

نشریه تابش و فناوری هسته‌ای، دوره ۴، شماره ۲، تابستان ۱۳۹۶

## محاسبه تغییرات دما، اکتینیدها و محصولات شکافت به روش مونت کارلو در راستای شعاعی قرص سوخت VVER-1000

محمد حسین شریفیان دوایی<sup>۱</sup>، مهدی امیری<sup>۲\*</sup>، علی ضاحیان<sup>۲</sup>

<sup>۱</sup> کارشناسی ارشد، دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ایران

<sup>۲</sup> دانشجوی کارشناسی ارشد، دانشکده مهندسی هسته‌ای، دانشگاه شهید بهشتی، تهران، ایران

(تاریخ دریافت مقاله: ۱۳۹۶/۰۲/۰۸ - تاریخ پذیرش مقاله: ۱۳۹۶/۰۳/۳۰)

### چکیده

ارزیابی نیروگاه‌های هسته‌ای از نقطه نظر ایمنی و صرفه اقتصادی نیازمند آگاهی از چگونگی رفتار سوخت در شرایط متفاوت می‌باشد. بررسی وضعیت ناحیه حاشیه‌ای قرص‌های سوخت هسته‌ای به دلیل آزادسازی بیش از اندازه گازهای حاصل از شکافت، کاهش ضریب هدایتی و مصرف بالای سوخت در این ناحیه در مقایسه با نواحی داخلی قرص سوخت از اهمیت زیادی برخوردار می‌باشد. به دلیل اهمیت رفتار سوخت در مصارف بالای سوخت، در این مقاله، کمیت‌های متفاوتی مانند توزیع محصولات شکافت، مصرف سوخت و دانسیته اتمی اکتینیدها و اختلافشان در راستای شعاعی قرص با افزایش مصرف سوخت و سایر عوامل مانند دما و دانسیته توان در یک قرص سوخت راکتور VVER-1000 در شرایط کارکرد راکتور توسط کد MCNPX2.7 مطالعه شده است. برای محاسبه توزیع شعاعی دما و تحلیل اثر مصرف سوخت بر روی آن، برنامه‌ای به زبان FORTRAN نوشته شد، که در آن با استفاده از روابط انتقال حرارت موجود به بررسی رفتار سوخت می‌پردازد. نتایج حاصل، توانایی انجام محاسبات شعاعی با مدل ارائه شده در MCNPX2.7 و برنامه‌ی مذکور را نشان می‌دهد.

واژه‌های کلیدی: توزیع شعاعی مصرف سوخت، کد MCNPX، FORTRAN، راکتور VVER-1000.

\* تهران، دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته‌ای

پست الکترونیکی: mah.amiri@mail.sbu.ac.ir

## ۱. مقدمه

بررسی اتم‌های موجود در مجتمع‌های سوخت راکتور در سراسر طول سیکل کارکرد آن، به جهت اطلاع از مواد موجود درون سوخت بسیار مفید می‌باشد. زمانی که سوخت‌های هسته‌ای در شرایط عملیاتی و در معرض تابش قرار می‌گیرند، مجموعه تغییرات پی در پی در توزیع محتوی سوخت شامل مواد شکافت پذیر و محصولات شکافت حاصل می‌گردد. در سوخت تازه، مواد شکافت پذیر که عمدتاً شامل U-235 می‌باشد، معمولاً به طور یکنواخت در سوخت توزیع شده است. بنابراین، محصولات شکافت و توزیع توان هر دو با اختلاف نسبتاً جزئی، در راستای شعاعی و محوری سوخت ایجاد می‌شوند. به همین صورت، با افزایش مصرف سوخت نیز یک ساختار غیریکنواخت از ایزوتوپ‌های پلوتونیوم شکافت از طریق جذب رزونانس نوترون‌های فوق حرارتی توسط U-238 و بعد از آن با واپاشی  $\beta$  و تبدیل به Pu-239 و ایزوتوپ‌های شکافتی سنگین‌تر پلوتونیوم به وجود می‌آید [۱]. از آنجایی که گیراندازی نوترون در سطح و نواحی حاشیه‌ای<sup>۱</sup> سوخت به میزان بیشتری نسبت به نواحی داخلی روی می‌دهد، توزیع مواد شکافت پذیر، آهنگ شکافت و محصولات شکافت به هنگام افزایش مصرف سوخت دارای بیشینه‌ای در ناحیه حاشیه‌ای سوخت می‌باشد. این شکل توزیع تنها به زمان تابش بستگی ندارد، بلکه به محتوی اولیه U-235 سوخت، اندازه سوخت و طیف انرژی نوترون وابسته است [۲]. در دهه‌ی اخیر توجهات و علاقه‌مندی‌ها به آگاهی از وابستگی مصرف سوخت به تحلیل‌های مکانیکی و حرارتی قلب راکتور که شامل تخمین و محاسبات غلظت هسته‌ها در سوخت‌های هسته‌ای می‌باشد افزایش یافته است [۳]. تخمین رفتار سوخت در راکتور در

مصارف بالای سوخت، به دلیل وابستگی بسیار زیاد ترکیب سوخت به تحلیل مکانیکی و گرمایی که آن هم به مصرف سوخت مرتبط می‌باشد بسیار مشکل است، به عنوان مثال با افزایش مصرف سوخت غلظت مواد در آن تغییر می‌کند، که این مورد در ناحیه حاشیه‌ای سوخت برای Pu-239 بسیار محسوس است و با افزایش مصرف سوخت مقدار تولیدی Pu-239 نیز افزایش می‌یابد [۴].

برای تخمین میزان مصرف سوخت و همچنین توزیع غلظت هسته‌ها در آن، مدل‌های متفاوتی ارائه گردیده است. RADAR<sup>۲</sup> یکی از اولین برنامه‌هایی بود که میزان تولیدی Pu-239 را در نزدیکی دیواره‌ی سوخت محاسبه می‌کرد. RADAR تنها Pu-239 را در نظر می‌گرفت و مابقی ایزوتوپ‌های پلوتونیوم مانند Pu-240، Pu-241 و Pu-242 را مورد بررسی قرار نمی‌داد. سپس مدل TUBRNP<sup>۳</sup> ارائه گردید. این مدل را می‌توان توسعه یافته مدل RADAR در نظر گرفت. این مدل جدید توانایی تخمین توزیع شعاعی چگالی توان بر حسب تابعی از مصرف سوخت و نیز پروفایل‌های شعاعی U-235، U-238، Pu-239، Pu-240، Pu-241 و Pu-242 را دارا می‌باشد [۴]. در نهایت، مدل RAPID<sup>۴</sup> که توانایی انجام محاسبات شعاعی، توان و مصرف سوخت را ضمن در نظر گرفتن تغییرات هسته‌های شکافت پذیر با مصرف سوخت و موقعیت‌های شعاعی را دارا می‌باشد توسعه یافت. مدل RAPID همه‌ی هسته‌های شکافت پذیر را در نظر می‌گیرد [۵].

در همین زمینه نیز کارهایی با استفاده از همگام‌سازی MCNPX و CINDER'90 انجام شده است. Kalcheva و همکاران کاربردهای کد MCNPX2.6 جهت محاسبات مصرف

<sup>۲</sup>Rating Depression Analysis Routine

<sup>۳</sup>Transuranus burnup model

<sup>۴</sup>Radial power and burnup Prediction by following fissile Isotope Distribution in the pellet

<sup>۱</sup> Rim Region

نحوی نسبتاً دقیق خواهد بود. کد MCNPX از جمله کدهای محاسباتی است که از روش مونت کارلو استفاده می‌کند. این کد در طراحی نوترونی راکتورهای هسته‌ای و بررسی ایمنی آنها، محاسبات مصرف سوخت و ... کاربردهای بسیاری دارد.

توانایی محاسبه تهی سازی و مصرف سوخت در برنامه MCNPX2.7 بر اساس CINDER90 پایه گذاری شده است. این توانایی، که در آخرین نسخه برنامه MCNP به آن افزوده شده، تنها محدود به محاسبات بحرانیته<sup>۲</sup> می‌باشد. محاسبات MCNPX شامل محاسبات شار حالت پایا در MCNP و محاسبات تهی سازی هسته در CINDER90 انجام می‌شود. MCNPX محاسبات حالت پایا را به منظور دستیابی به مقدار ویژه سیستم، شارهای ۶۳ گروهی، نرخ‌های واکنش برای حالت انرژی کلی، ضریب تکثیر شکافت و انرژی قابل استحصال به ازای هر شکافت انجام می‌دهد. سپس، CINDER90 مقادیر ایجاد شده توسط MCNPX را گرفته و محاسبات تهی سازی سوخت را به منظور تولید مقادیر جدید دانسیته برای گام بعدی انجام واکنش بوجود می‌آورد. این فرآیند تا زمان رسیدن به آخرین گام زمانی مشخص شده توسط کاربر، ادامه می‌یابد [۹]. CINDER90 احتمال بر هم کنش و واپاشی را در حالت تک گروهی به همراه اطلاعات درصد تولید محصولات شکافت به منظور محاسبه تولید هسته‌های موقت<sup>۳</sup> و تهی سازی مورد استفاده قرار می‌دهد. کتابخانه داده‌ها در CINDER90 شامل داده‌های واپاشی و احتمال برهم‌کنش برای ۳۴۰۰ ایزوتوپ شامل ۳۰ دسته از محصولات شکافت و نتایج درصد تولید آنها برای ۱۳۲۵ محصول شکافت می‌باشد.

## ۲.۲. مدل سازی سوخت VVER-1000

سوخت و آنالیز مواد حاصل از تست راکتور تحقیقاتی BR2 در بلژیک بررسی کردند [۶]. همچنین محاسباتی جهت بررسی مصرف سوخت در راکتور PSBR<sup>۱</sup> با استفاده از روش مونت کارلو برای مشاهده عوامل تاثیرگذار بر روی راکتیویته و نیز تهی‌سازی سوخت انجام شده است [۷]. Dr.Hall نیز با بهره‌گیری از روش مونت‌کارلو، محاسبات تهی‌سازی و مصرف سوخت را برای راکتور تحقیقاتی TRIGA MARK-F انجام داده است [۸].

هدف از این مطالعه، انجام محاسبات مصرف و تهی‌سازی سوخت یک قرص سوختی VVER-1000 توسط کدهای MCNPX2.7 و CINDER90 و تهیه پروفایل شعاعی مصرف U، تولید Pu، Xe و I و همچنین بررسی پروفایل توزیع دمایی سوخت با استفاده از روابط ارائه شده انتقال حرارت توسط برنامه نوشته شده به زبان FORTRAN، در مصارف متفاوت سوخت و تحلیل و ارزیابی نتایج می‌باشد.

## ۲. مواد و روش کار

### ۲.۱. کد MCNPX2.7 و CINDER90

امروزه روش مونت کارلو، به علت توانایی مدل‌سازی هندسه‌های پیچیده و قابلیت بهره‌گیری از سطح مقطع‌های پیوسته در انرژی و قابلیت‌های بسیار دیگر، یکی از مناسب‌ترین روش‌ها جهت حل مسائل نوترونی محسوب می‌گردد، به نحوی که از روش‌های محاسباتی مبتنی بر روش مونت کارلو، برای انجام محاسبات مصرف سوخت بهره‌گیری می‌شود. پیش‌بینی چگونگی تغییرات ترکیب ایزوتوپی سوخت راکتور در طول مدت زمان تابش دهی، مدیریت سوخت و تجزیه و تحلیل ایمنی مربوط به آن، مستلزم انجام محاسبات مصرف سوخت به

<sup>۲</sup>Criticality

<sup>۳</sup>Temporal nuclide

<sup>۱</sup>Pennsylvania State University Breazeale research reactor

اختلاف شعاع‌های یکسان تقسیم شده است، تا به کمک آن بتوان پیش‌بینی دقیقی از پروفایل توزیع شعاعی ایزوتوپ‌های مختلف، مصرف سوخت و دما مخصوصاً در ناحیه حاشیه‌ای بدست آورد. آهنگ خطی تولید حرارت  $167 \text{ W/cm}$  انتخاب شده است [۱۰]. در این مطالعه برای صرف نظر کردن از اختلاف آهنگ تولید حرارت در راستای محوری، ۱ سانتیمتر از طول میله‌ی سوخت VVER-1000 در نظر گرفته شده است. در این مطالعه، از ورژن MCNPX2.7 و کامپیوتر ۶۴ بیتی Core(TM)i3 با قدرت پردازش  $3/20 \text{ GHz}$  و از RAM ۴ گیگ استفاده شده است.

### ۳.۲. بررسی معادلات انتقال حرارت

در بررسی انتقال حرارت قرص سوخت با توجه به وجود سه عامل مجزا شامل قرص سوخت، گاز موجود در گپ و غلاف زیرکونیومی می‌بایست نسبت به چگونگی انتقال حرارت در این اجزا آگاهی داشت. همچنین با توجه به خواص فیزیکی متفاوت هر جزء و تاثیر متفاوت فرسایش سوخت بر ضرایب انتقال حرارتی در هر یک از این مواد این تغییرات می‌بایست به صورت مجزا محاسبه شوند. بنابراین با توجه به مدل‌های ارائه شده برای ضرایب هدایت حرارتی در کد FRAPCON و روابط ارائه شده برای تغییرات خواص این مواد در کتابهای Olander و Rivera به بررسی این تغییرات پرداخته می‌شود [۱۱-۱۳].

### ۳.۲.۱. محاسبه انتقال حرارت سوخت

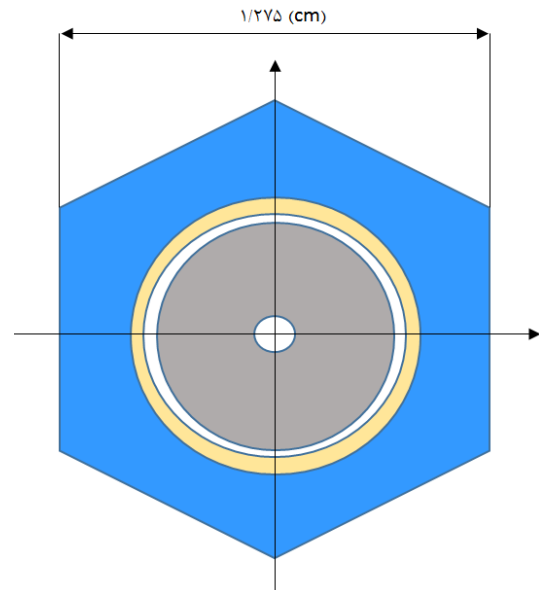
برای محاسبه ضریب انتقال حرارت سوخت تابش دیده از معادله ۱ استفاده می‌شود [۱۱].

$$k = k_{un\_irr} (FD * FP * FM * FR) \quad (1)$$

معادله ۱ شامل ۴ ضریب تصحیح و یک ضریب انتقال

هدایت حرارتی  $k_{un\_irr}$  می‌باشد، که  $k_{un\_irr}$  در معادله ۲

جهت تحلیل سوخت VVER-1000 یک قرص سوختی مورد بررسی قرار می‌گیرد. در شکل ۱ ساختار یک قرص سوختی در یک محیط شش ضلعی آب کندکننده اطراف سوخت نشان داده شده و پارامترهای قرص سوخت VVER-1000 در جدول ۱ ذکر شده است.



شکل ۱. شمای قرص سوخت VVER-1000

جدول ۱. کمیت‌های قرص سوخت VVER-1000

مقدار	کمیت
UO2	ماده قرص سوخت
۱/۶	غناي سوخت
۱۰/۶	دانسیته سوخت (g/cm3)
Zr-۱%Nb	جنس غلاف
He	گاز پرکننده
۰/۱۵	قطر داخلی قرص سوخت (cm)
۰/۷۵۷	قطر خارجی قرص سوخت (cm)
۰/۷۷۳	قطر داخلی غلاف (cm)
۰/۹۱	قطر خارجی غلاف (cm)
۱/۲۷۵	اندازه گام (cm)

قرص سوخت مورد نظر به ۲۰ قطاع استوانه‌ای هم مرکز با

تعریف و ضرایب تصحیح به ترتیب در معادلات ۳ تا ۶ آورده شده است.

$$k_{im-irr} = \frac{1}{0.0375 + 2.165 * 10^{-4} T + \left( \frac{4.715 * 10^9}{T^2} \right) * EXP\left( -\frac{16361}{T} \right)} \quad (2)$$

FD ضریب تصحیح برای در نظر گرفتن اثر پاره‌های شکافت پخش شده در ماتریس سوخت

$$FD = \left[ \frac{1.09}{B^{3.265}} + \frac{0.0643}{\sqrt{B}} \sqrt{T} \right] \times \arctan \left[ \frac{1}{\frac{1.09}{B^{3.265}} + \frac{0.0643}{\sqrt{B}} \sqrt{T}} \right] \quad (3)$$

FP ضریب تصحیح برای در نظر گرفتن اثر پاره‌های شکافت ته نشین شده در سوخت

$$FP = 1 + \left[ \frac{0.019B}{3 - 0.019B} \right] \left[ \frac{1}{1 + EXP\left( -\frac{T - 1200}{100} \right)} \right] \quad (4)$$

FR ضریب تصحیح برای در نظر گرفتن اثر تابش دیدن سوخت

$$FR = 1 - \frac{0.2}{1 + EXP\left( \frac{T - 900}{80} \right)} \quad (5)$$

FP ضریب تصحیح در نظر گرفتن اثر تخلخل سوخت

$$FM = \frac{1 - p}{1 + (s - 1)p} \quad (6)$$

T دمای میانگین سوخت

B مصرف سوخت

p کسر تخلخل

s فاکتور شکل برای حفره برابر ۱/۵

۷ پس از محاسبه ضریب انتقال حرارت سوخت با توجه به معادله که مربوط به انتقال حرارت در استوانه با در نظر گرفتن

حرارت تولید شده در سوخت می‌باشد، می‌توان میزان انتقال حرارت را محاسبه کرد.

$$T_{(r)} = \frac{q'''}{4k} (r^2 - r_{fs}^2) + T_{fs} \quad (7)$$

q''' حرارت تولید شده

T<sub>fs</sub> دمای سطح خارجی

r<sub>fs</sub> شعاع سطح خارجی

### ۲.۳.۲. محاسبه انتقال حرارت گاز موجود در گپ

فاصله موجود بین قرص سوخت و غلاف زیرکونیوم را به دو دلیل عمده هدایت حرارتی بالا و سطح مقطع جذب پایین نوترونی، با گاز He پر می‌کنند. به مرور زمان و با آزاد شدن پاره‌های شکافت گازی، بخشی از این گازها به درون گپ راه پیدا می‌کنند و بخشی درون حفره‌های تخلخل سوخت حبس می‌شوند. با آزاد شدن این گازها که مهمترین آنها Xe و Kr می‌باشند، هدایت حرارتی گاز داخل گپ ترکیبی از هدایت He، Xe و Kr خواهد بود و به دلیل پایین‌تر بودن هدایت حرارتی Xe و Kr نسبت به He، هدایت گاز درون گپ کاهش پیدا می‌کند. با توجه به مطالب بالا، انتقال حرارت برای مخلوطی از گازها، در رابطه ۸ آورده شده است.

$$\Delta T_{gap} = \frac{q''(z)}{h} \quad (8)$$

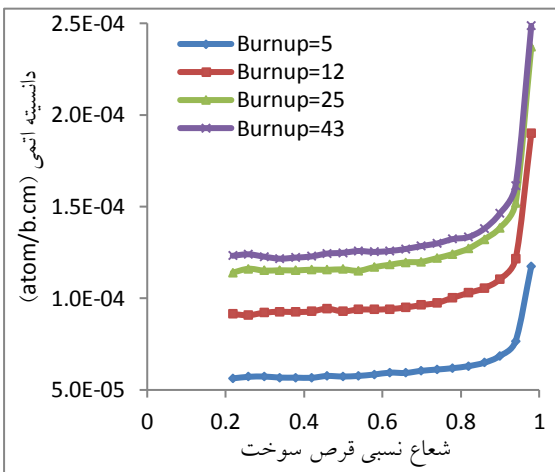
$$h = h_{rad} + h_{gas} + h_{solid}$$

q'' شار حرارتی

### ۲.۳.۲. محاسبه انتقال حرارت غلاف

در راکتورهای آب سبک از آلیاژ زیرکونیوم به عنوان غلاف استفاده می‌شود. از جمله مهمترین دلایل انتخاب این آلیاژ می‌توان به ضریب هدایت حرارتی بالا، عدم تمایل به جذب نوترون و مقاومت مناسب در برابر خوردگی اشاره کرد. خواص

این شکل نشان می‌دهد که توزیع کمیت مصرف سوخت در قرص در راستای شعاعی به صورت غیریکنواخت بوده و میزان مصرف سوخت در ناحیه حاشیه‌ای قرص تقریباً ۱/۵ برابر داخلی‌ترین قسمت سوخت می‌باشد. حساسیت این روش برای رسیدن به دقت و سرعت مناسب در انجام محاسبات نوترونی و مصرف سوخت قابل قبول، متأثر از تخمین پارامترهای مختلف مانند تعداد گره‌های موجود در جهت‌های شعاعی و محوری سوخت، تعداد گام‌های مصرف سوخت و انتخاب محتوای محصولات شکافت متفاوت (ایزوتوپ‌های مورد استفاده برای انجام محاسبات) در مدل MCNPX می‌باشد. توزیع شعاعی ایزوتوپ‌های Pu در شکل‌های ۳ تا ۶ در مصارف متفاوت سوخت نمایش داده شده است.



شکل ۳. پروفایل توزیع شعاعی Pu-239

غلاف زیرکونیمی با گذر زمان و پرتودهی تقریباً ثابت بوده و فقط تابعیت دما دارد. با توجه به موارد ذکر شده، می‌توان ضریب هدایت حرارتی غلاف را با توجه به رابطه ۹ محاسبه کرد.

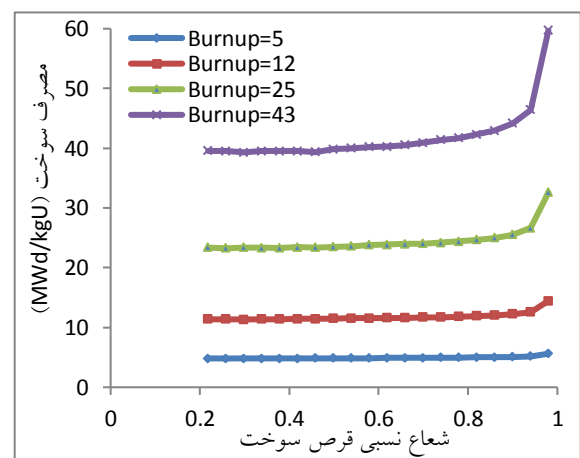
$$k_c = 7.51 + 2.09 \times 10^{-2} \times T - 1.45 \times 10^{-5} \times T^2 + 7.67 \times 10^{-9} \times T^3 \quad (9)$$

با استفاده از ضریب انتقال حرارت غلاف و با توجه به رابطه ۱۰ می‌توان دمای غلاف را در نقاط مختلف آن محاسبه نمود.

$$\Delta T_c = \frac{q''(z) r_b \ln\left(\frac{r_b}{r_a}\right)}{\bar{k}} \quad (10)$$

### ۳. شبیه‌سازی و تحلیل نتایج

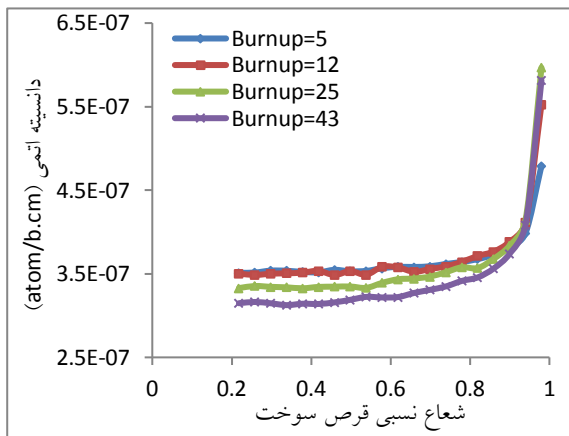
جهت انجام محاسبات با کد MCNPX قرص سوختی که مطابق با شرایط مذکور مدل سازی شده، در نظر گرفته می‌شود. همچنین می‌بایست توجه کرد که در انجام محاسبات بحرانی و مصرف سوخت در راستای شعاعی، شرایط مرزی به صورت بازتابنده در نظر گرفته می‌شود. توزیع شعاعی مصرف سوخت برای مصارف متفاوت سوخت در شکل ۲ آورده شده است.



شکل ۲. پروفایل توزیع شعاعی مصرف سوخت

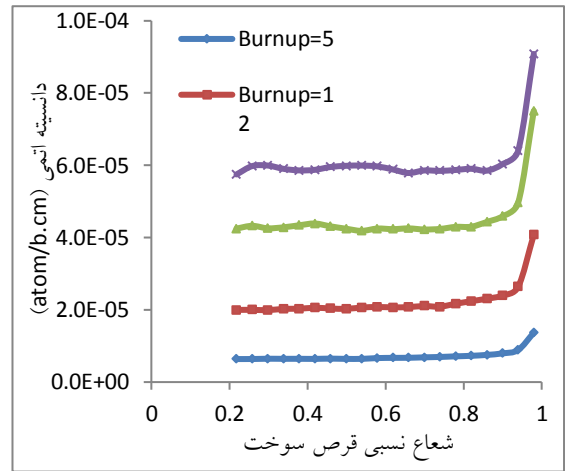
این نمودار بیان می‌کند که جذب نوترون‌های حرارتی در مصارف بالای سوخت مخصوصاً در ناحیه حاشیه‌ای بسیار تاثیر گذار است. همانطور که انتظار می‌رود، در مورد ایزوتوپ Pu-239 نسبت میزان مصرف سوخت در ناحیه حاشیه‌ای قرص به نواحی داخلی آن بیش از ۲ برابر می‌باشد و نیز در مورد تمامی ایزوتوپ‌های Pu، با افزایش میزان مصرف سوخت، دانسیته اتمی ایزوتوپ‌ها افزایش می‌یابد.

به دلیل اهمیت مصرف سوخت بر روی آزاد سازی گازهای حاصل از شکافت، تغییرات غلظت I-131 و Xe-135 در مصارف متفاوت سوخت در شکل‌های ۷ و ۸ نشان داده شده است.

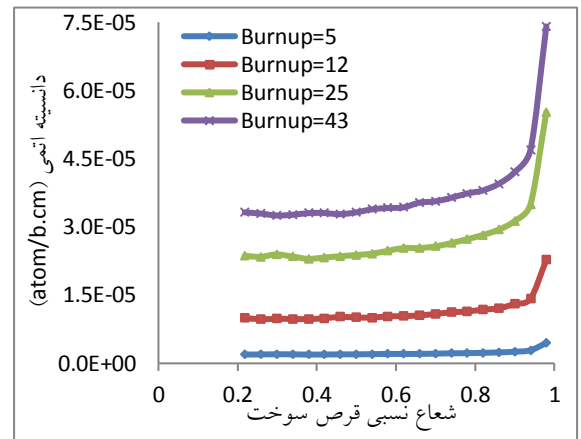


شکل ۷. پروفایل توزیع شعاعی I-131

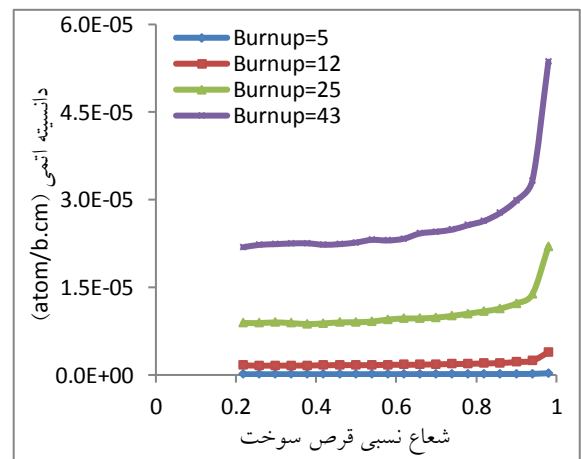
همانطور که انتظار می‌رود تجمع این گازها در ناحیه حاشیه‌ای نسبت به نواحی داخلی قرص بیشتر می‌باشد که دلیل آن نرخ بالاتر شکافت در ناحیه حاشیه‌ای است. با این وجود، برای شرایط واقعی بدلیل خروج گازهای حاصل از شکافت از قرص سوخت، میزان غلظت Xe-135 در ناحیه حاشیه‌ای نسبت به نواحی داخلی قرص سوخت کمتر می‌باشد.



شکل ۴. پروفایل توزیع شعاعی Pu-240

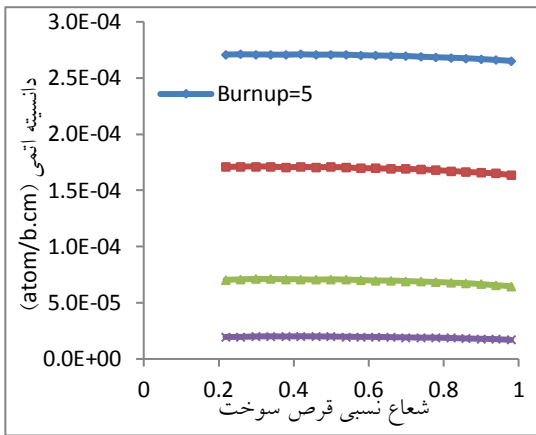


شکل ۵. پروفایل توزیع شعاعی Pu-241



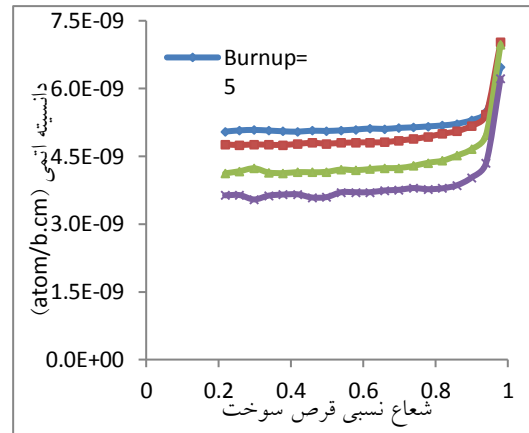
شکل ۶. پروفایل توزیع شعاعی Pu-242

ضریب هدایت حرارتی سوخت، یکی از پارامترهای مهمی است



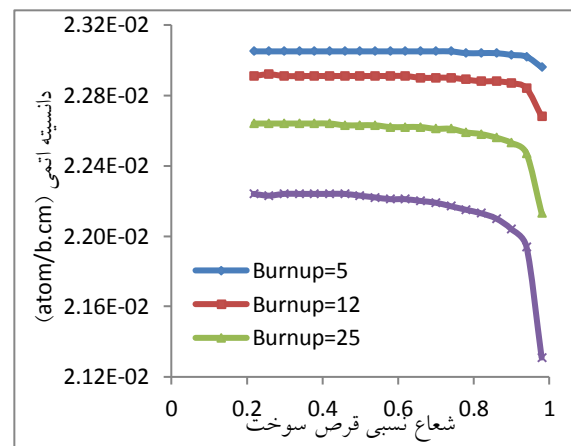
شکل ۱۰. پروفایل توزیع شعاعی U-235

که متأثر از رفتار حرارتی راکتور در حین کارکرد می‌باشد. مخصوصاً دمای سوخت، انبساط گرمایی، آزاد سازی گازهای حاصل از شکافت و تورم سوخت از مهم‌ترین عوامل تأثیر گذار بر روی ضریب هدایت حرارتی سوخت می‌باشند [۱۴، ۱۵]. در این مطالعه برای مشخص کردن هدایت حرارتی در راستای شعاعی از معادلات ۱، ۸ و ۹ که در کتابهای Olander و Rivera و دستورالعمل کد FRAPCON موجود می‌باشد استفاده شده است. برای محاسبه توزیع دما در راستای شعاعی و تحلیل اثر میزان مصرف سوخت بر روی دمای آن برنامه‌ای جهت بررسی رفتار سوخت با استفاده از روابط انتقال حرارت مذکور به زبان FORTRAN نوشته شده است. بدین منظور مقدار پارامترهای موجود در روابط بالا شامل دمای میانگین سوخت، غلاف و آب کندکننده به ترتیب  $1063/15K$ ،  $590K$  و  $577/65K$  در نظر گرفته شدند [۱۰].



شکل ۸. پروفایل توزیع شعاعی Xe-154

توزیع شعاعی U-238 و U-235 در شکل‌های ۹ و ۱۰ آورده شده است.

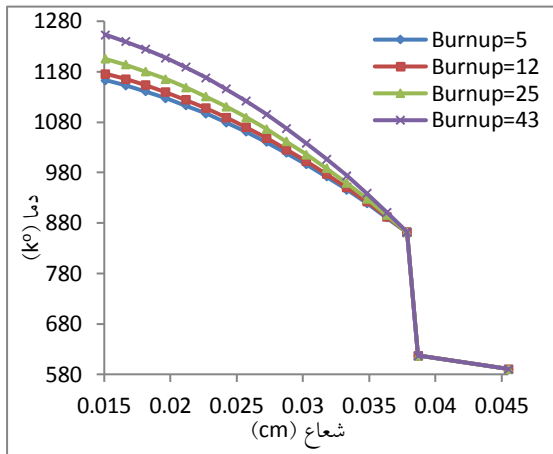


شکل ۹. پروفایل توزیع شعاعی U-238

همانطور که مشخص است غلظت این ایزوتوپ‌ها در ناحیه حاشیه‌ای نسبت به نواحی داخلی سوخت کمتر است که دلیل آن وجود تعداد بیشتر جذب نوترون فوق حرارتی برای U-238 و نرخ بالای شکافت برای U-235 در این ناحیه می‌باشد. همچنین با افزایش میزان مصرف سوخت، کاهش مقدار U-238 نسبت به U-235 در نواحی حاشیه‌ای قرص به دلیل افزایش نوترون‌های حرارتی، شدت بیشتری را نشان می‌دهد.



روی سطح غلاف تغییری نداشته باشد. پروفایل‌های دمایی در مصارف متفاوت سوخت در ناحیه گپ، با توجه به تغییرات ترکیب، دما و خواص گاز موجود در آن، دارای تغییراتی می-باشد اما از آنجا که در این مطالعه، فرض بر ثابت بودن دمای گاز



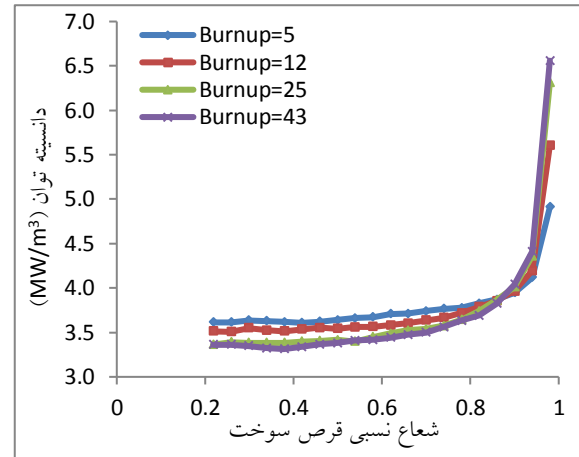
شکل ۱۳. توزیع دمایی غلاف، گپ و سوخت در راستای شعاع و در فرسایش‌های متفاوت برای تولید توان حرارتی ثابت.

درون گپ گذاشته شده است، میزان این تغییرات در مقایسه با میزان تغییرات دما در قرص سوخت بسیار کاهش یافته است. از آنجایی که طبق فرضیات موجود، می‌بایست سوخت فرسایش یافته همان میزان توان گرمایی که سوخت تازه ایجاد می‌کند را تولید نماید، انتظار می‌رود با افزایش میزان فرسایش به علت کاهش ضریب هدایت حرارتی سیستم، مقدار اتلاف دما بیشتر شود. لذا برای تولید میزان توان ثابت، سوخت فرسایش دیده باید دمای بالاتری نسبت به سوخت تازه داشته باشد. این اختلاف در میزان فرسایش‌های بالای سوخت به خوبی قابل رویت است.

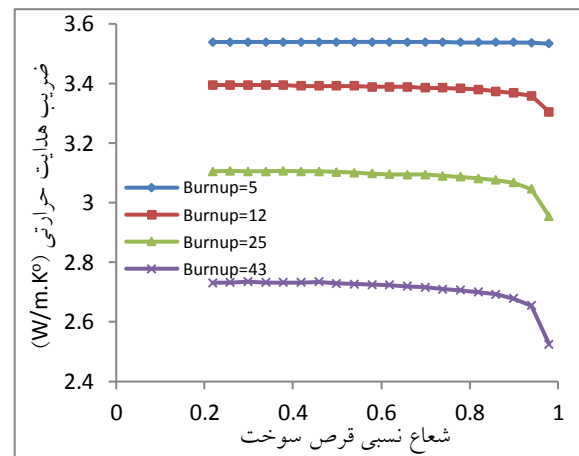
#### ۴. نتیجه گیری

پروفایل توزیع تعدادی از آکتینیدها و محصولات شکافت در مصارف متفاوت سوخت و نیز پروفایل‌های توزیع دمایی،

شکل‌های ۱۱ و ۱۲ به ترتیب توزیع دانسیته توان در راستای شعاع و ضریب هدایت حرارتی سوخت که برای محاسبه توزیع دما در راستای شعاع مورد نیاز است را نشان می‌دهد.



شکل ۱۱. پروفایل توزیع شعاعی دانسیته توان



شکل ۱۲. پروفایل توزیع شعاعی ضریب هدایت حرارتی

محصولات گازی حاصل از شکافت در مصارف بالای سوخت باعث کاهش هدایت حرارتی می‌گردد.

شکل ۱۳ پروفایل‌های دما در راستای شعاعی قرص را به ازای مصارف متفاوت سوخت نشان می‌دهد. همانطور که انتظار می‌رود با افزایش مصرف سوخت پروفایل‌های دمایی متفاوتی در قرص مشاهده می‌گردد. در اینجا فرض بر این است که در مصارف متفاوت سوخت، میزان توان ثابت نگه داشته شود و دما

- calculations for BNPP fuel assemblies using FFTBM method. *Progress in Nuclear Energy*, 51(1), 170-176. 2009.
- [4] K. Lassmann, et al., The radial distribution of plutonium in high burnup UO<sub>2</sub> fuels. *Journal of Nuclear Materials*, 208(3), 223-231, 1994.
- [5] Lee, C.B., et al., RAPID model to predict radial burnup distribution in LWR UO<sub>2</sub> fuel. *Journal of Nuclear Materials*, 2000. 282(2-3): p. 196-204.
- [6] S. Kalcheva, E. Koonen. MCNPX 2.6. C vs. MCNPX & ORIGEN-S: State of the Art for Reactor Core Management. in *Proceedings of the 11th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management*, Lyon, France. 2007.
- [7] C. Tipayakul, Development of a practical fuel management system for PSBR based on advanced three-dimensional Monte Carlo coupled depletion methodology, The Pennsylvania State University, 2006.
- [8] D.E. Hall, Modeling and validation of dosimetry measurement assumptions within the Armed Forces Radiobiology Research Institute TRIGA Mark F reactor and associated exposure facilities using Monte Carlo techniques. 2009.
- [9] D.B. Pelowitz, MCNPX user's manual version 2.5.0. Los Alamos National Laboratory, 76, 2005.
- [10] F. Faghihi, et al., Neutronics and sub-channel thermal-hydraulics analysis of the Iranian VVER-1000 fuel bundle. *Progress in Nuclear Energy*, 87, 39-46, 2016.
- [11] G. Berna, et al., FRAPCON-3: A computer code for the calculation of steady-state, thermal-mechanical behavior of oxide fuel rods for high burnup, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (United States). Div. of Systems Technology; Pacific Northwest Lab., Richland, WA (United States); Idaho National Engineering Lab., Idaho Falls, ID (United States), 1997.
- [12] D.R. Olander, Fundamental aspects of nuclear reactor fuel elements, California Univ., Berkeley (USA). Dept. of Nuclear Engineering, 1976.
- [13] J.E. Rivera, Performance of light water reactor fuel rods during plant power changes, Massachusetts Institute of Technology, 1981.
- [14] J. Harding, D. Martin, A recommendation for the thermal conductivity of UO<sub>2</sub>. *Journal of Nuclear Materials*, 166(3), 223-226, 1989.
- [15] G. Hyland, Thermal conductivity of solid UO<sub>2</sub>: Critique and recommendation. *Journal of Nuclear Materials*, 113(2), 125-132, 1983.
- ضریب هدایت حرارتی و دانسیته توان در راستای شعاعی بین سوختی VVER-1000 توسط کد محاسباتی MCNPX2.7 و برنامه نوشته شده کاربر به زبان برنامه نویسی FORTRAN بدست آورده شد.
- مصرف سوخت در ناحیه حاشیه‌ای نسبت به میانگین مصرف قرص سوخت در راکتورهای آب سبک بیشتر می‌باشد. این امر موجب می‌شود که تولید Xe و I و دیگر محصولات گازی در اثر شکافت U-235 در این ناحیه افزایش یافته که باعث افزایش تخلخل سوخت و خروج گاز در این ناحیه می‌گردد. تجمع موضعی Pu-239 در نواحی پیرامونی قرص ناشی از جذب رزونانسی نوترون‌های شبه حرارتی‌ای است که به علت مصرف سوخت U-238 افزایش می‌یابد. با افزایش مصرف سوخت، میزان تولید Pu و Xe (و دیگر محصولات شکافت) در ناحیه‌ی حاشیه‌ای افزایش قابل توجهی را نشان می‌دهد که این موضوع ضرورت توجه و ملاحظات ایمنی بیشتر در این خصوص را لازم می‌دارد.
- پروفایل‌های دما برای مصارف متفاوت سوخت در راستای شعاع، کاهش محسوسی را در ناحیه حاشیه‌ای قرص سوخت نشان می‌دهد، که به عنوان یک موضوع مهم در تحلیل عملکرد سوخت مخصوصا در مصارف بالای سوخت می‌باشد. به علاوه، به ازای یک مقدار توان ثابت در مصارف متفاوت سوخت، گرادیان دمای قرص در راستای شعاع، افزایش قابل توجهی را نشان می‌دهد.

## مراجع

- [1] J.J. Duderstadt, L.J. Hamilton, Nuclear reactor analysis. 1976.
- [2] L.O. Jernkvist, A. Massih, Analysis of the effect of UO<sub>2</sub> high burnup microstructure on fission gas release, SKI, 2002.
- [3] K. Hadad, N. Ayobian, A. Piroozmand, Quantitative accuracy analysis of burnup

## **Calculation of Radial Temperature, Actinides and Fission Products Variation in a VVER-1000 Fuel Pellet by Monte Carlo Method**

**M.H. SHARIFIAN<sup>1</sup>, M. AMIRI<sup>2\*</sup>, A.ZAHIAN<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>*M.Sc., Department of Nuclear Engineering, Shahid Beheshti University of Tehran, Tehran, Iran*

<sup>2</sup>*M.Sc. Student, Department of Nuclear Engineering, Shahid Beheshti University of Tehran, Tehran, Iran*

\* *Corresponding author's E-mail: [mah.amiri@mail.sbu.ac.ir](mailto:mah.amiri@mail.sbu.ac.ir)*

*(Received: 28/04/2017- Accepted: 20/06/2017)*

### **ABSTRACT**

A fundamental knowledge of fuel behavior in different situations is required for safe and economic assessment nuclear power generation. Analysis of nuclear fuel pellet rim region is most importance, due to excessive fission gases release, reduce conductivity and high burnup in this region compared to inside regions the pellet. Due to the importance of a fuel rod behavior modelling in high burnup, in this study, the radial distribution of fission products, burnup and actinides atom density and their variations by increasing burnup and other factors such as temperature, enrichment and power density are studied in a fuel pellet of a VVER-1000 reactor in an operational cycle using the MCNPX 2.7 Monte Carlo code. To calculate the radial distribution of temperature and analyze the impact on burnup, the program was written in FORTRAN, which uses heat transfer relationship to investigate the behavior of fuel. The results, has been shown ability to do radius calculations with the model presented in MCNPX2.7 and mentioned program.

**Keywords:** *radial burnup distribution, MCNPX code, FORTRAN, VVER-1000 reactor.*