



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



*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Identificazione di componenti di piccola taglia in sistemi  
di tipo passivo e possibili attività sperimentali per la loro  
caratterizzazione

*Fulvio Mascari, Claudio Grima, Giuseppe Vella*



Report RdS/2011/344

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 (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**

**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

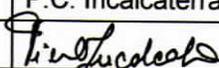
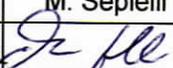
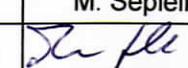
**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**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			
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

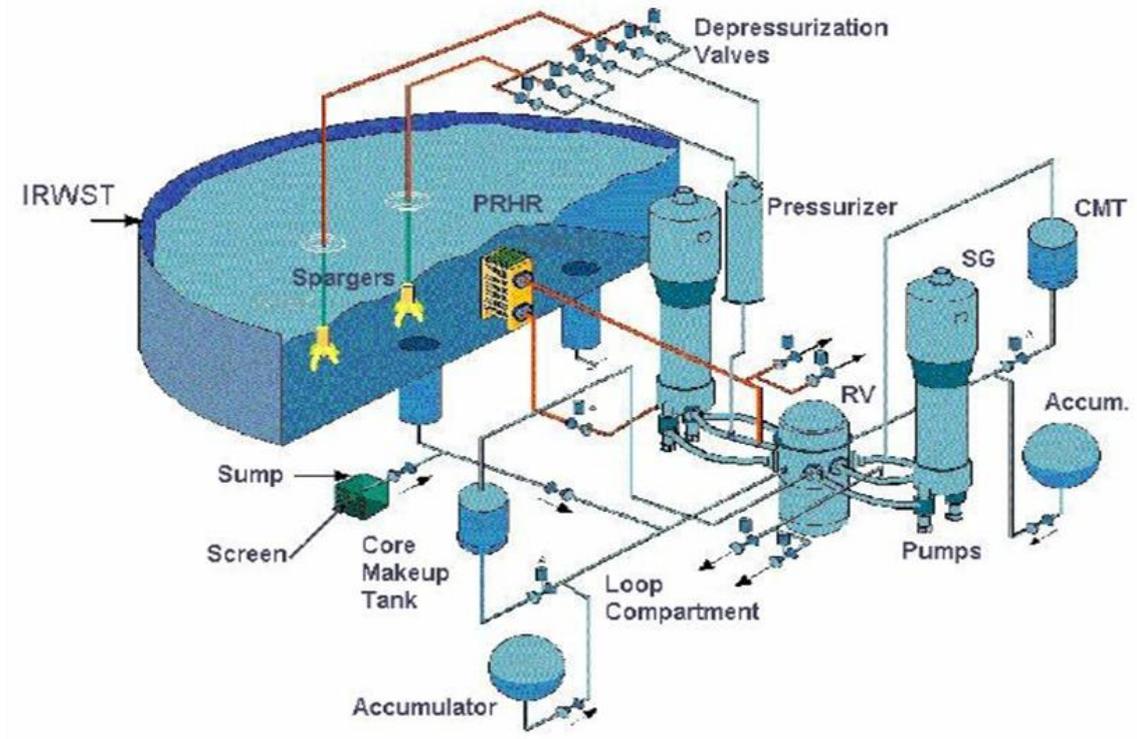


Figura 1-1: Sistemi passivi utilizzati nel reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

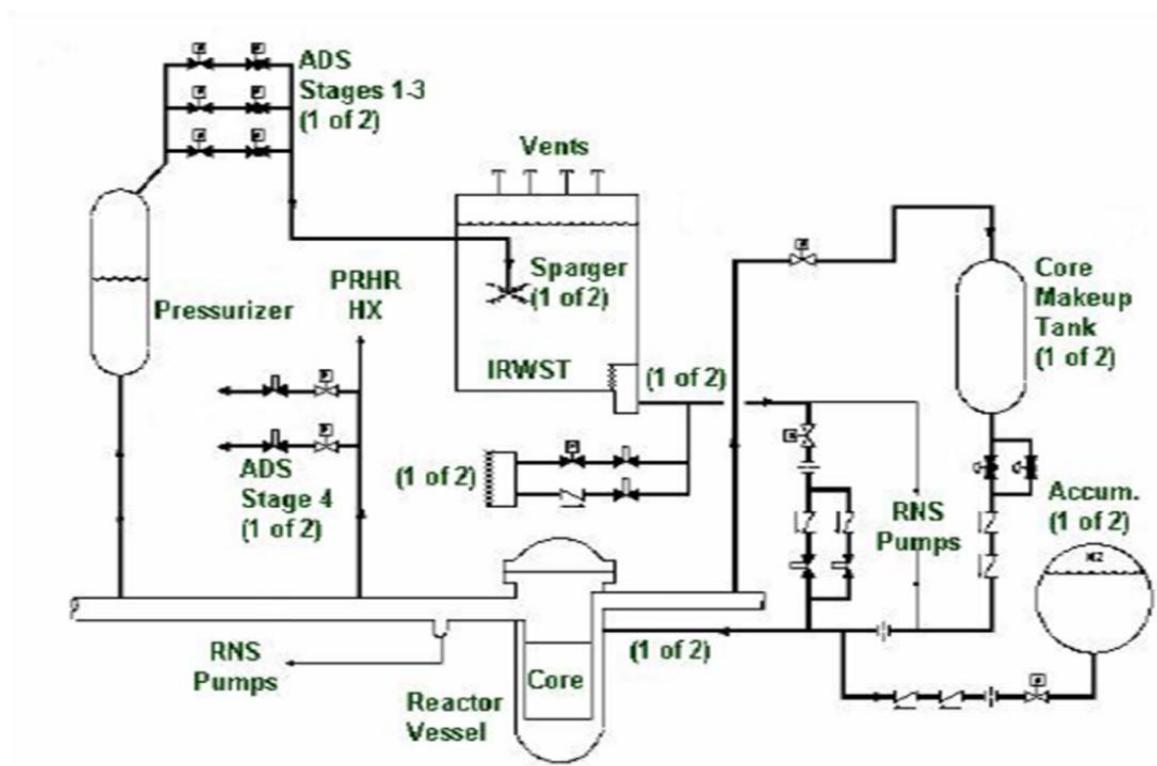


Figura 1-2: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della "Sump Recirculation" presenti nel reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

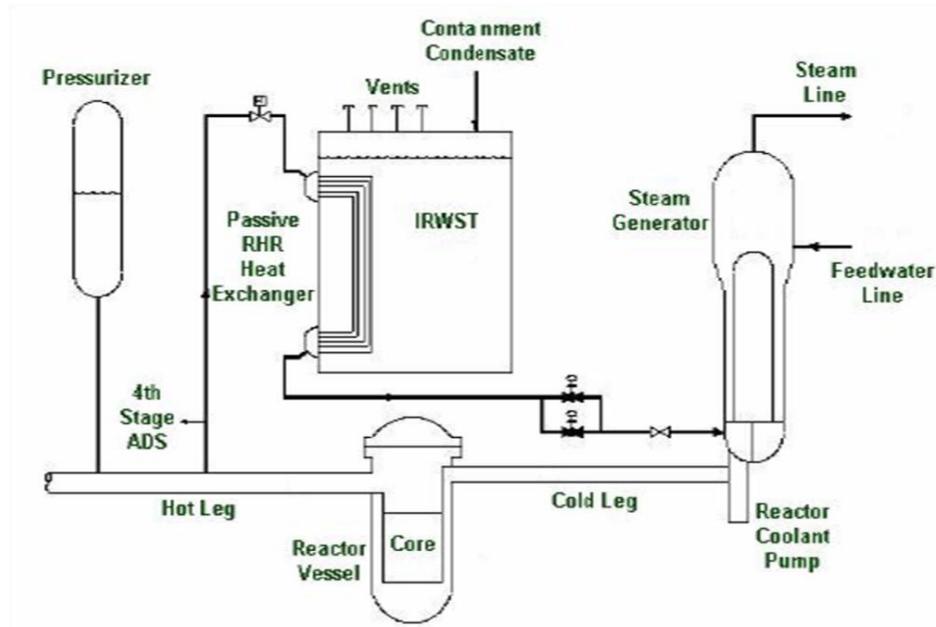


Figura 1-3: Schema di funzionamento del PRHR del reattore AP600/1000 (Reyes, 2005).

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.

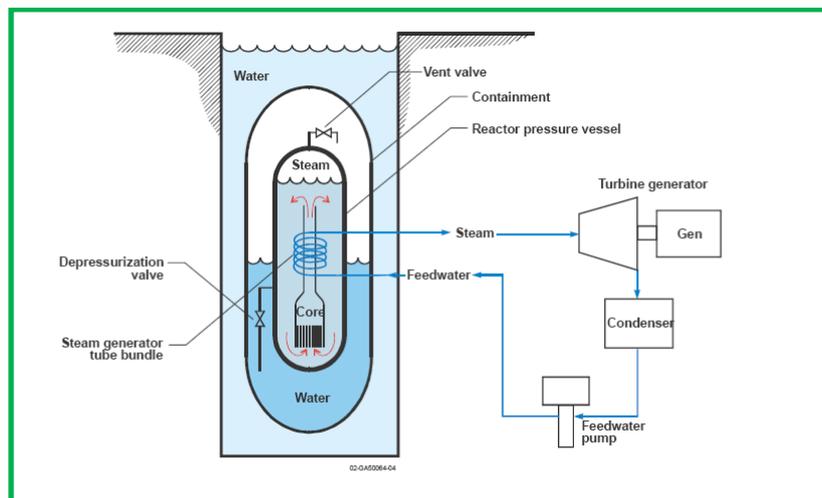


Figura 1-4: Schema dell’impianto nucleare MASLWR (Modro, 2003), caratterizzazione della circolazione naturale

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., Storrick, 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.

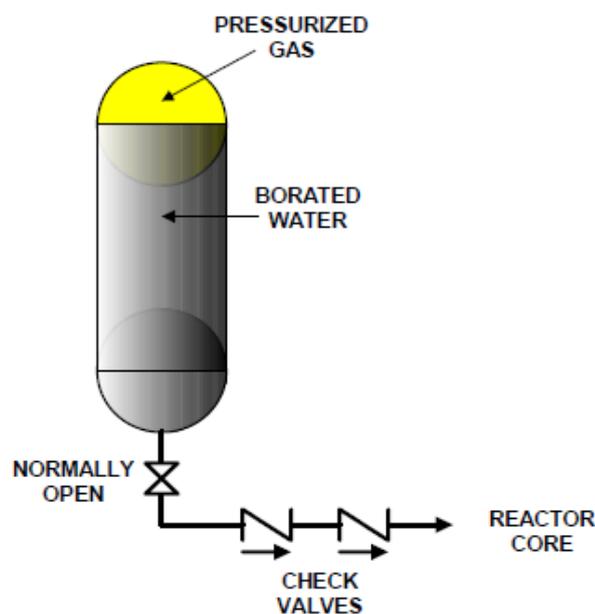


Figura 2-1: Schema di un generico accumulatore (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 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.

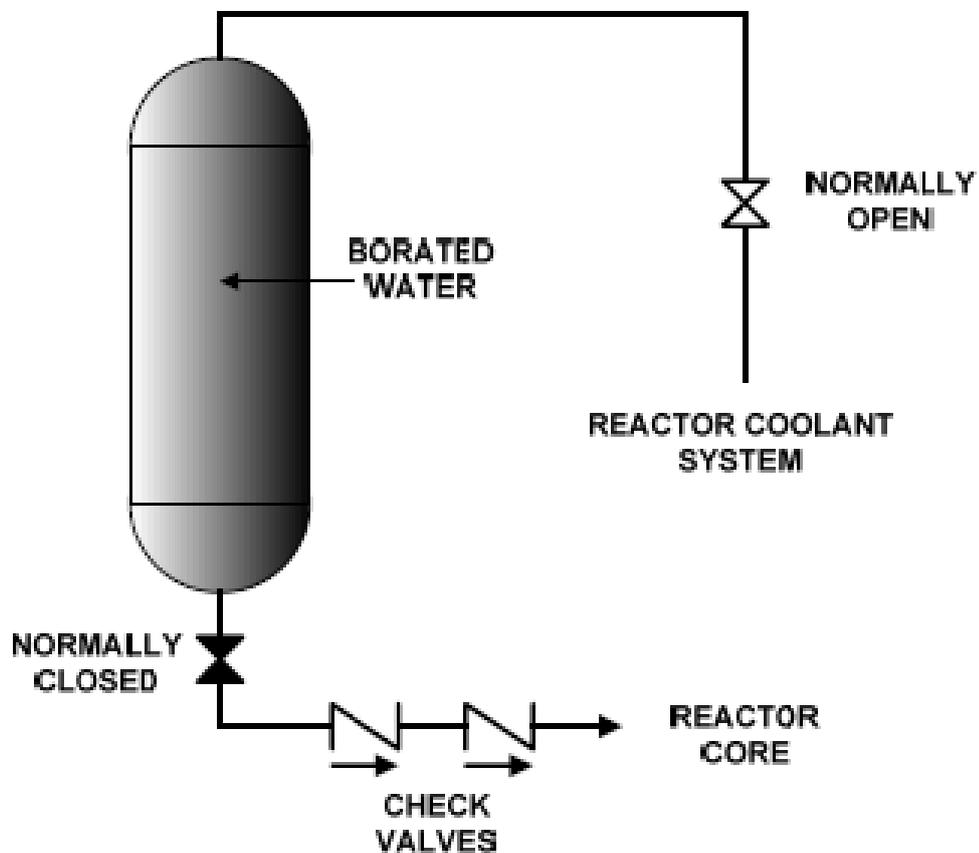


Figura 2-5: Schema di una generica CMT (IAEA TECDOC-1624, 2009).

### 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.

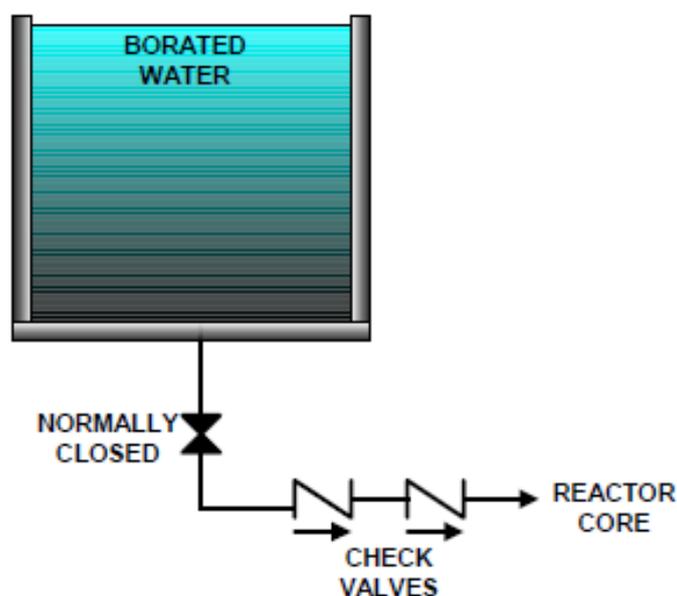


Figura 2-6: Schema di un generico serbatoio che inietta per gravità (IAEA TECDOC-1624, 2009).

### 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.

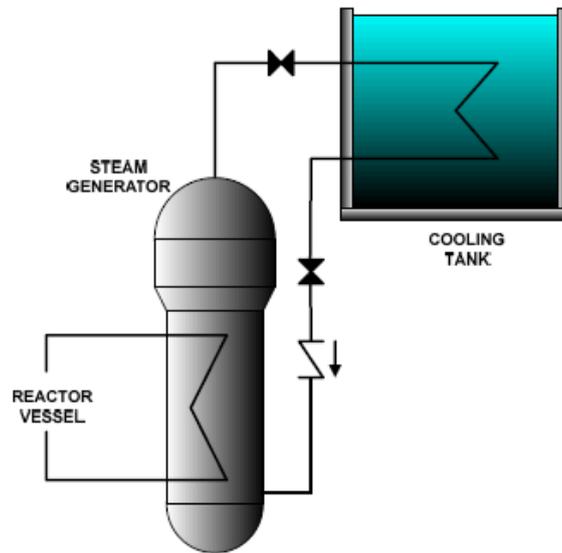


Figura 2-7: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad acqua) (IAEA TECDOC-1624, 2009).

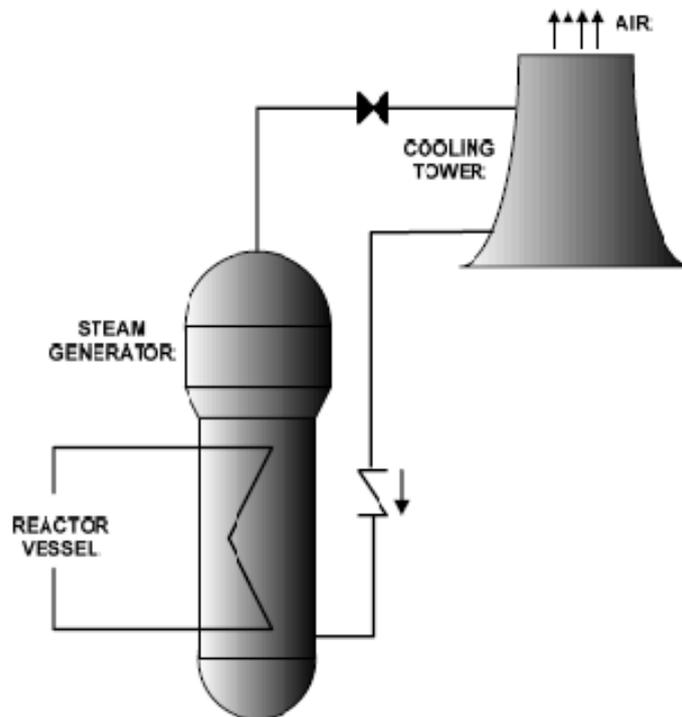


Figura 2-8: Schema di un generico sistema che provvede al raffreddamento del GV in regime di circolazione naturale monofase (ad aria) (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 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.

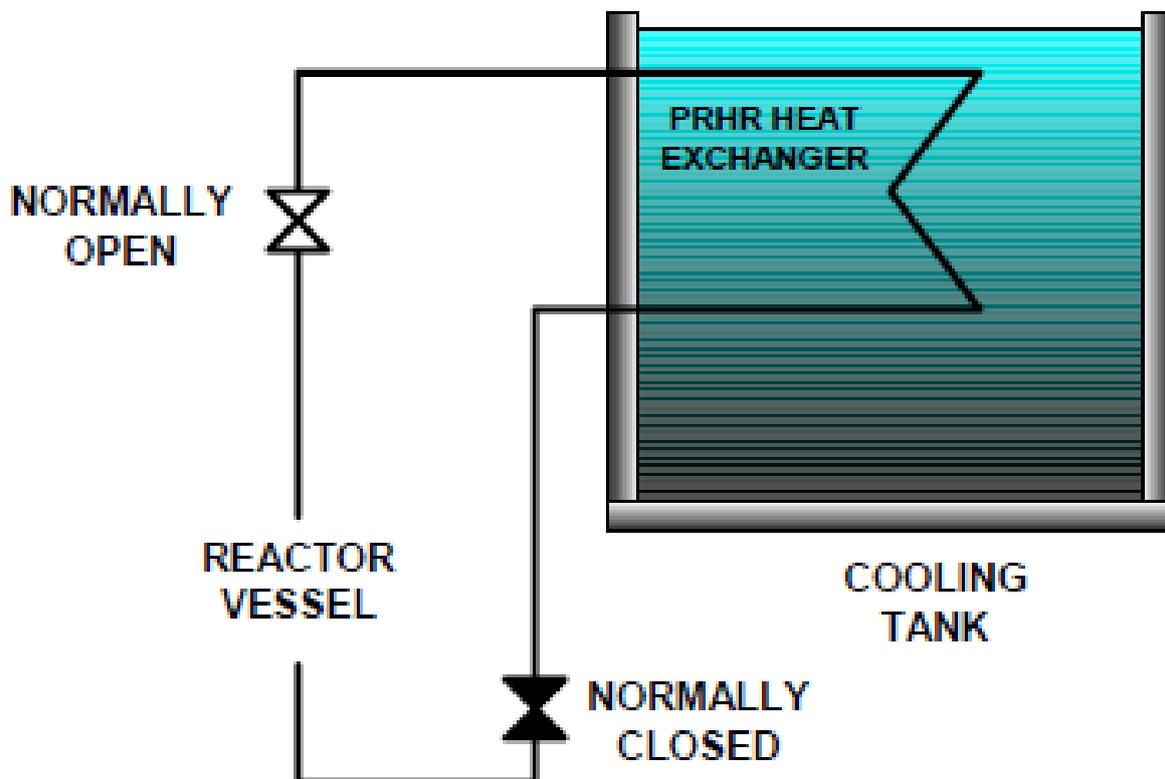


Figura 2-6: Schema di un generico sistema PRHR (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 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.

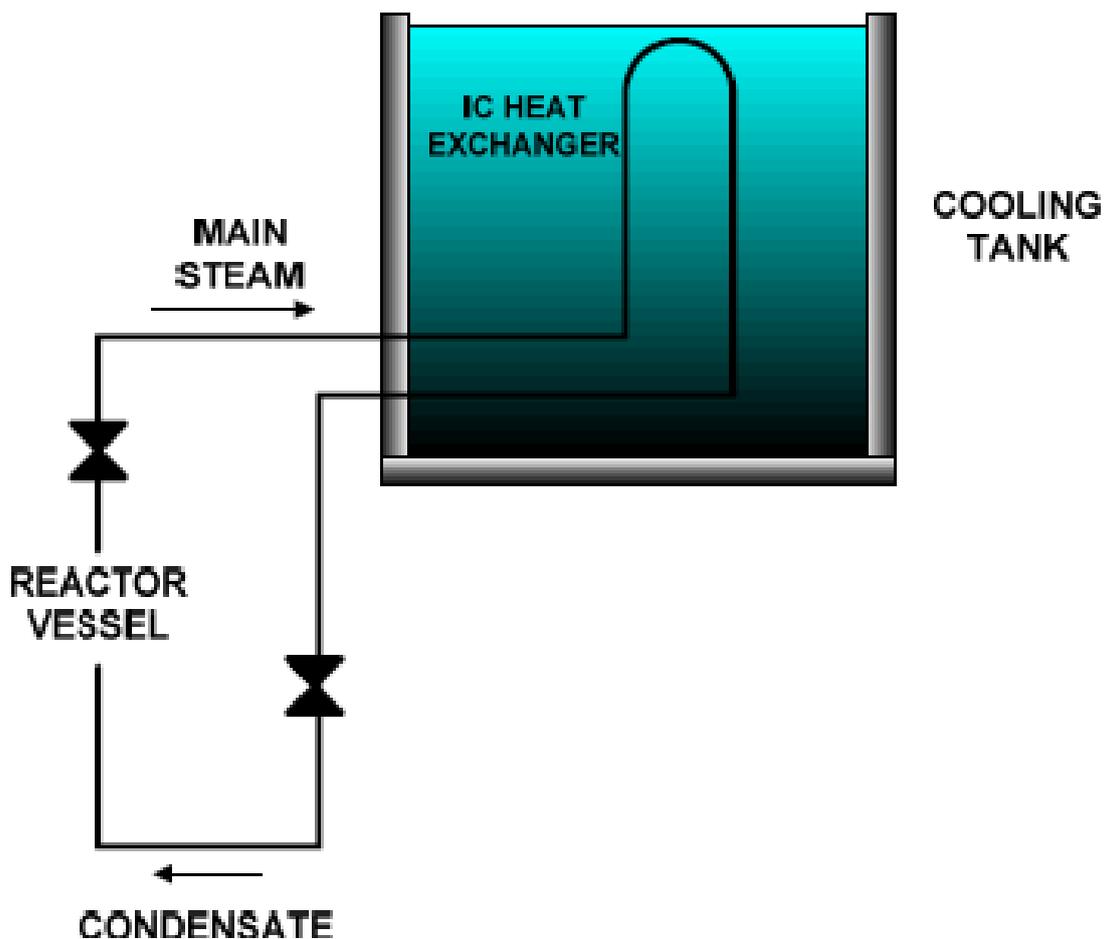


Figura 2-7: Schema di un generico sistema di refrigerazione mediante IC (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## 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.

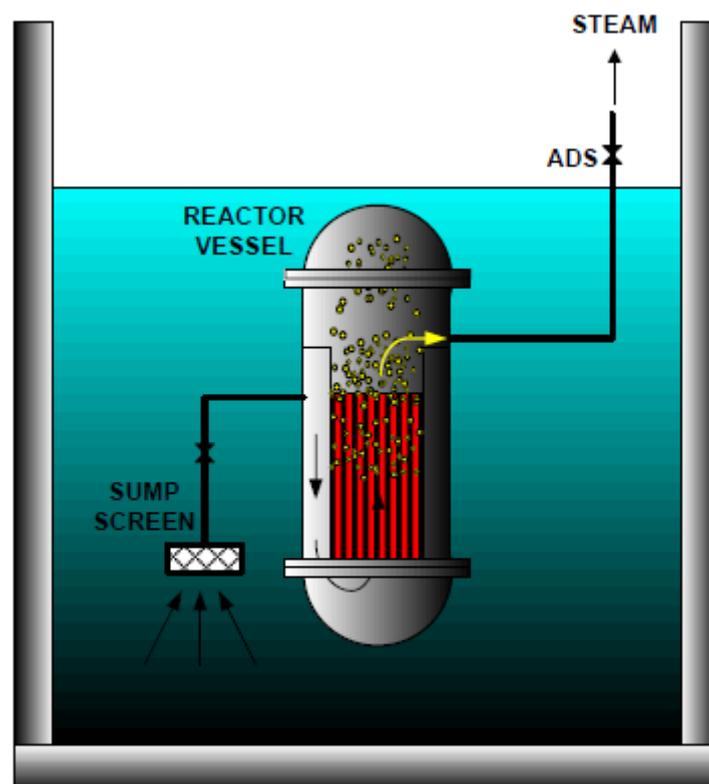


Figura 2-8: Schema generico della “*natural circulation sump*” (IAEA TECDOC-1624, 2009).

## **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

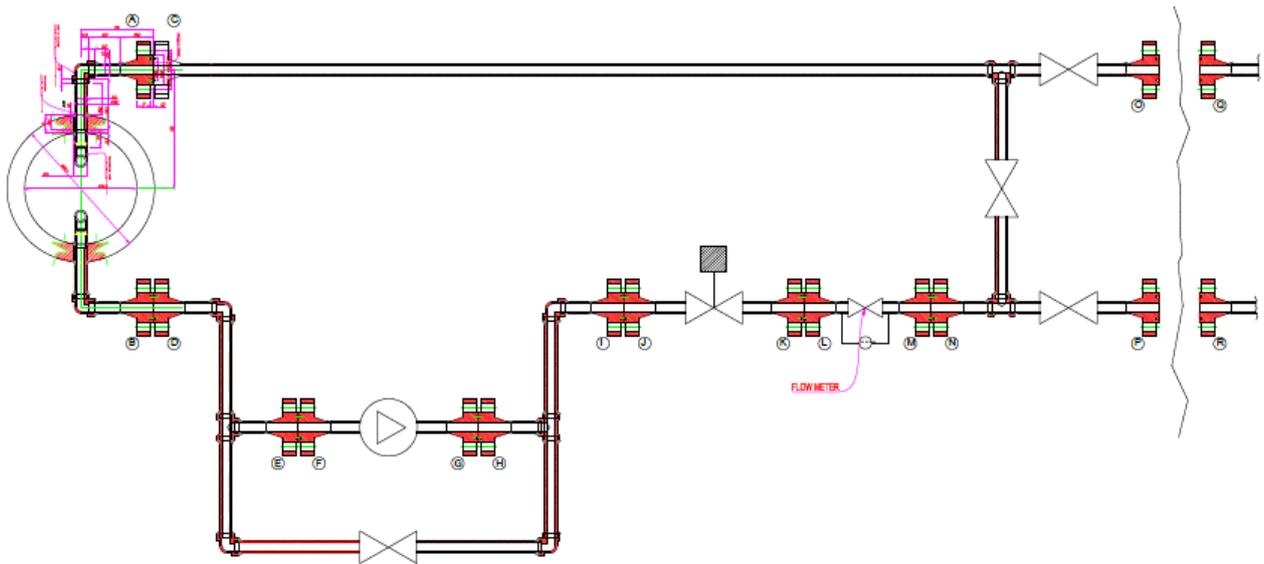


Figura 3-1: Layout dell'impianto sperimentale per prove di qualificazione di componenti di piccolo diametro.

## **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.