حادثه از دست رفتن جریان خنک کننده در یک نیروگاه VVER-1000 با استفاده از پیوند کدهای PARCS و RELAP5/MOD3.3

INC29-1012

امید صفرزاده[1*]، سعید مجیدی[2]، امیر سعید شیرانی[2]

۱. دانشکده فنی و مهندسی، دانشگاه شاهد، تهران، ایران
۲. دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ایران

چکیده:

با استفاده از روش بهترین برآورد به جای فرضیات محافظه‌کارانه برای ارزیابی ایمنی راکتور می‌توان علاوه بر حفظ ایمنی راکتور، ملاحظات اقتصادی قابل توجه و مصرف سوخت بهینه را بدست آورد. در این مقاله، حادثه از دست رفتن جریان خنک کننده در راکتور هسته ای VVER-1000 با استفاده از کد محاسباتی نوترونیک قلب راکتور PARCS و کد ترموهیدرولیکی محاسبات حالت گذرای RELAP5 که به وسیله رابط PVM پیوند شده اند، بررسی شده است. نتایج حاصله با گزارش ایمنی راکتور بوشهر مقایسه شد. نتایج نشانگر این است که مقدار توان محاسبه شده در حالت گذرا در گزارش FSAR بیشتر از توان محاسبه‌شده توسط پیوند کدها است. همچنین، دمای غلاف در حالت کوپل، حدود ۵٪ کمتر از گزارش ایمنی است. دما سوخت در هر دوحالت پیوندکدها و FSAR یکسان است. شبیه‌سازی دقیق رفتار بازخوردی توسط پیوند کدهای نوترونیکی و ترموهیدرولیکی منجر به تقریب بهترین برآورد حادثه شده و درنتیجه محافظه کاری در طراحی را کاهش می‌دهد.

کلیدواژه‌ها: روش بهترین برآورد، ایمنی نیروگاه، RELAP5، PARCS، LOFA

The loss of coolant flow accident in a VVER-1000 reactor using coupled PARCS and RELAP5/MOD3.3

O. Safarzadeh[1*], S. Majidi[2], A.S Shirani[2]

1. Faculty of Engineering, Shahed University, Tehran, Iran
2. Faculty of Nuclear Engineering, Shahed Beheshti University, Tehran, Iran

Abstract

By using the best estimate method instead of conservative assumptions to evaluate the safety of the reactor, in addition to maintaining the safety of the reactor, significant economic considerations and optimal fuel consumption can be obtained. In this paper, the accident of loss of flow in the VVER-1000 reactor is investigated using the reactor core neutronic calculation code PARCS and the thermo-hydraulic transient calculation code RELAP5 coupled by the PVM interface. The results are compared with the Bushehr reactor safety analysis report. The results show that the power calculated in the transient in the FSAR report is higher than the power calculated by the coupled codes. Furthermore, the cladding temperature in the coupled mode is about 5% lower than the safety report. The fuel temperature is the same in both the combination codes and FSAR. Accurate simulation of feedback behavior by combining neutronic and thermohydraulic codes led to best estimation of the accident reduced conservatism in design.

Keywords: Best estimate method, power plant safety, RELAP5, PARCS, LOFA

۱. مقدمه

آنالیز ایمنی راکتورهای هسته‌ای ایجاب می‌کند تا اثرات و پیامدهای تعداد زیادی از حوادث کوچک و بزرگ در راکتور در نظر گرفته شود. قلب راکتور حاوی مواد رادیواکتیو ناشی از شکافت، پاره‌ها و محصولات شکافت و مواد رادیواکیتو ناشی از فعالسازی نوترونی مواد موجود در سوخت، مواد ساختاری، کندکننده و خنک کننده می‌باشد. به همین خاطر محفظه و مدار اول به عنوان یکی از سدهای اصلی برای جلوگیری از خروج مواد رادیواکتیو محسوب می‌شود. لذا یکی از کارهای قلب حفظ و نگهداری و محبوس داشتن مواد رادیواکتیو است. بنابراین در صورت وقوع حوادث احتمالی باید راکتورهای هسته‌ای انسجام خود را حفظ کنند. طبقه‌بندی پیامدهای حوادث به پارامترهای طراحی راکتور و عملیات سیستم انتقال حرارت در یک راکتور بستگی دارد. دفاع در عمق یکی از اصول اساسی ایمنی راکتورهای هسته‌ای می‌باشد که تمام فعالیت‌های مربوط به ایمنی از این اصل پیروی می‌کنند. مبنای این اصل تعیین الزامات مربوط به طراحی و ساخت تجهیزات می‌باشد به نحوی که از پیشرفت حادثه جلوگیری شود [۱].

با پیشرفت روز افزون علوم و تکنولوژی هسته ای طراحی و توسعه امکانات و ابزارهای محاسباتی رویکرد محافظه کارانه رفته رفته جای خود را به طراحی به روش بهترین برآورد می‌دهد. در روش محافظه کارانه به دلیل در نظر گرفتن ضرایب ایمنی و مهندسی ناشی از وجود عدم قطعیت‌های مختلف، هزینه‌های ساخت و بهره‌برداری راکتور افزایش می‌یابد و در تناقض با رویکرد طراحی بهینه و اقتصادی سیستم‌های تولید انرژی می‌باشد. رویکرد بهترین برآورد، شرایط واقعی را بدون دخالت دادن عدم قطعیت‌های غیر ضروری برای طراحی در نظر می‌گیرد و به این ترتیب منجر به طراحی بهینه سیستم می‌گردد.استفاده از این روش نیاز به استفاده از روش هایی دارد که تا حد امکان به محاسبات واقعی و دقیق نزدیک باشد. با توجه به این که در تکنولوژی راکتورهای هسته ای پارامترهای ترموهیدرولیکی و نوترونیکی روی هم تاثیر می‌گذارند اگر بخواهیم طراحی بهینه ای صورت بگیرد باید از پیوند کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک استفاده کنیم [۲]. چندین کد پیوند شده نوترونیک و ترموهیدرولیک برای بررسی راکتورهای PWR و BWR تولید شده اند که قابلیت برای مدل‌سازی حالت‌های گذرا و حوادث را دارند. جدول ۱ گزارشی از کدهای مورد استفاده و حوادث بررسی شده را ارائه می‌دهد [۳،۴و۵].

جدول ۱. کدهای کامپیوتری پیوند شده نوترونیک/ترموهیدرولیک

نام کدهای پیوند شده	نوع نیروگاه هسته‌ای	نوع حادثه یا حالت گذرا
ATHLET,KIKO3D	VVER 440	Main Steam Line Brake (MSLB)
ATHLET, DYN3D, BIRP-8	VVER-1000	Loss of feedwater(LOFW) Station black out
J-TRAC, TRACE-BFI, SKETCH-N	PWR	Main coolant pump stop Reactivity Initiated Accident (RIA)
RELAP5/MOD3.2, COBRA IIIC, QUABOX/CUBBOX	PWR	MSLB
RELAP5/MOD3.2.2, NESTLE	PWR and AP-1000	MSLB
RELAP5/MOD3.2.2, PARCS RELAP5/MOD3.2.2, QUABBOX RELAP5/MOD3.2.2, RELAP5/MOD3.2.2, NESTLE	PWR (B&W TM1-1)	MSLB
TRAC-PFI, NEM	PWR (B&W) TM-1 BWR Peach bottom unit 2	Rapid environmental Assessment Turbine trip (TT)
TRACE-PF, NEM	PWR(B&W) TM-1	MSLB
RELAP, PARCS	Three loop PWR	Peripheral rod ejection

در این مقاله، برای بررسی حادثه از دست رفتن جریان خنک کننده (LOFA[1]) از پیوند کدهای نوترونیک PARCS و ترموهیدرولیک RELAP5 استفاده شده است. برای نیل به این هدف، باید اثرات نوترونیک و ترموهیدرولیک به طور همزمان در نظر گرفته شود چرا که شرایط حرارتی در میله سوخت و سیال وابسته به توزیع توان در قلب راکتور است و

[1] Loss of Flow Accident

حال آنکه تولید توان در هر نقطه وابسته به عوامل مختلف از جمله چگالی و دمای سیال خنک کننده و درجه حرارت سوخت است که از محاسبات حرارتی قلب راکتور به دست می‌آیند. به این منظور ماشین مجازی موازی PVM[1] وظیفه تبادل داده‌ها بین کدهای نوترونیک و ترموهیدرولیک را به عهده دارد. شایان ذکر است که هدف این مقاله بررسی عدم قطعیت ها نیست.

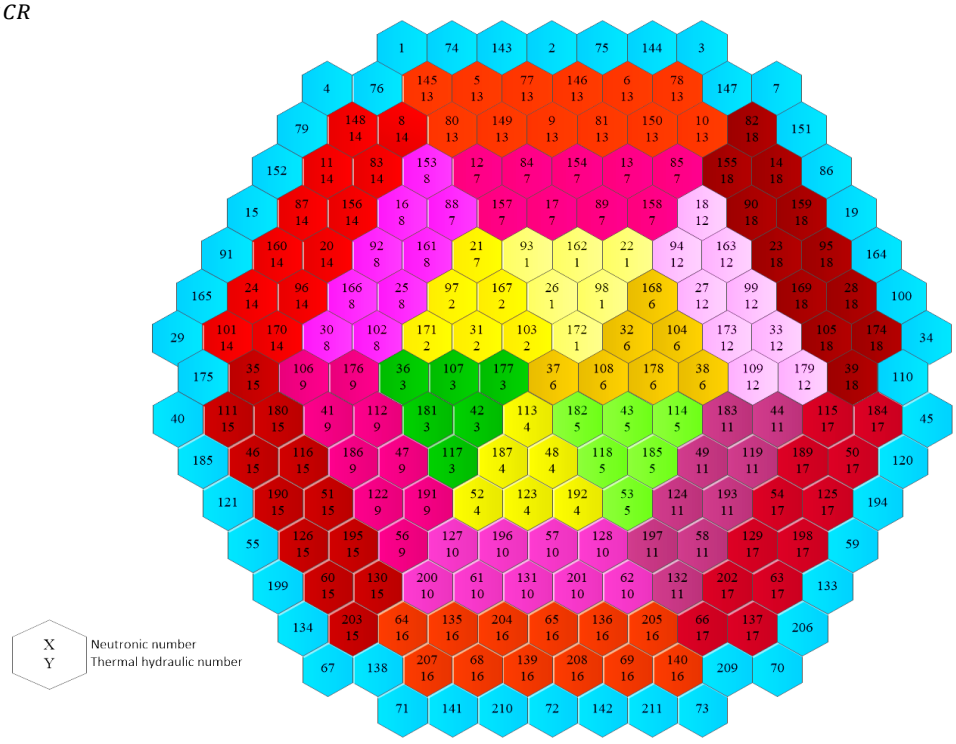
۲. مدل‌سازی نوترونی قلب

در این تحقیق از کد PARCS برای انجام محاسبات نوترونیک در قلب راکتور استفاده شده است. ۸ حلقه هگزاگونال مجتمع سوخت[2] و یک حلقه بازتابنده[3] در نظر گرفته شده است، که در جهت محوری به ۱۲ نود، یکی برای بازتابنده‌های بالا و پایین و ۱۰ برای ناحیه قلب، تقسیم شده است.

کد PARCS در محاسبات خود از سطوح مقاطع ماکرو سکوپیک دوگروهی استفاده می‌کند. این سطح مقطع‌ها به وسیله WIMSD-5B تولید شده اند. کد WIMSD-5B به طور کلی یک برنامه سلول شبکه است که از تئوری ترابرد برای محاسبه شار به عنوان تابعی از انرژی و مکان سلول، استفاده می‌کند.

در این مقاله از روش مشتقات جزئی برای مدلسازی رفتار سطح مقطع نوترونی راکتور استفاده شده است. سطوح مقاطع ماکروسکوپیک نودال به غلظت بورون (B, in ppm)، مربع ریشه دمای موثر سوخت، چگالی و دمای کندکننده، کسر خلا[4] (α) و کسر موثر میله کنترل[5] (ξ) فرموله شده است. در این متغیرهای وضعیت[6] فقط وابستگی خطی سطوح مقاطع در نظر گرفته شده بجز چگالی کندکننده و کسر خلا که تغیرات درجه دو برایشان در نظر گرفته شده است [۶].

$$\Sigma\left(B,T_f,T_m,D_m,\alpha,\xi\right) = \Sigma_0 + a_1(B-B_0) + a_2(\sqrt{T_f}-\sqrt{T_{f0}}) + a_3(T_m-T_{m0}) + a_4(D_m-D_{m0}) + a_5(D_m-D_{m0})^2 + a_6\alpha + a_7\alpha^2 + \xi\Delta\Sigma_{CR} \quad (۱)$$



شکل ۱. شماره گذاری نوترونیک و ترموهیدرولیک

[1] Parallel Virtual Machine
[2] Fuel assembly
[3] Reflector
[4] Void fraction
[5] Effective rodded fraction
[6] State variable

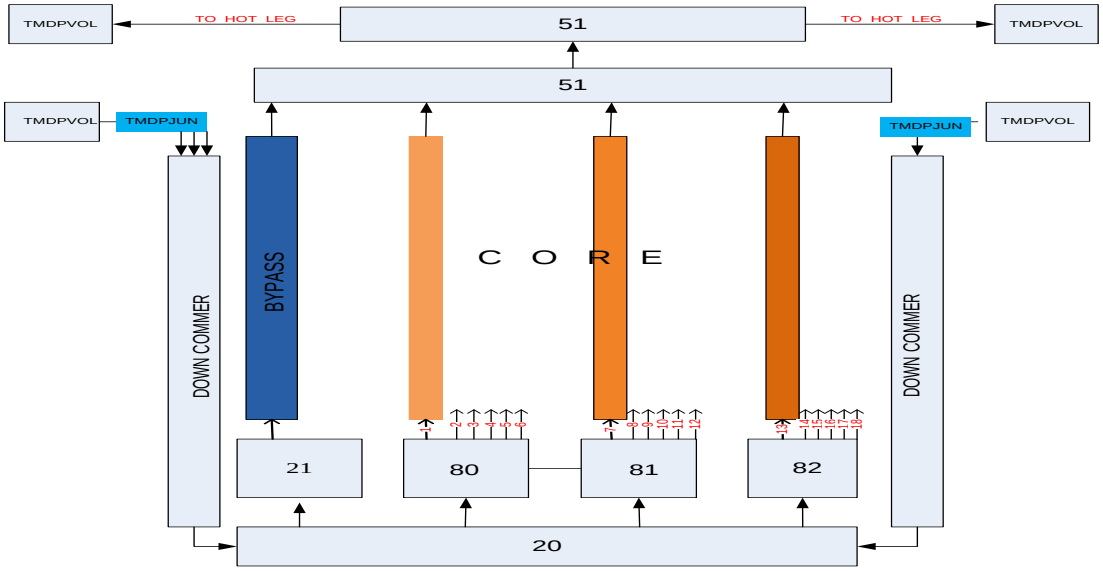
۳. مدل‌سازی ترموهیدرولیکی

کد محاسباتی RELAP5/MOD3.3 یک کد گسترش یافته آنالیز راکتور آب سبک قدرت بوده که قابلیت پیش بینی رفتار گذرا را در شرایط عادی و حادثه را دار است.

مدلسازی ترموهیدرولیک قلب برای محاسبات پیوند بر پایه‌ی مش‌بندی و نگاشت کانالهای قلب که در شکل ۱ نشان داده شده است مطابق این شکل، کل قلب در جهت شعاعی به ۱۹ کانال ترموهیدرولیکی تقسیم شده است، ۱۸ تا برای ناحیه قلب و ۱ برای بازتابنده شعاعی می‌باشد. همه مجتمع‌های سوخت با شماره‌های یکسان با یک کانال ترموهیدرلیکی معادل شده است. کانال اضافی (کانال ۱۹) به نمایندگی مقطع جریان از ۴۸ مجتمع بازتابنده (RA[1]) در نظر گرفته شده است. در جهت محوری، کانال‌های موازی به ۱۲ مش، مش‌های بالا و پایین برای بازتابنده‌های محوری و بقیه ۱۰ مش برای قسمت فعال قلب که در شکل ۲ مشخص شده، تقسیم بندی شده است. همچنین ۱۸ جزء ساختار گرمایی نماینده ۱۸ گروه از مجتمع‌های سوخت، برای اتصال با کانال‌های سوخت با شرایط مرزی جابجایی مدل شده است. این ساختارهای گرمایی همان مش‌بندی‌های محوری مثل کانال‌های سیال مربوطه را دارند. در جهت شعاعی هر ساختار گرمایی به ۷ قسمت، ۴ قسمت داخل سوخت، یک گپ و دو قسمت در غلاف، تقسیم بندی شده است.

۴. حادثه از دست رفتن جریان خنک کننده

خاموش شدن یک یا چند پمپ از پمپ‌های اصلی مدار اولیه در یک راکتور هسته‌ای مهمترین عامل کاهش جریان خنک کننده در مدار اولیه است. کاهش دبی جریان مدار اولیه منجر به ایجاد عدم تعادل در تولید گرما توسط میله‌های سوخت و برداشت حرارت از قلب و به دنبال آن تجاوز از محدوده گرمایی مجاز قلب راکتور می‌شود. عدم تعادل گرمایی باعث ایجاد ناپایداری در دما و فشار و به دنبال آن افزایش کوتاه مدت فشار مدار اولیه و مدار ثانویه می‌شود، که ممکن است اثرات مخربی در بهره‌برداری ایمن از یک راکتور نماید.

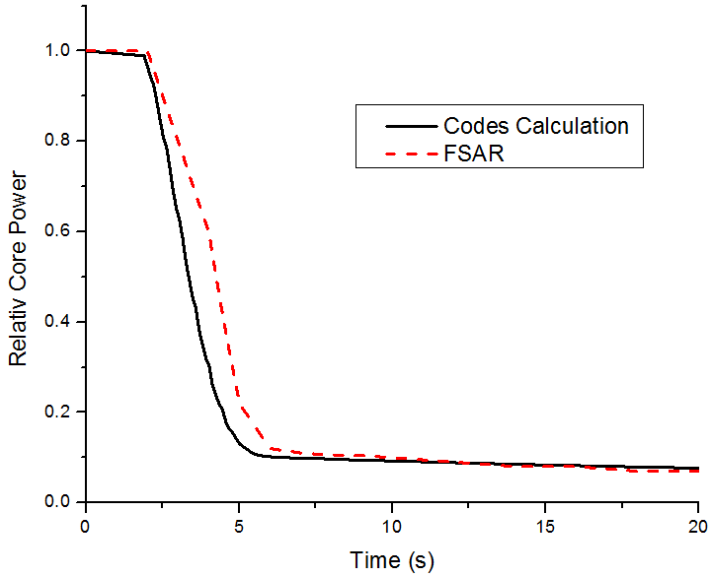


شکل ۲. مش‌بندی ترموهیدرولیکی بخش فعال قلب

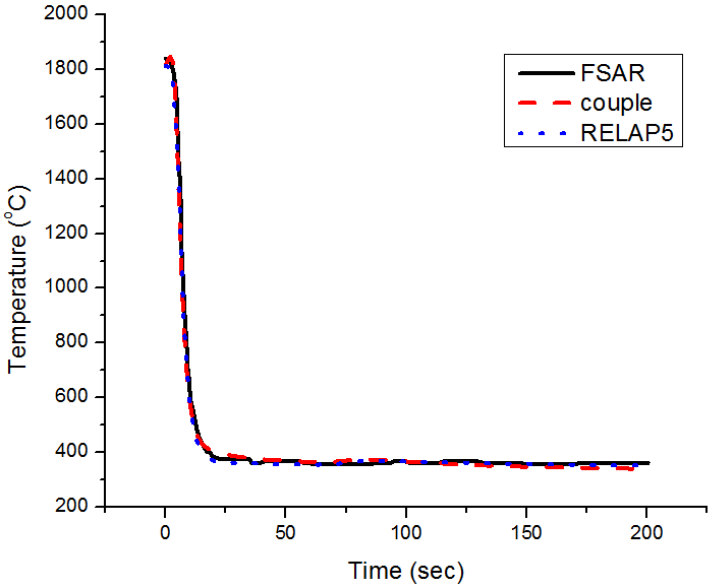
پس از اطمینان از نتایج حالت پایا حال باید حالت گذرا را وارد کنیم. برای این کار در ورودی کد RELAP5 ما نیاز به تعریف قطعاتی برای تعیین شرایط ورودی قلب داریم که وابسته به زمان باشند (tmdpjun[2], tmdpvol[3]) تا شرایط

[1] Reflector assembly
[2] time dependent junction
[3] time dependent volume

ورودی (مثل دما، فشار، دبی) که در FSAR آمده است را به صورت شرایط مرزی[1] و شرایط اولیه[2] وارد کد کنیم. همچنین نیاز به تعریف قطعاتی برای خروجی قلب داریم که شرایط خروجی قلب را وارد کنیم (شکل (۲)). لازم به ذکر است که این شرایط ورودی و خروجی ذکر شده، از فصل ۱۵ FSAR برای سناریوی خاموشی ۴ پمپ اصلی وارد می‌کنیم [۷]. در زیر نتایج حاصل از پیوند کدها را مشاهده می‌نمایید.

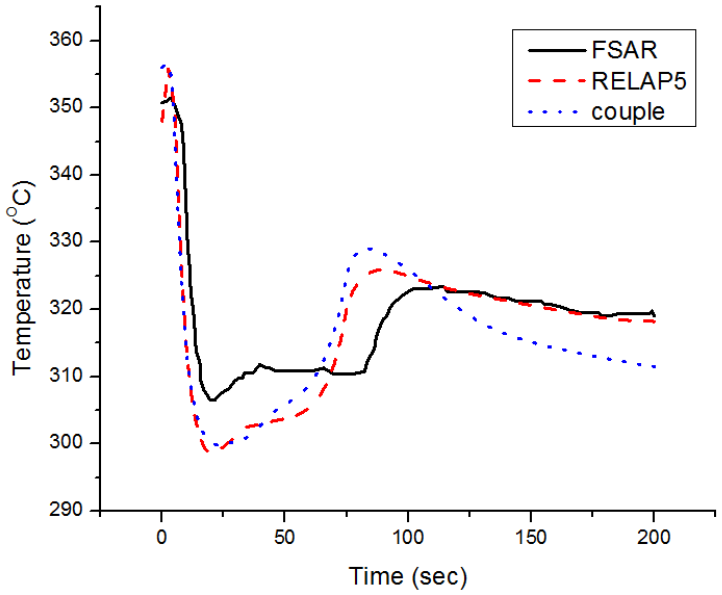


شکل ۳. کسر نسبی توان قلب.



شکل ۴. ماکزیمم دمای مرکز سوخت.

[1] Boundary condition
[2] Initial condition



شکل ۵. ماکزیمم دمای غلاف سوخت.

۵. نتیجه‌گیری

نتایج بدست آمده حاکی از این است که نتایج مدل‌سازی با روش سینیتیک نقطه‌ای با نتایج ارائه شده در گزارش ایمنی راکتور بوشهر همخوانی بیشتر داشته در حالی که نتایج مدل‌سازی قلب راکتور به صورت سه بعدی از نتایج ارائه شده در این گزارش قدری انحراف دارد. با توجه به نحوه مدل‌سازی سینتیکی قلب راکتور در گزارش ایمنی راکتور بوشهر که از معادلات سینتیک نقطه ای استفاده شده است، می‌توان گفت که نتایج حاصله از پیوند دو کد RELAP/PARCS اصولا تقریب بهتری بوده و می‌تواند منجر به کاهش محافظه کاری در طراحی راکتور شود.

۶. مراجع

[1] Nuclear power reactor safety, E.E. Lewis, A Wiley-Interscience publication, ISBN: 0-471-53335-1, Year1977.

[۲] امیرحسین صفاری نوش آبادی، "محاسبات ترموهیدرولیک قلب راکتور هسته ای بوشهر با استفاده از پیوند کدهای COBRA-EN، WIMS، CITATION"، پایان نامه کارشناسی ارشد، دی ۱۳۸۷

[3] CRISSUE-S Partners, 2004, CRISSUE-S WP-1-Report: Neutronics/Thermalydraulics Coupling in LWR Technology, Data Requirements and Databases Needed for Transient Simulations and Qualifications (DATABASE), ISBN 92-64-02083-7, OECD (2004).

[4] CRISSUE-S Partners, 2004, CRISSUE-S WP-2-Report: Neutronics/Thermalydraulics Coupling in LWR Technology, State-of-art Report (REAC-SOAR), ISBN 92-64-02084-5, OECD

[5] CRISSUE-S Partners, 2004, CRISSUE-S WP-3-Report: Neutronics/Thermalydraulics Coupling in LWR Technology, Achievements and Recommendations Report (FINARES), ISBN 92-64-02085-3, OECD (2004).

[6] T.Downar, Y.Xu, T.Kozolowski, 2006, User Manual for the PARCS Nutronics Core Simulator, School of Nuclear Engineering, Purdo University

[7] FSAR (Final Safety Analysis Report) chapter 4, 2003, Atomic Energy Organization of Iran NPP Bushehr Unit 1.