

مدلسازی رفتار ترمومکانیکی میله ی سوخت نیروگاه اتمی بوشهر در سیکل اول پس از راه

اندازی به وسیله کد FRAPCON-3

الهی، سید محمد^(۱) - شیرانی، امیر سعید^(۱) - صفاری نوش آبادی، امیر حسین^(۱) - صفرزاده، امید^(۲)

^(۱) دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته ای، گروه رآکتور

^(۲) دانشگاه شاهد، دانشکده فنی و مهندسی

چکیده:

در طی شرایط کاری رآکتور، میله ی سوخت تحت تاثیر پدیده های مختلف مانند تنش های حرارتی، پرتوگیری، تغییر شکل (تراکم و تورم)، تغییر فشار گاز بین سوخت و غلاف، تولید و حرکت عناصر گازی در داخل قرص سوخت، رشد ترک در داخل قرص سوخت، تغییر فاصله بین سوخت و غلاف و غیره می باشد. لذا باتوجه به اهمیت میله ی سوخت و به ویژه غلاف آن به عنوان اولین سد ایمنی برای جلوگیری از نشت مواد پرتوزا، لذا بررسی پایداری میله سوخت امری ضروری است. در این مقاله از کد FRAPCON-3 که یک کد تحلیل رفتار حرارتی مکانیکی میله سوخت است برای شبیه سازی رفتار میله سوخت در طی فرآیند راه اندازی رآکتور تا پایان یک سیکل کاری استفاده می شود.

کلمات کلیدی: نیروگاه بوشهر، سیکل کاری اول، FRAPCON-3، قرص سوخت، غلاف

مقدمه:

در فرآیند راه اندازی قلب رآکتور هسته ای، با بالا رفتن حرارت تولیدی در سوخت گرادیان دمایی منجر به بروز تنش هایی در سوخت می گردد، که می توانند منجر به تغییر شکل و ایجاد ترک در سوخت گردند. در کنار اثرات ناشی از تنش های دمایی در اثر دریافت پرتوهای نوترونی و شکافت اورانیوم شاهد آزاد سازی پاره های شکافت و بروز تغییر شکل هایی با منشأ غیر مکانیکی در سوخت خواهیم بود، که می تواند منجر به تغییر شکل سوخت گردد. با آزاد سازی عناصر گازی ناشی از شکافت ضریب انتقال حرارت گاز بین سوخت و غلاف دستخوش تغییر شده و منجر به تغییر توزیع دمایی در سوخت و غلاف می گردد که خود منجر به تغییر شکل سوخت می شود. از طرفی در شرایط کاری رآکتور (دما و فشار بالا و شار بالای نوترون های سریع) غلاف زیرکونیم علاوه بر تغییر شکل های الاستیک، تغییر شکل هایی ناشی از خزش و بادکردگی خواهد داشت. بنابراین

برای شبیه سازی رفتار دمایی و یا مکانیکی سوخت در فرایند راه اندازی رآکتور بایستی از کد هایی جامع که قادر به مدلسازی و جمع آثار پدیده های فوق می باشند نیز بهره برد.

اکثر کد های رایج رفتار میله ی سوخت را به صورت شبه دو بعدی (یا ۱,۵ بعدی) مسئله را شبیه سازی می کنند [۱]. نظیر FRAPCON-3 [۲]، TRANSURANUS [۳] و ENIGMA [۴] که بعضی از آنها نظیر FRAPCON تنها قادر به مدلسازی رفتار میله ی سوخت در حالت پایا و برخی قادر به تحلیل شرایط حادثه و یا هر دو آنها می باشند.

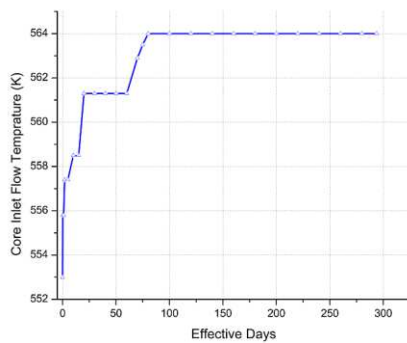
روش کار:

رآکتور VVER-1000 بوشهر در دسته رآکتور های آب سبک تحت فشار طبقه بندی می شود. قلب این رآکتور دارای ۱۶۳ مجتمع سوخت می باشد که با آرایش شش ضلعی در کنار یکدیگر چیده شده اند. الگوی بارگذاری اولیه قلب شامل شش نوع مجتمع سوخت متفاوت می باشد. که هر کدام از این مجتمع ها دارای ۳۱۱ میله ی سوخت و ۱۸ کانال هادی است که به فرم شش ضلعی در کنار هم قرار گرفته اند. میله های کنترل و میله های سموم مصرف شونده در کانال های هادی قرار می گیرند [۵]. زمان مؤثر بین هر بارگذاری سوخت ۷۰۰۰ ساعت می باشد که ۱۰۰ روز از این دوره را فرایند راه اندازی رآکتور از حالت گرم صفر قدرت (H2P) تا رسیدن به توان نامی ۳۰۰۰ مگاوات حرارتی (HFP) را به خود اختصاص می دهد [۶].

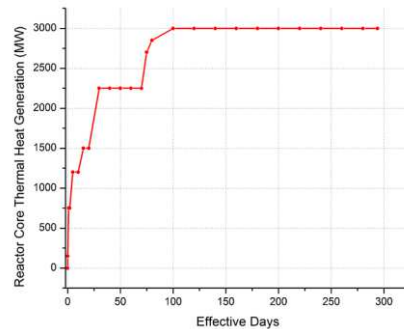
در این مقاله از کد FRAPCON 3.1 برای تحلیل رفتار ترمومکانیک سوخت نیروگاه بوشهر در سیکل اول استفاده شده است. این کد قادر به شبیه سازی رفتار پایا میله ی سوخت هسته ای به ازای مصرف سوخت های خیلی بالا از مرتبه ی 62 GWd/MTU می باشد. این کد ابزاری مناسب برای شبیه سازی رفتار رآکتورهایی که با آب خنک می شوند می باشد. این کد رفتار میله ی سوخت را به صورت شبه دو بعدی مدل می کند به طوریکه تمام مدل های محاسباتی این کد برای شبیه سازی رفتار حرارتی و مکانیکی میله ی سوخت به صورت یک بعدی در راستای شعاع می باشد، که با تقسیم کردن میله سوخت در راستای محور آن، محاسبات یک بعدی در راستای شعاعی برای هر بخش محوری انجام می شود.

برای شبیه سازی رفتار ترمومکانیک سوخت نیروگاه بوشهر در کد FRAPCON 3.1، مشخصات هندسی و شرایط ساخت سوخت و غلاف، فشار، دما و دبی جرمی سیال ورودی به قلب، تغییرات نرخ خطی متوسط تولید حرارت در قلب مطابق مرجع [۶] تعریف شده است. سپس با بررسی مرجع [۶] یکی از مجتمع های سوخت که رفتار بحرانی تری به نسبت باقی مجتمع ها دارد را انتخاب کرده و توزیع محوری توان به ازای داغ ترین میله ی آن در ورودی کد تعریف شده است. بدین ترتیب شرایط بحرانی ترین میله ی سوخت نیروگاه بوشهر را در طول سیکل برای کد تعریف می گردد. شکل (۱) الگوریتم محاسباتی کد FRAPCON-3 آورده شده است.

شکل های (۲) و (۳) به ترتیب روند تغییرات دمای سیال ورودی و تغییرات تولید حرارت در قلب را به ازای روز های کاری آن برای سیکل اول کاری را نشان می دهد.

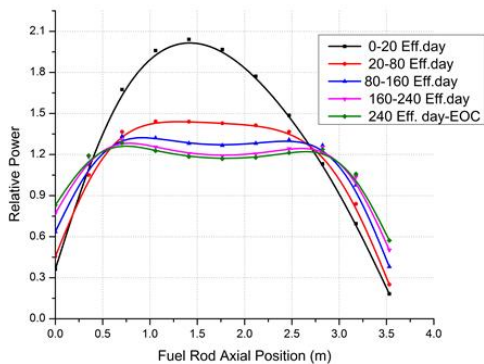


شکل ۲ تغییرات دمای سیال ورودی به قلب رآکتور بوشهر در سیکل اول



شکل ۳ تغییرات توان حرارتی تولیدی قلب رآکتور بوشهر در سیکل اول

برای محاسبه نرخ متوسط توان محوری در هر بازه زمانی، میزان توان حرارتی تولیدی قلب رآکتور را بر طول کل تعداد میله های سوخت قلب تقسیم می کنیم. و برای اعمال توزیع توان محوری در داغ ترین میله ی سوخت از توزیع های محوری معرفی شده در مرجع [۶] استفاده می گردد. با توجه به محدودیت در تعداد توزیع توان قابل تعریف در کد، از بین توزیع های محوری معرفی شده در این مرجع، پنج منحنی انتخاب می شوند با این پیش فرض که توان تولیدی در آن گام های زمانی نزدیک به هم بوده و منحنی تغییرات آنها شبیه به هم باشد. شکل (۴) منحنی های توزیع توان محوری در داغ ترین میله ی سوخت را در بازه های زمانی مختلف کاری رآکتور را نشان می دهد.



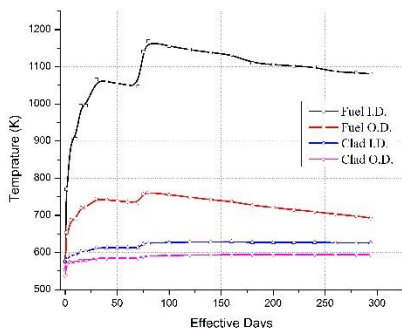
شکل ۴ منحنی های توزیع توان محوری در طول سیکل



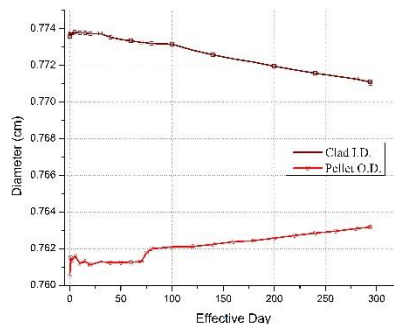
شکل ۳ الگوریتم محاسباتی کد FRAPCON-3

نتایج:

از دیدگاه کد FRAPCON-3 معیار بحرانی ترین ناحیه ی میله ی سوخت در راستای محوری، بالا ترین دمای میله سوخت به نسبت دیگر ناحیه ها در هر گام زمانی می باشد [۲]. از آنجایی که توزیع محوری توان در اثر مصرف سوخت در طی سیکل تغییر می کند، لذا موقعیت محوری بحرانی ترین ناحیه میله سوخت هم در طی سیکل تغییر می کند. لذا برای نمایش چند دسته از خروجی های حاصله از شبیه سازی تنها رفتار ناحیه ای از میله ی سوخت مورد بررسی قرار می گیرد که بحرانی ترین شرایط را در گام های انتهایی (بعد از رسیدن به توان نامی) را دارا می باشد. شکل های (۵) و (۶) به ترتیب تغییرات قطر داخلی و غلاف و قطر خارجی قرص سوخت و دمای روی سطوح داخلی و خارجی سوخت و غلاف را به ازای شرایط کاری رآکتور در سیکل اول را

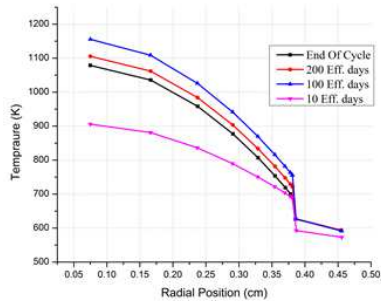


شکل ۶ تغییرات دمای سوخت و غلاف در طول سیکل

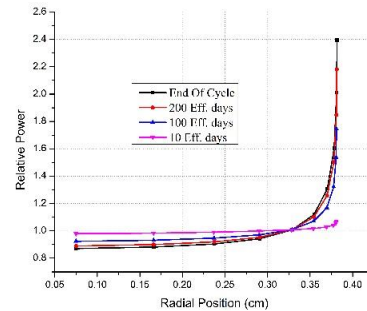


شکل ۵ تغییرات قطر داخلی غلاف و قطر خارجی سوخت در طول سیکل

نشان می دهند. و شکل های (۷) و (۸) به ترتیب توزیع شعاعی تولید نسبی توان در قرص سوخت و توزیع شعاعی دما را به ازای چند گام زمانی از سیکل اول نیروگاه بوشهر را نشان می دهند.



شکل ۸ منحنی توزیع دما در میله ی سوخت

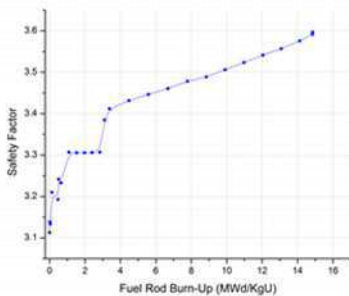


شکل ۷ منحنی تغییرات نسبی تولید توان در راستای شعاع سوخت

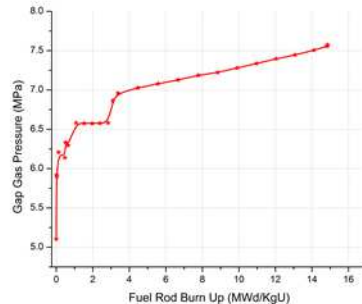
حضور محصولات شکافت فرار در پشت غلاف (ید ۱۳۱) یکی از عوامل مهم در بررسی حفظ پایداری غلاف و تنش های ناشی از فرسایش ترک در آن (در شرایط کاربری عادی و شرایط حادثه) می باشد. "تنش آستانه ی فرسایش ترک" برای سوخت پرتو دیده با این فرض که تنش لازم برای فرسایش ترک های اولیه روی سطح غلاف با ابعاد بیش از ۳۵ میکرومتر در شرایط کاری رآکتور WWER-1000 برابر 230 MPa می باشد. [۵]

$$K = \frac{\sigma_{SCC}}{\sigma_{\theta}} \geq [K], [K] = 1.2 \quad \text{رابطه ی (۱)}$$

به طوریکه K ، σ_{SCC} و σ_{θ} به ترتیب برابر ضریب اطمینان، تنش محیطی وارده بر غلاف و تنش ناشی از فرسایش ترک می باشد [۵]. شکل های (۹) و (۱۰) به ترتیب تغییرات فشار گپ گازی بین سوخت و معیار ضریب اطمینان غلاف می باشند. ملاحظه می شود که با افزایش فشار داخلی میله در اثر کاهش فضا های خالی



شکل ۱۰ تغییرات ضریب اطمینان غلاف به ازای مصرف سوخت



شکل ۹ تغییرات فشار گاز بین غلاف و سوخت به ازای مصرف آن

موجود در میله ی سوخت که ناشی از آزاد سازی پاره های شکافت و افزایش دمای فضای گپ بین سوخت

غلاف می باشد. فشار نسبی بین سوخت و غلاف رفته رفته کاهش یافته و تنش جانبی وارده بر میله ی سوخت کم تر می شود. که همین امر منجر به افزایش ضریب اطمینان غلاف سوخت با معیار تنش آستانه فرسایش ترک می گردد.

بحث و نتیجه گیری:

در این مقاله نتایج شبیه سازی رفتار نیروگاه بوشهر از دیدگاه ترمومکانیکی به وسیله کد FRAPCON-3 مورد بحث و بررسی قرار گرفت. و دیده شد که در بحرانی ترین ناحیه از داغ ترین میله ی سوخت قلب در شرایط سیکل اول کاری نیروگاه برخورد مکانیکی بین سوخت و غلاف رخ نخواهد داد. در اثر مصرف سوخت در طی سیکل توزیع دمای شعاعی و توزیع شعاعی نسبی توان تغییر خواهند کرد و میزان حداکثر نسبی آن در شعاع خارجی قرص سوخت افزایش خواهد یافت. از طرفی پس از تحلیل تنش به این نتیجه رسیدیم که کمترین ضریب اطمینان با معیار تنش آستانه فرسایش ترک برابر $3/1$ و در ابتدای سیکل کاری میله سوخت است لذا میله سوخت از این لحاظ از حاشیه ایمنی مناسبی برخوردار است.

منابع:

1. Williamson, R., *Enhancing the ABAQUS thermomechanics code to simulate multipellet steady and transient LWR fuel rod behavior*. Journal of Nuclear Materials, 2011. **415**(1): p. 74-83.
2. Berna, G.A., et al., *FRAPCON-3: A computer code for the calculation of steady-state, thermal-mechanical behavior of oxide fuel rods for high burnup*. 1997, 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).
3. Lassmann, K., *TRANSURANUS: a fuel rod analysis code ready for use*. Journal of Nuclear Materials, 1992. **188**: p. 295-302.
4. Kilgour, W., et al., *Capabilities and validation of the ENIGMA fuel performance code*. ANS Avignon, April, 1991.
5. VVER, B., *1000 reactor (2003) Final Safety Analysis Report (FSAR), Chapter 4*. Ministry of Russian Federation of Atomic Energy (Atomenergoproekt), Moscow.
6. FSAR, B., *Atomic Energy Organization of Iran, Album of Neutron and Physical Characteristics of the 1st Loading of Boushehr Nucl*. 2003, Plant, Technical Report, Tehran, Iran.