

UNIVERSITA' DI PISA
Facoltà di Ingegneria

Corso di Laurea in Ingegneria Nucleare



TESI DI LAUREA

**Analisi di un evento di PTS originato da un incidente di tipo
MSLB in un impianto nucleare WWER-1000/320 condotta
mediante i codici accoppiati Relap5, Trio_U e Ansys**

Relatori:

Prof. Ing. Francesco D'Auria

Prof. Ing. Marco Beghini

Dott. Ing. Davide Mazzini

Candidato:

Stefano Vettori

Dicembre 2003

Titolo della tesi: “*Analisi di meccanica della frattura del vessel di un impianto nucleare WWER-1000/320 condotta mediante i codici accoppiati Relap5, Trio_U e Ansys, in caso di un evento di PTS originato da un incidente di tipo MSLB*”

Riassunto: Il presente lavoro documenta lo studio degli effetti di un PTS (*Pressurized Thermal Shock*) originato da un MSLB (*Main Steam Line Break*) sul recipiente in pressione di un reattore di tipo WWER-1000/320. E' stata condotta una analisi accoppiata fra un codice termoidraulico di sistema (Relap5) e un codice agli elementi finiti (Ansys 5.7) al fine di determinare i margini di sicurezza in relazione all'infragilimento del materiale del *vessel*. I risultati del calcolo termoidraulico ottenuti da Relap hanno permesso di determinare i carichi termici e meccanici da introdurre nel codice strutturale. Le sollecitazioni determinate con Ansys sono state quindi utilizzate per una analisi di meccanica della frattura condotta su una ipotetica cricca monodimensionale superficiale, assiale e circonferenziale, avente 3 differenti valori di profondità: 7 mm (cricca piccola), 73 mm (1/4 dello spessore del *vessel*), 196 mm (>1/2 dello spessore del *vessel*); nei calcoli, sia termoidraulici che meccanici, è stata presa in considerazione la presenza del *cladding*.

In accordo alle raccomandazioni della IAEA e' stato analizzato il comportamento di una cricca bidimensionale semiellittica superficiale (assiale) su *vessel* senza *cladding*, avente 3 differenti valori di profondità all'apice: 7 mm, 16 mm e 73 mm e rapporto di aspetto 0.5, 0.3 e 0.5 rispettivamente. Infine è stata condotta una analisi fluidodinamica tramite codice CFD Trio_U, al quale sono stati forniti come dati di ingresso i risultati termoidraulici ottenuti con il codice Relap, per determinare gli effetti dell'eventuale miscelamento del fluido primario nel *downcomer* sui risultati di meccanica della frattura.

Thesis title: “*WWER 1000/320 Reactor Pressure Vessel fracture mechanics analysis in case of PTS originated by a MSLB accident, conducted by coupling Relap5, Trio_U and Ansys codes*”

Abstract: The present report documents the activity performed to investigate the consequences of a Pressurized Thermal Shock for the Reactor Pressure Vessel of a WWER-1000/320, originated by a Main Steam Line Break accident. The investigation, aimed at the establishing of the embrittlement safety margin for the vessel material, has been conducted estimating the stresses in the pressure structure by the use of Relap5/mod3.3 and Ansys 5.7 coupled codes. The thermal-hydraulic results obtained from the transient analysis conducted by the system code plant nodalisation have been used to determine the mechanical and thermal loads to be employed for the stress computation by the structural finite element model. For conservative reasons, the Fracture Mechanics analysis has been conducted assuming passing through circumferential and axial cracks, adopting three different depth values: 7 mm (shallow crack), 73 mm (1/4 of the thickness) and 196 mm (> 1/2 of the thickness) and a bidimensional semi elliptical surface crack with three different crack tip depth values: 7 mm, 16 mm and 73 mm with aspect ratio of 0.5, 0.3 and 0.5 respectively. The presence of the internal cladding, except for the bidimensional crack, has been taken into account for both thermal-hydraulic and structural calculations; stainless steel and carbon steel physical and mechanical properties have been specified. A fluid-dynamics analysis with CFD Trio_U code has been finally conducted to study the effect of the downcomer fluid mixing on the Fracture Mechanics results.

SOMMARIO

Nel presente lavoro sono state analizzate le conseguenze di un evento di PTS (*Pressurized Thermal Shock*) originatosi a seguito di un MSLB (*Main Steam Line Break*) sulla propagazione instabile di una cricca localizzata sulla parete del *vessel* di un WWER-1000/320. Il PTS non è altro che un transitorio termoidraulico in cui un forte sovra-raffreddamento del circuito primario determina uno shock termico nel materiale costituente il *vessel* mentre la pressione si mantiene su valori elevati.

Lo scopo che ci si propone è quello di verificare se sussistono adeguati margini di sicurezza relativamente all'infragilimento neutronico del materiale. Durante la vita operativa dell'impianto, infatti, l'irraggiamento ad opera dei neutroni veloci provoca una variazione importante delle caratteristiche meccaniche dell'acciaio, riassumibili in:

- incremento dei limiti di rottura e di snervamento
- incremento della durezza
- riduzione della duttilità
- riduzione della tenacità a frattura.

Questo ultimo effetto in particolare è stato studiato intensivamente tramite provini Charpy inseriti all'interno del *vessel*, periodicamente rimossi e soggetti alla prova di resilienza. L'analisi dei dati ha mostrato che l'effetto principale dell'irraggiamento neutronico consiste in un aumento della temperatura di transizione NDT e in una conseguente diminuzione della tenacità a frattura. Il capitolo 1, oltre alla descrizione dei tre codici di calcolo utilizzati (Relap5/mod3.3 – Ansys 5.7 – Trio_U), riporta una sintesi dei fenomeni legati all'esposizione neutronica. Sempre nel capitolo 1 vengono descritti i metodi di calcolo utilizzati per l'analisi di PTS nell'ambito della meccanica della frattura lineare elastica (LEFM). In tale ambito il comportamento del materiale è di tipo fragile, ovvero la propagazione instabile di un difetto coinvolge una limitata zona di plasticizzazione all'apice della fessura. La previsione circa il comportamento di una fessura acuta passa attraverso la conoscenza di alcuni parametri del materiale quali la tenacità a frattura (K_{Ic}) e lo *Stress Intensification Factor* (KI), il cui confronto permette di stimare l'eventuale propagazione instabile della cricca.

L'analisi di PTS è stata condotta su di un generico impianto nucleare WWER-1000/320 da 3000 MWth e 4 *loops*, le cui caratteristiche principali vengono descritte nel capitolo 2. Tale impianto, pressurizzato ad acqua leggera, deriva dall'esperienza maturata dagli ingegneri russi nell'esercizio degli impianti di propulsione operativi nei sottomarini nucleari. Le notevoli affinità presenti fra i WWER e i reattori ad acqua in pressione occidentali (PWR) rende possibile lo studio dell'impianto russo con gli stessi strumenti sviluppati in occidente per lo studio dei PWR, compresi naturalmente i codici di calcolo termoidraulici. La maggior differenza fra i WWER e i PWR occidentali consiste sia nella diversa localizzazione degli ingressi delle *Hot e Cold Legs* (nei WWER le 8 tubazioni hanno diversa elevazione: le 4 *Hot Leg* sono poste più in alto rispetto alle 4 *Cold Leg*) sia nei generatori di vapore a tubi orizzontali. I sistemi di sicurezza dell'impianto sono in linea con gli standard occidentali (sistemi di iniezione ad alta pressione, accumulatori, sistemi di iniezione a bassa pressione, contenimento a soppressione di pressione).

Il lavoro ha lo scopo ulteriore di dimostrare la fattibilità di calcoli accoppiati (termoidraulici – strutturali) nell'analisi di meccanica della frattura. La stima delle sollecitazioni termo-meccaniche nella struttura in pressione è stata infatti condotta accoppiando il codice termoidraulico di sistema Relap 5/mod3.3 con il codice strutturale agli elementi finiti Ansys 5.7. I risultati termoidraulici dedotti dall'analisi Relap del transitorio sono stati utilizzati sia come dati di ingresso per il calcolo

strutturale agli elementi finiti sia come dati di ingresso per un calcolo di miscelamento del fluido realizzato con il codice CFD Trio_U.

Il sistema nucleare nel suo complesso è stato opportunamente discretizzato tramite il codice termoidraulico di sistema. A tal proposito, come analisi preliminare, è stato sviluppato un modello Relap semplificato della parete al fine di stabilire i requisiti minimi cui devono soddisfare le celle della nodalizzazione del RPV per assicurare risultati adeguati per l'analisi di PTS. A scopo di confronto e nell'ottica di una attività di qualifica si è analizzato anche il comportamento di un modello Trio_U semplificato della parete. Lo studio ha consentito di apprendere dati utili sul comportamento termico della parete conduttiva in seguito all'interposizione del *cladding* in acciaio inossidabile.(capitolo 4).

Nel calcolo termoidraulico e in quello strutturale è stata presa in considerazione la presenza del *cladding* in acciaio inossidabile e ove possibile i risultati ottenuti per *vessel* con e senza *cladding* sono stati confrontati fra loro.

L'analisi di meccanica della frattura è stata condotta considerando sia una cricca monodimensionale passante superficiale (assiale e circonferenziale) sia una cricca bidimensionale semiellittica superficiale (assiale).

Per la cricca monodimensionale sono stati considerati tre differenti profondità dell'apice: 7 mm (cricca superficiale), 73 mm (1/4 dello spessore del vessel), 196 mm ($> \frac{1}{2}$ dello spessore del vessel). Per la cricca bidimensionale sono stati considerati diversi valori del semiasse minore (apice): $a = 7$ mm con $a/c = 0.5$; $a = 16$ mm con $a/c = 0.3$; $a = 73$ mm con $a/c = 0.5$ dove a/c è il rapporto di aspetto (rapporto fra il semiasse minore "a" e il semiasse maggiore "c" dell'ellissi). L'analisi della cricca bidimensionale è stata condotta considerando il *vessel* senza *cladding* (capitolo 5).

La curva di tenacità a frattura (K_{Ic}) è stata scelta sulla base di quanto consigliato dalla IAEA relativamente all'analisi di PTS dei WWER-1000. Nel 1990 l'IAEA (*International Atomic Energy Agency*) ha iniziato infatti un programma di assistenza ai paesi dell'Europa dell'Est per la valutazione della sicurezza di alcuni tipi di centrali nucleari (WWER 440/230, WWER 440/213, WWER 1000 e RBMK). A tale scopo ha pubblicato nell'Aprile del 1997 le "*Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Plants*", documentazione che può essere presa come punto di riferimento per l'analisi di PTS. Le "*Guidelines*" stabiliscono una serie di raccomandazioni, derivanti da esperienze operazionali, stato dell'arte attuale e risultati di ricerche e studi condotti dai paesi membri, per condurre una analisi di integrità del RPV in caso di PTS (capitolo 3).

Per determinare gli effetti dell'eventuale miscelamento nel *downcomer* del fluido primario sui risultati di meccanica della frattura è stata condotta una analisi fluidodinamica tramite codice CFD (*Computational Fluid Dynamic*), capitolo 7. Il termine miscelamento (*coolant mixing*) in ambito ingegneristico definisce tutti quei fenomeni determinati da modifiche locali di un parametro scalare, per esempio la temperatura, la concentrazione di boro ecc; la cui variazione spaziale e temporale può avere notevole effetto sulle sollecitazioni meccaniche cui sono soggetti i componenti del reattore. Il fluido in ingresso dalla *Cold Leg* numero 1, raffreddato a seguito del MSLB, potrebbe miscelarsi nel *downcomer* col fluido relativamente più caldo proveniente dalle altre *Cold Legs*; si verrebbe così a determinare una temperatura media del fluido più elevata in prossimità di una ipotetica cricca, con conseguente raffreddamento meno intenso della parete e aumento della tenacità del materiale. L'analisi è stata condotta utilizzando il codice CFD Trio_U, con il quale sono stati realizzati due modelli riproducenti la parte inferiore del *vessel* e della zona fluida del reattore (*downcomer*), uno con *barrel* forato e l'altro senza. Il calcolo è stato condotto senza considerare lo scambio termico fra fluido e *vessel*, imponendo condizioni di parete adiabatica alla zona conduttiva.

LISTA DEI SIMBOLI PRINCIPALI

| | |
|-------------|--|
| a | semiasse minore del difetto ellittico |
| α | diffusività termica |
| c | semiasse maggiore del difetto ellittico |
| c_p | calore specifico a pressione costante |
| c_v | calore specifico a volume costante |
| E | energia |
| h | coefficiente di scambio termico |
| H(x,a) | weight function |
| n_k | fattore correttivo sul KI utilizzato nelle “IAEA Guidelines” |
| n_a | fattore correttivo su “a” utilizzato nelle “IAEA Guidelines” |
| KI | fattore di intensificazione degli sforzi (<i>Stress Intensification Factor</i>) |
| KIc | tenacità a frattura (o KI critico) |
| KIa | tenacità all’arresto |
| T | temperatura |
| T_k | temperatura critica di infragilimento a fine vita |
| ΔT | fattore correttivo sulla RNDT utilizzato nelle “IAEA Guidelines” |
| t | tempo |
| τ | componente viscosa del tensore degli sforzi |
| u_i | componente i-sima della velocità |
| p | pressione |
| $\sigma(x)$ | tensione lungo l’apice della cricca |
| σ_0 | componente costante della tensione agente in corrispondenza della cricca bidimensionale |
| σ_1 | componente flessionale della tensione agente in corrispondenza della cricca bidimensionale |
| σ | tensore degli sforzi di Cauchy |

Φt fluenza neutronica (neutroni/cm²)

μ viscosità dinamica

k oppure λ conducibilità termica

ρ densità

ν viscosità cinematica

LISTA DELLE ABBREVIAZIONI

| | |
|--------|--|
| ACC | Accumulatori di acqua borata |
| ASME | American Society of Mechanical Engineers |
| ATWS | Anticipated Transient Without Scram |
| BRU-A | Valvola di scarico in atmosfera |
| BRU-K | Valvola di by-pass nel condensatore |
| CEA | Commissariat à l'Énergie Atomique |
| CFD | Computational Fluid Dynamic |
| DBA | Design Basic Accident |
| DIMNP | Dipartimento di Ingegneria Meccanica Nucleare e della Produzione |
| DNS | Direct Numerical Simulation |
| ECCS | Emergency Core Cooling System |
| EFW | Emergency Feed Water |
| FEM | Finite Element Method |
| GV | Generatore di Vapore |
| HPCI | High Pressure Cooling Injection |
| HPIS | High Pressure Injection System |
| IAEA | International Atomic Energy Agency |
| LBLOCA | Large Break LOCA |
| LEFM | Linear Elastic Fracture Mechanics |
| LES | Large Eddy Simulation |
| LOCA | Loss Of Coolant Accident |
| LPIS | Low Pressure Injection System |
| LWR | Light Water Reactor |
| MSIV | Main Steam Isolation Valve |

| | |
|--------|---|
| MSLB | Main Steam Line Break |
| NDT | Nil Ductility Temperature |
| NRC | Nuclear Regulatory Commission |
| PORV | Pilot Operated Relief Valve |
| PRZ | Pressurizzatore |
| PTS | Pressurized Thermal Shock |
| PWR | Pressurized Water Reactor |
| RANS | Raynolds Averaged Navier-Stokes |
| RHR | Residual Heat Removal |
| RPV | Reactor Pressure Vessel |
| RTNDT | Reference Temperature Nil Ductility Transition (o RNDT) |
| SBLOCA | Small Break LOCA |
| SIF | Stress Intensification Factor (KI) |
| SIS | Safety Iniection System |
| SIT | Safety Iniection Tank |
| SOR | Successive Over Relaxation |
| SG | Steam Generator |
| SRV | Steam Relief Valve |
| VDF | Volumes Differences Finis |
| VEF | Volumes Elementes Finis (Finite Element based Finite Volume) |
| WWER | Water cooled Water moderated Energy Reactor (o Vodo Vodjanyi Energetitseskij Reaktor |
| WF | Weight Function |

INDICE

| | |
|---|----|
| <u>ABSTRACT</u> | i |
| <u>SOMMARIO</u> | ii |
| <u>LISTA DEI SIMBOLI PRINCIPALI</u> | iv |
| <u>LISTA DELLE ABBREVIAZIONI</u> | vi |
| | |
| <u>1 INTRODUZIONE</u> | 1 |
| | |
| 1.1 GENERALITÀ | 1 |
| 1.2 ANALISI STRUTTURALE DEL VESSEL IN CONDIZIONI DI PTS | 2 |
| 1.3 DESCRIZIONE DEL CODICE TERMOIDRAULICO RELAP5/MOD3.3 | 9 |
| 1.4 DESCRIZIONE DEL CODICE DI CALCOLO CFD TRIO_U | 12 |
| 1.4.1 equazioni di bilancio | 12 |
| 1.4.2 generiche equazioni di conservazione di grandezze scalari | 14 |
| 1.4.3 termini di sorgente | 15 |
| 1.4.4 modelli numerici utilizzati da Trio_U | 15 |
| 1.4.5 modelli utilizzati per stimare la turbolenza | 17 |
| 1.5 CENNI SUL CODICE DI CALCOLO STRUTTURALE ANSYS 5.7 | 21 |
| | |
| <u>2 DESCRIZIONE DEL REATTORE WWER 1000</u> | 23 |
| | |
| 2.1 INTRODUZIONE | 23 |
| 2.2 VESSEL E CORE DEL REATTORE | 31 |
| 2.3 SISTEMI DI SICUREZZA | 39 |
| 2.4 SISTEMA PRIMARIO | 40 |
| 2.5 PRESSURIZZATORE E SISTEMA DI CONTROLLO DELLA PRESSIONE | 42 |
| 2.6 SISTEMA SECONDARIO – GENERATORE DI VAPORE | 44 |
| 2.7 LINEA VAPORE, TURBINA, CONDENSATORE, FEED-WATER | 47 |

3 METODOLOGIA DI ANALISI SECONDO LE IAEA GUIDELINES

| | |
|---|----|
| 3.1 INTRODUZIONE | 50 |
| 3.2 SEQUENZE INCIDENTALI DA CONSIDERARE NELL'ANALISI DI PTS | 50 |
| 3.3 DATI IMPORTANTI PER L'ANALISI DI PTS | 51 |
| 3.4 RACCOMANDAZIONI PER L'ANALISI STRUTTURALE E DI MECCANICA DELLA FRATTURA | 52 |

4 ANALISI TERMOIDRAULICA DI UN CASO SEMPLIFICATO DI PTS TRAMITE CODICI DI CALCOLO RELAP5 E TRIO_U

| | |
|---|----|
| 4.1 INTRODUZIONE E SCOPO DEL CALCOLO | 57 |
| 4.2 MODELLI NUMERICI | 59 |
| 4.2.1 nodalizzazione Relap5 | 59 |
| 4.2.2 nodalizzazione Trio_U | 61 |
| 4.3 RISULTATI OTTENUTI CON RELAP5 | 63 |
| 4.3.1 potenza termica totale | 63 |
| 4.3.2 potenza totale senza cladding con portata ridotta | 65 |
| 4.3.3 andamento del flusso termico | 66 |
| 4.3.4 andamento della temperatura di bulk del fluido | 68 |
| 4.3.5 andamento del coefficiente di scambio | 69 |
| 4.3.6 andamento della temperatura di parete | 69 |
| 4.4 RISULTATI OTTENUTI CON TRIO_U | 71 |
| 4.4.1 potenza termica totale | 71 |
| 4.4.2 andamento della temperatura di parete | 74 |
| 4.4.3 potenza totale senza cladding con portata ridotta | 74 |
| 4.5 OSSERVAZIONI CONCLUSIVE | 75 |

5 ANALISI TERMOIDRAULICA (RELAP5/MOD3.3) E STRUTTURALE (ANSYS 5.7) DEL VESSEL DI UN WWER 1000 DOTATO DI CLADDING DURANTE UN MSLB

| | |
|--|----|
| 5.1 IPOTESI PRINCIPALI | 77 |
| 5.2 NODALIZZAZIONE RELAP5 DELL'IMPIANTO E SCHEMATIZZAZIONE DEL RPV | 80 |

| | |
|---|------------|
| 5.2.1 descrizione del modello relap utilizzato e del transitorio termoidraulico | 80 |
| 5.2.2 descrizione della nodalizzazione dei componenti idraulici | 87 |
| 5.2.3 descrizione della nodalizzazione delle strutture termiche | 89 |
| 5.3 RISULTATI TERMOIDRAULICI OTTENUTI TRAMITE CODICE RELAP5 | 93 |
| 5.3.1 andamento della temperatura e della potenza termica del reattore | 93 |
| 5.3.2 andamento della pressione | 98 |
| 5.3.3 andamento del grado di vuoto | 104 |
| 5.3.4 andamento della portata | 106 |
| 5.3.5 andamento della temperatura nella parete conduttiva | 108 |
| 5.3.6 confronto fra i parametri termoidraulici ottenuti nel caso di presenza e assenza di <i>cladding</i> | 113 |
| 5.4 CARATTERISTICHE DELLA MESH UTILIZZATA NEL CODICE DI CALCOLO ANSYS 5.7 | 115 |
| 5.5 ACCOPPIAMENTO FRA RISULTATI TERMOIDRAULICI E ANALISI STRUTTURALE | 119 |
| 5.5.1 andamento della temperatura nel vessel | 121 |
| 5.6 RISULTATI DEI CALCOLI STRUTTURALI | 125 |
| 5.6.1 introduzione | 125 |
| 5.6.2 tensioni totali circonferenziali e assiali | 130 |
| 5.6.3 tensioni termiche circonferenziali e assiali | 135 |
| 5.6.4 tensioni meccaniche circonferenziali e assiali | 140 |
| 5.6.5 confronto fra le tensioni ottenute in caso di presenza e assenza di <i>cladding</i> | 143 |
| 5.6.6 definizione dei dati di ingresso per l'analisi di meccanica della frattura tramite programma fortran | 148 |
| 5.7 RISULTATI DI MECCANICA DELLA FRATTURA | 149 |
| 5.7.1 ipotesi per l'analisi | 149 |
| 5.7.2 utilizzo della weight function per la valutazione del fattore di intensificazione degli sforzi | 150 |
| 5.7.3 risultati di meccanica della frattura | 151 |
| 5.7.4 confronto fra i risultati di meccanica della frattura ottenuti in caso di presenza e assenza di <i>cladding</i> | 157 |
| 5.7.5 andamento del SIF in funzione della temperatura | 160 |
| <u>6 STUDIO DI UNA CRICCA BIDIMENSIONALE SEMIELLITTICA</u> | 162 |
| 6.1 INTRODUZIONE | 162 |
| 6.2 METODO DI CALCOLO | 162 |
| 6.3 RISULTATI | 166 |
| 6.3.1 cricca bidimensionale da 7 mm | 166 |

| | |
|---|-----|
| 6.3.2 cricca bidimensionale da 16 mm | 171 |
| 6.3.3 cricca bidimensionale da 73 mm | 174 |
| <u>7 STUDIO DEL MISCELAMENTO DEL FLUIDO PRIMARIO NEL DOWNCOMER DEL REATTORE TRAMITE CODICE CFD TRIO_U</u> | 177 |
| 7.1 INTRODUZIONE | 177 |
| 7.2 NODALIZZAZIONE DEL VESSEL | 178 |
| 7.2.1 nodalizzazione del downcomer senza barrel | 178 |
| 7.2.2 nodalizzazione del downcomer con barrel | 180 |
| 7.3 ANALISI DEI RISULTATI PER IL DOWNCOMER SENZA BARREL | 183 |
| 7.3.1 andamento del profilo di temperatura | 183 |
| 7.3.2 andamento del profilo di temperatura in prossimità della cricca ipotizzata | 186 |
| 7.4 ANALISI DEI RISULTATI PER IL DOWNCOMER CON BARREL | 189 |
| 7.4.1 andamento del profilo di temperatura | 189 |
| 7.4.2 andamento del profilo di temperatura in una sezione assiale del dowcomer | 192 |
| <u>8 CONCLUSIONI</u> | 195 |
| <u>BIBLIOGRAFIA</u> | 199 |
| <u>APPENDICE A</u> | |
| ALTRI RISULTATI TERMOIDRAULICI OTTENUTI CON IL CODICE RELAP5/MOD3.3 | 201 |
| <u>APPENDICE B</u> | |
| CODICE SORGENTE DEL PROGRAMMA FORTRAN TTEMP_CLAD | 213 |
| <u>APPENDICE C</u> | |
| CODICE SORGENTE DEL PROGRAMMA FORTRAN FM_CLAD | 239 |
| <u>APPENDICE D</u> | |
| WEIGHT FUNCTION PER LA CRICCA MONODIMENSIONALE | 246 |
| <u>APPENDICE E</u> | |
| FILE DI INPUT PER IL CODICE RELAP 5/MOD3.3 - VESSEL CON CLADDING | 249 |

APPENDICE F

ESTRATTO DEL FILE DI INPUT PER IL CODICE RELAP 5/MOD 3.3 (STRUTTURE TERMICHE DEL VESSEL CON CLADDING – MODELLO RAFFINATO) 307

APPENDICE G

ESTRATTO DEL FILE DI INPUT PER IL CODICE TRIO_U - VESSEL SENZA BARREL 319

APPENDICE H

FILE X-PREPRO PER LA COSTRUZIONE DELLA MESH DI TRIO_U (DOWNCOMER CON E SENZA BARREL) 329