



## بررسی تغییر پارامترهای ترموهیدرولیکی سوخت و سیال خنک کننده در هنگام استفاده از سوخت دوگانه دی اکسید توریوم و اورانیوم در راکتورهای SMR

(۱) - موفق، محمد<sup>(۱)</sup> - عباسی، محمدرضا\*

(۱) دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده ی مهندسی هسته ای، مهندسی راکتور

### چکیده:

راکتورهای کوچک ماژولار یا SMR ها نسل جدیدی از راکتورهای هسته‌ای هستند که در برخی از کشورها، به منظور استفاده از نیروی پیشرانس هسته ای در حالت ایمن و قابل اعتماد برای کشتی ها توسعه یافته‌اند. همچنین توریوم یکی از پُر چگالی ترین مواد موجود روی این کره خاکی است، که حدود ۲۰ میلیون برابر زغال سنگ انرژی دارد و می‌توان به عنوان یک منبع ایدئال انرژی از آن بهره گرفت. در این مقاله به بررسی و مقایسه ی پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال در هنگام برداشت حرارت زمانی که سوخت ترکیبی از  $UO_2$  و  $ThO_2$  با حالتی که به تنهایی از  $UO_2$  استفاده کرده باشیم و در نهایت مقایسه ی نتایج بدست آمده با نتایج مرجع می پردازیم.

کلمات کلیدی: راکتور SMR - آنالیز ترموهیدرولیکی - سوخت دی اکسید توریوم

### مقدمه :

راکتورهای کوچک ماژولار یا SMR<sup>۱</sup> ها نسل جدیدی از راکتورهای هسته‌ای هستند که در برخی از کشورها، توسعه یافته‌اند. در ابتدا تحقیقات بر روی نیروی پیشرانس ی هسته ای در ایالات متحده در سال ۱۹۴۰ انجام شد و باعث بدست آمدن نتایج مهمی در زمینه ی مهندسی این پیشرانس ها شد. در سال ۱۹۵۵ بعد از طراحی کشتی های هسته ای توسط نیروی دریایی ایالات متحده و جمع آوری تجربه ی عملیاتی از شمار زیادی راکتور در سراسر جهان، این حاصل به عمل آمد که می توان از نیروی پیشرانس هسته ای در حالت ایمن و قابل اعتماد برای کشتی ها استفاده کرد. سوخت مورد استفاده در راکتور های پیشرانس به طور معمول به این دلیل که شرایط تعویض سوخت برای این راکتور ها دشوار است با غنای بالا موجود بود اما پس از تصویب قطعنامه ی منع گسترش سلاح های اتمی، کشور های صنعتی پیشرفته ی دنیا مجبور به تغییر ساختار سوخت های موجود در این راکتور ها گشتند. در این راکتور ها، سوخت های مورد استفاده عموماً در غنایی بالای ۲۰ درصد می باشند و با تولید و کشف سوخت های دوگانه و استفاده از دو نوع ماده به

<sup>۱</sup>Small Modular Reactor

<sup>۲</sup>Small Modular Reactor



عنوان سوخت به صورت هتروژن، امکان استفاده‌ی کمتر از سوخت‌های با غنای بالا فراهم شد. در این مقاله به بررسی تاثیر نوع سوخت به کار رفته شده در یک مجتمع سوخت و مقایسه‌ی ۲ مدل سوخت به کار رفته شده خواهیم پرداخت.

توریوم یکی از پُر چگالی‌ترین مواد موجود روی این کره خاکی است، که حدود ۲۰ میلیون برابر زغال سنگ انرژی دارد و می‌توان به عنوان یک منبع ایدئال انرژی از آن بهره گرفت. توریوم ( $^{232}\text{Th}$ )، عنصری رادیو اکتیو که در طبیعت دارای ۸ ایزوتوپ می‌باشد، برای گرم کردن آب، تولید بخار و تأمین انرژی هر توربینی استفاده می‌شود. اکسید توریوم ( $\text{ThO}_2$ ) که توریوم نامیده می‌شود، دارای یکی از بالاترین نقاط جوش در بین تمامی اکسیدها است (۳۰۲۷ درجه کلوین). سوخت مورد استفاده در یک راکتور هسته‌ای باید عنصری با شکافت پذیری بالا باشد. سوخت راکتور، بسته به نوع راکتور می‌تواند شامل اورانیوم طبیعی و یا غنی شده و یا ترکیب اورانیوم با مواد دیگر باشد. اورانیوم به عنوان یک ماده‌ی شکافتا به کار گرفته می‌شود که دارای سه ایزوتوپ  $^{238}\text{U}$ ،  $^{235}\text{U}$  و  $^{233}\text{U}$  می‌باشد که در بین ایزوتوپ‌های این عنصر،  $^{233}\text{U}$  و  $^{235}\text{U}$  به عنوان عامل اصلی انجام واکنش شکافت در راکتور مورد استفاده قرار می‌گیرند. ایزوتوپ  $^{233}\text{U}$  دارای بیشترین سطح مقطع شکافت است اما به دلیل کم بودن فراوانی این ایزوتوپ اغلب از ایزوتوپ  $^{235}\text{U}$  استفاده می‌کنند. هدف استفاده از توریوم در کنار اورانیوم این است که توریوم با گرفتن یک نوترون تبدیل به  $^{233}\text{U}$  می‌شود که یک ماده‌ی شکافتا و بسیار مناسب است. در این مقاله به بررسی و مقایسه‌ی پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال در هنگام برداشت حرارت زمانی که سوخت ترکیبی از  $\text{UO}_2$  و  $\text{ThO}_2$  با حالتی که به تنهایی از  $\text{UO}_2$  استفاده کرده باشیم و در نهایت مقایسه‌ی نتایج بدست آمده با نتایج مرجع می‌پردازیم. این تحقیق در راستای فعالیت‌های تحقیقاتی سازمان انرژی اتمی ایران می‌باشد.

## روش کار :

نرم افزار انسیس فلوئنت یکی از دقیق‌ترین نرم افزارها در حوزه‌ی تحلیل مسائلی مرتبط با تعامل بین سیال و سازه می‌باشد که با استفاده از دینامیک سیالات محاسباتی نتایج با دقت بسیار بالایی را تقریب می‌زند. انسیس فلوئنت برای شبیه سازی معادلات بقا و مومنتوم و انرژی را برای هندسه‌ی مورد نظر با توجه به نوع جریان و روش انتخابی کاربر حل و به خروجی ارسال می‌کند. در اینجا هندسه‌ی ای که مورد شبیه سازی قرار گرفته است به وسیله‌ی نرم افزار سالیدورکس طراحی شده و برای شبیه سازی وارد نرم افزار شده است.

هندسه‌ی مورد نظر، قلب یک راکتور  $\text{PWR}^*$  است که نام آن Westinghouse می‌باشد و شامل ۴ لوپ می‌باشد. تحلیل انجام شده با استفاده از روش تقارن بر روی یک هندسه‌ی سه بعدی صورت گرفته و در واقع مسئله‌ی حل شده یک هشتم یکی از مجتمع‌های سوخت راکتور فوق می‌باشد در حالت پایا می‌باشد که مشخصات مورد نیاز طراحی و تحلیل

\*Pressurize Water Reactor



قلب راکتور مورد نظر در جدول ۲ آورده شده است. همچنین در شکل ۱ می‌توان هندسه‌ی مورد نظر قلب و چیدمان مجتمع‌های سوخت و در شکل ۲، چیدمان میله‌های سوخت در هر مجتمع را مشاهده کرد. شرایط حل مسئله به وسیله‌ی فشار سیال ورودی به یک هشتم مجتمع سوخت با دمای ۵۸۸،۴۶ درجه‌ی کلوین در حالتی که سوخت فقط از  $UO_2$  باشد و ۵۸۷،۵۸ درجه در حالتی که سوخت دوگانه داشته باشیم و همچنین فشار خروجی با احتساب ۱۰ تا ۵۰ کیلوپاسکال افت فشار و دمای خروجی ۶۰۵،۱۲ در حالتی که سوخت  $UO_2$  باشد و ۶۰۳،۶۹ درجه در حالت استفاده از سوخت دوگانه در نظر گرفته شده است. مش‌زنی هندسه با استفاده از نرم‌افزار انسیس مشینگ انجام شده و تعداد المان‌ها در حدود ۵ میلیون المان می‌باشد. مقدار چگالی توان در هر میله‌ی سوخت نیز با استفاده از متوسط‌گیری و حل، برابر ۲۰۶،۲۷۸۳ مگاوات بر حجم سوخت می‌باشد.

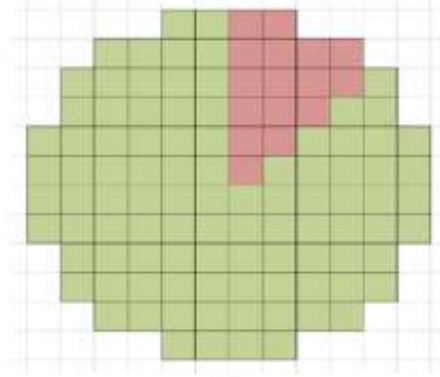
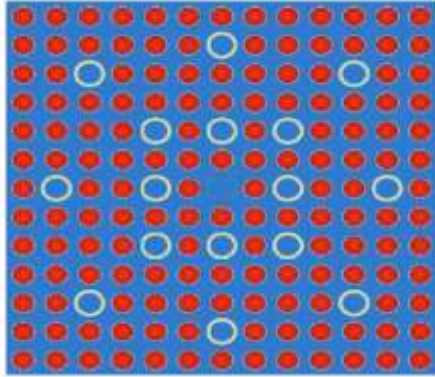
جدول ۱- مقایسه‌ی خواص ترموهیدرولیکی مواد در دمای مختلف

ردیف	ماده	دما (کلوین)	چگالی ( $\frac{kg}{m^3}$ )	ضریب هدایت حرارتی ( $\frac{W}{m K}$ )	ظرفیت گرمایی ( $\frac{J}{kg K}$ )
۱	$UO_2$	۹۰۰	۱۰۴۰۰	۳،۵	۳۰۸
۲	$ThO_2$	۸۰۰	۱۰۰۰۰	۶،۱	۷۶
۳	$He^e$	۷۲۵	۱،۶۵۳	۰،۲۸۹	۵۱۹۱
۳	sic	۶۵۰	۳۱۰۰	۱۲۰	۷۵۰
۵	$H_2O$	۵۹۶	۶۹۲،۱۳	۰،۵۳۷۹۲	۵۹۳۳،۵

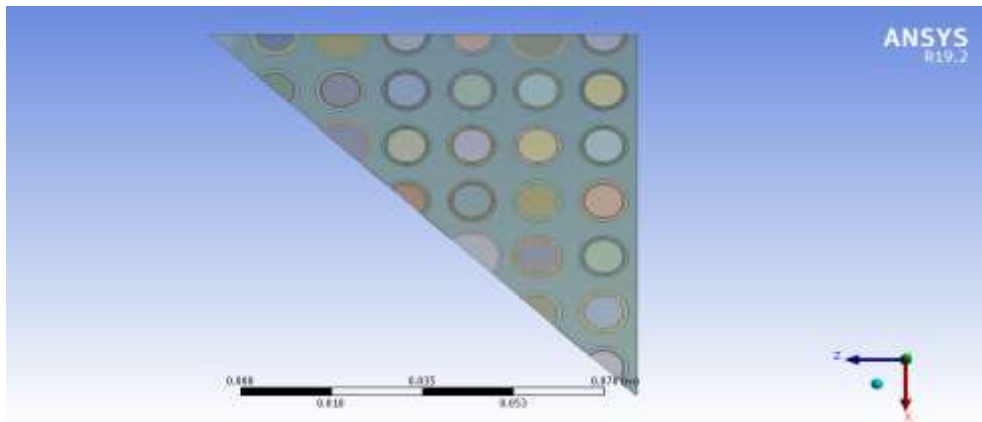
جدول ۲- پارامترهای طراحی قلب

۷،۴۷۶	قطر قرص اورانیوم دی‌اکسید (میلی متر)	۳۳۳	توان حرارتی قلب (مگاوات)
۸،۱۹	قطر قرص توریم دی‌اکسید (میلی متر)	۱۵،۵	فشار کاری سیستم (مگا پاسکال)
۰،۶۰۵	ضخامت غلاف قرص سوخت (میلی متر)	۱،۹۶	شعاع قلب (متر مربع)
۰،۰۴۹۸	ضخامت هلیوم (میلی متر)	۱۱۲	تعداد مجتمع‌های سوخت
۵۷۱۶	دبی ورودی به قلب (کیلوگرم بر ثانیه)	۱۳ * ۱۳	سایز هر مجتمع سوخت
۵۸۸،۴۶	دمای ورودی سیال به قلب (کلوین)	۱۶	تعداد میله‌های کنترل در هر مجتمع
۶۰۵،۱۲	دمای خروجی سیال از قلب (کلوین)	۱۲،۶۰	گام بین سوخت‌ها (میلی متر)

<sup>e</sup> خواص آب در فشار ۱۵،۵ مگا پاسکال می‌باشد و خواص هلیوم در فشار کاری ۲،۵ مگا پاسکال در نظر گرفته شده است.



شکل ۱-چیدمان مجتمع های سوخت در راکتور



شکل ۲-هندسه ی مربوط به تقارن یک هشتم یک مجتمع سوخت

خواص مورد نظر آورده شده در جدول ۱ همگی در دمای متوسط کاری آورده شده اند. به دلیل تغییرات کم دامنه های جامد بر اثر دما از تاثیر دما بر روی خواص مواد جامد صرف نظر و خواص به صورت ثابت داده شده است. اما برای دو دامنه ی سیال موجود در مسئله یعنی هلیوم و آب به دلیل تاثیر پذیری از مستقیم از برای دما و تغییرات خواص ترموهیدرولیکی این مواد ، با استفاده از نرم افزار متلب ، در بازه ی دمایی تقریبی کارکرد آن ها ، معادلات چند جمله ای خواص این مواد به دست آمده است که در زیر آورده شده است.<sup>۵</sup>

روابط بدست آمده برای آب در دمای ۵۸۰ تا ۶۱۵ درجه ی کلوین:

$$\rho \left( \frac{kg}{m^3} \right) = -0.02299 T^2 + 24.6 T - 5823$$

$$C_p \left( \frac{J}{kg K} \right) = 1.337 T^2 - 1535 T + 446000$$

$$k \left( \frac{W}{m K} \right) = -1.203 T^2 + 0.012 T - 2.551$$

<sup>۵</sup> ظرفیت گرمایی هلیوم در فشار ۲,۵ مگاپاسکال تغییرات جزئی داشته و از متغیر بودن آن صرف نظر شده است.



$$\text{viscosity} \left( \frac{kg}{m \text{ sec}} \right) = -1.693 e^{-9} T^2 + 1.582 e^{-6} T - 2.627 e^{-4}$$

روابط بدست آمده برای هلیوم در دمای ۶۰۰ تا ۸۰۰ درجه ی کلونین:

$$\rho \left( \frac{kg}{m^3} \right) = 3.516 e^{-6} T^2 - 0.007385 T + 5.158$$

$$C_p \left( \frac{J}{Kg K} \right) = \text{constant} \approx 5191$$

$$k \left( \frac{W}{m K} \right) = -5.883 e^{-8} T^2 + 3.624 e^{-4} T + 0.05765$$

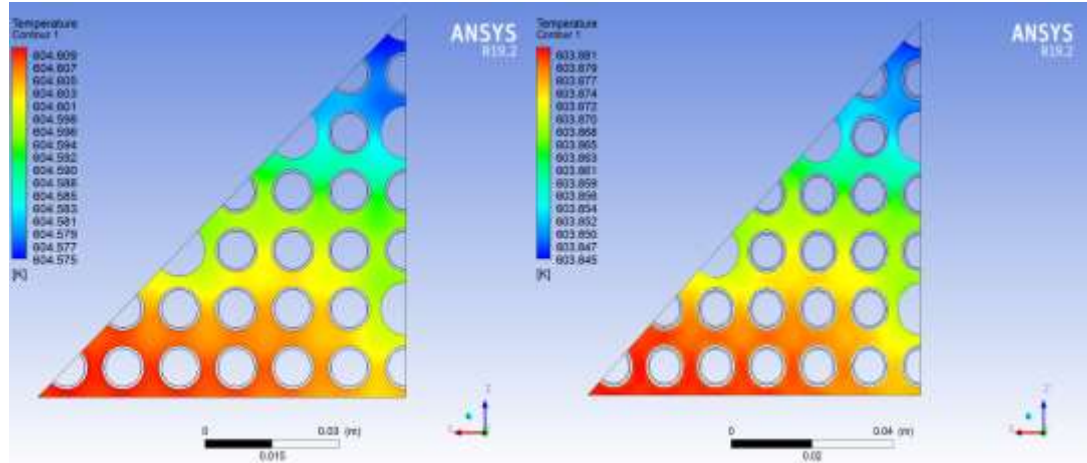
$$\text{viscosity} \left( \frac{kg}{m \text{ sec}} \right) = -7.043 e^{-12} T^2 + 4.587 e^{-8} T + 7.272 e^{-6}$$

### نتایج :

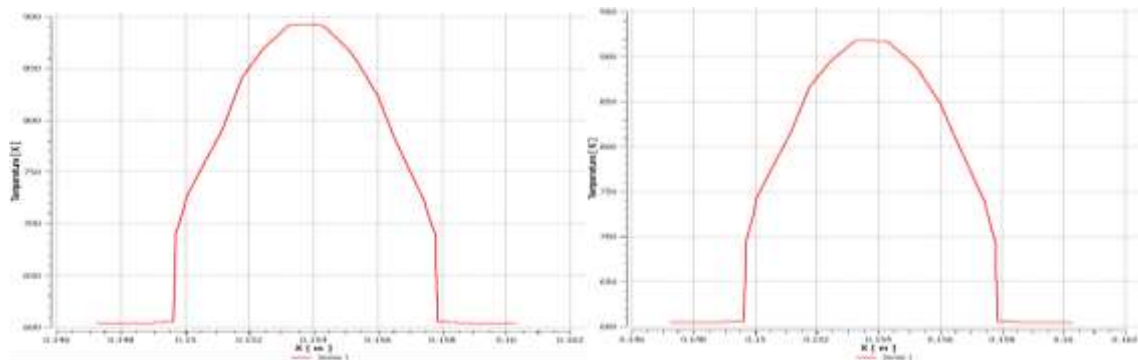
نتایج بدست آمده برای تغییرات پارامتر ترموهیدرولیکی دمای ورودی و خروجی آب در دو حالت یعنی زمانی که میله های سوخت تنها حاوی  $UO_2$  و یا زمانی که هم  $UO_2$  و هم  $ThO_2$  باشد مقایسه شده است و با دقت در نتایج می توان علت استفاده از سوخت های حاوی توریم را توجیه نمود. میزان متوسط دمای خروجی سیال برای هر دو حالت، با مقادیر داده شده در مقاله در جدول زیر مقادیر به دست آمده از حل عددی به وسیله ی انسیس با نتایج بدست آمده از کد محاسباتی آورده شده است.

جدول ۳ - مقایسه ی مقادیر دمای سیال خروجی با مرجع

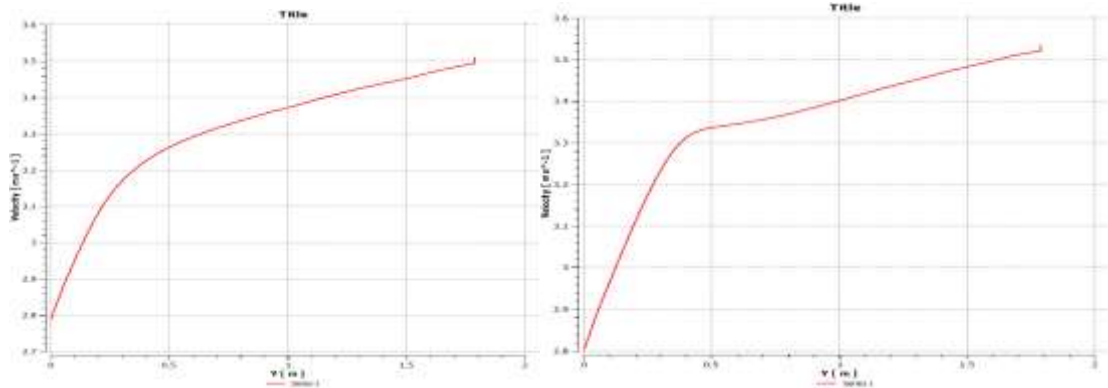
نوع سوخت	دمای ورودی	دمای خروجی	اختلاف دما	خطای محاسبات
$UO_2$ (Ref)	۵۸۸,۴۶	۶۰۵,۱۲	۱۶,۶۶	-
$UO_2$	۵۸۸,۴۶	۶۰۴,۵۹۹	۱۶,۱۳۹	۰,۰۳۱
$UO_2$ & $ThO_2$ (Ref)	۵۸۷,۵۸	۶۰۳,۶۹	۱۶,۱۱	-
$UO_2$ & $ThO_2$	۵۸۷,۵۸	۶۰۳,۸۷۲	۱۶,۲۹۲	۰,۰۱۱



شکل ۴- کانتور مقایسه‌ی توزیع دمایی خروجی سیال در حالت سوخت  $UO_2$  (سمت چپ) با سوخت دوگانه (سمت راست)



شکل ۵- نمودار مقایسه توزیع دما در سوخت  $UO_2$  (سمت راست) با سوخت دوگانه (سمت چپ)<sup>۶</sup>



<sup>۶</sup> ماکزیمم دمای مرکز سوخت در هنگام استفاده از  $UO_2$  برابر ۹۱۵ درجه ی کلونین و در صورت استفاده از سوخت دوگانه برابر ۸۹۲ درجه ی کلونین می باشد.



شکل ۶ - سرعت سیال خروجی در زمان استفاده از سوخت  $UO_2$  (سمت راست) و سوخت دوگانه (سمت چپ)

### بحث و نتیجه گیری :

با توجه به تحقیق صورت گرفته، نتایج نشان دهنده دقت بالای محاسبات و خطای قابل قبول شبیه سازی با مقادیر مرجع می باشد. استفاده از سوخت دوگانه منجر به کاهش ۲۰ درصدی دمای مرکز سوخت می شود که باعث ایمنی بیشتر در راکتور می گردد. همچنین سرعت سیال خروجی به میزان ۰/۵ متر بر ثانیه در صورت استفاده از سوخت دوگانه کاهش می یابد که در نهایت منجر به برداشت حرارت بیشتر توسط سیال و کاهش دمای غلاف سوخت می گردد.

### مراجع :

- 1- International Atomic Energy Agency. (2006). Thermophysical Properties Database of Materials for Light Water Reactors and Heavy Water Reactors. IAEA TECDOC Series. International Atomic Energy Agency.
- 2- Pillai, C. G. S., & Raj, P. (2000). Thermal conductivity of  $ThO_2$  and  $ThO$ . 98U0. 02O2. Journal of nuclear materials, 277(1), 116-119.
- 3- Agarwal, R., Prasad, R., & Venugopal, V. (2003). Enthalpy increments and heat capacities of  $ThO_2$  and  $(ThyU (1-y)) O_2$ . Journal of nuclear materials, 322(2-3), 98-110.
- 4- Bobkov, V., Fokin, L., Petrov, E., Popov, V., Rumiantsev, V., & Savvatimsky, A. (2008). Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- 5- Alam, S. B., Kumar, D., Almutairi, B., Bhowmik, P. K., Goodwin, C., & Parks, G. T. (2019). Small modular reactor core design for civil marine propulsion using micro-heterogeneous duplex fuel. Part I: Assembly-level analysis. Nuclear Engineering and Design, 346, 157-175.
- 6- Alam, S. B., de Oliveira, R. G., Goodwin, C. S., & Parks, G. T. (2019). Coupled neutronic/thermal-hydraulic hot channel analysis of high power density civil marine SMR cores. Annals of Nuclear Energy, 127, 400-411.
- 7- Alam, S. B., Lindley, B. A., & Parks, G. T. (2016). Hot channel analysis of a 333 MWth civil nuclear marine core using the COBRA-EN code. In Proc. 16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-16) (pp. 5900-5913).