In questa fase la portata al break si inverte perché il calore non è rimosso dal contenimento ma direttamente dall'interno del vessel, creandone un aumento del livello. Quando il vapore, proveniente dal contenimento, condensa all'interno del vessel e quando la pressione del contenimento si riduce, una certa quantità d'acqua, proveniente dalla piscina a soppressione, entra nel contenimento attraverso le "vent lines" e contribuisce a refrigerare la cavità del vessel.

La fase di depressurizzazione è seguita dalla fase di raffreddamento a lungo termine, dove la pressione del RPV e quella del CV si riducono lentamente così come diminuisce il calore di decadimento del core. Durante questa fase, la quantità d'acqua borata proveniente dalle piscine e dalla cavità del RPV è ancora disponibile come previsto.

Dall'analisi dei sistemi di sicurezza passivi utilizzati nel reattore IRIS e dalla descrizione della strategia di mitigazione di un transitorio incidentale dovuto a un evento di tipo LOCA si può concludere che tra i componenti di piccolo diametro operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti per le funzioni di spegnimento

sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento si possono inserire le valvole presenti nel sistema ADS e le check valves. Le valvole di tipo ADS presenti in IRIS sono da 6 inch.

Di particolare interesse è l'uso di check valve che connettono il downcomer al riser del reattore. Tali valvole hanno la funzione di permettere la circolazione del fluido primario in situazioni incidentali in regime di circolazione naturale.

Una immagine, figura 4-5, dell'impianto sperimentale SPES-3, che è in fase di costruzione alla SIET per l'analisi del comportamento termoidraulico del reattore IRIS, che potrà essere utilizzato per indagini sui reattori integrati, mostra la posizione di tali valvole.

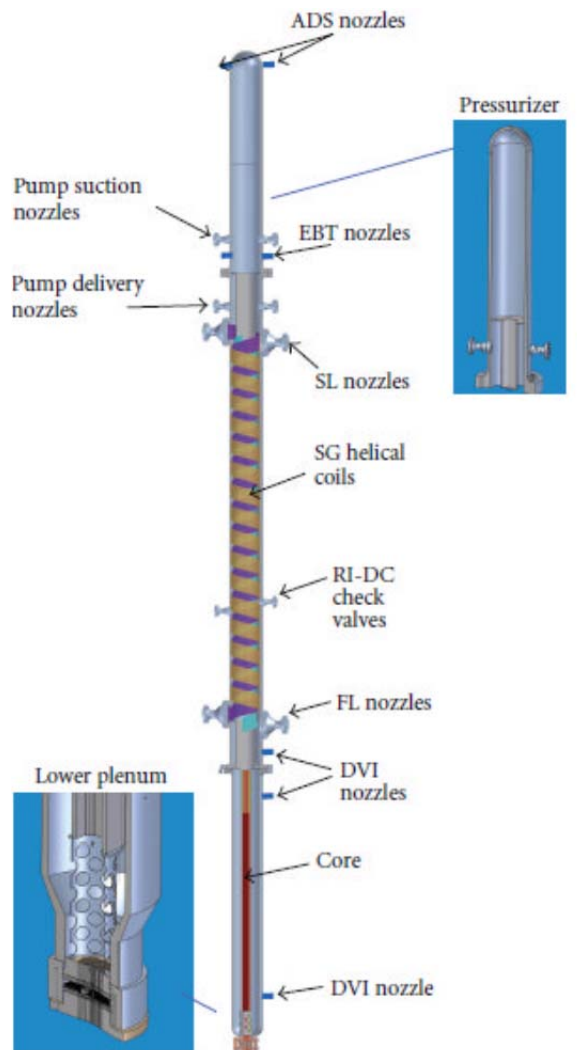


Figura 4-5: Schema del sistema primario del reattore IRIS simulato in SPES-3.



## BIBLIOGRAFIA

- F. Castiglia, P. Chiovaro, M. Ciofalo, P.A. Di Maio, M. Giardina, F. Mascari, G. Morana, G. Vella: Analisi Mediante Il Codice Trace Delle Principali Fenomenologie Caratterizzanti Il Transitorio Conseguente Ad Una Rottura A Ghigliottina Nella Linea Dvi Dell'impianto Sperimentale Spes-3; CERSE-UNIPA RL 1212/2011
- M. D. Carelli, L.E. Conway, L. Oriani, B. Petrović, C.V. Lombardi, M.E. Ricotti, A.C.O. Barroso, J.M. Collado, L. Cinotti, N.E. Todreas, D. Grgić, M.M. Moraes, R.D. Boroughs, H. Ninokata, D.T. Ingersoll, F. Oriolo. The design and safety features of the IRIS reactor, *Nuclear Engineering and Design* 230 (2004) 151–167.
- M. Carelli, L. Conway, M. Dzodzo, A. Maioli, L. Oriani, G. Storricks, B. Petrovic, A. Achilli, G. Cattadori, C. Congiu, R. Ferri, M. Ricotti, D. Papini, F. Bianchi, P. Meloni, S. Monti, F. Berra, D. Grgic, G. Yoder, and A. Alemberti. The SPES3 Experimental Facility Design for the IRIS Reactor Simulation. *Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2009*, Article ID 579430, 12 pages doi:10.1155/2009/579430.
- Status of advanced light water reactor designs, 2004. IAEA-TECDOC-1391.
- Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1624.
- T.K. Larson, F.J. Moody, G.E. Wilson, W.L. Brown, C. Frepoli, J. Hartz, B.G. Woods, L. Oriani. IRIS small break loca phenomena identification and ranking table (PIRT). *Nuclear Engineering and Design* 237 (2007) 618-626.
- R. Ferri, C. Congiu. Conceptual design of the SPES3-IRIS facility. SIET 01 334 RT 07 Rev.1. September 5, 2008.
- D. Papini. Tesi di Dottorato. Modelling and Experimental investigation of helical coil steam generator for IRIS Small-medium Modular Reactor. XXXIII cycle. Politecnico di Milano, January 2011.
- F.Castiglia, P. Chiovaro, M. Ciofalo, M. Di liberto, P.A. Di Maio, I. Di Piazza, M. Giardina, F. Mascari, G. Morana, G. Vella. TRACE input model for SPES3 facility. CIRTEN-UNIPA rl-1208/2010.
- Pierluigi Chiovaro, Pietro Alessandro Di Maio, Fulvio Mascari, Giuseppe Vella., “Analysys of the SPES-3 direct vessel injection line break by using trace code”. XXIX Congresso UIT sulla Trasmissione del Calore Torino, 20-22 Giugno 2011.
- Giuseppe Seminara. tesi di Laurea. Analisi mediante il codice di calcolo TRACE di problematiche termofluidodinamiche in impinati nucleari ad acqua leggera. Anno accademico 2009-2010.

**Titolo**

**IDENTIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLA TAGLIA IN  
SISTEMI DI TIPO PASSIVO E POSSIBILI ATTIVITA' SPERIMENTALI  
PER LA LORO CARATTERIZZAZIONE**

**Ente emittente** CIRTEN (Università di Palermo)

# PAGINA DI GUARDIA

**Descrittori**
**Tipologia del documento:** Rapporto tecnico

**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**Argomenti trattati:** Calcolo delle strutture meccaniche, Energia nucleare, Reattori nucleari ad acqua, Sicurezza nucleare

**Sommario**

il rapporto analizza le tipologie di componenti di tipo passivo, operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua leggera di tipo avanzato, su cui è di interesse condurre una campagna sperimentale al fine di ottenere informazioni utili per la loro caratterizzazione termoidraulica. Tramite l'analisi delle strategie di mitigazione degli effetti di eventuali transitori dovuti ad eventi incidentali nei reattori AP1000, IRIS e MASLWR, l'attenzione sarà focalizzata su sistemi di piccolo diametro quali le valvole presenti nei sistemi ADS e le valvole di non ritorno poste nelle varie linee di interesse

**Note**
**ALLEGATO n. 2**
**Copia n.**
**In carico a:**

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	22/11/2011	NOME	P.C. Incalcaterra	M. Sepielli	M. Sepielli
			FIRMA	<i>P. Incalcaterra</i>	<i>M. Sepielli</i>	<i>M. Sepielli</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE



**CIRTEN**

**Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare**

**UNIVERSITA' DI PALERMO**

**DIPARTIMENTO DELL'ENERGIA  
SEZIONE DI INGEGNERIA NUCLEARE**

**IDENTIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLA TAGLIA IN  
SISTEMI DI TIPO PASSIVO E POSSIBILI ATTIVITA'  
SPERIMENTALI PER LA LORO CARATTERIZZAZIONE**

**Fulvio Mascari, Claudio Grima, Giuseppe Vella**

**CERSE-UNIPA RL 1216/2011**

**Palermo, Novembre 2011**

Lavoro svolto in esecuzione dell'Obiettivo 6.1.A Attività A1  
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010  
Progetto 1.3.2.a "Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione  
evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata"

# INDICE

## LISTA DELLE ABBREVIAZIONI

## LISTA DELLE FIGURE

## LISTA DELLE TABELLE

## SOMMARIO

### **CAPITOLO 1. CIRCOLAZIONE NATURALE NEI REATTORI INNOVATIVI**

- 1-1. APPLICAZIONE DELLA CIRCOLAZIONE NATURALE NEL SETTORE NUCLEARE
  - 1-1.1. Esempi di sistemi passivi utilizzati nei casi in cui si postula la non integrità del sistema primario
  - 1-1.2. Esempi di sistemi passivi utilizzati nei casi in cui il sistema primario è integro
  - 1-1.3. Uso della circolazione naturale per asportare la potenza in condizioni normali di funzionamento

#### BIBLIOGRAFIA

### **CAPITOLO 2. DESCRIZIONE E CLASSIFICAZIONE DEI SISTEMI PASSIVI NEI REATTORI NUCLEARI**

- 2-1. GENERALITÀ DEI SISTEMI PASSIVI
- 2-2. SISTEMI DI SICUREZZA PASSIVI PER LA RIMOZIONE DEL CALORE DI DECADIMENTO
  - 2-2.1. Accumulatori
  - 2-2.2. Core Make-up Tank
  - 2-2.3. Serbatoi che iniettano per gravità
  - 2-2.4. Sistemi che provvedono al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase
  - 2-2.5. Sistemi che provvedono alla rimozione del calore residuo mediante scambiatore di calore in circolazione naturale monofase
  - 2-2.6. Raffreddamento tramite IC
  - 2-2.7. "Natural circulation sump"

#### BIBLIOGRAFIA

### **CAPITOLO 3. ANALISI DI POSSIBILI TEST PER LA QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLA DIMENSIONE IN SISTEMI PASSIVI**

- 3-1. QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI CON FUNZIONI DI SICUREZZA

#### BIBLIOGRAFIA

# LISTA DELLE ABBREVIAZIONI

ADS	Automatic Depressurization System
AP600	Advanced Plant 600 MWe
APEX	Advance Plant Experiment
BWR	Boiling Water Reactors
CL	Cold Leg
CMT	Core Make up Tank
DC	Downcomer
DVI	Direct Vessel Injection
EC	Emergency Condenser
ECCS	Emergency Core Cooling System
EFWT	Emergency Feed Water Tank
EHRS	Emergency Heat Removal System
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
GV	Generatore di Vapore
HL	Hot Leg
HPIS	High Pressure Injection System
IC	Isolation Condenser
IRIS	International Reactor Innovative an Secure
IRWST	In-containment Refueling Water Storage Tank
LOCA	Loss of Coolant Accident
LPIS	Low Pressure Injection System
MASLWR	Multi-Application Small Light Water Reactor
OSU	Oregon State University
PRHR	Passive Residual Heat Removal System
PWR	Pressurized Water Reactor
RCS	Reactor Coolant System
RPV	Reactor Pressure Vessel
SMART	System Integrated Modular Advanced Reactor
SPOT	Residual Heat Removal System
SBLOCA	Small Break Loss of Coolant Accident
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor
WWER	Water Moderated, Water Cooled Energy Reactor

# LISTA DELLE FIGURE

Figura 1-1: Sistemi passivi utilizzati nel reattore AP600/1000.

Figura 1-2: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della “sump recirculation” presenti nel reattore AP600/1000.

Figura 1-3: Schema di funzionamento del PRHR del reattore AP600/1000.

Figura 1-4: Schema dell’impianto nucleare MASLWR.

Figura 2-1: Schema di un generico accumulatore.

Figura 2-1: Schema di una generica CMT.

Figura 2-2: Schema di un generico serbatoio che inietta per gravità.

Figura 2-3: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad acqua).

Figura 2-4: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad aria).

Figura 2-6: Schema di un generico sistema PRHR.

Figura 2-7: Schema di un generico sistema di refrigerazione mediante IC.

Figura 2-8: Schema generico della “*natural circulation sump*”.

Figura 3-1: Layout dell’impianto sperimentale per prove di qualificazione di componenti di piccolo diametro.

# **LISTA DELLE TABELLE**

Tabella 1-1: Fenomeni di circolazione naturale.

Tabella 1-2: Esempi di componenti passivi e fenomeni di circolazione naturale ad essi associati.

Tabella 3-1: Caratteristiche delle valvole di tipo “non safety” presenti nel reattore AP1000

Tabella 3-2: Caratteristiche delle valvole di tipo “safety” presenti nel reattore  
AP1000

## **SOMMARIO**

Lo scopo di questo rapporto è analizzare le tipologie di componenti di tipo passivo, operanti ad alta pressione e temperatura rilevanti ai fini delle funzioni di spegnimento sicuro del nocciolo e di asportazione del calore di decadimento, utilizzati in impianti ad acqua leggera di tipo avanzato, su cui è di interesse condurre una campagna sperimentale al fine di ottenere informazioni utili per la loro caratterizzazione termoidraulica. Tramite l'analisi delle strategie di mitigazione degli effetti di eventuali transitori dovuti a eventi incidentali nei reattori AP1000, IRIS e MASLWR, l'attenzione sarà focalizzata su sistemi di piccolo diametro quali le valvole presenti nei sistemi ADS e le valvole di non ritorno poste nelle varie linee di interesse. Eventuali campagne sperimentali sono di importanza cruciale per la caratterizzazione delle valvole presenti nei sistemi ADS e per la caratterizzazione delle cadute di pressione in valvole di non ritorno, singole e/o in serie, al variare della portata.



# CAPITOLO 1

## *CIRCOLAZIONE NATURALE NEI REATTORI INNOVATIVI*

### **1-1 APPLICAZIONE DELLA CIRCOLAZIONE NATURALE NEL SETTORE NUCLEARE**

Oggi l'utilizzo della tecnologia nucleare per la produzione dell'energia elettrica è una delle opzioni vincenti per fornire energia in modo stabile e sicuro e porre rimedio ai problemi legati all'emissione di  $CO_2$ . Secondo le informazioni fornite dal "Power Reactor Information System dell'IAEA" 433 centrali nucleari sono, oggi, in operazione nel mondo fornendo una potenza totale installata pari a 366.590 GW(e). In più 5 reattori nucleari sono in "long term shutdown" e 65 unità sono in costruzione.

Oggi la comunità internazionale, facendo tesoro dell'eccellente esperienza operativa maturata dai reattori nucleari nella loro storia di funzionamento, ha iniziato lo sviluppo di nuove filiere, detti reattori avanzati, al fine di soddisfare da un lato la richiesta delle popolazioni di migliorare la sicurezza delle centrali nucleari, dall'altro la richiesta delle realtà industriali di aumentare il rendimento e ridurre gli

investimenti necessari.

Alcuni dei nuovi progetti di reattori nucleari utilizzano sistemi di sicurezza passivi per fronteggiare e mitigare potenziali eventi incidentali. In questo contesto si inseriscono i fenomeni di circolazione naturale.

I reattori avanzati possono essere distinti in due categorie: i reattori “evoluti” che sono la diretta prosecuzione dei reattori esistenti ma migliorati tenendo in conto il feedback dell’esperienza operativa già maturata; i reattori innovativi i cui progetti mostrano variazioni significative rispetto al progetto dei reattori odierni.

Secondo l’IAEA-TECDOC-936:

***Advanced design:***

*“An advanced plant design is a design of current interest for which improvement over its predecessors and/or existing designs is expected. Advanced designs consist of evolutionary designs and designs requiring substantial development efforts<sup>1</sup>. The latter can range from moderate modifications of existing designs to entirely new design concepts. They differ from evolutionary designs in that a prototype or a demonstration plant is required, or that not sufficient work has been done to establish whether such a plant is required”.*

---

<sup>1</sup> When advanced designs are utilized for plant construction and the plant is placed in operation, the design will at some point cease to be advanced.

### ***Evolutionary design:***

*“An evolutionary design is an advanced design that achieves improvements over existing designs through small to moderate modifications, with a strong emphasis on maintaining design proveness to minimize technological risks. The development of an evolutionary design requires at most engineering and confirmatory testing.”*

### ***Innovative design:***

*“An innovative design is an advanced design which incorporates radical conceptual changes in design approaches or system configuration in comparison with existing practice. Substantial R&D, feasibility tests, and a prototype or demonstration plant are probably required.”*

Come detto precedentemente il progetto di alcuni reattori avanzati prende in considerazione l'utilizzo di sistemi di emergenza, basati interamente sui fenomeni di circolazione naturale, per l'asportazione del calore residuo e in determinati reattori l'utilizzo dei fenomeni di circolazione naturale per l'asportazione della potenza generata all'interno del core durante le normali condizioni operative.

#### **1-1.1 Esempi di sistemi passivi utilizzati nei casi in cui si postula la non integrità del sistema primario**

Il progetto dei reattori oggi in operazione prevede l'uso di sistemi di sicurezza atti ad evitare rilasci di materiale radioattivo verso l'ambiente esterno, che superino i livelli di progetto, mantenendo l'integrità delle varie barriere interposte tra l'ambiente e il materiale radioattivo in oggetto. Tra questi sistemi, gli ECCS hanno lo scopo di mantenere il core in una geometria refrigerabile nel caso di un evento di tipo LOCA. In un reattore PWR gli ECCS possono essere divisi in tre categorie: HPIS,

accumulatori e LPIS.

Gli HPIS hanno lo scopo di compensare le piccole perdite di fluido refrigerante primario. Sono sistemi attivi, che entrano in funzione quando la pressione primaria scende al di sotto di 110 bar. Tali sistemi sono costituiti da “*high head*” “*low delivery pumps*” che prendono il liquido da una “*reflood water storage tank*”.

Gli accumulatori sono costituiti da grandi contenitori d’acqua borata (uno o due per ciascun loop primario a seconda del progetto in considerazione) messi in pressione (35 o 45 bar a seconda del progetto in considerazione) da azoto. Questi accumulatori sono connessi, tramite “*check valve*” e circuiti idraulici, al loop primario.

Gli LPIS realizzano il “*refill*” del reattore dopo che gli accumulatori si sono svuotati. Sono sistemi attivi che intervengono quando la pressione primaria scende al di sotto di 10 bar. Tali sistemi sono costituiti da “*low head*” “*high delivery pumps*” che prendono il liquido da “*reflood water storage tank*”.

Al fine di fornire la refrigerazione del combustibile, sistemi di sicurezza basati sui fenomeni di circolazione naturale sono stati implementati nel progetto dei reattori avanzati. L’uso della circolazione naturale nei reattori nucleari avanzati rientra nella più ampia tematica relativa all’uso dei sistemi cosiddetti passivi (“*passive safety system*”) nelle nuove filiere di reattori nucleari.

Secondo IAEA-TECDOC-626:

### **Passive Component:**

*“A component which does not need any external input to operate.”*

### **Active component:**

*“Any component that is not passive is active.”*

## **Passive system:**

*“Either a system which is composed entirely of passive components and structures or a system which uses active components in a very limited way\* to initiate subsequent passive operation.”*

## **Active system:**

*“Any system that is not passive is active.”*

Un esempio di sistema passivo ad alta pressione è la CMT usata nel reattore AP600/1000 o nel reattore AC600 (Advanced Chinese). La CMT è un contenitore pieno di acqua borata la cui cima è connessa con una delle due CL e il cui fondo è connesso con la linea DVI a sua volta connessa con il DC dell’impianto, figure 1-1 e 1-2.

### **1-1.2 Esempi di sistemi passivi utilizzati nei casi in cui il sistema primario è integro**

Alcuni progetti di reattori avanzati affidano alla circolazione naturale, in scambiatori di calore, la rimozione del calore in postulati eventi in cui il sistema primario rimane intatto. Esempi di tali sistemi sono il PRHR, l’EHRS, gli IC e gli EC, di cui porteremo qualche esempio. Nel progetto del reattore AP600/1000 è stato inserito il sistema PRHR per rimuovere il calore di decadimento. Tale sistema è composto da un GV a “C-tube” posto in una piscina (IRWST) contenente acqua borata e aperta sul contenimento, figure 1-1 e 1-3. Mentre l’ingresso del circuito del PRHR è collegato a una delle HL, l’uscita di tale circuito è collocata al “SG lower head”. Questo sistema è stato progettato per asportare il calore di decadimento utilizzando i fenomeni di circolazione naturale che si vengono a instaurare.

# AP600 Passive Core Cooling System

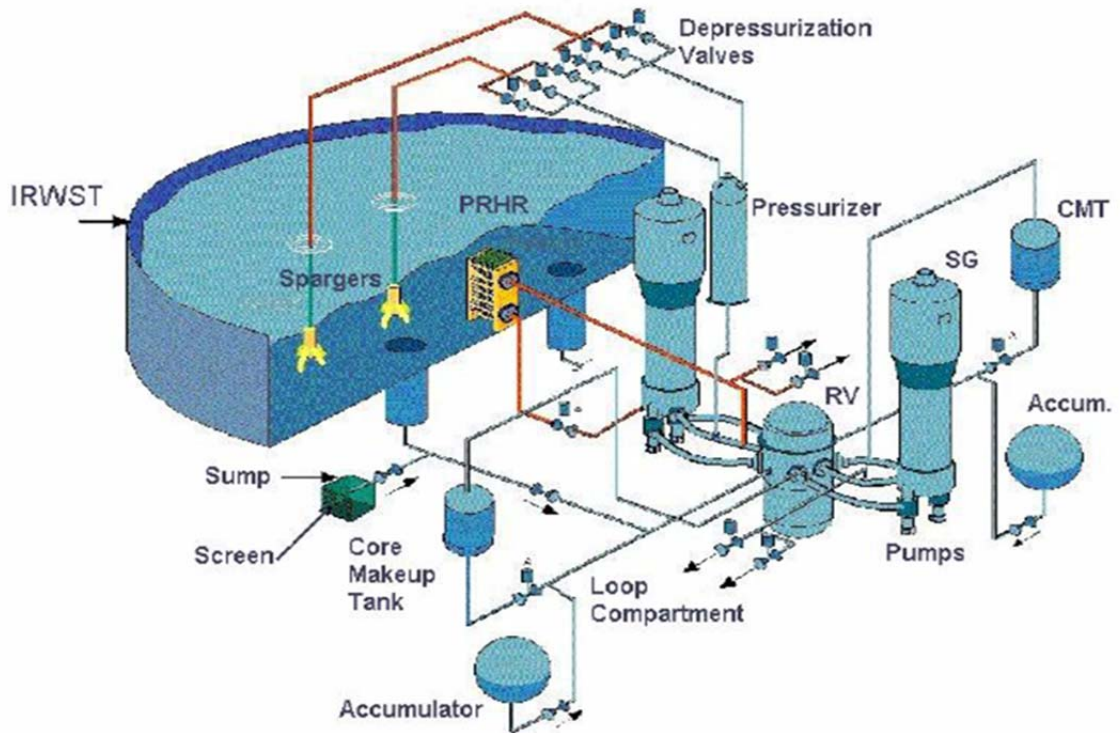


Figura 1-1: Sistemi passivi utilizzati nel reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

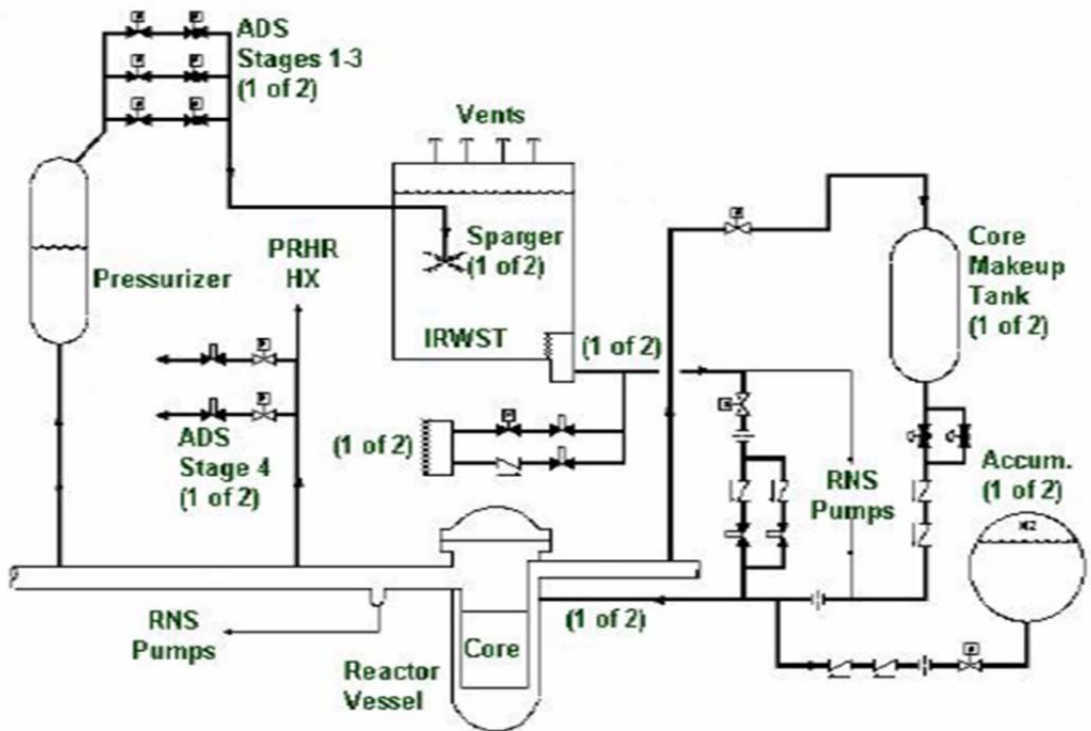


Figura 1-2: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della “Sump Recirculation” presenti nel reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

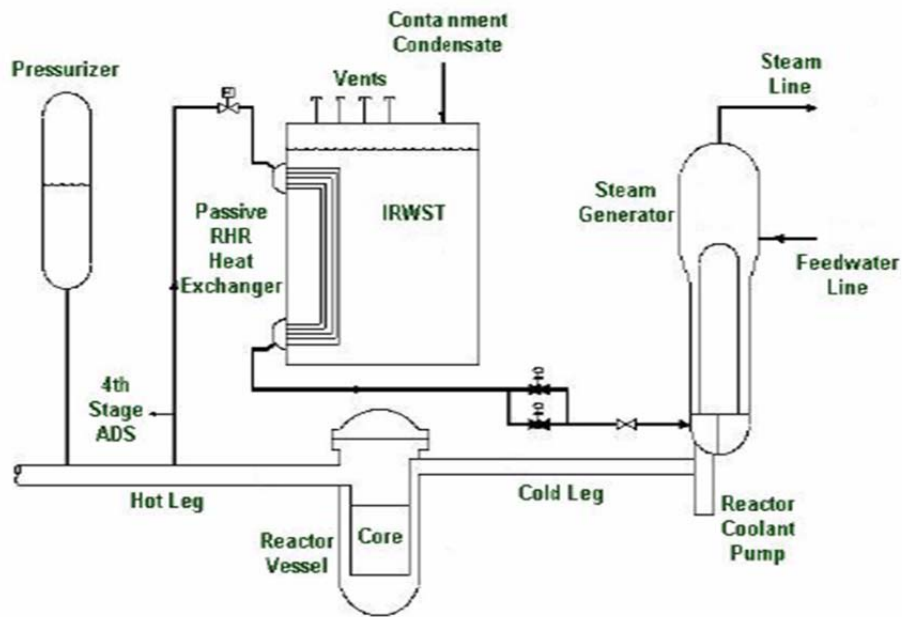


Figura 1-3: Schema di funzionamento del PRHR del reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

Nel progetto del reattore WWER-1000/V-392 è stato inserito un sistema PRHR per rimuovere il calore residuo. Tale sistema PRHR è composto da 4 circuiti indipendenti connessi con il lato secondario del GV e ciascuno di essi composto da uno scambiatore di calore, refrigerato ad aria, collocato all'esterno del contenimento. Il nome di questo sistema è SPOT. La potenza prodotta nel core genera del vapore nel GV che condensa nello scambiatore di calore refrigerato dall'aria. Il fluido condensato ritorna nel GV. Nel progetto del reattore WWER-640/V-407 è stato inserito un sistema PRHR per rimuovere il calore di decadimento (*passive heat removal system via steam generators*). Tale sistema PRHR è composto da 4 circuiti, connessi con il lato secondario del GV, ognuno dei quali è capace di asportare il 50% della potenza di decadimento. Gli scambiatori di calore sono collocati in "*emergency heat removal tanks*" collocate esternamente al contenimento. Questo sistema è anche utilizzato per depressurizzare il RCS nel caso di un SBLOCA. Nel progetto del reattore AC600 è stato inserito un sistema PRHR per rimuovere il calore residuo. Tale sistema PRHR è composto da 2 circuiti indipendenti connessi al secondario del GV. Ciascuno di essi è composto da un scambiatore di calore, refrigerato da aria collocato in una "*chimney*" all'esterno del contenimento, e da una *EFWT*. Quando si

verifica un evento di “*station blackout*”, l’EFWT fornisce, dopo l’apertura della valvola di isolamento collocata all’uscita del EFWT, fluido al GV, lato secondario, mantenendo il suo livello. Il calore residuo è dunque assorbito dal liquido all’interno del GV generando del vapore che poi viene a condensare nello scambiatore di calore refrigerato da aria. Il condensato ritorna nel GV. Nel progetto del reattore SMART è stato inserito un PRHR per rimuovere il calore di decadimento. Tale sistema è composto da 4 circuiti indipendenti, ciascuno capace di rimuovere il 50% della potenza di decadimento, connessi con il secondario del GV. Il calore di decadimento è asportato, dunque, da uno scambiatore di calore collocato all’interno di una “*refueling tank*”. Nel progetto del reattore avanzato IRIS è considerato l’uso di un “*emergency heat removal system*” composto da 4 sistemi indipendenti ognuno dei quali contiene uno scambiatore di calore immerso in una “*refueling water storage tank*”, collocata all’esterno del contenimento. Questo sistema è dimensionato in modo tale che uno solo dei 4 sistemi indipendenti, precedentemente menzionati, è capace di rimuovere la potenza di decadimento nel caso di un evento del tipo “*loss of secondary system heat removal capability*”. Nei BWR di tipo avanzato, quali SBWR e SWR-1000, il processo di evaporazione e susseguente condensazione, già usato nella corrente generazione di BWR, è di nuovo proposto. Nel progetto del SWR-1000, ECs sono permanentemente connessi al core del reattore e collocati in una “*core reflooding pool*”. Il progetto del ESBWR comprende ICs connessi al RPV e immersi in una piscina esterna.

### **1-1.3 Uso della circolazione naturale per asportare la potenza in condizioni normali di funzionamento**

In genere, i progetti di reattori avanzati in cui si affida alla circolazione naturale il compito di asportare la potenza generata nel core in condizioni normali di funzionamento, viste le basse “*driving force*” che si destano, saranno di bassa e media dimensione. Esempi sono i reattori AHWR, AST-500, CAREM, NHR-200,



MASLWR, SBWR, SMART, V-500 SKDI, HSBWR. Molti di questi reattori utilizzano anche sistemi passivi di sicurezza. Nel prototipo del reattore MASLWR il fluido primario attraversando il core acquista energia diminuendo la sua densità, la “forza di galleggiamento” che si crea fa ascendere il fluido che, successivamente, cedendo energia ai tubi elicoidali, aumentando la sua densità, procederà scendendo verso la parte bassa del vessel. Grazie a questo regime di circolazione naturale monofase del fluido refrigerante la potenza prodotta dal core, in normali condizioni di funzionamento, viene asportata dal fluido primario e ceduta al fluido secondario, figura 1-4.

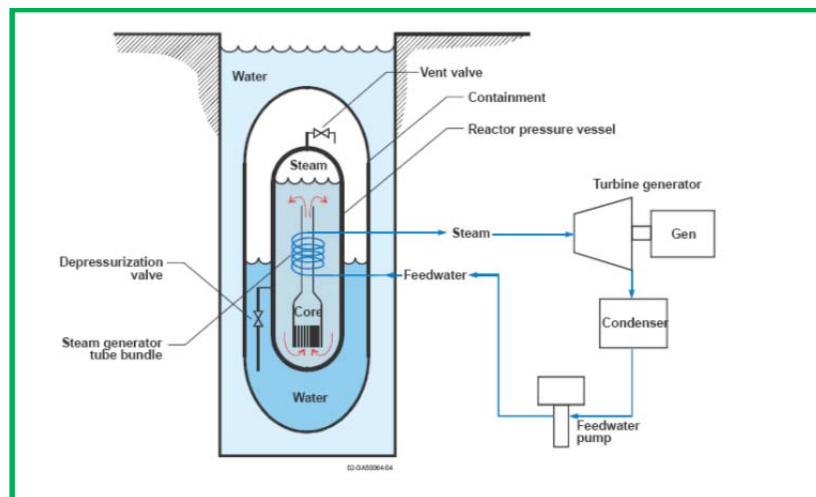


Figura 1-4: Schema dell'impianto nucleare MASLWR (Modro, 2003), caratterizzazione della circolazione naturale

L'uso di sistemi passivi, basati sulla circolazione naturale, implica lo studio di fenomeni locali e integrali che possono influenzarne l'efficacia nello svolgimento della missione loro assegnata. Tipici fenomeni di carattere “locale” in regime di circolazione naturale sono riportati nella tabella 1-1, questi fenomeni sono correlati ai tre elementi caratteristici ed essenziali in un circuito in cui si può destarsi la circolazione naturale: la sorgente termica, il pozzo termico, il circuito idraulico che li connette. Nella tabella 1-2 sono riportati alcuni componenti passivi e i fenomeni di circolazione naturale ad essi associati.

Tabella 1-1: Fenomeni di circolazione naturale.

<b>Componente</b>	<b>Fenomeno</b>
Reactor Core (Heat Source)	<i>“Fuel heat transfer”</i>
	<i>“Pressure drop”</i> (single and two-phase fluid)
	<i>“Parallel channel flow stability”</i>
Interconnecting Piping	<i>“Pressure drop”</i> (single and two-phase fluid)
Heat Sinks (Steam Generators)	<i>“Convective heat transfer in horizontal or vertical tubes”</i>
	<i>“Pressure drop”</i>

Tabella 1-2: Esempi di componenti passivi e fenomeni di circolazione naturale ad essi associati.

<b>Componente</b>	<b>Fenomeno</b>
Passive residual heat removal heat exchanger	Natural circulation flow rate
	Tube bundle internal and external convective heat transfer
	Tube wall conduction heat transfer
	Tube bundle pressure drop
Containment shell (external air or water cooling)	Internal wall heat transfer
	Wall heat conductance
	External heat transfer
Containment cooling condensers/heat exchangers	Tube heat transfer
	Counter-current flow limitations
	Entrainment/de-entrainment
	Flow resistance
Large cooling pools (for heat exchangers, spargers and as a source of coolant)	Thermal stratification/fluid mixing
	Vortex formation
	Direct contact condensation

## BIBLIOGRAFIA

- Aksan, N., 2005. Application of Natural Circulation Systems: Advantage and Challenges II. Annex 4, IAEA TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Carelli, M., Conway, L., Dzodzo, M., Maioli, A., Oriani, L., Storricks, G., Petrovic, B., Achilli, A., Cattadori, G., Congiu, C., Ferri, R., Ricotti, M., Papini, D., Bianchi, F., Meloni, P., Monti, S., Berra, F., Grgic, D., Yoder, G., Alemberti, A., 2009. The SPES3 Experimental Facility Design for the IRIS Reactor Simulation. Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2009, Article ID 579430, 12 pages doi:10.1155/2009/579430
- Carelli, M. D., Conway, L. E., Oriani, L., Petrovi, B., Lombardi, C. V., Ricotti, M. E., Barrosoc, A. C. O., Colladod, J. M., Cinottie, L., Todreas, N. E., Grgi, D., Moraesh, M. M., Boroughsi, R. D., Ninokataj, H., Ingersollk D. T., Oriolo, F., 2004. The Design and Safety Features of the IRIS Reactor. Nuclear Engineering and Design Volume 230, Issues 1-3, May 2004, Pages 151-167.
- Cleveland, J., 2005. Overview of Global Development of Advanced Nuclear Power Plants. Annex 1, IAEA-TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Cumo, M., 2008. Impianti Nucleari. Casa Editrice Università La sapienza.
- D'Auria, F., Modro, M., Oriolo F. and Tasaka, K., 1993. Relevant Thermal Hydraulic Aspects of New Generation LWRs. Nuclear Engineering and Design 145, 1993, 241-259.
- Hicken, E.F., Jaegers, H., 2002. Passive Decay Heat Removal From the Core Region. IAEA-TECDOC-1281, Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Designs, April 2002.
- IAEA-TECDOC-626, 1991. Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants. September 1991.
- IAEA-TECDOC-936, 1997. Terms For Describing New, Advanced Nuclear Power Plant. April 1997.
- IAEA-TECDOC-1391, 2004. Status of Advanced Light Water Reactor Designs 2004. May 2004.
- IAEA-TECDOC-1281, 2002. Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Designs. April 2002.
- IAEA TECDOC-1474, 2005. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- IAEA TECDOC-1624, 2009. Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2009.
- IAEA Final TECDOC of CRP on Natural Circulation (Zero Draft).
- IAEA Power Reactor Information System (PRIS) <http://www.iaea.org/programmes/a2/>
- IEA, 2009. World Energy Outlook, Executive Summary, IEA, 2009.

- Junli Gou, Suizheng Qiu, Guanghui Su, and Douna Jia, 2009. Thermal Hydraulic Analysis of a Passive Residual Heat Removal System for an Integral Pressurized Water Reactor. Hindawi Publishing Corporation, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2009, Article ID 473795, 12 pages, doi: 10.1155/2009/473795.
- Kurakov, Y.A., Dragunov, Y.G., Podshibiakin, A.K., Fil, N.S., Logvinov, S.A., Sitnik, Y.K., Berkovich, V.M., Taranov, G.S., 2002. Development and Validation of Natural Circulation Based Systems for new WWER Designs. IAEA-TECDOC-1281, Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Design, April 2002.
- Lee, K., Y., Kim, M., H., 2008. Experimental and Empirical study of Steam Condensation Heat Transfer with a Noncondensable Gas in a Small-Diameter Vertical Tube. Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 207-216.
- Mascari F., Tesi di Dottorato. Circolazione Naturale e Fenomenologie di Boron Dilution in Reattori Nucleari ad Acqua in Pressione. Università degli Studi di Palermo. Anno Accademico 2009-2010.
- Mascari, F., Buffa, P., Compagno, A., Vella G., Tomarchio, E., 2009. Passive Safety Systems in view of Sustainable Development. Erasmus Intensive Programme Project (IP) ICARO: Intensive Course on Accelerator and Reactor Operation Sicilia, Italia, 28/02/10-12/03/10.
- Modro, S.M., Fisher, J. E., Weaver, K. D., Reyes, J. N., Jr., Groome, J. T., Babka, P., Carlson, T. M., 2003. Multi-Application Small Light Water Reactor Final Report. DOE Nuclear Energy Research Initiative Final Report, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, December 2003.
- Oliveri, E.. L'energia Nucleare e le Sue Interazioni con il Territorio. Dipartimento di Ingegneria Nucleare, Università Degli Studi di Palermo.
- Reyes, J.N., Jr, 2005. Integral System Experiment Scaling Methodology. ANNEX 11, IAEA-TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Reyes, J.N., Jr, 2005. AP 600 and AP 1000 Passive Safety System Design and Testing in APEX. ANNEX 12, IAEA-TECDOC-1474, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Reyes, J.N., Jr., Groome, J., Woods, B. G., Young, E., Abel, K., Yao, Y., Yoo, J. Y., 2007. Testing of the Multi Application Small Light Water Reactor (MASLWR) Passive Safety Systems. Nucl. Eng. Des. 237, 1999-2005.
- Vilayan, P.K., Nayak, A.K., 2005. Natural Circulation systems: Advantages & challenges. ANNEX 3, Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- Zhang, S., 2002. Experiment Research and Calculation Method of Natural Circulation Flow for AC 600/1000. IAEA-TECDOC-1281, Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Designs, April 2002.
- Zejun, X., Wenbin, Z., Zheng, H., Bingde, C., Guifang, Z., Dounan, J., 2003. Experimental Research Progress on Passive Safety Systems of Chinese Advanced PWR. Nuclear Engineering and Design 225 (2003) 305-313.

# CAPITOLO 2

## *DESCRIZIONE E CLASSIFICAZIONE DEI SISTEMI PASSIVI NEI REATTORI NUCLEARI*

### **2-1 GENERALITÀ DEI SISTEMI PASSIVI**

Come accennato nel capitolo precedente, il progetto di reattori avanzati prevede l'uso di sistemi di sicurezza di tipo passivo. Nell'IAEA-TECDOC-626, sono individuate quattro diverse categorie di sistemi passivi.

#### *Category A*

- no signal inputs of 'intelligence'
- no external power sources or forces
- no moving mechanical parts, and
- no moving working fluid.

#### *Category B*

- no signal inputs of 'intelligence'
- no external power sources or forces
- no moving mechanical parts; but
- moving working fluids.

### *Category C*

- no signal inputs of ‘intelligence’
- no external power sources or forces; but
- moving mechanical parts, whether or not moving working fluids are also present.

### *Category D*

- signal inputs of ‘intelligence’ to initiate the passive process
- energy to initiate the process must be from stored sources such as batteries or elevated fluids
- active components are limited to controls, instrumentation and valves to initiate the passive system
- manual initiation is excluded.

Nel seguito l'attenzione sarà focalizzata esclusivamente sui sistemi di sicurezza passivi per la rimozione del calore di decadimento.

## **2-2 SISTEMI DI SICUREZZA PASSIVI PER LA RIMOZIONE DEL CALORE DI DECADIMENTO**

Descriveremo ora i vari tipi di sistemi di sicurezza di tipo passivo per la rimozione del calore di decadimento considerati nei reattori avanzati. Questi sistemi sono:

1. Accumulatori;
2. Serbatoi posti in una posizione sopraelevata con circuito chiuso e fluido che scorre in circolazione naturale (CMT);
3. Serbatoi posti in una posizione sopraelevata che iniettano per gravità;
4. Sistemi che provvedono al raffreddamento del generatore di vapore in regime di circolazione naturale;

5. Sistemi che provvedono alla rimozione del calore residuo mediante scambiatore di calore in circolazione naturale monofase;
6. Raffreddamento mediante “Isolation Condenser”;
7. “*Sump natural circulation*”.

## 2-2.1 Accumulatori

Gli accumulatori, figura 2-1, sono sistemi già usati negli impianti nucleari esistenti. Questi sono costituiti da un recipiente riempito per il 75% di acqua borata fredda e la restante parte riempita con azoto o gas inerte in pressione.

Questo componente è isolato dal RCS mediante valvole di non ritorno (“*check valve*”) che durante il normale funzionamento del reattore sono tenute chiuse dalla differenza di pressione tra il gas di riempimento e quella vigente nel RCS. Nel caso di situazione incidentale di tipo LOCA, per esempio, la pressione nel circuito primario diminuisce fino a diventare minore di quella del gas presente nel recipiente, permettendo l'apertura delle valvole e il fluire del refrigerante borato. Questo sistema passivo è appartenente alla categoria C.

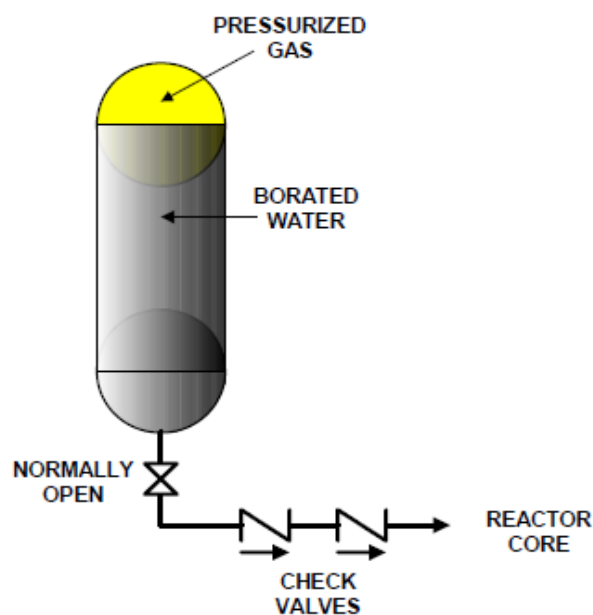


Figura 2-1: Schema di un generico accumulatore (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 2-2.2 Core Make-Up Tank

Le CMT, figura 2-2, sono usate come sistemi di refrigerazione del core e sono costituiti da recipienti posti in posizione sopraelevata. Questi recipienti, riempiti con acqua borata, iniettano refrigerante alla pressione del sistema primario, infatti il fluido all'interno della CMT è mantenuto alla sua pressione mediante la linea di collegamento superiore. Esse sono isolate mediante valvole d'isolamento (“*isolation valve*”) poste nella linea di iniezione che connette la sua parte inferiore con il circuito primario. In situazioni incidentali, le valvole d'isolamento vengono aperte permettendo la circolazione naturale del refrigerante borato verso il core. Quando avviene una sovrapposizione temporale tra il funzionamento della CMT e degli accumulatori, la portata iniettata dalla CMT può subire ritardo. Questo sistema passivo è appartenente alla categoria D.

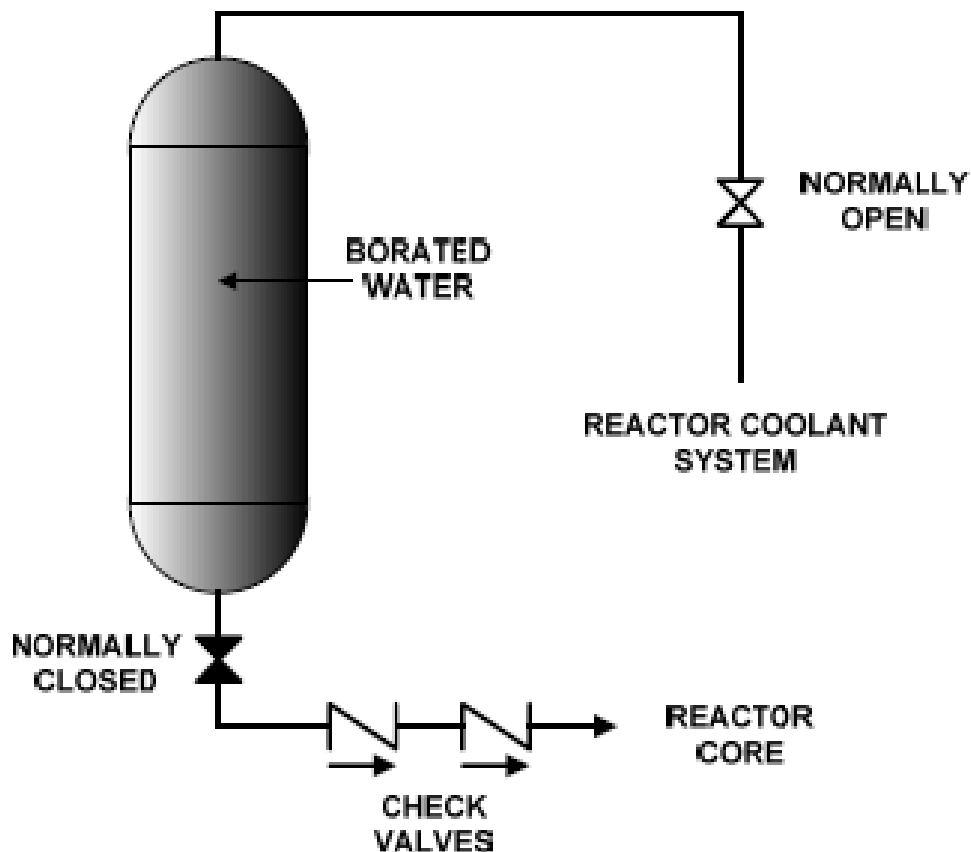


Figura 2-5: Schema di una generica CMT (IAEA TECDOC-1624, 2009).



### 2-2.3 Serbatoi che iniettano per gravità

In condizioni di bassa pressione, serbatoi pieni di acqua borata, posti in posizione sopraelevata, possono iniettare il refrigerante grazie al battente idrostatico del fluido al suo interno. Come si può vedere dalla figura 2-3, il funzionamento di tale sistema richiede che la valvola d'isolamento sia aperta e che il battente idrostatico del fluido superi la pressione vigente nel sistema primario di una quantità sufficiente alla apertura delle valvole di non ritorno. Le prestazioni di questo tipo di sistema di sicurezza passivo, appartenente alla categoria D, possono essere influenzate dalla formazione di vapore all'interno del core.

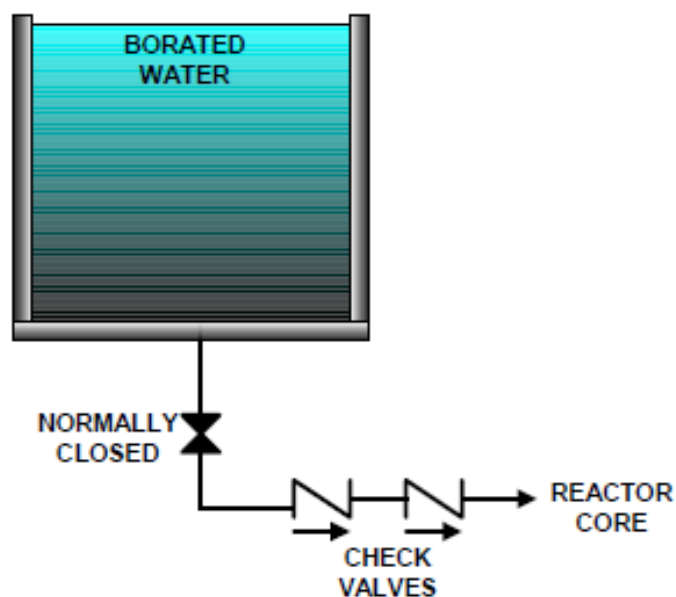


Figura 2-6: Schema di un generico serbatoio che inietta per gravità (IAEA TECDOC-1624, 2009).

### 2-2.4 Sistemi che provvedono al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase

Alcuni progetti di PWR avanzati prevedono l'uso di sistemi passivi di rimozione di calore di decadimento attraverso il GV. Questo avviene mediante la

condensazione del vapore prodotto nei GV all'interno di uno scambiatore di calore immerso in una vasca di acqua o mediante un sistema di raffreddamento ad aria come indicato nelle figure 2-4 e 2-5 rispettivamente. Questo sistema di sicurezza appartiene alla categoria D.

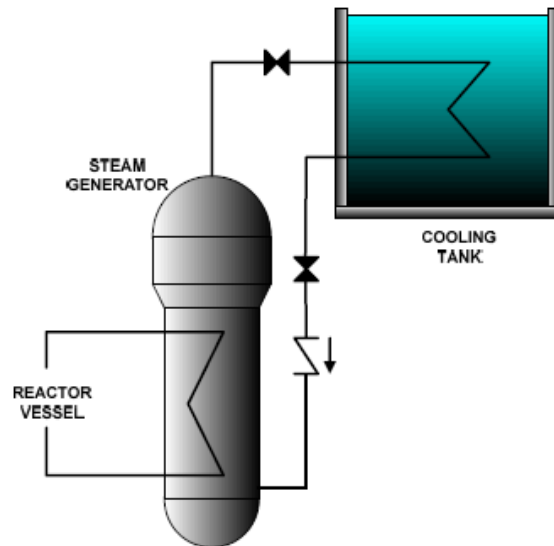


Figura 2-7: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad acqua) (IAEA TECDOC-1624, 2009).

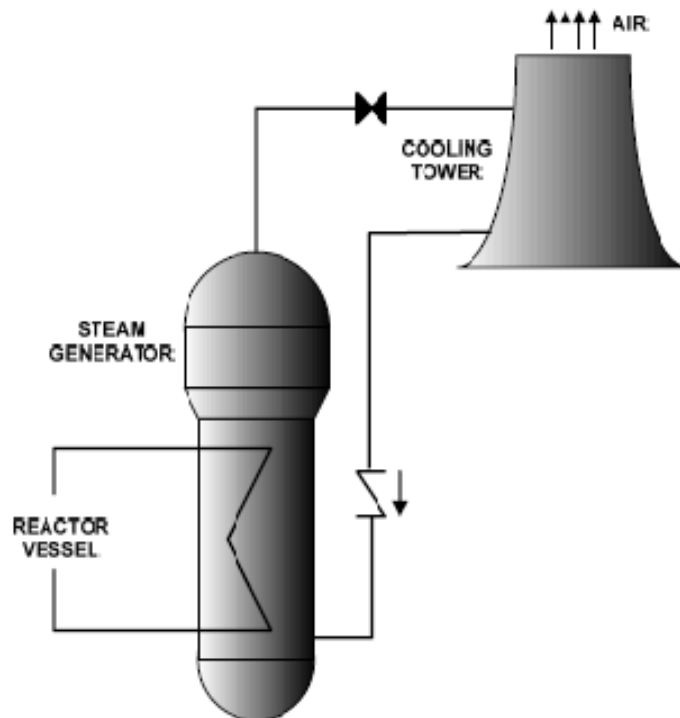


Figura 2-8: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad aria) (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 2-2.5 Sistemi che provvedono alla rimozione del calore residuo mediante scambiatore di calore in circolazione naturale monofase

La funzione primaria di un PRHR è quella di garantire per un lungo periodo di tempo la rimozione del calore residuo mediante un loop con fluido monofase in circolazione naturale, figura 2-6. Il loop dello scambiatore di calore del PRHR è solitamente in pressione e “*ready for service*”.

La circolazione naturale monofase si instaura dopo l’apertura della valvola di isolamento posta nella parte inferiore dello scambiatore di calore. Il PRHR è ottimizzato per lavorare con flussi monofase (al contrario degli IC che sono ottimizzati per lavorare con fluidi che evaporano e successivamente condensano). Questo sistema è particolarmente utile negli scenari di “*station blackout*” e fa parte della categoria D.

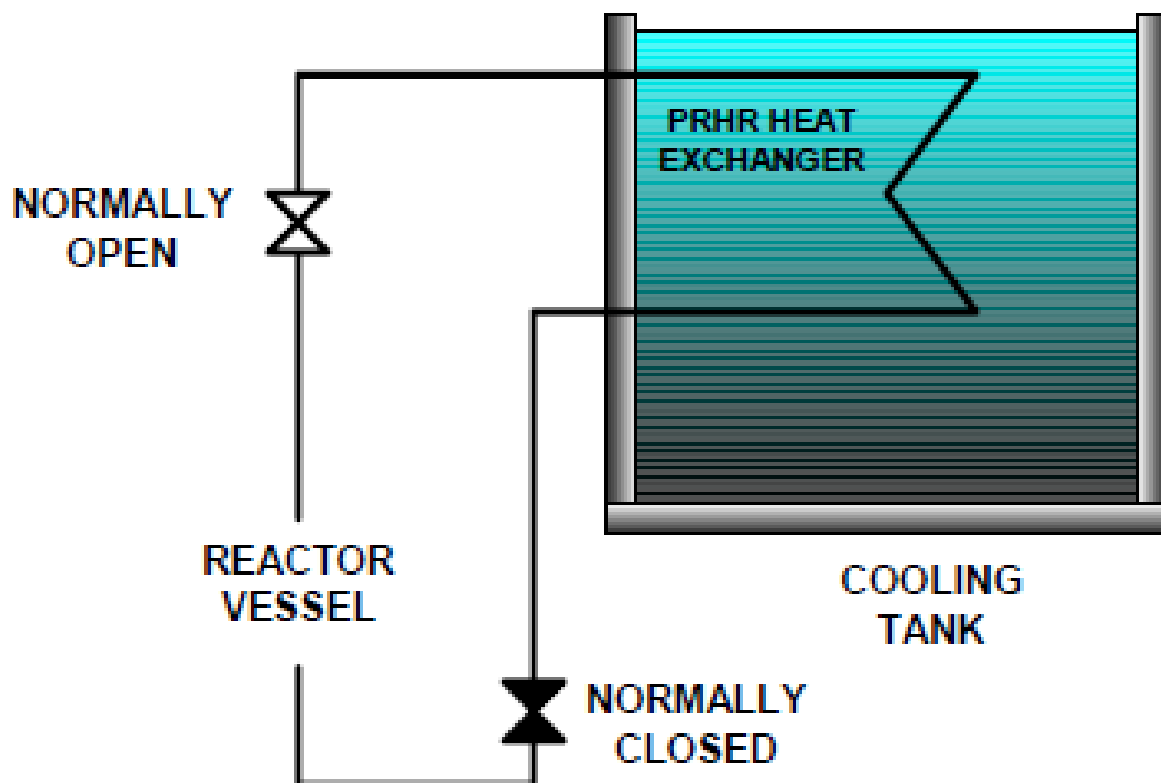


Figura 2-6: Schema di un generico sistema PRHR (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 2-2.6 Raffreddamento tramite IC

Questo tipo di sistema di refrigerazione del core viene usato principalmente nei “*Boiling Water Reactor*” (BWR) dopo all'isolamento del core dal suo “naturale” pozzo termico. Come mostrato nella figura 2-7, durante le normali condizioni operative, gli IC sono isolati dal core mediante la chiusura di valvole.

Nell'eventualità in cui il core deve essere isolato dal suo pozzo termico, le valvole situate nelle linee dell'IC sono aperte e il vapore prodotto nel core viene deviato verso il circuito condensando nello scambiatore di calore a tubi verticali, immerso in una piscina. Il vapore condensato torna al RPV per gravità. Questo sistema appartiene alla categoria D.

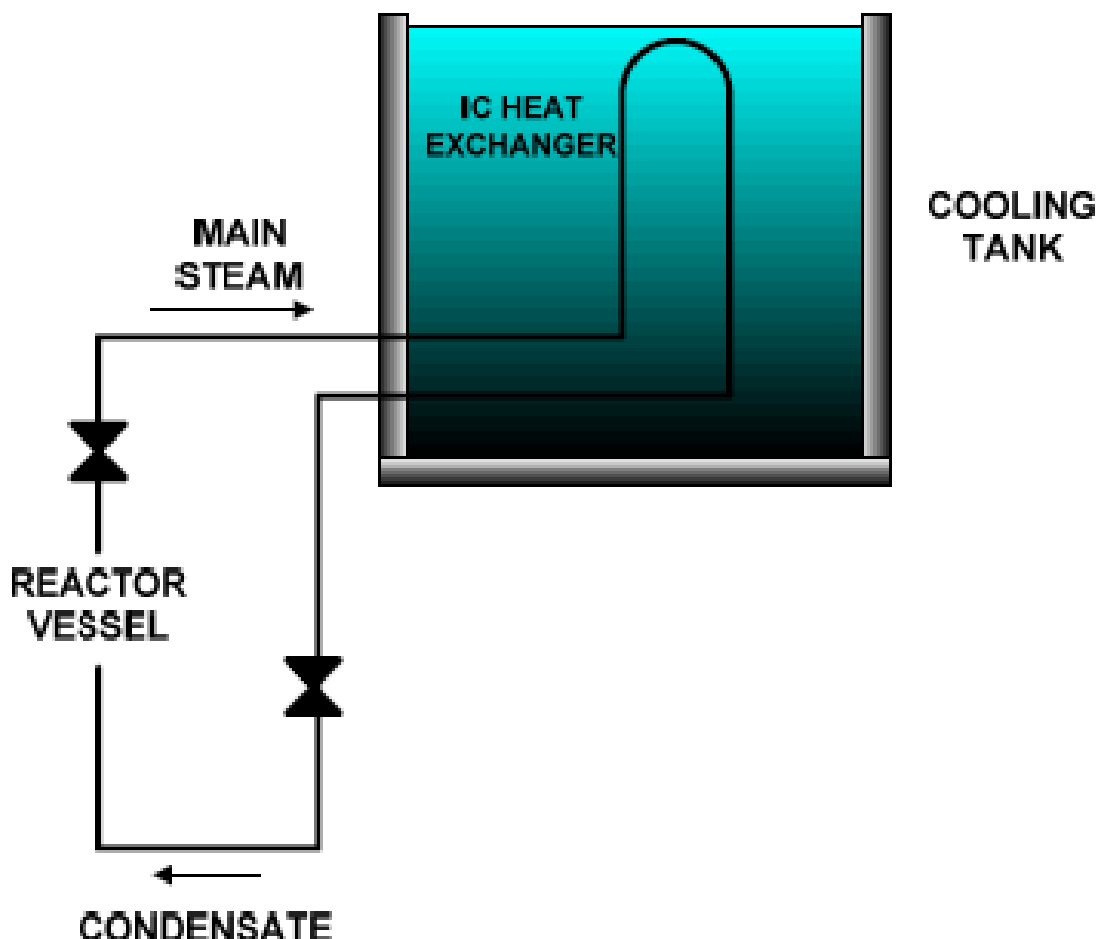


Figura 2-7: Schema di un generico sistema di refrigerazione mediante IC (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 2-2.7 “Natural circulation sump”

Alcuni impianti utilizzano la cavità del reattore o di altri componenti posti nella parte inferiore del contenimento come una riserva di refrigerante per il raffreddamento del core nel caso di perdita accidentale di refrigerante, figura 2-8.

Il fluido perso dalla rottura viene raccolto nel “*sump*” del contenimento. Il reattore, dunque, è immerso nell'acqua e le valvole di isolamento sono aperte; il calore di decadimento del core genera vapore il quale risale verso l'alto e, mediante le valvole del sistema ADS, viene scaricato direttamente nel contenimento. La differenza di densità tra il fluido nel core e il fluido nella piscina determina la circolazione naturale dello stesso che preso da questa cavità, attraverso il “*sump screen*”, è sufficiente a rimuovere il calore di decadimento. In alcuni casi la circolazione naturale del fluido non richiede l'attuazione delle ADS. Questo sistema di sicurezza appartiene alla categoria D.

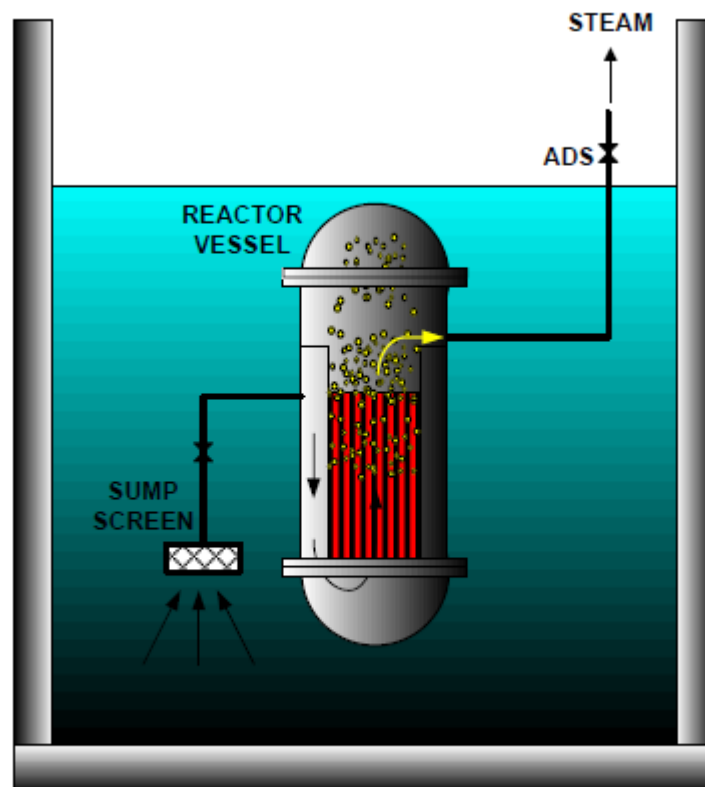


Figura 2-8: Schema generico della “*natural circulation sump*” (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## **BIBLIOGRAFIA**

- Claudio Grima. Analisi dei Sistemi passivi dell'AP1000: Studio Del Comportamento Dell'impianto In Alcune Condizioni Incidentali. Tesi di Laurea. Anno Accademico 2010-211
- IAEA-TECDOC-626, 1991. Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants. September 1991.
- IAEA-TECDOC-936, 1997. Terms For Describing New, Advanced Nuclear Power Plant. April 1997.
- IAEA-TECDOC-1391, 2004. Status of Advanced Light Water Reactor Designs 2004. May 2004.
- IAEA-TECDOC-1281, 2002. Natural Circulation Data and Methods for Advanced Water Cooled Nuclear Power Plant Designs. April 2002.
- IAEA TECDOC-1474, 2005. Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2005.
- IAEA TECDOC-1624, 2009. Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. November 2009.

## **CAPITOLO 3**

### *ANALISI DI POSSIBILI TEST PER LA QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI DI PICCOLA DIMENSIONE IN SISTEMI PASSIVI*

#### **3-1 QUALIFICAZIONE DI COMPONENTI CON FUNZIONI DI SICUREZZA**

Negli ultimi anni sono state condotte campagne sperimentali in appositi impianti al fine di caratterizzare da un punto di vista termoidraulico i reattori avanzati che sono stati progettati o che sono in fase di sviluppo. Questi impianti sperimentali sono di diverso tipo e di diversa scala e permettono analisi ed tipo integrali e di tipo locale. Per esempio negli impianti APEX, SPES2 e ROSA- P600 sono stati prodotti dati sperimentali per caratterizzare il comportamento termoidraulico del reattore AP600, l'impianto sperimentale OSU-MASLWR è stato progettato per analizzare il comportamento del reattore MASLWR e l'impianto sperimentale SPES-3 verrà costruito per studiare il comportamento di reattori integrati e di piccola taglia ed è basato sul progetto di IRIS. Sebbene differenti analisi siano state condotte, test di interesse per la caratterizzazione di componenti di piccole dimensioni utilizzati in sistemi passivi sono comunque necessari sia per la loro qualificazione sia per ottenere dati sperimentali utili alla validazione di codici. Dall'analisi di questi sistemi di

sicurezza di tipo passivo si può concludere che le valvole presenti nei sistemi ADS, le valvole d'isolamento e le valvole di non ritorno hanno un ruolo fondamentale nelle strategie di mitigazione di transitori susseguenti a eventi incidentali. Tali strategie trovano larga adozione nei reattori avanzati, risultando sostanzialmente necessarie a ottenere uno spegnimento sicuro del nocciolo e la asportazione di calore di decadimento. A titolo di esempio si riporta nelle tabelle 3-1 e 3-2 alcune delle caratteristiche delle valvole di tipo “*safety*” e di tipo “*non safety*” presenti nel reattore AP1000 in cui si ricorda che in condizione operative la pressione primaria è pari a 15.5 MPa e la temperatura all'uscita del core è di circa 321°C. Risulta pertanto di particolare interesse la realizzazione di un piccolo impianto sperimentale che abbia anche lo scopo di caratterizzare valvole di non ritorno che, singolarmente o in serie, sono utilizzate in sistemi passivi. In questo ambito risultano di particolare rilevanza campagne sperimentali miranti alla valutazione delle cadute di pressione ai capi di valvole di non ritorno al variare della portate che le attraversano, unitamente alle verifiche di tenuta delle stesse nelle condizioni operative di riferimento. Nello studio sperimentale del comportamento termoidraulico di tali valvole sarà necessario disporre per ciascuna delle valvole sottoposte a test un sistema strumentato composto essenzialmente da:

- Un “pressure transducer”, per misurare la pressione nel tratto di interesse, da posizionare a monte della valvola;
- Una “differential pressure cell” da posizionare tra l'ingresso e l'uscita della valvola;



- Termocoppie da posizionare rispettivamente a monte e a valle della valvola.

Tale gruppo di valvole potrebbe essere inserito in una delle potenziali linee di prova in parallelo del circuito sperimentale il cui schema di massima è mostrato in figura 3-1. Il ramo di questo circuito da prendere in considerazione (connesso con flange del tipo ANSI 2500 #RJ) è tale da ospitare componenti da 1 inch e operanti alle pressione e temperatura di esercizio dello stesso circuito (160 barg, 330 °C). I test dovrebbero prevedere anche di verificare il movimento di ciascun otturatore delle valvole durante le prove del loro funzionamento, mediante osservazione (indiretta) con apposita strumentazione, della loro posizione.

Inoltre, al fine di verificare le capacità di corretto funzionamento delle valvole i test dovrebbero prevedere le seguenti prove:

- verifica della completa apertura o completa chiusura nelle condizioni operative;
- verifica dell'assenza di impedimenti al moto del disco da una condizione di piena apertura ad una di completa chiusura e viceversa;
- verifica che l'eventuale perdita di fluido dalla valvola quando la stessa è in condizioni di completa chiusura sia all'interno dei margini di progetto prestabiliti;
- verifica che il disco o l'otturatore sia stabile (assenza di oscillazioni) nelle condizioni di piena apertura e sottoposto al flusso di progetto;
- verifica che le caratteristiche di progetto dei materiali e della finitura delle loro superfici siano compatibili con metodi di sondaggi diagnostici non intrusivi.

Tabella 3-1: Caratteristiche delle valvole di tipo “non safety” presenti nel reattore AP1000

Valve Class	Valve Type	Operator	Connetion	Material	Class	Size (inch)	Qty
PV18	Vacuum Breaker Valves		Flanged (Active)	Stainless Steel	CL 600	1	2
PV31	Gate Valves	Motor – Operated	Butt Weld	Carbon & Alloy Steel	CL 150	4 – 42	12
PV32	Check Valves	Lift Check	Socket Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 800	1 – 2	65
	Globe Valves	Manual	Socket & Butt Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 800	3/4 – 2	1046
	Herm.-Sealed Globe Valves	Manual	Socket Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 800	3/4 – 2	79
PV33	Check Valves	Swing Check	Butt Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 150	3 – 20	49
	Gate & Globe Valves	Manual	Butt Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 900	3 – 20	94
PV40	Ball Valves	Manual, & Air-Operated	Socket & Butt Weld	Carbon & Stainless Steel	CL 150	1 – 8	480
PV41	Butterfly Valves	Manual, motor & Air-Operated	Flanged	Carbon Steel	CL 150	3 – 24	228
PV43	Globe Valves	Solenoid Operated	Socket & Compression	Carbon & Stainless Steel	CL 1500 INT	1/4 – 1	16
PV44	Globe Valves	Air Operated w/ Positioner	Butt & Socket Weld	Alloy Steel	CL 1500 INT	1 – 16	78
PV45	Pressure Regulator Valves	Process fluid operated	Socket Weld	Carbon Steel	600	1 – 2	13
PV46	Auxiliary Relief Valves	Self Actuated	Flanged	Carbon Steel	CL 900	1 x 1	72
PV47	3-Way, Globe & Ball Valves	Manual	Compression Fitting	Stainless Steel		1/4 – 1/2	366
PV48	Vacuum Breaker Valves	Self Actuated	Flanged	Carbon Steel	CL 150	1	5
PV54	3-Way Valves	Air-Operated	Butt Weld	Stainless Steel	CL 150	1 – 6	20
PV77	Pinch Valves		Flanged	Stainless Steel	CL 150	2	1

Tabella 3-2: Caratteristiche delle valvole di tipo “safety” presenti nel reattore AP1000

Valve Class	Valve Type	Operator	Connection	Material	Size (inch.)	Qty
PV01	Gate & Globe Valves	Motor Operated	Butt Weld	Stainless Steel	3 – 14	38
PV02	Angle Globe Valves	Manual	Socket Weld	Stainless Steel	1	5
	Check Valves	Piston Lift Check	Socket Weld	Stainless Steel	1 – 2	13
	Globe Valves	Manual	Socket Weld	Alloy Steel	3/4 – 2	161
	Herm.-Sealed Globe Valves	Manual	Socket Weld	Stainless Steel	1 – 2	104
PV03	Check Valves	Tilt Disc	Butt Weld	Stainless Steel	3 – 10	37
	Gate Valves	Manual	Butt Weld	Stainless Steel	3 – 14	20
	Stop Check Valves	Manual	Butt Weld	Stainless Steel	6	2
PV10	Ball Valves	Manual & Air-Operated	Butt Weld	Stainless Steel	1 – 3	12
PV11	Butterfly Valves	Manual, Motor & Air-Operated	Flanged	Carbon & Stainless Steel	3 – 28	38
PV13	Globe Valves	Solenoid-Operator	Socket & Compression	Stainless Steel	1/4 – 1	22
PV14	Globe Valves	Air-Operated	Butt & Socket Weld	Stainless Steel	1 – 14	35
PV15	Pressure Regulating Valves		Socket Weld	Alloy Steel	1	2
PV16	Auxiliary Relief Valves		Flanged	Stainless Steel	1 – 4	5
PV17	Check Valves	Lift Check	Compression Fitting	Stainless Steel	1/4	2
	Globe Valves	Manual & Air-Operated	Compression Fitting	Stainless Steel	1/4 – 3/8	28
	Herm.-Sealed Globe Valves	Manual	Butt & Compression	Stainless Steel	1/4 – 3/8	14
PV62	Pressurizer Safety Valves	Self Actuated	Flanged	Stainless Steel	6 x 8	2
PV63	Pressurizer Spray Valves	Air – Operated w/Positioner	Butt Weld	Stainless Steel	4	2
PV64	Main Steam Isolation Valves	Pneumatic – Hydraulic Actuated	Butt Weld	Alloy Steel	38	2
PV65	Main Steam Safety Valves	Self Actuated	Flanged	Carbon Steel	8	12
PV66	Main Steam Power Operated Relief Valves	Self Actuated	Butt Weld	Alloy Steel	12 x 8	2
PV67	Feedwater Isolation Valves	Pneumatic – Hydraulic Actuated	Butt Weld	Alloy Steel	20	2
PV68	Feedwater Check Valves	Nozzle Check	Butt Weld	Alloy Steel	20	2
PV69	Feedwater Control Valves	Air w/Positioner	Butt Weld	Alloy Steel	6 – 20	4
PV70	Squib Valves		Flanged	Stainless Steel	8 – 14	12
PV78	Needle Valves	Manual	Socket Weld	Stainless Steel	1	2

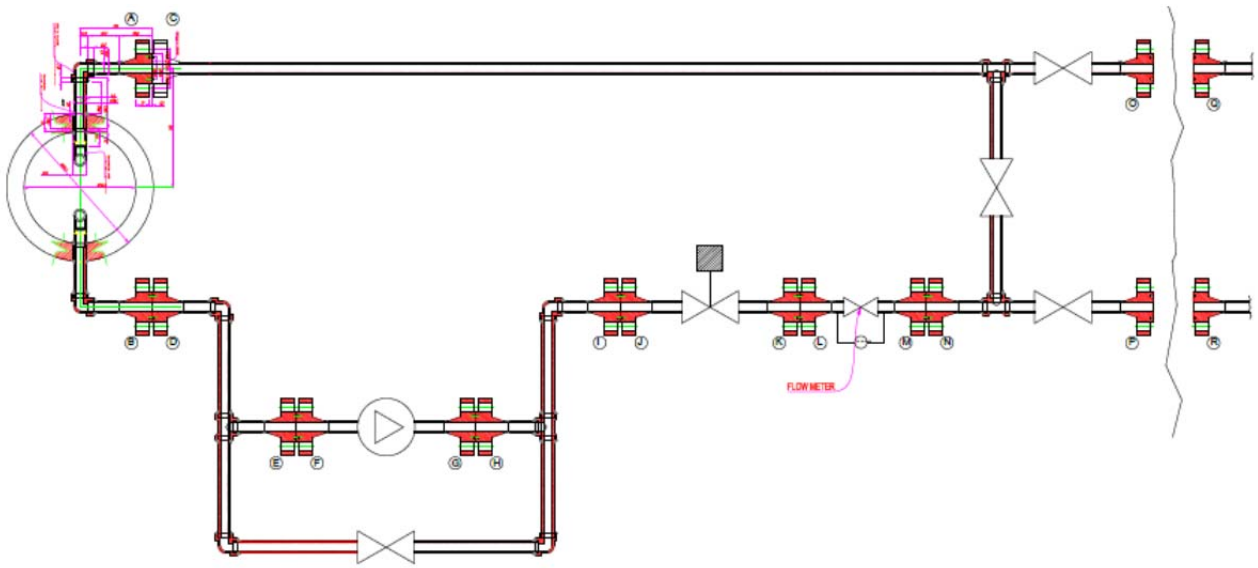


Figura 3-1: Layout dell'impianto sperimentale per prove di qualificazione di componenti di piccolo diametro.

## **BIBLIOGRAFIA**

- Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs; Workshop Proceedings Paris, France 18-20 February 2002; Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development.
- AP 1000 UK equipment Supplier Launch- AP 1000 opportunity Dean Cottle, C.P.M.

**Titolo**
**Rapporto di progetto del circuito di prova e relativi componenti**
**Ente emittente** CIRTEN (Università di Roma La Sapienza)

# PAGINA DI GUARDIA

**Descrittori**
**Tipologia del documento:** Rapporto tecnico

**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**Argomenti trattati:** Calcolo delle strutture meccaniche, Energia nucleare, Reattori nucleari ad acqua, Sicurezza nucleare

**Sommario**

il report illustra la procedura seguita per la progettazione di un impianto di prova sperimentale atto a riprodurre le condizioni di temperatura e pressione presenti nei reattori nucleari ad acqua in pressione (PWR, Pressurized Water Reactor).

Inizialmente è fornita una descrizione dell'impianto sperimentale, il cui componente principale è rappresentato dal recipiente in pressione, e delle prestazioni che tale impianto deve garantire. Sono evidenziati i principali criteri per la progettazione di componenti in pressione, con riferimento alla Direttiva 97/23/CE (direttiva PED) e alle norme italiane I.S.P.E.S.L. relative alla Verifica di Stabilità dei Recipienti in pressione (VSR).

**Note**
**ALLEGATO n. 3**
**Copia n.**
**In carico a:**

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	22/11/2011	NOME	P.C. Incalcaterra	M. Sepielli	M. Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

**“SAPIENZA” UNIVERSITA’ DI ROMA**

**DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ASTRONAUTICA, ELETTRICA ED ENERGETICA**

# RAPPORTO DI PROGETTO DEL CIRCUITO DI PROVA E RELATIVI COMPONENTI

Prof. Antonio Naviglio

Prof. Maurizio Cumo

Prof. Luisa Ferroni

Ing. Fabio Giannetti

Ing. Damiano Vitale Di Maio

**CERSE-UNIRM RL 1178/2011**

**Roma, Novembre 2011**

Lavoro svolto in esecuzione dell’Obiettivo 6.1.B Attività A1  
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010  
Progetto 1.3.2.a “Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di  
generazione evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata”

## INDICE

INDICE.....	2
Elenco figure.....	2
1 Sommario .....	3
2 Descrizione del lavoro .....	5
2.1 Dati iniziali di progetto .....	5
3 La normativa italiana per la costruzione dei recipienti in pressione .....	5
3.1 Sollecitazione massima ammissibile .....	7
3.1.1 Fasciame cilindrico.....	8
3.1.2 Pareti e fondi piani .....	10
3.1.3 Tubi sottoposti a pressione interna .....	11
4 Progettazione del serbatoio in pressione e dei componenti principali .....	11
4.1 Verifica della valvola di sicurezza.....	11
4.1.1 Caso di miscele gassose o vapori in condizioni di efflusso critico.....	12
4.2 Progettazione del recipiente in pressione .....	13
4.2.1 Fasciame in pressione .....	16
4.2.2 Pareti piane.....	17
4.3 Progettazione del riscaldatore elettrico .....	19
5 Progettazione linea circolazione acqua .....	21
5.1 Dimensionamento flange e tubazioni .....	21
5.2 Dimensionamento pompa .....	22
6 Progettazione linea aria compressa.....	23
6.1 Caratteristiche compressore .....	23
6.1.1 Circuito aria compressa .....	23
7 Conclusioni .....	24
8 Riferimenti .....	25

## Elenco figure

<b>Figura 1:</b> layout di impianto.....	4
<b>Figura 2:</b> Categorie di classificazione dei recipienti in pressione, da normativa PED.....	14
<b>Figura 3:</b> disegno tecnico del recipiente in pressione .....	15
<b>Figura 4:</b> classificazione flange, ASME B16.5 .....	21
<b>Figura 5:</b> dimensioni flangia, ASME B16.5.....	22



# 1 Sommario

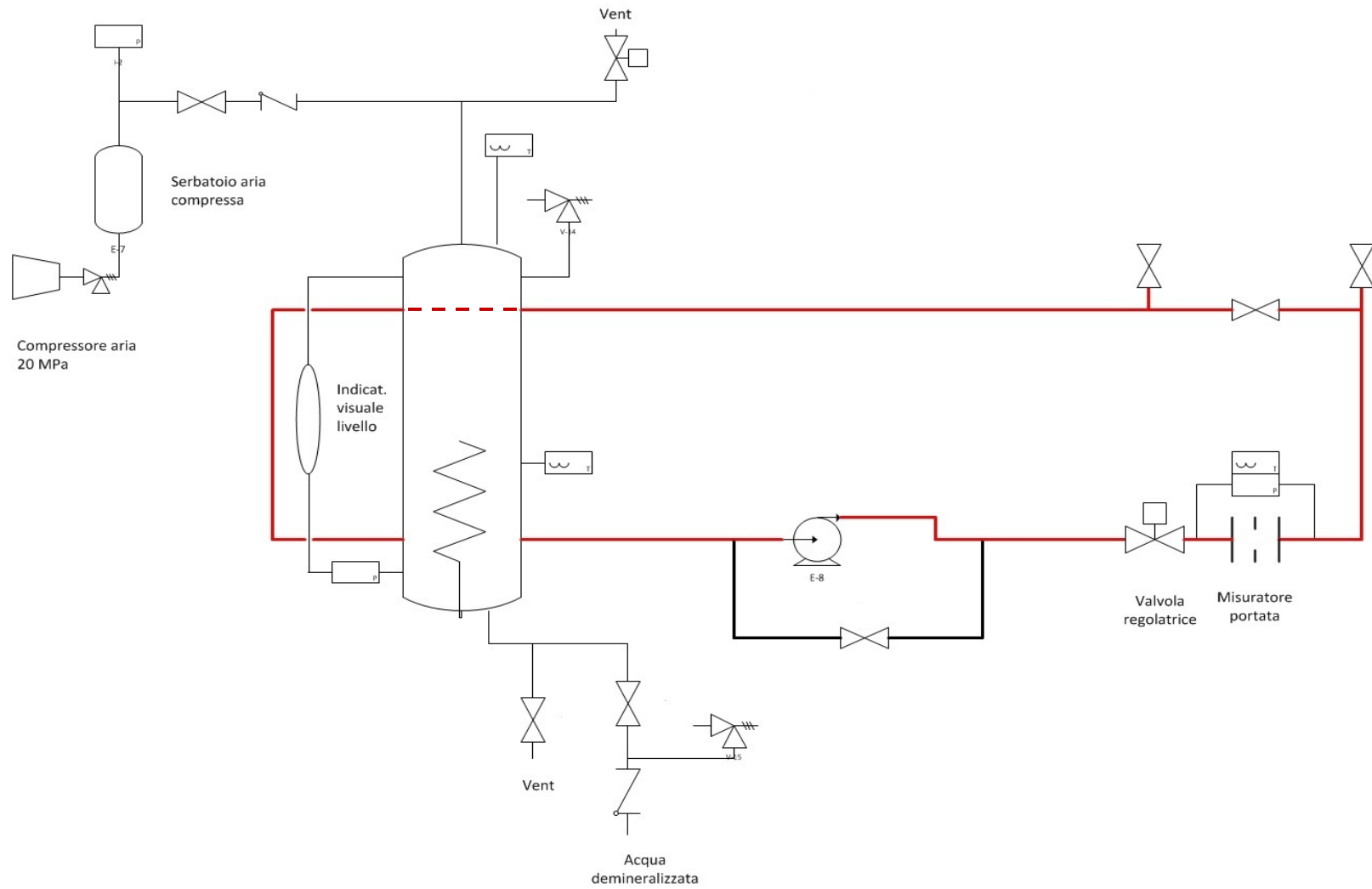
Nel presente report è illustrata la procedura seguita per la progettazione di un impianto di prova sperimentale atto a riprodurre le condizioni di temperatura e pressione presenti nei reattori nucleari ad acqua in pressione (PWR, Pressurized Water Reactor).

Inizialmente è fornita una descrizione dell'impianto sperimentale, il cui componente principale è rappresentato dal recipiente in pressione, e delle prestazioni che tale impianto deve garantire.

Vengono quindi presentati i principali criteri per la progettazione di componenti in pressione presenti nella Direttiva 97/23/CE (direttiva PED) e nelle norme italiane I.S.P.E.S.L. relative alla Verifica di Stabilità dei Recipienti in pressione (VSR).

Successivamente sono illustrati l'applicazione di tali principi, alla progettazione dei principali componenti del recipiente in pressione, e il calcolo delle dispersioni termiche dal serbatoio, dimensionando l'isolante.

Infine è fornita una breve descrizione della linea di circolazione acqua e della linea aria compressa, dimensionando lo spessore delle tubazioni e delle flange necessarie al collegamento dei vari tratti.



**Figura 1:** layout di impianto

## 2 Descrizione del lavoro

L'attività 6.1.B del PAR 2010 consiste nella progettazione e nell'approvvigionamento dei componenti necessari per un impianto sperimentale di piccola taglia. Tale impianto ha, come principale obiettivo, la capacità di riprodurre le condizioni operative (pressione e temperatura) tipiche dei reattori nucleari ad acqua in pressione della generazione III/III+. Uno schema semplificato dell'impianto, nel quale si riportano i principali componenti, è riportato in fig. 1.

### 2.1 *Dati iniziali di progetto*

Le principali caratteristiche per cui dovrà essere dimensionato il serbatoio in pressione, di cui si riporterà il dimensionamento di seguito, sono:

- Pressione di progetto: 18 MPa
- Temperatura di progetto: 357 °C
- Portata acqua: regolabile fino a 2 m<sup>3</sup>/h.

## 3 La normativa italiana per la costruzione dei recipienti in pressione

Nelle procedure di dimensionamento, i recipienti vengono considerati a parete sottile quando il loro spessore è sufficientemente piccolo rispetto al diametro (si parla dell'ordine di 1/10 o meno). In tale caso, essi sono studiati, per semplicità, attraverso l'approssimazione del regime di membrana, che consiste nel trascurare la componente radiale della tensione (che nei recipienti a grosso spessore risulta sempre di compressione), nonché gli sforzi flessionali e torsionali. La teoria delle membrane si fonda dunque su questi due postulati:

1. Non vi sono sforzi normali  $\sigma$  su elementi di superficie paralleli al piano medio della membrana. (Ciò esclude la componente radiale della tensione);
2. Non vi sono sforzi tangenziali diretti normalmente alla superficie media, su elementi di superficie normali al piano medio della membrana, ovvero sulle sezioni radiali. Ciò esclude il taglio e quindi anche la flessione. Sono consentiti invece sforzi tangenziali diretti parallelamente al piano medio della membrana.

Per il postulato 1, una membrana non può resistere a forze perpendicolari al proprio piano se non in virtù della sua forma; in altri termini una membrana piana non può resistere a tali sforzi, ma può farlo solo una membrana curva. Una delle conseguenze di quanto detto è che lo stato di tensione in una membrana è bidimensionale e che uno degli assi principali è la normale alla superficie. Infatti, facendo riferimento ad un cubetto presente all'interno

dello spessore della membrana, orientato in modo tale che due sue facce siano parallele al piano medio della membrana non avrà:

- Né sforzo normale, perché tale componente sarebbe radiale, e quindi si trascura per il postulato 1,
- Né sforzi tangenziali, perché questi si ritroverebbero, per la proprietà di simmetria delle tensioni tangenziali, sulle sezioni radiali della membrana in direzione radiale, dove non ci possono essere, per il postulato 2.

La stessa cosa può essere vista direttamente dai due postulati: infatti questi escludono ogni componente della tensione perpendicolare al piano medio, e quindi affermano che tutte le componenti delle tensioni devono giacere nel piano medio; questo diventa quindi il *piano delle tensioni* e quindi (per definizione) lo stato tensionale è piano. Nel seguito di questa trattazione ci si limiterà alle sole membrane di rivoluzione, senza perdita di generalità, visto che i recipienti usuali sono sempre riconducibili almeno a un insieme di membrane di rivoluzione; per esempio una tubatura con dei gomiti si può ricondurre ad un insieme di tratti cilindrici, tronco-conici e/o torici.

In ambito comunitario la progettazione degli apparecchi in pressione fa riferimento alla Direttiva 97/23/CE (PED); la sua applicazione comporta l'utilizzo di normative europee armonizzate alla Direttiva PED oppure, a scelta del fabbricante, ad altre normative consolidate che rispettino comunque i requisiti essenziali di sicurezza di cui allegato I della Direttiva PED.

In Italia sono state approntate a partire dagli anni '70, prima dall'A.N.C.C. e poi successivamente dall'I.S.P.E.S.L., le norme per la costruzione degli apparecchi in pressione (cfr. DM 21/11/1972 e s.m.i.) e delle relative specifiche tecniche applicative note come:

- *Raccolta VSR: Verifica della Stabilità dei Recipienti a pressione;*
- *Raccolta M: Impiego di materiali nella costruzione e riparazione degli apparecchi a pressione;*
- *Raccolta VSG: Verifica della stabilità dei generatori di vapor d'acqua;*
- *Raccolta S: Impiego della saldatura nella costruzione e riparazione di apparecchi a pressione.*

È opportuno precisare che, essendo le Raccolte citate delle specifiche tecniche di un Decreto italiano inerente la costruzione, non sono norme armonizzate; in ogni caso la direttiva PED ne consente l'utilizzo, purché si tenga conto di quanto imposto dalla medesima Direttiva. In altre parole il fabbricante, mediante opportuna analisi dei rischi, dovrà individuare i requisiti essenziali di sicurezza (RES), di cui all'allegato I della Direttiva PED, pertinenti all'attrezzatura in pressione da costruire e determinare quali fra questi possono risultare soddisfatti mediante l'applicazione delle Raccolte A.N.C.C.-I.S.P.E.S.L. e quali, invece, dovranno essere soddisfatti utilizzando altre soluzioni (altre norme europee o internazionali, prove sperimentali, etc.). Pertanto, il fabbricante può decidere di utilizzare per la progettazione dei recipienti in pressione il codice di calcolo e/o verifica

*Raccolta VSR*, che rappresenta come detto soltanto uno dei diversi codici disponibili per la progettazione o verifica dei recipienti in pressione, purché lo stesso sia in grado di giustificare tale scelta e ben conscio dell'obbligo di garantire con la produzione e la successiva commercializzazione di tale apparecchiatura, la sicurezza della stessa per tutta la durata di vita prevista (cfr. prescrizioni di cui alla Direttiva PED, allegato I, par.2). In seguito si riportano alcuni degli aspetti più significativi trattati dal codice di calcolo ANCC-ISPEL relativo ai recipienti, utilizzato per la progettazione della presente apparecchiatura, affrontando principalmente i temi relativi al dimensionamento dei cilindri e dei fondi assoggettati a pressione interna.

### 3.1 Sollecitazione massima ammissibile

Le grandezze più significative utilizzate dalla normativa VSR per determinare la sollecitazione ammissibile dell'acciaio sono:

- $R_m$  inteso come valore minimo tabellare della resistenza a trazione (carico di rottura) a temperatura ambiente, espresso in MPa;
- $R_e$  inteso come valore tabellare del carico unitario di snervamento superiore ( $R_{eH}$ ) o inferiore ( $R_{eL}$ ) nella prova di trazione alla temperatura ambiente, in MPa.
- $R_{p(0,2)}$  rappresenta il valore tabellare del carico unitario di scostamento dalla proporzionalità allo 0,2% nella prova di trazione a temperatura ambiente, in MPa.
- $R_{p(0,2)/t}$  rappresenta il valore tabellare del carico unitario di scostamento dalla proporzionalità allo 0,2% nella prova di trazione a temperatura media di parete  $t$  considerata in progetto, in MPa.

Bisogna notare che per alcune tipologie di acciai utilizzati per la costruzioni dei recipienti in pressione (ad esempio quelli ad elevato contenuto di carbonio) non è individuabile la  $R_e$ , in tal caso è consentito utilizzare il carico convenzionale  $R_{p(0,2)}$  che sostituisce  $R_e$ .

Il codice italiano VSR, par.1.B, per i recipienti costruiti in laminati, fucinati ovvero trafilati (normalmente i materiali con allungamento percentuale alla rottura  $A < 30\%$ ), stabilisce per la sollecitazione massima ammissibile  $f$  due diverse relazioni a seconda della temperatura media di parete (temperatura di esercizio) della membratura presa in esame:

1. per temperatura media di parete compresa tra  $-10^\circ\text{C} \leq t_m \leq 50^\circ\text{C}$  si assume per  $f$ :

$$f = \min\left(\frac{R_e}{1,5}; \frac{R_m}{1,4}\right) \quad \text{ovvero} \quad f = \min\left(\frac{R_{p02}}{1,5}; \frac{R_m}{1,4}\right)$$

(la seconda viene utilizzata per la determinazione della  $f$  relativa agli acciai per i quali non è determinabile il carico unitario di snervamento).

2. per temperatura media di parete superiore ai  $50^\circ\text{C}$  si assume per la sollecitazione massima ammissibile il valore:

$$f = \min\left(\frac{R_{p02/t}}{1,5}; \frac{R_m}{1,4}\right)$$

Le attrezzature in pressione, secondo la PED, vengono sottoposte ad una verifica finale consistente in una prova a pressione. Nello specifico la direttiva citata, all'allegato I – par.7.4, precisa che: la pressione di prova idrostatica deve essere il valore più alto tra i due valori seguenti :

- la pressione corrispondente al carico massimo che può sopportare l'attrezzatura in funzione, tenuto conto della pressione massima ammissibile (PS) e della temperatura massima ammissibile (TS), moltiplicata per il coefficiente 1,25, oppure
- la pressione massima ammissibile (PS) moltiplicata per il coefficiente 1,43.

Le disposizioni tecniche VSR, nel caso di prova idraulica della membratura chiarisce che per la sollecitazione massima ammissibile  $f_i$  debba essere assunto il valore:

$$f_i = \left(\frac{R_e}{1,1}\right) \quad \text{oppure} \quad f_i = \left(\frac{R_{p01}}{1,1}\right)$$

La sollecitazione massima ammissibile  $f$  dei materiali utilizzati nella costruzione delle membrature deve prendersi in esame sia alla temperatura di servizio che a quella di progetto (alla temperatura massima ammissibile TS).

### 3.1.1 Fasciame cilindrico

Sulla base di alcune restrizioni e ipotesi di base vengono fornite, dal codice VSR, par.1.D, due formule del tutto equivalenti, con riferimento al diametro interno o esterno del cilindro  $D_i$  o esterno  $D_e$ . Le formule citate sono:

$$s_0 = \frac{p \cdot D_i}{2fz - p}$$

$$s_0 = \frac{p \cdot D_e}{2fz + p}$$

In cui

- $s_0$  è lo spessore minimo dalla parete del fasciame, in mm;
- $p$  è la pressione interna, in MPa (ricordando che 1 MPa=10 bar);
- $D_i$  e  $D_e$ , rispettivamente i diametri interno ed esterno del fasciame, in mm;
- $f$  la sollecitazione massima ammissibile, in MPa;
- $z$  è il modulo di efficienza delle sezioni di indebolimento (giunzioni saldate, forature, etc).

Tenendo presente che, nella pratica costruttiva, i corpi cilindrici sono ottenuti dall'unione di una o più lamiere giuntate mediante processo di saldatura longitudinale, nasce l'esigenza di tener conto che i cordoni di saldatura possono presentare un valore della sollecitazione ammissibile inferiore a quella del materiale base del fasciame stesso (metallo base) e pertanto la norma ne tiene conto introducendo la sollecitazione ammissibile  $f' = f \cdot z$  nella quale  $f'$  rappresenta la sollecitazione ammissibile della saldatura e  $z$  è un coefficiente inferiore o al più pari all'unità.

A tal proposito la direttiva PED, allegato I - par.7.3, precisa che per i giunti saldati si deve assumere il valore del coefficiente di giunzione pari a:

- ✓ 1,00 per le attrezzature sottoposte a prove distruttive (talloni di saldatura, etc.) e non distruttive (controlli radiografici, ultrasonici, etc.) che consentano di verificare l'inesistenza di difetti rilevanti;
- ✓ 0,85 per le attrezzature sottoposte a prove non distruttive mediante sondaggio;
- ✓ 0,70 per le attrezzature non sottoposte a prove non distruttive diverse da un'ispezione visiva.

Ritornando alle formule precedenti per il calcolo di  $s_0$  (relative dunque allo spessore minimo), si deve precisare che esse vanno applicate ai recipienti in parete sottile; la norma stabilisce la pressione limite di applicabilità secondo la seguente tabella:

3.1.1.1 VERIFICA LUNGO LINEE DI SALDATURA		
Valori del modulo di efficienza $z$	Valori massimi di $p/f \cdot z$ che limitano l'applicabilità delle formule per il calcolo di $s_0$	
Qualsiasi	Nelle condizioni di progetto	Nelle condizioni di prova idraulica
		0,449

In realtà limitare il rapporto  $p/fz$  equivale in pratica ad imporre un determinato rapporto  $D_i/s$  al disotto del quale lo spessore viene ottenuto con le formule già viste.

Nel caso il rapporto  $p/fz$  risulti maggiore dei valori riportati nella tabella precedente, lo spessore del fasciame cilindrico si può determinare con:

$$s_0 = \frac{D_e}{2} \left( 1 - \sqrt{\frac{fz - 1,33p}{fz}} \right)$$

oppure

$$s_0 = \frac{D_i}{2} \left( \sqrt{\frac{fz - 1,33p}{fz}} - 1 \right)$$

Nella sostanza le due relazioni provengono dalla trattazione relativa al dimensionamento di cilindri di grosso spessore per il quale non è applicabile la teoria membranale (tiene conto della variazione di  $\sigma_r$  nello spessore).

Nel caso in cui la pressione di esercizio sia parzialmente bilanciata da una contropressione esterna inferiore, il dimensionamento dello spessore del mantello si esegue di solito assumendo cautelativamente a favore della sicurezza la seconda come nulla.

In ambito costruttivo, per diametri sino a 1000 mm i mantelli cilindrici possono essere ottenuti a partire da tubi senza saldatura commerciali. Per diametri maggiori i mantelli invece sono ottenuti, come detto, saldando diversi elementi di lamiera preventivamente sagomati mediante calandratura a freddo o a caldo. Recipienti verticali di notevole altezza, come le colonne di distillazione o torri di raffreddamento, possono realizzarsi per ragioni di trasporto e di montaggio in più tronconi da unire poi mediante giunzioni flangiate.

### 3.1.2 Pareti e fondi piani

Le lastre piane sono usate con una certa frequenza nella costruzione degli apparecchi a pressione visto che permettono di chiudere un'apertura con il minor ingombro possibile. Lo spessore minimo della piastra circolare può essere ricavato con le regole della Scienza delle Costruzioni una volta stabilito l'insieme delle forze che agiscono sul coperchio, il diametro di riferimento  $D$  e le condizioni di vincolo del coperchio con l'apparecchio principale. A seconda delle condizioni effettive di vincolo, si otterranno diverse condizioni di sollecitazione, ma in ogni caso la sollecitazione di confronto principale  $\sigma$  sarà esprimibile mediante una relazione del tipo:

$$\sigma = C \cdot p \cdot \left(\frac{D}{s}\right)^2$$

Nella quale  $\sigma$  è la sollecitazione di riferimento,  $p$  la pressione interna,  $D$  rappresenta il diametro della parete piana o del fondo,  $s$  lo spessore della parete piana e  $C$  un termine (coefficiente di forma) che dipenderà dalle condizioni al contorno della lastra (tipo di vincolo e condizioni di carico).

Nel caso particolare di lastra caricata con la pressione interna  $p$  e le condizioni al contorno prevedano un appoggio semplice (i.e. un anello filettato o bullonato) lo spessore della parete piana  $s_0$  (espresso in mm) si può ottenere mediante la relazione:

$$s_0 \geq 0,56 \cdot D \cdot \sqrt{\frac{p}{f_{adm}}}$$

Nella quale  $f_{adm}$  è la sollecitazione ammissibile del materiale (in MPa),  $p$  la pressione interna (in MPa),  $D$  il diametro medio dell'accoppiamento flangiato o filettato (in mm).



Nel caso, invece, di lastra incastrata (i.e. collegamento saldato) lo spessore del fondo  $s_0$ , in mm, si può ottenere mediante la relazione:

$$s_0 \geq 0,43 \cdot D \cdot \sqrt{\frac{p}{f_{adm}}}$$

Nella quale D, espresso in mm, rappresenta il diametro interno del cilindro (o del collegamento saldato) e p la pressione interna (in MPa).

Le disposizioni tecniche VSR, par.1.L, prevedono per il calcolo dello spessore di una parete piana o di un fondo piano circolare collegati al fasciame diverse soluzioni costruttive, fornendo grafici e relazioni da utilizzarsi, caso per caso, per il calcolo del coefficiente di forma C.

### 3.1.3 Tubi sottoposti a pressione interna

Il codice VSR, par.1.M propone per la determinazione dello spessore dei tubi sottoposti a pressione interna la formula seguente:

$$s_0 = \frac{p \cdot D_e}{2f_z - p}$$

## 4 Progettazione del serbatoio in pressione e dei componenti principali

### 4.1 Verifica della valvola di sicurezza

Il dimensionamento di una valvola di sicurezza si basa sulla valutazione dell'area di passaggio, alla sezione di ingresso della valvola, necessaria per rilasciare un quantitativo di energia tale da garantire, anche in condizioni incidentali, la depressurizzazione del sistema.

I metodi di calcolo utilizzabili per il dimensionamento sono diversi, a seconda del fenomeno fisico che genera la sovrappressione nell'apparecchiatura da proteggere.

Generalmente le valvole di sicurezza sono previste per la protezione di sistemi in cui, l'aumento della pressione non è da attribuire a fenomeni di natura chimica. In queste condizioni, i fenomeni sono caratterizzati da costanti temporali decisamente maggiori rispetto al caso di reazioni chimiche ed è pertanto possibile determinare "a priori" la portata che deve essere rilasciata dal sistema per evitarne la pressurizzazione (eventi tipici cui devono rispondere le valvole di sicurezza sono: surriscaldamenti, occlusioni della linea di scarico, etc.).

Date le caratteristiche del recipiente in pressione, e del circuito annesso, che si sta qui dimensionando, fenomeni di natura chimica responsabili della pressurizzazione del sistema si possono escludere rendendo, come detto, più agevole il dimensionamento della valvola di sicurezza. Il successivo dimensionamento della sezione trasversale di ingresso valvola è pertanto basato sulle equazioni che descrivono l'efflusso di un fluido da un recipiente. Si esaminano di seguito le diverse equazioni riportate nella normativa italiana sull'esercizio degli apparecchi a pressione (DM 21.5.74 –Raccolta E)

#### 4.1.1 Caso di miscele gassose o vapori in condizioni di efflusso critico

Come prima aspetto, è necessario individuare la tipologia di deflusso cui è soggetto il fluido all'uscita dal recipiente. È necessario distinguere tra il caso di efflusso sonico e quello di efflusso subsonico del gas. La condizione di efflusso sonico si verifica quando il rapporto tra la pressione vigente all'interno dell'apparecchiatura durante la fase di scarico della valvola ( $p_1$ ) e la contropressione, condizione a valle del dispositivo, ( $p_2$ ) è maggiore del valore critico, valutabile come di seguito riportato:

$$\left(\frac{p_1}{p_2}\right)_c = \left(\frac{k+1}{2}\right)^{\frac{k}{k-1}}$$

dove  $k$  è l'esponente dell'equazione di espansione isentropica, calcolato alla pressione  $p_1$  ed alla temperatura del gas o vapore  $T_1$  nell'apparecchio.

Nel caso di efflusso sonico (di gas o vapore), la norma italiana sull'esercizio (DM 21.5.74 - Raccolta E cap.E1D2) riporta la seguente formulazione per la valutazione della minima sezione trasversale, netta, all'entrata della valvola:

$$A = \frac{q}{(0,9K \cdot 113,8C)} \cdot \sqrt{\frac{v_1}{p_1}}$$

Dove, nella formula, la simbologia è la seguente:

- $A$  è la minima sezione trasversale netta all'ingresso della valvola [ $\text{cm}^2$ ];
- $q$  è la portata ponderale massima da scaricare [ $\text{kg/h}$ ];
- $K$  è il coefficiente di efflusso (è determinato sperimentalmente e certificato dal costruttore della valvola. Rappresenta il rapporto tra la portata di fluido effettiva e la portata teorica);
- $p_1$  rappresenta la pressione corrispondente alla portata  $q$ : è la pressione nell'apparecchio protetto durante la fase di scarico. Tale grandezza è espressa in [ $\text{bar}$ ];
- $T_1$  è la temperatura del fluido, all'ingresso della valvola, durante la fase di scarico [ $\text{K}$ ];

- $v_1$  è il volume specifico del fluido [ $m^3/kg$ ] alle condizioni di scarico  $p_1 - T_1$ ;
- $C$  è il coefficiente di espansione:

$$C = \sqrt{k \left( \frac{2}{k+1} \right)^{\frac{k+1}{k-1}}}$$

(Nel caso in cui il rapporto  $k$  non fosse noto, si assume per lo stesso il valore  $k=1$ , da cui risulta  $C=0,607$ ).

Qualora la pressione interna al recipiente risulti inferiore al valore critico per lo scarico della portata, di gas o di vapore, in condizioni di velocità sonica, la portata di scarico dipenderà anche dalla contropressione a valle della valvola ( $p_2$ ). In tal caso, per il dimensionamento, la norma italiana raccomanda di utilizzare la medesima formulazione, con l'aggiunta di un coefficiente di sicurezza ( $>1$ ), fornito dal costruttore della stessa valvola.

Per il dimensionamento della valvola di sicurezza, da applicare al circuito sperimentale, sono state utilizzate apposite formule, validate dal costruttore, in cui si è considerato, per la valutazione della minima area di efflusso necessaria, la potenza massima prodotta all'interno del serbatoio più la portata massima del compressore.

Si è verificato quindi che la sezione di gola della valvola di sicurezza fosse sufficientemente maggiore del valore calcolato.

## 4.2 Progettazione del recipiente in pressione

Le principali caratteristiche del serbatoio in pressione in oggetto, secondo la normativa PED (Rif. 1), sono:

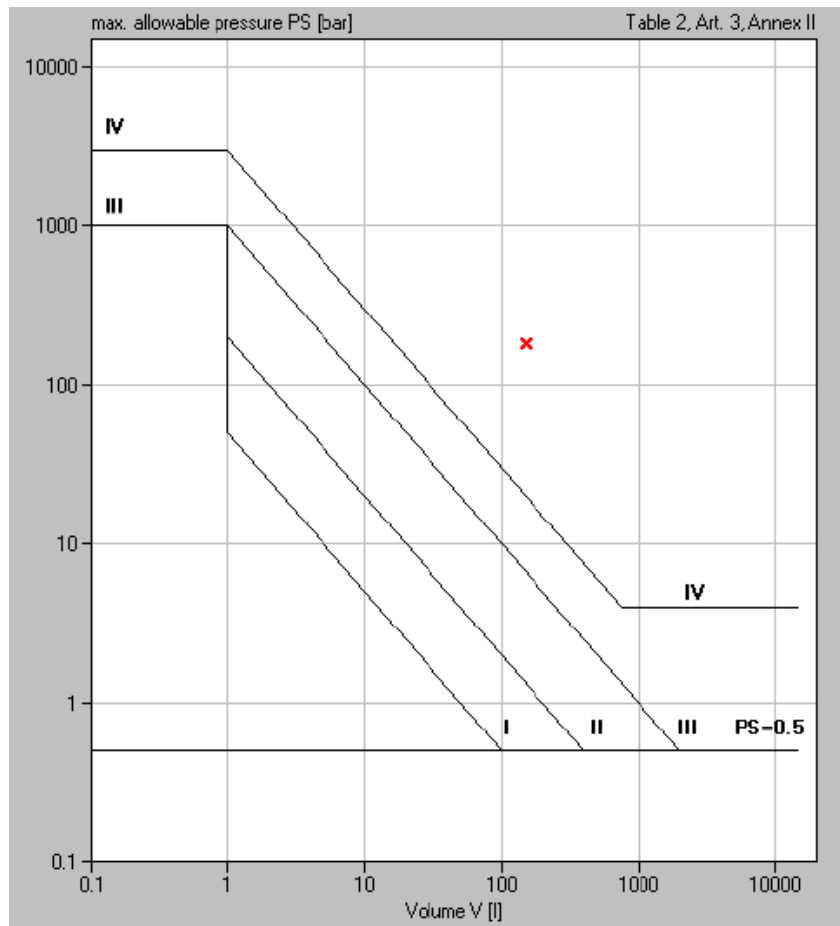
- Pressione di progetto  $PS = 180$  bar
- Volume  $V = 150,00$  l
- Fluido: acqua
- Tipologia di fluido contenuto (da PED art.9): gruppo 2
- Stato fisico del fluido: vapore
- Temperatura di esercizio =  $357$  °C
- Corrosione considerata:  $0$  mm

Secondo la normativa PED, i recipienti in pressione vengono classificati in diverse categorie, secondo livelli di rischio crescente (all. 2).

I parametri che definiscono la categoria di appartenenza del serbatoio sono la pressione di progetto ed il volume del serbatoio stesso. Nel caso in esame, secondo quanto stabilito dalla normativa, è stato valutato il valore del prodotto di pressione di progetto e volume:

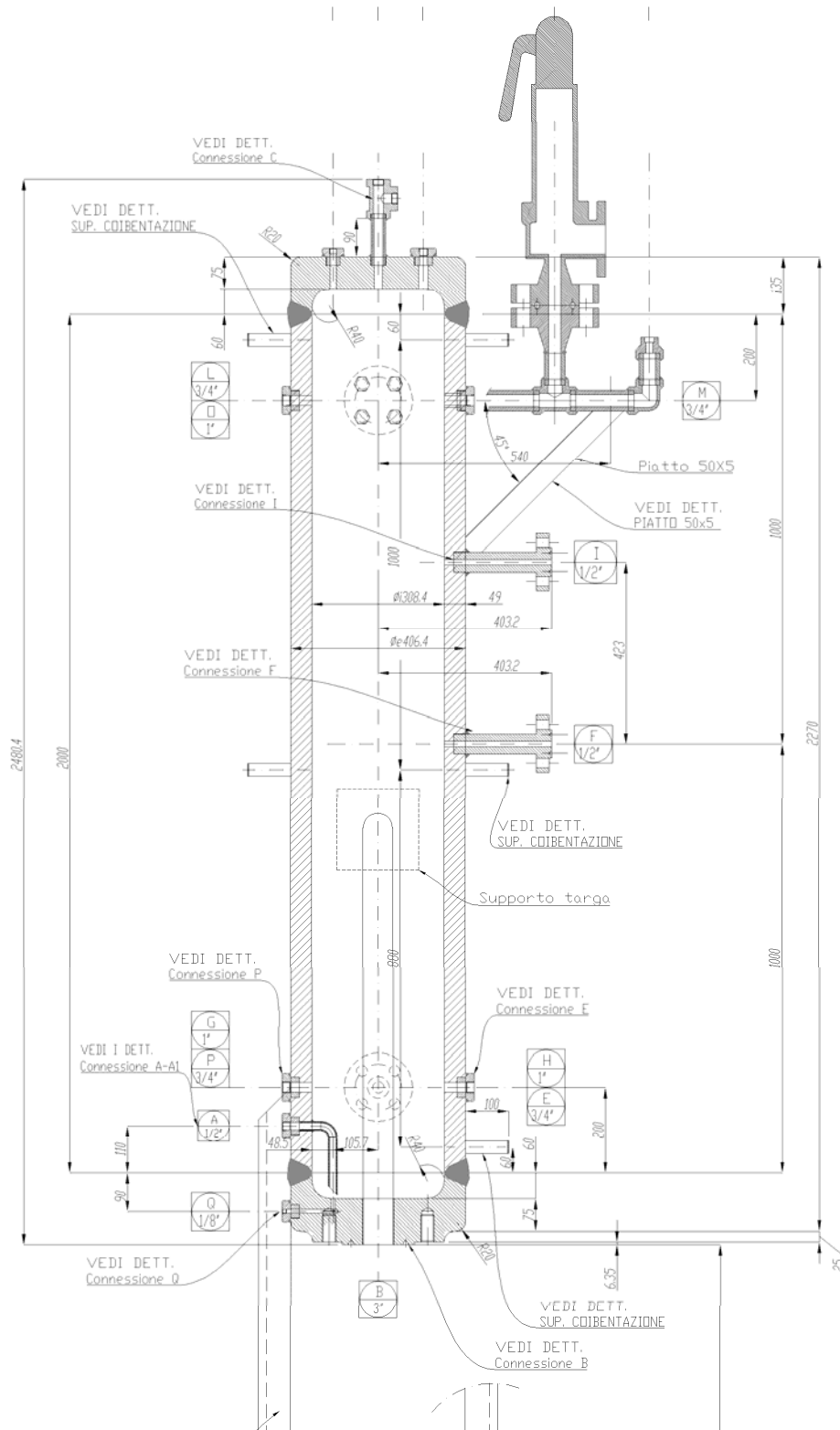
$$PS \cdot V = 27000 \text{ bar l}$$

Secondo la normativa, un serbatoio caratterizzato da tale valore, risulta classificato nella categoria IV. Nella figura di seguito, fig. 2, è riportato il grafico per la determinazione della categoria del serbatoio, secondo quanto stabilito dalla normativa. Sullo stesso grafico, è riportato il serbatoio in esame (crocetta).



**Figura 2:** *Categorie di classificazione dei recipiente in pressione, da normativa PED*

Il disegno tecnico del recipiente in pressione è rappresentato in fig. 3.



**Figura 3:** disegno tecnico del recipiente in pressione

Secondo quanto previsto dalla norma VSR (regola VSR.0.3 Criteri di stabilità – punto 1) la verifica di stabilità delle varie membrature costituenti un recipiente a pressione deve

essere eseguita, secondo le regole previste nelle presenti specifiche tecniche, nelle condizioni di pressione e temperatura di progetto e nelle condizioni che si producono durante la prova idrostatica in pressione (allegato 1, punto 3.2.2 della PED).

Dai criteri stabiliti dalla PED all'allegato 1 punto 7.4 la pressione a cui effettuare la prova idrostatica risulta pari a  $p_i = 376,85$  bar.

Si riporta in seguito la verifica di stabilità per il fasciame con pressione interna e per i fondi inferiore e superiore.

#### 4.2.1 Fasciame in pressione

I dati di progetto sono:

$$p = 18 \text{ MPa}$$

$$p_i = 37,7 \text{ MPa}$$

$$t = 360 \text{ °C}$$

Il fasciame è costituito da acciaio tipo ASTM SA 312 TP 304; le caratteristiche di tale materiale sono:

$$R_m = 515 \text{ MPa}$$

$$R_s = 205 \text{ MPa}$$

$$R_{p(0,2)t} = 122,39 \text{ MPa}$$

$$f = 81,6 \text{ MPa}$$

$$f_0 = 136,67 \text{ MPa}$$

$$f_i = 186,36 \text{ MPa}$$

$$f_0/f = 1,675$$

I parametri geometrici sono:

$$s = 49 \text{ mm}$$

$$D_i = 308,4 \text{ mm}$$

$$D_e = 306,4 \text{ mm}$$

$$C_{est} = 0 \text{ mm (corrosione esterna)}$$

$$c_1 = 0 \text{ (corrosione tot, est + int)}$$

$$c_2 = 2,2 \text{ mm (toll. lamiera)}$$

$$c_3 = 0 \text{ (toll. lavorazione)}$$

$$z = 1$$

valore percentuale dell'ovalizzazione per corpi cilindrici o sferici = 0,5

$$snt = s - c_1 - c_2 - c_3 = 46,8 \text{ mm}$$

$$snt_i = s - c_2 - c_3 = 46,8 \text{ mm}$$

Si riporta la verifica di validità delle formule utilizzate (Rif. 2):

$$\frac{p}{f \cdot z} = 0,2206 < 0,449$$

$$\frac{p}{f_i \cdot z} = 0,2023 > 0,0976$$

$$u\% = 0,5 < 1$$

Lo spessore minimo in condizioni di progetto risulta pari a:

$$s_0 = \frac{pD_e}{2fz + p} = 40,37 \text{ mm}$$

Lo spessore minimo in prova idrostatica è:

$$s_0 = \frac{D_e}{2 \left( 1 - \sqrt{\frac{f_i \cdot z - 1,818p_i}{f_i \cdot z}} \right)} = 41,63 \text{ mm}$$

In entrambi i casi lo spessore della membratura in esame ( $s = 49 \text{ mm}$ ) è superiore al valore dello spessore minimo richiesto.

#### 4.2.2 Pareti piane

Le pareti piane circolari saldate rappresentati i fondi inferiore e superiore del recipiente in pressione sono state progettate secondo le disposizioni contenute nel capitolo VSR.1.L.

I dati di progetto sono

- $p = 18 \text{ MPa}$
- $p_i = 37,7 \text{ MPa}$
- $t = 360 \text{ °C}$
- $c_1 = 0 \text{ mm}$  (sovrasspessore di corrosione)

Il materiale usato per parete piana è l'acciaio ASTM A 182 Gr. F304 H avente le seguenti caratteristiche

$$f = 81,86 \text{ MPa}$$

$$f_0 = 128,67 \text{ MPa}$$

$$f_i = 175,45 \text{ MPa}$$

Il materiale costituente il mantello è acciaio ASTM SA 312 TP 304, con le seguenti caratteristiche (indicate col pedice  $m$  per indicare il mantello).

$$f_m = 81,6 \text{ MPa}$$

$$f_{m0} = 136,67 \text{ MPa}$$

$$f_{mi} = 186,36 \text{ MPa}$$

I parametri geometrici sono:

$$s = 75 \text{ mm}$$

Raggio interno del fondo provvisto di colletto cilindrico,  $r = 40 \text{ mm}$

$$D = 308,4 \text{ mm}$$

Lunghezza di fasciame di spessore costante  $s_m$  e privo di forature,  $m = 2000 \text{ mm}$

$$s_m = 46,8 \text{ mm}$$

$$z = 1$$

$$s_c = 46,8 \text{ mm}$$

Distanza misurata dalla faccia interna della parete piana alla mezzeria della saldatura o al termine della rastremazione del colletto cilindrico del fondo,  $u = 60 \text{ mm}$

Il dimensionamento in condizioni di esercizio, secondo quanto previsto dalle raccolta VSR, è riportato in seguito (Rif. 2)

$$r = 40 > 5 \text{ mm}$$

$$0,25s_m < r < s \text{ che risulta } 11,7 < 40 < 75$$

$$m = 2000 > \sqrt{(D + s_m)} = 128,9 \text{ mm}$$

$$f_{i,min} = 175,45 \text{ MPa} \quad c_1 = 0,3575 \quad c_2 = 0,3$$

$$u = 60 < \sqrt{((D + s)s)} = 128,9 \text{ mm}$$

$$\frac{p}{f_{i,min}} = 0,2206 \quad (\text{min:}0,001; \text{max:}0,1)$$

$$C = \max\left(c_1; c_2 \sqrt{f_i/f_{i,min}}\right) = 0,357$$

$$s_0 = CD \sqrt{p_i/f_i} = 51,7 \text{ mm} < 75 \text{ mm}$$

Analogamente, per la prova idrostatica risulta

$$r = 40 > 5 \text{ mm}$$

$$0,25s_m < r < s \text{ che risulta } 11,7 < 40 < 75$$

$$m = 2000 > \sqrt{(D + s_m)} = 128,9 \text{ mm}$$

$$f_{i,min} = 175,45 \text{ MPa} \quad c_1 = 0,3575 \quad c_2 = 0,3$$

$$u = 60 < \sqrt{((D + s)s)} = 128,9 \text{ mm}$$

$$\frac{p_i}{f_{i,min}} = 0,2023 \quad (\text{min:}0,001; \text{max:}0,1)$$

$$C = \max\left(c_1; c_2 \sqrt{f_i/f_{i,min}}\right) = 0,357$$

$$s_0 = CD \sqrt{p_i/f_i} = 51,1 \text{ mm} < 75 \text{ mm}$$



### 4.3 Progettazione del riscaldatore elettrico

Per il calcolo delle dispersioni termiche del serbatoio si è considerata unicamente la superficie laterale del serbatoio considerandolo privo di bocchelli e flange. I fondelli piani oltre ad offrire una ridotta superficie di scambio termico sono caratterizzati anche da un coefficiente di scambio globale molto inferiore a quello relativo alla superficie laterale. Ciò è dovuto alla geometria piana e alla presenza del gas inerte di pressurizzazione.

Per il calcolo sono state effettuate delle semplificazioni, giustificate dal rispetto della conservatività dei risultati. Per quanto riguarda il serbatoio in acciaio SAE304 la temperatura sulla superficie interna è stata scelta pari alla temperatura dell'acqua, 330°C. L'assunzione è conservativa poiché tende ad aumentare il flusso termico calcolato. Per quanto riguarda la conducibilità termica del SAE304 questa è stata ottenuta per una temperatura di 300°C dalla normativa nucleare francese RCC-MRx. Come coibente è stata scelta una lana di vetro la cui conducibilità termica è stata ricavata per una temperatura media tra la temperatura dell'acqua e quella dell'aria. Il coefficiente di scambio termico per convezione tra coibente e aria è stato posto pari a  $10 \text{ W/m}^2 \text{ K}$  (Rif 7). Questa scelta risulta anch'essa conservativa poiché in realtà è possibile affermare che il coefficiente è in realtà molto minore. Il coefficiente di scambio termico globale è stato ricavato riferendosi alla superficie esterna del serbatoio comprensiva di strato isolante.

Dal calcolo effettuato è emerso come, utilizzando un coibente di spessore  $10 \text{ cm}$  il flusso termico di dispersione sia di poco inferiore a  $750 \text{ W}$ , molto minore rispetto ai  $15 \text{ kW}$  che rappresentano la potenza scaldante dei riscaldatori.

Dati:

- Diametro esterno coibente,  $D_{ext} = 0.6 \text{ m}$
- Diametro serbatoio acciaio,  $D_m = 0.4 \text{ m}$
- Diametro interno,  $D_i = 0.3 \text{ m}$
- Altezza serbatoio,  $L = 2.2 \text{ m}$
- Temperatura finale acqua,  $T_{H_2O} = 357^\circ\text{C}$
- Temperatura finale superficie interna serbatoio in acciaio,  $T_{inn\_SAE304} = 357^\circ\text{C}$
- Conducibilità termica SAE 304,  $k_{ACC}(\sim 300^\circ\text{C}) = 18.49 \frac{\text{W}}{\text{mK}}$
- Temperatura aria esterna,  $T_{AIR} = 20^\circ\text{C}$
- Coefficiente scambio termico per convezione aria,  $h_{ARIA}(20^\circ\text{C}) = 10 \frac{\text{W}}{\text{m}^2\text{K}}$
- Temperatura media coibente,  $T_{coibente} = \frac{T_{H_2O} + T_{air}}{2} = 175^\circ\text{C}$
- Conducibilità termica coibente,  $k_{ISO}(175^\circ\text{C}) = 0.07 \frac{\text{W}}{\text{mK}}$

Calcolo:

$$q_{dispersione} = H \cdot S \cdot \Delta T$$
$$S = \pi D_{ext} L = \pi \cdot 0.6 \cdot 2.2 = 4.147 \text{ m}^2$$

$$H = \frac{1}{\frac{1}{h_{ARIA}} + \frac{r_{ext} \ln \frac{r_{ext}}{r_m}}{k_{ISO}} + \frac{r_{ext} \ln \frac{r_m}{r_i}}{k_{ACC}}} = 0.543 \frac{W}{m^2 K}$$

$$\Delta T = T_{H2O} - T_{air} = 337^\circ C$$

$$q_{dispersione} = H \cdot S \cdot \Delta T = 750 W$$

Per il calcolo del tempo di riscaldamento si è scelto invece di tenere conto unicamente della massa dell'acqua e di quella del serbatoio in acciaio. È stato ipotizzato un livello iniziale di liquido pari a 1.5 metri e una temperatura di ingresso da rete pari a 15°C. Le costanti relative all'acqua, densità ed entalpie specifiche, sono state ottenute dal Perry's Chemical Engineers' Handbook. I dati relativi all'acciaio SAE304, ottenuti dalle appendici tecniche del codice nucleare francese RCC-MRx sono stati considerati per una temperatura media tra inizio e fine transitorio. Nel calcolo del tempo di riscaldamento si è tenuto conto delle dispersioni ricavate in precedenza.

Dai calcoli effettuati è emerso che per riscaldare l'acqua all'interno del serbatoio da una temperatura di 15°C a quella di 330°C sono necessarie in prima approssimazione 8 ore.

Dati (Rif 6):

- Entalpia iniziale acqua,  $i(15^\circ C) = 63.076 \frac{kJ}{kg}$
- Entalpia finale acqua,  $i(330^\circ C) = 2666 \frac{kJ}{kg}$
- Livello iniziale acqua,  $L_0 = 1.5 m$
- Densità iniziale acqua,  $\rho_{H2O}^0 = 999.1 \frac{kg}{m^3}$
- Densità media SAE 304,  $\bar{\rho}_{ACC} = 7861.5 \frac{kg}{m^3}$
- Calore specifico medio SAE 304,  $\bar{c}_p = 0.509 \frac{kJ}{kg K}$
- Variazione di temperatura SAE 304,  $\Delta T_{ACC} = 315 K$
- Potenza termica riscaldatori,  $q_{riscaldatori} = 15 kW$

Calcolo:

$$t_{riscaldamento} = \frac{\Delta i_{H2O} M_{H2O} + M_{ACC} \bar{c}_p \Delta T_{ACC}}{q_{riscaldatori} - q_{dispersione}}$$

$$\Delta i_{H2O} = 2598.9 \frac{kJ}{kg}$$

$$M_{H2O} = V_{H2O} \rho_{H2O}^0 = \frac{\pi D_i L_0}{4} \cdot \rho_{H2O}^0 = 105.93 kg$$

$$M_{ACC} = V_{ACC} \bar{\rho}_{ACC} = \frac{\pi (D_m^2 - D_i^2) L}{4} \cdot \bar{\rho}_{ACC} = 950.86 kg$$

$$t_{riscaldamento} = \frac{\Delta i_{H2O} M_{H2O} + M_{ACC} \bar{c}_p \Delta T_{ACC}}{q_{riscaldatori} - q_{dispersione}} = 29939 s = 499 minuti = 8 ore$$

## 5 Progettazione linea circolazione acqua

### 5.1 Dimensionamento flange e tubazioni

Per quanto riguarda il dimensionamento delle flange, si fa riferimento alla normativa ASME B16.5-2009 (Pipe Flanges and Flanged Fittings).

Secondo la normativa (fig. 4) si considera conservativamente una temperatura di 375°C; si vede come per una pressione di 180 bar sia necessario posizionarsi nella classe 2500 (Rif. 4).

Inoltre, come concordato con ENEA, tutte le flange del circuito di circolazione dell'acqua sono del tipo RJT, per garantire una facile installazione e manutenzione, oltre a garantire una tenuta stagna.

ASME B16.5-2009

**Table 2-2.1 Pressure-Temperature Ratings for Group 2.1 Materials**

Nominal Designation	Forgings		Castings		Plates	
18Cr-8Ni	A 182 Gr. F304 (1)		A 351 Gr. CF3 (2)		A 240 Gr. 304 (1)	
18Cr-8Ni	A 182 Gr. F304H		A 351 Gr. CF8 (1)		A 240 Gr. 304H	

Temp., °C	Working Pressures by Classes, bar						
	Class						
	150	300	400	600	900	1500	2500
-29 to 38	19.0	49.6	66.2	99.3	148.9	248.2	413.7
50	18.3	47.8	63.8	95.6	143.5	239.1	398.5
100	15.7	40.9	54.5	81.7	122.6	204.3	340.4
150	14.2	37.0	49.3	74.0	111.0	185.0	308.4
200	13.2	34.5	46.0	69.0	103.4	172.4	287.3
250	12.1	32.5	43.3	65.0	97.5	162.4	270.7
300	10.2	30.9	41.2	61.8	92.7	154.6	257.6
325	9.3	30.2	40.3	60.4	90.7	151.1	251.9
350	8.4	29.6	39.5	59.3	88.9	148.1	246.9
375	7.4	29.0	38.7	58.1	87.1	145.2	241.9
400	6.5	28.4	37.9	56.9	85.3	142.2	237.0
425	5.5	28.0	37.3	56.0	84.0	140.0	233.3
450	4.6	27.4	36.5	54.8	82.2	137.0	228.4
475	3.7	26.9	35.9	53.9	80.8	134.7	224.5
500	2.8	26.5	35.3	53.0	79.5	132.4	220.7
538	1.4	24.4	32.6	48.9	73.3	122.1	203.6
550	...	23.6	31.4	47.1	70.7	117.8	196.3
575	...	20.8	27.8	41.7	62.5	104.2	173.7
600	...	16.9	22.5	33.8	50.6	84.4	140.7
625	...	13.8	18.4	27.6	41.4	68.9	114.9
650	...	11.3	15.0	22.5	33.8	56.3	93.8
675	...	9.3	12.5	18.7	28.0	46.7	77.9
700	...	8.0	10.7	16.1	24.1	40.1	66.9
725	...	6.8	9.0	13.5	20.3	33.8	56.3
750	...	5.8	7.7	11.6	17.3	28.9	48.1
775	...	4.6	6.2	9.0	13.7	22.8	38.0
800	...	3.5	4.8	7.0	10.5	17.4	29.2
816	...	2.8	3.8	5.9	8.6	14.1	23.8

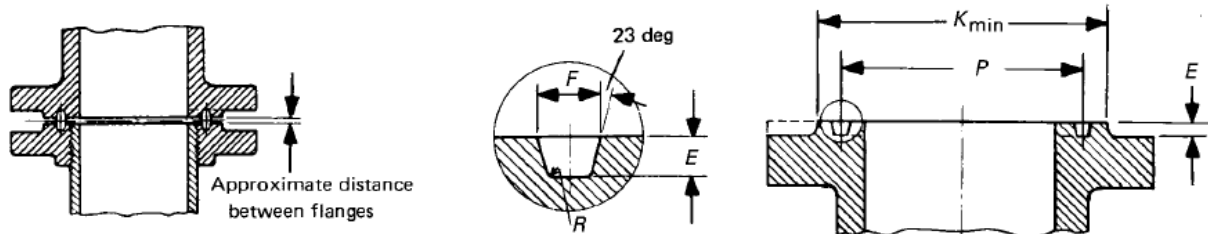
NOTES:  
(1) At temperatures over 538°C, use only when the carbon content is 0.04% or higher.  
(2) Not to be used over 425°C.

37

标准分享网 www.bxfw.com 免费下载

**Figura 4:** classificazione flange, ASME B16.5

Per il disegno delle flange di tipo RJT di classe 2500 per tubi aventi NPS pari a 1" la normativa ASME prevede le seguenti dimensioni (fig. 5)



**Figura 5:** dimensioni flangia, ASME B16.5

<b>NPS</b>	<b>Pitch Diameter, P</b>	<b>Depth, E</b>	<b>Width, F</b>	<b>Radius at Bottom, R</b>
1"	60,33	6,35	8,74	0,8

Per il dimensionamento dei tubi della linea circolazione acqua si fa invece riferimento alla normativa ASME B31.3-2008 Process Piping.

Per tubi da caratterizzati da NPS pari a 1" (diametro esterno di 33,4 mm) operanti alla pressione di 180 bar e ad una temperatura di 360°C e costituiti da acciaio del tipo A312 Gr TP304 si ottiene uno spessore minimo del tubo  $s_0$  pari a 3,98 mm (Rif. 5), da cui si è scelto uno spessore nominale  $s$  di 4,55 mm (Nr. Sch. = 80).

Inoltre è possibile verificare che lo spessore nominale ottenuto  $s$  sia inferiore allo spessore minimo  $s_0$  calcolato attraverso la relazione per tubi sottoposti a pressione interna della raccolta VSR; tale spessore minimo risulta pari a (Rif. 2):

$$s_0 = \frac{p \cdot D_e}{2fz - p} = 4,14 \text{ mm}$$

## 5.2 Dimensionamento pompa

La scelta della pompa sarà effettuata considerando le condizioni operative ( $p = 180$  bar,  $T = 360$  °C) e stimando una prevalenza  $H$  richiesta per il tipo di circuito in considerazione dell'ordine dei 10 m.

Considerando che le tubazioni hanno un'area di passaggio  $A_p$  pari a 464 mm<sup>2</sup> e ipotizzando una velocità del fluido  $v$  di 2 m/s si ottiene una portata volumetrica  $Q$  di

$$Q = A_p \cdot v = 0,000928 \text{ m}^3/\text{s} = 3,34 \text{ m}^3/\text{h}$$

Considerando che la densità del fluido  $\rho$  è pari a  $537,634 \text{ kg/m}^3$ , si ottiene una portata massica  $\Gamma$  :

$$\Gamma = Q \cdot \rho = 0,498 \frac{\text{kg}}{\text{s}} = 1796,13 \text{ kg/h}$$

## 6 Progettazione linea aria compressa

### 6.1 Caratteristiche compressore

Il compressore dovrà operare su fluido di lavoro aria e garantire una portata di 500 nl/min ad una pressione di 20 MPa. Per pressioni così elevate è necessario utilizzare compressori volumetrici con più stadi in serie.

Vista la pressione simile allo standard utilizzato per le bombole da sub (220 bar) si è pensato di utilizzare un compressore commerciale impiegato normalmente per la ricarica delle stesse, ottenendo una notevole riduzione di costo rispetto ai compressori di tipo industriale.

#### 6.1.1 Circuito aria compressa

Per evitare un utilizzo continuo dello stesso si preferisce utilizzare un serbatoio di accumulo dell'aria compressa del volume di 100 l.

Per ottenere anche qui un contenimento dei costi si è pensato di utilizzare delle bombole commerciali: per questo si è arrivati alla scelta di due bombole da 50 l con pressione di progetto di 360 bar.

La linea ad aria compressa, per facilità di realizzazione, è stata pensata con tubazioni lineari in acciaio da  $\frac{1}{2}$ " BWG 18 (dallo spessore di 0.049") interconnesse tramite attacchi Swagelok®.

Tra il serbatoio di accumulo e il serbatoio in pressione contenente l'acqua è necessario interporre:

- Un riduttore di pressione in grado di variare la pressione di set point a valle così da rendere possibili varie prove.
- Una check valve per evitare che il vapore possa giungere al serbatoio di accumulo aria compressa a causa di una inversione della portata.
- Una valvola motorizzata di tipo ON/OFF per regolare la quantità di aria compressa da inviare al serbatoio
- Due misuratori di pressione (uno a monte e uno a valle del riduttore di pressione).

## 7 Conclusioni

L'impianto sperimentale in analisi prevede condizioni operative di 180 bar e 357 °C; il dimensionamento dei vari componenti è stato effettuato facendo riferimento alle normative vigenti.

In particolare per il progetto del recipiente in pressione si è fatto riferimento alla norma direttiva Direttiva 97/23/CE PED e alla raccolta I.S.P.E.S.L. VSR (*Verifica Stabilità dei Recipienti in pressione*).

Per la linea circolazione acqua si è fatto riferimento alla norma ASME B31.3 "Process Piping" per le tubazioni e alla norma ASME B16.5 "Pipe Flanges and Flanged Fittings" per quanto riguarda le flange.

Infine sono state valutate le principali caratteristiche della pompa per la circolazione dell'acqua e del compressore della linea area compressa.

Tutto questo ha permesso di emettere le specifiche per procedere con l'acquisto dei singoli componenti e verificarne poi la compatibilità per l'installazione.

Sarà così possibile accoppiare ai componenti descritti tramite flange una o più sezioni di prova per testare (principalmente con prove statiche) componenti di piccola taglia di reattori nucleari di generazione III/III+.

## 8 Riferimenti

Rif 1 Direttiva 97/23/CE del 29 maggio 1997 (PED)

Rif 2 I.S.P.E.S.L. “Raccolta VSR”, Specificazioni tecniche applicative del decreto ministeriale del 21 novembre 1972 per la verifica della stabilità dei recipienti in pressione”.

Rif 3 I.S.P.E.S.L, “Guida pratica alla Direttiva PED sui sistemi in pressione”, 2003

Rif 4 B16.5-2009 “Pipe Flanges and Flanged Fittings”

Rif 5 ASME B31.3-2008 “Process Piping”

Rif 6 R.H. Perry, D.W. Green, “Perry’s Chemical Engineers’ Handbook”, McGraw Hill, 1999

Rif 7 M. Cumo, A.Naviglio, “Thermal Hydraulics – Volume I”, CRC Press, 1988

**Titolo**

**Approvvigionamento dei componenti necessari per la realizzazione del circuito**

**Ente emittente** CIRTEN (Università di Roma La Sapienza)

# PAGINA DI GUARDIA

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto tecnico

**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**Argomenti trattati:** Calcolo delle strutture meccaniche, Energia nucleare, Reattori nucleari ad acqua, Sicurezza nucleare

**Sommario**

Il report descrive le caratteristiche dei principali componenti costituenti l'impianto sperimentale a cui applicare sezioni di prova per ricerche e sperimentazioni su simulacri di componenti presenti su sistemi di piccolo diametro con fini di sicurezza dei circuiti principali di PWR. L'impianto sarà in grado di produrre acqua alle condizioni di pressione e temperatura tipiche del circuito primario dei reattori nucleari ad acqua in pressione della generazione III/III+: le condizioni di progetto dei componenti sono quindi  $T = 357^{\circ}\text{C}$  e  $p = 180$  barg.

**Note**

**ALLEGATO n. 4**

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	22/11/2011	NOME	P.C. Incalcaterra	M. Sepielli	M. Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE





CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

**“SAPIENZA” UNIVERSITA’ DI ROMA**

**DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ASTRONAUTICA, ELETTRICA ED ENERGETICA**

# APPROVVIGIONAMENTO DEI COMPONENTI NECESSARI PER LA REALIZZAZIONE DEL CIRCUITO

Prof. Maurizio Cumo

Prof. Luciano Gramiccia

Ing. Fabio Giannetti

Ing. Damiano Vitale Di Maio

**CERSE-UNIRM RL 1179/2011**

**Roma, Novembre 2011**

Lavoro svolto in esecuzione dell’Obiettivo 6.1.B Attività A1  
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010  
Progetto 1.3.2.a “Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di  
generazione evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata”

## INDICE

INDICE.....	2
Elenco figure.....	2
1 Sommario .....	3
2 Descrizione del lavoro .....	4
3 Recipiente in pressione e linea circolazione acqua .....	4
3.1 Recipiente in pressione.....	4
3.1.1 Riscaldatori .....	6
3.2 Valvole di sicurezza .....	7
3.2.1 Relief valve.....	10
3.3 Linea di circolazione acqua .....	11
3.3.1 Tubazioni e pompa.....	13
3.3.2 Flange .....	13
3.3.3 Valvola di regolazione .....	14
4 Linea circolazione aria compressa.....	15
4.1 Compressore.....	15
4.2 Accumulatore aria compressa.....	17
5 Strumentazione .....	17
5.1 Misuratori di temperatura .....	17
5.2 Misuratori di pressione .....	19
5.3 Indicatore visuale di livello .....	19
6 Conclusioni .....	20
7 Riferimenti .....	21

## Elenco figure

<b>Figura 1:</b> sezione del recipiente in pressione.....	5
<b>Figura 2:</b> Vista in pianta del serbatoio in pressione .....	6
<b>Figura 3:</b> riscaldatore elettrico su flangia .....	7
<b>Figura 4:</b> valvola di sicurezza.....	9
<b>Figura 5:</b> valvola di relief.....	11
<b>Figura 6:</b> schema linea circolazione acqua .....	12
<b>Figura 7:</b> dimensionamento flange RJT (NPS 1" – classe 2500), ASME B16.5 .....	13
<b>Figura 8:</b> Valvola di regolazione della linea di circolazione dell'acqua.....	15
<b>Figura 9:</b> MCH-30 Silent: dimensioni compressore.....	16
<b>Figura 10:</b> MCH-30 Silent: circuito in pressione.....	17
<b>Figura 11:</b> trasmettitore 248R Railmount: dimensioni in mm (inch) .....	18
<b>Figura 12:</b> Rosemount 3051S Scalable MultiVariable Pressure Transmitter .....	19
<b>Figura 13:</b> Indicatore visuale di livello .....	20

# 1 Sommario

In questo report sono descritte le caratteristiche dei principali componenti costituenti la struttura di supporto alla sezione di prova sperimentale prevista dall'attività 6.1A del PAR2010 ed è in grado di produrre acqua alle condizioni di pressione e temperatura tipiche del circuito primario dei reattori nucleari ad acqua in pressione della generazione III/III+.

Le condizioni di progetto dei componenti sono quindi  $T = 357^{\circ}\text{C}$  e  $p = 180$  barg fino alla pompa, dopo la quale la pressione di progetto diventa 190 barg.

Viene fornita una descrizione e sono illustrate le principali caratteristiche dei seguenti componenti:

- Recipiente in pressione
- Riscaldatori
- Tubazioni e pompa linea circolazione acqua
- Valvola di regolazione
- Flange linea circolazione acqua
- Compressore
- Accumulatore linea aria compressa
- Misuratori di temperatura
- Misuratori di pressione
- Valvole di sicurezza

## 2 Descrizione del lavoro

L'attività 6.1B del PAR 2010 consiste nella progettazione e fornitura dei componenti per un impianto sperimentale in grado di riprodurre le condizioni di pressione e temperatura tipiche dei reattori nucleari ad acqua in pressione della generazione III/III+.

In seguito saranno illustrate le caratteristiche tecniche dei principali componenti costituenti tale impianto sperimentale.

## 3 Recipiente in pressione e linea circolazione acqua

### 3.1 Recipiente in pressione

Le principali caratteristiche tecniche del recipiente in pressione sono:

Temperatura massima  $TS = 360 \text{ °C}$

Pressione  $PS = 180 \text{ bar}$

Volume  $V = 150,0 \text{ l}$

La progettazione del recipiente in pressione è stata effettuata facendo riferimento alla Direttiva 97/23/CE (Apparecchi a pressione) e alla raccolta di norme I.S.P.E.S.L. VSR "Verifica della Stabilità dei Recipienti a pressione".

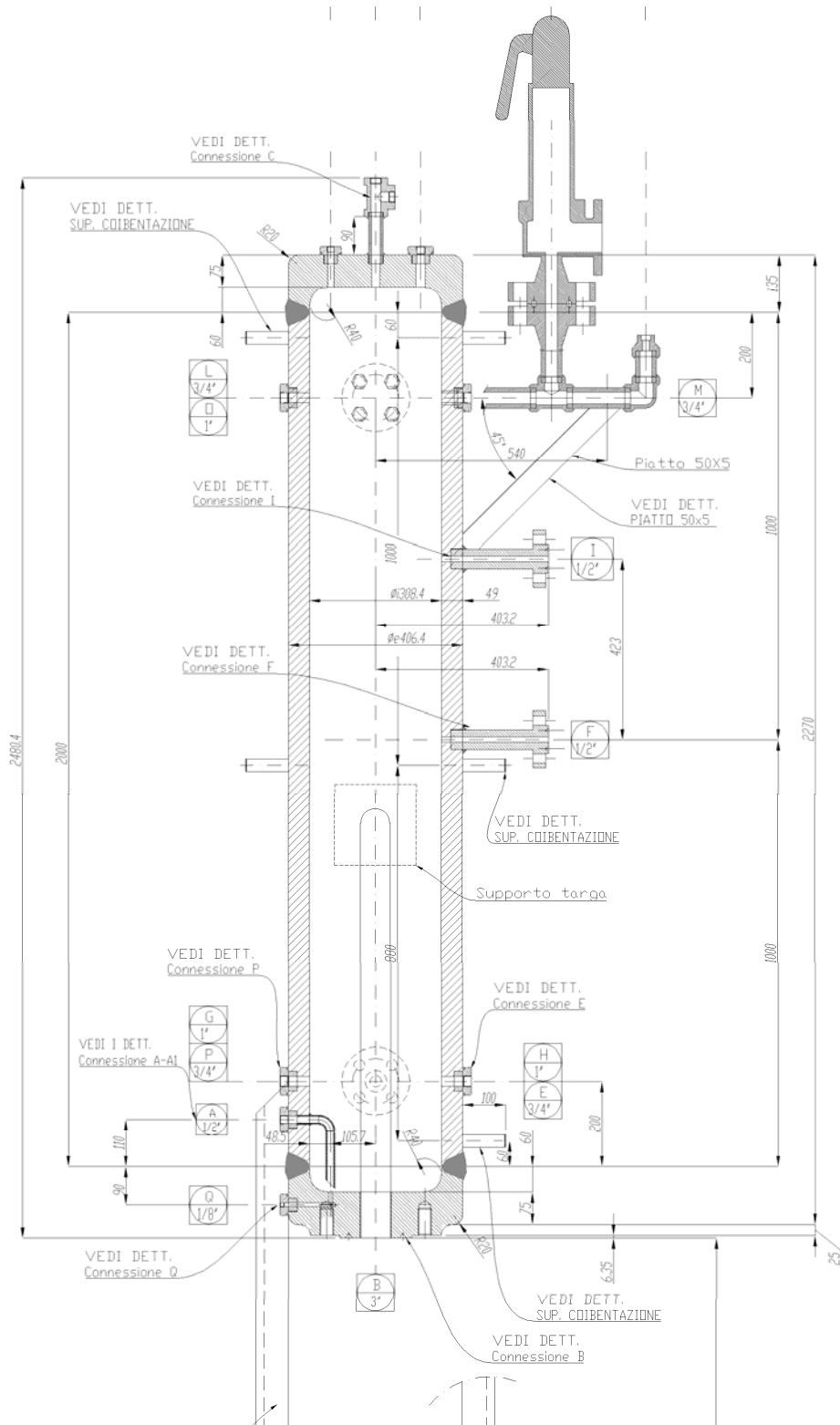
Secondo la normativa PED il recipiente in pressione è caratterizzato dai seguenti parametri (Rif 1):

- Prodotto  $PS \cdot V = 27000 \text{ bar L}$
- Tipologia di fluido (art. 9): Gruppo 2
- Categoria di rischio: IV
- Modulo validazione conformità (art. 13): G

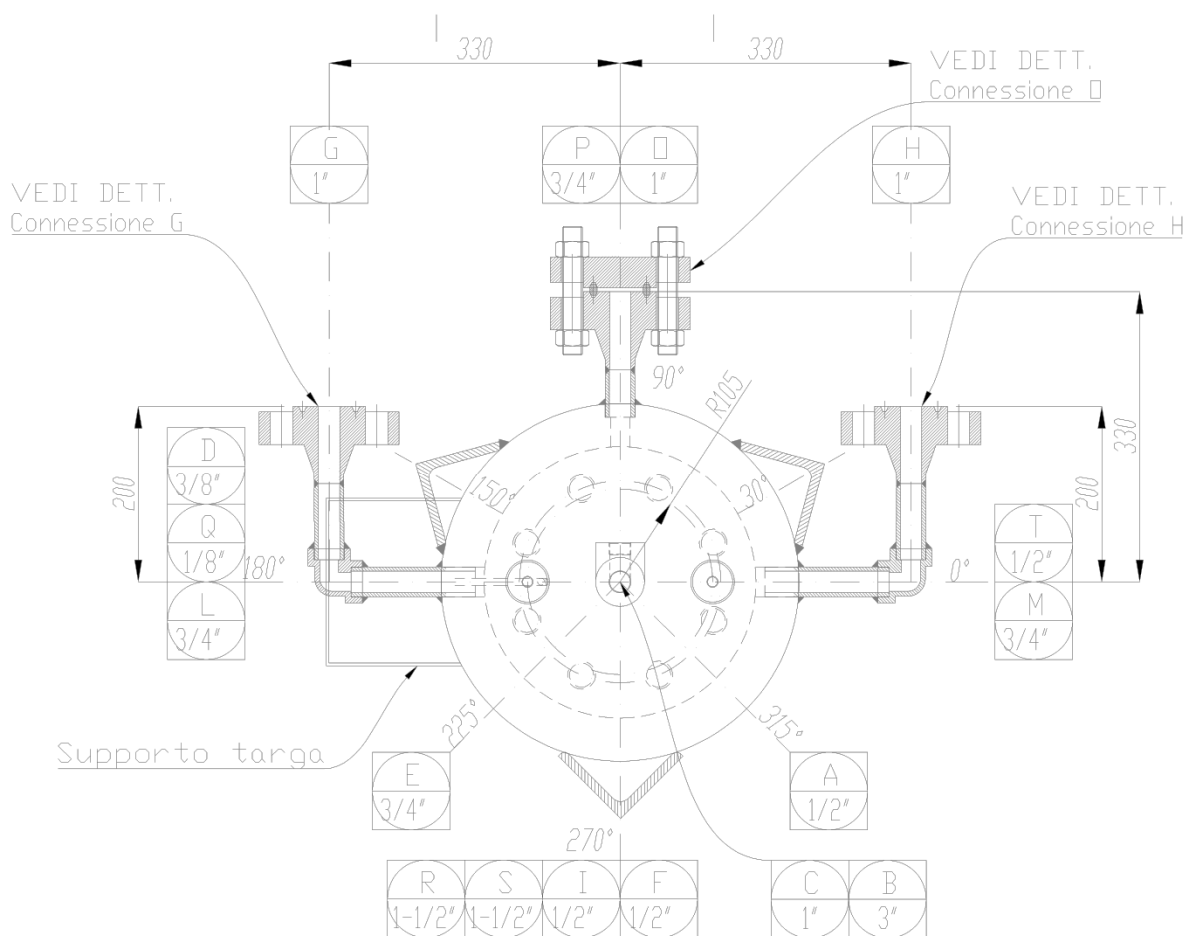
Il recipiente è un serbatoio verticale costituito da un fasciame cilindrico e da due lastre piane costituenti i fondi inferiore e superiore.

Il materiale utilizzato per il fasciame cilindrico è acciaio ASTM SA 312 Tp.304; il materiale utilizzato per i fondi è ASTM A 182 Gr. F304 H.

Le dimensioni risultanti dalla progettazione (Rif 2) del serbatoio secondo le normative (Rif 3) sono riportate nel disegno tecnico riportato in fig. 1 e fig. 2.



**Figura 1: sezione del recipiente in pressione**



**Figura 2:** Vista in pianta del serbatoio in pressione

### 3.1.1 Riscaldatori

Il riscaldatore è del tipo elettrico su flangia per fluido di lavoro acqua, corredato da quadro elettrico di gestione e controllo del riscaldatore.

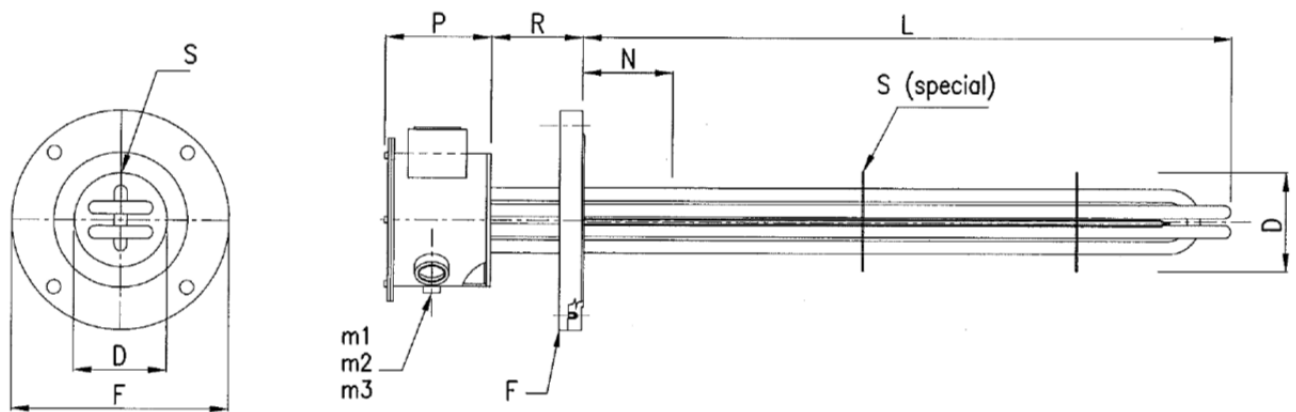
Le caratteristiche tecniche (Rif 4) sono le seguenti:

- Potenza: 15 kW
- Tensione: 400 V (trifase)
- Tipo di collegamento: triangolo

Il riscaldatore è composto da

- N° 3 elementi corazzati in acciaio inox AISI 316 L – Diametro 16 mm
- Sviluppo 2834 mm ripiegati a U con lunghezza sotto battuta pari a 1000 mm – tratto neutro 200 mm

Uno schema illustrativo è riportato in fig. 3.



<b>L</b> 1000	<b>N</b> 200	<b>R</b> 295	<b>P</b> 130	<b>D</b> 70	<b>S</b> N.2	<b>m1</b> N.1x1"Gas	<b>m2</b> N.1x1/2"Gas	<b>m3</b>
<b>A</b>	<b>B</b>	<b>C</b>	<b>F</b>	<b>N1</b>	<b>N2</b>	<b>N3</b>	<b>H1</b>	<b>H2</b>
<small>3" ANSI 2500 lb RJ</small>								

**Figura 3:** riscaldatore elettrico su flangia

Il riscaldatore è elettrosaldato su flangia da 3" ASME Classe 2500 Tipo RJT descritta in seguito.

La ditta costruttrice è la Masterwatt S.r.L. Electric Heating Solutions.

Il quadro di controllo del riscaldatore permette di regolare la potenza della resistenza tramite la temperatura di set point dell'acqua del serbatoio e inoltre ha tre segnali utilizzati come segnali di sicurezza:

- temperatura di guaina degli elementi scaldanti, tramite una termoresistenza fornita insieme agli stessi;
- livello nel serbatoio, tramite misuratore multivariabile fornito da Emerson Process Management;
- pressione nel serbatoio, tramite lo stesso misuratore multivariabile.

La logica di sicurezza prevede dunque:

1. per  $T = > T_{set}$  → alimentazione riscaldatori OFF
2. per  $Livello < livello\ minimo + margine$  → alimentazione riscaldatori OFF
3.  $P \geq P_{sicurezza}$  : → alimentazione riscaldatori OFF

Inoltre il riarmo, in caso di interruzioni date dai segnali di sicurezza, deve essere manuale tramite opportuno comando sul quadro.

### 3.2 Valvole di sicurezza

La valvole di sicurezza (dimensionata sia per fluido operativo vapore che aria) è stata progettata secondo le norme ASME sec. VII (con sovrappressione del 10% full nozzle).

Il fornitore è Dresser Consolidated.

In particolare le portate di dimensionamento sono:

1. Il vapore prodotto dalla evaporazione dell'acqua contenuta nel serbatoio grazie alla potenza massima fornita dal riscaldatore
2. La portata massima di aria compressa proveniente dal compressore

Con questi dati si è proceduto al calcolo della sezione di efflusso necessaria allo smaltimento di entrambe le portate tramite la relazione di calcolo fornita dal costruttore.

L'area di efflusso della valvola scelta si è dimostrato essere ampiamente sufficiente a smaltire entrambe le portate.

Le connessioni sono entrambe flangiate:

1. In ingresso si ha un rating 2500# RJT con un DN di 1" ½
2. In uscita 2" 300# RF

Le principali caratteristiche tecniche della valvola sono (Rif 10):

- Pressione operativa: 180 bar
- Pressione di efflusso massimo: 198 bar
- Temperatura operativa: 357 °C
- Area di efflusso: 0,8252 cm<sup>2</sup>
- Peso: 68 kg

Una rappresentazione schematica della valvola è fornita in fig.9.



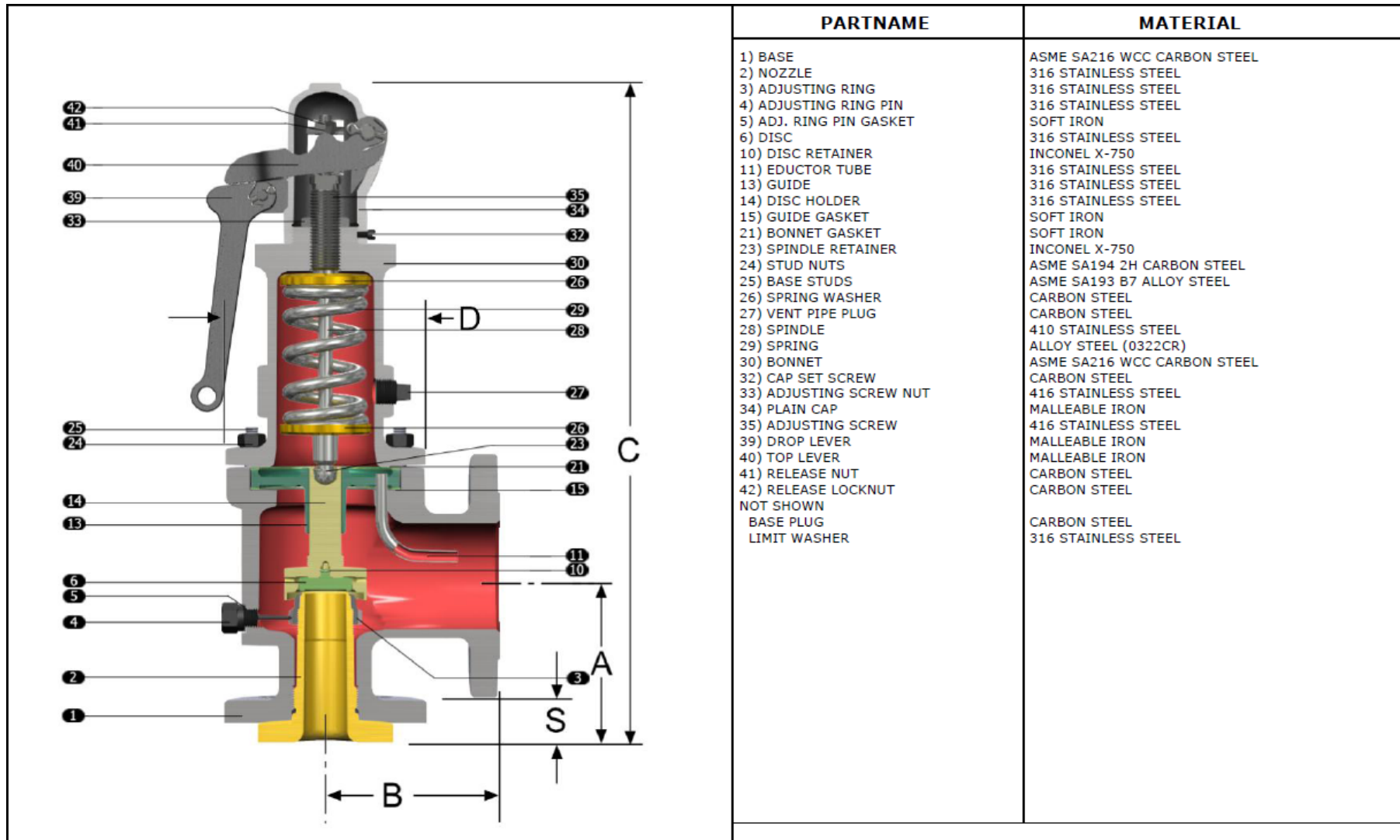


Figura 4: valvola di sicurezza

### 3.2.1 Relief valve

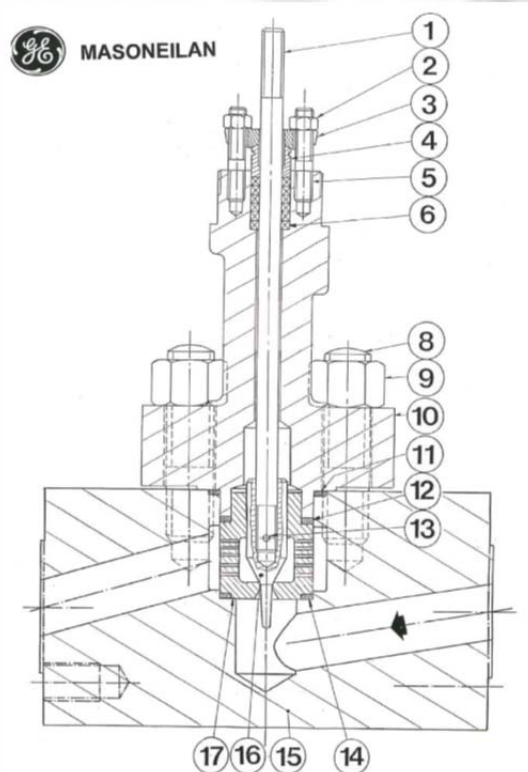
Per regolare finemente la pressione del serbatoio sarà installata una valvola di relief equipercentuale con connessione da 1/2" in grado di ottenere  $c_v$  molto piccoli e di resistere nel tempo a differenze di pressioni dell'ordine di 180 bar con perdite trascurabili e alla corrosione da vapore.

Date le condizioni gravose si è dovuto ricorrere ad acciai particolari (AISI 440 C) per la gabbia e l'otturatore.

Tabella 1: dati valvola relief

DATI	UNITA' DI MISURA	VALORE DI PROGETTO
Portata massima	kg/h	80
pressione ingresso	bar g	160
pressione uscita	bar g	1
Deltap	bar	159
temperatura	deg C	357
Cv calcolato		0.03646
Cv maggiorato		0.03646
% corsa	%	60.77
% CV	%	60.77

La valvola di relief viene fornita da Dresser Masoneilan.



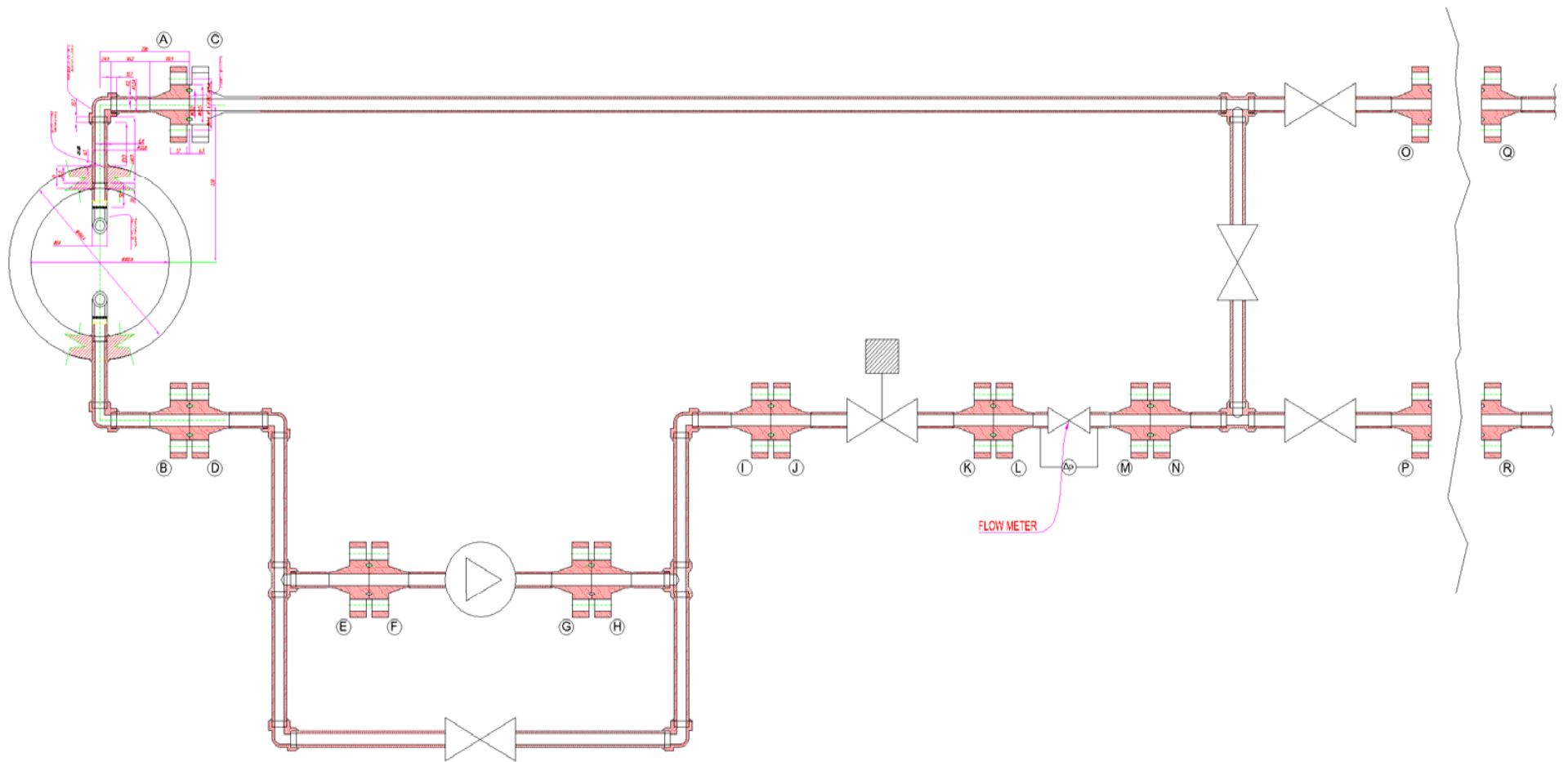
**Figura 5: valvola di relief**

### **3.3 Linea di circolazione acqua**

La linea di circolazione acqua alimenta il recipiente in pressione; in questo paragrafo sono descritte le caratteristiche della pompa, delle tubazioni e delle flange.

Uno schema possibile della linea acqua è illustrato in **Figura 6**.

Il layout definitivo della linea non è però definibile in questa sede in quanto un dei componenti principali, che è la pompa, non è stato fornito e potrebbe avere dimensioni variabili e costringere a variare le dimensioni del circuito.



**Figura 6:** schema linea circolazione acqua

### 3.3.1 Tubazioni e pompa

Le tubazioni sono state dimensionate secondo quanto prescritto dalla norma ASME B31.3. Il diametro nominale è pari a 1" sch. 80 (diametro esterno 33,4 mm e lo spessore nominale  $s$  è di 4,55 mm) (Rif 5).

La pompa sarà di tipo centrifugo. Le condizioni operative sono  $p = 180$  bar,  $T = 360$  °C e deve fornire una prevalenza  $H$  stimata per il tipo di circuito in considerazione è dell'ordine dei 10 m.

Considerando che le tubazioni hanno un'area di passaggio  $A_p$  pari a 464 mm<sup>2</sup> e ipotizzando una velocità del fluido  $v$  di 2 m/s si ottiene una portata volumetrica  $Q$  di

$$Q = A_p \cdot v = 0,000928 \text{ m}^3/\text{s} = 3,34 \text{ m}^3/\text{h}$$

Essendo la densità del fluido  $\rho$  pari a 537,634 kg/m<sup>3</sup>, si ottiene una portata massica  $\Gamma$  :

$$\Gamma = Q \cdot \rho = 0,498 \frac{\text{kg}}{\text{s}} = 1796,13 \text{ kg/h} .$$

Dato il costo eccessivo della pompa, essa viene esclusa dalla fornitura in oggetto, anche se ne sono state individuate tre possibili offerte

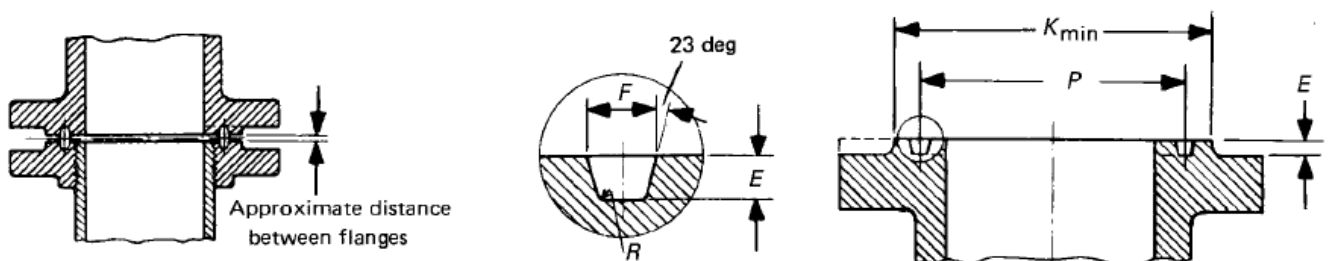
### 3.3.2 Flange

Le flange sono state dimensionate, per tubi caratterizzati da NPS pari a 1" alle condizioni di temperatura e pressione di progetto, secondo la norma ASME B16.5.

Come detto nel paragrafo riguardante il riscaldatore, le flange sono del tipo RJT.

Per diametro nominale dei tubi pari a 1" e alle condizioni di progetto specificate le flange sono in classe 2500 (Rif 6).

Le dimensioni delle flange tipo RJT per NPS 1" e in classe 2500 sono ricavabili dallo schema di **Figura 7**.



**Figura 7:** dimensionamento flange RJT (NPS 1" – classe 2500), ASME B16.5

NPS	Pitch Diameter, P	Depth, E	Width, F	Radius at Bottom, R
1"	60,33	6,35	8,74	0,8

### 3.3.3 Valvola di regolazione

La valvola di regolazione è in grado di regolare la pressione disponibile per la sezione di prova ed eventualmente la portata, nel caso in cui la pompa che si installerà non abbia la possibilità di variare la portata.

Essa si inserisce nella tubazione di circolazione dell'acqua, dopo la pompa, tramite flange da 1" ANSI 2500 RJT.

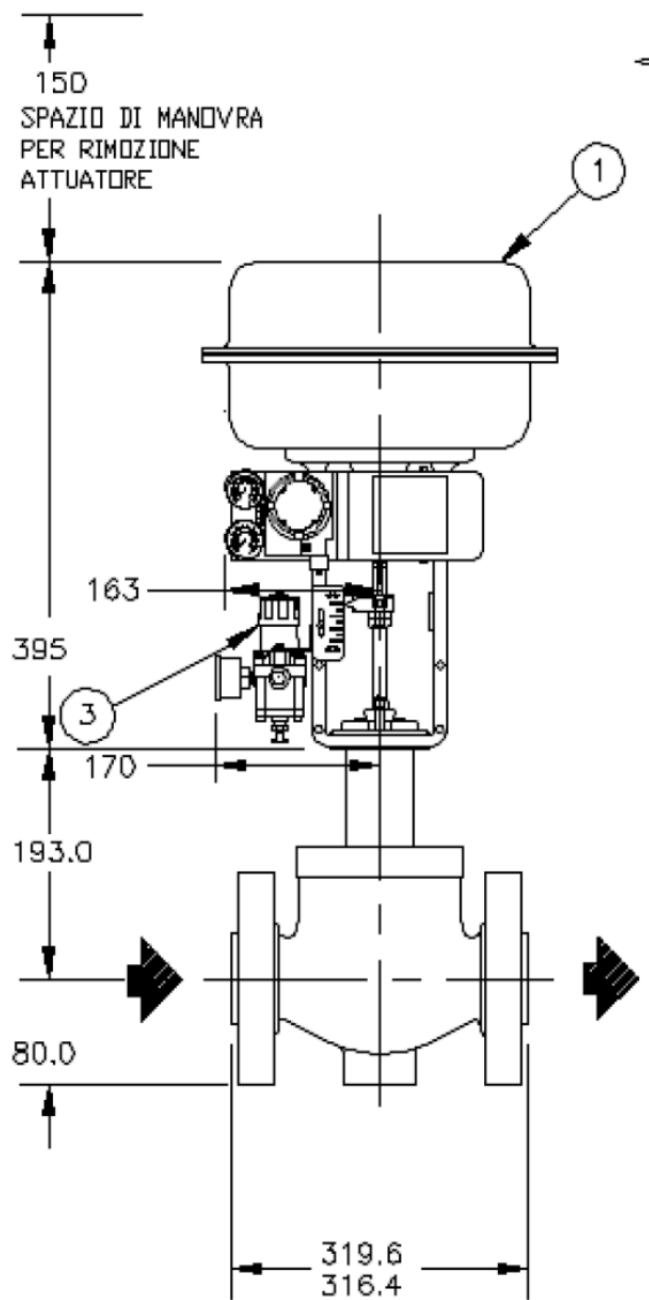
Il corpo della valvola è da 1" con packing in grafite e bussola in stellite.

Tabella 2: dati valvola di regolazione

DATI	UNITA' DI MISURA	VALORE DI PROGETTO
Portata massima	m <sup>3</sup> /h	2
pressione ingresso	bar g	180
pressione uscita	bar g	175
Deltap	bar	5
temperatura	deg C	330
pressione vapore	bar a	128.8
condizione di flusso		subcritico
Cv calcolato		0.585
Cv maggiorato		0.585
% corsa	%	38.79
% CV	%	34.41
Velocità uscita	m/s	1.949

La valvola è stata dimensionata per essere inserita nel circuito ed avere perdite di carico cospicue (fino a 15 bar) e caratteristica lineare.

La valvola sarà fornita da DRESSER Masoneilan.



*Figura 8: Valvola di regolazione della linea di circolazione dell'acqua*

## 4 Linea circolazione aria compressa

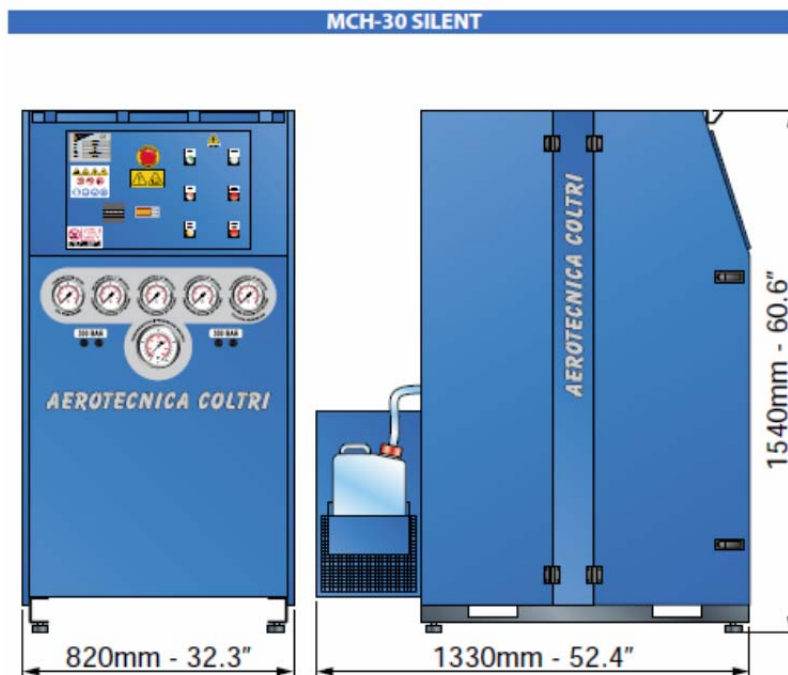
### 4.1 Compressore

Il compressore è del tipo ad alta pressione per aria e/o gas tecnici; il costruttore è Aerotecnica Coltri – modello MCH-30 Silent.

Le principali caratteristiche tecniche sono (Rif 7):

- Motore: Elettrico trifase
- Potenza motore (kW): 9
- Giri motore (giri/min): 2910
- Tensione (V): 230/400
- Frequenza (Hz): 50/60
- Assorbimento (A): 38/22
- Unità pompante (giri/min): 1100
- Pressione 1° stadio (bar): 3,5
- Pressione 2° stadio (bar): 18
- Pressione 3° stadio (bar): 70
- Pressione di esercizio (bar): 225-300-330-425
- Portata: 500 l/min – 30 m<sup>3</sup>/h
- Rumorosità – ISO 3746(dB): 70
- Peso a secco (kg): 420

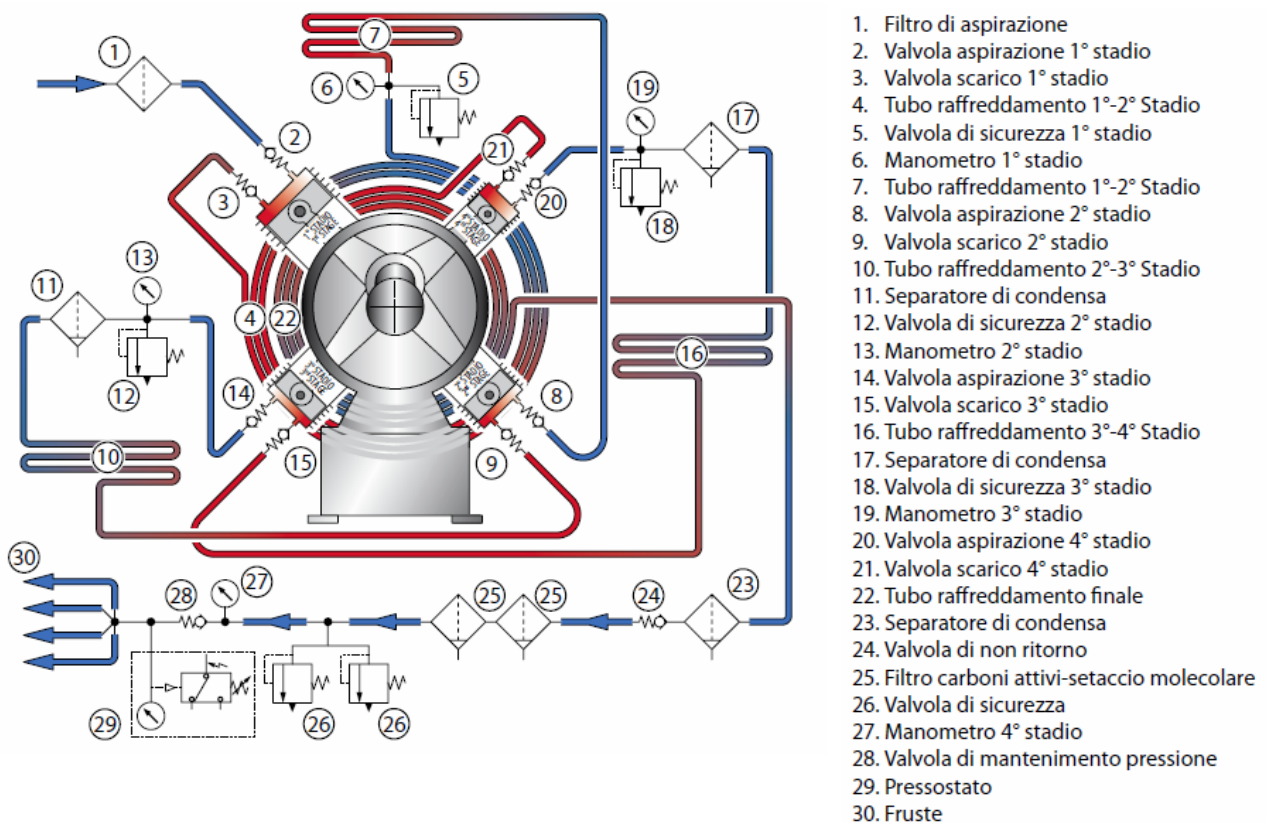
Le dimensioni sono rappresentate in **Figura 9**



**Figura 9:** MCH-30 Silent: dimensioni compressore

Il circuito in pressione del compressore è raffigurato in **Figura 10**.





**Figura 10:** MCH-30 Silent: circuito in pressione

## 4.2 Accumulatore aria compressa

Sulla linea aria compressa è previsto un serbatoio per l'accumulo dell'aria. L'accumulatore ha le seguenti caratteristiche:

- Capacità nominale  $V = 50$  L
- Diametro esterno nominale  $D_e = 220$  mm
- Lunghezza nominale  $L = 1750$  mm

## 5 Strumentazione

Vengono ora descritti i misuratori di temperatura, di pressione, portata e livello utilizzati nel circuito di prova.

### 5.1 Misuratori di temperatura

I sistemi di misurazione delle temperatura utilizzati sono costituiti da:

- N°3 Termoresistenze Pt 100 Ohm RTD classe B (2 con pozzetto termometrico da barra utilizzate dentro il serbatoio, 1 predisposta per misurare la temperatura nella linea di circolazione, in corrispondenza del tronchetto del misuratore di portata)
- N°3 trasmettitori (248R Railmount) smart di temperatura per testina tipo Din B forniti da Emerson Process Management.

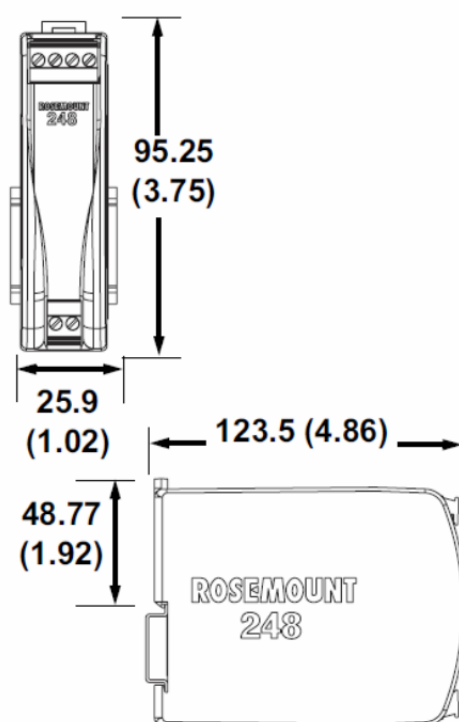
Le principali caratteristiche tecniche della termoresistenze Pt 100 ( $\alpha = 0,00385$ ) sono (Rif 8):

- Range di temperature in ingresso al trasmettitore: -200 °C; 850 °C
- Accuratezza: 0,2 °C
- Effetto sulla temperatura per variazione della temperatura ambiente pari a 1°C: 0.006 °C

Le principali caratteristiche tecniche del trasmettitore sono (Rif 8):

- Output: da 4 a 20 mA, andamento lineare con l'input
- Isolamento: l'isolamento è stato testato per una tensione in ca di 500 V (707 in cc) a 50/60 Hz
- Limiti di temperatura: da -40°C a 85 °C
- Limiti di umidità: UR da 0% a 99%

Le dimensioni del trasmettitore sono riportate in **Figura 11**:



**Figura 11:** trasmettitore 248R Railmount: dimensioni in mm (inch)

## **5.2 Misuratori di pressione**

Le misurazioni di pressione, livello e portata sono effettuate mediante trasmettitori del tipo Rosemount 3051S Scalable MultiVariable Pressure Transmitter (**Figura 12**) forniti da Emerson Process Management

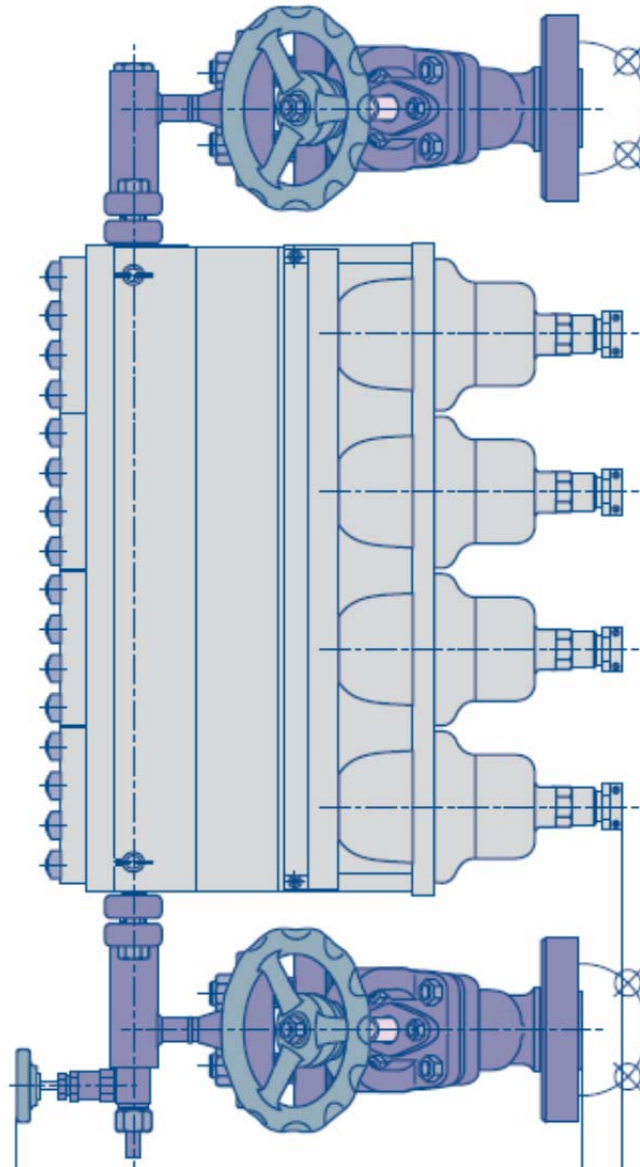


**Figura 12:** Rosemount 3051S Scalable MultiVariable Pressure Transmitter

Il range di pressione statica misurabile va da 0,03 a 250 bar (Rif 9).

## **5.3 Indicatore visuale di livello**

Come previsto dalle norme, il serbatoio sarà dotato anche di un indicatore visuale di livello in grado di raggiungere le pressioni e le temperature di progetto del serbatoio. L'indicatore, fornito da Klinger, è di tipo bicolore (rosso/verde) e dotato di illuminatore.



**Figura 13:** *Indicatore visuale di livello*

## 6 Conclusioni

Nel presente report sono stati descritti i principali componenti dell'apparato sperimentale di prova oggetto dell'attività 6.1B del PAR 2010 con le relative caratteristiche tecniche.

Per quanto riguarda il recipiente in pressione, le tubazioni e le flange della linea area circolazione ci si è rifatti alle norme di riferimento (Direttiva PED, raccolta VSR, norme ASME).

Per il i riscaldatori, il compressore, i misuratori di temperatura e di pressione e le valvole di sicurezza sono riportati i dati tecnici forniti dalle ditte costruttrici e/o fornitrici e, per alcuni di questi componenti, sono state citate le norme di riferimento.

Il circuito così composto sarà installato presso il CR ENEA CASACCIA.

## 7 Riferimenti

Rif 1 Direttiva 97/23/CE del 29 maggio 1997 (PED)

Rif 2 Palma A., "Relazione tecnica progettazione serbatoio in pressione"

Rif 3 I.S.P.E.S.L., "Raccolta VSR", Specificazioni tecniche applicative del decreto ministeriale del 21 novembre 1972 per la verifica della stabilità dei recipienti in pressione" Ed. '95.

Rif 4 Masterwatt s.r.l., "Riscaldatori su flangia - catalogo e dati tecnici"

Rif 5 ASME B31.3-2008 "Process Piping"

Rif 6 ASME B16.5-2009 "Pipe Flanges and Flanged Fittings"

Rif 7 Aerotecnica Coltri, "MCH-30-36, Manuale di uso e manutenzione"

Rif 8 Emerson Process, "Rosemount 248 Product Data Sheet"

Rif 9 Emerson Process, "Rosemount 3051S Series Product Data Sheet"

Rif 10 Dresser Italia, "PSV Technical Summary"