



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

محاسبه ضرایب دمایی همدما راکتور HTTR به روش یقینی با استفاده از کدهای DRAGON4- و DONJON4 مقایسه نتایج با روش‌های احتمالاتی (مونت کارلو)

منصوری حسن آبادی^{*}، جواد - غفرانی، محمد باقر

دانشگاه صنعتی شریف، دانشکده مهندسی انرژی، گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

در این مقاله ضرایب دمایی همدما^۱ راکتور منشوری دما بالای HTTR به روش یقینی با استفاده از کدهای محاسبات سلولی DRAGON4 و محاسبات قلب DONJON4 انجام شده و نتایج آن پس از اعتبار بخشی با نتایج تجربی و دیگر مراجع بین‌المللی، با نتایج موجود به روش مونت کارلو مورد مقایسه قرار گرفت. اعتبار بخشی نتایج حاصل از این شبیه‌سازی با نتایج تجربی از دقت قابل قبولی برخوردارند. متوسط ضریب دمایی همدما محاسبه شده، اثر مشهود و غالب طیف نوترون را در بین سایر پدیده‌های فیزیکی نشان می‌دهد. مقایسه نتایج محاسبات یقینی با روش احتمالاتی نتایج نسبتاً نزدیک دو روش را نشان می‌دهد، همچنین اجرا با کدهای یقینی، سرعت محاسبات را به نحو چشمگیری افزایش می‌دهد.

کلمات کلیدی: *HTTR, DRAGON, DONJON, Isothermal temperature coefficients*

مقدمه:

راکتورهای گازی دما بالا^۲ از گزینه‌های مطرح در راکتورهای نسل چهارم محسوب می‌شود که از ویژگی‌های برجسته آن می‌توان به ایمنی ذاتی بالا، هزینه ایمنی پایین، بازدهی بالا و کاربردهای دمای بالا اشاره کرد. مؤسسه انرژی ژاپن به منظور مطالعه راکتورهای دما بالای پیشرفته، ساخت راکتور دما بالای آزمایشی را با دمای سیال خروجی ۹۵۰ درجه سانتی‌گراد در دستور کار خود قرار داد. راکتور^۳ HTTR، راکتور ۳۰ مگاواتی با خنک‌کننده گازی هلیوم و کندکننده گرافیت می‌باشد که با اهداف ایجاد و ارتقای دانش فنی راکتورهای گازی دما بالای پیشرفته انجام آزمایش‌های تابش‌دهی مختلف برای نوآوری‌های دما بالا ساخته شده است. از چالش‌های پیش رو در توسعه این راکتورها، توسعه کدهای مناسب به منظور استفاده در طراحی، شبیه‌سازی عملکرد و تجزیه و تحلیل آنها می‌باشد. محاسبه ضرایب دمایی همدما از نقطه نظر ایمنی و قابلیت اطمینان حائز اهمیت می‌باشد و به منظور تامین ایمنی در قلب راکتورها، همواره این ضریب باید مقداری منفی باشد. این مقاله بخشی از پژوهش انجام گرفته در مرجع [۵] است که در آن با در نظر گرفتن راکتور HTTR به عنوان

^۱ Isothermal temperature coefficients

^۲ High Temperature Gas-Cooled Reactors (HTGR)

^۳ High Temperature Engineering Test Reactor



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

راکتور مرجع، محاسبات نوترونیک انجام شده و ضرایب دمایی نیز همدمای به دست آمده است. از پژوهش‌های قبلی در زمینه محاسبه ضرایب دمایی همدمایی توان به مراجع [۲] و [۳] اشاره کرد که با استفاده از کدهای مختلف دیگر و همچنین با روش مونت کارلو انجام شده است. شایان ذکر است محاسبه ضرایب دمایی همدمای راکتورهای منشوری دما بالا برای اولین بار در ایران صورت گرفته است. در این پژوهش با مدل‌سازی ذرات سوخت به صورت غیر همگن درون میله‌های سوخت، محاسبات به روش یقینی، توسط کدهای پیشرفته محاسبات سلولی DRAGON4 و محاسبات قلب DONJON4 انجام شده است.



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۱۷ و ۱۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

مشخصات راکتور مرجع:

جدول شماره (۱) مشخصات قلب این راکتور رابه نمایش می‌گذارد. تعداد بلوک‌های سوخت درون قلب ۱۵۰ عدد می‌باشد. هر بلوک سوخت ۳۱ یا ۳۳ کانال خنک‌کننده دارد که در آن میله‌های سوخت قرار می‌گیرند. میله‌های سوخت حاوی پوشش گرافیتی‌اند که هر یک ۱۴ سوخت فشرده^۴ را در بر می‌گیرد. هر سوخت فشرده حدوداً ۱۳۰۰۰ ذره سوخت پوشش‌دار^۵ درون خود دارد که این ذرات به صورت تصادفی^۶ درون یک ماتریس گرافیتی قرار گرفته‌اند [۵].

جدول شماره (۱) : مشخصات قلب راکتور مرجع [۱]

۳۰MW	قدرت حرارتی
۸۵۰-۹۵۰ °C	دمای خنک‌کننده خروجی
۳۹۵ °C	دمای خنک‌کننده ورودی
۴MP	فشار خنک‌کننده مدار اولیه
گرافیت	ساختار قلب
۲.۳m	قطر معادل قلب
۲.۹M	ارتفاع موثر قلب
۲.۵W/cm ³	چگالی قدرت متوسط
٪ ۳-۱۰	غنای سوخت
٪ ۶	غنای متوسط
UO ₂ - نوع پین در بلوک ^۷ (ذره‌های سوخت پوشش‌دار)	نوع سوخت
۶۶۰ روز	دوره فرسایش سوخت
گاز هلیوم	ماده خنک‌کننده
از بالا به پایین	جهت جریان در قلب
۱۵۰	تعداد بلوک‌های سوخت
۳۰	تعداد ستون‌های سوخت

یک ذره سوخت پوشش‌دار از یک هسته سوخت کروی شامل اکسید اورانیوم به همراه پوششی از ۴ لایه تشکیل شده است. سموم سوختنی^۸ از کربید بورون و کربن ساخته شده‌اند که درون دو کانال از سه کانال تعبیه شده در بلوک‌های سوخت قرار می‌گیرند. شکل شماره (۱) نمایی از برش افقی و عمودی قلب راکتور مرجع را نشان می‌دهد. با توجه به شکل، تعداد بلوک‌های راهنمای میله کنترل

^۴ Fuel compact

^۵ Coated Fuel Particle (CFP)

^۶ Random

^۷ Pin-in-Block Type

^۸ Burnable Poison (BP)



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

در ناحیه سوخت ۷ عدد و در ناحیه بازتابنده ۹ عدد می باشد و در هر بلوک میله ها به صورت جفت وارد می شود [۵].

روش پژوهش:

محاسبه ضرایب دمایی همدمای از اهمیت بسیاری در مسائل ایمنی و کنترل راکتور برخوردار است. ضریب راکتیویته دمایی راکتور HTTR مربوط به ضریب دمایی سوخت و کندکننده می باشد که در محاسبه ضریب دمایی همدمای، دمای کل قلب یکسان در نظر گرفته می شود. ضریب دمایی به صورت تغییرات راکتیویته به ازای یک درجه تغییر دمای کل قلب تعریف می شود. ضرایب دمایی همدمای برای قلب تمام بارگذاری شده از ضریب تکثیر موثر با رابطه زیر محاسبه می شود.

$$\rho_n = \frac{K_{n+1} - k_n}{K_{n+1} k_n} \cdot \frac{1}{T_{n+1} - T_n} \quad (1)$$

که در آن:

ρ_n : ضریب دمایی بین T_{n+1} و T_n ($\Delta k/k/K$)

T_n : دمای قلب در اندازه گیری n ام (k)

T_{n+1} : دمای قلب در اندازه گیری $n+1$ ام (k)

K_n : ضریب تکثیر موثر در دمای T_n

K_{n+1} : ضریب تکثیر موثر در دمای T_{n+1}

موقعیت بحرانی میله های کنترل با افزایش دما در راکتورهای قدرت عملیاتی تغییر می کند اما موقعیت میله های کنترل در این محاسبات جهت بدست آوردن اختلاف راکتیویته نباید تغییری کند [۲]. در این محاسبات موقعیت میله های کنترل در ارتفاع ۱۷۷.۵ سانتی متری از پایین قلب فعال راکتور قرار دارد. در اینجا فاکتور ضریب تکثیر موثر برای دماهای زیر محاسبه شده است:

۲۸۰، ۳۰۰، ۳۴۰، ۳۸۰، ۴۲۰، ۴۶۰، ۴۸۰ (K)

و ضریب دمایی برای دماهای زیر از ضرایب تکثیر موثر با رابطه (۱) مورد ارزیابی قرار گرفت.

۲۹۰، ۳۲۰، ۳۶۰، ۴۰۰، ۴۴۰، ۴۷۰ (K)



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

در این پژوهش به منظور استخراج نتایج بهتر از ظریف‌ترین ساختار انرژی موجود، با ۳۶۱ گروه انرژی بهره‌برده‌ایم. ساختار انرژی SHEM 361 به منظور چگالش^۹ گروه‌های انرژی از طیف نوعی راکتورهای دما بالا استفاده می‌کند. این ساختار انرژی در قالب DRAGON تهیه شده است و مربوط به بانک داده‌های هسته‌ای آمریکا (ENDF7) می‌باشد.

گزینه‌های انتخاب شده به منظور تولید سطح مقاطع در این پژوهش شامل موارد زیر است:

۱- اصلاح معادله ترابرد (transport) بر اساس غیر همسانگردی خطی (P1) در پراکندگی گروه مورد استفاده به منظور اصلاح کتابخانه سطح مقاطع

۲- محاسبات خودحفاظی بر اساس روش زیر گروه (Subgroup method)

۳- در نظر گرفتن دو هتروژنی اعمالی در سوخت فشرده (Double heterogeneity)

۴- استفاده از روش احتمال برخورد (Collision probability) با مدل نشت P1 جهت حل شار در ۳۶۱ گروه

۵- همگن‌سازی فضایی و چگالش انرژی به ۴ گروه

۶- استفاده از مدول‌های LIB, GEO, ASM, FLU, USS, EDI, SYBILT به منظور مدل‌سازی بلوک-های سوخت

در محاسبات قلب DONJON4، کل قلب راکتور با استفاده از تقارن یک سوم مدل شده و جهت حل معادله پخش از ماژول TRIVAT، همراه با روش حل المان محدود^{۱۰} و چند جمله‌ای مکعبی^{۱۱} استفاده شده است.

^۹ condensation

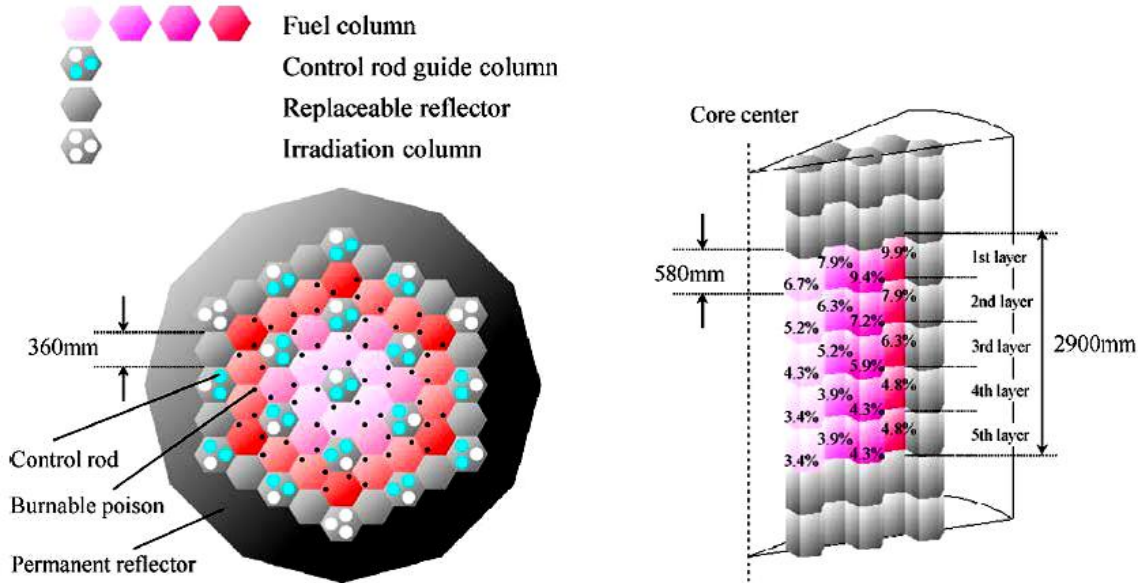
^{۱۰} finite elements

^{۱۱} Mixed-dualCubic



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان



شکل شماره (۱): نمایی از برش افقی (سمت چپ) و برش عمودی (سمت راست) قلب راکتور مرجع [۱].

نتایج پژوهش:

جداول شماره (۳) و (۴) و شکل شماره (۲) نتایج این پژوهش، و مقایسه با نتایج دیگر مراجع را نشان می‌دهند. برای محاسبه ضرایب دمایی همدمای نیاز به محاسبه ضریب تکثیر موثر در دماهای مختلف می‌باشد، در جدول شماره (۲) ضریب تکثیر موثر برای قلب تمام بارگذاری شده در دماهای مختلف در بازه دمایی [۴۸۰ - ۳۰۰] کلوین با روش یقینی (محاسبه شده)، روش احتمالاتی (مونت کارلو) و دیگر مراجع بین‌المللی آورده شده است. نتایج محاسبه شده با کدهای DRAGON4-DONJON4 در مقایسه با کدهای DELIGHT-CITATION نتایج تقریباً مشابهی دارد اما در مقایسه با کدهای دیگر اختلاف قابل توجهی را نشان می‌دهد، همچنین مقایسه نتایج محاسبه شده با دو نتیجه حاصل از کدهای DRAGON4-HEXPEDITE با شرایط مرزی متفاوت از مرجع [۲] نتیجه بینابینی را نشان می‌دهد. در جدول شماره (۳) ضرایب دمایی همدمای بر اساس تئوری ذکر شده در بخش روش پژوهش محاسبه شده است، مقایسه نتایج محاسبه شده با کد DONJON4 و مقادیر تجربی اختلاف اندکی، حداکثر در حدود ۰.۴٪ را نشان می‌دهد در حالی که نتایج محاسبه شده با کد HEXPEDITE از مرجع [۳] اختلافی بیش از ۰.۴٪ دارد، همچنین از میان نتایج ژاپنی، فقط کدهای DELIGHT-CITATION توافق خوبی را با نتایج تجربی نشان می‌دهد. با توجه به نتایج جدول شماره (۳)، متوسط ضریب



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

دمایی همدم محاسبه شده در بازه دمایی مذکور در حدود $(\Delta k/k/K) \times 10^{-4}$ می-باشد. مقایسه ضرایب دمایی همدها، نتایج بهتر روش یقینی محاسبه شده را نشان می‌دهد. در شکل شماره (۲) منحنی ضرایب دمایی بر حسب دما با دو روش یقینی و احتمالاتی رسم شده است که هر چند دو منحنی رفتاری عکس یکدیگر را دارند، اما هر دو متوسط ضریب دمایی همدم نزدیکی را به یکدیگر نشان می‌دهد.

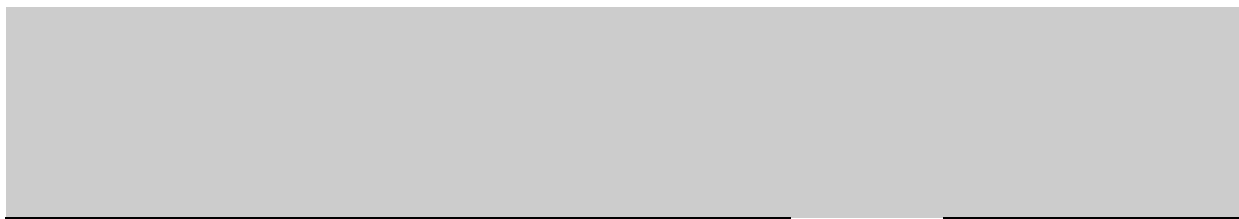
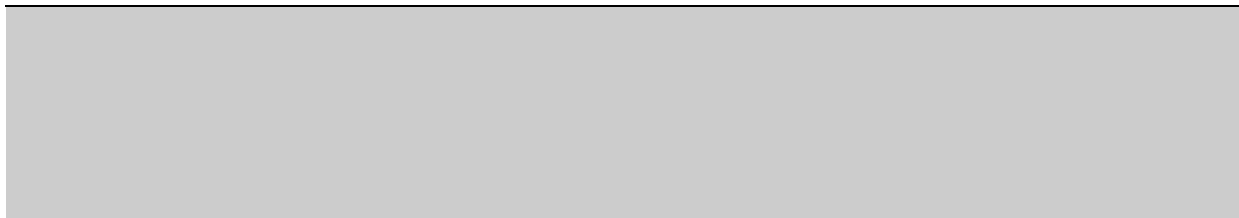
جدول شماره (۲) : نتایج محاسبه ضریب تکثیر موثر برای قلب تمام بارگذاری شده در دماهای مختلف و مقایسه نتایج با

مراجع [۲.۳]



بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

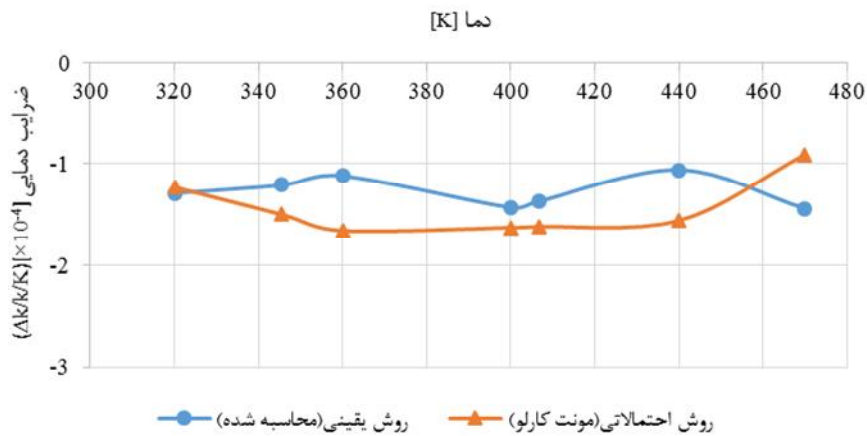




بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۷ و ۶ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

جدول شماره (۳) : نتایج محاسبه ضرایب دمایی همدمما و مقایسه نتایج با مراجع [۲,۳]

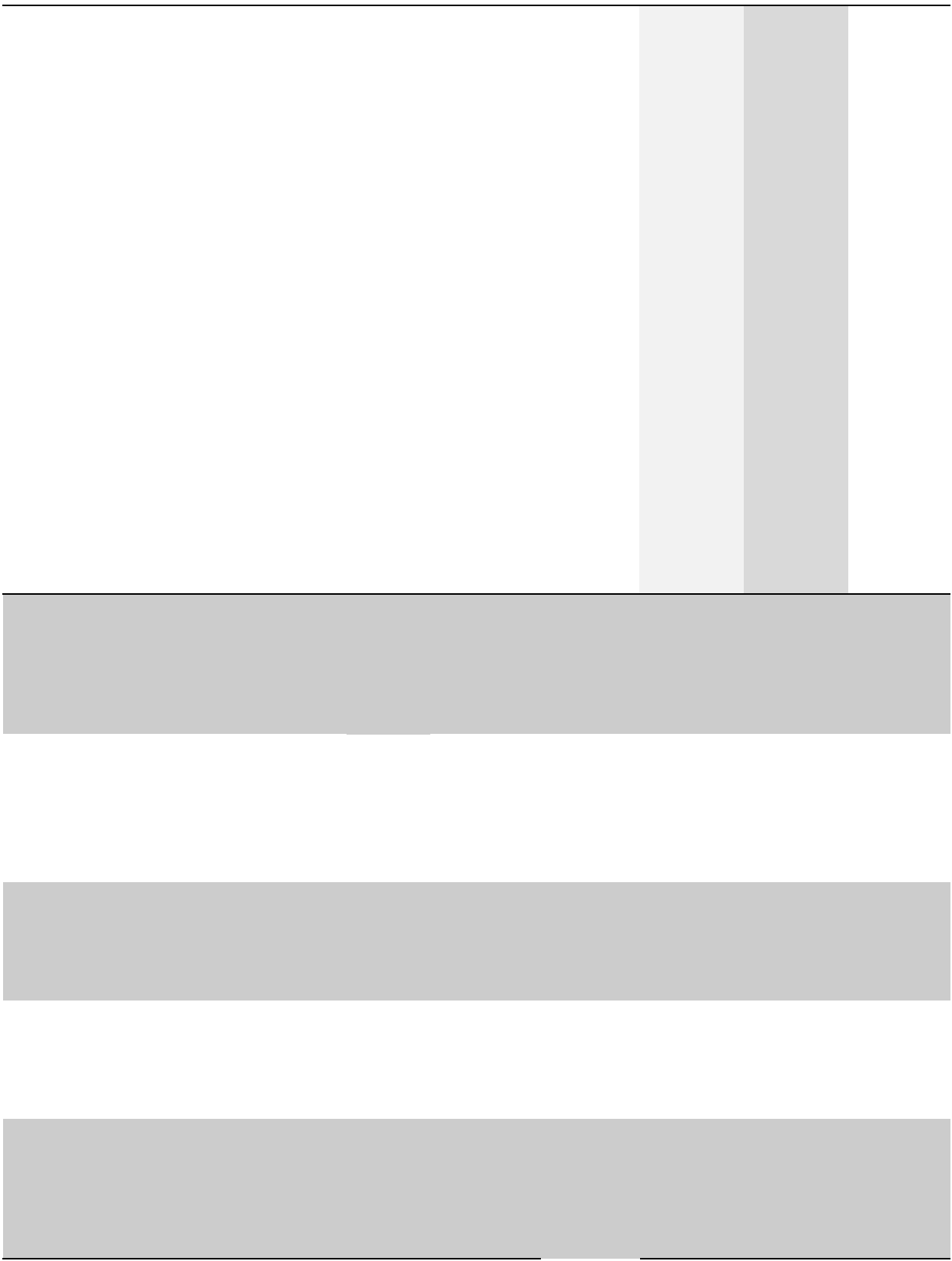


شکل شماره (۲): منحنی ضرایب دمایی بر حسب دما به دو روش یقینی (محاسبه شده) و احتمالاتی



بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان





بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

♦ درون یابی شده



بیست و یکمین کنفرانس هشتاد و یکم ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

بحث و نتیجه گیری:

این مقاله بخشی از پژوهش مربوط به انجام محاسبات نوترونیک راکتور منشوری دما بالا به روش یقینی است که در مرجع [۵] آمده است. در این پژوهش ضریب دمایی همدمای راکتور HTTR محاسبه و نتایج حاصل با نتایج قبلی به روش‌های احتمالاتی (مونت کارلو) و مراجع دیگر مورد مقایسه قرار گرفته است. در محاسبه ضرایب دمایی همدمای به دلیل افزایش همزمان دمای کل قلب اثرات فیزیکی بروز کرده قابل تفکیک نیست. ضریب دمایی همدمای محاسبه شده نشان از اثر مشهود و غالب طیف نوترون در راکتور مرجع می‌باشد که در آن گرم کردن کندکننده باعث افزایش دما و انرژی نوترون‌ها، و در نتیجه باعث انتقال طیف نوترون به دمای بالاتر و کاهش ضریب تکثیر می‌شود. به دلیل جامد بودن کندکننده (گرافیت)، راکتور اثر انبساطی نداشته و همچنین با توجه به مقدار ضریب دمایی محاسبه شده و بالا بودن غنای سوخت راکتور مرجع (غنای متوسط ۰.۶٪) اثر داپلر در مقایسه با اثر طیف ناچیز است. مقایسه نتایج حاصل از محاسبات یقینی با نتایج محاسبات قبلی به روش احتمالاتی، نتایج نسبتاً نزدیک دو روش را نشان می‌دهد. همچنین اجرا با کدهای یقینی، سرعت محاسبات را به نحو چشمگیری افزایش می‌دهد.

مراجع:

- [۱] Bess JD, Fujimoto N, Dolphin BH, Snoj L, Zukeran A. Evaluation of the Start-Up Core Physics Tests at Japan's High Temperature Engineering Test Reactor (Fully-Loaded Core). Idaho National Laboratory (INL); 2010.
- [۲] Methnani MM. Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark analysis [۲] Related to Initial Testing of the HTTR and HTR-10: IAEA-TECDOC-1382; 2003.
- [۳] Ortensi J, Cogliati J, Pope M, Bess J, Ferrer RM, Bingham A, et al. Deterministic modeling of the high temperature test reactor. Idaho National Laboratory (INL), Idaho Falls, ID, USA, Tech Rep 2010.
- [۴] Fujimoto N, Yamashita K, Nojiri N, Takeuchi M, Fujisaki S, Nakano M. Annular core experiments in HTTR's start-up core physics tests. Nuclear science and engineering 2005;150:310-21.
- [۵] جواد منصوری حسن‌آبادی، محمد باقر غفرانی، "محاسبات نوترونیک راکتور گازی دما بالا منشوری به روش یقینی با استفاده از کدهای DRAGON و DONJON و مقایسه نتایج با روش‌های احتمالاتی (مونت کارلو)"، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، ۱۳۹۳.