نشریه تابش و فناوری هسته ای، دوره ٤، شماره ۲، تابستان ۱۳۹٦

# محاسبه و آنالیز حساسیت پارامترهای ترموهیدرولیکی محفظه ایمنی ساختمان راکتور نیروگاه بوشهر در اثر حادثه از دست دادن خنک کننده مدار اصلی هسته ای

**عارف الدین زرنوشه فراهانی** [*1]

[1] دانشگاه آزاد واحد علوم و تحقیقات تهران، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته‌ای

(تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۹٦/۰۱/۰۸ - تاریخ پذیرش مقاله: ۱۳۹۵/۰۲/۳۰)

چکیده

*بررسی رفتار فشار هوای درون محفظه ایمنی ساختمان راکتور در اثر حادثه LOCA و حساسیت آن نسبت به دمای داخل و بیرون محفظه ایمنی راکتور از جمله موارد حائز اهمیت در طراحی سیستم‌های ایمنی می‌باشد. در این پژوهش معادلات حاکم بر پدیده‌های مختلف درون محفظه ایمنی راکتور پس از وقوع حادثه مذکور با استفاده از برنامه VisualBasic مدلسازی شده است. در ادامه نتایج حاصل از مدلسازی و حساسیت فشار و دمای درون محفظه ایمنی راکتور نیروگاه هسته ای بوشهر مورد بررسی قرارگرفته است، که نشان دهنده ناچیز بودن اثرات تغییر دمای هوای درون و بیرون محفظه ایمنی راکتور بر روی فشار و دمای مخلوط هوا و سیال انتقالی از مدار اولیه ناشی از حادثه می‌باشد.*

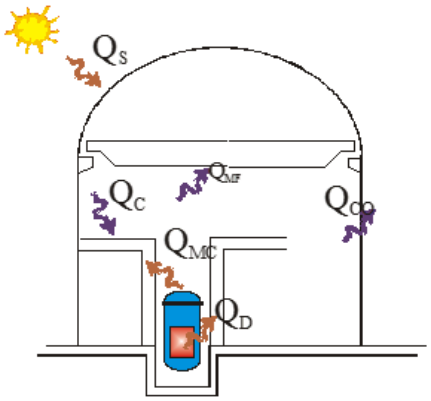
***واژه های کلیدی:*** *آنالیز حساسیت، محفظه ایمنی ساختمان راکتور ، نرم‌افزار VisualBasic، حادثه LOCA*

## ۱. مقدمه

محاسبات فشار گذرای درون محفظه ایمنی راکتور به عنوان عواقب ناشی از حادثه فقدان خنک‌کننده راکتور (LOCA) در طراحی فشار داخل محفظه ایمنی ساختمان راکتورهای آبی، بسیار حائز اهمیت می‌باشد [۱]. آگاهی از فشار درون محفظه ایمنی راکتور، در زمان‌های پس از حادثه، برای تعیین حداکثر فشار داخلی ضروری است. علاوه بر مورد فوق، آگاهی ازسابقه فشار درون محفظه ایمنی راکتور در زمان‌های پس از شکست، جهت ارزیابی انتشار مواد رادیواکتیو قلب به بیرون ضروری است [۲]. در حقیقت میزان انتشار وابسته به فشار داخلی محفظه ایمنی راکتور می‌باشد. در این پژوهش پس از بررسی تاثیر پدیده‌های مختلف بر فشار درون محفظه ایمنی راکتور در حادثه LOCA، با استفاده از برنامه Visual Basic و معادلات و روابط حاکم، پدیده‌های مختلف درون محفظه ایمنی راکتور بوشهر مدل شده و نتایج حاصل از محاسبات پارامترهای مختلف مورد بررسی قرار گرفته است. در ادامه نیز با انجام آنالیز حساسیت بر روی مدل مورد نظر، حساسیت نتایج نسبت به دمای هوای درون محفظه ایمنی راکتور، جرم سیال انتقالی از مدار اول به درون محفظه ایمنی راکتور، دمای اتمسفر خارج از محفظه ایمنی راکتور و میزان گرمای خورشیدی منتقل شده به سطح محفظه ایمنی راکتور مورد تحلیل و بررسی قرار گرفته است.

## ۲. روش کار

راکتور نیروگاه اتمی بوشهر از نوع راکتور آب تحت فشار VVER1000 می‌باشد که دارای چهار خط لوله مدار اولیه است [۳]. محفظه ایمنی راکتور این راکتور از نوع محفظه ایمنی راکتور های زیر فشار اتمسفر[1] می‌باشد. براساس الزامات ایمنی طراحی آن، محفظه ایمنی راکتور دوگانه مورد تصویب قرار گرفت که بیرون کره فلزی با بتن تقویت شده پوشانده شده است [٤]. روش مورد استفاده در این پژوهش برای محاسبه فشار محفظه ایمنی راکتور توسعه داده شده است، مطابق شکل ۱ چشمه‌ها و چاهک‌های گرما شامل؛ گرمای خورشیدی جذب شده توسط محفظه ایمنی راکتور ($Q_s$)، گرمای مبادله شده با بتن($Q_c$)، گرمای مبادله شده با فلزات سرد($Q_{mc}$) و داغ ($Q_{mf}$)، گرمای ناشی از واپاشی قلب($Q_d$) و گرمای مبادله شده از طریق مخلوط به سمت بیرون محفظه ایمنی راکتور ($Q_{co}$) می‌شود که در روابط هریک بطور جداگانه آورده شده است.




**شکل ۱: چشمه‌ها و چاهک‌های گرما درون کانتینمنت**

$$Q_{co} = \Delta\tau\left[C_1(T_m - T_e) - Q_{cs}\left(\frac{h_1}{h_1+h_2}\right)\right]$$

$$+C_2\left(T_{co(0)} - \frac{h_1T_m+h_2T_e+\left(\frac{Q_{cs}}{S_{co}}\right)}{h_1+h_2}\right)(e^{-C_3\Delta\tau}-1) \qquad (۱)$$

$$T_{co} = e^{-C_3\Delta\tau}\left(T_{co(0)} - \frac{h_1T_m+h_2T_e+\left(\frac{Q_{cs}}{S_{co}}\right)}{h_1+h_2}\right) + \frac{h_1T_m+h_2T_e+\left(\frac{Q_{cs}}{S_{co}}\right)}{h_1+h_2} \qquad (۲)$$

$$C_1 = \left(\frac{h_1h_2S_{co}}{h_1+h_2}\right) \ , \ C_2 = \left(\frac{h_1S_{co}}{C_3}\right) \ , \ C_3 = \left(\frac{S_{co}(h_1+h_2)}{C_C}\right)$$

منظور از فلزات داغ، سیستم‌های اولیه، ثانویه، سیستم‌های کمکی داغ و فلزات سرد مولفه‌ها و تجهیزات فلزی که در حین

[1] Sub Atmospheric Containment

عملیات، دمایی در حدود درجه حرات محیط محفظه ایمنی راکتور دارند، می‌باشد.

$$Q_{mc} = h_{mc}S_{mc}\Delta\tau(T_{mc} - T_m) \quad (۳)$$

$$T_{mc} = T_{mc}(0) - \left(\frac{h_{mc}S_{mc}}{C_{mc}}\right)(T_{mc} - T_m)\Delta\tau \quad (٤)$$

$$Q_{mf} = C_{mc}(T_{mf}(0) - T_m)\left(e^{\frac{h_{mf}S_{mf}}{C_{mf}}} - 1\right)\Delta\tau \quad (٥)$$

$$Q_c = h_cS_c(T_m - T_c)\Delta\tau \quad (٦)$$

گرمای ناشی از محصولات شکافت استفاده شده در این بخش براساس مرجع [٥] می‌باشد. گرمای خورشیدی در تماس با سطحی خارج از فضای زمین و در فاصله میانگین از سطح زمین و در جهت پرتوهای خورشیدی برابر با ($Cal/m^2.min$) ۲۰ می‌باشد (ثابت خورشیدی متوسط). برای اعمال تاثیرات شیب سطح محفظه ایمنی راکتور و انحراف خورشید از محور اصلی، برای این نیروگاه که در عرض جغرافیایی ۲۸/۸۳ واقع است ضریب ۰/۵۳ و اعمال تاثیرات فاصله زمین از خورشید ضریب ۰/۹٦٦ و برای اعمال تاثیر فاکتور شفافیت جو، از ضریب ۰/۷ استفاده می‌گردد و بر این اساس مقدار گرمای خورشیدی جذب شده توسط محفظه ایمنی راکتور بصورت زیر محاسبه می‌شود.

$$Q_{sc} = 20 * f_1 * f_2 * S_{cs} = 7.168\,S_{cs} \; = 7.168 * 1886 = 135188.5 \; \left(\frac{Cal}{min}\right) \quad (۷)$$

تغییرات دمای اتمسفر درون محفظه ایمنی راکتور در بازه‌های زمانی بر مبنای مقادیر حرارت مبادله شده از طریق روابط ذکر شده در بخش‌های فوق، بصورت زیر بیان می‌شود:

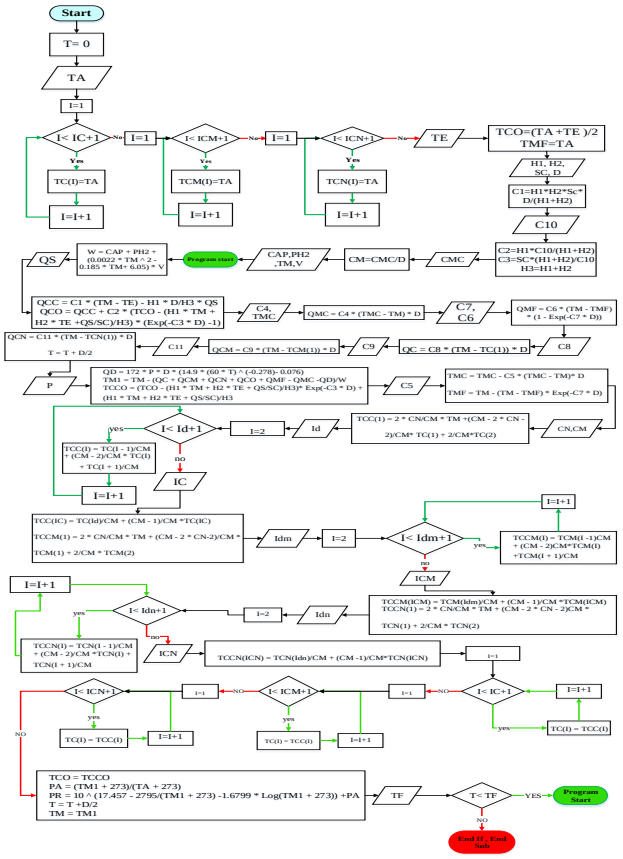
$$\Delta T_m = \frac{\sum Q}{W} = \frac{Q_a + Q_{mc} - Q_{co} - Q_{mf} - Q_c - Q_{si}}{W},\; W = C_a + P_{H2O} + V(0.002T_m^2 - 0.185T_m + 6.05)\; \left(\frac{Cal}{^\circ C}\right) \quad (۸)$$

فلوچارت برنامه در شکل نمایش داده شده است. از آنجا که مقدار حرارت مبادله شده با هوای درون محفظه ایمنی‌ساختمان راکتور برای بازه‌های زمانی براساس شرایط موجود در شروع همان بازه می‌باشد، فرض بر این است که دمای مخلوط بخار – آب – هوا در آن بازه ثابت باقی بماند. در جدول ۱، ۱۵ نمونه آنالیز حساسیت نمایش داده شده است.

**جدول۱: نمونه‌هایی از مدل‌های آنالیزحساسیت**

| مدل‌های مختلف آنالیز حساسیت | دمای اتمسفر درون محفظه ایمنی راکتور | دمای اتمسفر بیرون محفظه ایمنی راکتور | جرم آب سیال انتقالی از مدار اول به محفظه ایمنی راکتور | میزان حرارت جذب شده توسط خورشید |
|---|---|---|---|---|
| نمونه ۱ (*Case1*) | ۲۵°C | ۳۰°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۲ (*Case2*) | ۳۰°C | ۳۰°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۳ (*Case3*) | ۳۵°C | ۳۰°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ٤ (*Case4*) | ۲۵°C | ۳۰°C | ۹۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۵ (*Case5*) | ۳۰°C | ۳۰°C | ۹۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ٦ (*Case6*) | ۳۵°C | ۳۰°C | ۹۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۷ (*Case7*) | ۲۵°C | ۳۵°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۸ (*Case8*) | ۳۰°C | ۳۵°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۹ (*Case9*) | ۳۵°C | ۳۵°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | صرف‌نظر |
| نمونه ۱۰(*Case10*) | ۲۵°C | ۳۰°C | ٤۰۰۰Kg ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |

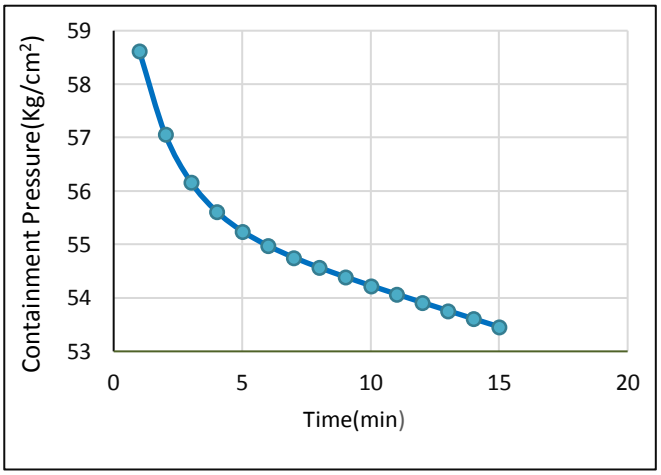
| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| نمونه ۱۱ (*Case11*) | ۳۰°C | ۳۰°C | ۴۰۰۰*Kg* ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |
| نمونه ۱۲ (*Case12*) | ۳۰°C | ۳۵°C | ۴۰۰۰*Kg* ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |
| نمونه ۱۳ (*Case13*) | ۳۰°C | ۲۵°C | ۹۰۰۰*Kg* ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |
| نمونه ۱۴ (*Case14*) | ۳۰°C | ۳۰°C | ۹۰۰۰*Kg* ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |
| نمونه ۱۵ (*Case15*) | ۳۰°C | ۳۵°C | ۹۰۰۰*Kg* ۰ | (Kcal/ ۱۳/۱۸۸min) ۵ |



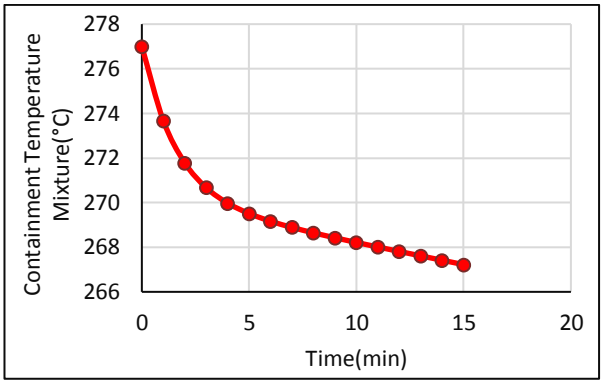

شکل۲: فلوچارت برنامه مدلسازی پدیده‌های درون محفظه ایمنی راکتور در اثر حادثه LOCA

## ۳- نتایج مدلسازی

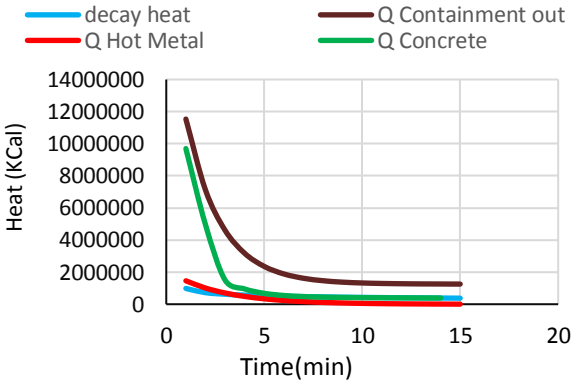
پارامترهای مهم نظیر فشار و دما به ترتیب درشکل‌های (۳) و (٤) نمایش داده شده است. همانطور که در شکل (۳) ملاحظه می شود فشار درون کانتینمت ابتدا بدلیل ورود سیال مدار اولیه به درون محفظه ایمنی راکتور مقداری بالا می‌باشد که با گذشت زمان و تبادل حرارت بین فلزات داغ و سرد و همچنین انتقال گرما از طریق دیواره محفظه ایمنی راکتور به بیرون این فشار پس از ۱۵ دقیقه به مقدار ۵۳/٤ $Kg/cm^2$ می‌رسد. در شکل (۵) میزان تغییرات گرمای چشمه‌های مختلف ازجمله؛ گرمای مبادله شده با فلزات داغ ($Q_{mf}$)، گرمای ناشی از واپاشی قلب ($Q_d$) و گرمای مبادله شده از طریق مخلوط به سمت بیرون محفظه ایمنی راکتور ($Q_{co}$) محفظه ایمنی راکتور با گذشت زمان، برای نمونه ۲ نمایش داده شده است. ملاحظه می‌شود که میزان گرمای تبادل شده با هوای بیرون بسیار بیشتر از گرمای واپاشی و نیز گرمای مبادله شده با فلزات گرم می‌باشد. در شکلهای (٦) و (۷) نتایج آنالیز حساسیت فشار محفظه ایمنی نیروگاه آورده شده است. سوخت و انتخاب محتوای محصولات شکافت متفاوت (ایزوتوپ‌های مورد استفاده برای انجام محاسبات) در مدل MCNPX می‌باشد.



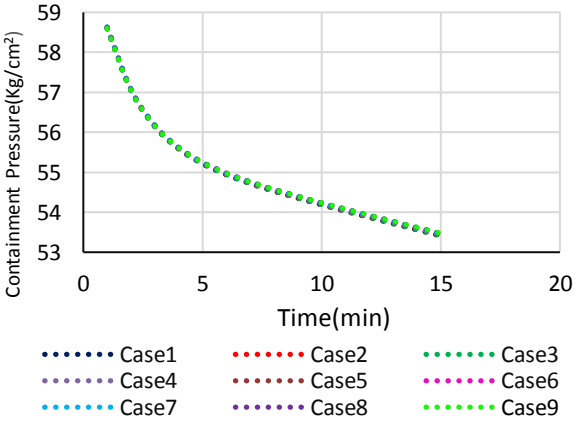

شکل۳: تغییرات فشار درون محفظه ایمنی راکتور پس از LO



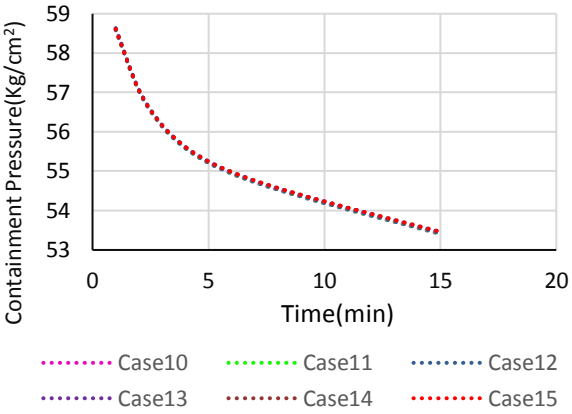

**شکل٤: تغییرات درجه حرارت مخلوط بخار آب و هوای درون محفظه ایمنی راکتور پس از LOCA**




**شکل٥: تغییرات مقادیر مختلف گرما پس از حادثه LOCA در محفظه ایمنی راکتور**




**شکل٦: اثرات تغییرات دمای داخل و بیرون محفظه ایمنی و میزان سیال خروجی از مدار اول بر روی فشار درون محفظه ایمنی راکتور بدون در نظرگرفتن گرمای خورشید**




**شکل٧: اثرات تغییرات دمای داخل و بیرون محفظه ایمنی و میزان سیال خروجی از مدار اول بر روی فشار درون محفظه ایمنی راکتور با در نظرگرفتن گرمای خورشید**

## ٤- بحث و نتیجه‌گیری

در این پژوهش به منظور بررسی اثرات پارامترهای مختلف بر نحوه‌ی تغییرات فشار داخل محفظه ایمنی راکتور آنالیز حساسیت نسبت به دمای اتمسفر داخل و بیرون محفظه ایمنی راکتور، مقدار سیال خروجی از مدار اول در اثر حادثه و همچنین میزان گرمای خورشید جذب شده توسط سطح بیرونی محفظه ایمنی راکتور، صورت پذیرفته است. فشار درون محفظه ایمنی راکتور برای نمونه‌های مختلف که در آنها از گرمای خورشید صرف نظر شده است در شکل (٦) نمایش داده شده است. در این شکل پس از رخداد LOCA فشار از حد بیشینه خود با گذشت زمان کاهش می‌یابد و پس از ۱۵ دقیقه به میزان ٥٣/٤$Kg/cm^2$ میرسد. در شکل (٧) نیز میزان تغییرات فشار درون محفظه ایمنی راکتور با توجه میزان گرمای خورشید جذب شده توسط این محفظه نمایش داده شده است که میزان تغییرات فشار نسبت به حالت قبل چندان تغییر نمی‌کند و می توان از آن صرف نظر نمود.

در واقع می‌توان نتیجه گرفت که مواردی که آنالیز حساسیت روی آن‌ها شکل گرفته تاثیر چندانی بر روند فشار و دمای درون کانتینمنت پس از حادثه فقدان خنک‌کننده راکتور ندارد.

## ٦- مراجع

[1] R. Choobdar, F. Yousefi, P. Aliakbari, Simulation of the AP1000 reactor containment pressurization during loss of coolant accident. Prog. Nucl. Energy 60, 129–134, 2012.

[2] F. Oriolo, S.Paci, , Heat and mass transfer model in LWR containment systems. Nucl. Eng. Des. 204, 233–250, 2001.

[3] Z. Tabdar, K. Hadad, M.R. Nematollahi, M. Jabbari, M. Khaleghi, M. HashemiTilhnoee, Simulation of a control rod ejection accident in a VVER- 1000/V446 using RELAP/Mod3.2. Ann. Nucl. Energy 45, 106–114, 2012.

[4] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), Final Safety Analysis Report (FSAR) for Bushehr VVER-1000 reactor. Tehran, Iran, Chapter 6, 2003.

[5] K. Shure, J. Dudziak, Calculating energy released by fission products, WAPD-T-1309, Bettis Atomic Power Laboratory, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, 1996.

.

Journal of Radiation and Nuclear Technology

JRNT
Journal of Radiation and Nuclear Technology

*Journal of Radiation and Nuclear Technology / Vol. 04 / No. 02/ Summer 2017*

# Calculated and Sensitivity Analysis of Thermohydraulics Parameters of Bushehr Nuclear Power Plant (BNPP) Containment at LOCA Accident

**Arefeddin Zarnoushe Farahani**[1*]

*1 MSc of Nuclear Engineering, Department of Nuclear Engineering, Faculty of Engineering, Science and Research Branch of Islamic Azad University, Tehran, Iran*

**Aref.Farahani@iran.ir*

*(Received: 09/04/2017- Accepted: 20/05/2017)*

## ABSTRACT

Pressure investigation of air reactor containment at LOCA accident and sensitivity to inside and outside temperature of the reactor containment, include significant issues in the design of safety systems. In this study, the governing equations of different phenomena inside the reactor containment after accident has been modeled using visual basic. Following the results of modeling and sensitivity of temperature and pressure inside the BNPP containment is discussed, that represents insignificant effects of air changes in inside and outside temperature reactor containment on the pressure and temperature of the mixture of air and liquid is circuits caused by the accident.

**Keywords:** *Sensitivity Analysis, Reactor Containment, Visual Basic, LOCA Accident*