



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

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



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 (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

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

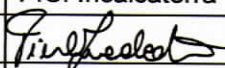
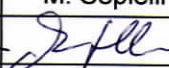
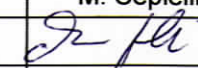
Sommario

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 ρ_c , e colonna fredda la zona del circuito attraversata dal fluido più freddo, che presenta una densità pari a ρ_f , la “prevalenza motrice” disponibile sarà espressa dalla relazione:

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

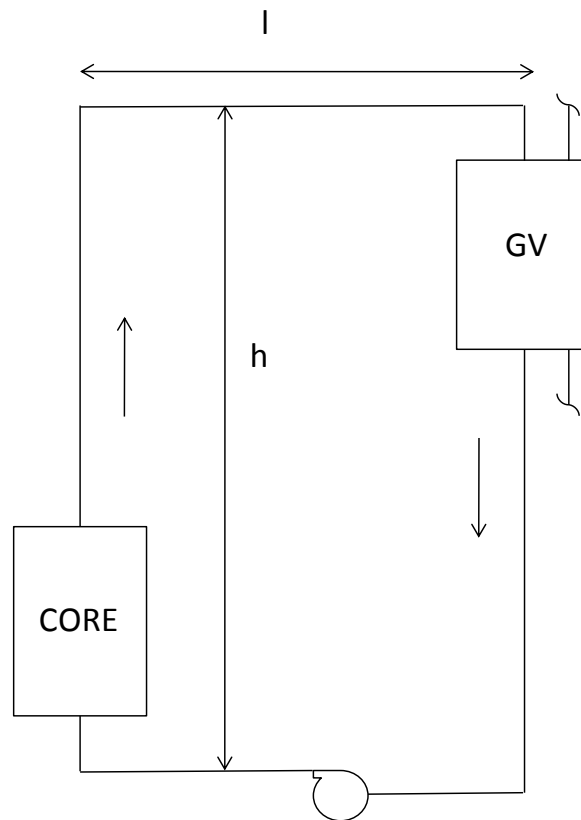


Figura 1-1: Semplice schema di circuito in circolazione naturale (Cumo, 2008).

Dette ΔP_c e ΔP_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 sé 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.

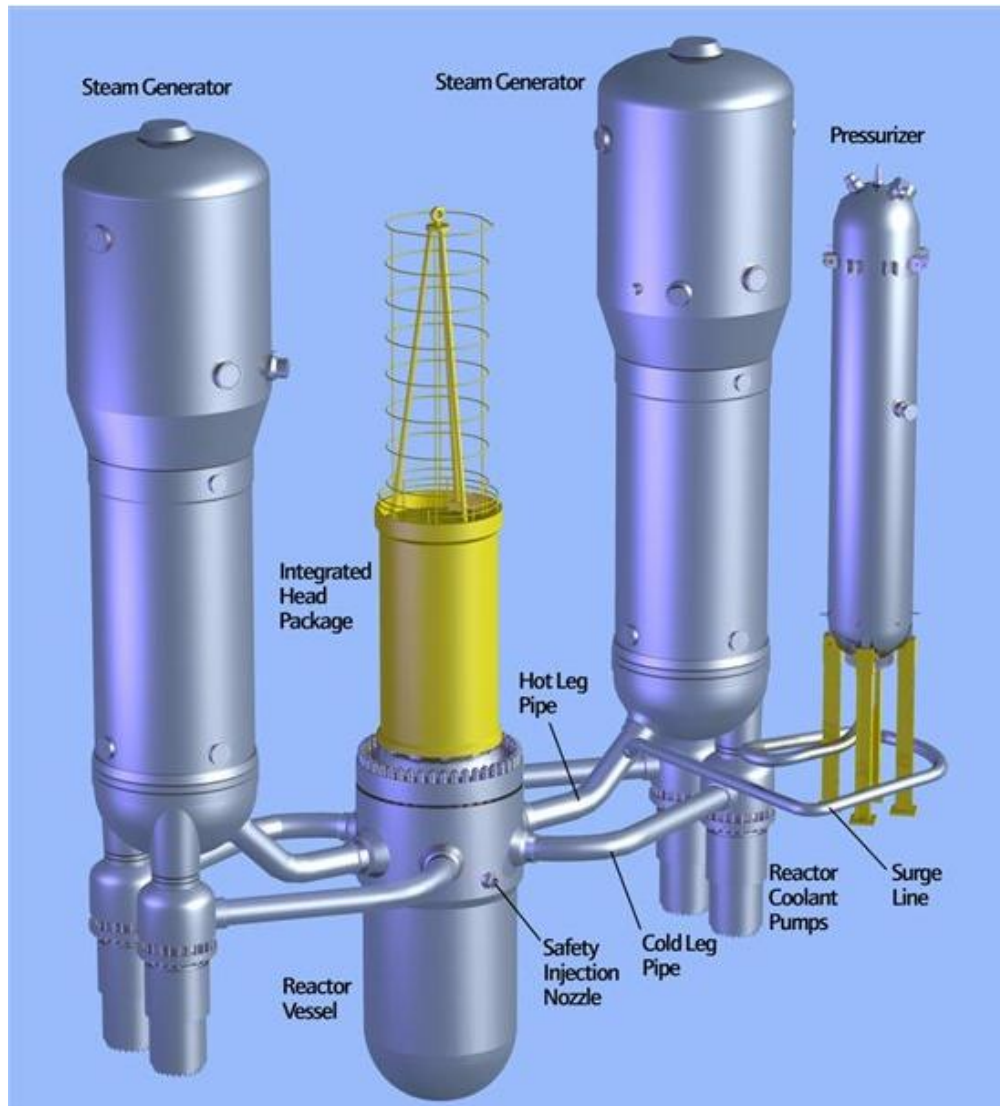


Figura 2-1: Schema di un impianto AP1000 (Orlandi, 2009).

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 ³ /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.

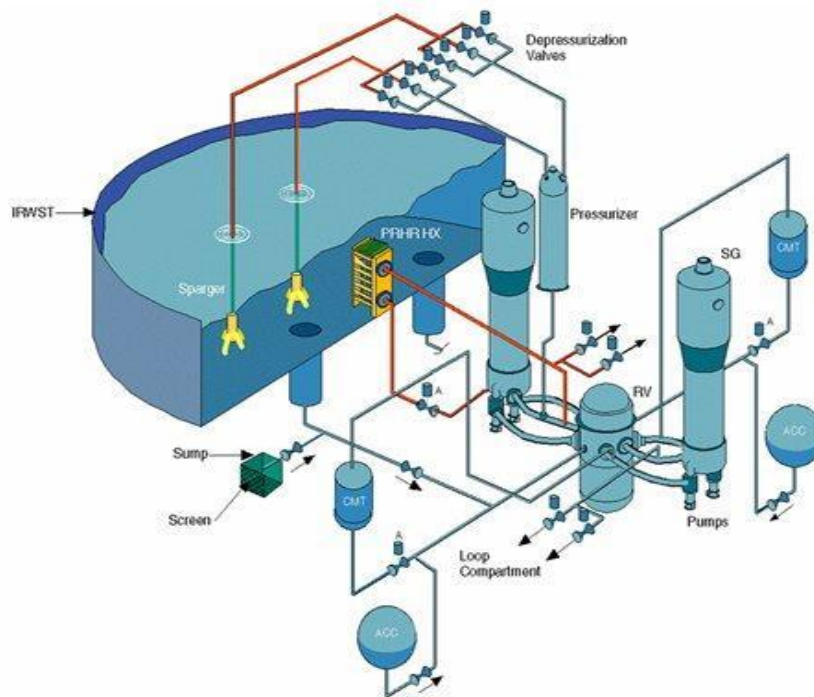


Figura 2-2: Schema dei sistemi di sicurezza passivi installati nell'impianto AP1000 (Reyes, 2005)

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.

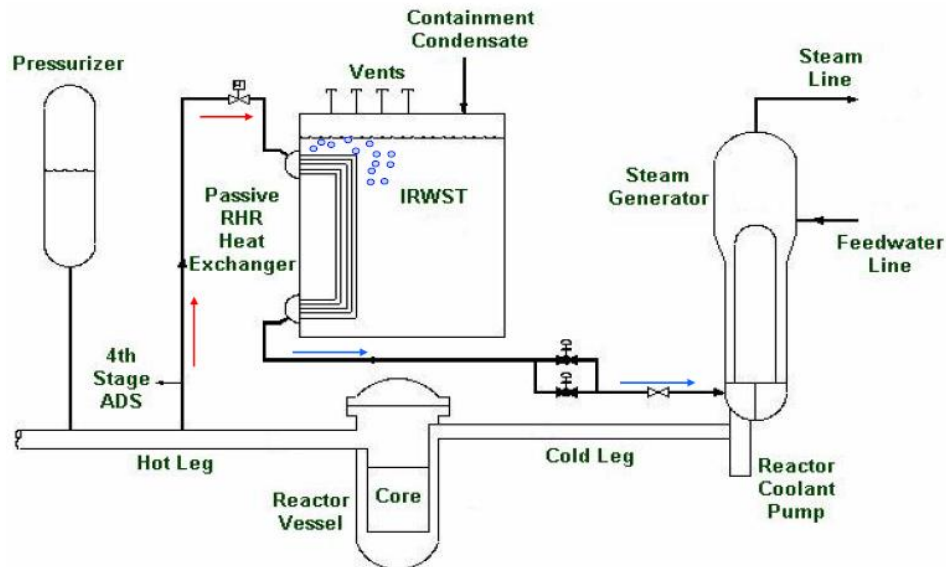


Figura 2-3: Schema di funzionamento del sistema PRHR/IRWST nell’impianto AP600/1000 (Reyes, 2005).

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".

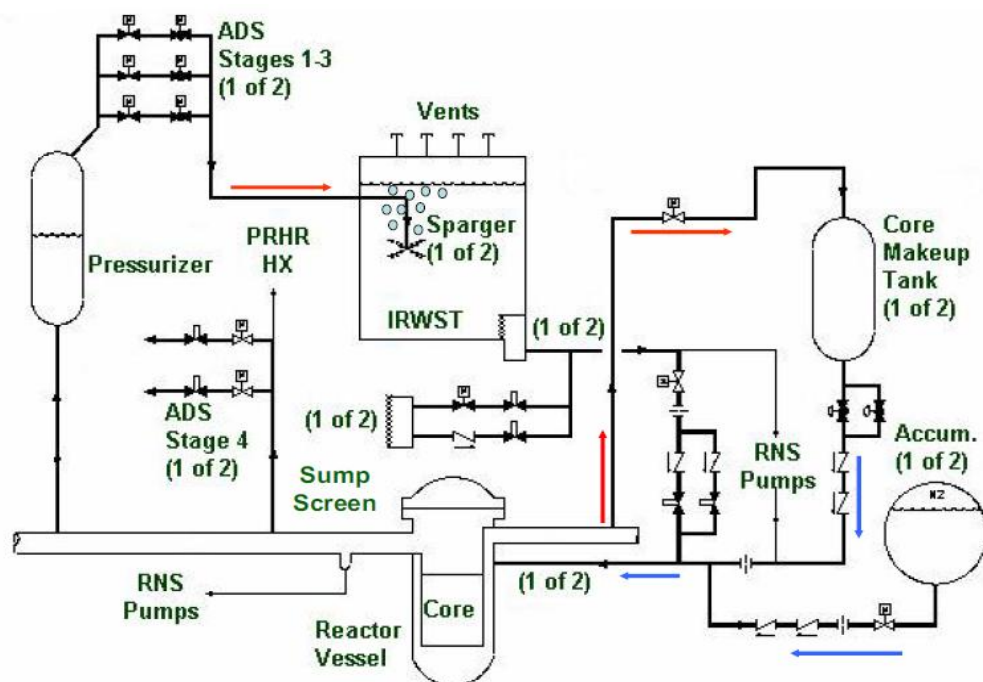


Figura 2-4: Schema delle iniezioni dei sistemi passivi e della "Sump Recirculation" nell'impianto AP600/1000 (Reyes, 2005).

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.

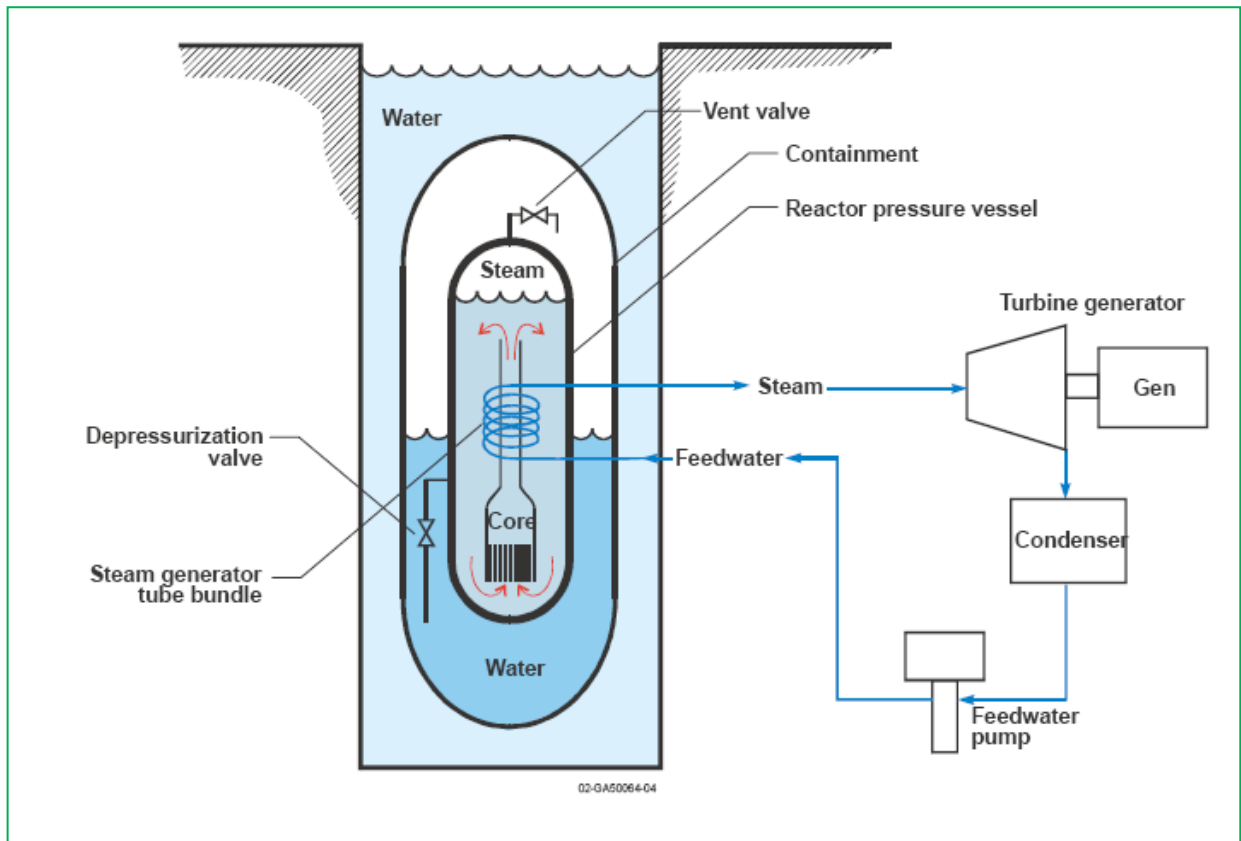


Figura 3-1: Schema concettuale del reattore avanzato MASLWR (Modro, 2003).

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.

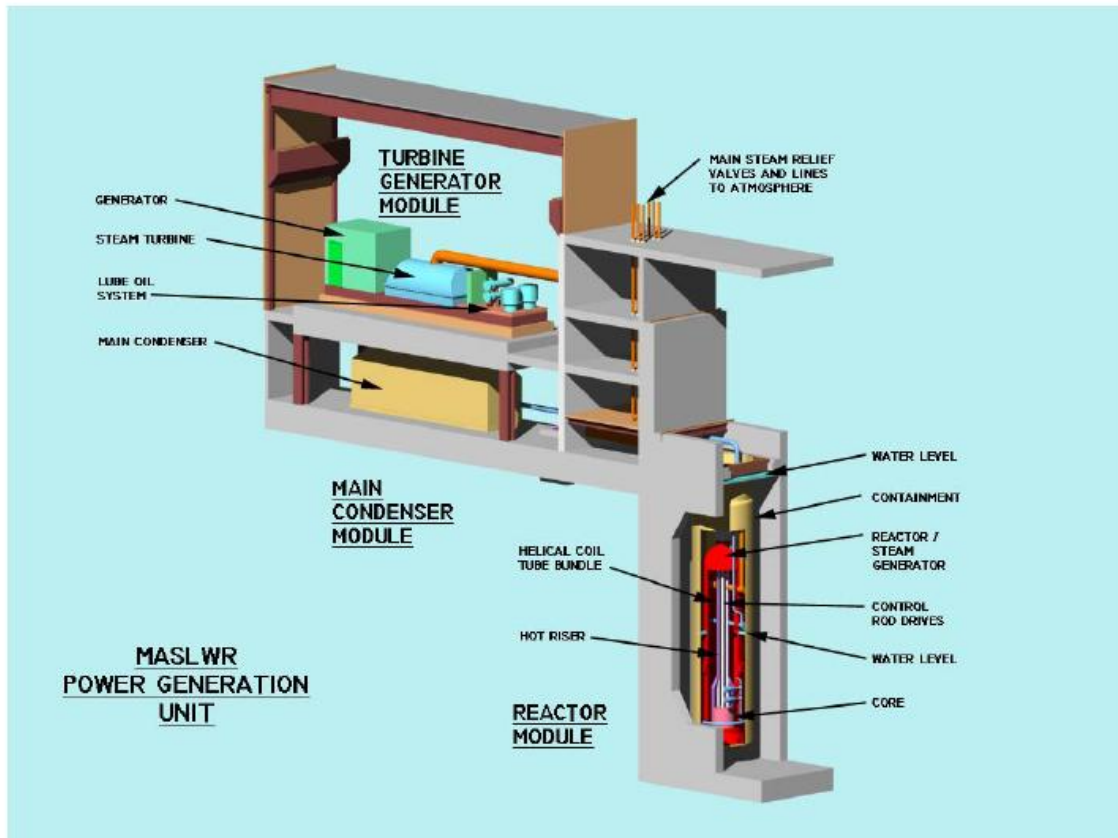


Figura 3-2: Modulo costruttivo del reattore MASLWR (Modro, 2003).

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.

1 UNIT	
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 ₂ , 8% enriched
Refueling intervals	5 years
Life-cycle	60 years
30 UNITS	
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.

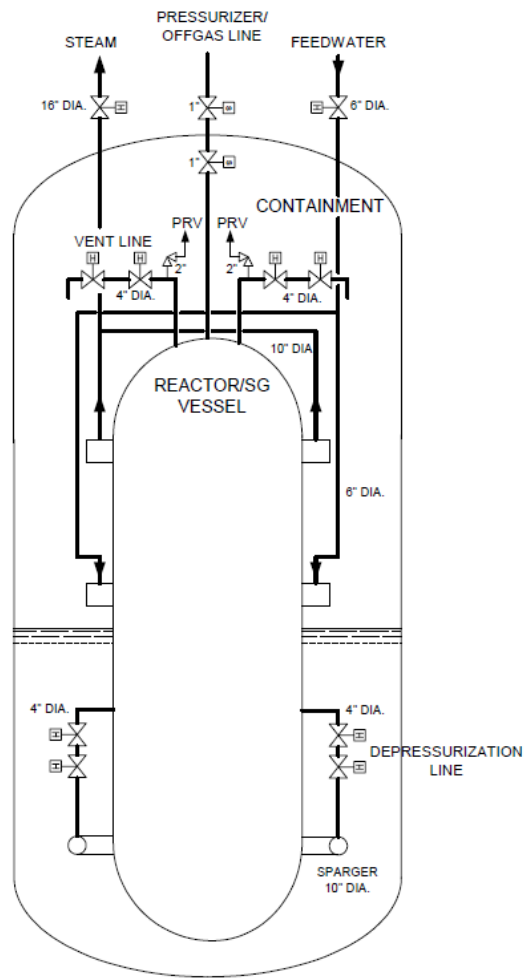


Figura 3-3: Diagramma delle tubazioni del reattore MASLWR (Modro, 2003).

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.

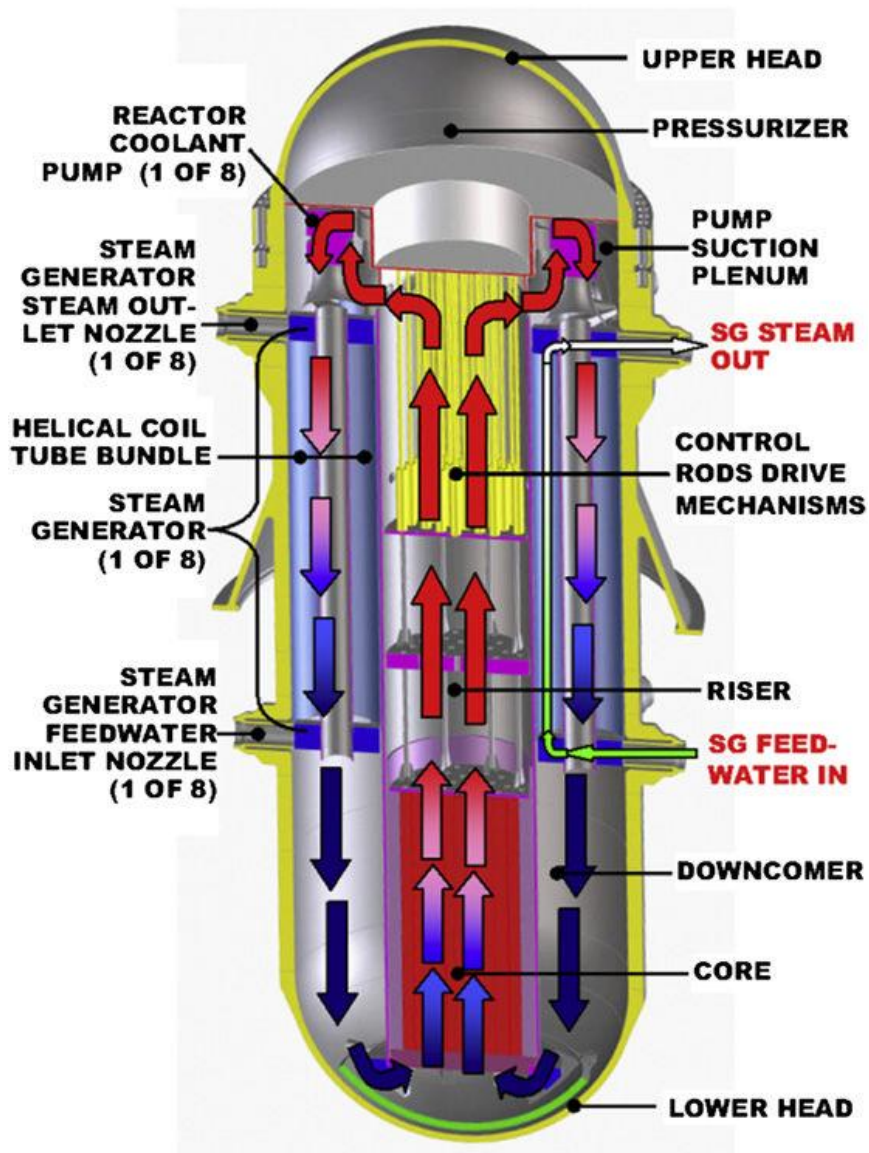


Figura 4-1: Schema del reattore IRIS.

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 UO₂ 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 m³, di cui circa 50 m³ 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”).

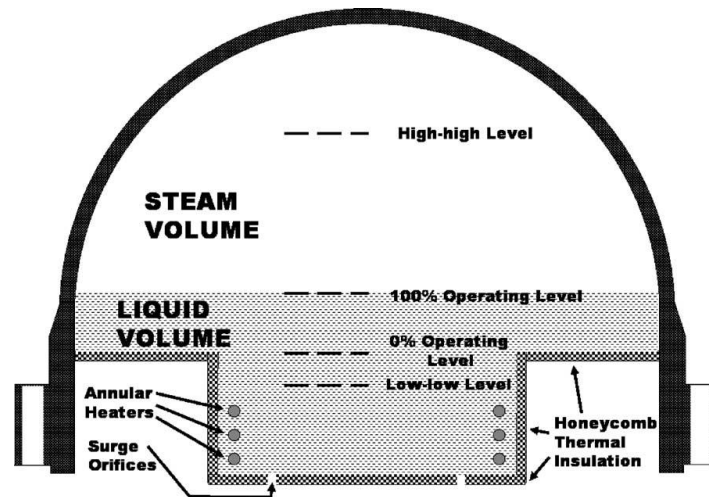


Figura 4-2: Schema del PRZ di IRIS.

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.

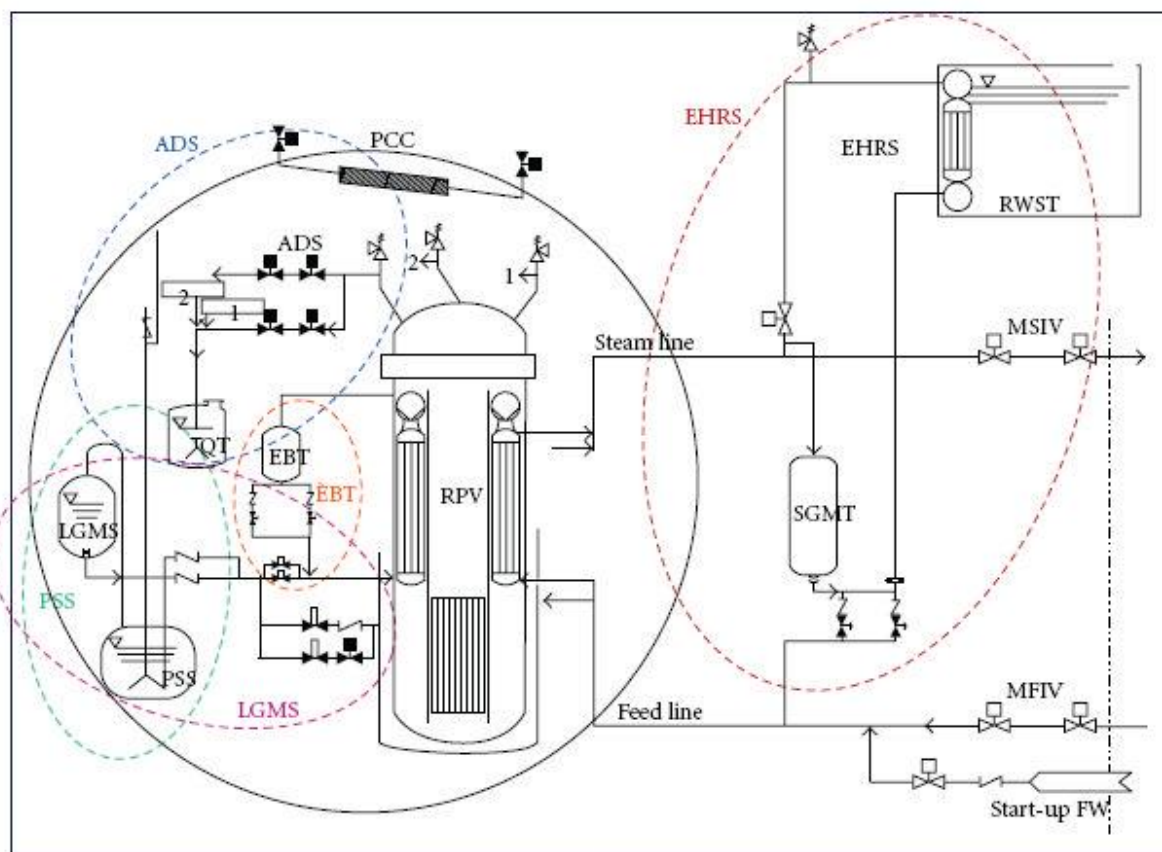


Figura 4-3: Schema del contenimento e dei sistemi di sicurezza tipici del reattore IRIS.

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 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.

Di seguito, in figura 4-4, è mostrata una tipica sequenza incidentale dovuta ad un evento di SBLOCA per il reattore IRIS. I principale 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.

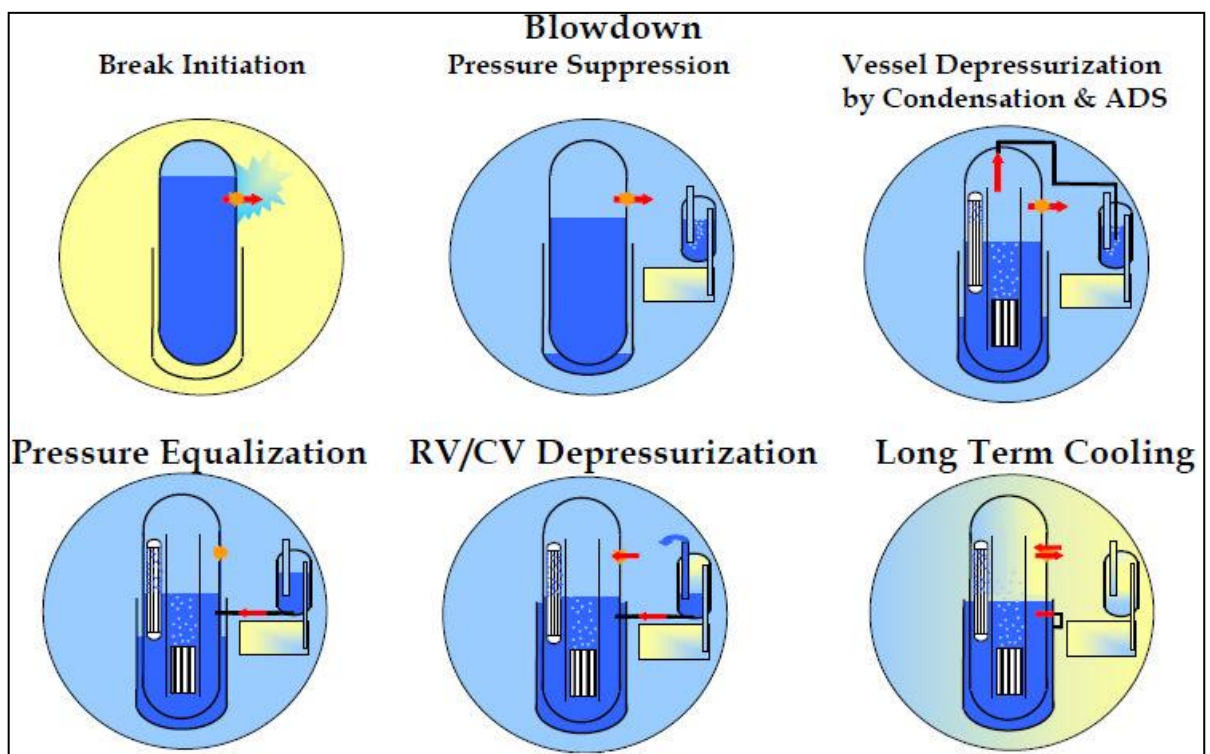


Figura 4-4: Schema della sequenza incidentale dovuta a un SBLOCA per il reattore IRIS.

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.

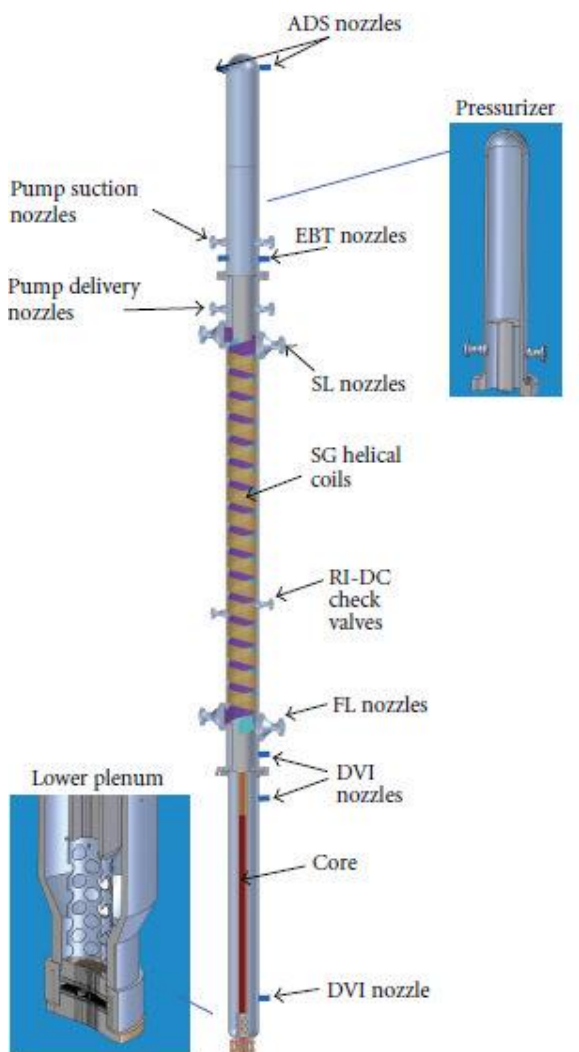


Figura 4-5: Schema del sistema primario del reattore IRIS simulato in SPES-3.

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.