Research Paper

Effect of Geometric Changes in of WWER-1000 Reactor's Fuel Assemblies on their Fuel Burnup Parameter

Seyed Mohammad Motevalli*[1], Amir Payani[2], Omid Halalkhor[3]

Received: 2019.11.02
Accepted: 2020.01.25

Abstract
The prediction of fuel burnup of fuel assemblies in nuclear reactors is one of the most important issues in nuclear engineering and reactor physics. Currently, many researchers in different countries are working on improving fuel burnup in nuclear reactors and increasing their economic and safety indicators. The DRAGON4 code is a cell and fuel burnup calculation code which was developed at Montreal Polytechnic University of Canada. In this study, at first, the DRAGON4 code was verified for a fuel assembly of Bushehr nuclear power plant and then, the fuel burnup changes due to geometric changes in the mentioned fuel assembly have been investigated. Results of this simulation prove the validity of fuel rod pitch with consideration of safety and economy aspects in Bushehr nuclear power plant fuel assemblies.

Keywords: *DRAGON4 Code, Fuel Burnup, Fuel Assemblies, Geometric Changes*

[1] Associate Professor, Department of Nuclear Physics, Faculty of Science, University of Mazandaran, Babolsar, Iran. (Corresponding Author). motavali@umz.ac.ir
[2] PhD Student, Department of Nuclear Physics, Faculty of Science, University of Mazandaran, Babolsar, Iran. a.payani@stu.umz.ac.ir
[3] PhD Student, Department of Nuclear Physics, Faculty of Science, University of Mazandaran, Babolsar, Iran. omidhkr@yahoo.com

فصلنامهٔ علمی فیزیک کاربردی ایران، دانشگاه الزهرا
سال نهم، پیاپی ۱۷، تابستان ۱۳۹۸

مقاله پژوهشی

اثر تغییرات هندسی مجتمع‌های سوخت راکتور WWER-1000 بر پارامتر مصرف سوخت آنها[1]

سید محمد متولی[2]*، امیر پایانی[3]، امید حلال‌خور[4]

تاریخ دریافت: ۱۳۹۸/۰۸/۱۱
تاریخ پذیرش: ۱۳۹۸/۱۱/۰۵

چکیده

پیش‌بینی میزان مصرف سوخت مجتمع‌های سوخت در راکتورهای هسته‌ای از مهمترین مباحث مهندسی هسته‌ای و فیزیک راکتور است. محققان زیادی در کشورهای مختلف در زمینهٔ بهبود میزان مصرف سوخت در راکتورهای هسته‌ای و افزایش شاخص‌های اقتصادی و ایمنی آن کار می‌کنند. کد DRAGON4 یک کد محاسبات سلولی و مصرف سوخت است که در دانشگاه پلی‌تکنیک مونترال کانادا توسعه یافته است. در پژوهش حاضر، ابتدا کد مذکور برای یک مجتمع سوخت نیروگاه اتمی بوشهر اعتبارسنجی شده و سپس با استفاده از آن اثر تغییرات هندسی بر میزان مصرف سوخت در مجتمع سوخت مذکور بررسی شده است. نتایج حاصل از این شبیه‌سازی صحت طراحی گام شبکهٔ سوخت را از جنبهٔ ایمنی و اقتصادی در سوخت‌های نیروگاه اتمی بوشهر اثبات می‌کند.

واژگان کلیدی: *کد DRAGON4 ، مصرف سوخت، مجتمع سوخت، تغییرات هندسی.*

---

[1] DOI: 10.22051/jap.2020.28987.1137

[2] دانشیار، گروه فیزیک هسته‌ای، دانشکدهٔ علوم پایه، دانشگاه مازندران، بابلسر، ایران. (نویسنده مسئول).
motavali@umz.ac.ir
[3] دانشجوی دکتری، گروه فیزیک هسته‌ای، دانشکدهٔ علوم پایه، دانشگاه مازندران، بابلسر، ایران. a.payani@stu.umz.ac.ir
[4] دانشجوی دکتری، گروه فیزیک هسته‌ای، دانشکدهٔ علوم پایه، دانشگاه مازندران، بابلسر، ایران. omidhkr@yahoo.com

۱. مقدمه

پارامتر میزان مصرف سوخت یکی از مهمترین پارامترهای طراحی سوخت است. بُعد این پارامتر بر حسب MW.day/Kg U است که بیانگر مقدار انرژی تولیدشده توسط واحد جرم سوخت اورانیوم در بازهٔ زمانی یک روزه می‌باشد. با توجه به تعریف پارامتر مصرف سوخت، می‌توان گفت که مجتمع‌های سوخت با پارامتر مصرف سوخت بیشتر، ارزش اقتصادی بیشتری نیز دارند، زیرا چرخهٔ کاری طولانی‌تری خواهند داشت. امروزه میانگین پارامتر مصرف سوخت در راکتورهای قدرت تا ۶۰MW.day/Kg U ارتقا یافته است [۱، ۲]. از جمله عواملی که در تعیین این پارامتر در مجتمع‌های سوخت تأثیرگذار است تغییرات هندسه سوخت است. در این پژوهش مقدار و ترکیب مواد موجود در سوخت و چگالی آنها در تغییرات هندسی ثابت در نظر گرفته شده است [۳ـ۵]. از این رو، از مهمترین تغییرات هندسی که باعث تغییر در پارامتر مصرف سوخت خواهد شد تغییر گام شبکه در مجتمع سوخت است [۶، ۷]. در ادامه این موضوع را مورد بررسی قرار می دهیم.

۲. معرفی کد DRAGON4

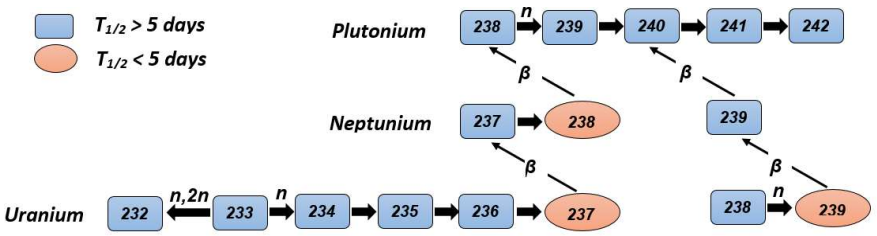
کد DRAGON4 یک کد محاسبات سلولی و مصرف سوخت است که در دانشگاه مونترال کانادا ابتدا برای راکتورهای CANDU و بعدها برای راکتورهای آب سبک و سنگین توسعه داده شد. این کد از ماژول‌های مختلفی تشکیل شده است که با اتصال به یکدیگر محاسبات ترابرد نوترون را در راکتور اجرا می‌کنند. این کد معادلهٔ ترابرد نوترون را در یک ، دو و سه بعد می‌تواند حل کند. از جمله ویژگی‌های آن انجام محاسبات توزیع شار نوترونی، ضریب تکثیر مؤثر و بی‌نهایت می‌باشد [۸، ۹]. در این کد روش‌های مختلفی برای محاسبهٔ شار نوترونی مانند روش احتمال برخورد، روش گسسته‌سازی، روش بسط هماهنگ‌های کروی و روش مونت کارلو وجود دارد. در این پژوهش محاسبات با استفاده از روش احتمال برخورد در هندسهٔ شش‌ضلعی دو بعدی و توسط ماژول SYBILT انجام شده است.

۳. مدل‌سازی مجتمع‌های سوخت راکتور WWER-1000 با استفاده از DRAGON4

در مدل‌سازی فرایند مصرف سوخت در مجتمع‌های سوخت راکتور WWER-1000[1]، غلظت شش ایزوتوپ مهم اورانیوم و پلوتونیم بررسی می‌شود. در شکل ۱، زنجیرهٔ واکنش مصرف اورانیوم و تولید پلوتونیوم نشان داده شده است. با توجه به نمودارهای شکل ۱، غلظت ایزوتوپ U-235 توسط واکنش های شکافت و گیراندازی نوترون رو به کاهش است. همچنین غلظت

[1] Water-Water Energetic Reactor

ایزوتوپ U-238 نیز بر اثر واکنش گیراندازی نوترون کاهش یافته و غلظت ایزوتوپ‌های پلوتونیوم با زنجیرهٔ واکنش‌هایی که در شکل مشاهده می‌شود افزایش می‌یابد [۱۴، ۱۳].



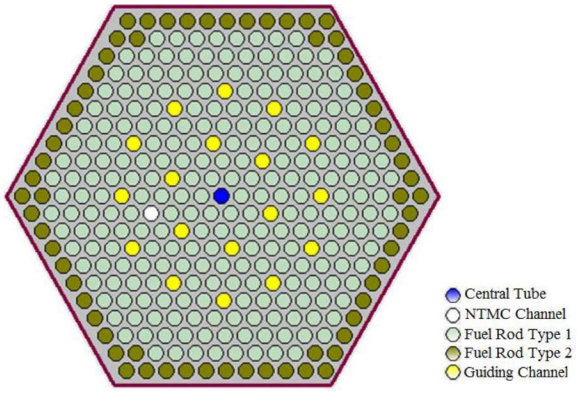
شکل ۱ زنجیرهٔ واکنش‌های مصرف اورانیوم و تولید پلوتونیوم راکتور هسته‌ای با سوخت اورانیوم [۱۲].

راکتور WWER-1000 یک راکتور قدرت روسی ۱۰۰۰ مگاواتی از نوع PWR[1] است. این راکتور شامل ۱۶۳ مجتمع سوخت با درصد غناهای متفاوت می‌باشد، که بعضی از آنها میله‌های جاذب سوختنی دارند و برخی دیگر شامل میله‌های کنترل می‌باشند [۱۰]. در جدول ۱، انواع مجتمع های سوخت موجود در راکتور WWER-1000 نیروگاه اتمی بوشهر ارائه شده است. در این پژوهش به دلیل حجم زیاد محاسبات فقط نتایج محاسبات مجتمع سوخت با غنای ۴/۰۲ درصد بدون میلهٔ کنترل و مادهٔ جاذب ارائه شده است. چیدمان اجزای سوخت در یک مجتمع سوخت با غنای ۴,۰۲ درصد (نوع ۴۰) در شکل ۲ نشان داده شده است.

جدول ۱ انواع مجتمع‌های سوخت موجود در راکتور WWER-1000 بوشهر [۱۰].

نوع مجتمع سوخت	غنا	میلهٔ سوخت (نوع ۱)	میلهٔ سوخت (نوع ۲)	تعداد میلهٔ جاذب سوختنی	بور (gr/cm3)
16	۱/۶۰	(۱/۶)۳۱۱	-	-	-
24	۲/۴۰	(۲/۴) ۳۱۱	-	-	-
36	۳/۶۲	(۳/۷)۲۴۵	(۳/۳)۶۶	-	-
40	۴/۰۲	(۴/۱)۲۴۵	(۳/۷)۶۶		
24B36	۲/۴۰	(۲/۴) ۳۱۱	-	۱۸	۰/۰۳۶
36B20	۳/۶۲	(۲/۴) ۳۱۱	-	۱۸	۰/۰۲
36B36	۳/۶۲	(۳/۷)۲۴۵	(۳/۳)۶۶	۱۸	۰/۰۳۶
40B20	۴/۰۲	(۴/۱)۲۴۵	(۳/۷)۶۶	۱۸	۰/۰۲

[1] Pressurized Water Reactor



شکل ۲ نمایی از چیدمان اجزای سوخت در یک مجتمع سوخت با غنای ۴/۰۲ درصد (نوع ۴۰).

با استفاده از اطلاعات موجود در مدرک FSAR[1] نیروگاه اتمی بوشهر مدل‌سازی مجتمع سوخت با کد DRAGON4 انجام شده است [۱۰] . مجتمع سوخت به صورت شش‌ضلعیِ دوبعدی در نظر گرفته شده و مدل‌سازی با در نظر گرفتن تمامی جزئیات آن، در این کد انجام شده است.

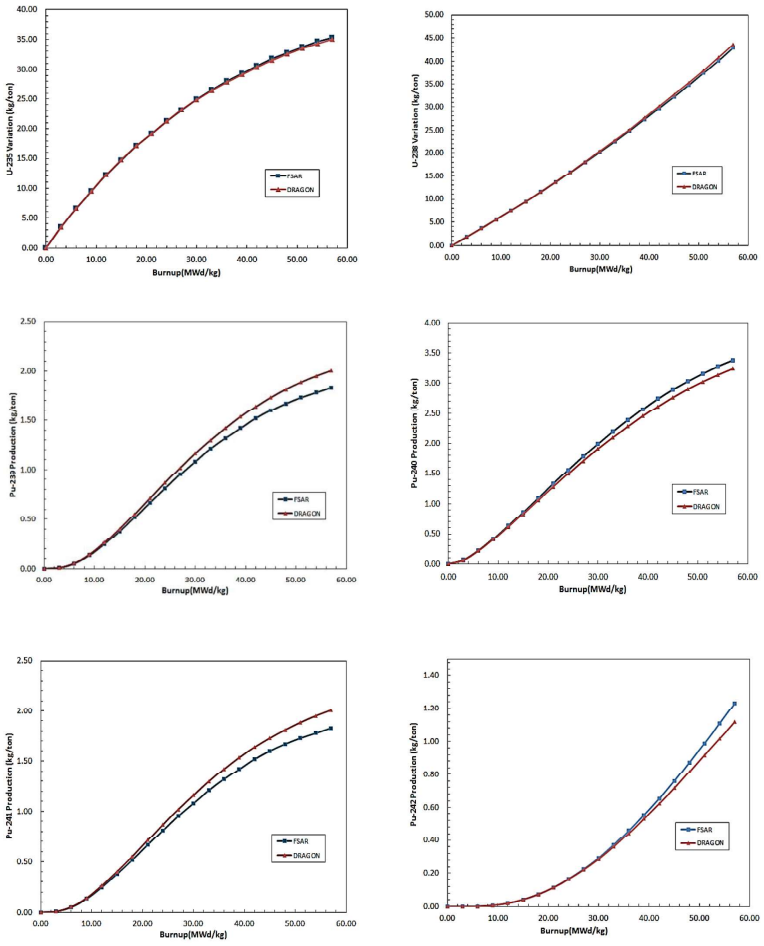
لازم به ذکر است که در این پژوهش کتابخانه‌های سطح مقاطع هسته‌ای ENDFB6، ENDFB7، ENDFB7.1 و IAEA برای مصرف سوخت در کد DRAGON مقایسه شدند. در جدول ۲ خطای ریشهٔ میانگین مربعی (RSME[2]) اختلاف غلظت ایزوتوپ‌های اورانیوم و پلوتونیم با داده‌های متناظر موجود در مدرک FSAR محاسبه شده است [۱۱]. نتایج محاسبات مذکور نشان می‌دهد که کتابخانه ENDFB7.1 کمترین خطا در مقایسه با سایر کتابخانه‌های بررسی‌شده دارد. در این جدول کمترین خطاها با نماد a نشان داده شده است. از این رو در مدل‌سازی انجام شده، از این کتابخانه سطح مقاطع هسته‌ای استفاده شده است.

جدول ۲ مقایسهٔ کتابخانه‌های سطح مقاطع هسته‌ای در محاسبات مصرف سوخت.

نام ایزوتوپ	RMSE اختلاف نتایج مصرف سوخت حاصل از کتابخانه‌های سطح مقاطع هسته‌ای و داده‌های متناظر موجود در مدرک FSAR			
	ENDFB6	ENDFB7	ENDFB7.1	IAEA
U-235	۰/۰۰۹۸۳۹	۰/۰۰۹۲۰۱	[a] ۰/۰۰۸۶۱۷	۰/۰۱۸۱۳۹
U-238	۰/۰۲۷۹۱۶	۰/۰۲۷۲۱۳	۰/۰۲۷۰۸۵	[a] ۰/۰۲۵۹۱۶
Pu-239	۰/۰۶۹۵۰۲	۰/۰۶۹۷۸۴	[a] ۰/۰۶۳۹۳۸	۰/۰۶۹۶۰۲
Pu-240	۰/۰۱۵۹۲۶	۰/۰۱۵۸۸۶	۰/۰۱۵۷۲۱	۰/۰۲۶۳۲۶
Pu-241	۰/۰۹۹۸۳۵	[a] ۰/۰۹۷۱۰۱	۰/۱۰۰۶۹۹	۰/۱۱۸۱۷۳
Pu-242	۰/۰۴۹۵۲۱	۰/۰۴۷۹۶۲	[a] ۰/۰۲۹۱۴۸	۰/۰۵۰۸۲۱

[1] Final Safety Analysis Report
[2] Root Mean Square Error

پس از مدل سازی هندسی مجتمع سوخت نوع ۴۰ و استفاده از کتابخانه سطح مقاطع هسته‌ای ENDFB7.1، محاسبات مصرف سوخت توسط ماژول EVO در کد DRAGON4 انجام می‌شود. نتایج محاسبات مذکور به همراه مقادیر متناظر آنها در مدرک FSAR برای ایزوتوپ‌های اورانیوم و پلوتونیم در شکل ۳ نشان داده شده‌اند. نتایج نشان می‌دهد که محاسبات انجام‌شده دقت معناداری داشته و به مقادیر موجود در مدرک FSAR بسیار نزدیک می‌باشند. حداکثر و میانگین خطای نسبی غلظت ایزوتوپ U-235 به ترتیب ۰/۹ و ۰/۵ درصد و در ایزوتوپ‌های پلوتونیوم، ۷/۵ و ۳/۵ درصد در بازهٔ میزان مصرف سوخت صفر تا MW.day/kgU ۶۰ می‌باشد.

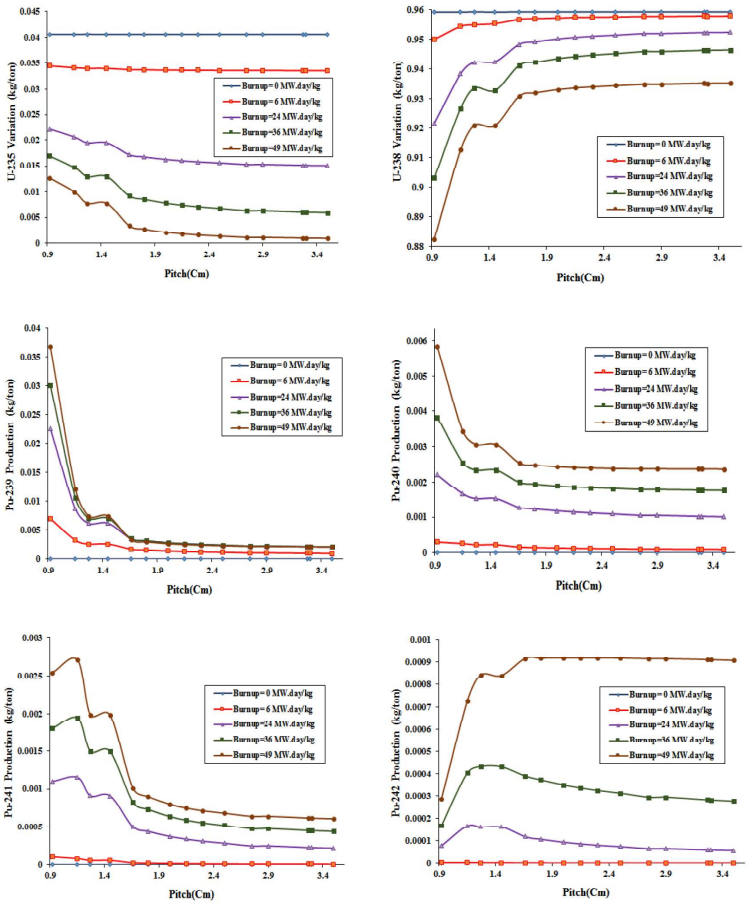


شکل ۳ تغییر غلظت ایزوتوپ‌های مختلف برحسب مصرف سوخت

ردیف اول: (راست) غلظت ایزوتوپ U-238 (چپ) غلظت ایزوتوپ U-235

ردیف دوم: (راست) غلظت ایزوتوپ Pu-240 (چپ) غلظت ایزوتوپ Pu-239

ردیف سوم: (راست) غلظت ایزوتوپ Pu-242 (چپ) غلظت ایزوتوپ Pu-241



شکل ۴ تغییر غلظت ایزوتوپ‌های مختلف برحسب گام شبکه در مجتمع سوخت برای مصرف سوخت‌های متفاوت

ردیف اول: (راست) غلظت ایزوتوپ U-238 (چپ) غلظت ایزوتوپ U-235

ردیف دوم: (راست) غلظت ایزوتوپ Pu-240 (چپ) غلظت ایزوتوپ Pu-239

ردیف سوم: (راست) غلظت ایزوتوپ Pu-242 (چپ) غلظت ایزوتوپ Pu-241

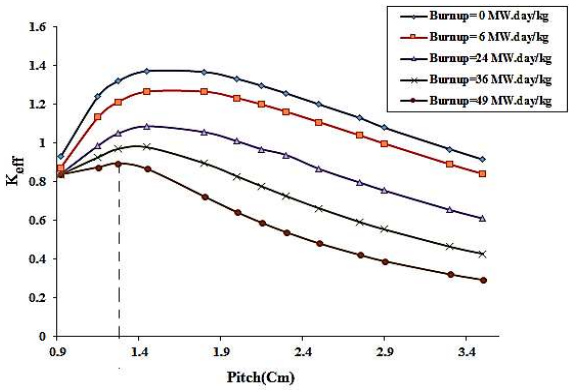
۴. اثر تغییر گام شبکه در مجتمع سوخت بر پارامتر مصرف سوخت

از جمله پارامترهایی که می‌توانیم در کد DRAGON4 اثر تغییرات آن را در محاسبات مصرف سوخت بررسی کنیم پارامترهای هندسی است. در این پژوهش، تأثیر تغییر گام شبکه (یا فاصلهٔ بین مراکز میله‌های سوخت موجود) در یک مجتمع سوخت بررسی شده است. به این منظور و با توجه به متناظر بودن تغییرات نتایج در مجتمع‌های مختلف سوخت در بررسی تغییرات گام شبکه از یک مجتمع سوخت با غنای سوخت ۴/۰۲ درصد استفاده شده است که دارای بیشینهٔ مقدار مصرف سوخت ۶۰ MW.day/kgU است. در پارامترهای طراحی میلهٔ سوخت، قطر غلاف سوخت ۹/۱

میلیمتر و گـام شـبکه ۱۲/۷۵ میلیمتـر در نظـر گرفتـه شـده اسـت [۱۰]. بـرای ایـن مطالعـه، غلظـت ایزوتوپ‌های مهم اورانیوم و پلوتونیوم بر حسب تغییر گـام شـبکه در مجتمـع سـوخت بـرای چنـد مقدار مصرف سوخت با مدل‌سازی با کد DRAGON4 محاسبه شده است. نتایج مذکور در شکل۴ ارائه شده است.

۵. نتیجه‌گیری

تغییرات هندسی در هر مجتمع سوخت باعث تغییرات در مصرف سوخت آن می‌شود. بـا توجـه بـه نتایج شکل ۳، مشهود است کـه بـا افـزایش طـول گـام شـبکه در یـک مجتمـع سـوخت، مصـرف ایزوتـوپ U-235 افـزایش و مصـرف ایزوتـوپ U-238 کـاهش مـی‌یابـد و همچنـین تولیـد ایزوتوپ‌های پلوتونیوم Pu-239 تا Pu-242 متناسب با مصرف ایزوتوپ U-238 بـوده و بـر طبـق زنجیرهٔ واکنش‌های هسته‌ای توجیه‌پذیر است.



شکل ۵ تغییرات K_{eff} برحسب گام شبکه در مجتمع سوخت شبیه‌سازی‌شده برای مصرف سوخت‌های متفاوت.

در شکل ۵، تغییرات ضریب تکثیر مؤثر[1] (K_{eff}) که یکی از مهمترین پارامترهـای ایمنـی و طراحـی قلب راکتور است برحسب گام شبکه در مجتمع سوخت مشاهده می‌شود. در این شکل، قلـه‌ای در گام شبکه برابر با ۱۲/۷۸ میلیمتری وجود دارد که با خـط‌چـین مشـخص شـده اسـت و مربـوط بـه کمترین مقدار قله‌های K_{eff} در مصرف سوخت‌های مختلف است. این نقطه در واقع گام بهینه است و اگر گام شبکه از این مقدار کمتر باشد راکتور در ناحیه «زیـرِ کندکننـدگی»[2] قـرار دارد. در ایـن

[1] Effective neutron multiplication factor
[2] Under Moderated

ناحیه افزایش دمای خنک‌کننده باعث کاهش K_{eff} و تزریق راکتیویتهٔ منفی به سیستم شده و در واقع ایمنی ذاتی راکتور تامین می‌شود. راکتور در این ناحیه پایدار است [۱۵ـ۱۷].

چنانچه گام شبکه از گام شبکهٔ بهینه بیشتر شود راکتور در ناحیه «فوقِ کندکنندگی»[1] قرار خواهد گرفت. در این ناحیه افزایش دمای خنک‌کننده باعث افزایش K_{eff} و تزریق راکتیویته مثبت به سیستم شده و باعث ناپایداری سیستم می‌شود [۱۸]. لذا در طراحی گام شبکه لازم است این کمیت به‌گونه‌ای تعیین شود که در نزدیکترین فاصله به گام بهینه و در ناحیه «زیرِکندکنندگی» قرار گیرد. با مقایسهٔ داده‌های FSAR نیروگاه اتمی بوشهر مشاهده می‌شود که طول گام شبکه برابر ۱۲/۷۵ میلیمتر است که شرایط مذکور، بهترین وضعیت مصرف سوخت و ایمنی راکتور را تضمین می‌کند. البته شایان ذکر است که برای تعیین این پارامتر علاوه بر تحلیل فیزیک نوترونی، تحلیل‌های ترموهیدرولیکی و ترمومکانیکی نیز لازم است.

منابع

[1] Rowayda F. *et al*. "Burnup credit in criticality safety of PWR spent fuel". *Nuclear Engineering and Design*. 280. 628–633. 2014.

[2] IAEA-TECDOC-1547. "Advances in Applications of Burnup Credit to Enhance Spent Fuel Transportation, Storage". *Reprocessing and Disposition*. IAEA, VIENNA. 2007.

[3] Oberle, Ph, Broeders C. H. M., and Dagan R. "Comparison of PWR–burnup calculations with SCALE 5.0/TRITON other burnup codes and experimental results". PHYSOR-2006, *Advances in Nuclear Analysis and Simulation*. Vancouver, BC, Canada. 2006.

[4] Oggianu S., Kazimi M. *Analysis of Burnup and Economic Potential of Alternative Fuel Materials in Thermal Reactors*. Nuclear Technology. Vol. 143. 256-269. 2003.

[5] Hadad K., Yousefnia M. "Burnup and Neutronic Analysis of VVER-1000 Nuclear Reactor". *Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance*, Orlando, Florida, USA, September. 26-29. 2010.

[6] Taheranpour N., Talaei A. "Development of practical method using a Monte Carlo code for evaluation of optimum fuel pitch in a typical VVER-1000 core". *Annals of Nuclear Energy*. 54. 129-133. 2013.

[7] Mozafari M.A., Faghihi F.. "Design of annular fuels for a typical VVER-1000 core: Neutronic investigation, pitch optimization and MDNBR calculation". *Annals of Nuclear Energy*. 60. 226-234. 2013.

[8] Marleau G., Roy R. "User Guide for DRAGON Version4". 2013.

[9] Calic D., Trkov A., and Kromar M. "Use of Lattice code DRAGON in reactor calculations". *Proceedings of the 22nd International Conference Nuclear Energy for New Europe*, September. 2013.

[10] ZAO ASE. *Final Safety Analysis Report of Bushehr NPP Unit 1*. Chapter 4. Revision1. 2014.

[11] José J. Herrero et al. "Review calculations for the OECD/NEA Burnup Credit Criticality Safety Benchmark". *Annals of Nuclear Energy*. 87. 48–57. 2016.

[12] Wang D. "Optimization of a seed and blanket thorium-uranium fuel cycle for pressurized water reactors". *Massachusetts Institute of Technology*. 2003.

---

[1] Over Moderated

[13] Rahgoshay M., Hashemi-Tilehnoee M. "Calculating the inventory of heavy metals in the fuel assemblies of VVER-1000 during the first cycle". *Annals of Nuclear Energy*. 58. 33-35. 2013.
[14] Gauld I.C., Radulescu G., Ilas G., Murphy B.D., Williams M.L., Wiarda D. "Isotopic depletion and decay methods and analysis capabilities in SCALE". *Nuclear Technology*. 174. 169-195. 2011.
[15] Ohashi H., Sato H., Tachibana Y., Kunitomi K., Ogawa M.. "Concept of an inherently-safe high temperature gas-cooled reactor". *AIP Conference Proceedings*, American Institute of Physics. 50-58. 2012.
[16] Qvist S., Greenspan E. "Inherent Safety of Minimum Burnup Breed-and-Burn Reactors". *Proc. Int. Congress Advances in Nuclear Power Plants* (ICAPP'12), June 24–28, 2012, American Nuclear Society Chicago, Illinois, 24-28. 2012.
[17] Scaglione J.M., Mueller D.E., Wagner J.C. "An approach for validating actinide and fission product burnup credit criticality safety analyses: criticality (keff) predictions", *Nuclear Technology*, 188. 266-279. 2014.
[18] Averyanova S., Dubov A., Kosourov K., Filimonov P. "Temperature regulation and maneuverability of VER-1000". *Atomic energy*.109. 2011.