



کتابچه مقالات

۳۱ امین کنفرانس هسته ای ایران

در این کتابچه، مقالات منتخب ارائه شده در ۳۱ امین کنفرانس ملی هسته ای ایران که از ۲۳ تا ۲۵ اردیبهشت ماه ۱۴۰۴ در مشهد برگزار شد، خواهید یافت.

امیدواریم آن را مفید و لذت بخش بیابید!

مقالات حوزه:

فیزیک، فناوری و ایمنی راکتورهای هسته ای



بِسْمِ اللَّهِ الرَّحْمَنِ الرَّحِيمِ

پژوهشگران گرامی، اساتید ارجمند و همکاران محترم،

مایه افتخار و مسرت بنده است که به عنوان رئیس سی و یکمین کنفرانس ملی علوم و فنون هسته‌ای ایران، خیرمقدم گرم و صمیمانه خود را تقدیم شما عزیزان می‌نمایم. در ادامه موفقیت چشمگیر دوره‌های پیشین این کنفرانس، امسال نیز شاهد گردهمایی استثنایی و پربار دانشجویان، پژوهشگران و اندیشمندان برجسته از دانشگاه‌های کشور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران و کارشناسان صنعت هستیم. کنفرانس امسال، با توجه به بازخوردهای ارزشمند دوره‌های قبل و نیازهای روز جامعه علمی و صنعتی، با رویکردی جامع‌تر و کاربردی‌تر برگزار می‌شود. محورهای متنوع کنفرانس شامل تکنولوژی و ایمنی راکتورهای هسته‌ای، چرخه سوخت، مواد و پسماند هسته‌ای، غنی سازی و تولید ایزوتوپ پایدار، پرتوپزشکی و پزشکی هسته‌ای، کاربرد پرتوها در صنعت، کاربرد پرتوها در غذا، دامپروری و کشاورزی، شتابدهنده و دستگاه‌های مولد پرتو، آشکارسازی و دزیمتری، فیزیک و فناوری پلاسما و گداخت هسته‌ای، فیزیک هسته‌ای، فناوری کوانتومی، مطالعات راهبردی و نرم می‌باشد. با افتخار اعلام می‌کنم که امسال بیش از ۳۷۰ مقاله کامل پذیرفته شده برای ارائه در این کنفرانس خواهیم داشت که از میان ۷۳ ارائه به صورت شفاهی و ۳۰۱ ارائه به صورت پوستر خواهند بود. همچنین با توجه به استقبال گسترده سال‌های گذشته، حدود ۳۰ نشست تخصصی و نیز نمایشگاه جانبی با رویکردی کاربردی‌تر و متنوع‌تر برگزار خواهند شد. پیش‌بینی می‌شود با احتساب فعالیت‌های جانبی، در حدود ۱۰۰۰ پژوهشگر در این رویداد علمی-فرهنگی در شهر مقدس مشهد حضور یابند. یکی از اهداف اصلی کنفرانس امسال، ایجاد پل ارتباطی مؤثرتر میان دانشگاه و صنعت است. ما معتقدیم دستاوردهای علمی زمانی ارزشمندتر خواهند بود که در مسیر حل مسائل واقعی جامعه و صنعت به کار گرفته شوند. از این رو، بخش ویژه‌ای به ارائه فرصت‌های همکاری میان پژوهشگران و صنایع اختصاص یافته است. در پایان، برای تمامی شرکت‌کنندگان، تجربه‌ای سرشار از دستاوردهای علمی، آموزنده و تحول‌آفرین را آرزومندم و امیدوارم این کنفرانس بتواند در ایجاد مسیری هموارتر برای گسترش کاربردهای یافته‌های علمی در صنعت و زندگی روزمره فراهم سازد.

با احترام،

دکتر جواد کریمی ثابت

رئیس سی و یکمین کنفرانس ملی علوم و فنون هسته‌ای ایران



برگزار کنندگان:



انجمن هسته‌ای ایران



سازمان انرژی اتمی ایران



پرو، شگاه علوم و فنون هسته‌ای



حمایت کنندگان:



Sharif University
of Technology

دانشگاه صنعتی شریف



Amirkabir University
of Technology

دانشگاه صنعتی امیرکبیر



Shahid Beheshti
University

دانشگاه شهید بهشتی



FERDOWSI UNIVERSITY
OF MASHHAD

دانشگاه فردوسی مشهد



K. N. Toosi University
of Technology

دانشگاه خواجه نصیر
الدین طوسی



وزارت علوم، تحقیقات و فناوری
دانشگاه تحصیلات تکمیلی صنعتی و فناوری پیشرفته

دانشگاه تحصیلات تکمیلی
کرمان



Isfahan University

دانشگاه اصفهان



Shiraz University

دانشگاه شیراز

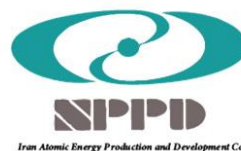


شرکت مصباح انرژی
(سهامی خاص)

شرکت مصباح انرژی



تولید مواد اولیه و سوخت
هسته‌ای ایران



شرکت تولید و توسعه انرژی
اتمی ایران



ENID
Energy Industry
Development Engineering Co.

شرکت مهندسی و توسعه
صنایع انرژی نوین



شرکت فناوری‌های
پیشرفته ایران



مرکز ملی نظام کیفیت و استاندارد هله آف ایران

مرکز ملی نظام کیفیت و
استانداردسازی اتمی ایران



مرکز نظام ایمنی هسته‌ای کشور

مرکز نظام ایمنی هسته‌ای
کشور



Radiation Application
Development Co.

شرکت توسعه کاربرد پرونها



فهرست مقالات

- بررسی تاثیر مدل‌سازی دقیق ناخالصی های پولک آلومینیوم در کاهش عدم قطعیت محاسبات سطح مقطع کل با استفاده از نوترون تک انرژی 0.06eV (کد مقاله : ۱۰۳۳) ۹
- تحلیل مکانیکی حادثه سقوط یک مجتمع سوخت بر روی قلب راکتور تحقیقاتی تهران (کد مقاله : ۱۰۴۳) ۱۷
- مدل‌سازی حرارتی سوخت در راکتور تحقیقاتی دانشگاه کیوتو در شرایط LOCA (کد مقاله : ۱۰۵۷) ۲۳
- تحلیل عددی یک محدودکننده جریان غیرفعال جدید برای رآکتورهای گرمایشی هسته‌ای (کد مقاله : ۱۰۷۲) ۳۱
- مقایسه عملکرد یک راکتور IPWR پیشرفته در استفاده از پمپ‌های خنک کننده یا گردش طبیعی برای خنک‌سازی قلب راکتور در شرایط کاری عادی و حوادث (کد مقاله : ۱۰۸۵) ۳۹
- تجزیه و تحلیل نوترونیک راکتور ماژولار پیشرفته CAREM25 (کد مقاله : ۱۰۹۰) ۴۸
- بررسی دقت مدل‌سازی بازتاباننده قلب راکتور نیروگاه اتمی بوشهر و تاثیر آن بر پارامترهای نوترونیک قلب (کد مقاله : ۱۱۴۴) ۵۷
- تحلیل رفتار خوشه های تهی جای در ${}^3\text{C-SiC}$ و ${}^4\text{H-SiC}$: مطالعه مبتنی بر نظریه تابعی چگالی (کد مقاله : ۱۱۴۸) ۵۸
- مطالعه تحول و پایداری دینامیکی خوشه های تهی جای پلی تاییپهای کاربید سیلیکون در دمای بالا (کد مقاله : ۱۱۴۹) ۶۳
- آرانیک؛ نرم‌افزاری توانمند برای مدیریت چیدمان سوخت در قلب رآکتورهای آبی پرفشار (کد مقاله : ۱۱۵۱) ۷۰
- توسعه روش های محاسباتی در ارزیابی نوترونی و ترموهیدرولیکی نسل جدید رآکتورهای پیشرفته سریع با خنک کننده سرب مذاب (کد مقاله : ۱۱۶۱) ۷۷
- بررسی خواص ترمودینامیکی کامپوزیت نانو لایه‌ای مس -گرافن آلیش شده با عنصر تیتانیم تحت فرآیند تابش‌دهی نوترون با استفاده از شبیه‌سازی دینامیک مولکولی (کد مقاله : ۱۱۶۲) ۸۴
- مطالعه ی اثرات هیدروژن بر هدایت حرارتی فونونی زیرکونیوم با استفاده از روش گرین - کوبو (کد مقاله : ۱۱۷۴) ۹۲
- تحلیل دینامیک و پایداری راکتور نمک مذاب با نگرش اثر تأخیر و زمان تولید نوترون آنی (کد مقاله : ۱۱۷۵) ۱۰۴
- الوند؛ نرم‌افزار توانمند طراحی و تحلیل ترمونوترونی قلب رآکتورهای با خنک‌کننده تک‌فاز (کد مقاله : ۱۱۹۵) ۱۱۱
- توسعه کد محاسبه کننده آسیب جابجایی گاما "GAMMATRACK" با استفاده از توانمندیهای LAMMPS (کد مقاله : ۱۲۰۳) ۱۲۰
- بررسی اثرات فشار هوا بر روی نسبت اسپیراسیون حین عبور از نازل نمونه‌برداری (کد مقاله : ۱۲۳۸) ۱۲۶
- بررسی اثرات قطر ذرات بر روی نسبت اسپیراسیون حین عبور از نازل نمونه‌برداری (کد مقاله : ۱۲۳۹) ۱۳۳



- مطالعه عملکرد نازل نمونه‌برداری در دماهای مختلف طی شرایط کاری نرمال در استک راکتور تحقیقاتی تهران (کد مقاله : ۱۲۹۳)..... ۱۴۰
- محاسبات نوترونیک یک راکتور هسته‌ای به منظور شیرین سازی آب (کد مقاله : ۱۳۰۴)..... ۱۴۸
- بررسی ابعاد حکمرانی از منظر امنیت هسته‌ای (کد مقاله : ۱۳۰۶)..... ۱۵۶
- بررسی میکروساختاری و بهینه سازی پارامترهای روکش کاری لیزری NiCrFeBSiC در بهبود خواص سایشی قطعات راکتورهای نوترون سریع (کد مقاله : ۱۳۲۲)..... ۱۶۲
- شبیه‌سازی انتشار سزیم ۱۳۷ در شرایط حادثه با استفاده از ترکیب مدل HYSPLIT و شبکه عصبی (کد مقاله : ۱۳۲۳)..... ۱۷۱
- بررسی پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از حادثه‌ی فرضی در نیروگاه هسته‌ای متسامور با استفاده از سامانه جوی HYSPLIT و تأثیرات آن بر منطقه از جمله ایران (کد مقاله : ۱۳۴۲)..... ۱۷۶
- طراحی مفهومی راکتور ذاتاً زیربحرانی با استفاده از کدهای یقینی (کد مقاله : ۱۳۵۵)..... ۱۸۳
- اثر جذب لیتیم بر بافت اسپنی ساختار شبه دو بعدی (PEA)2CsPbBr23 (کد مقاله : ۱۳۷۸)..... ۱۹۱
- ترنج؛ نرم‌افزار تولیدکننده درخت داده‌های نوترونی و جنبشی در قالب PMAXS (کد مقاله : ۱۳۸۰)..... ۱۹۸
- چالش‌ها و راهکارهای تصفیه فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو (کد مقاله : ۱۴۳۷)..... ۲۰۵
- مقایسه گام شبکه سوخت راکتورهای VVER و PWR (کد مقاله : ۱۴۴۴)..... ۲۱۴
- طراحی مکانیکی مکانیزم درایو میله‌های کنترل برای یک راکتور تحقیقاتی استخری (کد مقاله : ۱۴۴۸)..... ۲۲۱
- توسعه مدار آزمون تست سوخت‌های نیروگاهی در یک راکتور تحقیقاتی استخری ده مگاواتی (کد مقاله : ۱۴۴۹)..... ۲۲۹
- شبیه سازی پخش سزیم ۱۳۷ در حادثه فرضی راکتورماژولار کوچک Klt-40s (کد مقاله : ۱۴۷۲)..... ۲۳۷
- اندازه‌گیری و محاسبه شار نوترون در ستون حرارتی راکتور آب سنگین صفرقدرت اصفهان (کد مقاله : ۱۴۸۸)..... ۲۴۳
- شبیه‌سازی CFD پدیده شروع جوشش هسته‌ای بر روی یک میله‌داغ با تولید حرارت سینوسی (کد مقاله : ۱۴۹۱)..... ۲۴۹
- امکان‌سنجی نوترونیک انجام آزمون پرتودهی سوخت VVER-1000 در یک راکتور تحقیقاتی ۱۰ مگاواتی (کد مقاله : ۱۴۹۲)..... ۲۵۶
- تحلیل CFD پدیده نوارهای حرارتی در یک اتصال T شکل حساس به خستگی حرارتی چرخه بالا در سیستم آب تغذیه اصلی نیروگاه BNPP با روش DES در شرایط بهره‌برداری عادی و غیر عادی (کد مقاله : ۱۴۹۴)..... ۲۶۴
- ارزیابی شکنندگی لرزه‌ای سازه پوشش ایمنی راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از تحلیل دینامیکی افزایشی در ABAQUS (کد مقاله : ۱۵۱۰)..... ۲۹۳
- تحلیل عددی ارتعاشات ناشی از جریان دوفازی در مولد بخار افقی (کد مقاله : ۱۵۲۸)..... ۳۰۳
- بررسی عددی رشد ترک ناشی از ارتعاش در مولد بخار افقی (کد مقاله : ۱۵۲۹)..... ۳۱۱



- ارزیابی ایمنی پرتوی یک راکتور تحقیقاتی به هنگام بهره برداری عادی (کد مقاله : ۱۵۳۶) ۳۱۸
- بهبود مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای با استفاده از یادگیری ماشین: رویکردهای پیش‌بینی و بهینه‌سازی (کد مقاله : ۱۵۴۳) ۳۲۶
- شناسایی تجهیزات بحرانی سیستم در تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان با استفاده از معیارهای اهمیت ارزیابی ایمنی احتمالاتی (کد مقاله : ۱۵۵۰) ۳۳۶
- بررسی عملکرد سیستم کنترل برای راکتورهای نسل جدید تولید رادیودارو (کد مقاله : ۱۵۵۵) ۳۴۵



بررسی تاثیر مدل‌سازی دقیق ناخالصی‌های پولک آلومینیوم در کاهش عدم قطعیت محاسبات

سطح مقطع کل با استفاده از نوترون تک انرژی 0.06 eV (کد مقاله: ۱۰۳۳)

غلامزاده، زهره

پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

چکیده:

سطح مقطع نوترونی به احتمال برهمکنش نوترون با هسته اشاره دارد. این یک پارامتر مهم در فیزیک راکتور برای درک رفتار و واکنش‌های نوترون در سیستم‌های هسته‌ای است. یکی از فعالیت‌های مهم راکتورهای تحقیقاتی، اندازه‌گیری سطح مقطع نوترون با مواد مختلف است. اندازه‌گیری سطح مقطع کل نوترون تجربی به عنوان تابعی از انرژی نوترون یک مجموعه داده اساسی برای ارزیابی کتابخانه‌های داده هسته‌ای فراهم می‌کند. در این کار از کد MCNPX برای محاسبه سطح مقطع کل نوترون تک‌گام با پولک آلومینیوم با ضخامت و درصد ناخالصی متفاوت استفاده شده است. مقایسه نتایج محاسبات با سایر داده‌های تجربی و کتابخانه ENDF-6 بخوبی نشان می‌دهد ناخالصی‌های موجود در پولک آلومینیوم و نیز ضخامت پولک در مقدار عددی سطح مقطع کل بسیار موثر است. در مورد پولک آلومینیوم خالص، اختلاف نسبی محاسبات انجام شده در این کار و سایر داده‌های تجربی و کتابخانه ENDF-6 بین ۱۳٪ الی ۱۶٪ متغیر بود.

کلمات کلیدی: سطح مقطع کل نوترون، پولک آلومینیوم، نوترون تک‌گام، کد MCNPX

Investigating the effect of accurate modeling of aluminum foil impurities in reducing the uncertainty of total cross-section calculations using 0.06 eV single-energy neutrons

Gholamzadeh, Zohreh

Safety and Nuclear Research Reactor School, Nuclear Science and Technology Research Institute, Tehran, Iran

Abstract:

The neutron cross section refers to the probability of a neutron interacting with a nucleus. It is an important parameter in reactor physics for understanding the behavior and reactions of neutrons in nuclear systems. One of the important activities of research reactors is to measure the neutron cross-section of various materials. Measurements of the experimental total neutron cross section as a function of neutron energy provide a fundamental dataset for evaluating nuclear data libraries. In this work, the MCNPX code is used to calculate the total monochromatic neutron cross section of a foil of aluminum with different thicknesses and impurity percentages. Comparing the results of the calculations with other experimental data and the ENDF-6 library clearly shows that the impurities in the aluminum foil and the thickness of the foil are very effective in the numerical value of the total cross-section. In the case of pure aluminum foil, the relative difference between the calculations performed in this work and other experimental data and the ENDF-6 library varied between 13% and 16%.

Key words: Total neutron cross section, aluminum foil, monochromatic neutron, MCNPX code



۱ - مقدمه:

اندازه‌گیری و محاسبات سطح مقطع نوترون با مواد مختلف در بسیاری از آزمایشگاه‌های فیزیک نوترون در دنیا مورد توجه قرار دارد. لازم به ذکر است که همه روزه مواد جدیدی مانند مواد کریستالی، مواد نانو و غیره در صنعت هسته‌ای بکار گرفته می‌شوند که شناختن ویژگی‌های نوترونیک آنها الزامی است. به عنوان مثال اجزای فولادی، آهن، نیکل و کروم و همچنین کبالت و زیرکونیوم از مواد ساختاری مهم در طراحی راکتورهای هسته‌ای هستند و تعیین دقیق سطح مقطع کل حرارتی آنها بسیار مطلوب است.

با همین منطق، انتقال نوترون سرد برای مطالعه ساختارهای نانومتریکی به کار گرفته شده است. همانطور که اخیراً برای اولین بار در مورد گرافیت آزمایش شده است [۱].

در همین راستا وینهااس^۱ و همکارش (۱۹۸۱) سطح مقطع کل نوترون با آهن را در محدوده انرژی نوترونی 0.2879 eV - 0.016 eV اندازه‌گیری کرده‌اند. در این کار از یک طیف‌سنج زمان پرواز و یک طیف‌سنج کریستالی در راکتور تحقیقاتی IPEN استفاده شده است. در این کار، سطح مقاطع پراکندگی غیرکشسان کل (همدوس + ناهمدوس) با کم کردن پراکندگی الاستیک کل و سطح مقطع جذب از سطح مقطع کل اندازه‌گیری شده تعیین گردید. نتایج به‌دست‌آمده با مقادیر محاسبه‌شده بر اساس مدل نظری مارشال-استوارت مقایسه شد و توافق بسیار خوبی بین نتایج اندازه‌گیری و محاسباتی مشاهده شد [۲].

در انرژی‌های نوترونی زیر حرارتی (سرد)، گرافیت پلی‌کریستالی به دلیل فرآیندهای پراکندگی زاویه کوچک، سطح مقطع کل زیادی را نشان می‌دهد. گالوان جوسا^۲ و همکاران (۲۰۱۵) یک روش جدید برای تعیین توزیع اندازه منافذ از طریق روش انتقال نوترون در انرژی‌های سرد پیشنهاد کرده و حساسیت آن با تکنیک‌های استاندارد دیگر مقایسه کردند [۳].

ترادا^۳ و همکاران (۲۰۱۸) سطح مقطع کل و جذب نوترون ^{241}Am را با یک سیستم جمع‌آوری داده‌های جدید و یک سیستم اندازه‌گیری انتقال نوترون جدید نصب شده در ابزار اندازه‌گیری دقیق واکنش هسته‌ای نوترون در مرکز آزمایشی علوم مواد مجتمع تحقیقاتی شتاب‌دهنده پروتون ژاپن اندازه‌گیری کرده‌اند. سطح مقطع کل نوترون ^{241}Am با استفاده از روش نوترونی زمان پرواز (TOF) در ناحیه انرژی نوترونی از 2 eV - 0.04 eV تعیین شد. نتایج کار این محققان نشان داد $2/9\%$ عدم قطعیت در اندازه‌گیری‌های انجام شده سطح مقطع کل ^{241}Am وجود دارد و نیز $1/4\%$ عدم قطعیت در اندازه‌گیری سطح مقطع جذب این رادیوایزوتوپ وجود دارد. همچنین اندازه‌گیری‌های انجام شده با سایر داده‌های کتابخانه‌های $\text{JEFF}^{3,2}$ و $\text{JENDL}^{4,0}$ مقایسه شد که در مورد سطح مقطع کل، که کتابخانه اول $4/7\%$ بزرگتر از مقدار اندازه‌گیری شده و کتابخانه دوم $2/4\%$ کوچکتر است [۴].

۲ - روش کار:

راکتور تحقیقاتی تهران (TRR) از نوع استخری ۵ مگاواتی است که کانال D آن با استفاده از قطعات مختلف نصب شده در داخل کانال شعاعی شامل استوانه توخالی سرب، کریستال سفایر، نگهدارنده کولیماتور بتن باریتی، کولیماتورهای سولر، به پرتو نوترونی تکفام مجهز شده است. و همچنین به ترتیب حفاظ استوانه‌های توخالی آهن، پلی اتیلن و پلی اتیلن بوراته در داخل کانال بعد کولیماتور قرار گرفته‌اند. پس از خروجی پورت پرتو کانال D، یک حفاظ برای جلوگیری از نشت ذرات نوترون و گاما تا حد امکان در داخل اتاق آزمایشگاه نصب شده است. حفاظ از لایه‌های پارافین بوردار، اسید بوریک، سرب، پلی‌اتیلن بوراته و پلی اتیلن ساخته شده است که در بخش‌های مختلف حفاظ ساخته شده استفاده شده‌اند. یک کریستال تکفام کننده (PG(0.02) با ابعاد $0.2 \times 0.5 \times 7$ سانتی متر مکعب در داخل اتاق تکفام کننده حفاظ ساخته شده نصب شده و به گونه‌ای تراز شده است که

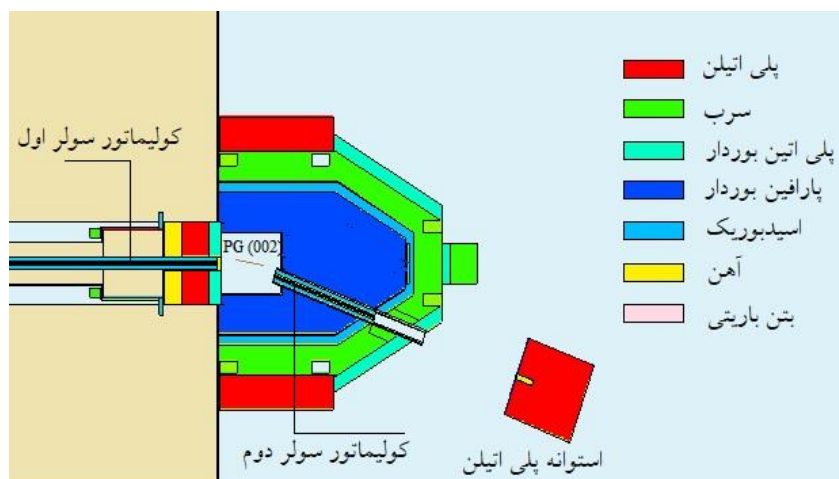
^۱ Vinhas

^۲ Galván Josa

^۳ Terada



یک پرتو تکفام در محدوده $1/18 \text{ \AA}$ را فراهم کند. شکل ۱ نمای شماتیک آزمایشگاه مدل شده توسط کد محاسباتی MCNPX را نشان می‌دهد.



شکل (۱) مدل‌سازی آزمایشگاه باریک‌نوترون تکفام راکتور تحقیقاتی تهران توسط کد MCNPX

سامانه پرتو نوترونی تکفام توسط MCNPX که یک نرم‌افزار تراپرد ذرات به روش مونت کارلو همه منظوره است مدل‌سازی شد که می‌تواند برای مدل‌سازی هندسه‌های مختلف در جزئیات و تراپرد بیش از ۳۶ ذره برای محاسبه پارامترهای مختلف برای آزمایشگاه‌های نوترونی، راکتورهای تحقیقاتی و شتاب‌دهنده‌ها استفاده شود [۵].

یک آشکارساز ^3He با استفاده از کد محاسباتی در حالی که در داخل یک قطعه پلی‌اتیلن استوانه‌ای (به عنوان حفاظ نوترونی آشکارساز) با ابعاد 40×50 سانتی متر مربع قرار دارد، همانطور که در شکل ۱ نشان داده شده است، مدل‌سازی شد. یک ورقه کادمیوم با ضخامت ۱ میلی‌متر برای جذب نوترون‌های پس‌زمینه که از جهات دیگر به آشکارساز می‌رسند در اطراف آشکارساز قرار داده شد.

در کار حاضر، کد Vitess برای محاسبه پرتو نوترون منعکس شده از کریستال PG استفاده شد. VITESS یک برنامه نرم افزاری است که به طور گسترده برای شبیه‌سازی آزمایش‌های پراکندگی نوترون استفاده می‌شود. اگرچه کد محاسباتی در ابتدا با کمک استفاده از طرح دستگاه چشمه Spallation اروپا توسعه یافت، ولی همه امکانات اصلی مدل‌سازی اپتیک نوترون در حال حاضر در آن در دسترس هستند. این نرم‌افزار برای مدل‌سازی ابزارهای اپتیکی مانند کولیماتور، فیلتر، آینه، راهنما، چاپر، کریستال تکفام‌کننده و غیره استفاده می‌شود [۶].

در این محاسبات سپس پرتو تکفام منعکس شده به عنوان چشمه نوترون در ورودی کولیماتور دوم سولر برای محاسبات سطح مقطع استفاده شد. محاسبات سطح مقطع کل با مدل‌سازی پولک آلومینیوم در مقابل آشکارساز ^3He محصور شده در حفاظ پلی‌اتیلن انجام گردید. اندازه‌گیری سطح مقطع کل نسبتاً آسان است برای اجرا آن از هر نوع آشکارساز نوترونی می‌توان برای تعیین میزان نرخ شمارش نوترون، با و بدون حضور نمونه یکنواخت استفاده کرد. در روش محاسباتی نیز به همین ترتیب شار نوترون تکفام 0.06 eV درون حجم آشکارساز ^3He با و بدون حضور پولک محاسبه گردید. با توجه به مشخص بودن جرم و ضخامت پولک از رابطه (۱) سطح مقطع کل قابل محاسبه می‌باشد:

$$\varphi = \varphi_0 \cdot e^{-n\sigma_{tot}t} \quad (1)$$



که ضخامت پولک، n تعداد اتم های آن و σ_{tot} سطح مقطع کل، ϕ شار نوترون درون حجم آشکار ساز بدون حضور پولک و ϕ شار نوترون درون آشکارساز با حضور پولک است.

لازم به ذکر است که سطح مقطع کل نوترون در هر انرژی طبق رابطه (۲) مجموع سطح مقطع جذب و پراکندگی می‌باشد:

$$\sigma_{tot} = \sigma_a + \sigma_s \quad (2)$$

که σ_a سطح مقطع جذب نوترون و σ_s سطح مقطع پراکندگی نوترون است. لازم به ذکر است که خود سطح مقطع پراکندگی شامل مجموع سطح مقطع پراکندگی همدوس و غیرهمدوس می‌باشد. بخش واقعی پتانسیل هسته‌ای موثر V_{eff} برای بخش نوترون الاستیک σ_e مربوط به پراکندگی همدوس و الاستیک است. بخش موهومی V_{eff} مربوط به پراکندگی ناهمدوس غیرالاستیک است که در آن مقداری انرژی بین نوترون و اتم پراکنده (تبادل فونون) بر روی پراکندگی همدوس یا ناهمدوس نوترون منتقل می‌شود. همچنانکه گفته شد پراکندگی می‌تواند همدوس، $S_{coh}(Q, \omega)$ یا ناهمدوس، $S_{incoh}(Q, \omega)$ باشد. تعریف $S_{coh}(Q, \omega)$ شامل همبستگی بین موقعیت هسته‌های مختلف در زمان‌های مختلف است و بنابراین اثرات تداخلی را ارائه می‌دهد و پراکندگی نوترون از تمام هسته یک نمونه رخ می‌دهد. بنابراین پراکندگی همدوس اطلاعاتی در مورد موقعیت اتمی نسبی ارائه می‌دهد درحالی‌که پراکندگی ناهمدوس باعث تبدیل سیگنال به نویز می‌گردد [۷-۸].

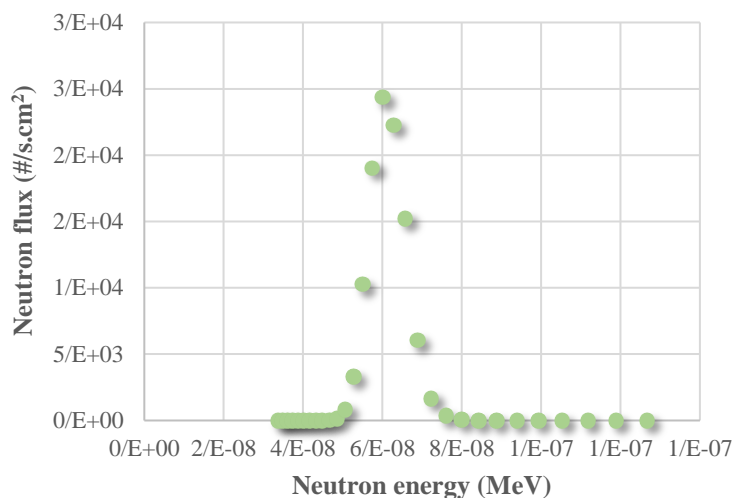
در این کار، از تالی F_4 به منظور محاسبه شار نوترون درون حجم آشکارساز توسط کد MCNPX استفاده شده است. همچنین تاثیر ناخالصی موجود در آلومینیوم بر محاسبات سطح مقطع با مدلسازی آلومینیوم خالص، آلومینیوم ۶۰۶۳ و آلومینیوم سری ۱۱۰۰ در ضخامت‌های مختلف ۰/۵ mm، ۱، ۲ و ۳ بررسی گردیده است. در نهایت به منظور راستی‌آزمایی محاسبات، مقادیر حاصله با داده‌های کتابخانه ENDF و نیز مقادیر تجربی گزارش شده در سایت EXFOR مقایسه گردید. در جدول (۱) درصد وزنی ترکیبات مختلف این آلومینیوم‌ها ارائه شده است.

جدول ۱: درصد وزنی عناصر مختلف موجود در آلومینیوم‌های سری مختلف

$^{27}_{13}Al$: ۱۰۰٪	آلومینیوم خالص
$^{27}_{13}Al$: ۹۷/۶۹٪ ، $^{63}_{29}Cu$: ۰/۰۶۹٪ ، $^{65}_{29}Cu$: ۰/۰۳۰٪ ، $^{54}_{26}Fe$: ۰/۰۲۰٪ $^{56}_{26}Fe$: ۰/۳۲۱٪ ، $^{57}_{26}Fe$: ۰/۰۰۷٪ $^{58}_{26}Fe$: ۰/۰۰۰۹٪ ، $^{nat}_{30}Zn$: ۰/۱٪ $^{55}_{25}Mn$: ۰/۱۲٪ ، $^{46}_{22}Ti$: ۰/۰۸۲٪ ، $^{47}_{22}Ti$: ۰/۰۰۷٪ ، $^{48}_{22}Ti$: ۰/۰۷۳٪ ، $^{49}_{22}Ti$: ۰/۰۰۵٪ $^{48}_{22}Ti$: ۰/۰۰۵٪ ، $^{52}_{24}Cr$: ۰/۰۸۳٪ ، $^{53}_{24}Cr$: ۰/۰۰۹٪ ، $^{54}_{24}Cr$: ۰/۰۰۲٪ $^{24}_{12}Mg$: ۰/۱۲٪ ، $^{25}_{12}Mg$: ۰/۳۵۵٪ ، $^{26}_{12}Mg$: ۰/۴۵۱٪ ، $^{28}_{14}Si$: ۰/۵۵۳٪ ، $^{29}_{14}Si$: ۰/۰۲۸٪ $^{30}_{14}Si$: ۰/۰۱۸٪	آلومینیوم ۶۰۶۳
$^{27}_{13}Al$: ۹۹٪ ، $^{63}_{29}Cu$: ۰/۰۳۴٪ ، $^{65}_{29}Cu$: ۰/۰۱۵٪ ، $^{54}_{26}Fe$: ۰/۰۵۵٪ $^{56}_{26}Fe$: ۰/۸۷۱٪ ، $^{57}_{26}Fe$: ۰/۰۲۰٪ $^{58}_{26}Fe$: ۰/۰۰۲٪ ، $^{nat}_{30}Zn$: ۰/۱٪ $^{55}_{25}Mn$: ۰/۲٪	آلومینیوم ۱۱۰۰

۳ - نتایج:

طیف نوترون منعکس شده از کریستال PG(۰۰۲) با استفاده از کد Vitess محاسبه شد و در شکل ۲ ارائه شده است.



شکل (۲) طیف نوترون منعکس شده تکفام از کریستال PG(۰.۰۲) نصب شده در داخل اتاق تکفام کننده حفاظ کانال D راکتور تحقیقاتی تهران این طیف برای محاسبه سطح مقطع کل پولک آلومینیوم خالص، آلومینیوم ۶۰۶۳ و آلومینیوم سری ۱۱۰۰ با ضخامت‌های ۰/۵، ۱، ۲ و ۳ استفاده گردید. نتایج حاصل از محاسبات کد MCNPX برای موارد فوق الذکر در جدول ۲ ارائه گردیده است.

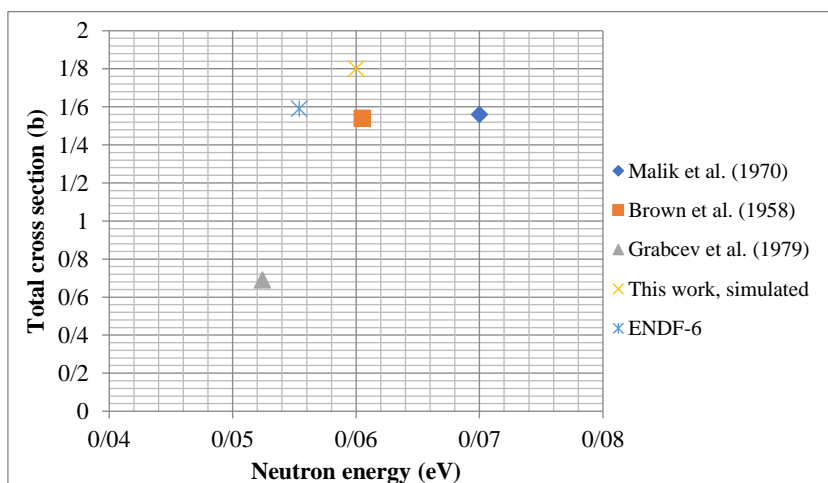
جدول ۲: سطح مقطع کل نوترون ۰/۰۶ eV در آلومینیوم‌های سری مختلف دارای ضخامت متفاوت

ضخامت پولک (mm)	سطح مقطع کل آلومینیوم خالص (b)	سطح مقطع کل آلومینیوم ۶۰۶۳ (b)	سطح مقطع کل آلومینیوم سری ۱۱۰۰ (b)
۰/۵	۳/۷۹۵	۲/۳۱۵	۳/۵۴۹
۱	۱/۸۰۳	۲/۰۵۴	۱/۷۶۱
۲	۰/۷۹۳	۰/۷۹۰	۱/۴۸۴
۳	۰/۴۹۸	۰/۴۶۸	۱/۴۴۰

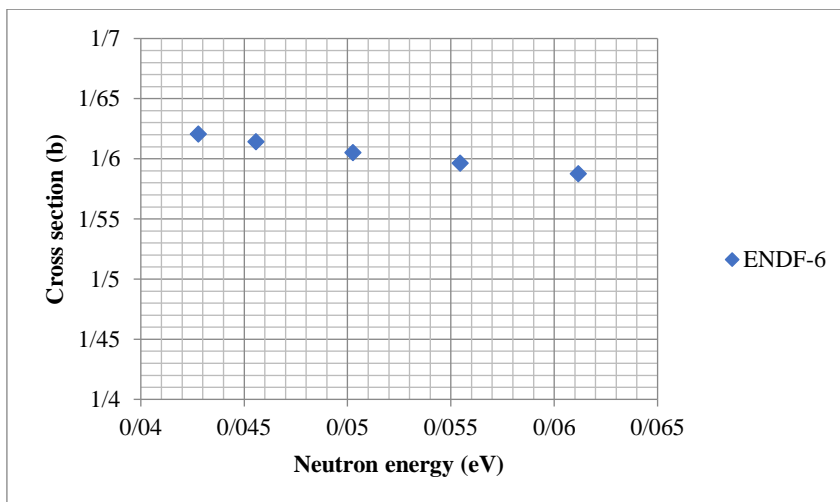
محاسبات انجام شده نشان می‌دهد ضخامت ماده نمونه یا عبارتی پولک آلومینیوم در مقدار عددی سطح مقطع کل بسیار موثر است زیرا عواملی نظیر خودجذبی، جذب، پراکندگی و غیره باعث کاهش سطح مقطع کل اندازه گیری شده خواهد شد. همچنین وجود ناخالصی‌ها یا عبارتی عناصر دیگر در پولک آلومینیوم در مقدار عددی سطح مقطع کل محاسبه شده بسیار موثر است زیرا عناصر مختلف دارای سطح مقطع جذب و یا پراکندگی متفاوتی می‌باشند. با افزایش ضخامت پولک نقش این ناخالصی‌ها به دلیل افزایش دانسیته اتمی آنها افزایش می‌یابد. در این کار، سطح مقطع کل ۲ عدد پولک آلومینیوم ۶۰۶۳ توسط باریکه نوترون تکفام ۰/۰۶ eV راکتور تحقیقاتی تهران مطابق شکل ۳ اندازه گیری شد که نتایج اندازه گیری نشان داد سطح مقطع کل پولک ۲ mm حدود ۰/۶۰۰ b و دو پولک بهم چسبیده یا عبارتی ضخامت ۴ mm حدود ۰/۳۵۰ b است که با مقادیر محاسباتی حدود ۳۱٪ اختلاف نسبی دارد.



شکل (۳) اندازه گیری سطح مقطع کل نوترون 0.06 eV با آلومینیوم الف) ۲ عدد پولک 2 mm ب) اندازه گیری وزن پولک ج) اندازه گیری شمارش آشکارساز ^3He با حضور پولک هم اندازه قطر آشکارساز در دهانه ورودی آن در شکل ۴. محاسبات انجام شده در این کار برای ضخامت پولک 1 mm آلومینیوم خالص با سایر داده های تجربی گزارش شده در سایت exfor و نیز مقدار گزارش شده ENDF-6 در همین سایت مقایسه شده است. لازم به ذکر است که درصد خلوص و نیز ضخامت پولک در هیچ یک از موارد گزارش نشده است. همچنین داده های تجربی در انرژی حدود 0.06 eV برای پولک آلومینیوم بسیار کم هست. مقایسه محاسبات انجام شده برای آلومینیوم خالص و کتابخانه ENDF-6 نشان می دهد داده محاسباتی این کار حدود 13% اختلاف نسبی دارد. اختلاف نسبی داده محاسباتی این کار و مالیک و همکاران (۱۹۷۰) حدود 16% است. همانطور که در شکل نیز دیده می شود اختلاف داده تجربی گرابسو و همکاران (۱۹۷۹) با کتابخانه ENDF-6 حدود $2/3$ برابر است. در حالیکه مطابق شکل (۵) اختلاف نسبی سطح مقطع آلومینیوم در محدوده انرژی $0.04 - 0.07 \text{ eV}$ حدود 2% است. این بررسی ها بخوبی نشان می دهد عواملی چون ضخامت، ناخالصی، دقت های اندازه گیری و غیره در اندازه گیری دقیق سطح مقطع کل مواد پر کاربرد صنعت هسته ای بسیار موثر است.



شکل (۴) مقایسه سطح مقطع کل محاسبه شده پولک آلومینیوم با سایر داده های تجربی



شکل (۵) سطح مقطع کل نوترون با آلومینیوم بر حسب انرژی

۴ - نتیجه گیری:

تولید داده های هسته‌ای و تعیین سطح مقطع مواد مورد استفاده در صنعت هسته‌ای بسیار مهم است. محاسبات انجام شده در این کار نشان می‌دهد سطح مقاطع مورد استفاده توسط کدهای محاسباتی می‌تواند عدم قطعیت‌های زیادی با مواد جدید ساخته شده دارای درصد ناخالصی متفاوت داشته باشد. اهمیت این مسئله زمانی است که این کتابخانه‌ها برای انجام محاسبات راکتورهای هسته‌ای و یا سایر سامانه‌های هسته‌ای بکاربرده می‌شوند. لذا بسیار از کشورهای پیشرو در صنعت هسته‌ای دارای مراکز اندازه‌گیری سطح مقطع می‌باشند و کدهای هسته‌ای خود را نیز با توجه به مقادیر اندازه‌گیری بروزسانی می‌کنند. باریکه نوترون تکفام راکتور تحقیقاتی تهران با انرژی 0.06 eV نیز می‌تواند بخوبی در جهت پیشبرد اهداف صنعت هسته‌ای کشور و نیز بروزسانی کتابخانه سطح مقطع‌های مورد استفاده کدهای محاسباتی بکارگرفته شود.

۵ - مراجع:

1. S. Petriw, J. Dawidowski, J. Santisteban, Journal of Nuclear Materials ۳۹۶ (۲-۳) (۲۰۱۰) ۱۸۱
2. L. A. Vinhas and R. Fulfaro, Total neutron cross section of Iron, PUBLICAÇÃO IPEN ۱۰ JANEIRO/۱۹۸۱, IPEN Pub ۱۰
3. V.M. Galván Josa, J. Dawidowski, J.R. Santisteban, F. Malamud, R.G. Oliveira, Model for neutron total cross-section at low energies for nuclear grade graphite, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A ۷۸۰ (۲۰۱۵) ۲۷-۳۲
4. Kazushi Terada, Atsushi Kimura, Taro Nakao, Shoji Nakamura, Kazuhito Mizuyama, Nobuyuki Iwamoto, Osamu Iwamoto, Hideo Harada, Tatsuya Katabuchi, Masayuki Igashira, Tadafumi Sano, Yoshiyuki Takahashi, Cheol Ho, Pyeon Icon, Satoshi Fukutani, Toshiyuki Fujii, Takahiro Yagi, Koichi Takamiya & Jun-ichi Hori, Measurements of neutron total and capture cross sections of ^{241}Am with ANNRI at J-PARC,
5. Pelowitz D. B., (۲۰۰۸). MCNPX User's manual version ۲,۶,۰, LA-CP-۰۷-۱۴۷۳



۶. Zendler, C., Lieutenant, K., Nekrassov, D., Fromme, M., (۲۰۱۴). VITNESS ۳ – Virtual Instrumentation Tool for the European Spallation Source, Journal of Physics: Conference Series ۵۲۸: ۰۱۲۰۳۶.
۷. Neutron Cross Section, <https://www.sciencedirect.com/topics/physics-and-astronomy/neutron-cross-section>
۸. Jill Trehwella, Scattering of Neutrons: Basics
۹. S.S.Malik, G.Brunhart, F.J.Shore, V.L.Sailor, Factors in the precision of slow neutron capture cross section measurements using a simple Moxon-Rae detector, Nuclear Instrument and Methods in Physics Res. Vol.۸۶, p.۸۳, ۱۹۷۰
۱۰. R.J.Brown, L.M.Bollinger, TOTAL NEUTRON CROSS SECTIONS FOR STRUCTURAL MATERIALS. REACTION $^{13}\text{-AL-}^{27}(\text{N,TOT})$,SIG, Nuclear Science and Engineering Vol. ۴, p. ۵۷۶, ۱۹۵۸
۱۱. B.Grabcev, S.Todireanu, V.Cioca, Total thermal neutron cross-sections of Al,Si,Cu,Zn,Ge, Pb and Bi single crystals. J.of Applied Crystallography Vol.۱۲, p.۳۹۹, ۱۹۷۹
۱۲. <https://www-nds.iaea.org/exfor/s>



تحلیل مکانیکی حادثه سقوط یک مجتمع سوخت بر روی قلب راکتور تحقیقاتی تهران (کد مقاله

(۱۰۴۳ :

روستایی، بهاره^{۱*}

۱. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

در این تحقیق، حادثه سقوط یک مجتمع سوخت راکتور تحقیقاتی تهران بر روی سایر مجتمع‌های سوخت درون قلب راکتور در هنگام جابجایی یا بارگذاری سوخت مورد تحلیل و بررسی مکانیکی قرار می‌گیرد. در این شبیه‌سازی از نرم‌افزار ABAQUS برای تحلیل برخورد استفاده می‌شود. در این تحقیق سه حالت برای سقوط مجتمع سوخت و برخورد آن با یک مجتمع دیگر درون قلب در نظر گرفته شد که شامل برخورد عمودی و متقارن، برخورد عمودی و غیر متقارن و برخورد عمودی یک مجتمع به صفحه سوخت کناری مجتمع دیگر در قلب راکتور بود. تحلیل انجام شده نشان داد در حالت اول و دوم، به علت برخورد مجتمع به بخش دسته حمل مجتمع سوخت هدف و تاب‌آوری آن از صفحه سوخت در برابر آسیب محافظت می‌گردد. اما در حالت سوم صفحات سوخت کناری آسیب دیده و احتمال از دست رفتن یکپارچگی آن وجود خواهد داشت. کلمات کلیدی: راکتور تحقیقاتی، مجتمع سوخت، حادثه سقوط، نرم‌افزار ABAQUS، تحلیل تنش.

Mechanical analysis of the fuel assembly drop accident in TRR core

Roostaii, Bahareh^{۱*}

^۱. Nuclear Science and Technology Research Institute, Reactor and Nuclear Safety Research School

Abstract:

In this research, a drop accident for a fuel assembly in Tehran research reactor on other fuel assemblies inside the reactor core is analyzed mechanically during fuel shuffling or loading. In this simulation, the ABAQUS software is applied for collision analysis. Three modes are considered for a fuel assembly and its collision with another assembly inside the core. It includes the vertical and symmetrical impact, vertical and asymmetric impact and vertical impact of an assembly of one assembly to the fuel side plate of another assembly in the reactor core. The analysis showed that in the first and second cases, the fuel plate is protected from damage due to the hitting the target fuel assembly section and its resilience. But in the third case, the fuel side plates are damaged and there is a possibility of losing its integrity.

Key words: Research reactor, Fuel assembly, Drop accident, ABAQUS software, Stress analysis.



۱- مقدمه:

در یک راکتورهای هسته ای آرایش قلب همیشه در حال تغییر است و مجتمع‌های سوخت با درصد مصرف سوخت متفاوت در مکان‌های مختلف قلب جابجا می‌شوند و همانطور که مجتمع‌های سوخت با مصرف سوخت اشباع از قلب خارج می‌شوند، مجتمع‌های سوخت تازه وارد قلب می‌گردند. احتمال سقوط مجتمع‌های سوخت و از بین رفتن یکپارچگی غلاف سوخت و در نتیجه نشت و رها شدن مواد رادیواکتیو در محیط از مخاطرات جابجایی سوخت محسوب می‌شود که باید مورد توجه قرار گیرد. در دنیا بررسی و تحلیل‌هایی در مورد حوادث سقوط مجتمع سوخت مورد استفاده در راکتورهای قدرت انجام شده‌است. در مرجع [i] با استفاده از نرم‌افزار LS-DYNA تحلیل یکپارچگی مجتمع‌های سوخت مصرف‌شده نیروگاه‌های هسته‌ای پس از حادثه سقوط انجام شده‌است. در مراجع [ii] و [iii]، حادثه سقوط مجتمع سوخت مصرف شده در یک راکتور قدرت را شبیه‌سازی شده‌است. در خصوص حادثه سقوط مجتمع‌های سوخت در راکتورهای تحقیقاتی مقالات زیادی منتشر نشده‌است. مرجع [iv] با استفاده از نرم‌افزار LS-DYNA حادثه سقوط یک مجتمع سوخت صفحه‌ای در یک راکتور تحقیقاتی را شبیه‌سازی کرده است و در مقاله دیگری [v]، آزمون سقوط یک مجتمع سوخت صفحه‌ای جهت اندازه‌گیری سرعت سقوط و برآورد خسارت انجام شده‌است.

در زمینه ارزیابی ایمنی سقوط مجتمع سوخت در استخر راکتور تهران تحلیل‌های اندکی انجام شده‌است. تنها کاری که تاکنون در این زمینه انجام شده‌است مربوط به مقاله قبلی نویسندگان حاضر [vi] است. در آن مقاله تحلیل سقوط یک مجتمع سوخت و برخورد آن با کف استخر، با سه فرض برخورد عمودی مجتمع با کف استخر، برخورد مجتمع با کف استخر تحت زاویه ۴۵ درجه و برخورد افقی مجتمع با کف استخر انجام گردید. مطابق این تحلیل، در حالت برخورد عمودی مجتمع سوخت به کف استخر که بدترین حالت برخورد است (به علت سرعت برخورد بیشتر) صفحات کناری مجتمع ۴ به تنش تسلیم می‌رسند. اما صفحات سوخت داخل مجتمع آسیب چندانی ندیده و یکپارچگی خود را حفظ می‌کنند. در سایر حالت‌های برخورد مقدار تنش و تعداد نواحی که حداکثر تنش به آن وارد می‌شود کمتر می‌باشد. در مقاله حاضر، سقوط یک مجتمع سوخت و برخورد آن با سایر مجتمع‌های سوخت در قلب راکتور مورد تحلیل و ارزیابی ایمنی قرار می‌گیرد که اولین مقاله در این زمینه است.

۲- روش کار:

در این بخش محاسبات برخورد با نرم افزار ABAQUS انجام می‌شود.

۲-۱- عنوان فرعی تحلیل برخورد

۲-۱-۱- مدل سازی مجتمع سوخت در نرم‌افزار تحلیل ترمومکانیکی

هر مجتمع سوخت استاندارد دارای ۱۹ صفحه سوخت است که بین دو سطح جانبی قرار می‌گیرند. صفحات جانبی و صفحات خارجی سوخت به قسمت انتهایی مجتمع سوخت که اتصال نهایی ۵ نام دارد و درون صفحه مشبک راکتور ۶ قرار می‌گیرد، جوش داده شده‌است. در قسمت بالای مجتمع دسته حمل ۷ قرار دارد (شکل ۱).

۲-۱-۲- خواص مواد و شرایط مرزی و محاسبات سرعت برخورد

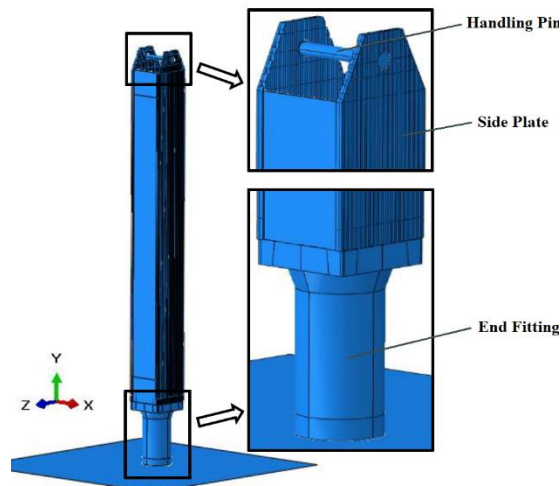
^o End fitting

¹ Grid plate

² Handling Pin



در شبیه‌سازی‌ها قرارگیری صفحات سوخت در شیارهای صفحات کناری به صورت قیدی لحاظ شده‌است. حداکثر نیروی $27/5 \text{ N/mm}$ (اعلام شده توسط سازنده سوخت) برای این اتصال در نظر گرفته شده‌است. سرعت برخورد مجتمع در لحظه برخورد با رابطه (۱) محاسبه می‌شود. در رابطه‌های (۱) و (۲) v سرعت لحظه‌ای سقوط، v_t حداکثر سرعت مجتمع تحت گرانش در آب استخر، m جرم مجتمع، ρ چگالی آب استخر، V حجم معادل مجتمع، CD ضریب درگ، g شتاب جاذبه، m_a جرم افزوده بر روی مجتمع و A سطح مقطع مجتمع در حال سقوط است [۱۷]. با انتگرال‌گیری از رابطه (۱) جابجایی جسم در حال سقوط بدست می‌آید. بنابراین برای ارتفاع‌های سقوط مختلف، از رابطه (۱) سرعت لحظه‌ای برخورد محاسبه می‌شود.



شکل ۱. نمایی از مجتمع سوخت راکتور تحقیقاتی تهران

$$v = \sqrt{\frac{(m - \rho V)g}{\frac{1}{2}\rho AC_D}} \tanh \left[t \sqrt{\frac{(m - \rho V)g \cdot \frac{1}{2}\rho AC_D}{m + m_a}} \right]$$

(۱)

$$v_t = \sqrt{\frac{(m - \rho V)g}{\frac{1}{2}\rho AC_D}}$$

(۲)

جرم مجتمع (m)، چگالی آب استخر (ρ) [۸]، حجم معادل مجتمع (V)، ارتفاع سقوط (باتوجه به ارتفاع معمول در جابجایی سوخت) و ضریب درگ (CD) به ترتیب برابر با 6.5 kg ، 992.25 Kg/m^3 ، 2400 cm^3 ، 3 m و 0.8 لحاظ شده‌است. بیشترین سرعت برخورد در حالت سقوط عمودی است، در این حالت سطح تصویر شده مجتمع در صفحه عمود بر جهت سقوط (A) کمترین مقدار ممکن است و بنابراین کمترین نیروی مقاوم در جهت سقوط وجود خواهد داشت. با توجه به مقادیر آورده شده در این جدول مقدار سرعت سقوط مجتمع $3/908 \text{ m/s}$ محاسبه و در مدل‌ها استفاده شده‌است.

۲-۲- نتایج شبیه‌سازی المان محدود

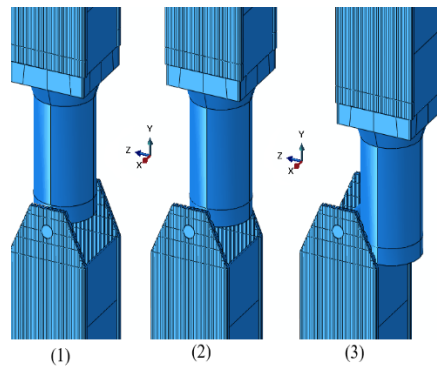
در این بخش نتایج شبیه‌سازی سقوط مجتمع و برخورد آن با مجتمع‌های داخل قلب بررسی شده‌است.

۸. I.S. Boldyrev and et al, "Numerical Simulation of the Aluminum 6061-T6 Cutting and the Effect of the Constitutive Material Model and Failure Criteria on Cutting Forces' Prediction", Procedia Engineering 100, p. 866-870 (2016).



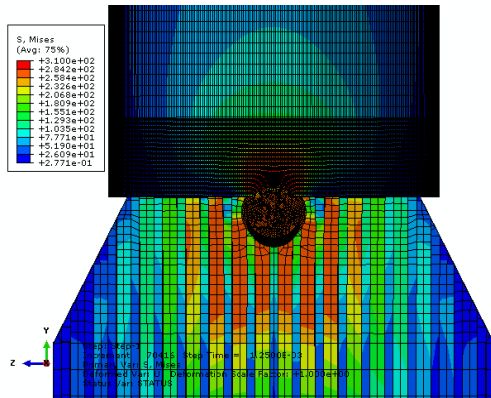
۲-۲-۱- سقوط عمودی یک مجتمع و برخورد آن با مجتمع دیگر
با توجه به نتایج به دست آمده در مقاله پیشین [vi] سرعت سقوط در حالت عمودی نسبت به حالت‌های دیگر بیشتر است و حالت بحرانی خواهد بود. بنابراین در این شبیه‌سازی فقط حالت سقوط عمودی که بدترین شرایط را دارد مدل شده‌است. سه حالت مختلف برخورد یک مجتمع به سطح دسته حمل بررسی شده‌است که به صورت زیر خواهد بود. شکل ۲ مدل‌های برخورد یک مجتمع به مجتمع دیگر را نشان می‌دهد.

- مدل (۱) شبیه‌سازی برخورد عمودی و متقارن یک مجتمع به بالای مجتمع دیگری در قلب راکتور
- مدل (۲) شبیه‌سازی برخورد عمودی و غیر متقارن یک مجتمع به بالای مجتمع دیگری در قلب راکتور
- مدل (۳) شبیه‌سازی برخورد عمودی یک مجتمع به صفحه سوخت کناری مجتمع دیگری در قلب راکتور

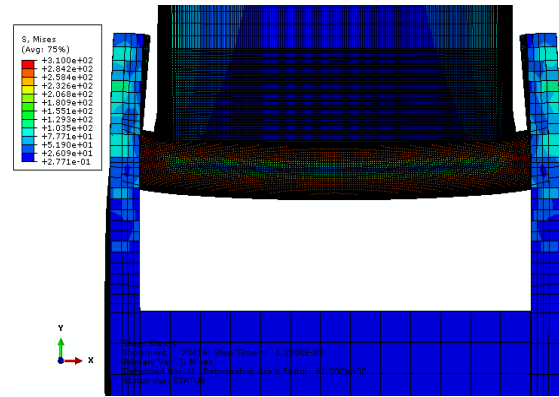


شکل ۲. سه مدل از نحوه برخورد یک مجتمع به بالای مجتمع دیگر

برای حالت ۱ در شکل ۳، قطعه اتصال نهایی مجتمع بالایی بصورت متقارن به قطعه دسته حمل مجتمع پایینی برخورد کرده‌است. در محل برخورد حداکثر مقدار تنش 310 MPa ایجاد شده‌است که نشان می‌دهد هر دو قطعه اتصال نهایی و دسته حمل وارد ناحیه پلاستیک شده‌اند و بخشی از این دو قطعه دچار لهیدگی شده‌است. پس از برخورد مجتمع بالایی در اثر آزاد شدن تنش‌های الاستیک به سمت بالا رانده شده‌است و در نتیجه قطعه دسته حمل توانسته است در برابر ضربه ناشی از برخورد مقاومت کرده و از برخورد مجتمع سوخت به صفحات سوخت داخلی جلوگیری کند. حالت ۲ نیز مشابه حالت ۱ رخ داده و نهایتاً صفحات سوخت آسیبی نخواهند دید. در مورد حالت برخورد شماره ۳ و با توجه به اینکه مجتمع مستقیم با صفحه سوخت کنار مجتمع برخورد می‌کند، بدلیل اختلاف استحکام بین قطعه اتصال نهایی و صفحه سوخت کناری مقدار آسیب وارده به صفحه سوخت زیاد است بنابراین این آسیب بررسی شده‌است. آسیب ایجاد شده در دو قطعه اتصال نهایی و دسته حمل از نمای نزدیک در شکل ۴ قابل مشاهده است.

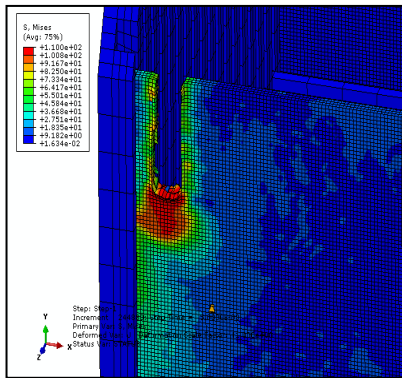


(ب)

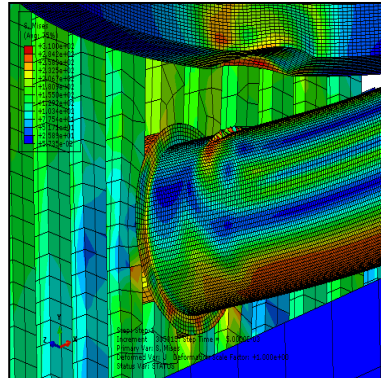


(الف)

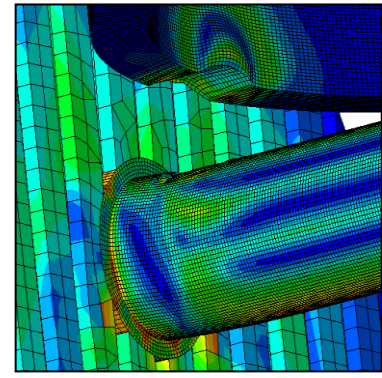
شکل ۳. حالت برخورد شماره ۱ از دو نمای مختلف (الف) نمای جانبی باز و (ب) نمای جانبی شامل صفحات کناری



(ج)

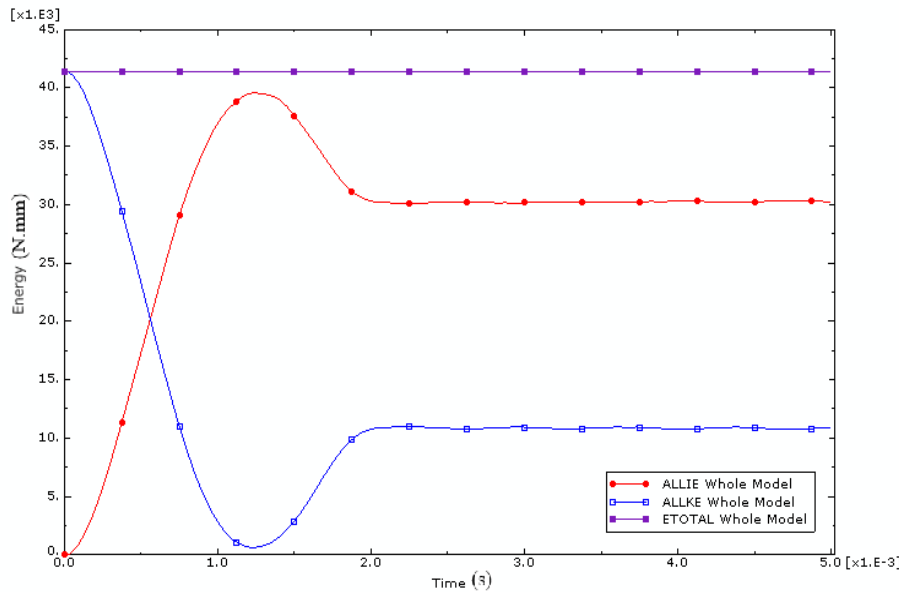


(ب)



(الف)

شکل ۴. آسیب ایجاد شده در قطعات از نمای نزدیک در (الف) برخورد شماره ۱، (ب) برخورد شماره ۲، (ج) برخورد شماره ۳ در شکل ۵ نتایج انرژی‌های جنبشی، درونی و انرژی کل آورده شده است. برای اطمینان از نتایج شبیه‌سازی باید روال انرژی‌ها منطقی باشد و مقدار انرژی کل سیستم ETOTAL ثابت باقی بماند. با توجه به شکل ۵، مقدار انرژی کل سیستم در این شبیه‌سازی ثابت مانده و هیچگونه تغییری نداشته است. به بیان دیگر مقدار سختی المان در حین فرآیند برخورد بصورت مصنوعی افزایش یا کاهش نداشته است. مورد دیگر بررسی روال انرژی جنبشی (ALLKE) و انرژی درونی (ALLIE) سیستم است. در مورد شبیه‌سازی انجام شده با توجه به اینکه مقدار سرعت اولیه برخورد، در ابتدای فرآیند تحلیل مقدار انرژی جنبشی زیاد و برابر با انرژی کل سیستم است. از لحظه برخورد مجتمع با مجتمع دیگر از سرعت مجتمع کاسته شده و انرژی حاصل از آن به انرژی داخلی هر المان بصورت تغییر شکل الاستیک و پلاستیک تبدیل می‌شود. بنابراین مقدار انرژی درونی (ALLIE) با ادامه فرآیند برخورد افزایش پیدا می‌کند. با ادامه پیدا کردن فرآیند برخورد و با کاهش مقدار انرژی جنبشی (ALLKE) باید انرژی داخلی سیستم افزایش یابد و مجموع این دو انرژی مهم سیستم برابر با انرژی کل مدل خواهد بود. در شکل ۵ به خوبی این روند تبدیل انرژی‌ها نشان داده شده است که نشان دهنده صحت نتایج شبیه‌سازی بدست آمده است.



شکل ۵. منحنی تغییرات انرژی نهایی (ETOTAL) انرژی داخلی (IE) و انرژی جنبشی (KE) برای حالت برخورد شماره ۱

۳- بحث و نتیجه گیری:

در این مطالعه حادثه سقوط یک مجتمع سوخت راکتور تحقیقاتی تهران حین جابجایی بر روی سایر مجتمع‌های سوخت درون قلب و برخورد آن با یک مجتمع سوخت مورد بررسی و تحلیل مکانیکی قرار گرفت. سه حالت برخورد شامل (۱) برخورد عمودی و متقارن یک مجتمع به بالای مجتمع دیگر، (۲) برخورد عمودی و غیر متقارن یک مجتمع به بالای مجتمع دیگر و (۳) برخورد عمودی یک مجتمع به صفحه سوخت کناری مجتمع دیگر در قلب راکتور در نرم‌افزار ABAQUS شبیه‌سازی شد. نتایج این شبیه‌سازی‌ها نشان داد که در حالت برخورد ۱ و ۲ هر دو قطعه اتصال نهایی و دسته حمل وارد ناحیه پلاستیک شده‌اند و بخشی از این دو قطعه دچار لهیدگی شده‌است اما قطعه دسته حمل توانسته است در برابر ضربه ناشی از برخورد مقاومت کرده و از برخورد مجتمع سوخت سقوط کرده به صفحات سوخت داخل مجتمع هدف جلوگیری کند. حالت برخورد شماره ۳ بدترین نوع برخورد است که در آن مجتمع سقوط کرده مستقیم با صفحه سوخت کنار مجتمع هدف برخورد می‌کند و مقدار آسیب وارده به صفحه سوخت زیاد است و یکپارچگی آن از دست می‌رود. صحت سنجی محاسبات با استفاده از روش بررسی انرژی‌ها انجام شده‌است.

۴- مراجع:

۱. Aleshin, Y., et al. "Simulation methodology for fuel assembly drop accident during handling". American Nuclear Society-ANS, ۵۵۵ North Kensington Avenue, La Grange Park, IL ۶۰۵۲۶ (United States), ۲۰۱۶.
۲. Dai, Mingliang, Pengtao Fu, and Jun Zhao. "Criticality Safety Analysis of Fuel Storage Under Fuel Assembly Dropping Accident." International Conference on Nuclear Engineering. Vol. ۸۶۳۶۶. American Society of Mechanical Engineers, ۲۰۲۲.



۳. Xiao, Dianchao, et al. "Impact Simulation Analysis of Spent Fuel Assembly Drop Accident." MEMAT ۲۰۲۲; ۲nd International Conference on Mechanical Engineering, Intelligent Manufacturing and Automation Technology. VDE, ۲۰۲۲.
۴. Kim, Hyun-Jung, et al. "Drop impact analysis of plate-type fuel assembly in research reactor." Nuclear engineering and technology ۴۶, ۴ (۲۰۱۴): ۵۲۹-۵۴۰.
۵. Kim, Hyun-Jung, et al. "Drop behaviors of a plate-type fuel assembly used in research reactor for a drop accident." Progress in Nuclear Energy ۱۱۳ (۲۰۱۹): ۲۵۵-۲۶۲.
۶. Roostaii, B., B. Rokrok, and Safaei Arshi. "Safety assessment of the fuel assembly drop accident in Tehran Research Reactor." Journal of Nuclear Science and Technology (JONSAT) ۴۵, ۲ (۲۰۲۴): ۴۵-۵۳.
۷. I.S. Boldyrev and et al, "Numerical Simulation of the Aluminum ۶۰۶۱-T۶ Cutting and the Effect of the Constitutive Material Model and Failure Criteria on Cutting Forces' Prediction", Procedia Engineering ۱۵۰, p. ۸۶۶-۸۷۰ (۲۰۱۶).

مدل‌سازی حرارتی سوخت در راکتور تحقیقاتی دانشگاه کیوتو در شرایط LOCA (کد مقاله :

(۱۰۵۷)

غضنفری، ولی‌اله* - بوستانی، احسان

سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

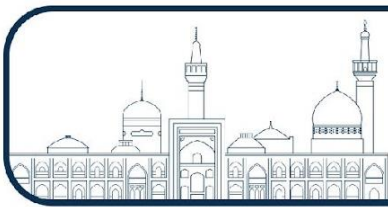
چکیده:

این مطالعه تأثیر حادثه *LOCA* بر رفتار حرارتی سوخت در راکتور تحقیقاتی دانشگاه کیوتو بررسی می‌کند. در این تحقیق، دو سناریو شامل از دست رفتن کامل و نیمی از خنک‌کننده با استفاده از روش *CFD* تحلیل می‌شود. نتایج نشان می‌دهد که در صورت از دست رفتن کامل خنک‌کننده، دمای سوخت به سرعت افزایش می‌یابد و ممکن است به ۶۶۰ درجه سانتی‌گراد برسد. در مقابل، در حالت نیمی از خنک‌کننده، دما به ۴۹۰ درجه سانتی‌گراد محدود می‌ماند. این یافته‌ها بر اهمیت مدیریت خنک‌کننده در جلوگیری از آسیب به سوخت تأکید می‌کنند و نیاز به ارزیابی دقیق‌تر حوادث مشابه برای بهبود ایمنی راکتورها را نشان می‌دهند.

کلمات کلیدی: راکتورهای تحقیقاتی، حادثه (*LOCA*)، رفتار حرارتی، مدل‌سازی *CFD*

Thermal modeling of fuel in the Kyoto University research reactor under LOCA conditions

Ghazanfari, Valiyollah*, Boustani, Ehsan



Atomic Energy Organization of Iran, Nuclear Science and Technology Research Institute,
Reactor and Nuclear Safety Research School

Abstract:

This study investigates the impact of a Loss of Coolant Accident (LOCA) on the thermal behavior of fuel in the Kyoto University research reactor. Two scenarios are analyzed using Computational Fluid Dynamics (CFD): a complete loss of coolant and a partial loss of coolant (۵۰٪ reduction). The results indicate that in the event of a complete loss of coolant, the fuel temperature rapidly increases and may reach ۶۶۰ degrees Celsius. In contrast, under the partial loss of coolant scenario, the temperature remains limited to ۴۹۰ degrees Celsius. These findings underscore the importance of coolant management in preventing fuel damage and highlight the need for more thorough assessments of similar incidents to enhance reactor safety.

Key words: Research Reactors, Loss of Coolant Accident (LOCA), Thermal Behavior, CFD Modeling



۱ - مقدمه:

پس از حادثه فوکوشیما، ارزیابی ایمنی راکتورهای هسته‌ای، به ویژه راکتورهای تحقیقاتی نیاز به بازنگری دارد. اگرچه مقدار سوخت هسته‌ای و قدرت حرارتی در راکتورهای تحقیقاتی کمتر از راکتورهای قدرت است و این به پتانسیل ایمنی بالاتر آن‌ها کمک می‌کند، تحلیل حوادث شدید برای اثبات ایمنی و درک سناریوهای حادثه همچنان ضروری است. رفتار گذرا سوخت در حوادث از دست دادن خنک‌کننده (LOCA) می‌تواند تأثیر قابل توجهی بر سناریوی حادثه داشته باشد. به ویژه، جابجایی طبیعی و احتمال دوفازی شدن در بین سوخت‌های نوع صفحه‌ای در طول LOCA اهمیت زیادی دارد [۱].

پس از وقوع حادثه، راکتور خاموش می‌شود و گرمای باقی‌مانده باعث داغ شدن صفحات سوخت می‌شود که می‌تواند منجر به بادکردگی یا ذوب شدن سوخت و آلودگی پرتوی شود. برای جلوگیری از افزایش دمای قلب، لازم است که خنک‌کننده به‌گونه‌ای تخلیه نشود که منجر به لخت شدن قلب شود. مطابق مستندات آژانس بین‌المللی انرژی اتمی، برای راکتورهای با قدرت بین ۱/۵ تا ۲ مگاوات خطر آسیب وجود دارد، ولی برای راکتورهای کمتر از ۵ مگاوات، در صورت در نظر گرفتن زمان تاخیر، آسیبی نخواهد رسید [۲].

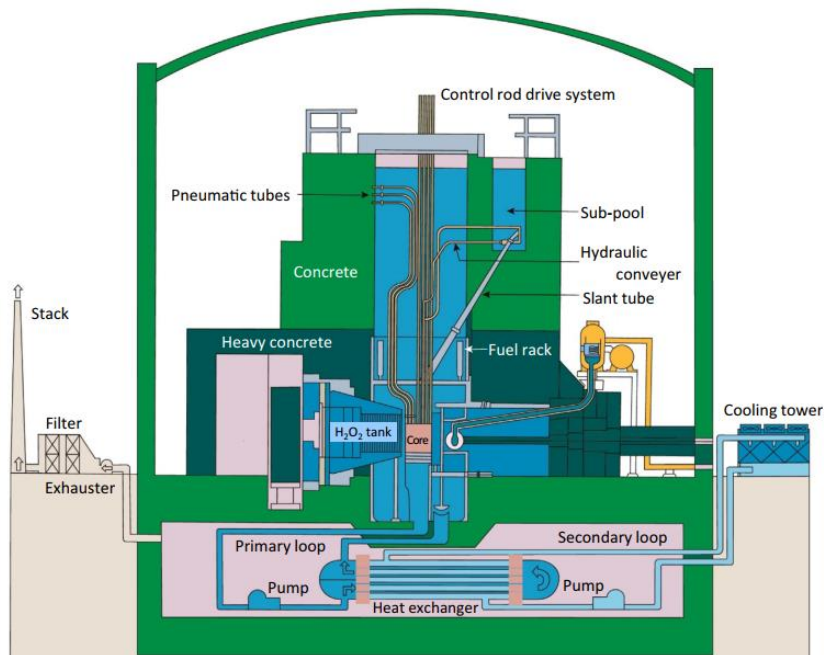
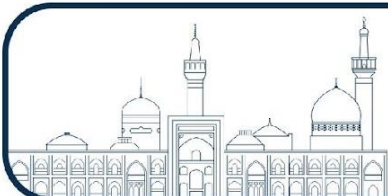
در مطالعه‌ای بر روی راکتور تحقیقاتی یونان با قدرت ۵ مگاوات و سوخت اکسید سیلیسیم، تأثیر تغییر سوخت از غنای بالا به پایین و حادثه از دست دادن خنک‌کننده بررسی شده است. در بدترین سناریو، شکست لوله ورودی آب با قطر ۱۰ اینچ باعث شروع لخت شدن قلب در ۱۶ دقیقه و لخت شدن کامل آن در ۲۳ دقیقه می‌شود. ذوب قلب نیز ۲ ساعت و ۱۵ دقیقه پس از لخت شدن اتفاق می‌افتد. نتایج نشان می‌دهد که در زمان‌های تاخیر بیش از ۱/۵ ساعت، ذوب قلب رخ نخواهد داد [۳]. در یک مطالعه بر روی راکتور ۵ مگاواتی IEA-R1m در برزیل، مشخص شد که پس از ۳۰۰ ثانیه از وقوع حادثه و خاموشی راکتور، خنک‌کننده به طور کامل تخلیه شده و قلب راکتور لخت شده است. در این شرایط، برای حفظ دمای قلب در محدوده ایمن ۵۰۰ درجه سانتی‌گراد و جلوگیری از آسیب به قلب، تزریق آب به قلب راکتور برای مدت ۱۳/۵ ساعت با دبی ۳/۵ متر مکعب بر ساعت ضروری است [۴].

در مطالعه حاضر، برای پیش‌بینی پدیده‌های دمایی گذرای سوخت به دلیل گرمای واپاشی در مجموعه سوخت راکتور تحقیقاتی دانشگاه کیوتو^۹ KUR، یک صفحه سوخت واحد، مدل‌سازی و با استفاده از روش CFD شبیه‌سازی و تحلیل حرارتی می‌شود. در این مطالعه دو سناریو شامل از دست رفتن کامل خنک‌کننده و از دست رفتن نیمی از خنک‌کننده مورد تمرکز قرار گرفته است. برای تحلیل دقیق‌تر از مدل دوفازی استفاده می‌شود.

۲ - مواد و روش‌ها:

راکتور تحقیقاتی دانشگاه کیوتو یک راکتور نوع مخزن با آب سبک است که در توان حرارتی نامی ۵ مگاوات کار می‌کند. KUR به‌طور گسترده‌ای برای مطالعات تجربی در زمینه‌های فیزیک نوترون، شیمی تابشی، مهندسی هسته‌ای، پزشکی و غیره استفاده می‌شود. نمای مقطعی آن در شکل ۱ نشان داده شده است.

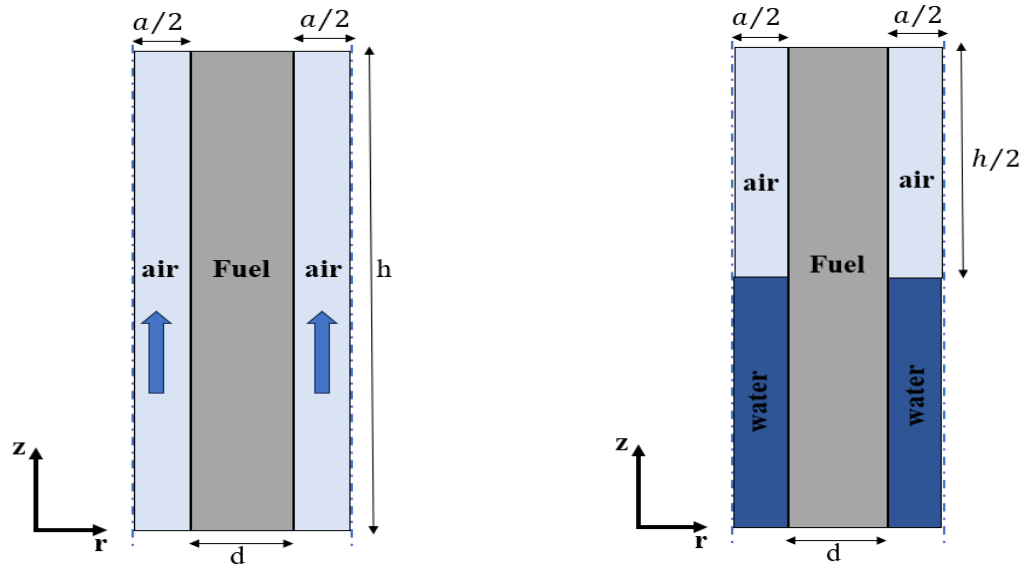
^۹ Kyoto University Research Reactor



شکل (۱) نمایی از راکتور تحقیقاتی ژاپنی [۱]

هسته راکتور در پایین مخزن آلومینیومی قرار دارد که دارای ۲ متر قطر و ۸ متر عمق است. هسته دارای سوخت‌های نوع صفحه‌ای است و مجموعه سوخت شامل صفحات سوختی است که در فواصل منظم قرار گرفته‌اند. صفحات سوخت KUR دارای سطح منحنی هستند تا سطح صفحه را افزایش دهند. سوخت‌ها در طول عملیات راکتور توسط جابجایی آب سبک خنک می‌شوند. با این حال، جابجایی طبیعی هوا ممکن است در بین صفحات سوخت در طول LOCA در KUR رخ دهد [۱].

ابعاد هندسی در نظر گرفته شده در مدل حاضر مشابه با ابعاد صفحه سوخت واقعی می‌باشد. در اینجا $h=600\text{ mm}$ ، $d=1.52$ و $a=2.8\text{ mm}$ می‌باشد. شکل ۲ شماتیک مدل شبیه‌سازی شده برای دو سناریو شامل از دست رفتن کامل خنک کننده (سمت چپ) و از دست رفتن نیمی از خنک کننده (سمت راست) را نشان می‌دهد. در این شبیه‌سازی برای شبکهندی هندسه، از شبکه ساختار یافته استفاده شده است به طوری که تعداد سلولهای شبکه برابر با ۲۱۰۰۰ می‌باشد. شرط مرزی $pressure\ inlet$ با دمای ورودی ۳۰۰ کلوین برای ورودی هوا در نظر گرفته شده، و برای خروجی هوا $pressure\ out$ تنظیم شده است. صفحات راست و چپ هوا شرط مرزی $symmetry$ لحاظ شده است.



شکل (۲) شماتیک صفحه سوخت برای شبیه‌سازی عددی حاضر برای دو سناریو

میزان تولید گرمای واپاشی به فرم کسینوسی و وابسته به زمان بوده و در قسمت جامد سوخت به عنوان ترم چشمه در نظر گرفته می‌شود. این ترم با کدنویسی به زبان ++C و از طریق UDF برای نرم افزار فلونت فرخوانی می‌شود.

فرمول استفاده شده رابطه وی-ویگنر و به صورت زیر است [۵]:

$$P_t = 0.0622P_0 \times [t^{-0.2} - (t + T)^{-0.2}] \quad (1)$$

که P_0 توان اولیه راکتور، T و t زمان روشن بودن و پس از خاموشی راکتور به ثانیه است.

گرمای واپاشی به ازای هر صفحه سوخت برای شرایطی که راکتور ۱۵۵ روز با توان ۵ مگاوات کار کرده محاسبه می‌شود. این حالت شدیدترین حالتی است که می‌توان ارزیابی کرد.

ساختار سوخت به‌گونه‌ای است که ذرات در آلومینیوم پراکنده شده‌اند. چگالی، ظرفیت حرارتی و هدایت حرارتی صفحه سوخت از کسری حجمی سوخت اصلی و پوشش آلومینیومی محاسبه شده است [۱]. در اینجا، نقطه ذوب آلومینیوم ۶۶۰ درجه سانتی‌گراد است. برای جلوگیری از نفوذ رادیونوکیدها به دلیل آسیب سوخت، دمای دیواره سوخت باید زیر نقطه ذوب پوشش آلومینیومی نگه‌داشته شود. بنابراین، در شبیه‌سازی، دمای دیواره محاسبه می‌شود تا زمانی که از نقطه ذوب فراتر نرود.

برای تجزیه و تحلیل دقیق ترموهیدرولیکی رفتار گذرای سوخت، از مدل دوفازی (Volume of Fluid (VOF استفاده می‌شود که معادلات بقا شامل پیوستگی (رابطه ۲)، ممنوم (رابطه ۳) و انرژی (رابطه ۴) برای هر فاز در حالت گذرا به صورت زیر در نظر گرفته می‌شود:

$$\frac{\partial \alpha}{\partial t} + \nabla \cdot (\alpha V) = 0 \quad (2)$$



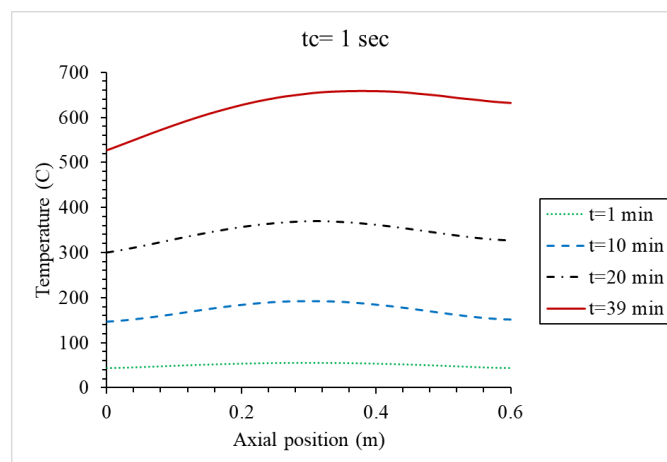
$$\frac{\partial \rho V}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho V V) = -\nabla p + \nabla \cdot \tau \quad (3)$$

$$\frac{\partial \rho e}{\partial t} + \nabla \cdot (\rho V e) = -\nabla \cdot (k \nabla T) - \nabla \cdot (p V) + \nabla \cdot (\tau \cdot V) \quad (4)$$

α کسر حجمی بخار است. P ، T و ρ به ترتیب فشار، دما و چگالی هستند. V سرعت سیال و e انرژی کل ویژه است. k و τ به ترتیب ضریب هدایت حرارتی و تانسور تنش هستند. معادلات حاکم با استفاده از روش حجم محدود مبتنی بر حجم کنترل به صورت عددی در نرم افزار فلوئنت حل می‌شوند. به منظور حل کردن میدان سرعت و فشار در معادلات ممنوم، از الگوریتم کوپل و از حلگر بر مبنای فشار استفاده شده است.

۳ - نتایج:

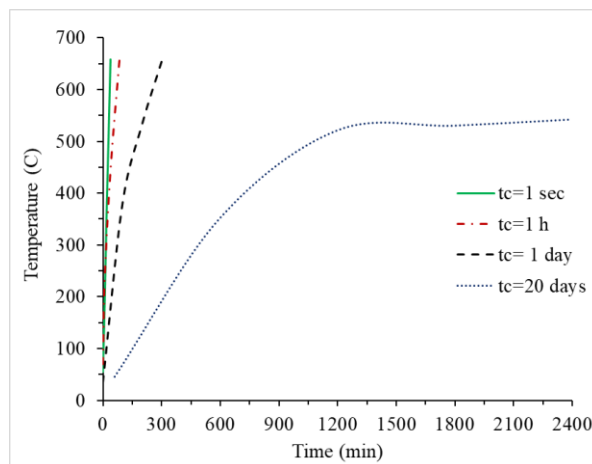
تغییرات دما در صفحه سوخت KUR پس از دست رفتن خنک کننده به طور عددی تحلیل شد. تغییرات گذرای پروفایل دمای محوری در زمانی که خنک کننده بلافاصله پس از عملیات از دست می‌رود ($t_c = 1 \text{ sec}$) در شکل ۳ نشان داده شده است.



شکل (۳) تغییرات گذرای دما سوخت در راستای محوری ۱ ثانیه پس از دست رفتن خنک کننده

نتایج تحلیل تغییرات دمای سوخت در یک راکتور تحقیقاتی نشان می‌دهد که حداکثر دما در بخش میانی سوخت ایجاد می‌شود و با گذر زمان به سمت دماهای بالا حرکت می‌کند. پس از ۱۰ دقیقه، دما به بیش از ۱۹۰ درجه سانتی‌گراد می‌رسد و پس از ۲۰ دقیقه، به بیش از ۳۶۰ درجه سانتی‌گراد افزایش می‌یابد. در ۳۹ دقیقه، دما به بیش از ۶۶۰ درجه سانتی‌گراد می‌رسد که منجر به ذوب سوخت خواهد شد. همچنین، زمان لازم برای ذوب شدن سوخت با افزایش دوره خنک‌سازی پس از خاموشی راکتور افزایش می‌یابد (شکل ۴). مقایسه نتایج شبیه‌سازی با داده‌های موجود در مطالعه چاپ شده‌ای که با نرم‌افزار ۵RELAP انجام شده [۱]، نشان می‌دهد که اعداد گزارش شده اختلاف زیادی ندارند و صحت نتایج قابل اطمینان است.

در نهایت، اگر دوره خنک‌سازی به اندازه کافی باشد (حدود ۲۰ روز)، سوخت به مرحله ایمن می‌رسد. اما در صورت از دست رفتن ناگهانی خنک‌کننده، حداکثر زمان برای مداخله مناسب کمتر از ۴۰ دقیقه خواهد بود. اگر ۱ ساعت خنک‌سازی اولیه انجام شود و سپس خنک‌کننده از دست برود، تاخیر در تزریق خنک‌کننده تا حدود ۸۰ دقیقه، آسیب به سوخت را به همراه نخواهد داشت.

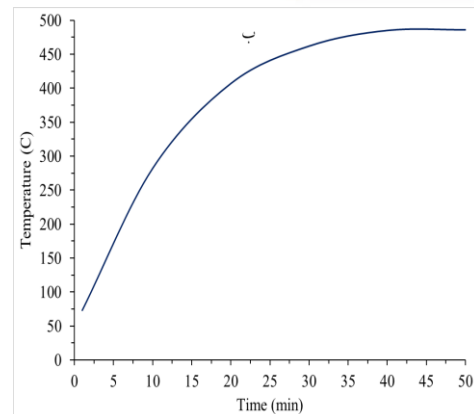
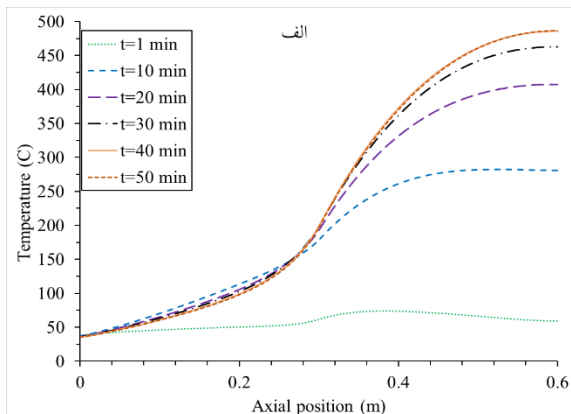


شکل (۴) تغییرات گذرای ماکزیمم دمای سوخت به ازای زمان‌های خنک‌سازی متفاوت

جدول ۱: مقایسه زمان ذوب شدن سوخت به ازای زمان‌های خنک‌سازی در شبیه‌سازی حاضر و مطالعه چاپ شده [۱]

زمان دمای ذوب در مطالعه چاپ شده	زمان دمای ذوب در شبیه‌سازی حاضر	گرمای واپاشی اولیه (kW/m ³)	زمان خنک‌سازی	ردیف
۳۴ دقیقه و ۵۳ ثانیه	۳۹ دقیقه	۱۰۴۲۶	۱ ثانیه	۱
۷۵ دقیقه و ۲۸ ثانیه	۸۳ دقیقه	۲۱۵۸	۱ ساعت	۲
۲۷۱ دقیقه	۳۰۴ دقیقه	۷۰۶	۱ روز	۳
رسیدن به دمای ۵۵۷	رسیدن به دمای ۵۴۲	۲۲۰	۲۰ روز	۴

در اینجا نتایج برای حالتی که نیمی از خنک‌کننده باقی مانده و نیمی دیگر از دست رفته است ارائه می‌گردد. شکل ۵ الف تغییرات گذرای دما در راستای محوری و شکل ۵ ب، تغییرات ماکزیمم دمای سوخت را نشان می‌دهد. همان‌طور که در شکل ۵ الف مشاهده می‌شود به دلیل اینکه نیمی از صفحه سوخت دارای خنک‌کننده می‌باشد افزایش دما تا میانه سوخت با گذر زمان کمتر بوده و در نواحی که خنک‌کننده وجود ندارد (نیمه بالایی سوخت) افزایش دما شدیدتر می‌باشد. با توجه به نمودار شکل ۵ ب، در این شرایط بعد از ۱۰ دقیقه، ماکزیمم دمای سوخت به ۲۸۰ درجه سانتیگراد رسیده و بعد از حدود ۴۰ دقیقه ماکزیمم دمای سوخت به ۴۸۰ درجه سانتیگراد می‌رسد. نتایج نشان می‌دهد در حالتی که نیمی از خنک‌کننده اطراف صفحات سوخت باشد ماکزیمم دمای سوخت به ۴۹۰ درجه سانتیگراد رسیده که از دمای ذوب فاصله داشته و قلب در محدوده ایمن قرار دارد. برای تحلیل در حالت نیمی خنک‌کننده، از مدل دو فاز VOF استفاده شده است. با توجه به اینکه دما از دمای اشباع بالاتر رفته و ممکن است شرایط دو فاز (بخار و مایع) در سیستم ایجاد شود، بهره‌گیری از این مدل ضروری است. این مدل به ما اجازه می‌دهد تا تغییرات دما و رفتار جابجایی طبیعی در بین فازهای مایع و بخار را به‌طور دقیق‌تری شبیه‌سازی کرده و تأثیرات آن را بر روی دما و ایمنی سوخت بررسی شود.



شکل (۵) تغییرات گذرای دمای سوخت در حالت با نیمی خنک کننده

۴ - بحث و نتیجه گیری:

این مطالعه اهمیت حیاتی درک رفتار حرارتی سوخت در راکتورهای تحقیقاتی در هنگام حوادث از دست دادن خنک‌کننده (LOCA) را مورد تأکید قرار می‌دهد. نتایج نشان می‌دهد که میزان از دست رفتن خنک‌کننده تأثیر قابل توجهی بر دماهای سوخت دارد، به طوری که در صورت از دست رفتن کامل خنک‌کننده، افزایش سریع دما منجر به خطرات جدی برای یکپارچگی سوخت می‌شود. در مقابل، از دست رفتن جزئی خنک‌کننده به سطوح دمایی قابل مدیریت تری منجر می‌گردد. این یافته‌ها ضرورت وجود استراتژی‌های مدیریت خنک‌کننده قوی و پروتکل‌های مداخله به موقع را به منظور کاهش آسیب‌های احتمالی به سوخت تأکید می‌کند. تحقیقات آینده باید بر روی بهبود تکنیک‌های مدل‌سازی و بررسی سناریوهای اضافی برای تقویت تدابیر ایمنی در عملیات راکتورهای تحقیقاتی تمرکز کنند.

۵ - مراجع:

- [۱] D. Ito and Y. Saito, "Natural convection cooling characteristics in a plate type fuel assembly of Kyoto University Research Reactor during loss of coolant accident," *Annals of Nuclear Energy*, pp. ۱-۸, ۲۰۱۶.
- [۲] IAEA, *Research reactor core conversion guidebook*, TEC-DOC ۶۴۳, vol. ۲, Vienna: IAEA, ۱۹۹۱.
- [۳] C. Housiadas, *Thermal-hydraulic calculations for the GRR-۱ research reactor core conversion to low enriched uranium fuel*, National Centre for Scientific Research, ۱۹۹۹.
- [۴] W. Torres, B. Baptista Filho and D. Ting, "The design and experimental validation of an emergency core cooling system for a pool type research reactor," *Annals of Nuclear Energy*, vol. ۲۶, pp. ۷۰۹-۷۲۸, ۱۹۹۹.
- [۵] I. T. Bokhari, "Engineered safety feature, an emergency core cooling system at Pakistan research reactor-۱," *Annals of Nuclear Energy*, vol. ۳۵, pp. ۱۱۶۷-۱۱۷۰, ۲۰۰۸.



تحلیل عددی یک محدودکننده جریان غیرفعال جدید برای رآکتورهای گرمایشی هسته‌ای (کد مقاله: ۱۰۷۲)

امیرحسین هادی پور^{۱*}، مریم فرجی^۲، رسول حاتمی^۲، حسین صادقلو^۲

۱- دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه سمنان، ایران

۲- سازمان انرژی اتمی ایران، مرکز ملی نظام کیفیت و استانداردهای اتمی، تهران، ایران

چکیده:

هدف از این مطالعه طراحی یک محدودکننده جریان غیرفعال جدید برای رآکتور گرمایشی هسته‌ای NHR^{۲۰۰-II} است تا نرخ جریان جرمی شکست را در حوادث از دست‌رفتن خنک‌کننده (LOCA^۱) کاهش دهد. در این تحقیق، ابتدا تحلیل ریاضی برای شناسایی پارامترهای هندسی و هیدرولیکی مهم محدودکننده جریان غیرفعال انجام شد. سپس، مجموعه‌ای از شبیه‌سازی‌های عددی به منظور یافتن رابطه بین عملکرد هیدرولیکی و پارامترهای هندسی محدودکننده جریان غیرفعال صورت گرفت. این محدودکننده جریان عمدتاً از یک گذرگاه جریان استوانه‌ای چندبخشی و یک توپ متحرک داخلی تشکیل شده است. در طول گذرای LOCA، این توپ متحرک به طور خودکار گذرگاه جریان را مسدود می‌کند، در حالی که جریان در گذرگاه شتاب می‌گیرد. پارامترهای هندسی مهم، شامل فاصله محوری H، شکل مقطع گلوگاه، نسبت انسداد توپ در لوله و طول جلویی L، به صورت عددی بررسی شدند تا ساختار محدودکننده جریان غیرفعال بهینه شود.

کلمات کلیدی: محدودکننده جریان غیرفعال، حادثه از دست‌رفتن خنک‌کننده (LOCA)، رآکتور کوچک ماژولار

Numerical Analysis of a Novel Passive Flow Limiter For Nuclear Heating Reactors

Hadipour Amirhosein^{۱*}, Faraji, Maryam^۲, Hatami, Rasoul^۲, Hosein, Sadeghloo^۲

^۱-Faculty of Mechanical Engineering, Semnan University, Iran

^۲-National Center of Quality system and Atomic Standards of Iran, Tehran, Iran

Abstract:

The purpose of this study is to design a novel passive flow limiter for the NHR^{۲۰۰-II} nuclear heating reactor to reduce the break mass flow rate in loss-of-coolant accidents (LOCAs). In this work, mathematical analysis was conducted first to identify important geometric and hydraulic parameters of the passive flow limiter. Then a series of numerical simulations were carried out to find the relationship between hydraulic performance and geometric parameters of the passive flow limiter. The flow limiter is mainly composed of a multisection cylindrical flow passage and an internal movable ball, and the flow passage would be blocked automatically by the movable ball while the flow in the passage was accelerated during a LOCA transient. Important geometric parameters, such as the axial distance H, the shape of the throat section, the blockage ratio of the ball in the pipe, and the front length L were studied numerically to optimize the structure of the passive flow limiter. (font: Times New Roman ۱۰ Italic)

^۱ loss-of-coolant accidents



Key words: Passive flow limiter, Loss-of-Coolant Accident, Small modular reactor

۱- مقدمه:

مطالعات متعددی برای بهبود ایمنی رآکتورهای کوچک ماژولار (SMR) انجام شده است. یک رآکتور کوچک ماژولار خنک‌شونده با آب می‌تواند در برابر حوادث از دست‌رفتن خنک‌کننده (LOCA) مقاومت بیشتری داشته باشد، اگر نرخ جریان جرمی در نقاط ناشی احتمالی به صورت غیرفعال کنترل و کاهش یابد. این ویژگی را می‌توان با نصب انواع دستگاه‌های غیرفعال سیالاتی در خطوط لوله، مانند لوله‌های ونتوری یا دیودهای ورتکس، به دست آورد. تاکنون مطالعات زیادی روی لوله‌های ونتوری انجام شده است [۱-۴]. لوله‌های ونتوری بر روی نازل‌های مخازن تحت‌فشار در انواع رآکتورهای هسته‌ای نصب شده‌اند تا نرخ جریان جرمی را در حوادث احتمالی کاهش دهند. ضریب افت فشار در لوله‌های ونتوری در نرخ جریان کم، کوچک و در نرخ جریان بالا، بزرگ است؛ زیرا زمانی که اختلاف فشار از مقدار بحرانی بیشتر شود، جریان دچار خفگی می‌شود.

مکانیزم کنترل جریان در دستگاه سیالاتی ناشی از تغییر مقاومت جریان درون محفظه ورتکس دستگاه سیالاتی است. مزیت این دستگاه حذف پمپ تزریق ایمنی با فشار پایین (LPSI) از سیستم تزریق ایمنی است. دستگاه ورتکس که از اثر جریان ورتکس استفاده می‌کند، برای اولین بار در سال ۱۹۲۸ اختراع شد [۵]. دیود ورتکس یک دستگاه سیالاتی است که رفتاری مشابه دیود در ایجاد افت فشار دارد؛ به این معنا که ضریب افت فشار به جهت جریان سیال بستگی دارد. ضریب افت فشار در جهت مثبت جریان کوچک است، اما در جهت معکوس به طور قابل توجهی زیاد است. در مطالعه [۱]، از برنامه CATHENA برای شبیه‌سازی اثر دیود ورتکس در شرایط LOCA در بهینه‌سازی طراحی رآکتور سنگین آب کانادایی (CANFLO) استفاده شد. نتایج نشان داد که دیود ورتکس در خط لوله ورودی به مخزن تحت‌فشار می‌تواند دمای اوج سوخت را در طول حادثه، در مقایسه با رآکتورهای متداول CANDU^{۶۰۰}، کاهش دهد.

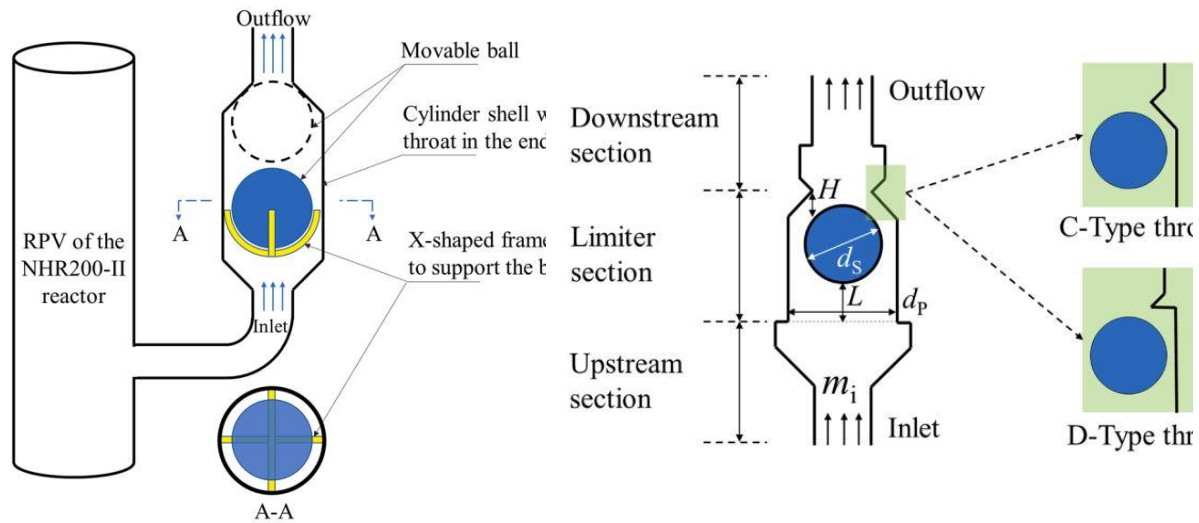
از سوی دیگر، دستگاه سیالاتی با ضریب افت فشار به‌طور قابل توجهی بالاتر در نرخ جریان کم نسبت به نرخ جریان بالا نیز پیشنهاد شده است [۶]. آن‌ها مخزن تزریق ایمنی با کنترل جریان غیرفعال را برای رآکتور APR^{۱۴۰۰} طراحی کردند و ضریب افت فشار این مخزن در نرخ جریان کم تقریباً ۱۰ برابر بیشتر از نرخ جریان بالا بود. [۷]

در این مطالعه، ابتدا تحلیل ریاضی برای شناسایی پارامترهای هندسی و هیدرولیکی مهم محدودکننده جریان غیرفعال انجام شد. سپس مجموعه‌ای از شبیه‌سازی‌های عددی برای یافتن رابطه بین عملکرد هیدرولیکی و پارامترهای هندسی محدودکننده جریان غیرفعال انجام گرفت.

۲- مشخصات محدودکننده جریان غیرفعال

شکل ۱ نموداری از محدودکننده جریان غیرفعال را نشان می‌دهد. برای انطباق با مخزن تحت‌فشار یکپارچه (RPV) رآکتور II-NHR^{۲۰۰}، ساختار محدودکننده جریان غیرفعال به گونه‌ای طراحی شده است که تا حد ممکن فشرده باشد. این محدودکننده جریان غیرفعال عمدتاً از یک پوسته استوانه‌ای رو به بالا، یک توپ متحرک، و یک قاب پشتیبان به شکل X تشکیل شده است.

در نرخ جریان کم، توپ به دلیل وزن خود روی قاب X شکل قرار می‌گیرد و نیروی سیال وارد بر توپ برای حرکت دادن آن به سمت بالا کافی نیست. اما در هنگام شتاب گرفتن سیال در شرایط LOCA، توپ در طول محور استوانه به سمت بالا حرکت می‌کند و به دلیل اختلاف فشار در مقطع گلوگاه متوقف می‌شود و جریان مسدود می‌شود.



شکل (۱) نمای شماتیک محدودکننده جریان غیرفعال

شکل (۲) ساختار محدودکننده جریان غیرفعال

مهم‌ترین هدف طراحی محدودکننده جریان غیرفعال، نرخ جریان بحرانی است که در آن توپ توسط سیال شتاب گرفته به سمت بالا حرکت می‌کند. نرخ جریان بحرانی می‌تواند به صورت تجربی اندازه‌گیری شود یا بر اساس تعادل نیروها محاسبه شود. شکل ۱ همچنین ساختار محدودکننده جریان غیرفعال را نشان می‌دهد. این محدودکننده جریان از پایین به بالا دارای سه بخش است: بخش بالادست، بخش محدودکننده، و بخش پایین دست. در انتهای بخش محدودکننده، یک گلوگاه طراحی شده است تا توپ را تحت اختلاف فشار زیاد متوقف کند.

پارامترهای ساختاری زیادی که در شکل ۲ نشان داده شده‌اند، بر مقدار نرخ جریان بحرانی بی‌بعد (η) تأثیر می‌گذارند. مهم‌ترین این پارامترها عبارتند از:

۱. طول جلویی (LLL): فاصله از نقطه شروع بخش محدودکننده تا توپ.
۲. نسبت انسداد ($BR=d_s/d_p$): نسبت قطر توپ (d_s) به قطر لوله (d_p).
۳. فاصله محوری (H): فاصله بین توپ و گلوگاه.
۴. شکل گلوگاه:

دو نوع گلوگاه برای محدودکننده جریان غیرفعال طراحی شده است:

- نوع اول: مقطعی مخروطی با زاویه مخروط ۴۵ درجه (نوع C در شکل ۲)
- نوع دوم: انقباض ناگهانی در انتهای بخش محدودکننده (نوع D در شکل ۲)

بر اساس معیار قابلیت عملیاتی، محدودکننده جریان غیرفعال باید در کل دامنه فشار و دمای عملیاتی رآکتور- $NHR200-II$ به منظور II به درستی عمل کند. حداقل دما و فشار این رآکتور ۲۰ درجه سانتی‌گراد در ۰.۱ مگاپاسکال و حداکثر دما و فشار آن ۲۸۰ درجه سانتی‌گراد در ۸ مگاپاسکال است.

۳- روش حل

در این مطالعه، طراحی یک محدودکننده جریان غیرفعال جدید برای رآکتور گرمای هسته‌ای $NHR200-II$ به منظور کاهش نرخ جریان جرمی در حوادث از دست رفتن خنک‌کننده است. برای این منظور، رآکتور گرمای هسته‌ای $NHR200-II$ مورد نظر قرار گرفته است. میدان‌های جریان با استفاده از مدل آشفتگی $k-\epsilon$ گروه بازنرمال‌سازی (RNG) با درمان دیواره



تقویت شده پیش‌بینی می‌شوند. مطالعات اخیر [۵،۶] نشان داده‌اند که مدل $k-\epsilon$ گروه بازنرمال سازی (RNG) عملکرد بهتری نسبت به سایر مدل‌های آشفتگی دارد و می‌تواند داده‌های هیدرودینامیکی را با سرعت همگرایی بالاتری پیش‌بینی کند. شبیه‌سازی‌های عددی با حل معادلات حاکم سه‌بعدی در نرم افزار انسیس فلونت انجام می‌شود که شامل معادلات زیر برای تداوم، تکانه، و حفظ انرژی هستند: [۷]

$$\frac{\partial(\rho u_i)}{\partial x_i} = 0 \quad (1)$$

$$\frac{\partial(\rho u_i u_j)}{\partial x_j} = -\frac{\partial p}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\gamma \mu S_{ij} - \rho \overline{u'_i u'_j}) \quad (2)$$

$$\frac{\partial(\rho c_p u_i T)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_j} \left(K \frac{\partial T}{\partial x_j} - \rho c_p \overline{u'_i T'} \right) \quad (3)$$

$$S_{ij} = \left[\frac{u_{i,j} + u_{j,i}}{\gamma} \right] \quad (4)$$

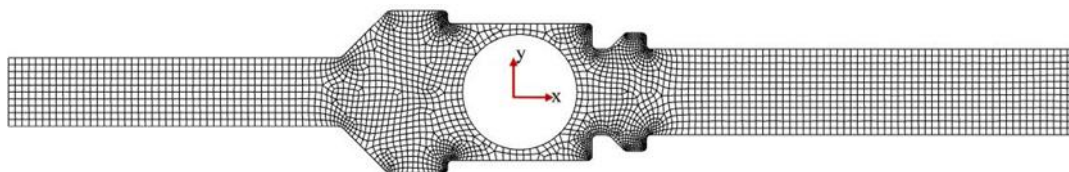
دقت و سرعت همگرایی بالای این مدل ناشی از برخی اصلاحات است که شامل مقادیر ثابت جدید و یک عبارت اضافی در سمت راست معادله ϵ نسبت به مدل استاندارد $k-\epsilon$ می‌باشد. شایان ذکر است که از طریق مش‌بندی مناسب در نواحی نزدیک به دیواره‌ها، تمام مزایای مدل $k-\epsilon$ RNG قابل دستیابی است.

$$\frac{\partial(\rho k)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho k u_i)}{\partial x_i} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left\{ \left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_k} \right) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right\} + p_k - \rho \epsilon \quad (5)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial(\rho \epsilon)}{\partial t} + \frac{\partial(\rho \epsilon u_i)}{\partial x_i} &= \frac{\partial}{\partial x_i} \left\{ \left(\mu + \frac{\mu_t}{\sigma_\epsilon} \right) \frac{\partial \epsilon}{\partial x_i} \right\} + C_{1\epsilon} \frac{\epsilon}{k} p_k - C_{2\epsilon} \rho \frac{\epsilon^\gamma}{k} \\ &\quad - \frac{C_\mu \eta^\gamma (1 - \eta/\eta_0) \epsilon^\gamma}{1 + \beta \eta^\gamma} \frac{\epsilon^\gamma}{k} \end{aligned} \quad (6)$$

$$P_k = \left[\gamma \mu_t S_{ij} - \frac{\gamma}{\sigma} \rho k S_{ij} \right] \frac{\partial u_j}{\partial x_i} \quad (7)$$

مش محاسباتی برای یکی از نمونه‌های مورد بررسی در شکل ۳ نشان داده شده است. الگوریتم SIMPLEC (روش نیمه‌ضمنی برای معادلات فشار-پیوند شده - سازگار) برای جفت شدن فشار و سرعت استفاده می‌شود. زمانی که باقیمانده‌های معادلات جرم، تکانه، انرژی و آشفتگی کمتر از 10^{-7} شوند، شبیه‌سازی عددی همگرا می‌شود.

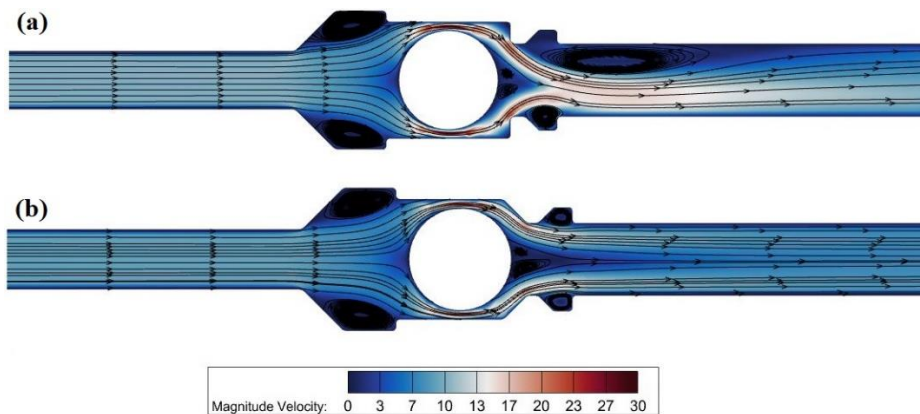


شکل (۳) نمونه‌ای از شبکه‌های محاسباتی

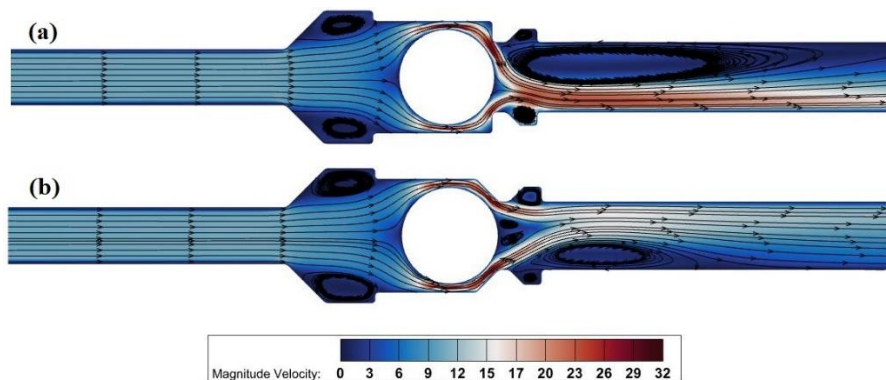


۴- نتایج:

شکل گلوگاه محدودکننده جریان غیرفعال تأثیر قابل توجهی بر نرخ جریان بحرانی بدون بعد دارد. برای گلوگاه‌های نوع D و نوع C، توزیع جریان همراه با خطوط جریان در شکل‌های ۴ و ۵ نشان داده شده است. با مقایسه توزیع جریان و فشار می‌توان نتیجه گرفت که نرخ جریان بحرانی برای گلوگاه نوع D به‌وضوح بزرگ‌تر از گلوگاه نوع C است زمانی که فاصله محوری بدون بعد $H=5$ باشد، در حالی که نرخ جریان بحرانی بدون بعد برای گلوگاه نوع D در فاصله محوری بدون بعد $H=15$ میلی‌متر کمتر است، به‌ویژه برای سیال در دمای ۲۰ درجه سانتی‌گراد.

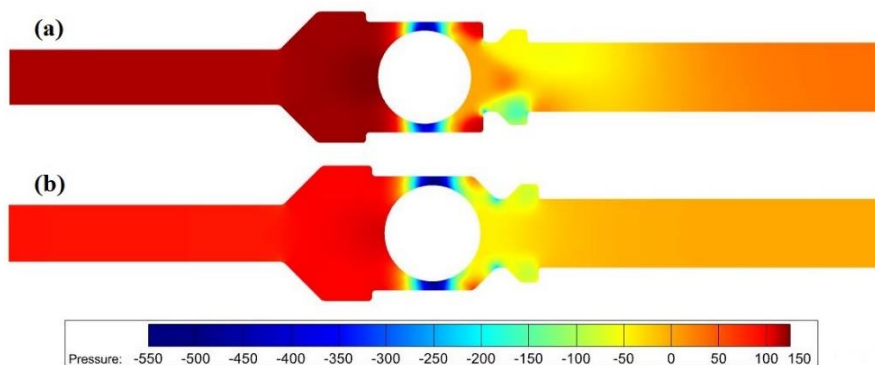


شکل (۴) توزیع جریان همراه با خطوط جریان برای $H=15$ میلی‌متر (a): گلوگاه نوع D (b): گلوگاه نوع C

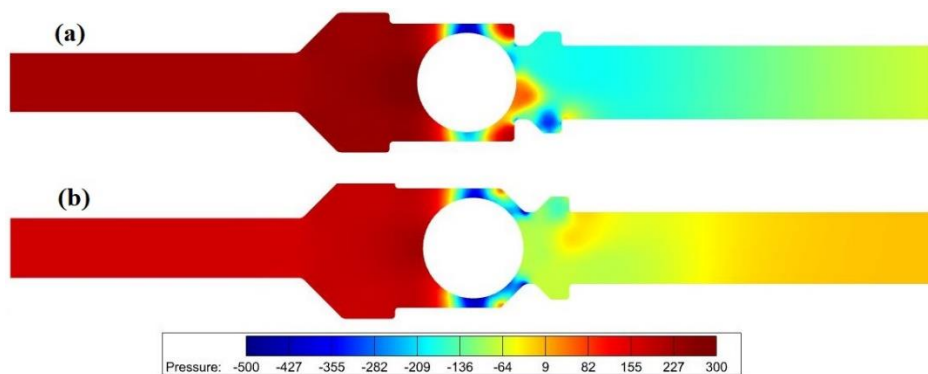


شکل (۵) توزیع جریان همراه با خطوط جریان برای $H=5$ میلی‌متر (a): گلوگاه نوع D (b): گلوگاه نوع C

روند نشان داده شده در شکل‌های ۴ تا ۷ را می‌توان با توزیع فشار و پروفیل سرعت در اطراف توپ توضیح داد. با افزایش فاصله محوری H بین توپ و گلوگاه، سرعت در شکاف به‌سرعت کاهش می‌یابد، در نتیجه فشار پایین‌دست در ناحیه پشتی توپ به‌طور قابل توجهی افزایش پیدا می‌کند و ضریب درگ C_D توپ کاهش می‌یابد. قابل ذکر است که کاهش ضریب درگ C_D منجر به افزایش نرخ جریان بحرانی بدون بعد می‌شود.

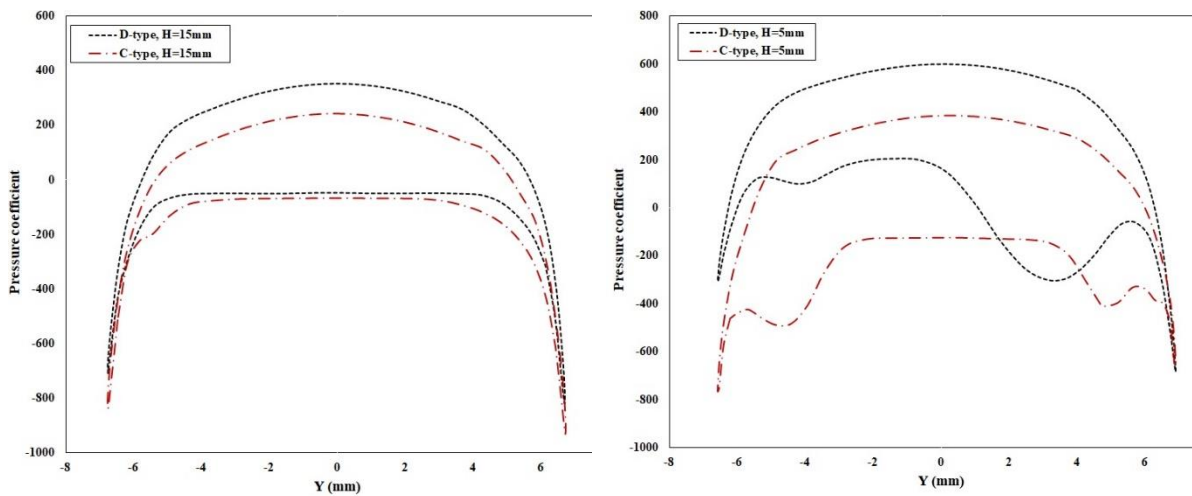


شکل (۶) کانتورهای فشار در محدودکننده جریان غیرفعال برای $H = 15$ میلی‌متر (a) گلوگاه نوع D (b) گلوگاه نوع C



شکل ۷. کانتورهای فشار در محدودکننده جریان غیرفعال برای $H=5$ میلی‌متر (a) گلوگاه نوع D (b) گلوگاه نوع C

همان‌طور که در شکل‌های ۴ تا ۷ نشان داده شده است، پروفیل سرعت در بالادست توپ با افزایش طول جلویی مسطح‌تر می‌شود، به این معنا که سرعت محوری در محور مرکزی لوله با افزایش طول جلویی L کاهش می‌یابد. بنابراین، فشار نزدیک جلوی توپ با کاهش سرعت در محور مرکزی افزایش می‌یابد و افزایش متعاقب ضریب درگ توپ باعث کاهش نرخ جریان بحرانی بدون بعد می‌شود.



شکل ۸. توزیع ضریب فشار روی توپ برای شرایط مختلف بررسی شده

۵- نتیجه‌گیری

در این مطالعه، یک محدودکننده جریان غیرفعال نوآورانه برای رآکتور NHR^{۲۰۰-II} پیشنهاد شد تا از افت جریان خنک‌کننده در شرایط فرضی حادثه از دست دادن خنک‌کننده (LOCA) جلوگیری کند. یک سری شبیه‌سازی‌های عددی پارامتریک انجام شد تا تأثیرات پارامترهای هندسی مهم محدودکننده جریان غیرفعال، شامل فاصله محوری H، شکل گلوگاه و نسبت انسداد BR مورد بررسی قرار گیرد. نتایج کلیدی به‌دست‌آمده در این مطالعه به‌شرح زیر خلاصه می‌شود.

- نرخ جریان بحرانی بسیار حساس به فاصله محوری H است و با افزایش فاصله محوری به‌سرعت افزایش می‌یابد.
- شکل گلوگاه پایین‌دست محدودکننده جریان غیرفعال عملکرد محدودکننده را تحت تأثیر قرار می‌دهد. گلوگاهی با انتهای صاف (نوع D) عملکرد بهتری نسبت به گلوگاهی با انتهای مخروطی (نوع C) دارد
- نرخ جریان با افزایش طول جلویی کاهش می‌یابد که این امر به پروفیل سرعت مسطح‌تر در جلوی توپ نسبت داده می‌شود.

۶- مراجع

- [۱] Spinks, N.J., Barclay, F.W., Allen, P.J., Yee, F., ۱۹۸۸. A CANDU designed for more tolerance to failures in large components.
- [۲] Meng, J., Xu, J., Lin, S., Song, Y., ۲۰۱۴. Design improvement and test verification of steam flow limiter of steam generator. Nucl. Tech. ۳۷ (۷), ۹۵-۹۸.
- [۳] Hwang, H.J., Park, J., Min, J.K., ۲۰۲۱. A numerical study on the flow control characteristic of a cavitating venturi with one- and two-stage diffusers. J. Mech. Sci. Technol. ۳۵ (۴), ۱۴۶۳-۱۴۷۲.
- [۴] Stratta, E., Belliard, M., ۲۰۱۷. Thermal-hydraulic Study of Passive Safety Systems Based on the Hydraulic Diode Principle for the Management of Large-Break Loss of Coolant Accidents.
- [۵] Thoma, D., June ۱۹۲۸. Vorrichtung zur Behinderung des Ruchstromens. Deutsche Patentschrift No. ۵۰۷,۷۱۳.

- [۶] Chu, I.-C., Song, C.-H., Cho, B.H., Park, J.K., ۲۰۰۸. Development of passive flow controlling safety injection tank for APR ۱۴۰۰. Nucl. Eng. Des. ۲۳۸ (۱), ۲۰۰-۲۰۶.
- [۷] Cho, S.J., Kim, B.S., Kang, M.G., Kim, H.G., ۲۰۰۰. The development of passive design features for the Korean Next Generation Reactor. Nucl. Eng. Des. ۲۰۱ (۲), ۲۵۹-۲۷۱.



مقایسه عملکرد یک راکتور IPWR پیشرفته در استفاده از پمپ‌های خنک کننده یا گردش طبیعی برای خنک‌سازی قلب راکتور در شرایط کاری عادی و حوادث (کد مقاله: ۱۰۸۵)

فرهنگ پستکان، حسین^{۱*} - رضائی اوچبلاغ، داریوش^۱ - هدایت، افشین^۲

۱. دانشگاه صنعتی امیرکبیر، فیزیک و مهندسی انرژی، گروه مهندسی هسته‌ای

۲. سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

سیستم‌های ایمنی غیرفعال مانند سیستم‌های مبتنی بر گردش طبیعی به دلیل افزایش ایمنی نیروگاه هسته‌ای و کاهش وابستگی به تجهیزات فعال، نقش ویژه‌ای در طراحی راکتورهای ماژولار کوچک به ویژه IPWRها ایفا می‌کنند. از طرفی طراحی چنین سیستم‌هایی و حتی استفاده از این مکانیزم طبیعی برای خنک‌سازی قلب راکتور در حالت کار عادی پیچیدگی‌های زیادی به همراه دارد و نیاز است تا پژوهش و مطالعات کاملی در این راستا انجام پذیرد. در این مقاله با استفاده از شبیه‌ساز راکتور IPWR آژانس بین المللی انرژی اتمی عملکرد راکتور هنگام استفاده از پمپ‌ها و گردش طبیعی برای خنک‌سازی قلب، در شرایط افزایش توان راکتور از ۰٪ به ۱۰۰٪ و همچنین حادثه از دست رفتن برق نیروگاه SBO شبیه‌سازی و مورد بررسی قرار گرفت. نتایج نشان دادند که گردش طبیعی می‌تواند خنک‌سازی قلب را بدون نیاز به پمپ‌ها در شرایط کاری عادی و حادثه مانند SBO که پمپ‌ها نیز خاموش می‌شوند، انجام دهد.

کلمات کلیدی: شبیه‌ساز راکتور □ IPWR گردش طبیعی، شرایط کاری عادی، حادثه SBO

Comparison of the performance of an advanced IPWR reactor in utilizing cooling pumps or natural circulation for reactor core cooling under normal operating conditions and accident scenarios

Farhang Postekan, Hossein¹, Rezaei Ochbelagh, Dariush¹, Hedayat, Afshin²

۱. Amirkabir University (Tehran Polytechnic), Energy Engineering and Physics Department

۲. Atomic Energy Organization of Iran, Nuclear Science and Technology Research Institute, Reactor and Nuclear Safety School

Abstract:

Passive safety systems, such as those based on natural circulation (NC), play a significant role in the design SMRs, particularly IPWRs, due to their ability to enhance nuclear power plant safety and reduce reliance on active equipment. On the other hand, designing such systems, as well as utilizing this natural mechanism for cooling the reactor core during normal operation (NO), involves significant complexities. Comprehensive research and studies are required in



this regard. In this study, using the IPWR simulator developed by the IAEA, the reactor's performance was simulated and analyzed under two conditions: utilizing pumps or NC for core cooling during a power increase from 0% to 100%, and during an SBO scenario. The results demonstrated that NC can effectively cool the reactor core without the need for pumps, both under NO conditions and during accidents such as an SBO, where pumps are inoperative.

Key words: IPWR simulator, Natural circulation, Normal operating condition, SBO accident

۱ - مقدمه:

راکتورهای آبی تحت فشار یکپارچه^{۱۱} با توجه به مزایا و ویژگی‌هایی که مانند یکپارچه‌سازی سیستم‌ها و افزایش ایمنی، سیستم‌های ایمنی غیرفعال و فعال پیشرفته و کاربردهای صنعتی دیگر دارند، در سال‌های اخیر مورد توجه فراوانی قرار گرفته‌اند [۱، ۲]. در IPWRها، اجزای اصلی مدار اول اعم از قلب راکتور، مولدهای بخار، تنظیم‌کننده فشار^{۱۲} و همچنین پمپ‌های مدار اول داخل مخزن تحت فشار راکتور^{۱۳} قرار گرفته و نیاز به لوله‌کشی مدار اول را از بین می‌برند [۳]. شکل (۱) طرح کلی RPV راکتور IPWR را نشان می‌دهد.

با توجه به طراحی‌های انجام شده برای IPWRها، از پمپ‌ها یا فرآیند گردش طبیعی^{۱۴} سیال خنک‌کننده برای خنک‌سازی قلب در هنگام کار عادی راکتور استفاده می‌شود. استفاده از گردش طبیعی علاوه بر افزایش ایمنی راکتور و یکپارچه‌سازی آن، هزینه مربوط به پمپ‌ها را نیز از بین می‌برد. در سال ۲۰۰۵ آژانس بین‌المللی انرژی اتمی با انتشار سندی به طور کامل و جامع به پدیده گردش طبیعی و مثال‌هایی از به کارگیری سیستم‌های ایمنی گردش طبیعی در طراحی راکتورهای پیشرفته و نسل جدید، مزایا و چالش‌های استفاده از آن و روش‌های ارزیابی قابلیت اطمینان این نوع سیستم‌ها پرداخته است [۴]. همچنین هدایت و مغانکی در پژوهشی که بر روی خنک‌سازی قلب یک راکتور IPWR انجام دادند، به نتایج نسبتاً امیدوارکننده‌ای برای رسیدن به یک سیستم پایدار خنک‌سازی قلب بر اساس گردش طبیعی دست پیدا کردند [۵].

۲ - روش کار:

آژانس بین‌المللی انرژی اتمی به منظور درک بهتر نحوه عملکرد و تکنولوژی نیروگاه‌های هسته‌ای اقدام به تولید برنامه‌های کامپیوتری شبیه‌سازی راکتور برای متخصصان نموده است. شبیه‌ساز راکتور IPWR یکی از آنها است. راکتوری که در این شبیه‌ساز طراحی شده، دارای توان حرارتی ۱۵۰ مگاوات و ۴۵ مگاوات الکتریک با سوخت اکسید اورانیوم حاوی ۴.۹۵ درصد غنا می‌باشد. نحوه خنک‌سازی قلب نیز به دو روش گردش طبیعی و گردش واداشته^{۱۵} (با استفاده از پمپ‌ها) انجام می‌شود که در هردو، توان حرارتی تولید شده یکسان است. جریان خنک‌کننده ناشی از گردش طبیعی آب با دبی جرمی ۴۲۴ کیلوگرم بر ثانیه

^{۱۱} Integral Pressurized Water Reactor (IPWR)

^{۱۲} Pressurizer (PZR)

^{۱۳} Reactor Pressure Vessel (RPV)

^{۱۴} Natural Circulation

^{۱۵} Forced Circulation

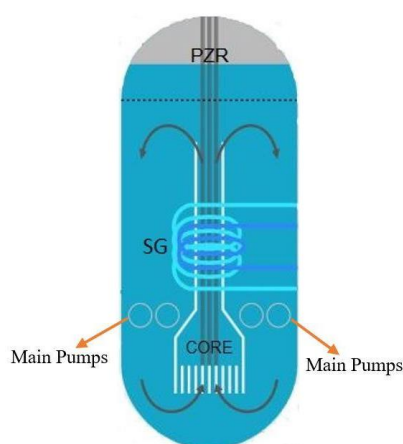


به دور مخزن تحت فشار هدایت می‌شود و در گردش واداشته، با استفاده از ۴ پمپ اصلی، جریان خنک‌کننده برقرار می‌شود. با توجه به قرارگیری مولدبخار به عنوان هیت سینک در ارتفاع بالاتر از قلب راکتور به عنوان منبع تولید گرما، این نوع چیدمان اجزای داخل مخزن راکتور، مکانیزم گردش طبیعی را فراهم می‌کند. [۶]

اطلاعات مربوط به متغیرهای ترموهیدرولیکی راکتور طراحی شده در این شبیه‌ساز در جدول ۱ ذکر شده است. همچنین برخی از پارامترهای مهم در طراحی راکتور در جدول ۲ آورده شده است.

جدول ۱: متغیرهای ترموهیدرولیکی [۶]

ردیف	متغیر ترموهیدرولیکی	مقدار	واحد
۱	توان حرارتی	۱۵۰	مگاوات(حرارتی)
۲	توان ژنراتور	۴۵	مگاوات(الکتریک)
۳	فشار مدار اول	۱۵.۵	مگاپاسکال
۴	سطح PZR	۴۳	درصد(%)
۵	سطح خنک‌کننده در قلب	۱۰۰	درصد(%)
۶	دبی جرمی خنک‌کننده در قلب	۴۲۴	کیلوگرم بر ثانیه
۷	دمای متوسط قلب	۲۸۸	درجه سلسیوس
۸	دبی جرمی بخار	۷۷	کیلوگرم بر ثانیه
۹	فشار سیستم بخار اصلی	۲.۷	مگاپاسکال
۱۰	دبی جرمی آب تغذیه	۷۷	کیلوگرم بر ثانیه
۱۱	دمای آب تغذیه	۱۷۳	درجه سلسیوس



شکل (۱): نمایی از مخزن تحت فشار راکتور [۶] IPWR



۲-۱- شبیه‌ساز راکتور IPWR آژانس بین‌المللی انرژی اتمی

این شبیه‌ساز به صورت یک برنامه نرم‌افزاری در سیستم‌های کامپیوتری قابل اجرا می‌باشد. شکل (۲) نمایی کلی از داخل شبیه‌ساز را نشان می‌دهد. علاوه بر سیستم‌های موجود در راکتورهای متداول PWR فعلی، از جمله سیستم‌های مهم ایمنی شبیه‌سازی شده در این شبیه‌ساز میتوان به سیستم کاهش فشار خودکار که وظیفه کاهش فشار RPV را در شرایط حادثه دارد، سیستم خنک‌سازی محفظه که با افزایش فشار در ساختمان محفظه از حد مجاز عمل کرده و بور محلول در آب را از طریق نازل‌های اسپری به داخل محفظه اسپری می‌کند، سیستم تزریق آب مبتنی بر نیروی گرانشی^{۱۶} که عملکرد اصلی آن تزریق آب از طریق دو تانکر به داخل RPV برای کاهش فشار مدار اولیه و اطمینان از خاموشی راکتور می‌باشد، سیستم تزریق فشار^{۱۷} که با کاهش فشار سیستم خنک‌کننده به ۵ مگاپاسکال به صورت غیرفعال شروع به تزریق بور محلول در آب به RPV می‌کند، اشاره کرد. همچنین سیستم غیرفعال برداشت حرارت پسماند^{۱۸} در شبیه‌ساز طراحی شده که به وسیله گردش طبیعی گرمای پسماند قلب راکتور را در شرایط حادثه برداشت می‌کند. مخازن آب در نظر گرفته شده برای این سیستم قابلیت این را دارند که حداقل به مدت ۷ روز خنک‌سازی لازم برای برداشت گرمای پسماند و کاهش دمای قلب را فراهم کنند [۶].

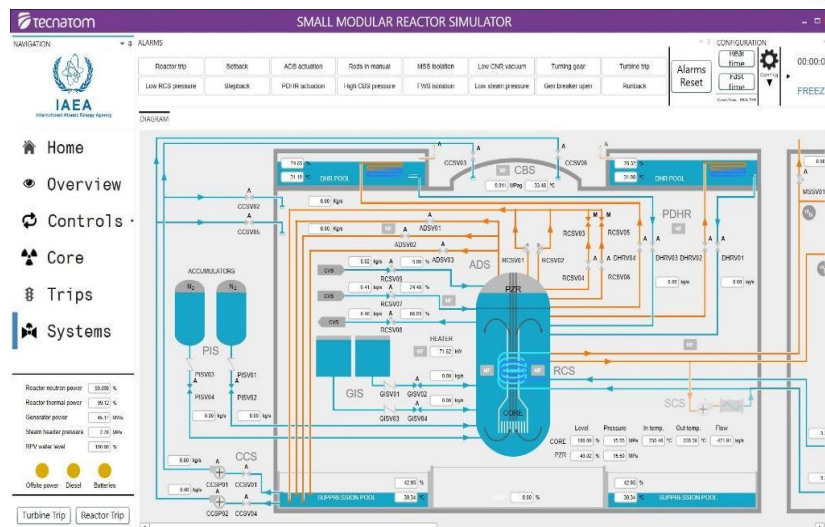
جدول ۲: پارامترهای مهم در طراحی راکتور [۶]

ردیف	پارامتر	مقدار	واحد
۱	تعداد مجتمع‌های سوخت	۲۴ (مربعی ۱۷ در ۱۷)	-
۲	حجم RPV	۸۰.۷۸	مترمکعب
۳	حجم PZR	۸۰.۷۸	مترمکعب
۴	تعداد کل میله‌های سوخت	۶۳۳۶	-
۵	طول گرم شده میله‌های سوخت	۱.۳۵	متر
۶	غناي سوخت اکسید اورانیوم	۴.۹۵	درصد

^{۱۶} Gravity driven water Injection System (GIS)

^{۱۷} Pressure Injection System (PIS)

^{۱۸} Passive Decay Heat Removal System (PDHRS)



شکل (۲): نمایی کلی از محیط کاربری شبیه‌ساز [۶] IPWR

۲-۲- مکانیزم گردش طبیعی برای خنک‌سازی قلب راکتور

این مکانیزم علاوه بر به کارگیری در سیستم‌های غیرفعال راکتورهای پیشرفته مختلف مانند راکتور AP-۱۰۰۰، در چندین طرح پیشرفته راکتورهای نسل جدید مانند راکتورهای SMART و CAREM برای خنک‌سازی قلب راکتور در شرایط کار عادی مورد استفاده قرار گرفته است. گردش طبیعی در مخزن تحت فشار راکتور به دلیل اختلاف چگالی سیال بین منبع تولید حرارت (قلب) و هیت سینک (مولدبخار) ایجاد می‌شود. اختلاف چگالی سیال علاوه بر اینکه بدلیل تغییر دما (به صورت تک فازی) ایجاد می‌شود، در اثر تغییر فاز (یعنی بخار/مایع) نیز به وجود می‌آید، همانطور که در مورد سیالات دوفازی وجود دارد [۴]. برای مدل‌سازی ترموهیدرولیکی حلقه گردش طبیعی داخل RPV و در حالت کلی برای تحلیل و شبیه‌سازی گذارهای مختلف در این راکتور از کد TRAC_RT استفاده شده است که از جمله ویژگی این کد میتوان به ارائه یک مدل سه بعدی از RPV، محاسبه جریان در سه بعد داخل مخزن و مدل‌سازی غیرهمگن برای جریان دوفازی اشاره کرد. این کد معادلات بقای جرم، مومنتوم و انرژی را برای فازهای گاز و مایع حل می‌کند که فاز گازی می‌تواند ترکیبی از هوا و بخار باشد. در مجموع هشت معادله پایستگی در این کد حل می‌شود که برای نمونه معادله پایستگی جرم ترکیب (مایع و گاز)، پایستگی مومنتوم فاز مایع و پایستگی انرژی برای فاز گاز در حجم دیفرانسیلی dV به ترتیب زیر بیان می‌شوند:

$$(1) \quad \frac{\partial}{\partial t} [(1 - \alpha)\rho_l + \alpha\rho_g] = -\frac{\partial}{\partial x} [(1 - \alpha)\rho_l V_l + \alpha\rho_g V_g] + M_m$$

$$(2) \quad \frac{\partial V_l}{\partial t} = -V_l \frac{\partial V_l}{\partial x} + \frac{k\rho_c}{(1-\alpha)\rho_l} \left[\frac{\partial V_R}{\partial t} + V_d \frac{\partial V_R}{\partial x} \right] - \frac{1}{\rho_l} \frac{\partial P}{\partial x} - \frac{F_w}{\rho_l} + \frac{f_{lg}}{(1-\alpha)\rho_l} - g$$

$$(3) \quad \frac{\partial}{\partial t} (\alpha\rho_g e_g) + P \frac{\partial \alpha}{\partial t} = -\frac{\partial}{\partial x} (\alpha\rho_g e_g V_g) - P \frac{\partial}{\partial x} (\alpha V_g) + q_{wg} + q_{ig} + q_{dg} + \Gamma_g h_g$$

که α کسر خلاء یا حباب، ρ_l چگالی مایع، ρ_g چگالی گاز، V_l سرعت مایع، V_g سرعت گاز، V_d سرعت نسبی گاز و مایع، M_m منبع (تولید) ترکیب (مایع و گاز)، k ثابت جرم افزوده یا جرم مجازی، ρ_c چگالی فاز پیوسته، ρ_d چگالی فاز پاشیده یا ناپیوسته، P فشار، F_w نیروی دیواره در واحد حجم، f_{lg} نیروی اصطکاک سطحی در واحد حجم، g شتاب گرانشی، e_g انرژی



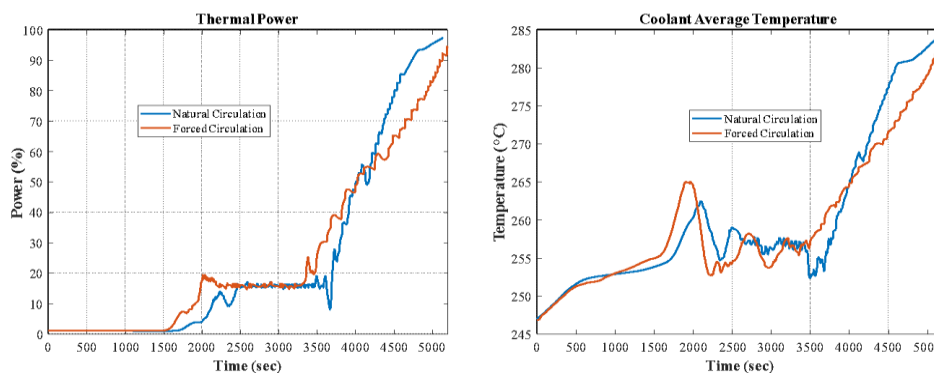
داخلی ویژه گاز، q_{wg} آهنگ انتقال حرارت گاز-دیواره، q_{ig} آهنگ انتقال حرارت بین سطحی به گاز، q_{dg} توان انتقال یافته به گاز به صورت مستقیم، Γ_g آهنگ جرم بخار تولید شده و h_g آنتالپی (ویژه) بخار می‌باشد. همچنین برای محاسبات نوترونیک شبیه‌ساز راکتور از کد نوترونیکی سه-بعدی NEMO_RT استفاده شده است. در مجموع این دو کد و شبیه‌ساز مورد استفاده در این پژوهش توسط شرکت TECNATOM برای مقاصد آموزشی توسعه داده شده‌اند [۶].

۳- نتایج:

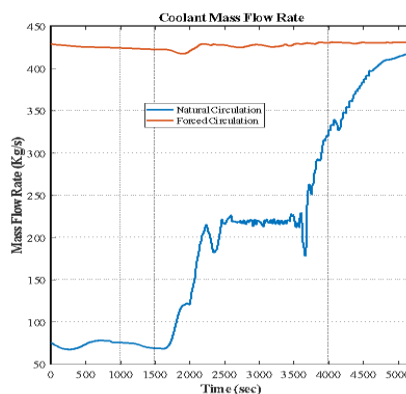
در ادامه نتایج شبیه‌سازی‌های انجام شده با شبیه‌ساز راکتور IPWR ارائه شده است که مدت زمان هر یک از آنها تقریباً ۱ ساعت و ۴۵ دقیقه می‌باشد. در هر بخش نحوه شبیه‌سازی توضیح داده شده است.

۳-۱- افزایش توان راکتور از صفر تا ۱۰۰٪

شبیه‌سازی افزایش توان راکتور از صفر تا ۱۰۰ درصد یکبار با حالت اولیه IC#۷ در شبیه‌ساز انجام شد. در این شرط راکتور در ابتدای سیکل قرار داشته، توان راکتور در صفر درصد بوده، میله‌های کنترل هنوز به طور کامل داخل قلب قرار داشته و حالت گردش طبیعی برای خنک‌سازی راکتور در نظر گرفته شده است. شبیه‌سازی دوم نیز با حالت اولیه IC#۱۰ در شبیه‌ساز انجام گرفت که همان شرایط حالت اولیه قبلی را دارد با این تفاوت که در این حالت فقط پمپ‌ها برای خنک‌سازی راکتور در نظر گرفته شده‌اند.



شکل (۳): تغییرات توان حرارتی و دمای متوسط خنک‌کننده در دو حالت گردش طبیعی و استفاده از پمپ‌ها



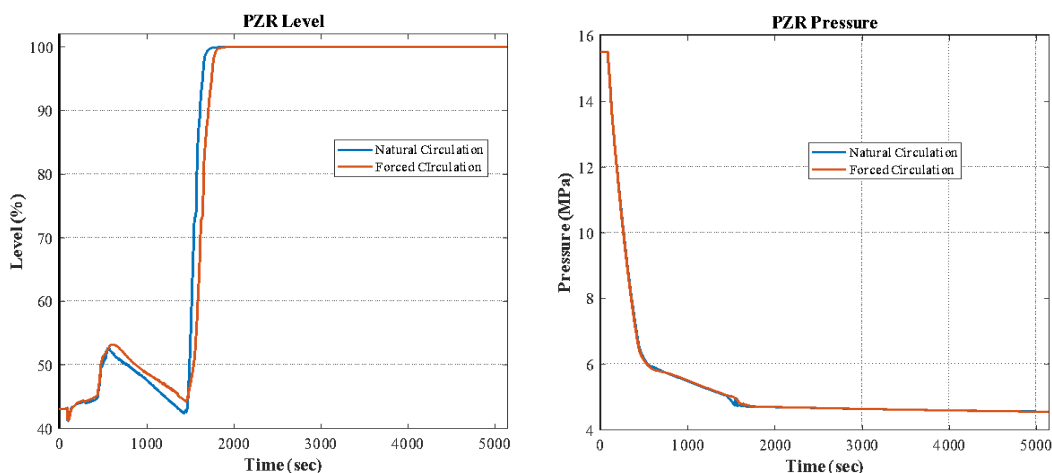
شکل (۴): تغییرات دبی جرمی در دو حالت گردش طبیعی و استفاده از پمپ‌ها



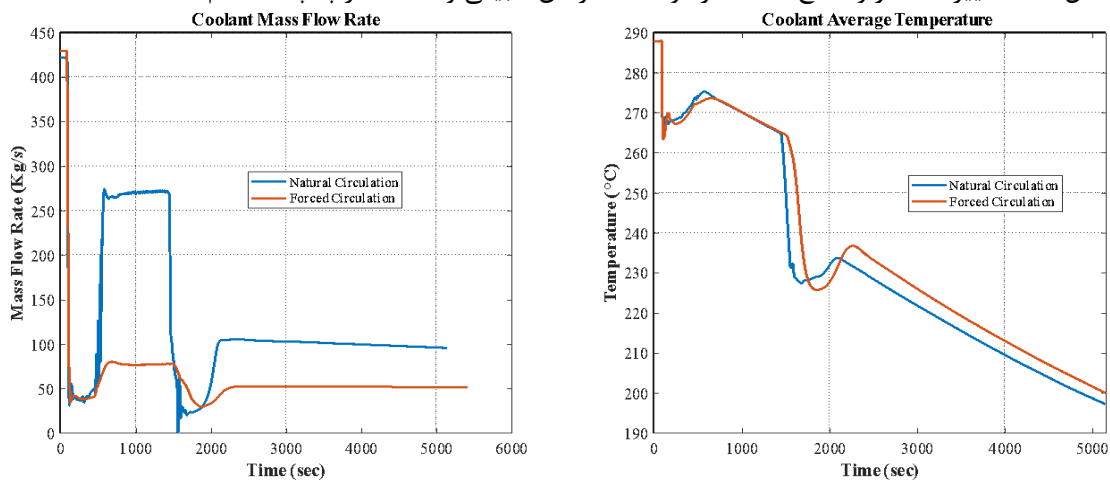
همانطور که در شکل ۳ نشان داده شده است، برای افزایش توان راکتور ابتدا با خارج کردن میله‌های کنترل از قلب و کاهش میزان غلظت بور، راکتور را بحرانی کرده و سپس به صورت دستی با استفاده از میله‌های کنترل توان را به ۸ درصد افزایش دادیم. در ادامه میله‌های کنترل را در حالت اتوماتیک قرار داده و توان را به ۱۵ درصد رساندیم. در نهایت با توجه به دستورالعمل ارائه شده برای افزایش توان تا ۱۰۰ درصد، توان راکتور و ژنراتور را به ۱۰۰ درصد افزایش دادیم. دمای متوسط خنک‌کننده نیز در طول افزایش توان متناسب با توان و در هر دو حالت تقریباً به طور یکسان افزایش یافته است. در شکل ۴ همانطور که مشخص است به دلیل کار کردن پمپ‌ها از ابتدای شبیه‌سازی، میزان دبی جرمی خنک‌کننده در حالت استفاده از پمپ‌ها در مقدار مشخص شده قرار داشته ولی در گردش طبیعی متناسب با افزایش دمای خنک‌کننده به مقدار مطلوب رسیده است.

۳-۲- حادثه از دست رفتن برق نیروگاه SBO

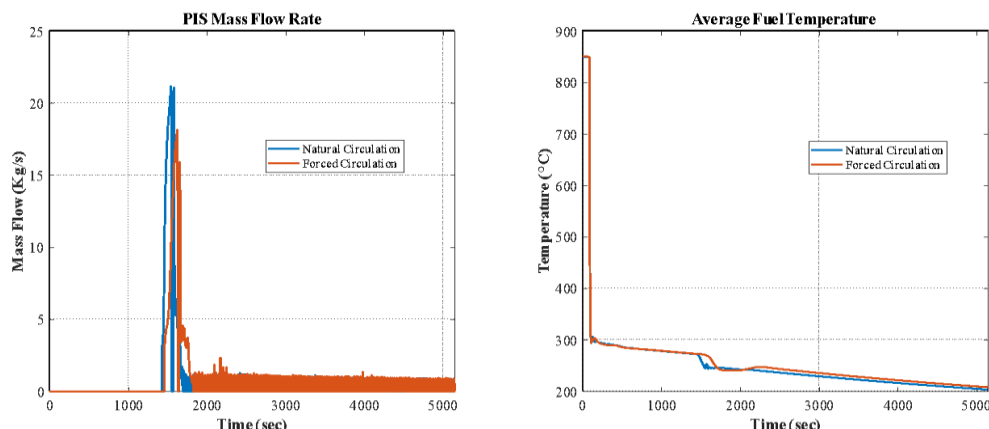
در شبیه‌سازی این حادثه، ابتدا شرایط اولیه متناسب با استفاده از حالت گردش طبیعی یا پمپ‌ها برای شبیه‌ساز انتخاب شدند سپس بعد از گذشت ۹۰ ثانیه از کار عادی راکتور، این حادثه فعال شد.



شکل (۵): تغییرات فشار و سطح PZR در دو حالت گردش طبیعی و استفاده از پمپ‌ها هنگام حادثه SBO



شکل (۶): تغییرات میزان دبی جرمی و دمای متوسط خنک‌کننده هنگام حادثه SBO



شکل (۷) : تغییرات دبی جرمی آکومولاتور PIS و متوسط دمای سوخت در قلب هنگام حادثه SBO

تغییرات فشار و سطح PZR در هر دو حالت در طی حادثه همانطور که در شکل ۵ نشان داده شده کاملاً مشابه هم بوده است؛ دلیل کاهش فشار عمل نکردن هیترها بعد از رخ دادن حادثه بوده و افزایش سریع سطح نیز به دلیل فعال شدن سیستم PIS در زمان کاهش فشار به ۵ مگا پاسکال می‌باشد. پارامترهای دمای متوسط خنک‌کننده و سوخت در شکل ۶ و ۷ نیز نسبت به هم تغییرات مشابهی دارند. دلیل این شباهت مرتبط بودن دمای خنک‌کننده و سوخت نسبت به هم است. چراکه با برداشت حرارت قلب دمای سوخت کاهش می‌یابد و سیستم‌های غیرفعال نیز دمای خنک‌کننده را کاهش می‌دهند. دبی جرمی آکومولاتور که به قلب تزریق می‌شود، به دلیل فعال شدن سیستم‌های ایمنی غیرفعال در هر دو حالت تقریباً یکسان است. تنها تفاوت اساسی در تغییرات دبی خنک‌کننده دیده می‌شود که می‌تواند به دلیل وجود پمپ و مقاومت آن ایجاد شده باشد. اما می‌بینیم که در نهایت خنک‌سازی قلب در هر دو حالت به طور مشابه انجام شده است.

۴- بحث و نتیجه‌گیری:

استفاده مفید از سیستم‌های ایمنی غیرفعال در نسل سوم راکتورها باعث شده تا پدیده همرفت طبیعی علاوه بر به‌کارگیری در سیستم‌های ایمنی مانند سیستم برداشت حرارت پسماند غیرفعال، در طول کار عادی راکتور برای خنک‌سازی قلب راکتورهای نسل بعدی نیز به کار برده شود. با وجود ویژگی‌هایی که گردش طبیعی با خود به همراه داد و باعث افزایش ایمنی و ساده‌سازی می‌شود ولی طراحی سیستم‌های مبتنی بر این مکانیزم و به ویژه طراحی خنک‌سازی راکتور در طول کار عادی، پیچیدگی‌های خاصی نیز دارد. در این مقاله عملکرد راکتور در شرایط مختلف با استفاده از شبیه‌ساز آژانس بین‌المللی انرژی اتمی شبیه‌سازی شد و نتایج نشان دادند که خنک‌سازی قلب راکتور و برداشت حرارت از آن می‌تواند با استفاده از گردش طبیعی در طول کار عادی راکتور و حتی شرایط حادثه مانند حادثه از دست رفتن برق نیروگاه SBO که پمپ‌ها از کار می‌افتند، به صورت مطلوبی انجام پذیرد.

۵- مراجع:

[۱] Hedayat, A. (۲۰۲۰). A review of advanced SMRs particularly iPWRs regarding safety features, economy issues, innovative concepts, and multi-purpose deployment. Radiation Physics and Engineering, ۱(۴), ۲۹-۵۳.

[۲] Zeliang, C., Mi, Y., Tokuhiko, A., Lu, L., & Rezvoi, A. (۲۰۲۰). Integral PWR-type small modular reactor developmental status, design characteristics and passive features: A review. *Energies*, ۱۳(۱۱), ۲۸۹۸.

[۳] Ingersoll, D. T., & Carelli, M. D. (Eds.). (۲۰۱۴). *Handbook of small modular nuclear reactors*. Elsevier.

[۴] Reyes, J. (۲۰۰۵). *Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants Phenomena, models, and methodology for system reliability assessments* (No. DOE/ID/۱۴۵۵۰).

[۵] Moghanaki, S. K., & Hedayat, A. (۲۰۱۸). Simulation and conceptual analyses of a stable natural core cooling system in an integrated small modular PWR. *Nuclear Engineering and Design*, 332, ۳۵۷-۳۷۳.

[۶] SERIES, T. C. *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual*.

[۷] SERIES, T. C. *Integral Pressurized Water Reactor Simulator Manual: Exercise Handbook*.



تجزیه و تحلیل نوترونیک راکتور ماژولار پیشرفته CAREM25 (کد مقاله: ۱۰۹۰)

فاطمه عیدانی^۱ - داریوش رضایی اوچبلاغ^۱ - افشین هدایت^۲

۱. دانشگاه صنعتی امیرکبیر تهران، دانشکده فیزیک و مهندسی انرژی، گروه مهندسی راکتور
۲. سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

فرآیند انتخاب فناوری برای راکتورهای ماژولار کوچک یکی از چالش‌های حیاتی و تعیین‌کننده در دستیابی به منابع انرژی پایدارتر است. در میان انواع مختلف راکتورهای هسته‌ای مورد استفاده برای تولید برق، راکتورهای SMR به دلیل مزایای منحصر به فرد خود برای این منظور ایده‌آل محسوب می‌شوند. در این مطالعه، ویژگی‌های نوترونیکی راکتور ماژولار CAREM ۲۵ با استفاده از شبیه‌سازی مونت کارلو در کد MCNP ۶ بررسی شده است. یکی از نوآوری‌های مهم در طراحی اصلی این راکتور حذف اسید بوریک از سیستم کنترل بوده که در این تحقیق، تأثیر این تغییر بر توزیع شار و توان نوترونی در شرایط بدون این ماده ارزیابی شده است. پارامترهای کلیدی همچون ضریب تکثیر مؤثر، توزیع شار نوترونی و توزیع توان با استفاده از مدل‌های دقیق محاسبه و تحلیل شدند. نتایج حاصل نشان می‌دهد که رفتار نوترونیکی این راکتور بسیار مشابه یک PWR بزرگ است. به‌ویژه، ضریب پیک توان شعاعی و ضریب پیک توان محلی به ترتیب ۱.۲۹ و ۱.۱۴ به دست آمده‌اند که نشان‌دهنده پایداری بالای توزیع توان در تمامی نقاط راکتور است. این مقادیر حاکی از پتانسیل بالای این راکتور برای ارائه عملکردی پایدار و قابل مقایسه با طراحی‌های بزرگ‌تر هستند. این یافته‌ها بر توانایی بالای چندین SMR در پیشرفت فناوری هسته‌ای و نقش مهم آن‌ها در تحقق انرژی پایدار تأکید می‌کند.

کلمات کلیدی: راکتورهای ماژولار کوچک، محاسبات نوترونیک، مونت کارلو، کد MCNP ۶

Neutronic Analysis of the CAREM-25 Advanced Small Modular Reactor

Fatemeh eidani^{۱*}, Dariush Rezaei Ochablag^۱, Afshin Hedayat^۲

۱. Tehran Amirkabir University of Technology, Faculty of Physics and Energy Engineering, Department of Reactor Engineering
۲. Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Tehran, Iran

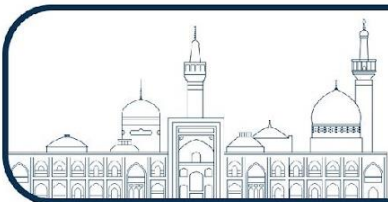
Abstract:

The process of selecting technology for small modular reactors (SMRs) is one of the most critical and decisive challenges in achieving more sustainable energy sources. Among the various types of nuclear reactors used for power generation, SMR reactors are considered ideal for this purpose due to their unique advantages. In this study, the neutronic characteristics of the CAREM²⁵ modular reactor are investigated using Monte Carlo simulations with the MCNP⁶ code. One of the significant innovations in the main design of this reactor is the removal of boric acid from the control system, and its impact on neutron flux and power distributions without this material was analyzed. Key parameters such as the effective multiplication factor, neutron flux distribution, and power distribution were accurately



calculated and analyzed. The results indicate that the neutronic behavior of this reactor is similar to that of a large PWR. Specifically, the radial power peaking factor and local power peaking factor were found to be ۱,۲۹ and ۱,۱۴, respectively, indicating high stability in the power distribution across all points of the reactor. These values highlight the potential of this reactor to offer stable performance comparable to larger designs. These findings highlight the capability of multiple SMRs to advance nuclear technology and contribute significantly to achieving sustainable energy solutions.

Key words: Small Modular Reactor (SMR), Neutronic parameters, Monte Carlo, MCNPX^۶ code



۱ - مقدمه:

راکتورهای ماژولار کوچک^{۱۹} (SMRs)) به دلیل اندازه کوچک‌تر و طراحی ماژولار خود، از سایر انواع راکتورهای هسته‌ای متمایز هستند. بر اساس طبقه‌بندی آژانس بین‌المللی انرژی اتمی^{۲۰} (IAEA)، این راکتورها معمولاً ظرفیتی کمتر از ۳۰۰ مگاوات الکتریکی را در راکتورهای کوچک و بین ۳۰۰ تا ۷۰۰ مگاوات الکتریکی را در راکتورهای متوسط دارند. توسعه و استفاده از چندین SMR به دلیل توانایی آن‌ها در پاسخگویی به نیاز شبکه‌های کوچک‌تر و رشد تدریجی تقاضای انرژی، مورد توجه ویژه قرار گرفته است^(۱). پیش‌بینی می‌شود که طراحی‌های SMR تا سال‌های ۲۰۲۵-۲۰۳۰ برای بهره‌برداری آماده شوند. در این راستا، صنعت هسته‌ای به دلیل نیاز به منابع انرژی پاک، ایمن و قابل اعتماد، تحقیقات گسترده‌ای را بر روی توسعه SMR آغاز کرده است^(۲). یکی از نمونه‌های برجسته این تلاش‌ها، راکتور CAREM-۲۵، اولین راکتور ماژولار کوچک بومی آرژانتین است. این راکتور آب سبک تحت فشار (PWR) با توان تولید ۳۲ مگاوات الکتریکی، توسط سازمان انرژی اتمی آرژانتین^{۲۱} (CNEA)) و شرکت‌های وابسته به دولت طراحی و توسعه یافته است. راکتور CAREM-۲۵ نخستین بار در سال ۱۹۸۴ در یک کنفرانس در پرو معرفی شد. از آن زمان تاکنون، مقالات و گزارش‌های متعددی از تیم طراحی آن منتشر شده است. فرآیند اخذ گواهینامه این راکتور در سال ۲۰۱۲ تکمیل شد و ساخت آن در سال ۲۰۱۴ آغاز گردید^(۳). طراحی خنک‌کننده این راکتور شامل محفظه‌ای یکپارچه و خودفشارنده است که خنک‌کننده را از طریق گردش طبیعی به حرکت درمی‌آورد. این ویژگی، پیچیدگی زیرساخت لوله‌کشی را کاهش داده، نیاز به پمپ‌ها را حذف کرده و احتمال وقوع حوادث ناشی از دست دادن خنک‌کننده را به حداقل رسانده است.

۲ - روش کار:

راکتور CAREM آرژانتین یکی از نخستین راکتورهای ماژولار کوچک آب سبک تحت فشار (PWR) یکپارچه در جهان است که توسط سازمان ملی انرژی اتمی آرژانتین و شرکت‌های وابسته طراحی شده است. این راکتور با توان تولید ۳۲ مگاوات الکتریکی و ۱۰۰ مگاوات حرارتی، برای دستیابی به راندمان بالا، صرفه اقتصادی مناسب، امنیت هسته‌ای بیشتر و بهبود ویژگی‌های ایمنی طراحی شده است. جالب توجه اینکه بیش از ۷۰٪ تجهیزات و فناوری‌های مورد استفاده در این راکتور بومی آرژانتین هستند که به کاهش هزینه‌ها کمک می‌کند^(۴). قلب این راکتور شامل ۶۱ مجتمع سوخت شش ضلعی است که از سوخت اکسید اورانیوم با غنای ۱.۸٪ و ۳.۱٪ بهره می‌برد. هر مجتمع سوخت دارای ۱۰۸ میله سوخت، ۱۸ میله کنترل و یک کانال اندازه‌گیری است. در میله‌هایی که حاوی سم اکسید گادولونیوم هستند، از اکسید اورانیوم طبیعی به‌عنوان سوخت استفاده می‌شود. از ویژگی‌های برجسته این راکتور می‌توان به عدم استفاده از محلول بور برای کنترل راکتور اشاره کرد. برای بهینه‌سازی و کنترل شار نوترونی، از اکسید گادولونیوم به‌عنوان سم نوترونی در برخی میله‌های سوخت استفاده شده است^(۵). ساختار قلب و چینش مجتمع‌های سوخت در شکل ۱ نمایش داده شده است. همچنین مشخصات کلی راکتور شبیه سازی شده و مشخصات مجتمع سوخت راکتور

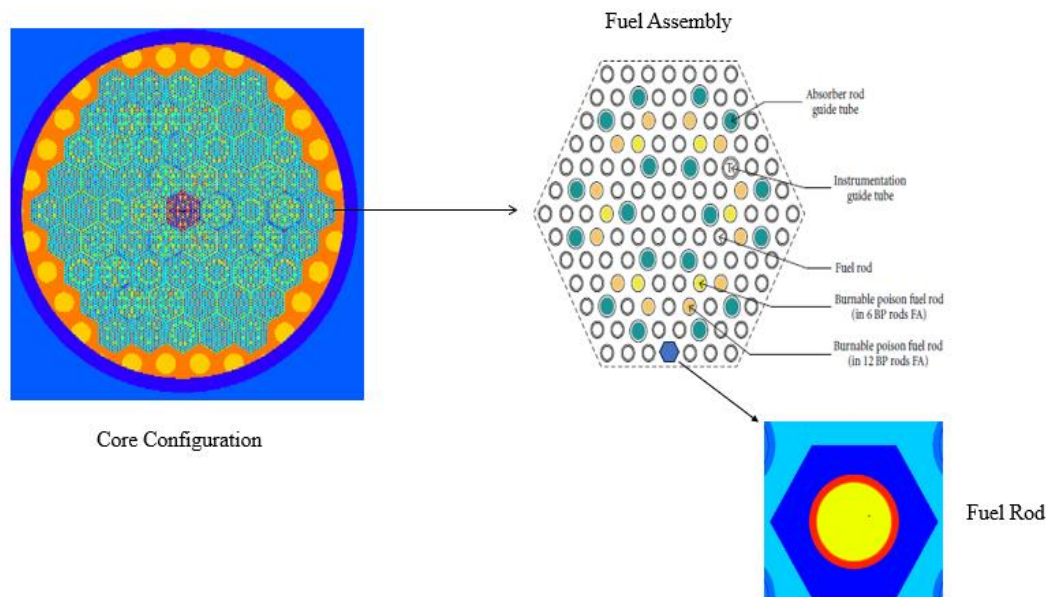
^{۱۹} Small Modular Reactor

^{۲۰} International Atomic Energy Agency

^{۲۱} Commission National Energy Argentina



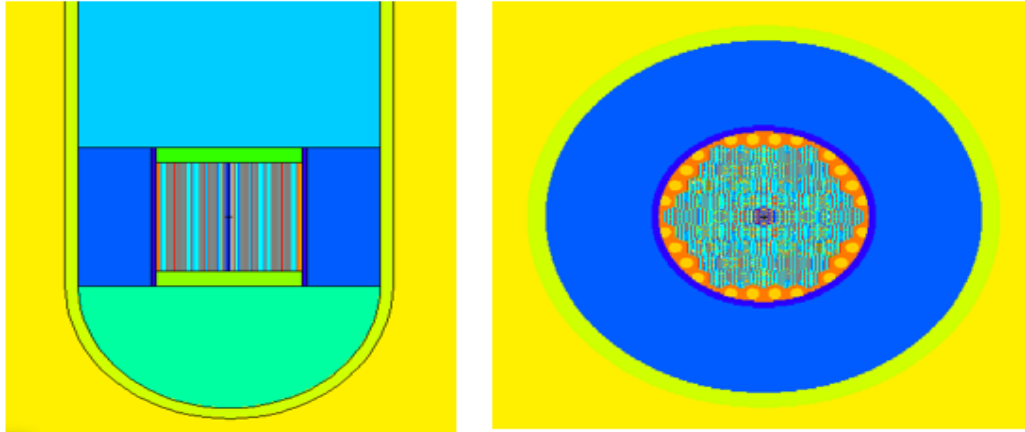
در جدول ۱ داده شده است. از کد MCNP ۶ برای طراحی و شبیه سازی قلب راکتور و ویژگی‌های نوترونیک آن استفاده می‌شود (شکل ۲).



CAREM شکل (۱): ساختار قلب راکتور

CAREM جدول (۲): ابعاد و پارامتر های راکتور

مقدار	پارامتر
۱۰۰ (Mw)	توان حرارتی راکتور
اکسید اورانیوم	نوع سوخت
۱.۸ / ۳.۱	غنای سوخت
۶۱	تعداد مجتمع های سوخت
۷۶ (cm)	شعاع قلب
هگزآگونال (۱۵*۱۵)	هندسه مجتمع های سوخت
۱,۳۸ (cm)	گام شبکه مجتمع های سوخت
۰,۳۸ (cm)	شعاع قرص سوخت
۱۴۰ (cm)	ارتفاع فعال میله سوخت
اکسید گادولینیوم	ماده جاذب سوختنی
۰,۰۶۲۵ (cm)	ضخامت غلاف



۶MCNP بر اساس کد CAREM^{۲۵} شکل (۲): ساختار

۳ - نتایج:

نتایج شبیه‌سازی‌های انجام‌شده با استفاده از کد MCNP^۶، اطلاعات جامعی در مورد ویژگی‌های نوترونیک راکتور CAREM-۲۵ ارائه می‌دهد. مقادیر محاسبه‌شده برای ضریب تکثیر مؤثر (K_{eff}) نشان‌دهنده پایداری و عملکرد مناسب قلب راکتور تحت شرایط طراحی است. علاوه بر این، کسر نوترون‌های تأخیری (β) و مقادیر مرتبط با کنترل راکتور از جمله ارزش میله‌های کنترل و حاشیه خاموش‌سازی به دقت محاسبه شده‌اند و بیانگر کارایی سیستم کنترل راکتور هستند.

HFP در حالت CAREM جدول (۳): پارامترهای نوترونیکی محاسبه شده قلب راکتور

خطای آماری	کد MCNP	پارامتر
۰.۰۰۰۱۷	۱.۱۰۱۶۴	ضریب تکثیر مؤثر قلب بدون ورود میله کنترل
۰.۰۰۰۱۸	۱.۰۰۰۴۱	ضریب تکثیر مؤثر با ورود میله کنترل
-	۰.۰۰۵۱۰۷	کسر نوترون‌های تأخیری
-	۲۲۷۲۱	ارزش تمام میله‌های کنترل
-	۱۳۴۹۵-	حاشیه خاموش‌سازی

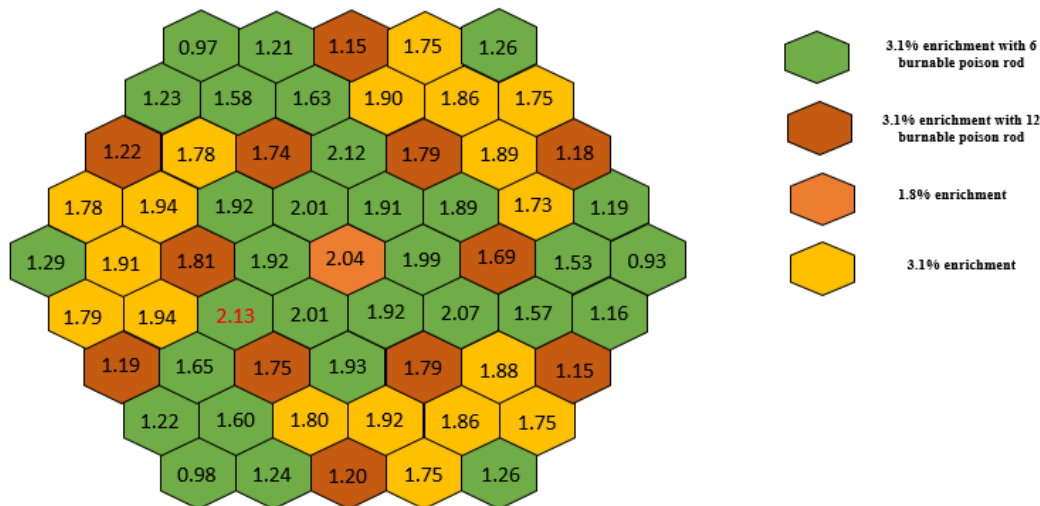


۳-۱- توزیع توان شعاعی

شکل ۳ توزیع توان شعاعی در قلب راکتور CAREM-۲۵ را نشان می‌دهد. این توزیع بر حسب توان تولیدی هر مجتمع سوخت (بر حسب کیلووات) ارائه شده است. به دلیل طراحی متقارن قلب راکتور، توزیع توان نیز به صورت متقارن مشاهده می‌شود. بیشینه توان تولیدی در مجتمع مرکزی قلب برابر با ۲.۱۳ کیلووات است. این مقدار مربوط به مجتمع سوختی با غنای ۳.۱٪ است. این الگوی توزیع ناشی از ترکیب درصد‌های مختلف غنای سوخت (۳.۱٪ و ۱.۸٪) و تعداد میله‌های جذب‌کننده سم سوختی در مجتمع‌ها است. استفاده از سم سوختی اکسید گادولونیوم به توزیع یکنواخت‌تر توان و کاهش نقاط داغ کمک می‌کند. بدین ترتیب ضریب پیک توان حرارتی مجتمع سوخت را می‌توان با استفاده از رابطه ۱ بدست آورد.

ضریب پیک توان شعاعی = ضریب پیک توان کل × ضریب پیک توان محلی

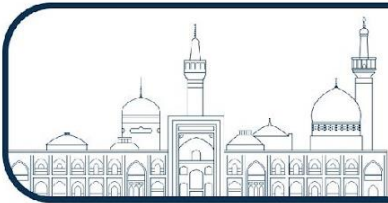
$$= \text{رابطه (۱)} \quad \text{ضریب پیک توان کل} = 1.29 \times 1.14 = 1.47$$



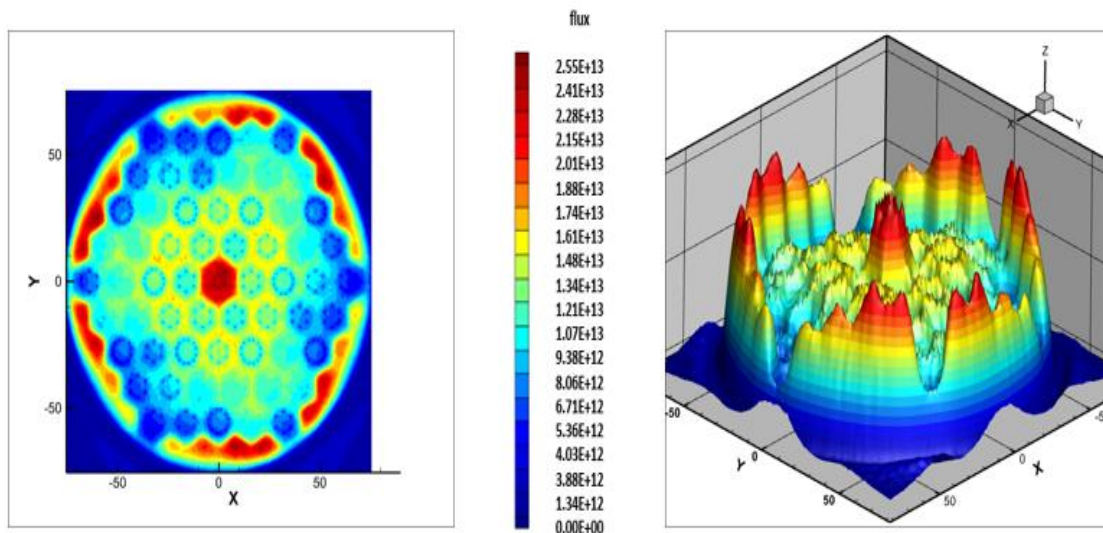
شکل (۳): توزیع توان شعاعی قلب راکتور در حالت HFP

۳-۲- توزیع شار نوترون

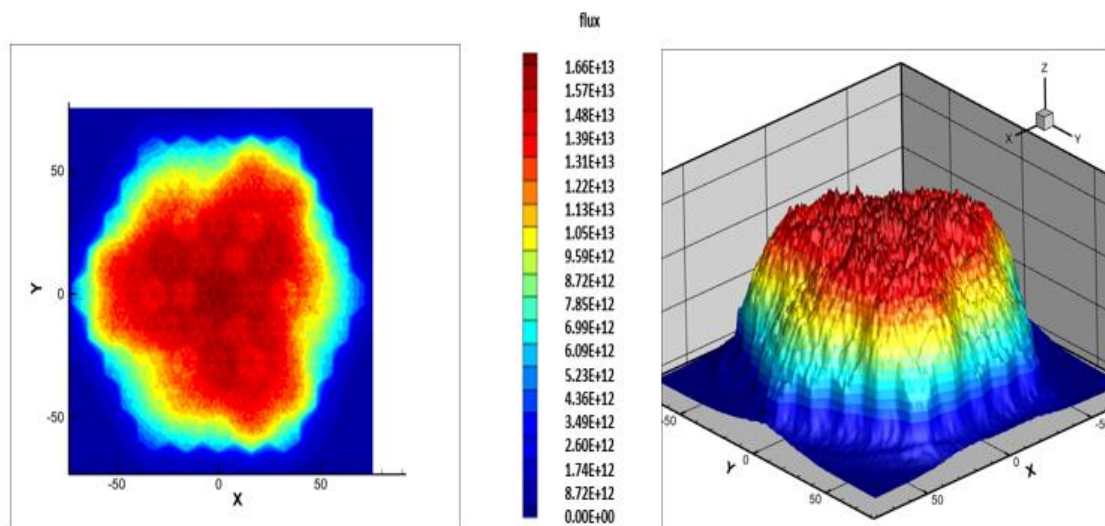
به منظور بررسی نحوه توزیع شار نوترونی در قلب راکتور CAREM-۲۵، توزیع شعاعی و محوری شار در سه بازه انرژی مختلف (ترمال، اپی‌ترمال و سریع) مورد بررسی قرار گرفت. در ابتدا، قلب راکتور به صورت مش‌بندی شعاعی تقسیم‌بندی شد و با استفاده از قابلیت Tally Plot در کد MCNP، توزیع شار نوترونی شعاعی برای این سه بازه انرژی رسم شد. تحلیل این توزیع‌ها نشان داد که شار نوترونی در اطراف قلب نسبتاً یکنواخت بوده و در مرکز قلب نیز تجمع بیش از حد مشاهده نمی‌شود. این الگو نشان‌دهنده مسطح بودن توزیع شار در قلب راکتور است که به دلیل طراحی مناسب سوخت و ویژگی‌های هندسی قلب، نشأت نوترون به کمترین مقدار خود رسیده است. در ادامه، برای بررسی تغییرات شار نوترونی در راستای محوری قلب، نمودار توزیع شار در طول محور راکتور نیز استخراج و برای سه بازه انرژی مورد نظر رسم گردید. این نمودارها نشان‌دهنده بیشینه شار نوترونی



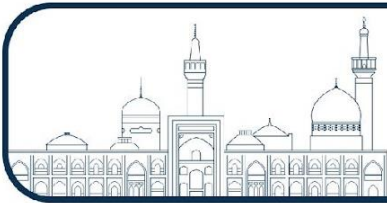
در نزدیکی مرکز قلب و کاهش تدریجی آن در نواحی بالاتر و پایین‌تر است. همچنین، تقارن توزیع شار نوترونی در طول محور قلب، بیانگر طراحی بهینه هندسی و توزیع مناسب سوخت در راکتور است که به افزایش ایمنی و عملکرد نوترونیکی قلب کمک می‌کند.



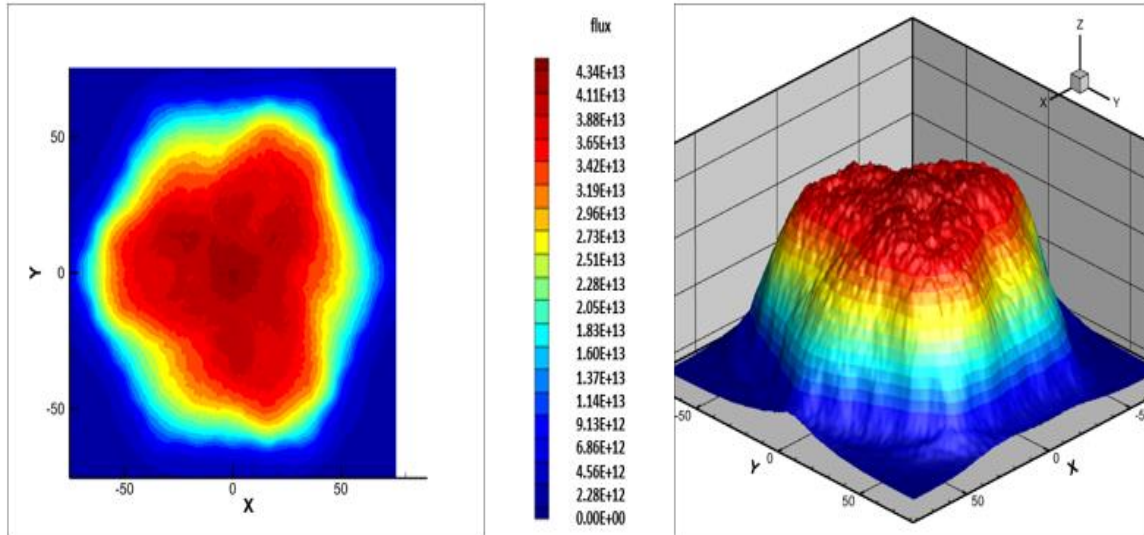
شکل(۴): توزیع شار نوترون حرارتی در راستای شعاعی و در شرایط بحرانی



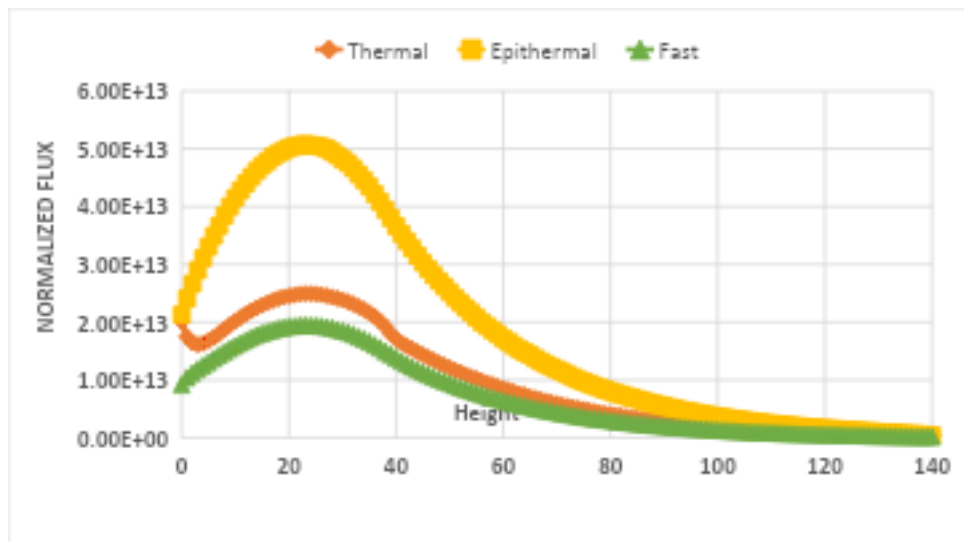
شکل(۵): توزیع شار نوترون اپی ترمال در راستای شعاعی و در شرایط بحرانی



شکل (۶): توزیع شار نوترون سریع در راستای شعاعی و در شرایط بحرانی



شکل (۶): توزیع شار نوترون سریع در راستای شعاعی و در شرایط بحرانی



شکل (۷): CAREM توزیع شار نوترون در راستای محوری قلب راکتور

۴- بحث و نتیجه گیری:

نتایج این مطالعه نشان داد که راکتور CAREM-۲۵، به‌عنوان یک راکتور ماژولار کوچک و پیشرفته، عملکرد نوترونیک مطلوبی ارائه می‌دهد که با طراحی‌های بزرگ‌تر راکتورهای PWR قابل مقایسه است. مقادیر محاسبه‌شده برای ضریب تکثیر مؤثر، ارزش میله‌های کنترل و حاشیه خاموش‌سازی همگی در محدوده‌های ایمن و قابل قبول قرار دارند، که نشان‌دهنده طراحی بهینه این راکتور است. این رویکرد، علاوه بر ساده‌سازی طراحی و کاهش هزینه‌های عملیاتی، ایمنی راکتور را بهبود می‌بخشد. همچنین،



توزیع توان در راستای شعاعی الگوی متقارنی را به دلیل طراحی قلب و ویژگی‌های سوخت نشان می‌دهد، و مقدار فاکتور پیک توان در محدوده ایمن قرار دارد، که به توزیع یکنواخت حرارت در قلب راکتور کمک می‌کند. تحلیل توزیع شار نوترونی در سه محدوده انرژی نیز نشان داد که شار نوترونی در مرکز قلب به بیشینه مقدار خود می‌رسد و الگوی متقارنی دارد. این الگو نشان‌دهنده عملکرد بهینه قلب در توزیع انرژی نوترون‌ها و حفظ ایمنی راکتور است. به‌طور کلی، نتایج این مطالعه قابلیت طراحی CAREM-۲۵ را به‌عنوان یک راکتور کوچک، ایمن و بدون اسید بوریک تأیید می‌کند و نقش آن را به‌عنوان مدلی برای توسعه فناوری‌های آینده در حوزه راکتورهای ماژولار کوچک برجسته می‌سازد. این یافته‌ها می‌توانند در بهینه‌سازی طراحی، کاهش هزینه‌ها و ارتقای پذیرش فناوری چندین SMR در صنعت هسته‌ای مؤثر باشند.

۵- مراجع:

- [۱] Hedayat, A. ۲۰۲۰. A review of advanced SMRs particularly iPWRs regarding safety features, economy issues, innovative concepts, and multi-purpose deployment. *Radiation Physics and Engineering*, ۱(۴), ۲۹-۵۳.
- [۲] Magan, H. Boado, et al. "CAREM project status." *Science and Technology of Nuclear Installations* ۲۰۱۱, ۱ ۲۰۱۱ ۱۴۰۳۷۳
- [۳] Marcel, Christian Pablo, et al. "CAREM-۲۵: A Safe Innovative Small Nuclear Power Plant." (۲۰۱۷).
- [۴] Subki, H. ۲۰۲۰. *Advances in small modular reactor technology developments*
- [۵] Ferraro, Diego. *Cálculo de la exposición de estructuras interiores y recipiente de presión del CAREM ۲۵ mediante MCNP*. Diss. Universidad Nacional de Cuyo, ۲۰۰۹.



سی و یکمین
کنفرانس هسته‌ای ایران
۲۳-۲۵ اردیبهشت ۱۴۰۴ | مشهد



بررسی دقت مدل‌سازی بازتاباننده قلب راکتور نیروگاه اتمی بوشهر و تاثیر آن بر پارامترهای

نوترونیک قلب (کد مقاله : ۱۱۴۴)



تحلیل رفتار خوشه های تهی جای در SiC - C و SiC - H : مطالعه مبتنی بر نظریه تابعی

چکالی (کد مقاله: ۱۱۴۸)

باسعادت، محمدرضا* - عربیه، مسعود^۱

^۱ پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای، سازمان انرژی اتمی ایران، انتهای خیابان کارگر شمالی، تهران

چکیده:

این مطالعه بر ویژگی‌های ساختاری و انرژی خوشه‌های تهی جای در دو نوع پلی‌تایپ SiC به طور گسترده استفاده می‌شود: C-SiC (مکعبی) و H-SiC (شش ضلعی). یک تجزیه و تحلیل جامع بر روی ۶ نوع خوشه خالی متمایز انجام شد، از جمله خوشه های با دو تهی جای، سه تهی جای، و خوشه ای با چهار و پنج تهی جای، که هر کدام دارای چند پیکربندی هستند. انرژی‌های تشکیل (VCFE) و انرژی‌های پیوندی (VCBE) این خوشه‌ها به طور سیستماتیک برای ارزیابی پایداری و تمایل آن‌ها برای تشکیل خوشه محاسبه شدند. نتایج نشان می‌دهد که با وجود تفاوت‌هایی که در رفتار ساختاری و انرژی که به تقارن شبکه مربوط می‌شود، تمام خوشه‌های تهی جای پایداری را نشان می‌دهند.

کلمات کلیدی: خوشه های تهی جای، انرژی تشکیل، انرژی پیوندی، کاربید سیلیکون، پایداری

Comparative Analysis of Vacancy Cluster Behavior in C-SiC and H-SiC : A Density functional theory case study

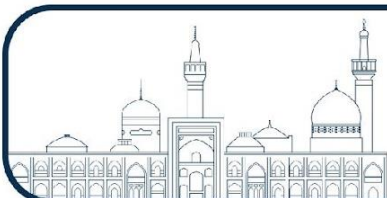
Basaadat, Mohammad Reza^{۱*}, Arabieh, Masoud

^{*} Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Tehran, Iran.

Abstract:

This study focuses on the structural and energetic characteristics of vacancy clusters in two widely utilized SiC polytypes: C-SiC (cubic) and H-SiC (hexagonal). A comprehensive analysis was conducted on six distinct vacancy cluster types, including divacancies, trivacancies, and tetravacancies and pentavacancies, each with multiple configurations. The formation energies (VCFE) and binding energies (VCBE) of these clusters were systematically calculated to evaluate their stability and propensity for aggregation. The results reveal that all analyzed vacancy clusters exhibit stability, with differences in structural behavior and energetics attributed to the unique lattice symmetry of each polytype.

Key words: Vacancy cluster, formation energy, binding energy, SiC, stability



۱ - مقدمه:

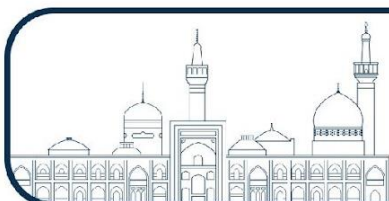
کاربید سیلیکون (SiC) نیمه رسانای پرکاربرد می باشد که به دلیل خواص استثنایی خود، از جمله رسانش حرارتی بالا، پایداری شیمیایی عالی، گاف نواری بزرگ، مقاومت در برابر تشعشعات بسیار مشهور است [۱-۲]. SiC در اشکال کریستالی متعددی وجود دارد که به نام پلی تایپ شناخته می‌شوند، که هر کدام با ویژگی‌های ساختاری و الکترونیکی منحصر به فردی مشخص می‌شوند. در این میان، C-SiC^۳ (مکعبی) و H-SiC^۴ (شش ضلعی) به دلیل ارتباط تکنولوژیکی و کاربردهای متنوع، مورد مطالعه فراوانی قرار گرفته اند [۳]. پلی تایپ C-SiC^۳ در ساختار مکعبی zinc-blend متبلور می شود (گروه فضایی *F43m*، شماره ۲۱۶). اما H-SiC^۴ دارای ساختار کریستالی شش ضلعی است (گروه فضایی *P63mc*، شماره ۱۸۶). در این میان، تهی جای ها به دلیل تأثیر قابل توجه شان بر خواص الکترونیکی و تغییر واکنش پذیری و عملکرد مواد از اهمیت ویژه ای برخوردار می باشند. این کار با هدف ارائه درک عمیق تری از پایداری نقیصه ها و دینامیک خوشه های نقیصه ای، بر روی تشکیل و انرژی های پیوندی خوشه های تهی جای در C-SiC^۳ و H-SiC^۴ تمرکز دارد. یافته های ما نشان می دهد که هر دو پلی تایپ SiC پایداری مکانیکی را در دماهای پایین نشان می دهند.

۲ - روش کار:

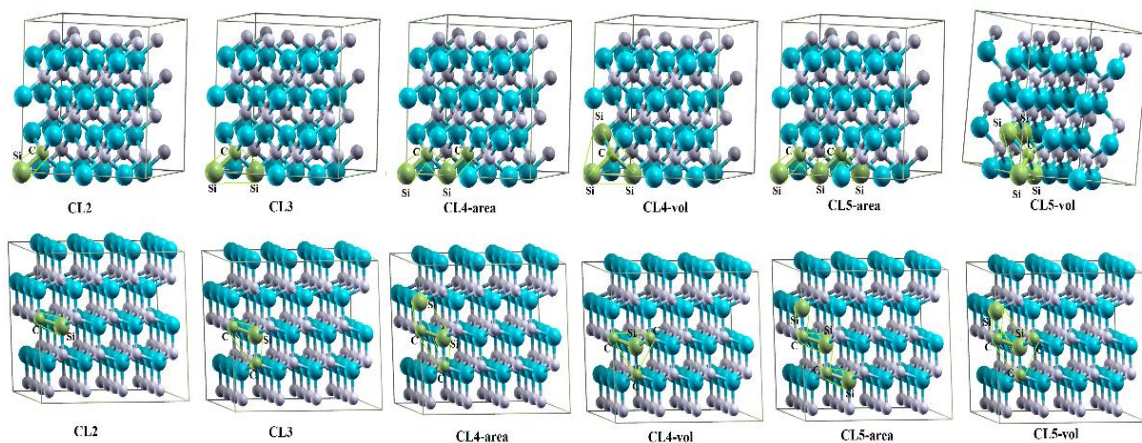
این مطالعه از تئوری تابعی چگالی (DFT) با استفاده از بسته نرم افزاری SIESTA [۴] برای تمام تحلیل های محاسباتی استفاده می کند. تقریب گرادیان تعمیم یافته (GGA) به همراه تابعی Perdew-Burke-Ernzerhof (PBE) [۵] برای توصیف ساختار الکترونیکی، همراه با مجموعه پایه پلاریزاسیون دو زتایی (DZP) استفاده شد. آستانه نیروی همگرایی ساختاری 0.01 eV/\AA در نظر گرفته شد. ابرسلول های ۶۴ اتمی برای C-SiC^۳ و ۱۲۸ اتم برای H-SiC^۴ ساخته شدند، با انرژی قطع 300 Ry برای همه محاسبات اعمال شد. منطقه بریلوئن با استفاده از مش $3 \times 3 \times 3$ برای C-SiC^۳ و $2 \times 2 \times 2$ برای H-SiC^۴ به روش مونخورست-پک مش بندی شد.

۳ - نتایج:

ساختارهای C-SiC^۳ و H-SiC^۴ بطور کامل بهینه سازی شده و پارامترهای شبکه محاسبه شده است. شکل ۱ ساختارهای دو نوع پلی تایپ سیلیکون کارباید را در حضور خوش های مختلف تهی جای نشان داده است. همچنان که ملاحظه می شود اتم های سبز رنگ نشان دهنده فضای خالی اتمها و اتمهای فیروزه ای نشان دهنده اتمهای سیلیکون و اتمهای سفید



مشخص کننده اتم های کربن هستند. این خوشه ها به گونه ای در نظر گرفته شده اند که کمترین سطح یا حجم را اشغال کنند که بطور طبیعی احتمال پایداری چنین خوشه های تهی جای محتملتر است.



شکل ۱. گونه های مختلف خوشه های تهی جای (خوشه های دوتایی، سه تایی، چهارتایی (۲ ساختار) و پنج تایی (۲) ساختار) از ساختارهای $C-SiC_3$ (بالا) و $H-SiC_4$ (پایین).

نتایج محاسبات برای ثابتهای شبکه و انرژی تشکیل تهی جای [۲] درون این ساختارها در جدول یک آمده است. همچنان که ملاحظه می شود تطابق خوبی بین نتایج محاسبه شده و نتایج سایر محاسبات و نتایج تجربی برقرار است.

جدول ۱. ثابتهای شبکه بر حسب آنگستروم و انرژی تشکیل بر حسب الکترون-ولت برای ساختارهای پلی تایپ SiC .

${}^4H-SiC$				${}^3C-SiC$			
VFE(C-rich)	VFE(Si-rich)	c	a	VFE(C-rich)	VFE(Si-rich)	a	
۷.۲۲	۴.۴۶	۱۰.۲۹	۳.۱۴	۷.۱۸	۴.۴۵	۴.۴۵	این کار
۸.۱۱ [۹]	۳.۱۹ [۹]	۱۰.۱۴ [۸]	۳.۱۰ [۸]	۸.۳۰ [۷]	۳.۷۴ [۷]	۴.۳۵ [۶]	DFT
-	-	۱۰.۰۸ [11]	۳.۰۸ [11]	-	-	۴.۳۵ [10]	تجربی

در جدول فوق منظور از VFE(Si/C-rich) وجود تهی جای C/Si به ترتیب می باشد.

به همین ترتیب انرژی پیوندی خوشه های تهی جای [۱۲] از طریق زیر محاسبه شده و در جدول ۲ فهرست شده است.

$$E_b(XY) = E_f(X) + E_f(Y) - E_f(XY) \quad (1)$$



۵ - مراجع:

- [۱] Capano, M.A. and Trew, R.J., ۱۹۹۷. Silicon carbide electronic materials and devices. *MRS bulletin*, ۲۲(۳), pp.۱۹-۲۳.
- [۲] Wesch, W., ۱۹۹۶. Silicon carbide: synthesis and processing. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam inter-actions with materials and atoms*, ۱۱۶(۱-۴), pp.۳۰۵-۳۲۱.
- [۳] Wang, G., Sheng, D., Yang, Y., Li, H., Chai, C., Xie, Z., Wang, W., Guo, J. and Chen, X., ۲۰۲۴. High-quality and wafer-scale cubic silicon carbide single crystals. *Energy & Environmental Materials*, ۷(۴), p.e۱۲۶۷۸.
- [۴] Qin, Y., Wei, Z. and Bai, Y., ۲۰۲۱. Effect of vacancy defects of SnS on gas adsorption and its potential for selective gas detection. *Vacuum*, ۱۸۳, p.۱۰۹۷۹۲
- [۵] Perdew, J.P., Burke, K. and Ernzerhof, M., ۱۹۹۶. Generalized gradient approximation made simple. *Physical review letters*, ۷۷(۱۸), p.۳۸۶۵.
- [۶] Zhao, G.L. and Bagayoko, D., ۲۰۰۰. Electronic structure and charge transfer in ${}^3\text{C}$ -and ${}^4\text{H}$ -SiC. *New Journal of Physics*, ۲(۱), p.۱۶.
- [۷] Gao, F., Weber, W.J., Xiao, H.Y. and Zu, X.T., ۲۰۰۹. Formation and properties of defects and small vacancy clusters in SiC: Ab initio calculations. *Nuclear instruments and methods in physics research section B: Beam interactions with materials and atoms*, ۲۶۷(۱۸), pp.۲۹۹۵-۲۹۹۸.
- [۸] Wang, J., Zhang, L., Zeng, Q., Vignoles, G.L. and Cheng, L., ۲۰۱۰. Surface relaxation and oxygen adsorption behavior of different SiC polytypes: a first-principles study. *Journal of Physics: Condensed Matter*, ۲۲(۲۶), p.۲۶۵۰۰۳.
- [۹] Jiang, S., Li, Y., Chen, Z., Zhu, W., Wu, Q., He, H. and Wang, X., ۲۰۲۲. The effects of defects on the defect formation energy, electronic band structure, and electron mobility in ${}^4\text{H}$ -SiC. *AIP Advances*, ۱۲(۶).
- [۱۰] Zemann, J.J.A.C., ۱۹۶۵. Crystal structures, vol. ۲ by rwg wyckoff.
- [۱۱] Stockmeier, M., Müller, R., Sakwe, S.A., Wellmann, P.J. and Magerl, A., ۲۰۰۹. On the lattice parameters of silicon carbide. *Journal of Applied Physics*, ۱۰۵(۳).
- [۱۲] Basaadat, M.R., Payami, M. and Sheykhi, S., ۲۰۲۳. Analysis of Irradiation Induced Defect Clusterization for Zr-۱٪ Nb Alloy Using Atomistic Simulation. *Journal of Nuclear Research and Applications*, ۳(۲), pp.۱۵-۲۱.



مطالعه تحول و پایداری دینامیکی خوشه‌های تهی جای پلی تایپهای کاربید سیلیکون در دمای بالا (کد مقاله : ۱۱۴۹)

باسعادت، محمدرضا* - عربیه، مسعود^۱

^۱ پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، انتهای خیابان کارگر شمالی، تهران

چکیده:

در این پژوهش، به بررسی دو پلی‌تایپ پرکاربرد ${}^3\text{C-SiC}$ (ساختار مکعبی) و ${}^4\text{H-SiC}$ (ساختار شش‌ضلعی) پرداخته‌ایم تا پایداری و ویژگی‌های خوشه‌های تهی جای با ابعاد مختلف را تحلیل کنیم. با استفاده از شبیه‌سازی‌های دینامیک مولکولی $ab\ initio$ ، شش پیکربندی مختلف خوشه‌های تهی جای شامل جای خالی دوگانه، سه‌گانه، دو نوع چهارگانه، و دو نوع پنج‌گانه به‌طور سیستماتیک مورد مطالعه قرار گرفت. نتایج نشان‌دهنده وجود موانع سینتیکی قابل توجهی است که مهاجرت اتم‌های سیلیکون و کربن به موقعیت‌های آنتی‌سایت را محدود می‌کنند و بر پایداری این عیوب تأکید دارند. با این حال، در یکی از ساختارهای خوشه‌ای ${}^3\text{C-SiC}$ ، مهاجرت مشاهده شد.

کلمات کلیدی: خوشه‌های تهی جای، دینامیک مولکولی، پایداری ساختاری، کاربید سیلیکون

Molecular Dynamics investigation of the Vacancy Cluster Evolution and Stability SiC polytypes at high temperature

Basaadat, Mohammad Reza^{1*}, Arabieh, Masoud

^{*} Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Tehran, Iran.

Abstract:

In this study, we focus on two widely studied polytypes, ${}^3\text{C-SiC}$ (cubic) and ${}^4\text{H-SiC}$ (hexagonal), to explore the stability and properties of VCs of varying sizes. Using ab initio molecular dynamics (MD) simulations, we systematically investigate six different VC configurations, including divacancy, trivacancy, two tetravacancy configurations, and two pentavacancy configurations. The findings reveal significant kinetic barriers that restrict the migration of silicon and carbon atoms to antisite positions, highlighting the stability of these defects. However, there is a migration in one VC structure in ${}^3\text{C-SiC}$.

Key words: Vacancy cluster, molecular dynamics, thermal stability, SiC



۱ - مقدمه:

کاربید سیلیکون (SiC) یک نیمه‌رسانای چندمنظوره با خواص شگفت‌انگیز است که شامل هدایت حرارتی بالا، باندگپ وسیع و مقاومت قوی در برابر آسیب‌های ناشی از تابش می‌شود. این ویژگی‌ها SiC را به گزینه‌ای ایده‌آل برای کاربردهای پیشرفته در محیط‌های سخت، مانند شرایط دمای بالا، تنش بالا و تابش شدید تبدیل کرده است [۱-۳]. SiC در اشکال بلوری مختلف یا پلی‌تیپ‌هایی یافت می‌شود که هر کدام ویژگی‌های ساختاری و الکترونیکی متمایزی دارند. در میان این پلی‌تیپ‌ها، $C-SiC_3$ (مکعبی) و $H-SiC_4$ (شش‌ضلعی) به دلیل کاربردهای فناورانه مهم خود بیش از سایرین مورد مطالعه قرار گرفته‌اند. یکی از جنبه‌های حیاتی عملکرد SiC رفتار عیوب، به‌ویژه حضور و دینامیک تهی‌جای‌ها است که به طور قابل توجهی بر خواص الکترونیکی و حرارتی آن تأثیر می‌گذارد. این مطالعه بر پایداری حرارتی خوشه‌های جای‌خالی (VCS) در $H-SiC_4$ و $C-SiC_3$ در شرایط دمای بالا متمرکز است و بینش‌های کلیدی در مورد تکامل عیوب و عملکرد مواد ارائه می‌دهد. این یافته‌ها به‌ویژه برای استفاده از SiC در محیط‌های سخت هسته‌ای مانند راکتورهای همجوشی، که پایداری مواد تحت شرایط شدید ضروری است، اهمیت دارند.

۲ - روش کار:

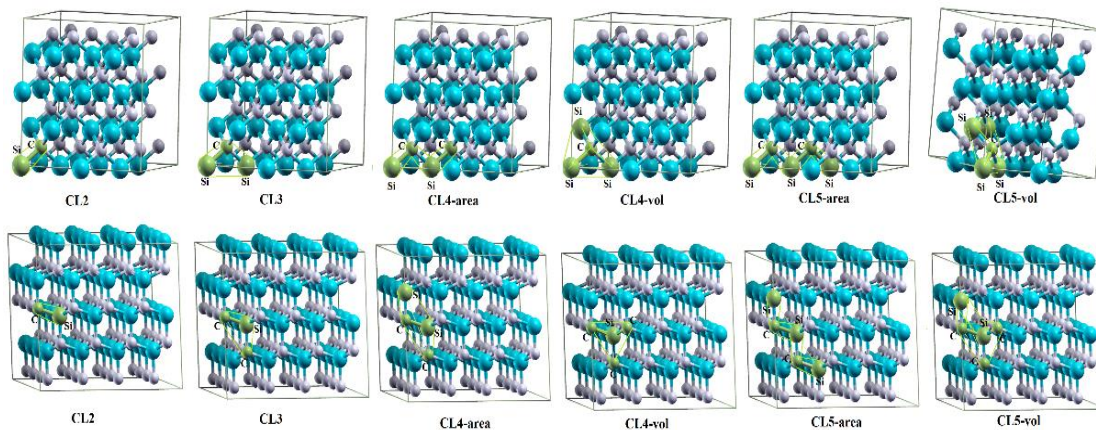
محاسبات نظریه تابعیت چگالی (DFT) با استفاده از بسته نرم‌افزاری SIESTA [۴] برای بررسی خواص ترمودینامیکی خوشه‌های جای‌خالی در پلی‌تیپ‌های SiC انجام شد. تابع PBE (Perdew-Burke-Ernzerhof) [۵] از تقریب گرادیان تعمیم‌یافته (GGA) برای مدل‌سازی ساختار الکترونیکی به‌کار گرفته شد و از مجموعه پایه دوگانه-زتا با قطبش (DZP) استفاده گردید. تلووانس نیروی اتمی به کمتر از ۰.۰۱ الکترون‌ولت بر آنگستروم کاهش یافت. برای محاسبات، ابرسلول‌هایی شامل ۶۴ اتم برای $C-SiC_3$ و ۱۲۸ اتم برای $H-SiC_4$ ساخته شدند و انرژی قطع طول موج به مقدار ۳۰۰ ری‌دبرگ (Ry) تنظیم گردید. ناحیه بریلوئن با استفاده از شبکه‌های Monkhorst-Pack نمونه‌برداری شد و شبکه‌های نقاط k به صورت $2 \times 2 \times 2$ برای $C-SiC_3$ و $1 \times 1 \times 1$ برای $H-SiC_4$ استفاده شدند. شبیه‌سازی‌های دینامیک مولکولی (MD) با استفاده از ترموستات Nose-Parrinello-Rahman انجام شد که دما و فشار را به صورت هم‌زمان کنترل می‌کند. این شبیه‌سازی‌ها در دمای ثابت ۱۰۰۰ درجه سانتی‌گراد، با گام زمانی ۱ فمتوثانیه و به مدت ۱۰۰۰ گام زمانی انجام شدند.

۳ - نتایج:

شکل ۱ نشان دهنده ساختارهای $C-SiC_3$ و $H-SiC_4$ (دو پلی‌تیپ کاربید سیلیکون) را در حضور خوشه‌های مختلف تهی‌جای‌ها نمایش می‌دهد. اتم‌های سبز نشان‌دهنده مکان‌های خالی، اتم‌های فیروزه‌ای نمایانگر سیلیکون و اتم‌های سفید نشان‌دهنده کربن هستند. این خوشه‌ها به گونه‌ای طراحی شده‌اند که کمترین سطح یا حجم ممکن را اشغال کنند، زیرا به صورت طبیعی پایداری چنین خوشه‌های جای‌خالی محتمل‌تر است. برای مطالعه بر رفتار حرارتی و پایداری خوشه‌های تهی‌جای (VCS)



در پلی‌تایپ‌های SiC محاسبه و تجزیه و تحلیل سه پارامتر اساسی در این پژوهش انجام شده است: تابع توزیع شعاعی (RDF) و جابجایی میانگین مربعی (MSD) و تحلیل فاصله بین اتم-تهی جای در تحول ساختاری.



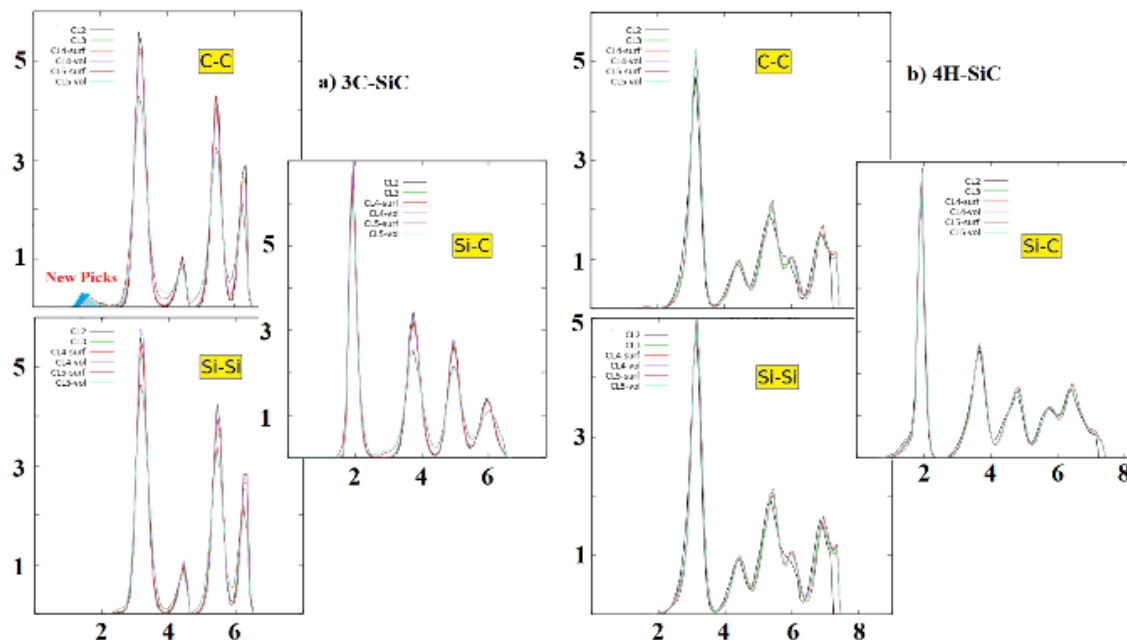
شکل ۱. گونه‌های مختلف خوشه‌های تهی جای (خوشه‌های دوتایی، سه تایی، چهارتایی (۲ ساختار) و پنج تایی (۲) ساختار) از ساختارهای $C-SiC_3$ (بالا) و $H-SiC_4$ (پایین).

۳-۱- تابع توزیع شعاعی (RDF)

تابع توزیع شعاعی (RDF) ابزاری قدرتمند برای تحلیل توزیع اتم‌ها در یک سیستم است. RDFهای مربوط به خوشه‌های تهی جای مختلف در $C-SiC_3$ و $H-SiC_4$ در شکل ۲ نشان داده شده‌اند. مشاهده می‌شود که با افزایش اندازه خوشه جای خالی، شدت قله‌های RDF کاهش می‌یابد. این رفتار به دلیل ارتعاشات حرارتی اتم‌ها در نزدیکی خوشه جای خالی است که باعث پهن‌تر شدن تابع $g(r)$ با افزایش اندازه خوشه می‌شود. علاوه بر این، برای پیکربندی CL5-vol در $C-SiC_3$ ، یک قله جدید با شدت کم $g(r)$ مشاهده می‌شود. این قله به موقعیت جدیدی برای برهم‌کنش‌های کربن-کربن با طول پیوند تغییر یافته مربوط است که احتمال جابجایی اتم‌های کربن در این ساختار را نشان می‌دهد. در $H-SiC_4$ ، برهم‌کنش‌های C-C و Si-Si



تقریباً یکسان هستند که به دلیل موقعیت‌های متقارن آن‌ها در شبکه بلوری است. این شباهت در نمودار RDF مشهود است، جایی که این دو برهم‌کنش حتی در حضور خوشه‌های جای خالی نیز قابل تمایز نیستند.



شکل ۲. تابع توزیع شعاعی مربوط به ساختارهای پلی تایپ کاربید سیلیکون.

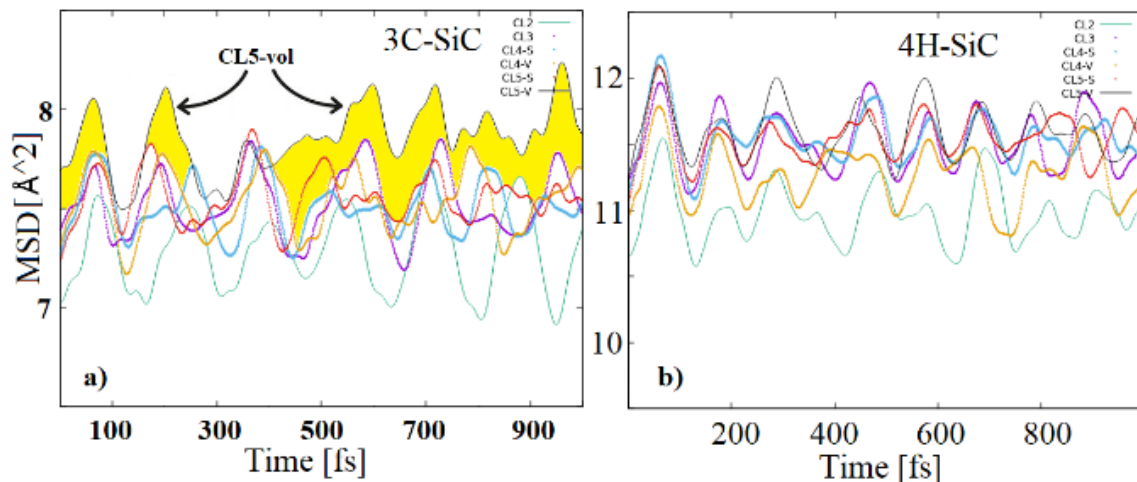
۳-۲- جابجایی میانگین مربعی (MSD)

جابجایی میانگین مربعی (MSD) یک ابزار ریاضی است که برای محاسبه میانگین مربع فاصله طی شده توسط ذرات در یک سیستم طی یک بازه زمانی مشخص به کار می‌رود. این ویژگی برای ارزیابی حرکت پذیری ذرات و تحلیل رفتار انتشار آن‌ها در طول زمان بسیار حائز اهمیت است. مقادیر MSD برای $C-SiC_3$ و $H-SiC_4$ محاسبه شده و در شکل ۳ ارائه شده است. ضریب انتشار آن‌ها با مشتق زمانی MSD متناسب است [۶]. قابل توجه است که به جز خوشه CL^0-vol در $C-SiC_3$ ، حضور خوشه‌های تهی جای تغییری در شکل تابع MSD برای پیکربندی‌های مختلف تهی جای در هر دو پلی تایپ SiC ایجاد نمی‌کند.

یک مشاهده مهم این است که با افزایش اندازه خوشه جای خالی، مقدار MSD نیز افزایش می‌یابد. این موضوع نشان می‌دهد که خوشه‌های جای خالی بزرگ‌تر جابجایی بیشتری برای آن‌ها، به‌ویژه در نواحی نزدیک به خوشه جای خالی، امکان‌پذیر



می‌کنند. برای خوشه CL^0-vol ، شیب تابع MSD در طول زمان تغییر می‌کند، که نشان‌دهنده انتشار قابل توجه اتمی در داخل بلور است. این رفتار بر مهاجرت اتمی در دماهای بالا در سیستم‌هایی با پنج موقعیت خالی در $C-SiC_3$ تأکید دارد.



شکل ۳. جابجایی میانگین مربعی برای ساختارهای حاوی خوشه‌های تهی جای کاربید سیلیکون.

۳-۳- تحلیل فاصله بین اتم-تهی جای

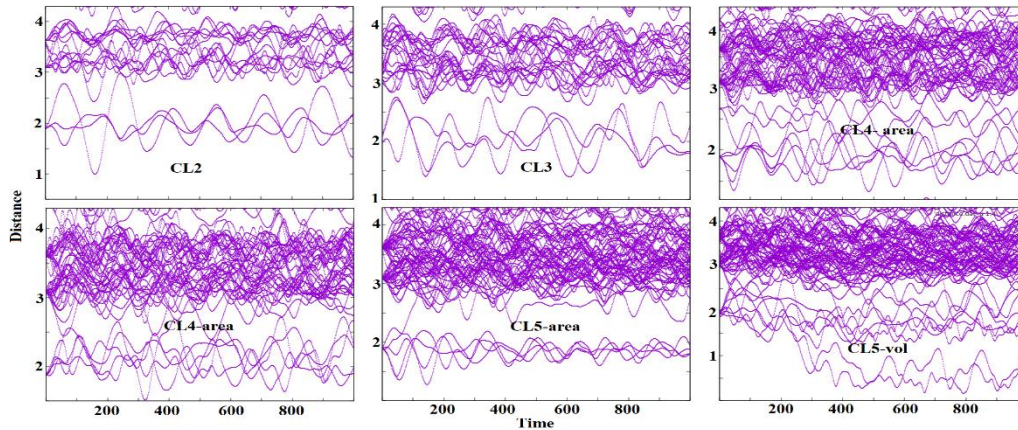
شبیه‌سازی‌های دینامیک مولکولی (MD) برای بررسی پایداری خوشه‌های تهی جای در کاربید سیلیکون انجام شد. برای ارزیابی پایداری این خوشه‌ها، فاصله بین هر اتم و موقعیت‌های خالی در طول شبیه‌سازی MD پایش شد. اگر اتمی مهاجرت کند، فاصله بین اتم و موقعیت خالی به صفر نزدیک می‌شود، که نشان‌دهنده وقوع مهاجرت و ناپایداری خوشه جای خالی می‌باشد. نتایج این تحلیل در شکل‌های ۴ برای $C-SiC_3$ و $H-SiC_4$ به ترتیب نشان داده شده‌اند. همان‌طور که انتظار می‌رود، ناپایداری در $C-SiC_3$ نسبت به $H-SiC_4$ بیشتر می‌باشد.

برای پیکربندی CL^0-vol تحلیل دو مورد را نشان داد که در آن فاصله‌ها تقریباً به صفر کاهش یافتند، که بیانگر مهاجرت اتم‌ها در داخل خوشه جای خالی است. این نتایج نشان می‌دهد که این خوشه در دمای $T = 1000^\circ C$ پایدار نمی‌باشد. این

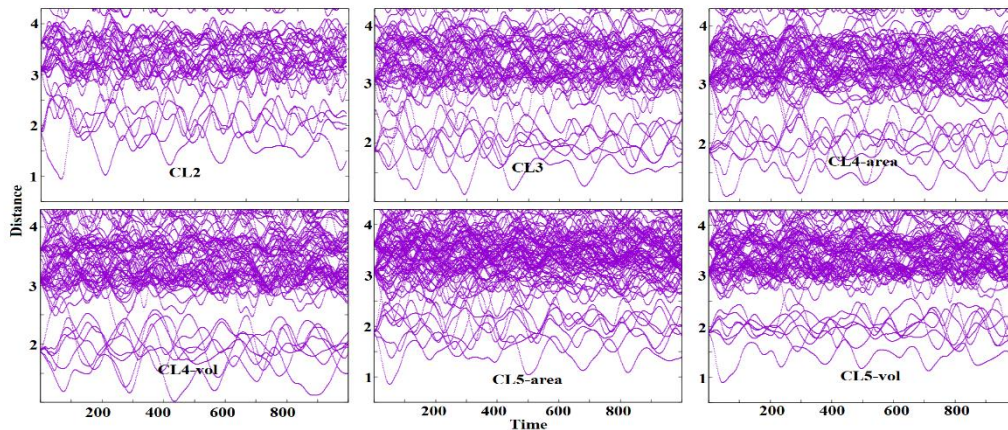


مشاهده با عبور از سد انرژی حدود ۰.۱۱ الکترون‌ولت همراه است. به طور قابل توجهه، هر دو رویداد مهاجرت شامل اتم‌های کربن بودند که به موقعیت‌های آنتی‌سایت سیلیکون مهاجرت کرده و منجر به تشکیل دو آنتی‌سایت کربن (CSi) شدند.

3C-SiC



4H-SiC



شکل ۴. فاصله بین اتم با تپی جای (بر حسب آنگستروم) برای خوشه‌های مختلف تپی جای در پلی‌تایپ‌های کاربید سیلیکون.

۴ - بحث و نتیجه‌گیری:

شبه‌سازی‌های دینامیک مولکولی ابتدا به ساکن برای بررسی تحول دینامیکی خوشه‌های تپی جای حاوی حداکثر پنج جای خالی در ۳C-SiC و ۴H-SiC انجام شد. نتایج، محدودیت‌های جنبشی قابل توجهی را با موانع انرژی فعال‌سازی قابل توجهی که از مهاجرت اتم‌های سیلیکون و کربن به موقعیت‌های آنتی‌سایت جلوگیری می‌کند، نشان دادند. در میان مسیرهای مهاجرت ممکن، آنتی‌سایت‌های کربن به عنوان محتمل‌ترین مقصد برای مهاجرت اتمها ظاهر شدند. این یافته‌ها بینش‌های ارزشمندی را در مورد رفتار نقص و پایداری حرارتی پلی‌تایپ‌های SiC ارائه می‌کنند. این یافته‌ها بینش‌های مهمی در مورد دینامیک خوشه‌های تپی جای در SiC ارائه می‌دهد و بر تمایل اتم‌های کربن به مهاجرت در چنین نقص‌هایی، به‌ویژه در دماهای بالا

تأکید می‌کند. نتایج همچنین مطالعات قبلی را تأیید می‌کند و نقش آنتی‌سایت‌های کربن در ناپایداری خوشه‌های جای خالی را برجسته می‌سازد.

۵ - مراجع:

- [۱] Capano, M.A. and Trew, R.J., ۱۹۹۷. Silicon carbide electronic materials and devices. MRS bulletin, ۲۲(۳), pp.۱۹-۲۳.
- [۲] Wesch, W., ۱۹۹۶. Silicon carbide: synthesis and processing. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam inter-actions with materials and atoms, ۱۱۶(۱-۴), pp.۳۰۵-۳۲۱.
- [۳] Giancarli, L., Bonal, J.P., Caso, A., Le Marois, G., Morley, N.B. and Salavy, J.F., ۱۹۹۸. Design requirements for SiC/SiC composites structural material in fusion power reactor blankets. Fusion Engineering and Design, ۴۱(۱-۴), pp.۱۶۵-۱۷۱.
- [۴] Qin, Y., Wei, Z. and Bai, Y., ۲۰۲۱. Effect of vacancy defects of SnS on gas adsorption and its potential for selective gas detection. Vacuum, ۱۸۳, p.۱۰۹۷۹۲
- [۵] Perdew, J.P., Burke, K. and Ernzerhof, M., ۱۹۹۶. Generalized gradient approximation made simple. Physical review letters, ۷۷(۱۸), p.۳۸۶۵.
- [۶] Zhou, P., Wang, W. and Yu, Z., ۲۰۲۱. Analysis of interface fusion effect between old and new asphalt under plant mixing and cold recycling mode based on molecular dynamics simulation. Materials, ۱۴(۱۶), p.۴۶۳۷



آرانیک؛ نرم‌افزاری توانمند برای مدیریت چیدمان سوخت در قلب رآکتورهای آبی پرفشار (کد مقاله : ۱۱۵۱)

احسان، توکلی*؛ خدیجه، مرتضی‌زاده
مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای، شرکت مسنا

چکیده

با توجه به ضرورت طراحی ایمن و اقتصادی قلب رآکتورها، مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (ANCC) مأموریت یافت تا با شناخت اصول و روش‌های بهینه‌یابی و نیز مطالعه تجارب جهانی، یک نرم‌افزار بومی، تخصصی و صنعتی را برای مدیریت چیدمان سوخت در قلب رآکتورهای PWR توسعه دهد. برآیند پژوهش‌های چندساله این مرکز، نرم‌افزار جامعی به نام آرانیک (ARANIK) است که امکانات کاربردی و ویژگی‌های قابل توجهی را برای یافتن چیدمان بهینه سوخت در قلب رآکتورهای PWR در اختیار مهندسان طراح قلب و ارزیابان ایمنی هسته‌ای می‌گذارد. کاربر این کد می‌تواند همزمان چندین پارامتر نوترونی، ترموهیدرولیکی، ایمنی و اقتصادی را در یافتن چیدمان بهینه در نظر بگیرد. جست‌وجوی بهینه در نسخه ۱.۰ این کد، بر پایه الگوریتم فراابتکاری تبرید تدریجی (SA) استوار است که عملکرد نسبتاً موفقی را به نمایش می‌گذارد. ارزیابی ترمونوترونی هر یک از چیدمان‌های پیشنهادی در فرایند جست‌وجوی بهینه بر عهده دیگر کد توسعه داده شده در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (الوند - ALVAND) گذاشته شده که با کد آرانیک هم‌بسته می‌شود. در این مقاله، اصول کارکرد و شماری از توانمندی‌های این ابزار جست‌وجو معرفی شده و در پایان، خروجی کد برای یک نمونه محک مناسب ارائه می‌شود.

کلمات کلیدی: بهینه‌یابی چیدمان قلب، روش تبرید تدریجی، الگوریتم SA، کد آرانیک ۱.۰، ARANIK 1.0

ARANIK; A comprehensive code for loading pattern optimization of PWRs

Tavakkoli, Ehsan; Mortezaazadeh, Khadijeh

Advanced Nuclear Computing Center (ANCC), MASNA Co., I. R. Iran.

Abstract:

Significant features of ARANIK 1.0, a domestic fuel management tool for loading pattern optimization of reactor cores, are described in brief. ARANIK 1.0 was developed based on Simulated Annealing (SA) search algorithm and is able to control an applied range of working, safety and economic parameters of core during convergence to final solution. The code is currently coupled to ALVAND 1.0 to evaluate each generated pattern and then conducts the loading patterns toward the optimized state based on user requests. Multi-level searching of tuned parameters is also feasible in this code. In addition, multi-target, over-cycle and multi-cycle in-core fuel management are of ARANIK 1.0 best features. Also, both rectangular and hexagonal shaped reactors can be subjected to loading pattern optimization using ARANIK 1.0. A test-case is provided to support the idea, at the end. Examining other proved search algorithms e.g. PSO, HS, ABC etc. plus tuning search settings as well as runtime reduction are our due tasks for future releases of ARANIK.

Keywords: ARANIK, loading pattern optimization, fuel management, simulated annealing, economic design.



اهمیت و پیچیدگی آرایش بهینه قلب

یافتن چیدمان بهینه مجتمع‌های سوخت در قلب راکتورها، پیش‌نیاز اساسی بارگذاری هر چرخه کاری به شمار می‌رود. منظور از «چیدمان بهینه» آرایشی از مجتمع‌های سوخت با غناهای متفاوت در قلب راکتور است که بهترین بهره‌وری و کارایی را با بیشترین ایمنی برای کارکرد راکتور در طول چرخه فراهم کند. با توجه به شمار بسیار زیاد الگوهای چینش مجتمع‌های سوخت در قلب و نیز دخیل بودن پارامترهای زیاد در تعیین آرایش بهینه، این مسئله پیچیدگی بسیار بالایی دارد و با محاسبات ساده و سرانگشتی یا روابط تحلیلی امکان‌پذیر نیست. از این رو، طراحان راکتور نیاز به یک موتور جست‌وجو و ارزیابی چیدمان برای رسیدن به یک طراحی بهینه قلب راکتور دارند. نظر به اهمیت این موضوع و نیاز صنعت هسته‌ای کشور، طراحی و توسعه کد بومی آرانیک برای بهینه‌یابی چیدمان قلب راکتورهای آب‌سبک در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای آغاز شد. این کد، ادامه و برآیند تجربه این مرکز در توسعه الگوریتم‌های بهینه‌سازی قلب بوده و برخی از ویژگی‌های آن با الگوبرداری از کد هلندی ROSA طراحی شده است.

معرفی کد

کد آرانیک ۱.۰ یک ابزار برای بهینه‌یابی چیدمان مجتمع‌های سوخت در قلب راکتورهای آبی است که برای اجرا در محیط ویندوز طراحی شده است. نسخه ۱.۰ از این کد، از روش فراابتکاری SA «تبرید تدریجی»^{۲۲} برای بهینه‌یابی چیدمان بر اساس پارامترهای مختلف ایمنی و اقتصادی بهره می‌برد. برای ارزیابی هر چیدمان، پارامترهای نوترونی و ترموهیدرولیکی قلب توسط کد بومی الوند ۱.۰ (ALVAND 1.0) محاسبه می‌شود که این کد نیز در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای توسعه یافته است. شماری از قابلیت‌های آرانیک ۱.۰ عبارتند از:

بهینه‌یابی قلب راکتورهای آبی با هندسه چهارگوش و شش‌گوش با تقارن‌های مختلف؛

پایش پارامترهای زیر به انتخاب کاربر:

طول چرخه کاری؛

بیشینه ضریب توان در راستای شعاعی و کل قلب؛

بیشینه غلظت بحرانی اسیدبوریک در طول چرخه؛

بیشینه تغییرات درصد انحراف محوری توان بر واحد مصرف سوخت در طول چرخه؛

بیشینه مصرف سوخت مجتمع‌ها در هر چرخه؛

میانگین مصرف سوخت مجتمع‌های بیرون‌رونده از قلب (مصرف نهایی)؛

هزینه بارگذاری قلب؛

^{۲۲} برخی منابع عبارت Simulated Annealing را «تبرید تدریجی» و برخی دیگر «بازپخت شبیه‌سازی‌شده» ترجمه کرده‌اند.



بیشینه ضریب رآکتیویته دمای کندکننده در طول چرخه؛

بیشینه ضریب تکثیر مؤثر مجتمع‌های سوخت خارج شونده از قلب؛

کمینه نسبت توان در چرخه فعلی به چرخه قبلی؛

غنای مجتمع‌های سوخت تازه.

امکان بهینه‌یابی چندسطحی پارامترها در هر چرخه؛

امکان تعریف محدودیت‌های مختلف بر چیدمان سوخت؛

امکان ادامه جست‌وجو در چرخه‌های پی‌درپی تا رسیدن به چرخه تعادلی.

روش بهینه‌یابی

هدف از بهینه‌یابی چیدمان سوخت، یافتن یک آرایش بهینه قلب، با در نظر گرفتن انواع محدودیت‌های ایمنی، اقتصادی و عملیاتی است. به علت تابعیت نامشخص پارامترهای بهینه‌یابی از چیدمان سوخت و شمار نجومی جای‌گشت ممکن مجتمع‌ها در قلب ($\sim N!$) ناگزیر باید از شیوه‌های جست‌وجوی تصادفی با الگوریتم‌های برگرفته از رفتارهای طبیعت (موسوم به فراابتکاری) کمک گرفت. در حال حاضر کد آرانیگ ۱.۰ تنها از روش تبرید تدریجی استفاده می‌کند ولی برای کارایی بیشتر، در توسعه آن از روش‌های دیگر نیز بهره گرفته خواهد شد.

روش تبرید، یک روش جست‌وجوی تصادفی است که نخستین بار، کرک‌پاتریک^{۲۳} و همکاران آن را در سال ۱۹۸۳ برای بهینه‌سازی مسائل غیرخطی معرفی کردند [۱]. جست‌وجو با حدس اولیه برای پاسخ و پارامترهای تنظیمی آغاز می‌شود. در هر مرحله به صورت تصادفی یک پاسخ دیگر تولید شده و پارامترهای دو پاسخ با یکدیگر مقایسه می‌شوند. اگر همه پارامترهای پاسخ جدید از پاسخ پیشین بهتر باشند، پاسخ پیشین حذف و پاسخ جدید جایگزین آن می‌شود. در صورتی که برخی یا همه پارامترهای پاسخ جدید ضعیف‌تر از پاسخ پیشین باشند، آنگاه ممکن است پاسخ جدید با احتمالی متناسب با مقدار اختلاف پارامترهای ضعیف‌تر، پذیرفته شود. این احتمال با رابطه‌ای معروف به معیار متروپولیس^{۲۴} محاسبه می‌شود. هدف از پذیرش احتمالی پاسخ‌های بدتر، جلوگیری از گیر افتادن در بهینه‌های محلی است. بر اساس معیار متروپولیس، احتمال پذیرش یک چیدمان در یک جست‌وجو با N پارامتر بهینه‌یابی ($f_{i=1, \dots, N}$)، از رابطه $(0-1)$ محاسبه می‌شود.

$$P = \prod_{i=1}^N p_i = \prod_{i=1}^N \min \left[1, \exp \left(\lambda_i \frac{f_i^{n+1} - f_i^n}{T_i^n} \right) \right] \quad (0-1)$$

که در این رابطه T مقداری موسوم به دما است که به هر پارامتر دخیل در بهینه‌یابی اختصاص داده می‌شود و به نوعی بازه مجاز تغییرات یک پارامتر را مشخص می‌کند. λ_i که می‌تواند یکی از دو مقدار ± 1 باشد، جهت مطلوب پارامتر (بیشینه یا کمینه) را

^{۲۳} Kirkpatrick

^{۲۴} Metropolis



نشان می‌دهد. پس از پذیرش تعداد مشخصی پاسخ جدید، دمای پارامترها با ضریبی که جزو تنظیمات مسئله است، کاهش می‌یابد. هرچه دمای یک پارامتر کمتر باشد، احتمال پذیرش پاسخی که آن پارامتر در آن ضعیف‌تر شده، کمتر خواهد بود. به این ترتیب، با پیشرفت مسئله و پذیرش پاسخ‌های بهتر هم‌زمان با کاهش دمای پارامترها، احتمال پذیرش پاسخ‌های ضعیف‌تر نیز کاهش می‌یابد که باعث میرایی نوسانات و هم‌گرا شدن پاسخ به چینش بهینه می‌شود.

راستی‌آزمایی نرم‌افزار

برای ارزیابی کارکرد آرانیک ۱.۰ در محک‌های مختلف، خروجی برنامه با همه پاسخ‌های به دست آمده از جست‌وجوی مستقیم مقایسه شده است. در این مقاله از قلب یک رآکتور آبی پرفشار از نوع VVER-1000/v528 با مشخصات مندرج در جدول ۱ به عنوان رآکتور مرجع [۲] استفاده شده است. هدف این محک، سنجش توانایی آرانیک ۱.۰ در یافتن چینش بهینه مجتمع‌ها برای چرخه دوم قلب این رآکتور (با فرض تقارن ۶۰ درجه) است که در آن هم مجتمع تازه و هم مجتمع مصرف‌شده بارگذاری می‌شود. در این محک، به دنبال چینشی هستیم که دو پارامتر زیر در آن هم‌زمان کمینه شده باشند:

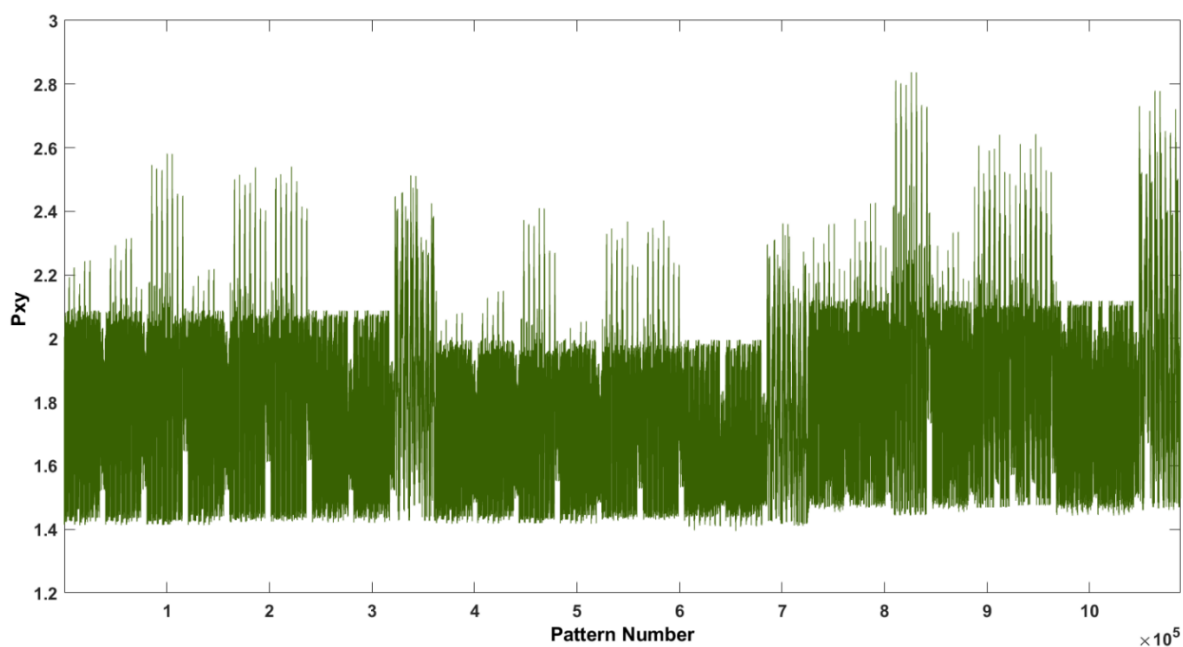
۱. بیشینه ضریب قله توان مجتمع‌های سوخت (Pxy) در طول چرخه، و
۲. بیشینه غلظت بورون محلول در قلب (Max_Bor) در طول چرخه.

جدول ۱: مشخصات طراحی قلب رآکتور VVER-1000/v528 [۲].

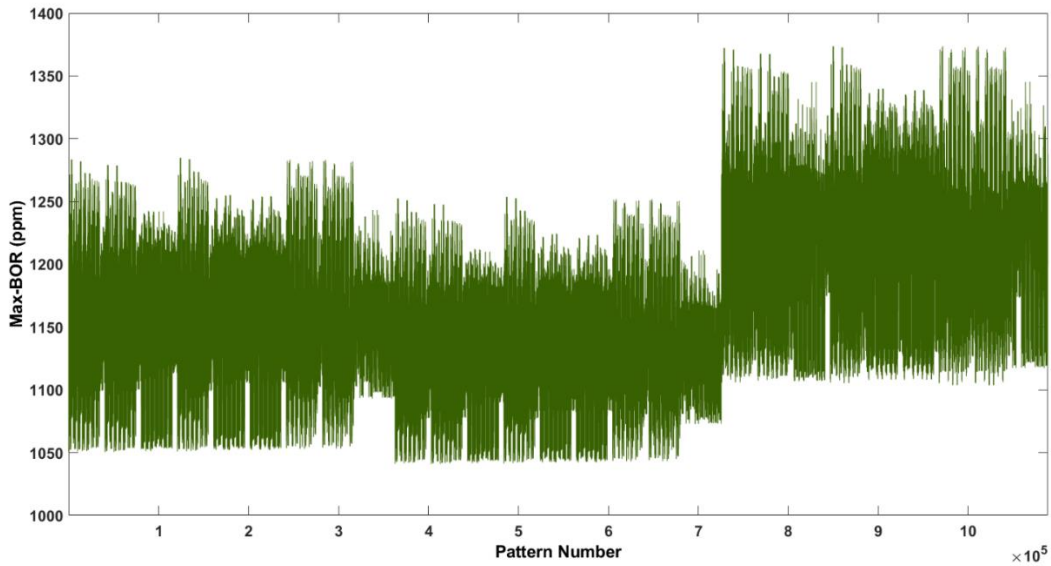
شماره	مشخصه	مقدار	شماره	مشخصه	مقدار
۱	توان حرارتی (MW)	۳۰۰۰	۹	قطر خارجی میله سوخت (cm)	۱٫۲۹
۲	ارتفاع مؤثر قلب (cm)	۳۶۸	۱۰	قطر داخلی میله سوخت (cm)	۱٫۰۹
۳	گام شبکه مجتمع سوخت (cm)	۲۳٫۶	۱۱	تعداد مجتمع‌های سوخت در داخل قلب	۱۶۳
۴	هندسه مجتمع سوخت	شش‌ضلعی	۱۲	تعداد میله‌های راهنما	۱۸
۵	قطر خارجی قرص سوخت (cm)	۰٫۷۶۰	۱۳	تعداد میله‌های اندازه‌گیری	۱
۶	قطر داخلی غلاف سوخت (cm)	۰٫۷۷۳	۱۴	تعداد میله‌های سوخت داخل مجتمع سوخت	۳۱۲
۷	قطر خارجی غلاف سوخت (cm)	۰٫۹۱۰	۱۵	دمای ورودی خنک‌کننده به قلب (°C)	۲۹۰٫۶
۸	ضخامت شکاف (cm)	۰٫۰۰۶۵	۱۶	دمای خروجی خنک‌کننده به قلب (°C)	۳۱۹٫۷



برای راستی‌آزمایی کامل خروجی‌های کد آرانیگ ۱.۰، از نتایج جست‌وجوی مستقیم در فضای کوچک‌شده استفاده شده است. برای کوچک کردن فضای جست‌وجو، جایگاه ۱۹ مجتمع از ۲۸ مجتمع موجود در تقارن یک‌ششم قلب، ثابت در نظر گرفته شده‌اند که این جایگاه‌ها در شکل ۸ با نقطه‌چین مشخص شده‌اند. به این ترتیب، ۹ مجتمع آزاد در قلب چیده خواهد شد، که از میان آن‌ها، ۲ مجتمع سوخت، تازه و ۷ مجتمع دیگر منتقل شده از چرخه پیش هستند. از سویی، در این محک یک مخزن سوخت نیز در کنار راکتور پیش‌بینی شده که درون آن یک مجتمع سوخت تازه با غنایی متفاوت از دو سوخت تازه موجود در قلب، قرار دارد که می‌تواند جای‌گزین سوخت‌های تازه باشد. تعداد جایگشت‌ها یا چیدمان‌های غیرتکراری در جست‌وجوی مستقیم برابر $3 \times 9! = 1,088,640$ است. همه این چیدمان‌ها با استفاده از کد الوند ۱.۰ ارزیابی شده و پارامتر ضریب بیشینه قله توان در مجتمع و همچنین غلظت بور برای آن‌ها به دست آمده است. نمایی از مقادیر این دو پارامتر برای همه چیدمان‌های جست‌وجوی مستقیم در شکل ۶ و شکل ۷ آمده است.



شکل ۶: مقادیر ضریب بیشینه قله توان مجتمع در طول چرخه برای همه چیدمان‌های دامنه جست‌وجو.

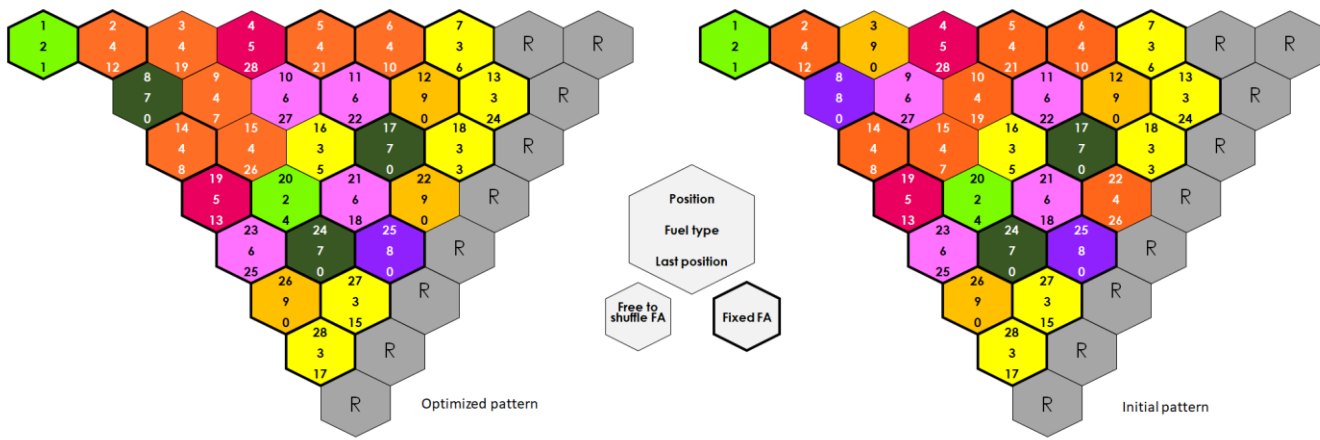


شکل ۷: مقادیر غلظت بور برای همه چیدمان‌های دامنه جست‌وجو.

برای آغاز بهینه‌یابی، بدترین چیدمان یافت‌شده در جست‌وجوی مستقیم به عنوان حدس اولیه به برنامه داده می‌شود. مقدار پارامترهای Max_Bor و Pxy در این چیدمان به ترتیب برابر $۲/۸۴$ و $۱۳۱۷/۷$ ppm است. بهینه مطلق برای این دو پارامتر نیز در جست‌وجوی مستقیم به ترتیب برابر $۱/۳۹۵$ و $۱۰۴۰/۸$ ppm یافت شده است. بنابراین، برای اجرای جست‌وجو مقدار هدف برای دو پارامتر فوق به ترتیب روی $۱/۴۱۹۱$ و $۱۰۴۵/۶$ ppm تنظیم می‌شود. از میان ۱۰۸۸.۶۴۰ چیدمان بررسی‌شده، تعداد ۵ چیدمان این مقادیر هدف را برآورده می‌نمایند. با اطلاعات فوق، کد آرانیک ۱.۰ سه بار به صورت مستقل اجرا شده و نتایج هر سه اجرا در جدول ۲ آمده است. هر سه اجرا مقادیر هدف را برآورد نموده و به یکی از ۵ چیدمان مورد انتظار رسیده است (شکل ۸). نمودار روند همگرایی پارامترهای Max_bor و Pxy بر حسب چیدمان‌های پذیرش شده در یکی از اجراها در شکل ۹ نشان داده شده است. در این شکل، خط افقی سبزرنگ، مقدار هدف مشخص شده را نشان می‌دهد. از این دو نمودار مشخص است که در فرایند جست‌وجو، برای بسیاری از چیدمان‌ها یکی از این دو پارامتر از مقدار هدف تعیین شده عبور کرده است؛ ولی کد آرانیک ۱.۰ تا زمانی که هر دو پارامتر از مقدار هدف عبور نکنند، فرایند جست‌وجو را ادامه می‌دهد.

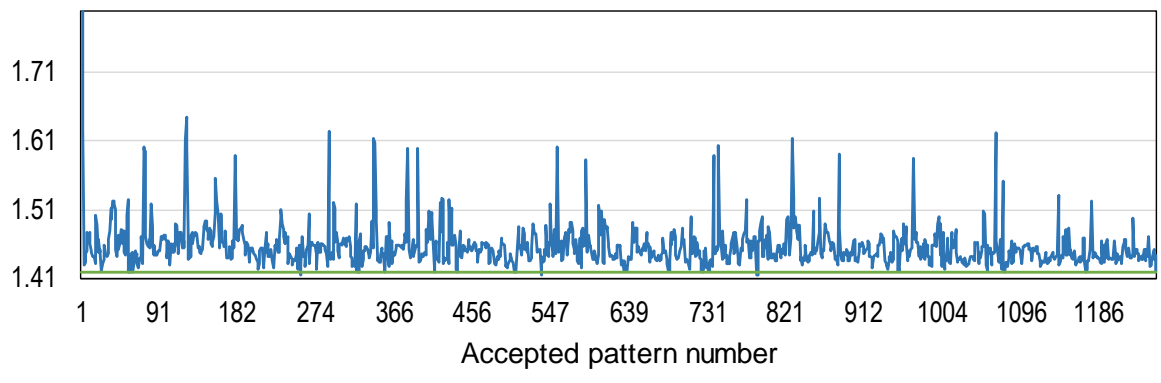
جدول ۲: بهینه‌های گزارش‌شده توسط کد آرانیک ۱.۰ برای پارامترهای Max_bor و Pxy .

Max_bor (ppm)	Pxy	تعداد کل اجراها	شماره اجرا
۱۰۴۵/۵	۱/۴۱۸	۷۲۵۰	۱
۱۰۴۵/۵	۱/۴۱۸	۱۱۰۷۱	۲
۱۰۴۴/۲	۱/۴۱۸	۵۲۲۳	۳

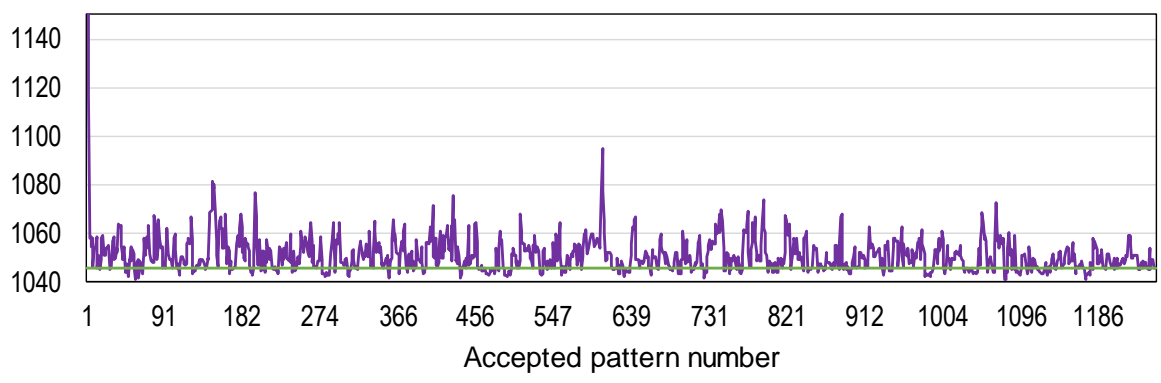


شکل ۸: نمایی از چیدمان اولیه و بهینه‌شده توسط کد آرانیک ۱.۰.

Pxy



Max. Boron (ppm)



شکل ۹: نمودار همگرایی پارامترهای Pxy و Max_bor در اجرای شماره ۱ از جدول ۲.

جمع‌بندی

در این مقاله، ضمن معرفی کوتاه نرم‌افزار آرانیک ۱.۰، توانایی این نرم‌افزار در یافتن چیدمان‌های بهینه در راستای کمینه کردن پارامترهای ضریب بیشینه قله و غلظت بور در یک راکتور قدرت با هندسه شش‌گوش ارزیابی شد. یادآور می‌شویم که روال



راستی آزمایی کد آرانیک ۱۰۰ بسیار گسترده‌تر و پیچیده‌تر از نمونه کوچکی است که در این مقاله کوتاه معرفی شده و این فرایند در اسناد فنی این کد با جزئیات تشریح شده است. این کد امکانات فراوانی در اختیار کاربران (طراحان چیدمان قلب راکتورهای هسته‌ای) قرار می‌دهد که علاقه‌مندان برای آگاهی بیشتر می‌توانند از راه‌های ارتباطی زیر با مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای مکاتبه نمایند:

فهرست مراجع

۱. Yang, X.S., "Engineering Optimization, an introduction with metaheuristic application", JW&S, ۲۰۱۰.
۲. Russian Federation of Atomic Energy, "Preliminary Safety Analysis Report-BNPP2", ۲۰۱۷.

توسعه روش‌های محاسباتی در ارزیابی نوترونی و ترموهیدرولیکی نسل جدید راکتورهای

پیشرفته سریع با خنک کننده سرب مذاب (کد مقاله: ۱۱۶۱)

کوروش رهبری* - داریوش مستی - کامران سپانلو^۱ - احسان ظریفی^۲ و^۳

۱- گروه مهندسی هسته‌ای، واحد بوشهر، دانشگاه آزاد اسلامی، بوشهر، ایران

۲- سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

۳- گروه مهندسی هسته‌ای، واحد علوم و تحقیقات تهران، دانشگاه آزاد اسلامی، تهران، ایران

چکیده:

هدف از این تحقیق، بررسی رفتار نوترونی و ترموهیدرولیکی قلب راکتور پیشرفته *ALFRED* با خنک کننده سرب مذاب می‌باشد. راکتور پیشرفته *ALFRED* یکی از انواع راکتورهای نسل چهارم می‌باشد، که در آن از فلز مذاب سرب به عنوان خنک کننده استفاده می‌شود. به دلیل عدم مشکلات مربوط به خنک کننده‌های سدیمی در راکتورهای نسل قبل، در این کلاس از راکتورها، مدار میانی راکتور حذف گردیده و تاسیسات تولید بخار مانند مولدهای بخار به داخل محفظه تحت فشار راکتور منتقل شده‌اند و ساختار آنها در ابعادهای مختلف مشابه راکتورهای پیشرفته ماژولار شده است. جهت تحلیل این راکتور و بررسی رفتار ترمونوترونیکی آن، در مرحله نخست تغییرات پارامترهای نوترونی نظیر ضریب تکثیر مؤثر و توزیع توان حرارتی با استفاده از کد *MCNPX*، محاسبه گردید. سپس با نوشتن یک کد ترموهیدرولیکی به روش تککانال حرارتی (*SHC*^۱) به پیشبینی رفتار هیدرولیکی حرارتی قلب راکتور *ALFRED* پرداخته شد و پارامترهای ترموهیدرولیکی نظیر توزیع دمای سوخت، غلاف و خنک کننده مورد بررسی قرار گرفت. جهت اعتبار سنجی نتایج حاصل با گزارشات و مقالات مربوط مقایسه شد. مقایسه نتایج نشان داد که همخوانی خوبی با یکدیگر دارند و از درصد خطای کمی برخوردار می‌باشند.

کلمات کلیدی: راکتور پیشرفته *ALFRED*، تحلیل نوترونی، تحلیل ترموهیدرولیکی، روش تککانال حرارتی

^۱ Single Heated Channel



Development of computational methods for neutronics and thermal-hydraulics investigations of new generation advanced fast reactors with molten lead coolant

Korosh Rahbari^{1*} – Darush Masti¹ – Kamran Sepanloo^{2,3} – Ehsan Zarifi^{2,3}

¹ Department of Nuclear Engineering, Bushehr Branch, Islamic Azad University, Bushehr, Iran.

² Reactor and nuclear safety school, Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI), Tehran, Iran

³ Department of Nuclear Engineering, Science and Research Tehran Branch, Islamic Azad University, Tehran, Iran.

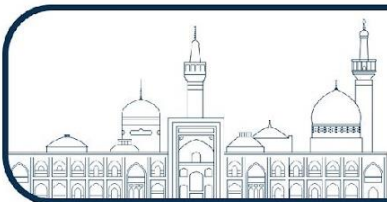
Abstract:

The aim of this study was to investigate the neutronic and thermal-hydraulic behavior of ALFRED Advanced Reactor core with molten lead as a coolant. ALFRED Advanced Reactor is a type of Fourth Generation reactor, which uses lead molten metal as a coolant. Due to problems related to sodium coolant in the previous generation reactors, in this class of reactors, the middle circuit of the reactor was vanished and steam generation facilities such as steam generators were moved into the chamber under reactor pressure vessel similar to advanced Small Modular Reactors (SMRs). In order to analyze this reactor and study its thermo-neutronic behavior, in the first stage, neutron parameters such as effective multiplication factor and thermal power distribution were calculated using MCNPX code. Then, by writing a thermal-hydraulic code in Single Heated Channel (SHC) method, the thermal-hydraulic behavior of the ALFRED reactor core was predicted and thermal-hydraulic parameters such as fuel, clad and coolant temperature distributions were investigated. For benchmarking, the results were compared with related results in reports and papers. Comparison of the results showed a reasonable agreement with other studies and the error percentage is small.

Keywords: ALFRED Advanced Reactor, Neutronic Analysis, Thermal-hydraulic Analysis, Single Heated Channel Method

۱- مقدمه

هدف از این تحقیق بررسی رفتار نوترونی و ترموهیدرولیکی قلب رآکتور ALFRED میباشد. رآکتور پیشرفته ALFRED با خنک کننده سرب مذاب یکی از انواع رآکتورهای نسل چهارم می باشد، که در آن از به عنوان خنک کننده استفاده می شود. در سالهای اخیر تمایل به ساخت رآکتورهای پیشرفته و ایمنی بالا به دلیل نیاز به واحدهای تولیدی در شبکه های برق بخصوص در مناطق دورافتاده و شهرهای کم جمعیت در حال افزایش می باشد. از مشخصه های اصلی رآکتور پیشرفته ALFRED نسبت به رآکتور های متعارف فعلی می توان به ایمنی ذاتی بالا، سادگی تجهیزات، زمان بهره برداری بیشتر، عدم نیاز به سوختگذاری به مدت چند سال، بازدهی و کارایی بالاتر، هزینه بهره برداری کمتر اشاره نمود. این امر و بسیاری دلایل دیگر



سبب گردیده که بسیاری از کشورهای توسعه یافته و برخی از کشورهای در حال توسعه، طرح‌های مفهومی و ابتکاری بسیاری را در این زمینه ارائه و شروع به ساخت و اتصال به برق سراسری نمایند.

۲- روش کار:

در نیم قرن گذشته مجموعه وسیعی از روش‌های قطعی و کدهای کامپیوتری بر مبنای حل معادلات تریبرد نوترون در زمینه طراحی و محاسبات راکتور، توسط مراکز تحقیقاتی هسته‌ای و صنایع مربوط به آن‌ها توسعه داده شده است که تعداد نسبتاً زیادی از آن‌ها در جوامع مختلف گسترش و کاربرد پیدا کرده است. یکی از روش‌های به کار رفته در این نوع راکتورها روش‌های آماری (مونت کارلو) می‌باشد که در ادامه به توضیح آن می‌پردازیم.

- صحت سطح مقطع‌های مورد استفاده، که البته این مشکل در مورد کدهای قطعی نیز وجود دارد.
 - مدل فیزیکی به کار رفته در آن، که البته برای تریبرد نوترون‌های کم انرژی این مسئله از طریق سطح مقطع‌های اندرکنش جزئی سطح مقطع‌های دو دیفرانسیلی و غیره بیان می‌شود.
 - خطای ذاتی آن که مربوط به طبیعت آماری رویدادهای دنبال شده در آن می‌باشد. با این وجود این خطا را می‌توان با افزایش آمار ذرات دنبال شده و بهره‌گیری از کامپیو ترهای سریع بطور قابل ملاحظه‌ای کاهش داد.
- کد MCNPX به عنوان یک کد استاندارد بین‌المللی در زمینه محاسبات راکتورهای سریع مطرح گردید، اقداماتی در راستای اعتبار سنجی نتایج بدست آمده از این کد توسط گروه‌های فعال در این زمینه صورت گرفته است. لیکن از آنجایی که بسیاری از نکات و قواعد فنی موثر در چگونگی بکارگیری این ابزارهای محاسباتی بصورت بهینه هرگز در مقالات و گزارش‌های فنی ذکر نمی‌شود، قبل از انجام هرگونه محاسبات مهندسی، انجام چنین ارزیابی‌هایی برای کلیه تحقیقاتی که به تازگی در حال شکل‌گیری می‌باشند لازم و ضروری می‌باشد.

محاسبات ترموهیدرولیکی راکتور **ALFRED** بامدل تک کانال گرم شونده و زبان فترن روند کاری راکتورهای هسته‌ای به گونه‌ای است که پارامترهای ترموهیدرولیکی نظیر دمای سوخت، دما و چگالی سیال خنک‌کننده بر روی پارامترهای نوترونی مانند توزیع توان و شرایط بحرانی راکتور تأثیر می‌گذارد. با تغییر هر یک از پارامترهای ترموهیدرولیکی، اصول حاکم بر واکنش‌های نوترونی نیز دستخوش تغییر می‌شود. به عنوان مثال تغییر دمای سیال ورودی، چگالی آن را تغییر می‌دهد و تغییر چگالی، باعث تغییر کندکنندگی سیال شده و در نتیجه بر روی نرخ واکنش‌های نوترونی نظیر جذب، شکافت و فرار نوترون تأثیر می‌گذارد و توزیع شار و توان را در قلب راکتور دچار تغییر می‌کند. البته باید متذکر شد که تغییرات توزیع توان نیز منجر به تغییر در توزیع دماها در سراسر قلب خواهد شد. بنابراین، انجام محاسبات ترموهیدرولیکی قلب و دستیابی به پارامترهای ایمنی راکتور، توسط پیوند محاسبات نوترونی و ترموهیدرولیکی از اهمیت بالایی برخوردار است.

۲-۱- محاسبه پارامترهای نوترونی با کد MCNPX

امروزه شبیه‌سازی به عنوان شاخه سوم علم شناخته شده است که در کنار روش‌های تجربی و نظری با استفاده از آن می‌توان سیستم‌های مختلف را بررسی و مطالعه کرد. شبیه‌سازی‌های رایانه‌ای به عنوان بخشی از علوم محاسباتی کاربرد‌های بسیاری در مطالعه فرآیندهای شیمیایی، فیزیکی، زیست‌شناسی و... دارد. مدل‌سازی‌های پارانه‌ای جهت تولید کدهای محاسباتی در شاخه‌های مختلف علوم در حال گسترش می‌باشد. این کدهای محاسباتی براساس روش‌های مختلف ریاضی بنا شده‌اند که



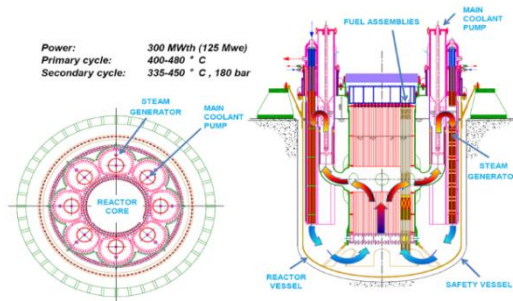
کاربرد گوناگونی در علوم دارند. همچنین کدهای محاسباتی زیادی وجود دارد که براساس روش مونت کارلو عمل می‌کنند، که یکی از پر کاربرد ترین آن‌ها کد MCNPX می‌باشد. اگر چه تمامی کدهای مونت کارلو مثل EGS4، GEANT، MORS، MCNPX، و..... قابلیت‌های شبیه‌سازی سه بعدی سیستم‌های هسته‌ای غیر همگن را دارا می‌باشند. لیکن برخی از خصوصیات کد MCNPX مانند تنوع روش‌های کاهش خطا، استفاده از سطح مقطع‌های متنوع و الگوریتم تراپرد ذرات، قابلیت شبیه‌سازی هندسه‌های پیچیده و غیره باعث شده است که یکی از غنی‌ترین کدها برای محاسبات پارامترهای هر سیستم هسته‌ای باشد.

کد MCNPX یک کد چند منظوره است که بر اساس روش مونت کارلو بیان شده است و می‌تواند برای محاسبات تراپرد ذرات مختلف مورد استفاده قرار گیرد. از جمله موارد کاربرد کد MCNPX می‌توان به رادیوگرافی، فیزیک پزشکی، ایمنی بحرانی هسته‌ای، طراحی و تحلیل آشکارسازها، اکتشاف نفت، طراحی هدف در شتاب دهنده‌ها، طراحی راکتورهای شکافت و همجوشی و غیره نام برد. توانایی محاسبه ویژه سیستم‌های حاوی مواد شکافت پذیر و یا ضریب تکثیر موثر نوترون نیز یکی از خصوصیات ارزشمند این کد است. یکی دیگر از نقاط قوت کد MCNPX داشتن اطلاعات مربوط به انرژی‌های پیوسته است. تمام انواع واکنش‌هایی که نوترون‌ها در برخورد با هسته دارند (شکافت، پراکنده‌ی الاستیک، پراکنده‌ی غیر الاستیک و...) در کد MCNPX در نظر گرفته شده است و کتابخانه‌های سطح مقطع این برهمکنش‌ها موجود است.

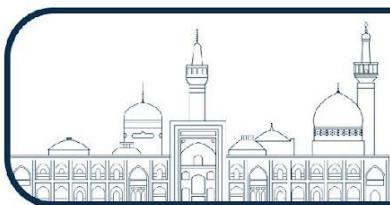
۲-۲- معرفی تکنیکی راکتور ALFRED

همانطور که بیان شد برنامه راکتور ALFRED (Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator) در چارچوب پروژه LEADER می‌باشد. هدف از پروژه ALFRED تجزیه و تحلیل جنبه‌های مختلف فن آوری خنک‌کننده سرب در راکتورهای سریع می‌باشد. بطوریکه این پروژه نقش بسیار مهمی را به عنوان ETDR (European Technology Demonstrator Reactor) در زنجیره کلی این تکنولوژی بازی کند.

طرح راکتور ALFRED شامل یک راکتور سریع با توان ۱۲۵ مگاوات الکتریکی و با خنک‌کننده سرب می‌باشد. در شکل (۱) نمایی از این راکتور نشان داده شده است.



شکل (۱) نمایی از راکتور ALFRED [۳]



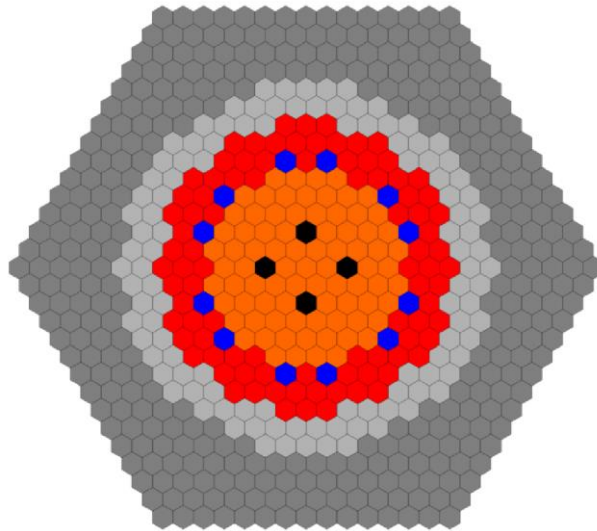
برخی از پارامترهای هندسی رآکتور ALFRED در جدول (۱) آورده شده است. قلب این رآکتور دارای یک شبکه شش ضلعی شامل ۱۷۱ بسته سوخت (FA)، ۱۲ میله کنترل (CR)، ۴ میله ایمنی (SR) و ۱۰۸ میله خالی می باشد. نمایی از قلب این رآکتور در شکل (۲) نشان داده شده است.

۲-۳- جنس و انواع سوخت های استفاده شده در قلب رآکتور ALFRED و درصد غنا :

همانطور که در شکل (۲) نمایه شده است. این رآکتور دارای ۲ نوع بسته سوخت از نوع MOX می باشد. یکی بسته های سوخت داخلی با رنگ نارنجی رنگ که تعداد آنها ۵۷ بسته سوخت از نوع $Pu^{241}+Am$ با غنای پلوتونیم 21.7% درصد اتمی و نوع دوم سوخت ها به رنگ قرمز در لایه خارجی شامل ۱۱۴ بسته سوخت از نوع با ترکیب پلوتونیم و اورانیوم طبیعی به صورت $Pu^{241}+Am+U$ با غنای 27.8% درصد اتمی می باشد.

جدول (۱) مشخصات اصلی رآکتور ALFRED [۳]

Parameter	Unit	Values
Thermal power	MW	300
Active height	cm	60
Pellet hollow diameter	mm	2
Pellet radius	mm	4.5
Gap thickness	mm	0.15
Clad thickness	mm	0.6
Pin diameter	mm	10.5
Wrapper thickness	mm	4
Distance between 2 wrappers	mm	5
Coolant velocity	$m s^{-1}$	~1.4
Lattice pitch (hexagonal)	mm	13.86
Pins per FA	-	127
Inner vessel radius	cm	165



شکل (۲) نمایی از قلب رآکتور ALFRED [۳]

۳- نتایج:

در این تحقیق رآکتور آلفرد با استفاده از اطلاعات موجود توسط کد MCNPX 2.6 شبیه سازی شده است. در این کد قلب رآکتور با استفاده از دستور KCODE که برای چشمه محاسبات بحرانی استفاده می شود با تعداد ۱ میلیون ذره و تعداد ۱۵۰ سیکل شبیه سازی گردید. پارامتر های نوترونی که در این تحقیق محاسبه شده عبارت است از : ضریب تکثیر موثر (K_{eff})، رآکتیویته مازاد (ρ_{ex})، زمان متوسط تولید نوترون (Λ)

۳-۱- محاسبات بحرانی و سنتیک رآکتور ALFRED

محاسبات بحرانی رآکتور با در نظر گرفتن ۱۰٪، ۲۰٪، ۵۰٪ میله های کنترل در داخل قلب و ضریب تکثیر موثر (K_{eff}) در جدول (۲) زیر نشان داده شده است. میزان رآکتیویته مازاد رآکتور هم با استفاده از رابطه زیر عبارت است از:

$$\rho_{ex} = (K_{eff} - 1) / K_{eff}$$

جدول (۲) محاسبات بحرانی و سنتیک رآکتور ALFRED

	CR ۱۰ %	CR ۲۰ %	CR ۵۰ %	CR	ZR+HF
K_{eff}	۱.۰۸۲۵۵	۱.۰۷۴۸۳	۱.۰۴۲۰۰	۱.۰۰۵۸۳	۱.۰۸۸۷۹
ρ_{ex}	۰.۰۷۶۲۵	۰.۰۶۹۶۲	۰.۰۴۰۳۰	۰.۰۰۵۷۹	۰.۰۸۱۵۴
Λ	۰.۹۲۳۷	۰.۹۳۰۳	۰.۹۵۹۶	۰.۹۹۴۲	۰.۹۱۸۴

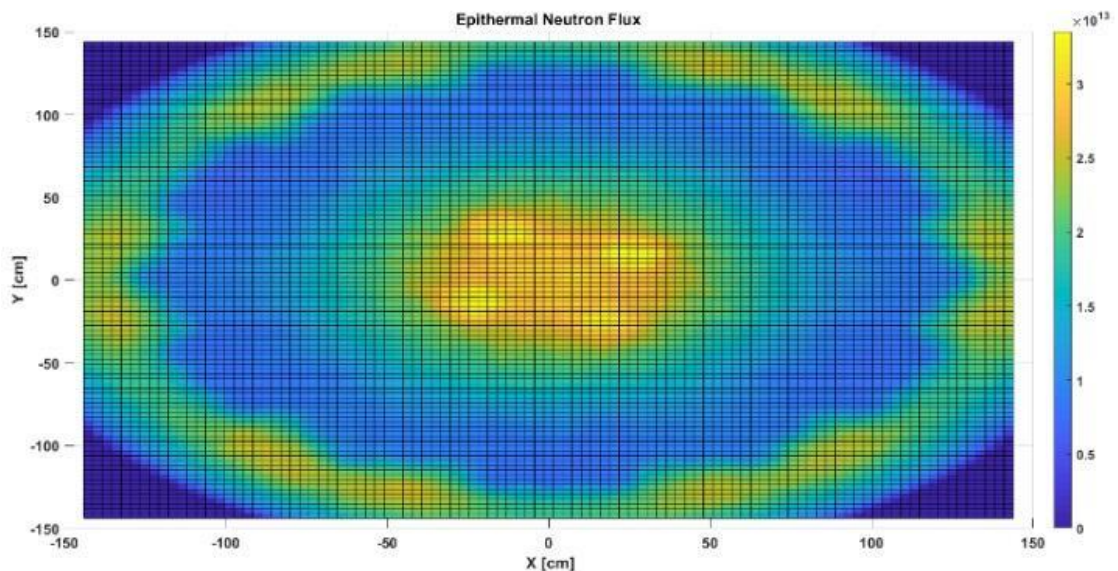
۳-۲- محاسبه توان رآکتور ALFRED



برای محاسبه توان از تالی ۷F استفاده شده است و آدرس هر مجتمع سوخت برای دو نوع سوخت ۲۱.۷٪ و ۲۷.۸٪ در آن درج شده است. نهایتاً خروجی با توجه به توان ۳۰۰ مگاوات رآکتور در تعداد نوترون های کل تولیدی نیز ضرب شده است و خروجی بر حسب وات بر گرم می باشد.

۳-۳- محاسبه شار نوترون رآکتور ALFRED در سه بازه حرارتی

برای محاسبه شار در تمام رآکتور از تالی Mesh استفاده شده است. مختصات X و Y از -۱۴۴ تا ۱۴۴ به بازه های ۲.۸۸ cm تقسیم بندی شده و بازه محور Z از -۷۰ تا ۷۰ به صورت یکپارچه تعریف شده است. شار در سه بازه حرارتی (کمتر از ۰.۰۶۲۵ eV) فوق حرارتی (بین ۰.۰۶۲۵ eV و ۰.۵ keV) و سریع (بیش از ۰.۵ keV) بدست آمده و در شکل نمونه فوق حرارتی آورده شده است.



شکل (۵)- توزیع شار نوترون در بازه فوق حرارتی در قلب رآکتور

۴- بحث و نتیجه گیری:

در این تحقیق، بررسی رفتار نوترونی و ترموهیدرولیکی قلب رآکتور پیشرفته ALFRED با خنک کننده سرب مذاب انجام شد. جهت تحلیل این رآکتور و بررسی رفتار ترمونوترونیکی آن، در مرحله نخست تغییرات پارامترهای نوترونی نظیر ضریب تکثیر مؤثر و توزیع توان برای دو نوع سوخت ۲۱.۷٪ و ۲۷.۸٪ و شار نوترون در بازه فوق حرارتی در قلب رآکتور حرارتی با استفاده از کد MCNPX، محاسبه گردید. جهت اعتبار سنجی نتایج حاصل با گزارشات و مقالات مربوط مقایسه شد. مقایسه نتایج نشان داد که همخوانی خوبی با یکدیگر دارند و از درصد خطای کمی برخوردار می باشند.



- [۱] US DOE (۲۰۰۲). Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, a Technology Roadmap for the Generation IV Nuclear Energy System.
- [۲] Alemberti, A., Carlsson, J., Malambu, E., Orden, A., Cinotti, L., Struwe, D., Agostini, P., Monti, S. (۲۰۱۰). From ELSY to LEADER - European LFR Activities. Transactions of the American Nuclear Society, European Nuclear Conference ۲۰۱۰, Barcelona, Spain, May ۳۰ - June ۲.
- [۳] Gregorini, M. (۲۰۱۲). Conceptual design of the DHR system of the ETDR (ALFRED), LEADER project Task No. ۳,۵
- [۴] Mikityuk, K. (۲۰۱۲). Identification of representative DBC and DEC accident initiators for the ETDR (ALFRED), LEADER project Task No. ۵,۳.
- [۵] Alemberti, A., Frogheri, M., Mansani, L. (۲۰۱۳). The Lead fast reactor Demonstrator (ALFRED) and ELFR design. Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR ۱۳), Paris, France, March ۴-۷.
- [۶] Grasso, G., Petrovich, C., Mikityuk, K., Mattioli, D., Manni, F., Gugiu, D. (۲۰۱۳). Demonstrating the effectiveness of the European LFR concept: the ALFRED core design. Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR ۱۳), Paris, France, March ۴-۷.
- [۷] Bandini G., Bubelis E., Schikorr M., Stempnievicz M., Tucek K., Lázaro A., Kudinov P., Köö K., Jeltsov M., Mansani L. (۲۰۱۳). Safety Analysis Results of Representative DEC Accidental Transients for the ALFRED Reactor, Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR ۱۳), Paper: CN-۱۹۹/۲۶۰, Paris.
- [۸] Damiani, L., Montecucco, M., Pini Prato, A. (۲۰۱۳). Conceptual design of a bayonet-tube steam generator for the ALFRED lead-cooled reactor, Nuclear Engineering and Design, Volume ۲۶۵, Pages ۱۵۴-۱۶۳.
- [۹] Ponciroli, R., Bigoni, A., Cammi, A., Lorenzi, S., Luzzi, L. (۲۰۱۴). Object-oriented modelling and simulation for the ALFRED dynamics, Progress in Nuclear Energy, Volume ۷۱, Pages ۱۵-۲۹.
- [۱۰] Ponciroli, R., Cammi, A., Lorenzi, S., Luzzi, L. (۲۰۱۴). A preliminary approach to the ALFRED reactor control strategy, Progress in Nuclear Energy, Volume ۷۳, Pages ۱۱۳-۱۲۸

بررسی خواص ترمودینامیکی کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن آلایش شده با عنصر تیتانیم تحت فرآیند تابش نوترون با استفاده از شبیه‌سازی دینامیک مولکولی (کد مقاله: ۱۱۶۲)

میرزائی محمدآبادی، فاطمه* - باعدی، جواد* - آزادگان، بهنام^۱ - کوشکی، احسان^۱
۱. دانشگاه حکیم سبزواری، دانشکده علوم پایه، گروه فیزیک

چکیده:

یکی از نتایج مهم تابش نوترون‌های پرنرژی بر روی هدف‌های بلوری، جابجایی اتم‌های ترکیب از محل ثابت خود در شبکه بلوری است که باعث ایجاد آسیب تابشی در شبکه می‌شود. این تابش‌ها می‌توانند به طور قابل توجهی بر یکپارچگی ساختاری



رآکتورهای هسته‌ای تأثیر بگذارند. از این رو طراحی مواد هسته‌ای مقاوم در برابر تابش برای ساخت تأسیسات هسته‌ای حائز اهمیت است. یکی از روش‌های بهبود مقاومت تابشی مواد، استفاده از نانوکامپوزیت‌های دارای سطح مشترک، مانند کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن است. در این پژوهش با استفاده از شبیه‌سازی دینامیک مولکولی، کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن آرایش شده با غلظت‌های مختلف تیتانیوم شبیه‌سازی شده است و مقاومت تابشی این ساختار با ارزیابی رفتار ترمودینامیکی و میزان خسارت‌های ایجاد شده در طول فرآیند تابش‌دهی نوترون مورد بررسی قرار گرفته است. نتایج نشان می‌دهد که آرایش کردن صفحه گرافن با تیتانیوم باعث افزایش مقاومت تابشی ساختار می‌گردد. بررسی تغییرات انرژی‌های مختلف سیستم، می‌تواند اطلاعاتی درباره‌ی رفتار ترمودینامیکی سیستم در مواجهه با تابش فراهم کند.

کلمات کلیدی: تیتانیوم، خواص ترمودینامیکی، سطح مشترک، شبیه‌سازی دینامیک مولکولی، گرافن.

Investigation of the thermodynamic properties of copper-graphene nanolayer composite doped with titanium element under neutron irradiation process use to molecular dynamics simulation

Mirzaei Mohammadabadi, Fatemeh^۱, Baedi, Javad^{۱*}, Azadegan, Behnam^۱, Koushki, Ehsan^۱

^۱. Hakim Sabzevari University, Faculty of Sciences, Physics Department

Abstract:

One of the important results of high-energy neutron radiation on crystalline targets is the displacement of atoms from their fixed positions in the crystal lattice, which leads to radiation defect in the lattice. These radiations can significantly affect the structural integrity of nuclear reactors. Therefore, designing radiation-resistant nuclear materials for the construction of nuclear facilities is crucial. One method to improve the radiation resistance of materials is to use nanocomposites with interface, such as copper-graphene layered nanocomposites. In this research, use to molecular dynamics simulation, copper-graphene layered nanocomposites doped with different concentrations of titanium have been simulated, and the radiation resistance of this structure has been investigated by evaluating the thermodynamic behavior and the number of defects caused during the neutron irradiation process. The results show that doping the graphene sheet with titanium increases the radiation resistance of the structure. Examining the changes in various energy levels of the system can provide information about the thermodynamic behavior of the system when exposed to radiation.

Keywords: Titanium, Thermodynamic properties, Interface, MD Simulation, Graphene.

۱- مقدمه:

گروهی از ذرات مانند نوترون‌ها در اطراف رآکتورهای هسته‌ای، تأسیسات تولید یا استفاده از رادیوایزوتوپ‌های طبیعی یا مصنوعی و همچنین در اطراف شتاب‌دهنده‌های کم‌انرژی مشاهده می‌شوند. این تابش‌ها می‌توانند به طور قابل توجهی بر یکپارچگی ساختاری رآکتورهای هسته‌ای تأثیر بگذارند. در سطح اتمی، تابش می‌تواند اتم‌ها را از موقعیت خود خارج کرده و نقص‌های نقطه‌ای ایجاد کند که ماده را تضعیف کرده و منجر به کاهش خواص مکانیکی مانند کاهش استحکام و افزایش شکنندگی شود. به همین دلیل، پلیمرهای به کار رفته در رآکتورهای هسته‌ای باید قادر به تحمل سطوح بالای تابش‌های هسته‌ای باشند.

طراحی رآکتورها شامل محافظت گسترده‌ای در برابر تابش نوترونی است و انتخاب موادی که در برابر آسیب نوترون مقاوم هستند و خواص فعال‌سازی کمی دارند به کاهش اثرات نامطلوب تابش نوترونی کمک می‌کنند. بنابراین درک و مدیریت



مقاوم‌سازی ساختارها در برابر آسیب حاصل از تابش نوترونی برای عملکرد ایمن و کارآمد رآکتورهای هسته‌ای بسیار مهم است [۱]. مقاوم‌سازی ساختمان تأسیسات در معرض تابش، از اواسط دهه‌ی ۱۹۷۰ و با انجام مطالعات تابش نوترونی بر روی ساختارهای توده^{۲۶} آغاز شده و در سال‌های اخیر به ساختارهای مختلف دیگری از جمله نانو کامپوزیت‌ها^{۲۷}، نانو ساختارها، آلیاژها و ساختارهای دارای مرزدانه^{۲۸} گسترش یافته است. در میان ساختارهای مورد بررسی، ساختارهای دارای سطح مشترک و مرزدانه نسبت به ساختارهای توده و آلیاژها از مقاومت بهتری در برابر تابش برخوردار هستند. همچنین، مطالعات نشان داده است که تابش باعث رشد سریع مرزدانه‌ها می‌شود و خواص مکانیکی ساختار را تضعیف می‌کند، در صورتی که کامپوزیت‌های فلزی چندگانه به دلیل داشتن ناحیه سطح مشترک می‌توانند نقص‌های حاصل از تابش را درون خود جذب نمایند و در برابر تابش مقاوم باشند [۲].

آسیب مواد ناشی از تابش، می‌تواند الگوهای بسیار متنوعی را نشان دهد. ممکن است یک اتم در کریستال در موقعیت خود نباشد، که منجر به ایجاد یک جای خالی^{۲۹} می‌شود و یا ممکن است اتم از موقعیت خود خارج شده و مکانی را اشغال کند که به طور معمول هیچ اتمی در آن قرار نمی‌گیرد که این وضعیت به عنوان بین‌نشینی اتم خودی یا بینابینی^{۳۰} شناخته می‌شود. هم‌همی این نقص‌های ساختاری از طریق جابجایی اتم‌ها در برخوردهای اتمی به وجود می‌آیند و نقص‌های نقطه‌ای (PDS^{۳۱}) را نشان می‌دهند. باید توجه داشت که شکل‌گیری نقص‌های نقطه‌ای یکی از پیامدهای اصلی برهم‌کنش ذرات پرنرژی نظیر نوترون‌ها و ذرات بارداری مثل یون‌ها یا الکترون‌ها با مواد است که این نقص‌ها ناشی از انتقال انرژی پرتو به اتم‌ها می‌باشد. نقص‌های نقطه‌ای می‌توانند در میان ماده انتشار یابند و خوشه‌هایی از بینابینی را تشکیل دهند که این خوشه‌ها باعث تغییر خواص مکانیکی، الکتریکی و ساختاری مواد می‌شوند. زمانی که نوترون با ماده برخورد می‌کند، اتم اولیه ناشی از برخورد سر به سر نوترون (PKA^{۳۲}) را ایجاد می‌کند که این اتم می‌تواند چندین جای خالی و بینابینی در ساختار ایجاد کرده و آبشاری از اتم‌های جابجایی را تشکیل دهد.

در سال ۲۰۱۳، کیم^{۳۳} و همکارانش [۳]، نشان دادند که نانو کامپوزیت‌های فلز-گرافن مانند نانو کامپوزیت مس-گرافن از مقاومت تابشی بسیار خوبی در برابر تابش برخوردار هستند و ویژگی‌های مکانیکی بسیار بالایی دارند به دلیل این که گرافن جزء اساسی ساختار کامپوزیت‌های فلزی چندگانه است که دارای رسانندگی گرمایی بسیار بالایی می‌باشد و توانایی افزایش استحکام کامپوزیت‌های نانو لایه‌ای فلز-گرافن را دارد. همچنین تحقیقات انجام شده بر روی کامپوزیت‌های نانو لایه‌ای فلز-گرافن نشان دادند که نانو لایه‌های گرافن می‌توانند تشکیل سنبله‌ی حرارتی^{۳۴} و رشد آن را کاهش دهند که این اثر با افزایش تعداد لایه‌های گرافن بهبود می‌یابد [۵۴].

علاوه بر مطالب ذکر شده، گرافن قابلیت آرایش شدن با عناصر دیگر را به راحتی دارد. تحقیقات نشان داده‌اند که وجود اتم‌هایی مانند تیتانیوم (Ti) در ساختار گرافن می‌تواند باعث افزایش جذب گازها توسط لایه‌ی گرافن شود به طوری که لایه‌ی گرافن آرایش شده با تیتانیوم نسبت به گرافن خالص، جذب بیشتری برای مولکول‌های No , Co , HCHO , SO_2 دارد [۶].

^{۲۶} Bulk

^{۲۷} Nanocomposites

^{۲۸} Grain Boundary

^{۲۹} Vacancy

^{۳۰} Interstitial

^{۳۱} Point Defects

^{۳۲} Primary Knock-on Atom

^{۳۳} Kim

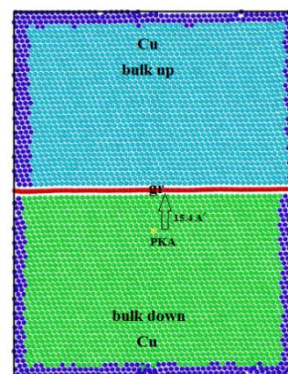
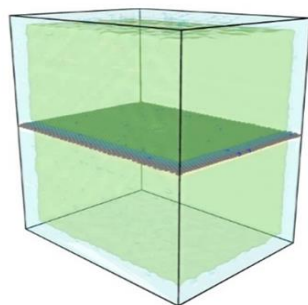
^{۳۴} Thermal Spike



بنابراین مطالعه‌ی کامپوزیت‌های نانو لایه‌ای فلزی شامل گرافن آرایش شده با درصد‌های وزنی مختلف از انواع اتم‌ها مانند تیتانیوم گزینده‌ای مناسب برای بررسی تعداد خسارت‌های ایجاد شده و مقایسه‌ی مقاومت تابشی ساختار خواهد بود.

۲- روش کار:

شبیه‌سازی‌های دینامیک مولکولی (MD^{۳۵}) با استفاده از کد لمپس^{۳۶} برای بررسی خواص ساختاری و انرژی سیستم کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن انجام شد. این سیستم شامل ۲۶۳۴۸۸ اتم است که دارای دو لایه مس با جهت‌گیری‌های بلوری معین می‌باشد که برای درک خواص مکانیکی و گرمایی ضروری است. ناحیه میانی این سیستم شامل یک لایه گرافن است که بین این دو لایه مس قرار گرفته است و شرایط مرزی دوره‌ای به این دلیل اعمال شده است که امتداد بی‌نهایت، بدون اثرات لبه در شبیه‌سازی لحاظ شود. علاوه بر پیکربندی اصلی گرافنی، صفحه گرافن با اتم‌های تیتانیوم در غلظت‌های مختلف شامل ۰/۰۴٪ و ۰/۰۳۵٪ و ۰/۰۳٪ و ۰/۰۲٪ و ۰/۰۱٪ و ۰/۰۰۵٪ وزنی آرایش شد. برای مدل‌سازی دقیق برهم‌کنش‌های بین اتم‌ها در این سیستم، از پتانسیل‌های بین اتمی مختلفی استفاده شد. پتانسیل روش اتم جاسازی شده (EAM^{۳۷}) برای توصیف برهم‌کنش‌های بین اتم‌های مس-مس (Cu-Cu) به کار رفت که برای فلزات مناسب است. برای برهم‌کنش بین اتم‌های کربن-کربن (C-C)، تیتانیوم-تیتانیوم (Ti-Ti) و تیتانیوم-کربن (Ti-C) پتانسیل ترسوف^{۳۸} [۸] انتخاب شد که به خوبی ویژگی‌های پیوندی کربن در گرافن را به تصویر می‌کشد. همچنین، پتانسیل لnard-جونز^{۳۹} (LJ^{۳۹}) [۴] برای برهم‌کنش بین اتم‌های مس-کربن (Cu-C) و مس-تیتانیوم (Cu-Ti) استفاده شد. پیش از شبیه‌سازی فرآیندهای آسیب تابشی، کل سیستم در دمای ۱۰۰ کلوین به تعادل رسید تا اطمینان حاصل شود که به یک حالت پایدار رسیده است. پس از مرحله تعادل، شبیه‌سازی‌هایی برای بررسی اثرات تابش با معرفی اتم PKA با انرژی ۶keV انجام شد. این مرحله، برای درک نحوه ایجاد نقص‌ها و تغییر ساختار ماده در سطح اتمی بسیار مهم است و در نهایت پس از برخورد آبشارهای ناشی از PKA در دمای ۱۰۰ کلوین (برای مشاهده انتقال انرژی بر روی آرایش‌های اتمی)، فرآیند بازپخت انجام شد تا به سیستم اجازه داده شود که از آسیب‌های تحت تابش ایجاد شده بهبود یابد.



- ۳۵ Molecular Dynamic
- ۳۶ LAMMPS (Large-scale Atomic/Molecular Massively Parallel Simulator)
- ۳۷ Embedded-atom method
- ۳۸ Tersoff
- ۳۹ ۱۲-۶ Lennard-Jones

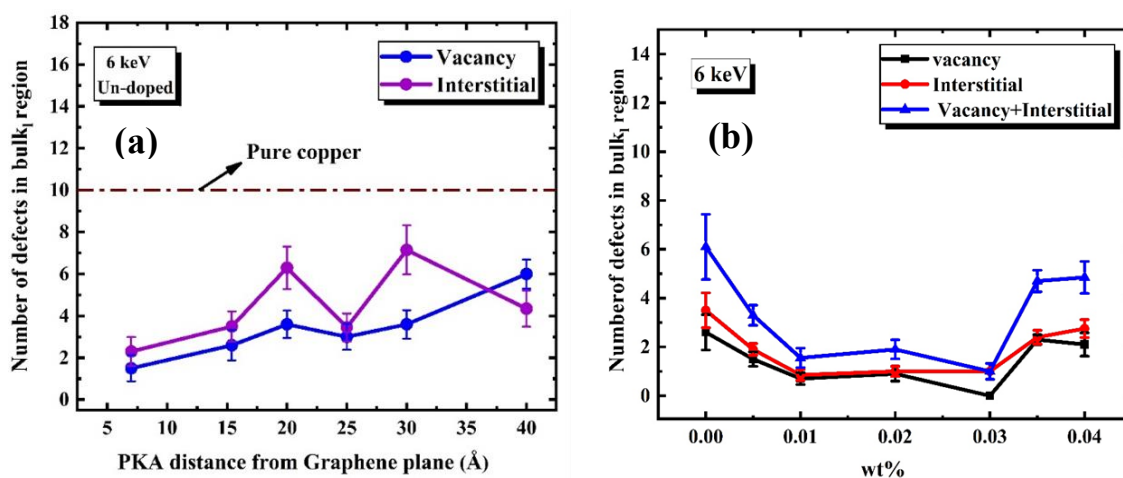


شکل (۱) شماتیکی از سیستم شبیه‌سازی شده کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن آرایش شده با تیتانیوم

شکل (۱) شماتیکی از نانو کامپوزیت Cu-graphene آرایش شده با Ti را نشان می‌دهد. در این ساختار، لایه بالایی و لایه پایینی، مس قرار دارند و لایه گرافن بین این دو لایه مسی جای گرفته است. این لایه گرافن با غلظت‌های مختلف از تیتانیوم آرایش شده است. به عبارت دیگر، اتم‌های تیتانیوم در این سیستم به جای اتم‌های کربن در لایه گرافن قرار گرفته‌اند، که می‌تواند تأثیرات قابل توجهی بر خواص مکانیکی و الکترونیکی نانو کامپوزیت ایجاد کند. این تغییرات به دلیل ویژگی‌های خاص عنصر تیتانیوم و نحوه تعامل آن با ساختار گرافنی می‌تواند بهبود عملکرد نانو کامپوزیت را فراهم آورد. در این شبیه‌سازی، لایه بالایی مس به عنوان ناحیه حجمی بالا ($bulk_U$) و لایه پایینی مس به عنوان ناحیه حجمی پایین ($bulk_I$) در نظر گرفته شده است.

۳- نتایج:

همان‌طور که در شکل (۲-ا) مشاهده می‌شود، برای تمام فاصله‌ها تعداد نقص‌های ناشی از تابش، شامل جای خالی و بینابینی، از مس خالص کم‌تر است. این نتایج نشان می‌دهد که کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن در مقایسه با مس خالص، تحمل بیشتری در برابر تابش دارد. هنگامی که PKA به لایه‌ی گرافن نزدیک‌تر است، مرکز آبخورد با ناحیه سطح مشترک هم‌پوشانی دارد. بنابراین، ناحیه سطح مشترک می‌تواند به عنوان یک جاذب مؤثر برای به دام انداختن و جذب نقص‌های حاصل از تابش عمل کند. بر اساس نتایج به دست آمده از شکل (۲-ا) فاصله بهینه برای انرژی 6 keV در فاصله $15/4 \text{ \AA}$ از صفحه گرافن است. لازم به ذکر است که مقادیر ارائه شده در این شکل شامل داده‌های میانگین همراه با نوارهای خطای انحراف استاندارد می‌باشد.



شکل (۲): (a) تعداد نقص‌های نقطه‌ای (جای خالی و بینابینی) بر حسب فاصله‌ی PKA از صفحه گرافن برای ناحیه‌ی حجمی پایینی ($bulk_I$) و (b) تعداد نقص‌های نقطه‌ای بر حسب غلظت‌های مختلف تیتانیوم برای ناحیه‌ی حجمی پایینی ($bulk_I$)

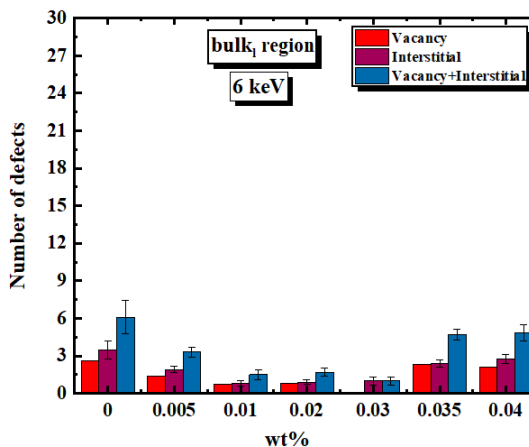
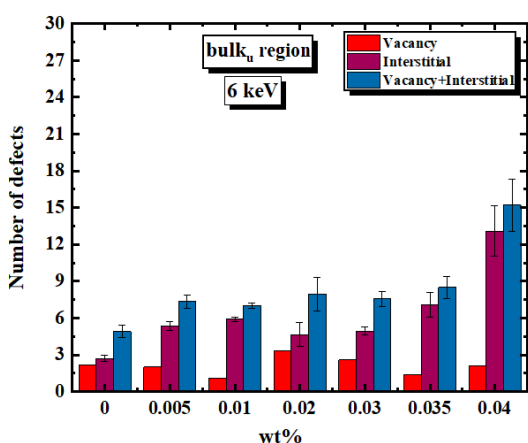
در شکل (۲-ب) تعداد نقص‌های نقطه‌ای در ناحیه‌ی حجمی پایینی برای غلظت‌های مختلف تیتانیوم در فاصله‌ی بهینه، برای انرژی 6 keV رسم شده است. همان‌طور که مشاهده می‌شود، برای تمام غلظت‌ها تعداد نقص‌های باقی مانده در کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن آرایش شده با تیتانیوم، از مس خالص کم‌تر است که کم‌ترین تعداد نقص‌های نقطه‌ای باقی‌مانده ناشی از



PKA با انرژی ۶ keV در غلظت ۰/۰۳٪ وزنی رخ داده است و در غلظت‌های بیشتر شامل ۰/۰۳۵٪ و ۰/۰۴٪ وزنی، تعداد جای خالی و بینابینی افزایش یافته

شکل (۳) تعداد نقص‌های نقطه‌ای بر حسب غلظت‌های متفاوت تیتانیوم در نواحی حجمی بالا و پایین ($bulk_{II}$) و ($bulk_I$)

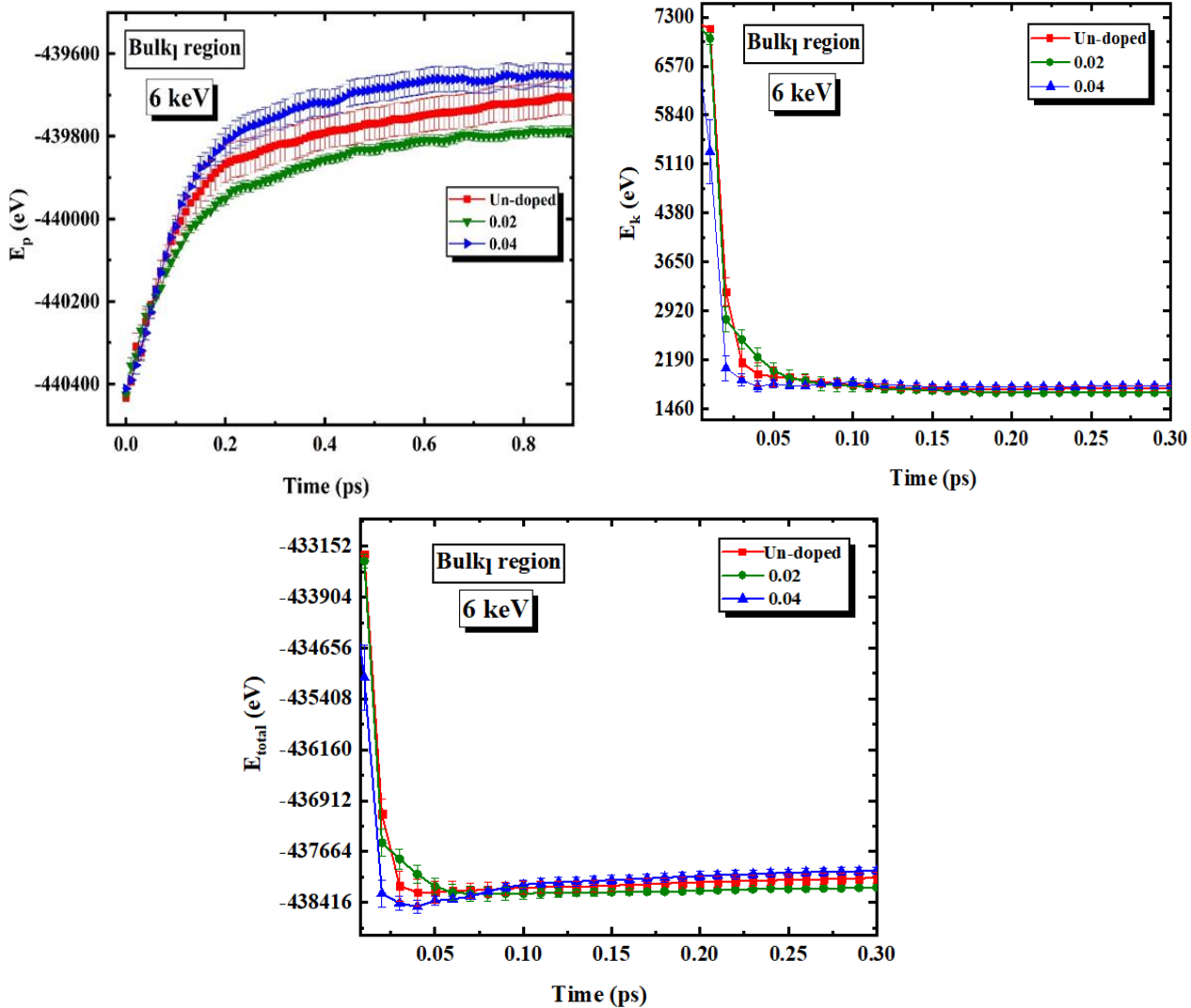
است. بنابراین می‌توان گفت آرایش کردن صفحه‌ی گرافن با تیتانیوم تا یک غلظت مشخص، تعداد نقص‌ها را نسبت به کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن بدون آرایش شده کاهش می‌دهد.



شکل (۳) نمودارهای ستونی تعداد نقص‌های نقطه‌ای باقی‌مانده در نواحی حجمی بالا و پایین بر حسب غلظت‌های مختلف تیتانیوم در فاصله بهینه $15/4 \text{ \AA}$ از صفحه گرافن را نشان می‌دهد. تعداد نقص‌ها در ناحیه‌ی حجمی پایین در مقایسه با ناحیه‌ی حجمی بالا کاهش یافته است، که نشان می‌دهد ناحیه سطح مشترک به طور مؤثری نقص‌ها را جذب کرده است.

در شکل (۴) نمودار انرژی جنبشی، انرژی پتانسیل و انرژی کل (انرژی جنبشی + انرژی پتانسیل) بر حسب زمان در سه غلظت مختلف تیتانیوم شامل غلظت‌های بدون آرایش، ۰/۰۲٪ و ۰/۰۴٪ وزنی برای ناحیه‌ی حجمی پایین ترسیم شده است. هر نقطه‌ی داده در شکل (۴) نشان‌دهنده میانگین ۱۰ اجرای مستقل MD در سیستم است که به منظور افزایش دقت آماری انجام شده‌اند. نتایج نشان می‌دهد که برای هر سه غلظت، در ابتدای فرآیند برخورد آبشاری انرژی جنبشی اتم‌ها افزایش یافته و به حداکثر مقدار خود رسیده و پس از زمان تقریباً ۰/۱ ps به حالت پایدار رسیده است. در زمان‌های اولیه، انرژی پتانسیل به سرعت افزایش می‌یابد که ناشی از جنبش اتم‌های مس است.

انرژی پتانسیل نقش بسیار مهمی در شکل‌گیری نقص‌های نقطه‌ای در هنگام برخورد PKA و همچنین میزان نقص‌ها در حالت پایدار نهایی دارد. بر اساس تحقیقات انجام شده [۹]، اگر انرژی پتانسیل اتم‌ها در کریستال بیشتر از مقدار تعادل باشد، اتم‌ها به عنوان نقص شبکه در نظر گرفته می‌شوند. مطابق شکل (۴) غلظت ۰/۰۲٪ وزنی از دو غلظت دیگر ۰/۰۴٪ وزنی و بدون آرایش شده پایدارتر است. همچنین، انرژی کل اتم‌ها پس از یک دوره کوتاه، تقریباً بین ۰/۰۵ ps تا ۰/۱ ps تثبیت می‌شود. واضح است که تغییر در انرژی کل اتم‌ها نشان‌دهنده تغییر احتمالی در انرژی پتانسیل و انرژی جنبشی آن‌ها است.



شکل (۴) روند انرژی جنبشی (E_k)، انرژی پتانسیل (E_p) و انرژی کل (E_{total}) بر حسب زمان در سه غلظت مختلف تیتانیوم آلیش شده برای ناحیه‌ی حجمی پایین ($bulk_1$)

۴- بحث و نتیجه گیری:

در این پژوهش، مقاومت تابشی کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن آلیش شده با درصد‌های وزنی مختلف تیتانیوم با استفاده از شبیه‌سازی دینامیک مولکولی مورد تحقیق قرار گرفت و تأثیر ناخالصی تیتانیوم در صفحه گرافن برای کنترل تعداد نقص‌های ناشی از تابش مانند جای خالی و بینابینی بررسی شد. نتایج نشان داد که تیتانیوم آلیش شده می‌تواند به طور قابل توجهی بر مقاومت تابشی کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن تأثیر بگذارد که برای برخی غلظت‌های تیتانیوم میزان نقص‌ها به علت عملکرد ناحیه سطح مشترک در جذب نقص‌ها، کاهش می‌یابد. همچنین در این مطالعه، خواص ترمودینامیکی ساختار در طول فرآیند تابش‌دهی مورد مطالعه قرار گرفت که روند کاهش انرژی پتانسیل، کاهش میزان نقص‌های نقطه‌ای را در برخی غلظت‌ها تایید کرد. نتایج این مطالعه نشان داد که آلیش تیتانیوم می‌تواند مقاومت تابشی کامپوزیت نانو لایه‌ای مس-گرافن را بهبود بخشد.



- [۱] Gibson JA, Piesch E. Neutron monitoring for radiological protection.
- [۲] McPhie MG, Capolungo L, Dunn AY, Cherkaoui M. Interfacial trapping mechanism of He in Cu–Nb multilayer materials. *Journal of nuclear materials*. ۲۰۱۳ Jun ۱; ۴۳۷(۱-۳):۲۲۲-۸.
- [۳] Kim Y, Lee J, Yeom MS, Shin JW, Kim H, Cui Y, Kysar JW, Hone J, Jung Y, Jeon S, Han SM. Strengthening effect of single-atomic-layer graphene in metal–graphene nanolayered composites. *Nature communications*. ۲۰۱۳ Jul ۲; ۴(۱):۲۱۱۴.
- [۴] Huang H, Tang X, Chen F, Yang Y, Liu J, Li H, Chen D. Radiation damage resistance and interface stability of copper–graphene nanolayered composite. *Journal of Nuclear Materials*. ۲۰۱۵ May ۱; ۴۶۰:۱۶-۲۲.
- [۵] Huang H, Tang X, Chen F, Liu J, Sun X, Ji L. Radiation tolerance of nickel–graphene nanocomposite with disordered graphene. *Journal of Nuclear Materials*. ۲۰۱۸ Nov ۱; ۵۱۰:۱-۹.
- [۶] Zhang HP, Luo XG, Lin XY, Lu X, Leng Y, Song HT. Density functional theory calculations on the adsorption of formaldehyde and other harmful gases on pure, Ti-doped, or N-doped graphene sheets. *Applied surface science*. ۲۰۱۳ Oct ۱۵; ۲۸۳:۵۵۹-۶۵.
- [۷] Mishin Y, Mehl MJ, Papaconstantopoulos DA, Voter AF, Kress JD. Structural stability and lattice defects in copper: Ab initio, tight-binding, and embedded-atom calculations. *Physical Review B*. ۲۰۰۱ May ۲۱; ۶۳(۲۲):۲۲۴۱۰۶.
- [۸] Plummer G, Rathod H, Srivastava A, Radovic M, Ouisse T, Yildizhan M, Persson PÅ, Lambrinou K, Barsoum MW, Tucker GJ. On the origin of kinking in layered crystalline solids. *Materials Today*. ۲۰۲۱ Mar ۱; ۴۳:۴۵-۵۲.
- [۹] Buchan JT, Robinson M, Christie HJ, Roach DL, Ross DK, Marks NA. Molecular dynamics simulation of radiation damage cascades in diamond. *Journal of Applied Physics*. ۲۰۱۵ Jun ۲۸; ۱۱۷(۲۴).



مطالعه ی اثرات هیدروژن بر هدایت حرارتی فونونی زیر کونیوم با استفاده از روش گرین –

کوبو (کد مقاله : ۱۱۷۴)

رجبی، محمد^۱-حسنوند، مریم* -اسدی اسدآباد، محسن^۲-امیرخانی، محمدامین^۲

۱. دانشگاه صنعتی اصفهان، دانشکده فیزیک

۲. سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

هدایت حرارتی آلیاژهای زیر کونیوم که به عنوان غلاف‌های سوخت هسته‌ای به کار می‌روند، تحت تأثیر شرایط سخت کاری راکتور کاهش می‌یابد. این مسئله بر ایمنی و عملکرد بهینه ی این غلاف‌ها اثرگذار است. در این پژوهش، با استفاده از روش گرین-کوبو و شبیه‌سازی دینامیک مولکولی، اثرات حضور هیدروژن بر هدایت حرارتی فونونی زیر کونیوم (Zr) در دمای $K 600$ و دو حالت رقیق و غلیظ بررسی شده است. در حالت رقیق، تأثیر مقادیر $\% 5-10$ اتمی هیدروژن بر زیر کونیوم و در حالت غلیظ، رسوب هیدریدی $\epsilon-ZrH$ با قطرهای $1-5\text{ nm}$ مطالعه شده است. نتایج این پژوهش نشان می‌دهد، هیدروژن هم به صورت منفرد و هم به صورت هیدریدهای زیر کونیومی به‌طور چشمگیری هدایت حرارتی فونونی زیر کونیوم را کاهش می‌دهد. به ازای مقدار یکسانی از هیدروژن، گرچه هیدروژن‌های منفرد به دلیل دارا بودن مراکز پراکندگی بیشتر برای فونون‌ها تأثیر بیشتری در کاهش کاپا دارد، اما روند کاهشی آن با افزایش غلظت هیدروژن به سرعت اشباع شده و فقط در غلظت‌های پایین یا زمانی که رسوبی تشکیل نشده است، نقش مهمی ایفا می‌کند.

کلمات کلیدی: هدایت حرارتی فونونی - آلیاژ زیر کونیوم-روش گرین-کوبو-رسوب $\epsilon-ZrH_2$

Study of the Effects of Hydrogen on the Phonon Thermal Conductivity of Zirconium Using the Green-Kubo Method

Rajabi, Mohamad¹ - Hassanvand, Maryam^{1*} - Asadi Asadabad, Mohsen², Amirkhani, Mohamad Amin²

¹Department of physics, Isfahan University of Technology, ۸۴۱۵۶-۸۳۱۱۱, Isfahan, Iran

²Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, Tehran, Iran

Abstract:

The thermal conductivity of zirconium alloys, which are used as nuclear fuel cladding, is reduced under the harsh operating conditions of the reactor. This issue impacts the safety and optimal performance of these claddings. In this study, using the Green-Kubo method and molecular dynamics simulation, the effects of hydrogen presence on the phonon thermal



conductivity of zirconium (Zr) at a temperature of ۶۰۰ Kelvin were examined in both dilute and concentrated states. In the dilute state, the effect of ۱ to ۵ atomic percent of hydrogen on zirconium and, in the concentrated state, the deposition of ϵ -ZrH₂ hydride with diameters of ۱ to ۵ nanometers were studied. The results of this study indicate that hydrogen, both in the form of single atoms and as zirconium hydrides, significantly reduces the phonon thermal conductivity of zirconium. For an equal amount of hydrogen, although single hydrogen atoms have a greater impact on reducing kappa due to having more scattering centers for phonons, this reduction trend is quickly saturated with increasing hydrogen concentration and only plays a significant role at low concentrations or when no precipitation has formed.

Key words: Phonon Thermal Conductivity, Zirconium Alloys, Green-Kubo Method, ϵ -ZrH₂ Hydride Precipitates

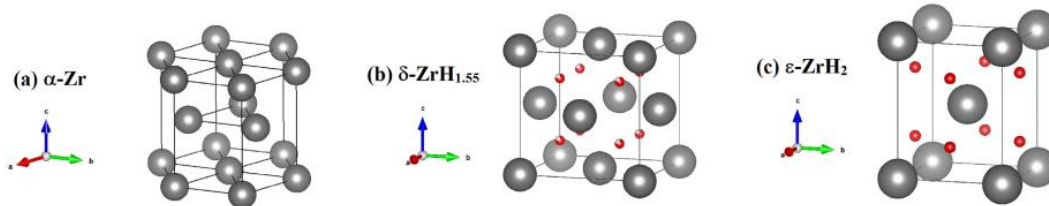
۱ - مقدمه:

غلاف سوخت هسته‌ای یک جزء حیاتی در راکتورهای هسته‌ای است که به عنوان اولین مانع در برابر انتشار محصولات شکافت عمل می‌کند [۱]. مواد این غلاف باید در شرایط شدید از جمله دماهای بالا، تابش‌های پرنانرژی و تنش‌های مکانیکی مقاومت کنند. آلیاژهای زیرکونیوم، به دلیل خواص مطلوبی مانند سطح مقطع جذب پایین نوترون حرارتی، استحکام مکانیکی بالا و مقاومت خوب در برابر خوردگی، به طور گسترده‌ای برای ساخت غلاف‌های سوخت راکتورهای VVER استفاده می‌شود [۲]. هدایت حرارتی κ غلاف‌ها یک پارامتر حیاتی است که بر کارایی و ایمنی راکتورهای هسته‌ای تأثیر می‌گذارد. انتقال حرارت کارآمد از سوخت به خنک‌کننده برای جلوگیری از گرمای بیش از حد و آسیب احتمالی سوخت بسیار مهم است [۴]. κ غلاف فلزی دارای دو جزء اصلی است: هدایت حرارتی الکترونی (κ_e) و هدایت حرارتی فونون (κ_{ph}). در حالی که κ_e به طور کلی سهم قابل توجهی دارد، هر دو جزء برای مدیریت حرارتی کلی غلاف ضروری هستند [۵، ۶]. دلیل اهمیت κ_{ph} این است که اولاً κ_{ph} به دلیل وابستگی زیاد به ساختار شبکه بیشتر از κ_e تحت تأثیر شرایط سخت کاری غلاف قرار می‌گیرد، ثانیاً برای توسعه‌ی مواد مناسبتر، با سهولت بیشتری نسبت به κ_e می‌توان آن را افزایش داد [۵، ۶].

غلاف‌های سوخت در شرایط سختی نظیر فشار و دمای بالا، محیط خورنده و اکسند، تابش‌های پرنانرژی و... کار می‌کنند که این شرایط منشا آسیب‌های مختلف به غلاف‌ها و تقلیل خواص مواد ساختاری از جمله خواص حرارتی آنها است [۷، ۸].

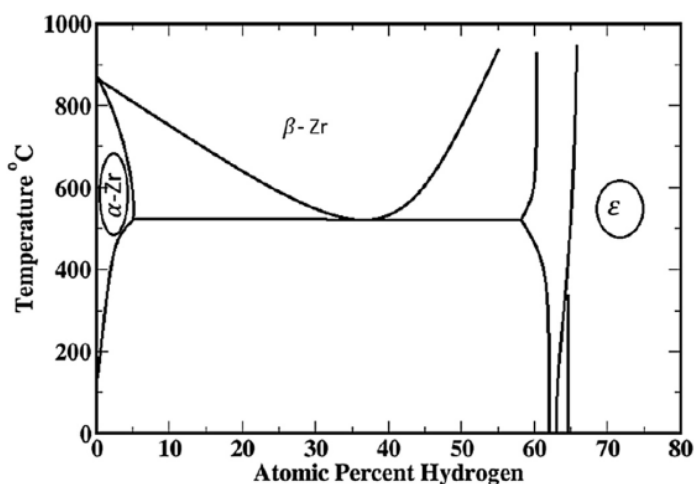
یکی از این آسیب‌ها، ناشی از جذب هیدروژن در زیرکونیوم است. غلاف‌های زیرکونیومی در اثر خوردگی با آب اکسید شده و هیدروژن تولید می‌کنند و هیدروژن تولید شده جذب زیرکونیوم می‌شود. تشکیل، ساختار و خواص هیدریدهای زیرکونیوم به‌طور کامل در منابع [۹-۱۱] بررسی شده است. در غلظت‌های پایین، هیدروژن موقعیت‌های بین‌نشینی چهاروجهی را در شبکه کریستالی فاز α (hcp) و فاز β (bcc)، زیرکونیوم اشغال می‌کند. در غلظت‌های بالاتر، ساختار زیرکونیوم به فازهای هیدریدی δ -ZrH_x (fcc) و ϵ -ZrH_x (bct) تبدیل می‌شود. در این فازها نیز، اتم‌های هیدروژن موقعیت‌های بین‌نشینی چهاروجهی را اشغال می‌کنند. در شکل (۲) ساختار کریستالی فازهای مختلف را در دمای اتاق مشاهده می‌کنید.

^{۴۰} Thermal conductivity (κ)



شکل (۱). ساختار کریستالی زیرکونیوم فاز آلفا (b) $\delta\text{-ZrH}_{1.55}$ ، (a) و [12] $\epsilon\text{-ZrH}_2$ (c)

نمودار فازی تعادلی Zr-H، شکل (۳)، نشان می‌دهد، که در غلظت‌های پایین هیدروژن، محلول جامد Zr-H تشکیل می‌شود و در غلظت‌های بالاتر، فازهای مختلف هیدرید مانند $2\epsilon\text{-ZrH}$ به وجود می‌آیند.



شکل (۲). نمودار فاز ساختار $[\text{Zr-H}]_{13}$

با توجه به نمودار فاز فوق، در دماهای پایین و بالا درصد هیدروژن در زیرکونیوم کم است. بررسی ما در این پژوهش محدود به دمای 600 K هست تا اولاً از مرتبه‌ی دمای کاری غلاف‌های سوخت باشد و ثانیاً درصد هیدروژن در محدوده‌ی ۱ تا ۵ درصد برای فاز آلفا باشد. برای غلظت‌های بالا نیز تمرکز ما روی رسوب $2\epsilon\text{-ZrH}$ خواهد بود که بیشترین تعداد هیدروژن را دارا است. درک سازوکار تاثیر هیدروژن در غلظت پایین و غلظت بالا بر هدایت حرارتی علاوه بر بحث ایمنی و عملکرد بهینه می‌تواند به توسعه‌ی مواد بهتر منجر شود. جهت بررسی تغییرات Kph مدل‌های نظری در توصیف کامل آنها ناتوانند. اندازه‌گیری‌های تجربی نیز با محدودیت‌های اجرایی و زمانی تحت شرایط سخت راکتور مواجه هستند. از این رو، شبیه‌سازی‌ها، به‌ویژه شبیه‌سازی‌های دینامیک مولکولی^{۴۱}، برای مطالعه Kph استفاده‌ی مناسبی است. در MD^0 Kph با رویکردهای MD تعادلی^{۴۲}

^{۴۱} Molecular dynamics simulation (MD)

^{۴۲} Equilibrium Molecular dynamics simulation (EMD)



و MD غیرتعدالی^{۴۳} محاسبه می شود [۱۴-۱۸]. روش‌های NEMD مبتنی بر قانون فوریه است که K_{ph} را با استفاده از شار گرما و گرادیان دما محاسبه می کند [۱۹]. روش EMD نیز بر اساس رابطه گرین - کوپو^{۴۴} است [۲۰]. به طور کلی، روش‌های NEMD ساده‌تر و دقیقتر از روش EMD هستند [۱۹-۲۱]. با این وجود چون در روش‌های NEMD در هر بار شبیه‌سازی، K_{ph} فقط در یک جهت محاسبه می شود و از طرفی به دلیل اینکه این روش‌های بیشتر متأثر از اثر اندازه هستند نیازمند انجام شبیه‌سازی‌های بیشتری نسبت به روش EMD هستند [۱۶، ۱۹]. لذا ما در این پژوهش از روش تعدالی با استفاده از بسته‌ی شبیه‌سازی شدت موازی اتمی/مولکولی بزرگ مقیاس^{۴۵} استفاده می کنیم.

۲- روش کار

۱-۲- روش دینامیک مولکولی تعدالی گرین - کوپو

در این روش، سیستم در حالت تعادل است به این معنا که هیچ گرادیان دمایی برای محاسبه K_{ph} به سیستم اعمال نمی‌شود. بلکه K_{ph} با استفاده از فرمول گرین - کوپو که مبتنی بر قضیه افت و خیز - هدررفت^{۴۶} است، محاسبه می شود. رابطه‌ی محاسبه K_{ph} با استفاده از تابع خودهمبستگی جریان گرمایی^{۴۷} به صورت زیر است [۲۲]:

$$(1)K_x = \frac{1}{VK_B T^2} \int_0^T \langle J_x(t) \cdot J_x(0) \rangle dt$$

در رابطه‌ی فوق K_x مولفه‌ی x ام هدایت حرارتی، V حجم سیستم، K_B ثابت بولتزمن، T دما $\langle J_x(t) \cdot J_x(0) \rangle$ ، تابع خودهمبستگی جریان گرمایی، J_x مولفه‌ی x ام جریان گرمایی و T زمان همبستگی مورد نیاز جهت میرایی HCACF می باشد. برای محاسبه‌ی انتگرال فوق در یک شبیه‌سازی دینامیک مولکولی، انتگرال پیوسته با یک مجموع گسسته تقریب زده می شود. متغیر زمان پیوسته t با مراحل زمانی گسسته $n\Delta t$ جایگزین می شود. سپس انتگرال با مجموع این مراحل زمانی گسسته محاسبه می شود [۲۲]:

$$(2)K_x = \frac{\Delta t}{VK_B T^2} \sum_{m=1}^M \frac{1}{N-m} \sum_{n=1}^{N-m} J_x((m+n)\Delta t) J_x(n\Delta t)$$

N تعداد کل گام زمانی است، M طول همبستگی^{۴۸} است که محدوده‌ای را HCACF در آن محاسبه می شود، را تعیین می کند Δt فاصله زمانی بین هر نقطه نمونه گیری^{۴۹} داده است.

^{۴۳} Non- Equilibrium Molecular dynamics simulation (NEMD)

^{۴۴} Green-Kubo

^{۴۵} Large-scale Atomic/Molecular Massively Parallel Simulator (LAMMPS)

^{۴۶} Fluctuation-dissipation theorem

^{۴۷} Heat Current Autocorrelation Function (HCACF)

^{۴۸} Correlation length

^{۴۹} Sample interval



در رابطه ی فوق J نیز شار حرارتی است که به صورت مشتق زمانی حاصل ضرب انرژی و موقعیت ذرات تعریف می شود:

$$(3) J = \frac{d}{dt} \sum_i \dot{r}_i(t) \varepsilon_i(t)$$

که r_i موقعیت وابسته به زمان اتم ها و ε_i انرژی کل ذره است که مجموع انرژی های جنبشی و پتانسیل اتم i است:

$$(4) \varepsilon_i = \frac{1}{2} m_i v_i^2 + \frac{1}{2} \sum_j u_r(r_{ij}) + \frac{1}{6} \sum_{j,k} u_r(r_i, r_j, r_k)$$

در رابطه ی فوق v_i سرعت اتم i است و $u_r(r_{ij})$ و $u_r(r_i, r_j, r_k)$ به ترتیب نشان دهنده ی پتانسیل های دو جسمی و سه جسمی هستند. با استفاده از روابط ۳ و ۴ جریان حرارتی مربوطه را می توان با استفاده از عبارت زیر محاسبه کرد:

$$J(t) = \sum_i v_i \varepsilon_i + \frac{1}{2} \sum_{ij} r_{ij} (F_{ij} \cdot v_i) + \frac{1}{6} \sum_{ijk} (r_{ij} + r_{ik}) \times (F_{ijk} \cdot v_i) \quad (5)$$

که در آن $r_{ij} = r_i - r_j$ ، F_{ij} و F_{ijk} نیروهای دو جسمی و سه جسمی را نشان می دهند.

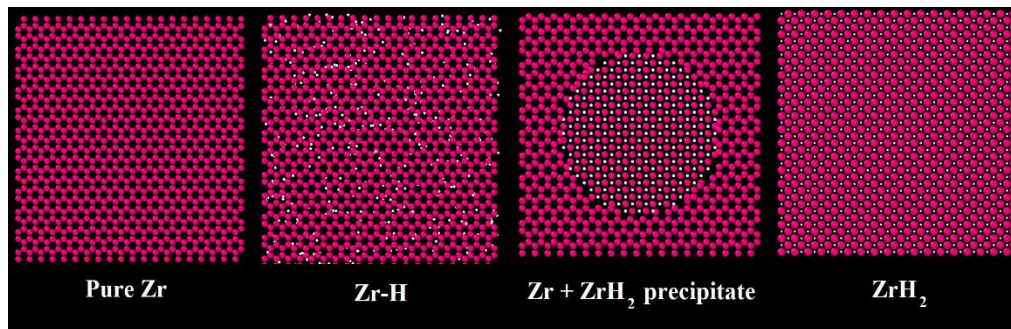
۱-۱ مدل سازی ساختارهای Zr خالص، ZrH_2 و $Zr-H$

اولین گام در شبیه سازی یک ساختار در LAMMPS، مدل سازی ساختار اتمی آن است. که به معنای تعیین پیگردی سیستم و موقعیت هریک از اتم های ساختار است. نتیجه ی آن فایل داده هایی ست که به عنوان ورودی در LAMMPS استفاده می شود. در این پژوهش چهار ساختار اتمی، Zr خالص، ZrH_2 و $Zr-H$ داریم.

ابتدا جعبه ی شبیه سازی Zr در LAMMPS را ایجاد کردیم برای این منظور سلول واحدی از Zr با ساختار شبکه hcp و ثابت های شبکه ی، $a=b=0,3232$ nm و $c=0,5147$ nm در جهت های $[12]$ و $[12]$ $x = [12]$ ، $y = [10]$ و $z = [001]$ ساخته شد. سپس کپی های $2 \times 2 \times 2$ ، $5 \times 5 \times 5$ ، $8 \times 8 \times 8$ ، $10 \times 10 \times 10$ و $12 \times 12 \times 12$ از آن ایجاد کردیم. این اندازه های متفاوت جهت بررسی اثر اندازه ی جعبه بر نتایج شبیه سازی است. برای ساخت جعبه ی شبیه سازی $Zr-H$ نیز به جعبه های Zr ساخته شده در مرحله ی قبل میزان ۱، ۲، ۳، ۴ و ۵ [۱۳] درصد اتمی هیدروژن به صورت تصادفی اضافه کردیم. به ازای هر غلظت، ۴ بار این عمل را تکرار کردیم تا نمونه هایی با توزیع متفاوت H حاصل شود.

با توجه به ابعاد رسوب های مورد بررسی در این پژوهش نمی توان از جعبه های ساخته شده در مرحله ی اول برای ساخت جعبه های شبیه سازی $Zr+ZrH_2$ استفاده کرد.

برای شبیه سازی رسوب های هیدرید ZrH_2 با اندازه های ۱، ۲، ۳، ۴ و ۵ [۱۳] در یک جعبه شبیه سازی یکسان، باید ابعاد جعبه به گونه ای باشد که اثرات مرزی و تداخل تصاویر دوره ای به حداقل برسد. براین اساس ابعاد جعبه را دو برابر بزرگترین قطر رسوب، ۵ nm در نظر گرفتیم. ابتدا جعبه ی $10 \times 10 \times 10$ nm از Zr خالص ایجاد شد سپس نواحی کره ای با شعاع های ۰.۵، ۱.۰، ۱.۵، ۲.۰ و ۲.۵ nm از مرکز این جعبه ها از اتم های Zr را حذف و رسوب های ZrH_2 را با ساختار کریستالی bct و ثابت های شبکه ی $a=b=0,351$ nm و $c=0,447$ nm [۱۲] جایگزین آنها شد. تصویری شماتیک از ساختارهای ایجاد شده را در شکل ۴ مشاهده می کنید.



شکل (۳). مدل‌سازی جعبه‌ی شبیه‌سازی ساختارهای مختلف

۲-۲- جزئیات پتانسیل و پارامترهای شبیه‌سازی

کلیه شبیه‌سازی‌های انجام شده در این پژوهش با یک نوع پتانسیل، روش اصلاح شده اتم‌جاسازی شده^{۵۰} انجام شده است تا بین نتایج سیستم‌های مختلف این پژوهش اختلافات ناشی از تفاوت پتانسیل نباشد. پتانسیل MEAM توسط آقای لی برای شبیه‌سازی نفوذ هیدروژن در ساختارهای آمورف و کریستالی ساده توسعه یافته است [۲۳] و در مطالعات مختلفی برای مدل‌سازی مکانیسم‌های نفوذ هیدروژن و اثرات آن بر خواص مختلف این ساختارها استفاده شده است [۱۳، ۲۴-۲۸].

گرچه یکسانی پتانسیل برای هر چهار سیستم مورد بررسی در این پژوهش ضرورت دارد اما به دلیل تفاوت دینامیکی هر سیستم پارامترهای شبیه‌سازی آنها اعم از سایز جعبه‌ی شبیه‌سازی، مقدار گام زمانی، زمان شبیه‌سازی، طول همبستگی و زمان نمونه‌گیری بایستی به صورت مجزا برای هر یک بهینه شود. این امر با در نظر گرفتن برخی ملاحظات فیزیکی و انجام شبیه‌سازی‌های آزمون، تعیین می‌شود. برای هر سیستم ترکیب پارامترهای فوق بایستی به میرایی NHCACF، همگرایی Kph نسبت به زمان و اندازه‌ی سیستم منجر شود.

انتخاب گام زمانی مناسب برای هر ساختار بسیار حائز اهمیت است، زیرا بر دقت و پایداری شبیه‌سازی تأثیر می‌گذارد. در Zr خالص، اتم‌های سنگین زیرکونیوم فرکانس‌های ارتعاشی پایین و دینامیک آهسته‌ای دارند اما در Zr-H، حضور اتم‌های سبک هیدروژن موجب ایجاد مدهای ارتعاشی با فرکانس بالا می‌شود. این مودها زمان واهلش و زمان همبستگی کوتاه‌تری دارند و برای نمونه‌برداری دقیق از آنها، بایستی گام زمانی نسبت به Zr خالص، کوچک‌تر باشد. ZrH₂، به دلیل هیدروژن بیشتر و برهم‌کنش‌های پیچیده‌تر میان هیدروژن‌ها و زیرکونیوم، مدهای بسیار فرکانس بالا ایجاد می‌شود که به گام زمانی حتی کوچک‌تر، نیاز دارد. گام زمانی بزرگ‌تر از این مقادیر موجب ناپایداری عددی، واگرایی نتایج محاسبات و از دست رفتن جزئیات دینامیکی می‌شود. بر این اساس و با بررسی میرایی NHCACF و همگرایی زمانی و طولی Kph برای Zr خالص، ۰٫۷ fs، Zr + ZrH₂، ۰٫۳ fs، Zr-H، ۰٫۱ fs و برای ZrH₂ نیز ۰٫۰۳ fs در نظر گرفتیم.

گام زمانی کوتاه‌تر نیازمند گام اجرایی بیشتر برای زمان شبیه‌سازی یکسان است. ضمن آنکه که شبیه‌سازی ساختارهای حاوی هیدروژن به دلیل دینامیک سریع‌تر و تعاملات پیچیده‌ای ناشی از هیدروژن، نیاز به زمان شبیه‌سازی بیشتری نیز دارد. بر این اساس زمان به تعادل رسانی ساختارها به شرح زیر انتخاب شد. Zr خالص ps ۴۵، Zr + ZrH₂ ps ۳۵، Zr-H ps ۶۰

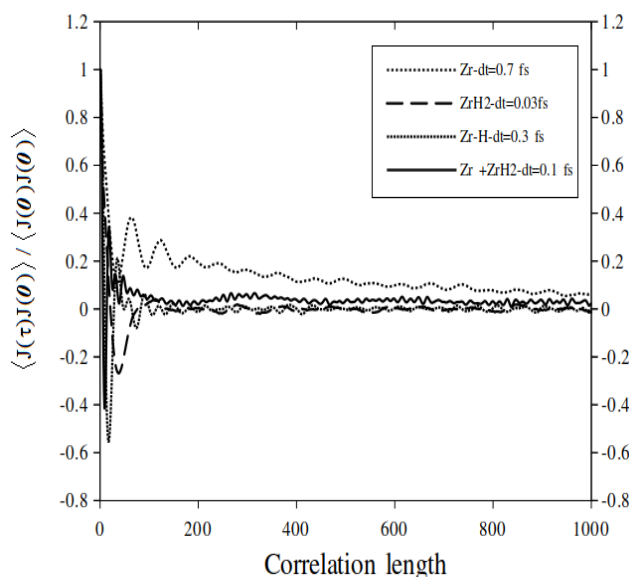
^{۵۰} Modified Embedded Atom Method (MEAM)



و برای ZrH_2 نیز 90 ps . طول همبستگی برای هر سیستم به ازای پارامترهای فوق و زمان نمونه‌گیری 10 برابر گام زمانی هر ساختار، برای Zr خالص، 2000 گام، $Zr-H$ 500 گام، $Zr + ZrH_2$ 1000 گام و برای ZrH_2 1000 ، در نظر گرفته شد. ساختارهای ایجاد شده از هر سیستم با پارامترهای فوق ابتدا به روش گرادیان مزدوج^{۵۱} بهینه شد. سپس توسط آنسامبل‌های NVT و NPT طی زمان‌های تعادل رسانی فوق، به دمای 600 K و فشار 1 atm به تعادل رسید و در نهایت K_{ph} هر ساختار طی 300 ps با آنسامبل NVE، محاسبه شد.

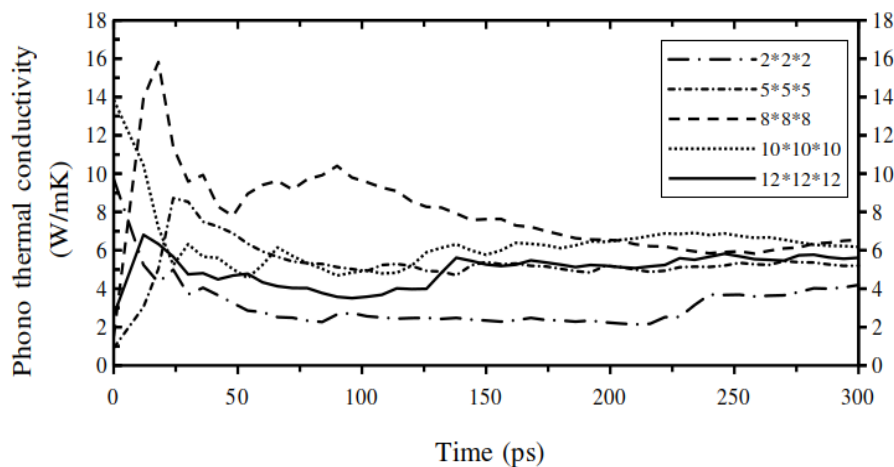
۳- نتایج و بحث:

شکل ۴ نتایج مربوط به میرایی NHCACF ساختارهای مختلف را بر حسب طول همبستگی در دمای 600 K را نشان می‌دهد. نتایج گویای اینست که طول همبستگی در نظر گرفته شده در بخش ۲-۲ برای هر ساختار مقدار مناسبی بوده است. در شکل ۵ نتایج محاسبه K_{ph} ساختار Zr خالص بر حسب زمان و سایزهای مختلف جعبه‌ی شبیه‌سازی در دمای 600 K ارائه شده است. همگرایی زمانی به ازای تمام اندازه‌ها صادق است که این نشان می‌دهد گام زمانی و زمان شبیه‌سازی به خوبی بهینه شده‌اند. از نتایج دیگر، همگرایی نسبت به اندازه‌های مختلف است. به ازای سایزهای بزرگتر از $2 \times 2 \times 2$ ، K_{ph} اندازه‌های مختلف با اختلاف کم از هم به مقدار 6 W/mK همگرا می‌شود. این اختلاف ناشی از یکسان گرفتن زمان شبیه‌سازی همه‌ی اندازه‌هاست در صورتیکه اندازه‌های بزرگتر نیازمند زمان تعادل و شبیه‌سازی بیشتری است. به هرصورت ما جعبه‌ی شبیه‌سازی با اندازه‌ی $10 \times 10 \times 10$ که K_{ph} آن 6.17 W/mK است را اندازه‌ی مبنا برای میزان کاهش هدایت حرارتی تحت تاثیر هیدروژن گرفتیم. لازم به ذکر است که این مقدار بسیار نزدیک به نتایج دیگر کارهای صورت گرفته‌ی قبلی است که از روش‌های دیگر برای محاسبه‌ی K_{ph} استفاده کرده‌اند [۲۹، ۳۰].



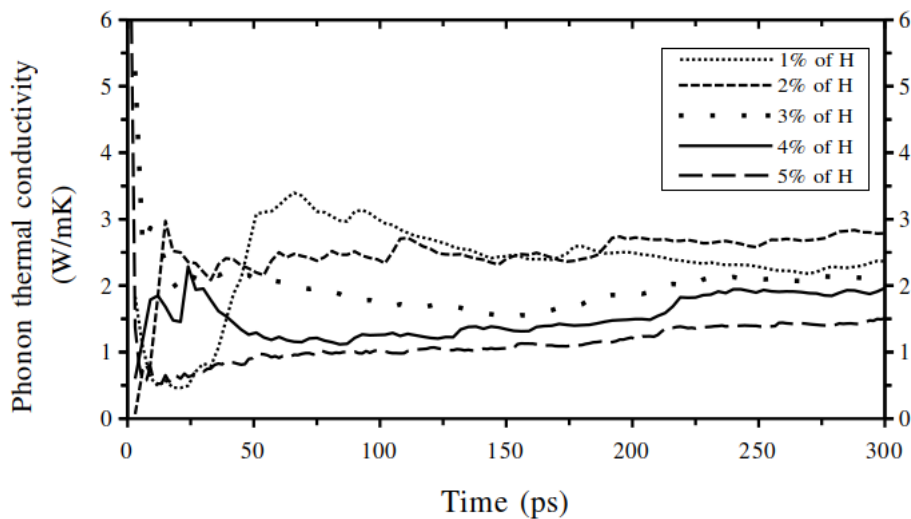
شکل (۴). نمودار میرایی NHCACF ساختارهای مختلف بر حسب طول همبستگی در دمای 600 K

^{۵۱} Conjugate Gradient



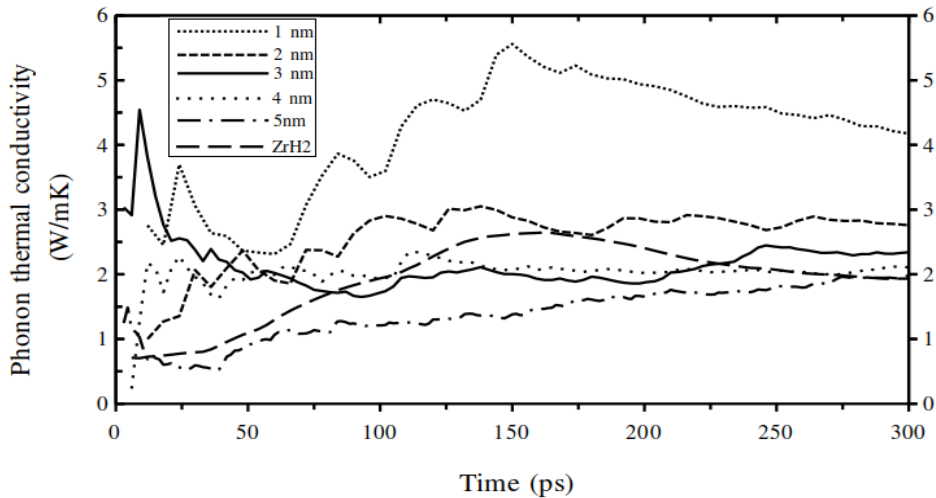
شکل (۵). نمودار همگرایی κ_{ph} ساختار Zr خالص بر حسب زمان و سایزهای مختلف جعبه‌ی شبیه‌سازی در دمای ۶۰۰ K

شکل ۶ نیز همگرایی زمانی κ_{ph} ساختار Zr-H به ازای غلظت‌های مختلف هیدروژن (برای تنها یک نمونه از توزیع H) را نشان می‌دهد. همگرایی به ازای غلظت‌های مختلف نشان می‌دهد گام زمانی مناسب بوده و زمان شبیه‌سازی نیز کافی بوده است.



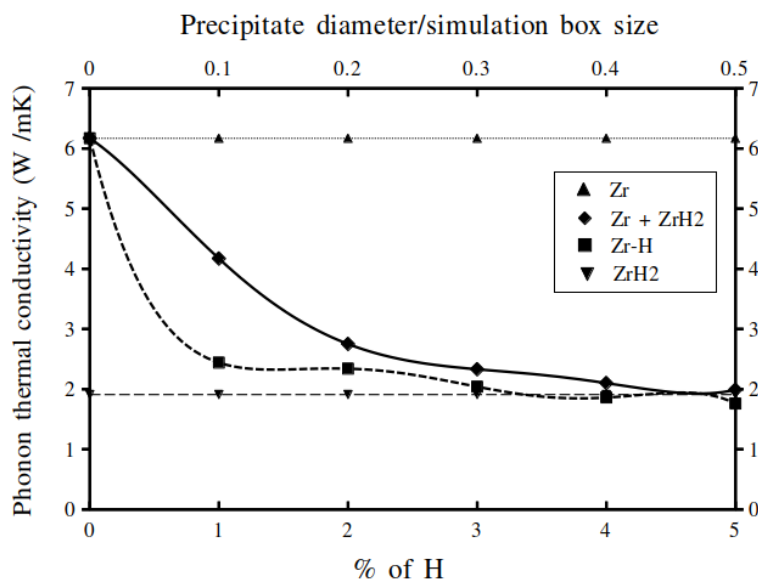
شکل (۶). نمودار همگرایی زمانی κ_{ph} ساختار Zr-H به ازای غلظت‌های مختلف هیدروژن در دمای ۶۰۰ K

شکل ۷ همگرایی زمانی κ_{ph} ساختار $2Zr + ZrH$ به ازای اندازه‌های مختلف از رسوب‌ها را نشان می‌دهد. همچنین مقدار κ_{ph} محاسبه شده برای ZrH_2 در دمای ۶۰۰ K، ۱.۹۱ W/mK است.



شکل (۷). نمودار همگرایی زمانی κ_{ph} ساختار $Zr + ZrH_2$ به ازای اندازه‌های مختلف از رسوب در دمای 600 K به همراه نمودار همگرایی زمانی κ_{ph} ساختار ZrH_2 با گام زمانی 0.03 fs

شکل ۸ نتایج نهایی کاهش هدایت حرارتی فونونی زیرکونیوم را به ازای غلظت‌های مختلف هیدروژن و اندازه‌ی مختلف رسوب‌های ZrH_2 را نشان می‌دهد.



شکل (۸). نمودار تغییرات κ_{ph} ساختار Zr به ازای غلظت‌های مختلف هیدروژن و اندازه‌های متفاوت رسوب‌ها در دمای 600 K

نتایج نشان می‌دهد جذب هیدروژن در زیرکونیوم، چه در غلظت‌های پایین به صورت محلول جامد و چه در غلظت‌های بالا به صورت رسوب‌های هیدریدی، موجب کاهش هدایت حرارتی می‌شود. در غلظت‌های پایین، هیدروژن با قرارگیری در موقعیت‌های بین‌نشینی و ایجاد ناهم‌انگهی در شبکه بلوری، پراکندگی فونون‌ها را افزایش داده و هدایت حرارتی را کاهش می‌دهد. در غلظت‌های بالا، رسوب‌های هیدریدی با ایجاد مرزهای فازی جدید و تغییر ساختار بلوری زیرکونیوم، به عنوان مراکز



پراکندگی عمل کرده و هدایت حرارتی را مختل می‌کنند. به ازای مقدار یکسانی از هیدروژن هیدروژن‌های منفرد تأثیر بیشتری در کاهش هدایت حرارتی دارند، زیرا اختلالات بیشتری در شبکه بلوری ایجاد کرده و مراکز پراکندگی بیشتری نسبت به رسوبات تشکیل می‌دهند.

در مراحل اولیه، کاهش هدایت حرارتی به دلیل ورود هیدروژن‌های منفرد و ایجاد مراکز پراکندگی جدید چشمگیر است، اما با افزایش غلظت، شبکه به حالت اشباع می‌رسد و اثر کاهش کمتر می‌شود. همچنین، افزایش اندازه رسوب‌ها منجر به کاهش بیشتر هدایت حرارتی می‌شود زیرا مرزهای فازی بزرگ‌تر پراکندگی فونون‌ها را تشدید می‌کنند. این کاهش تا رسیدن به اندازه بحرانی رسوب ادامه دارد که در آن هدایت حرارتی به مقدار هدایت ساختار $\beta\text{-ZrH}$ نزدیک می‌شود.

۴- نتیجه‌گیری

در این پژوهش، اثرات حضور هیدروژن بر هدایت حرارتی فونونی زیرکونیوم با استفاده از روش گرین - کوبو و شبیه‌سازی دینامیک مولکولی بررسی شده است. غلظت‌های یک تا پنج درصد اتمی هیدروژن و رسوب هیدریدی $\beta\text{-ZrH}$ با قطر 5-nm در دمای 600 K مورد تحلیل قرار گرفتند. نتایج نشان می‌دهد که هیدروژن، چه به صورت اتم‌های منفرد و چه به صورت رسوبات هیدریدی، به طور چشمگیری هدایت حرارتی فونون زیرکونیوم را کاهش می‌دهد. در ابتدا، هدایت حرارتی با افزایش غلظت هیدروژن‌های منفرد و افزایش سایز رسوب‌ها کاهش تندی پیدا می‌کند و سپس به حالت اشباع می‌رسد. به ازای مقادیر یکسانی هیدروژن، هیدروژن‌های منفرد کاهندگی بیشتری در هدایت حرارتی فونونی دارند، اما در غلظت‌های پایین یا زمانی که رسوبی تشکیل نشده است، نقش مهم‌تری ایفا می‌کنند.

۵- منابع

- [۱] C. Evans, Micromechanisms and micromechanics of Zircaloy-۴, (۲۰۱۴)
- [۲] D.O. Northwood, The development and applications of zirconium alloys, Materials & design ۶(۲) (۱۹۸۵) ۵۸-۷۰. [https://doi.org/10.1016/0261-3069\(85\)90165-7](https://doi.org/10.1016/0261-3069(85)90165-7)
- [۳] H.G. Rickover, L.D. Geiger, B. Lustman, History of the development of zirconium alloys for use in nuclear reactors, Energy Research and Development Administration, Washington, DC (USA). Div ..., ۱۹۷۵,
- [۴] Y. Mao, Y. Li, Y. Xiong, W. Xiao, Point defect effects on the thermal conductivity of $\beta\text{-SiC}$ by molecular dynamics simulations, Computational Materials Science ۱۵۲ (۲۰۱۸) ۳۰۰-۳۰۷. <http://dx.doi.org/10.1016/j.commatsci.2018.05.050>
- [۵] A. Maeda, T. Munakata, Lattice thermal conductivity via homogeneous nonequilibrium molecular dynamics, Physical Review E ۵۲(۱) (۱۹۹۵) ۲۳۴. <https://doi.org/10.1103/PhysRevE.52.234>
- [۶] H. Kaburaki, J. Li, S. Yip, Thermal conductivity of solid argon by classical molecular dynamics, MRS Online Proceedings Library (OPL) ۵۳۸ (۱۹۹۸) ۵۰۳. <http://dx.doi.org/10.1063/1.1642611>
- [۷] P. Yvon, F. Carré, Structural materials challenges for advanced reactor systems, Journal of nuclear materials ۳۸۵(۲) (۲۰۰۹) ۲۱۷-۲۲۲. <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2008.11.026>
- [۸] I. Chant, K. Murty, Structural materials issues for the next generation fission reactors, Jom ۶۲ (۲۰۱۰) ۶۷-۷۴. <http://dx.doi.org/10.1007/s11837-010-0142-3>



- [۹] J. Bair, M.A. Zaeem, M. Tonks, A review on hydride precipitation in zirconium alloys, *Journal of Nuclear Materials* ۴۶۶ (۲۰۱۵) ۱۲-۲۰. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2015.07.014>
- [۱۰] A.T. Motta, L. Capolungo, L.-Q. Chen, M.N. Cinbiz, M.R. Daymond, D.A. Koss, E. Lacroix, G. Pastore, P.-C.A. Simon, M.R. Tonks, Hydrogen in zirconium alloys: A review, *Journal of Nuclear Materials* ۵۱۸ (۲۰۱۹) ۴۴۰-۴۶۰. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2019.02.042>
- [۱۱] E. Zuzek, J. Abriata, A. San-Martin, F. Manchester, The H-Zr (hydrogen-zirconium) system, *Bulletin of alloy phase diagrams* ۱۱(۴) (۱۹۹۰) ۳۸۵-۳۹۵. <https://doi.org/10.1007/BF02842318>
- [۱۲] T.R. Prisk, A.I. Kolesnikov, G.E. Granroth, J.-L. Lin, B.J. Heuser, Vibrational modes and quantum zero-point energy of hydrogen in ZrH_0 , ZrH^+ and ZrH_2 , *Journal of Alloys and Compounds* ۸۱۸ (۲۰۲۰) ۱۵۲۸۳۲. <https://doi.org/10.1016/j.jallcom.2019.102832>
- [۱۳] P. Chakraborty, A. Moitra, T. Saha-Dasgupta, Effect of hydrogen on degradation mechanism of zirconium: A molecular dynamics study, *Journal of Nuclear Materials* ۴۶۶ (۲۰۱۵) ۱۷۲-۱۷۸. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2015.07.031>
- [۱۴] M.-P. Zhang, W.-R. Zhong, B.-Q. Ai, Enhancement effect of asymmetry on the thermal conductivity of double-stranded chain systems, *Chinese Physics B* ۲۰(۱۰) (۲۰۱۱) ۱۰۰۵۰۸. <https://doi.org/10.1088/1674-1056/20/10/100508>
- [۱۵] G.J. Wagner, R. Jones, J. Templeton, M. Parks, An atomistic-to-continuum coupling method for heat transfer in solids, *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering* ۱۹۷(۴۱-۴۲) (۲۰۰۸) ۳۳۵۱-۳۳۶۵. <https://doi.org/10.1016/j.cma.2008.02.004>
- [۱۶] A. Maiti, G. Mahan, S. Pantelides, Dynamical simulations of nonequilibrium processes—Heat flow and the Kapitza resistance across grain boundaries, *Solid state communications* ۱۰۲(۷) (۱۹۹۷) ۵۱۷-۵۲۱. [https://doi.org/10.1016/S0038-1098\(97\)00499-0](https://doi.org/10.1016/S0038-1098(97)00499-0)
- [۱۷] P. Heino, E. Ristolainen, Thermal conduction at the nanoscale in some metals by MD, *Microelectronics journal* ۳۴(۹) (۲۰۰۳) ۷۷۳-۷۷۷. [http://dx.doi.org/10.1016/S0026-2692\(03\)00499-6](http://dx.doi.org/10.1016/S0026-2692(03)00499-6)
- [۱۸] A.R. Abramson, C.-L. Tien, A. Majumdar, Interface and strain effects on the thermal conductivity of heterostructures: A molecular dynamics study, *J. Heat Transfer* ۱۲۴(۵) (۲۰۰۲) ۹۶۳-۹۷۰. <http://dx.doi.org/10.1115/1.1490016>
- [۱۹] F. Müller-Plathe, A simple nonequilibrium molecular dynamics method for calculating the thermal conductivity, *The Journal of chemical physics* ۱۰۶(۱۴) (۱۹۹۷) ۶۰۸۲-۶۰۸۵. <https://doi.org/10.1063/1.473271>
- [۲۰] P.K. Schelling, S.R. Phillpot, P. Keblinski, Comparison of atomic-level simulation methods for computing thermal conductivity, *Physical Review B* ۶۵(۱۴) (۲۰۰۲) ۱۴۴۳۰۶. <https://doi.org/10.1016/j.molliq.2021.117478>
- [۲۱] C.R.d.F. Azevedo, A review on neutron-irradiation-induced hardening of metallic components, *Engineering Failure Analysis* ۱۸(۸) (۲۰۱۱) ۱۹۲۱-۱۹۴۲. <http://dx.doi.org/10.1016/j.engfailanal.2011.06.008>



- [۲۲] A.I. Khan, I.A. Navid, M. Noshin, H.M.A. Uddin, F.F. Hossain, S. Subrina, Equilibrium Molecular Dynamics (MD) Simulation Study of Thermal Conductivity of Graphene Nanoribbon: A Comparative Study on MD Potentials, *Electronics* ۴(۴) (۲۰۱۵) ۱۱۰۹-۱۱۲۴. <https://doi.org/10.3390/electronics4041109>
- [۲۳] B.-M. Lee, B.-J. Lee, A comparative study on hydrogen diffusion in amorphous and crystalline metals using a molecular dynamics simulation, *Metallurgical and Materials Transactions A* ۴۵ (۲۰۱۴) ۲۹۰۶-۲۹۱۵. <https://doi.org/10.1007/s11661-014-2230-4>
- [۲۴] A.L. Lloyd, R. Smith, M.J. Wootton, J. Andrews, J. Arul, H.P. Muruva, G. Vinod, Modelling the effect of hydrogen on crack growth in zirconium, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms* ۴۵۵ (۲۰۱۹) ۱۳-۲۰. <http://dx.doi.org/10.1016/j.nimb.2019.06.017>
- [۲۵] C.I. Maxwell, E. Torres, J. Pencer, Molecular dynamics study of hydrogen-vacancy interactions in α -zirconium, *Journal of Nuclear Materials* ۵۱۱ (۲۰۱۸) ۳۴۱-۳۵۲. <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2018.09.012>
- [۲۶] S. Patil, A. Parashar, Mechanical behavior of zirconium hydride phases: insights from molecular dynamics based simulations, *Journal of Physics D: Applied Physics* ۵۷(۵۰) (۲۰۲۴) ۵۰۵۳۰۲. DOI 10.1088/1361-6463/ad7a86
- [۲۷] E. Torres, J. Gabriel, T. Kaloni, The role of symmetric tilt grain boundaries on the precipitation of hydrides in zirconium: A molecular dynamics study, *Journal of Nuclear Materials* ۶۰۱ (۲۰۲۴) ۱۵۵۳۰۳. <http://dx.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155303>
- [۲۸] X. Wang, M. Tang, M.-X. Jiang, Y.-C. Chen, Z.-X. Liu, H.-Q. Deng, Properties of radiation defects and threshold energy of displacement in zirconium hydride obtained by new deep-learning potential, *Chinese Physics B* ۳۳(۷) (۲۰۲۴) ۰۷۶۱۰۳. <http://dx.doi.org/10.1088/1674-1056/ad362b>
- [۲۹] Y. Mao, D. Hu, C. Wu, Q. Liu, Y. Xiong, Vacancy defects effect on thermal conductivity of α -zirconium crystal, *Materials Research Express* ۶(۱۱) (۲۰۱۹) ۱۱۶۵۳۱. <https://doi.org/10.1088/2053-1591/ab4314>
- [۳۰] T.-Y. Wu, W.-S. Lai, B.-Q. Fu, Study of lattice thermal conductivity of alpha-zirconium by molecular dynamics simulation, *Chinese Physics B* ۲۲(۷) (۲۰۱۳) ۰۷۶۶۰۱. <https://doi.org/10.1088/1674-1056/22/7/076601>



تحلیل دینامیک و پایداری راکتور نمک مذاب با نگرش اثر تأخیر و زمان تولید نوترون آنی (کد

مقاله : ۱۱۷۵)

همت‌زاده، مه‌دیه - صفرزاده، امید*
دانشگاه شاهد، دانشکده فنی و مهندسی

چکیده:

کنترل توان خروجی در نیروگاه‌های هسته‌ای به درک صحیح دینامیک راکتور وابسته است. در راکتورهای نمک مذاب، سوخت به گردش درمی‌آید و نقش خنک‌کننده را نیز بر عهده دارد. این ویژگی منجر به رفتار بسیار پیچیده می‌شود که بدلیل رانش مولدهای نوترون تأخیری در مدار اولیه نیاز به بررسی دقیق دارد. در این مقاله، تحلیل دینامیک و اثر تأخیر در راکتور نمک مذاب بررسی شده است تا درکی از ویژگی‌های پایداری ذاتی راکتور را ارائه دهد. از تقریب پده برای اعمال تأخیر در مدل‌سازی سامانه راکتور استفاده شد. در ارزیابی راکتور اثر میانگین عمر تولید نوترون آنی بر حد فاز و بهره بررسی شد. با تغییر مقدار این پارامتر، پاسخ فرکانسی سامانه به طور قابل توجهی تغییر می‌کند. وجود تأخیر زمانی باعث کاهش پایداری سامانه (کاهش حاشیه فاز و حاشیه بهره) می‌شود. اعمال تأخیر منجر به نزدیک‌تر شدن سامانه به مدل واقعی گردید و ردیابی خروجی مطلوب با اعمال کنترل‌کننده حاصل شد.

کلمات کلیدی: راکتور نمک مذاب، دینامیک راکتور، تحلیل پایداری، خطی‌سازی

Dynamic and stability analysis of the Molten Salt Reactor with consideration of delayed neutron effect and prompt neutron lifetime

Hemmatzadeh, Mahdiah, Safarzadeh, Omid*
Shahed University, Faculty of Engineering

Abstract:

Output power control in nuclear power plants depends on a correct understanding of the reactor dynamics. In molten salt reactors, the fuel circulates and also acts as a coolant. This feature leads to very complex behavior that needs careful investigation due to the drift of delayed neutron generators in the primary circuit. In this paper, the dynamic analysis and effect of delay in the molten salt reactor is investigated to provide an understanding of the inherent stability characteristics of the reactor. The pade approximation was used to apply the delay in the reactor system modeling. The effect of mean generation time on reactor is investigated. By varying this parameter, the frequency response of the system changed heavily. The existence of time delay reduces the stability of the system (reduction of phase margin and gain margin). Applying the delay led to the system getting closer to the real model and tracking the desired output was achieved by applying the controller.

Key words: MSR, Reactor dynamics, Stability analysis, Linearization



۱ - مقدمه:

نیروگاه‌های هسته‌ای نقش بسیار مهمی در تأمین انرژی الکتریکی دارند. راکتورهای هسته‌ای از تجهیزات پرکاربردی هستند که کنترل آن‌ها به دلیل حساسیت بالا و داشتن دینامیک‌های به شدت غیرخطی، همواره از معضلات پیش روی محققان بوده است [۱]. راکتورهای نمک مذاب یک دسته از راکتورهای هسته‌ای نسل ۴ می‌باشند که به دلیل ویژگی‌های منحصر به فردشان، پتانسیل مقابله با این چالش را دارند و از نمک‌های مذاب به عنوان سوخت و خنک‌کننده استفاده می‌کنند [۲].

مهم‌ترین ویژگی طراحی راکتور نمک مذاب این است که سوخت در مدار اولیه به گردش درآمده و از قلب خارج می‌شود. سوخت در سامانه^{۵۲} گردش کرده و خارج از قلب باقی می‌ماند. از دست دادن نوترون‌های تأخیری در خارج از قلب، مکانیسم کنترل راکتور را تحت تأثیر قرار می‌دهد. برای مدل‌سازی راکتور، زمان عبور که طی آن نمک سوخت در خارج از قلب باقی می‌ماند، در نظر گرفته می‌شود و عبارت ضرب‌کننده زمان برای مولد نوترون تأخیری به معادلات سینتیک اضافه می‌گردد. مدل ترموهیدرولیکی این راکتور با سایر راکتورها کاملاً متفاوت است. قلب سایر راکتورها توسط سوخت جامد و خنک‌کننده نشان داده می‌شود، اما راکتور نمک مذاب فقط حاوی سوخت مایع است [۳]. چند مدل برای راکتورهای سوخت در گردش موجود است اما برای راکتورهای حرارتی با کندکننده گرافیت مطرح شده‌اند [۳-۵]. هدف این پژوهش، بررسی دینامیک راکتور نمک مذاب با کندکننده هیدرید زیرکونیوم تحت عنوان TAP^{۵۳} است. همچنین، کنترل‌کننده‌های مختلفی برای انواع راکتورها معرفی شده‌اند ولی هیچ کدام منحصراً به کنترل راکتور TAP نپرداخته‌اند.

مشخصات راکتور در جدول (۱) آمده است. تفاوت تعیین‌کننده بین راکتور TAP و سایر راکتورهای نمک مذاب، کندکننده هیدرید زیرکونیوم می‌باشد که به جای کندکننده گرافیت معمولی استفاده می‌گردد. میله‌های کندکننده هیدرید زیرکونیوم تغییرات حجمی کمتری نسبت به گرافیت تحت تابش نوترونی تجربه می‌کنند. زیرکونیوم سطح مقطع جذب نوترون کم و مقاومت بالا در برابر آسیب تشعشع دارد. چگالی بالای هیدروژن در هیدرید زیرکونیوم همراه با پراکندگی نوترون مطلوب، اجازه می‌دهد به همان درجه حرارتی شدن گرافیت در حجم بسیار کمتری دست یابد که حجم قلب به میزان قابل توجهی کاهش می‌یابد. درنتیجه، اندازه و هزینه مخزن راکتور و نیز حجم نمک سوخت کاهش پیدا می‌کند. مزیت نهایی راکتور TAP، عدم راکتیویته بیش از حد آن است که احتمال گذرهای توان بسیار بزرگ را کاهش می‌دهد [۶، ۷].

اولین مسئله قابل توجه در کنترل یک سامانه، داشتن مدل از سامانه تحت کنترل است. در این مقاله به معرفی مدل و معادلات راکتور نمک مذاب TAP پرداخته و خطی‌سازی معادلات انجام می‌پذیرد. تأخیر زمانی در معادلات لحاظ شده و تفاوت نتایج برای راکتور با کندکننده گرافیت و راکتور TAP بررسی می‌شود.

جدول (۱) ویژگی‌های راکتور نمک مذاب TAP

اورانیوم ۵ درصد با غنای پایین	سوخت
LiF-(Act)F_4	نمک سوخت
هیدرید زیرکونیوم ($\text{ZrH}_{1.66}$)	کندکننده
حرارتی / فوق حرارتی	طیف نوترونی
۱۲۵۰ MWth	ظرفیت حرارتی
۵۵۰ MWe	ظرفیت الکتریکی ناخالص
۵۲۰ MWe	ظرفیت الکتریکی خالص

^{۵۲} System

^{۵۳} Transatomic Power (TAP) Molten Salt Reactor (MSR)



۶۵۰°C

دمای خروجی

استفاده ۴۴ درصدی از چرخه بخار با گرمایش مجدد

راندمان حرارتی ناخالص

کمتر از ۵۰ درصد در مقایسه با راکتور آب سبک

پسماند آکتینید با عمر طولانی

ایمن بدون نیاز به مداخله خارجی

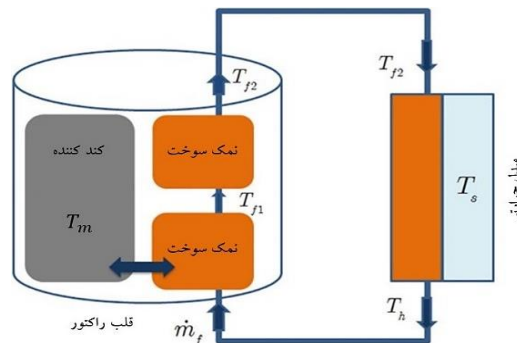
ایمینی خاموشی کامل نیروگاه

معمولاً برای بار پایه به کار می‌رود؛ می‌توان برای بار پیرو نیز استفاده کرد.

نحوه عملکرد

۲ - مدل راکتور:

داده‌های اسمی مورد استفاده برای این مقاله از داده‌های یک مطالعه امکان‌سنجی جامع انجام شده توسط آزمایشگاه ملی اوک ریج^{۵۴} برای نیروگاه نمک مذاب هزار مگاواتی اقتباس شده است [۸، ۹]. برای مطالعه رفتار دینامیکی یک راکتور معمولاً از مدل سینتیک نقطه‌ای استفاده می‌شود. به منظور حل این معادلات، یک مدل ساده شده اتخاذ شد که در شکل (۱) ارائه گردیده است.



شکل (۱) مدل راکتور همراه با مبدل حرارتی

معادلات سینتیک نقطه‌ای برای راکتور در معادلات زیر آمده است. راکتور نمک مذاب، دارای تأخیر زمانی و غیرخطی است. مدل غیرخطی راکتور نمک مذاب معمولاً در مراجع به صورت زیر ارائه می‌شود [۱۰]:

$$(1) \quad \frac{dP}{dt} = \frac{\rho_{net} + \rho_{-}\beta}{\Lambda} P + \lambda C$$

$$(2) \quad \frac{dC}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} P - \lambda C - \frac{1}{\tau_c} C + \frac{1}{\tau_c} e^{-\lambda \tau_c} C(t - \tau_c)$$

$$\rho_{net} = \rho_{ext} + \rho_{th} \text{ که}$$

$$(3) \quad \frac{m_f c_{p,f}}{\gamma} \frac{dT_{f1}}{dt} = \frac{\gamma_f}{\gamma} P + \dot{m}_f c_{p,f} (T_h - T_{f1}) - \frac{k_{fg}}{\gamma} (T_{f1} - T_m)$$

$$(4) \quad \frac{m_f c_{p,f}}{\gamma} \frac{dT_{f2}}{dt} = \frac{\gamma_f}{\gamma} P + \dot{m}_f c_{p,f} (T_{f1} - T_{f2}) - \frac{k_{fg}}{\gamma} (T_{f2} - T_m)$$

$$(5) \quad m_g c_{p,g} \frac{dT_m}{dt} = \gamma_g P - k_{fg} (T_m - T_{f1})$$

$$(6) \quad m_h c_{p,h} \frac{dT_h}{dt} = \dot{m}_f c_{p,f} (T_{f2} - T_h) - k_{hs} (T_h - T_s)$$

$$(7) \quad \dot{\rho} = G_r \cdot v$$



طبیعت نمک مذاب در گردش منجر به فرآیند شکافت با تأخیر می‌گردد که توسط بخشی از سوخت واقع در خارج از قلب راکتور ایجاد می‌شود. برای مدل‌سازی این سامانه پیچیده، تأخیر با بسط تیلور مرتبه اول و به دنبال آن یک رفتار پایداری خطی تقریب شده است.

۱-۲- تحلیل و خطی‌سازی مدل

معادله خطی‌شده محلی از مدل غیرخطی با استفاده از تقریب مرتبه اول بسط تیلور زیر بدست می‌آید:

$$(8) \quad \dot{x} = f(x) + g(x)u \rightarrow \delta \dot{x} = \left(\frac{\partial f}{\partial x} + \frac{\partial g}{\partial x} u \right) |_{x_0} \delta x + g(x_0) \delta u = A \delta x + B \delta u$$

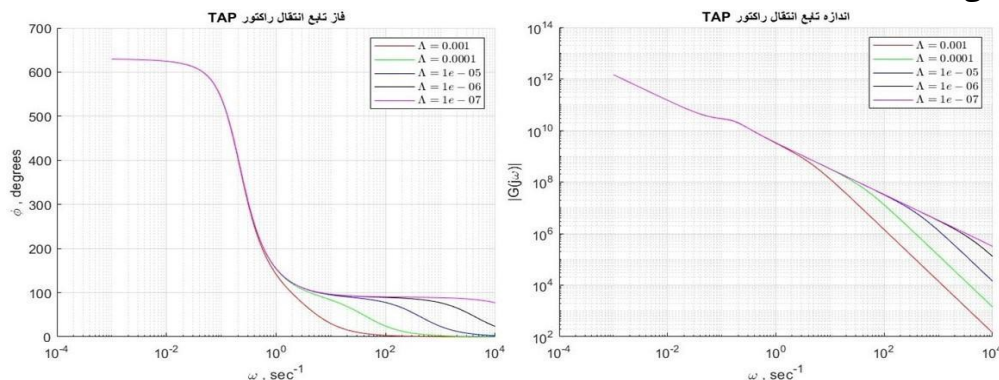
که $u(x_0)$ برابر با راکتیویته می‌باشد. با در نظر گرفتن تأخیر زمانی در معادله فضای حالت $(y =) \dot{x} = Ax + Bu$ ، سامانه تأخیر زمانی فضای حالت خطی بر اساس تقریب مرتبه اول تیلور به صورت معادله (۹) بدست می‌آید که $\delta(t - \tau_L)$ تأخیر مربوطه را مشخص می‌کند.

$$(9) \quad \delta \dot{x} = A \delta x + A_d \delta x * \delta(t - \tau_L) + B \delta u, \quad \delta P = C \delta x$$

با استفاده از تبدیل لاپلاس، تابع انتقال حلقه باز سامانه خطی به صورت معادله (۱۰) بدست می‌آید:

$$(10) \quad G(s) = \frac{\delta P}{\rho_{ext}} = C(sI - (A + A_d e^{-s\tau_L}))^{-1} B$$

نمودار اندازه و فاز تابع انتقال سامانه برای مقادیر مختلف زمان تولید نوترون آنی (پارامتر گاما) در شکل (۲) نشان داده شده است. تحلیل نمودار نشان می‌دهد که عمر نوترون آنی به عنوان پارامتر حساس، بر پاسخ فرکانسی سامانه تأثیر مستقیمی دارد. راکتور برای مقادیر مختلف، رفتار متفاوتی در دامنه و فاز نشان می‌دهد که ناشی از دینامیک ذاتی سامانه است. در نمودار فاز مشاهده می‌شود که با افزایش فرکانس، فاز تابع انتقال به سمت مقادیر منفی‌تر حرکت می‌کند که حاکی از تأخیر زمانی بین ورودی و خروجی است.



شکل (۲) نمودار اندازه و فاز تابع انتقال راکتور TAP برای مقادیر مختلف زمان تولید نوترون آنی

۲-۲- مقایسه سامانه بدون در نظر گرفتن تأخیر و سامانه با اعمال تأخیر

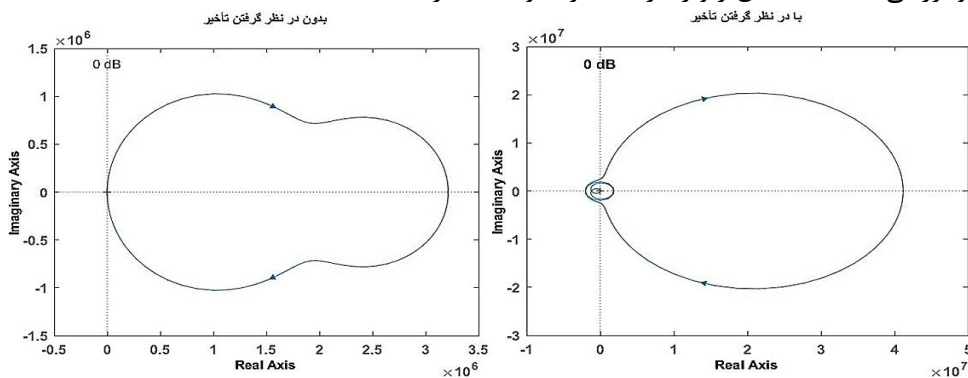
در این بخش، تحلیل‌های پارامتریک به منظور بررسی رفتار دینامیکی راکتور انجام می‌شود. رفتار دینامیکی سامانه خطی از طریق مقادیر ویژه آن مشخص می‌شود. این ویژگی ستون فقرات تقریباً تمام طرح‌های کنترل خطی است که به نوعی تمایل دارند پاسخ سامانه حلقه بسته را از طریق تخصیص قطب مناسب (مقدار ویژه) تنظیم کنند. سامانه راکتورهای مورد بحث، هر دو دارای قطب در مبدأ بوده و بنابراین سامانه ناپایدار می‌باشند.



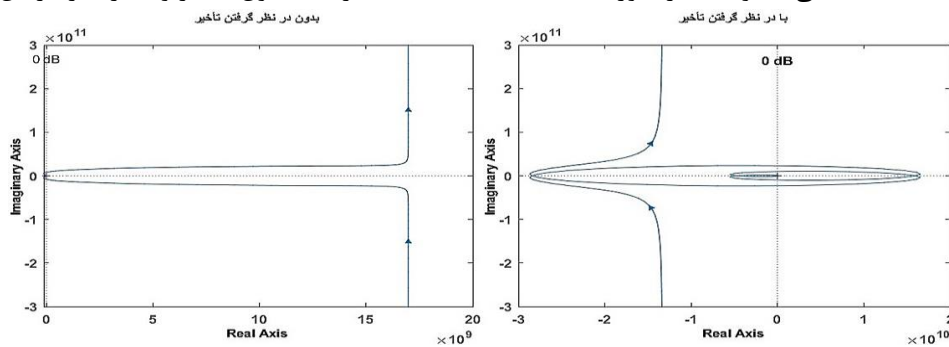
معمولاً از تقریب پده^{۵۵} برای تقریب تأخیر زمانی در سامانه‌های کنترلی استفاده می‌شود. تقریب پده یک روش عددی برای تقریب توابع با استفاده از کسرهای متوالی است. تأخیر زمانی با e^{-s} مدل‌سازی می‌شود که یک عنصر غیر جبری است. نرم‌افزار متلب^{۵۶} می‌تواند آن را با تقریب پده جایگزین کند. تابع تبدیل سامانه راکتور TAP پس از تقریب پده به صورت معادله (۱۱) بدست می‌آید:

$$(11) \quad G(s) = \frac{-245.1 (s+0.1772) (s-0.2212) (s^2 - 0.3503s + 0.05859)}{(s+85.51) (s+0.2212) (s+0.01037) (s^2 + 0.3503s + 0.05859)}$$

سامانه بدون در نظر گرفتن تأخیر، رفتار دور از واقعیت از خود نشان می‌دهد و با اعمال تأخیر، به رفتار واقعی خود نزدیک است. منحنی نایکوئیست که ابزاری برای تحلیل پایداری می‌باشد، جهت مقایسه در ادامه آمده است. پایداری بهره و فاز در شکل (۳) نشان داده شده است. این بدان معنی است که سامانه در برابر اغتشاشات و تغییرات پارامترها مقاوم است و عملکرد مطلوبی از خود نشان خواهد داد. در صورتی که وجود تأخیر زمانی باعث کاهش پایداری سامانه می‌شود. کاهش پایداری در نمودار نایکوئیست با کاهش حاشیه فاز و حاشیه بهره و همچنین پیچش و چرخش منحنی مطابق شکل (۴) قابل مشاهده است. نمودار نایکوئیست دارای خط عمودی تقریباً مستقیم است و نشان‌دهنده سامانه با تأخیر زمانی است. تأخیر زمانی باعث می‌شود که نمودار به جای دایره، به صورت خط عمودی درآید. کشیدگی بیضی نیز نشان‌دهنده وجود تأخیر زمانی در سامانه است. سامانه راکتور TAP به دلیل داشتن یک حالت بیشتر در معادلات (معادله ۷)، دارای پیچیدگی بیشتری نسبت به راکتور نمک مذاب مقاله [۴] بوده و بررسی دینامیک دقیق‌تر و رفتار شبیه‌تر به واقعیت دارد.



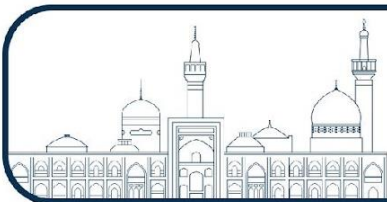
شکل (۳) مقایسه منحنی نایکوئیست راکتور نمک مذاب با کند کننده گرافیت بدون تأخیر و با در نظر گرفتن آن



شکل (۴) مقایسه منحنی نایکوئیست راکتور TAP در حالت بدون تأخیر و با در نظر گرفتن آن

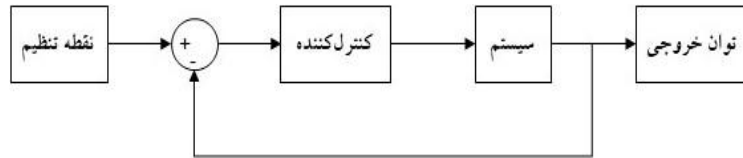
^{۵۵} Pade

^{۵۶} Matlab



۳ - طراحی سامانه کنترل برای راکتور TAP:

مطابق شکل (۵)، سامانه با ورودی سرعت حرکت میله کنترل و خروجی توان است. تغییرات روی راکتیویته منجر به تغییر توان می‌گردد که با معادلات سینتیک قابل محاسبه است.

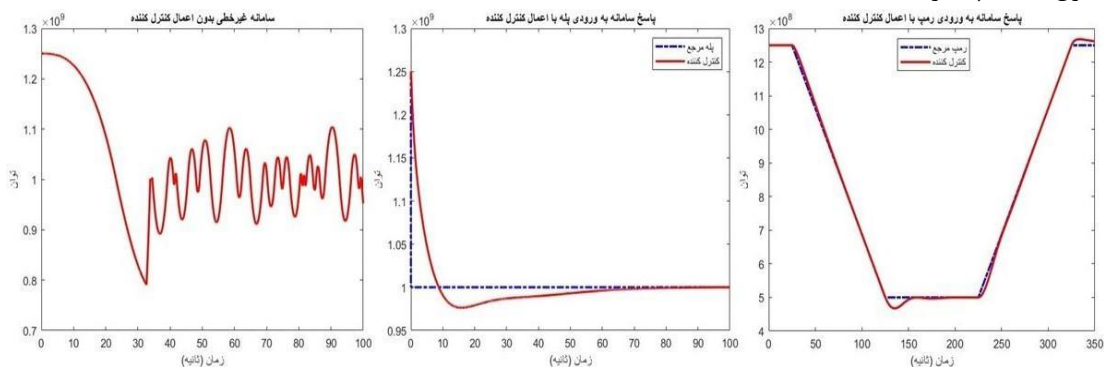


شکل (۵) نمای کلی سامانه با ورودی سرعت حرکت میله کنترل و خروجی توان همراه با اعمال کنترل کننده یکی از رایج‌ترین و ساده‌ترین کنترل کننده‌های مورد استفاده در صنایع مانند تأسیسات هسته‌ای، کنترل کننده تناسبی-انتگرالی-مشتق‌گیر^{۵۷} است که مقدار خطا بین خروجی فرآیند و مقدار ورودی را محاسبه می‌کند. هدف، به حداقل رساندن خطا با تنظیم ورودی‌های کنترل فرآیند است. تنظیم تناسبی سرعت پاسخ سامانه را تسریع می‌کند، تنظیم انتگرال خطای حالت پایدار سامانه را از بین می‌برد، و تنظیم دیفرانسیل می‌تواند کنترل پیشرفته سامانه را محقق کند. تابع زمانی خروجی کنترل کننده $u(t)$ به صورت زیر است:

$$(12) \quad u(t) = K_p e(t) + K_I \int_0^t e(\tau) d\tau + K_D \frac{d}{dt} e(t)$$

۴ - نتایج:

تحلیل دینامیکی سامانه و طراحی کنترل کننده دو مفهوم کلیدی به هم پیوسته هستند. تحلیل دینامیکی منجر به پیش‌بینی رفتار سامانه در طول زمان می‌شود. طراحی کنترل کننده توان نیز اجازه می‌دهد تا عملکرد سامانه را بهبود بخشیده و به هدف دلخواه نزدیک کنیم. توان خروجی کنترل کننده در شکل (۶) نشان داده شده است. قلب راکتور که فیدبک‌های آن در منطقه ناپایدار قرار دارد، با موفقیت تنظیم شده و خروجی مطلوب حاصل شد. ردیابی سامانه حلقه بسته برای تابع شیب‌دار^{۵۸} و حتی برای ورودی مرجع بسیار شیب‌دار (تابع پله^{۵۹}) تأیید می‌شود. سامانه بدون اعمال کنترل کننده رفتار ناپایداری دارد، اما پس از اعمال کنترل کننده، پایدار شده است.



شکل (۶) رفتار توان خروجی سامانه راکتور بدون کنترل کننده و با اعمال کنترل کننده برای ورودی پله و شیب

۵ - بحث و نتیجه‌گیری:

در این مقاله، رفتار دینامیکی سامانه، تأخیر زمانی و پایداری مورد بررسی قرار گرفت. سامانه غیرخطی پیچیدگی زیادی داشته و خطی‌سازی موجب ساده شدن روابط و اعمال تأخیر زمانی گردید که وجود تأخیر زمانی بین ورودی و خروجی در تحلیل

^{۵۷} Proportional-Integral-Derivative Controller (PID Controller)

^{۵۸} Ramp

^{۵۹} Step



دینامیکی مشاهده شد. تأخیر، تأثیر بالایی در سامانه داشته و نادیده گرفتن آن، سامانه را دچار نقص می‌کند. پاسخ سامانه دینامیکی راکتور نمک مذاب TAP به ورودی‌های با فرکانس مختلف، وابسته به زمان تولید نوترون آنی است که با تغییر مقدار آن، پاسخ فرکانسی سامانه به طور قابل توجهی تغییر می‌کند. کنترل‌کننده توان پیشنهاد شده نیز ردیابی عالی خروجی را نشان می‌دهد. نتایج شبیه‌سازی یک رویکرد کنترل کارآمد را تأیید می‌کند. بدین ترتیب، چهارچوبی برای تحلیل راکتور TAP به عنوان نامزد بالقوه برای تأمین انرژی فراهم گردید.

۶ - مراجع:

[۱] G. Wang, J. Wu, B. Zeng, Z. Xu, W. Wu, and X. Ma, "State-space model predictive control method for core power control in pressurized water reactor nuclear power stations," Nuclear Engineering and Technology, vol. ۴۹, no. ۱, pp. ۱۳۴-۱۴۰, ۲۰۱۷.

[۲] N. Dunkle, J. Richardson, V. Pathirana, A. Wheeler, O. Chvala, and S. E. Skutnik, "NERTHUS thermal spectrum molten salt reactor neutronics and dynamic model," Nuclear Engineering and Design, vol. ۴۱۱, p. ۱۱۲۳۹۰, ۲۰۲۳.

[۳] H. Ayhan, "A new solution approach for the nonlinear dynamic model of molten salt reactors," Turkish Journal of Nuclear Sciences, vol. ۳۱, no. ۲, pp. ۹۳-۱۰۴, ۲۰۱۹.

[۴] M. Zarei, "Nonlinear dynamics and control in molten salt reactors," Nuclear Engineering and Design, vol. ۳۳۲, pp. ۲۸۹-۲۹۶, ۲۰۱۸.

[۵] V. Singh, M. R. Lish, O. Chvála, and B. R. Upadhyaya, "Dynamics and control of molten-salt breeder reactor," Nuclear Engineering and Technology, vol. ۴۹, no. ۵, pp. ۸۸۷-۸۹۵, ۲۰۱۷.

[۶] "TRANSATOMIC," TECHNICAL WHITE PAPER, vol. ۲,۱, NOVEMBER ۲۰۱۶.

[۷] B. R. Betzler, J. J. Powers, A. Worrall, S. Robertson, L. Dewan, and M. Massie, "Two-Dimensional Neutronic and Fuel Cycle Analysis of the Transatomic Power Molten Salt Reactor," Oak Ridge National Lab.(ORNL), Oak Ridge, TN (United States), ۲۰۱۷.

[۸] Y. Shimazu, "Nuclear safety analysis of a molten salt breeder reactor," Journal of Nuclear Science and Technology, vol. ۱۵, no. ۷, pp. ۵۱۴-۵۲۲, ۱۹۷۸.

[۹] C. Guerrieri, A. Cammi, and L. Luzzi, "An approach to the MSR dynamics and stability analysis," Progress in Nuclear Energy, vol. ۶۷, pp. ۵۶-۷۳, ۲۰۱۳.

[۱۰] D. Hetrick, "Dynamics of Nuclear Reactors," ed: The University of Chicago Press, ۱۹۷۱.



الوند؛ نرم‌افزار توانمند طراحی و تحلیل ترمونوترونی قلب رآکتورهای با خنک‌کننده تک‌فاز (کد مقاله: ۱۱۹۵)

قرنی، مرتضی؛ سعادتیان، فرحناز؛ خسروی، مرتضی؛ یوسفی، مصطفی

مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای، شرکت مسنا.

چکیده

با توجه به نیاز صنعت هسته‌ای کشور به ابزارهای استاندارد محاسباتی، مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (ANCC) مأموریت یافت تا با بررسی روش‌های مطمئن محاسبات قلب و نیز مطالعه تجارب جهانی، یک نرم‌افزار بومی، تخصصی و صنعتی را برای طراحی و تحلیل ترمونوترونی قلب رآکتورهای هسته‌ای در حالت‌های کاری پایا و پویا توسعه دهد. دستاورد این مأموریت، نرم‌افزار جامعی به نام الوند (ALVAND) است که برپایه معادله چندگروهی پخش نوترون و برخی مدل‌های ساده ولی کارآمد ترموهیدرولیکی توسعه یافته است. کد الوند می‌تواند طیف گسترده‌ای از پارامترهای کاری قلب را در طول چرخه و در شرایط مختلف کاری برآورد کند. محاسبات چندچرخه‌ای و امکان بارگذاری سوخت‌های مصرف‌شده از چرخه‌های قبلی در چرخه‌های بعد از دیگر قابلیت‌های ارزنده کد الوند است. به‌علاوه، این کد می‌تواند در هم‌بستگی با دیگر کد توسعه داده شده در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (به نام آرانیک) امکان یافتن چینش بهینه مجتمع‌های سوخت در قلب را برای هر دوره سوخت‌گذاری فراهم کند. این کد، علاوه بر دقت، صحت و سرعت، امکانات کاربردی متنوعی را در اختیار پژوهش‌گران، طراحان، تحلیل‌گران و مهندسان رآکتور قرار می‌دهد که در ادامه به‌اختصار معرفی می‌شود. هم‌چنین، دو نمونه محک محاسباتی از قلب رآکتور با ساختار هندسی چهار و شش‌گوش برای اثبات توانایی‌های کد الوند به‌اختصار ارائه می‌شود.

کلمات کلیدی: کد الوند، محاسبات قلب، معادله پخش نوترون، پایا و پویا، نودال، اجزای محدود، کتابخانه PMAXS.

ALVAND; A robust code for thermo-neutronic design and analysis of nuclear reactor cores with single-phase coolants

Qarani, Morteza; Saadatian, Farahnaz; Khosravi, Morteza; Yousefi, Mostafa

Advanced Nuclear Computing Center (ANCC), MASNA Co., I. R. Iran.

Abstract:

Significant features of ALVAND, a domestic computational tool for fast, exact and extensive thermo-neutronic design and analysis of reactor cores, are described in brief. ALVAND was developed based on the multigroup diffusion equation coupled to single phase thermal-hydraulics models applicable to both steady state and transient modes. Optimized nodal, finite elements and finite difference methods are invoked to solve the coupled equations besides various schemes to speed up calculations. The code is currently limited to single phase coolants but able to estimate a wide range of working quantities over the core volume. In addition, the user is able to load burnt up fuel assemblies from previous cycles to new core and run the



ALVAND code for multi-cycles schemes. Over-cycle calculation of boric acid as well as cycle length estimation are of major capacities of ALVAND. Also, the code can be coupled to ARANIK (an ANCC product) to make the loading pattern optimization feasible. A number of test-cases are discussed to support the idea.

Keywords: ALVAND, Neutron diffusion equation, Steady state and Transient, Nodal, Finite elements, Finite difference, PMAXS library.

۱- مقدمه

پیش‌نیاز طراحی و تحلیل رآکتورهای هسته‌ای و اطمینان از کارکرد ایمن و بهینه آن‌ها در شرایط مختلف بهره‌برداری، وجود ابزارهای کارآمد محاسباتی است. کد الوند یک ابزار شبیه‌سازی سریع، دقیق و نسبتاً جامع برای محاسبات ترمونوترونی قلب رآکتورهای آبی (پرفشار یا استخری) با جریان سیال تک‌فاز است که بر مبنای معادله سه‌بعدی پخش نوترون و برخی مدل‌های ساده ولی کارآمد ترموهیدرولیکی در حالت‌های پایا و گذرا توسعه یافته است. این کد دستاورد چندین سال تلاش پیوسته مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای است و سعی شده تا امکانات گسترده‌ای را در اختیار کاربران حرفه‌ای آن در صنعت هسته‌ای قرار دهد. شماری از قابلیت‌های کد الوند عبارت است از:

پذیرش هندسه‌های چهار و شش‌گوش و پیش‌بینی تقارن‌های رایج (۳۰، ۴۵، ۶۰، ۹۰، ۱۲۰ و ۱۸۰ درجه) برای کاهش بار محاسباتی؛

حل معادلات سه‌بعدی پخش نوترون به چندین روش استاندارد مختلف (FDM, FEM, NEM, TPEN)؛

امکان دریافت سطح‌مقطع‌ها به دو صورت مستقیم (دستی) و یا در قالب کتابخانه‌های ^{۶۰}PMAXS چندگروهی؛

محاسبه اغلب کمیت‌های اصلی قلب مانند ضریب تکثیر، شار گروهی، توان و ... در طول چرخه؛

برآورد طول چرخه کاری قلب و محاسبه غلظت بحرانی اسیدبوریک در طول چرخه؛

محاسبه پارامترهای جنبشی وزن‌شده با شار الحاقی (تابع اهمیت نوترون) و نیز ضرایب رآکتیویته قلب در طول چرخه کاری؛

امکان ارزیابی برنامه راه‌اندازی قلب با نمودار توان دل‌خواه، جانمایی میله‌های کنترل و شرایط ترموهیدرولیکی در بازه‌های مختلف کاری؛

برآورد پارامترهای ترموهیدرولیکی قلب مانند دمای سوخت و خنک‌کننده، چگالی خنک‌کننده و ... در طول چرخه؛

برآورد میزان مصرف سوخت در مجتمع‌های قلب در طول چرخه؛

بازسازی توان میله، محاسبه گرمای پسماند قلب پس از خاموشی و پشتیبانی از کتابخانه‌های ترموهیدرولیکی آب سنگین؛

^{۶۰} Purdue Macroscopic XS



برآورد انباشت سموم نوترونی ^{135}Xe و ^{149}Sm در قلب در طول چرخه؛

امکان تعریف بازه‌های زمانی متفاوت برای محاسبه اثرات فرسایش سوخت؛

امکان تحلیل چندچرخه‌ای قلب با بازنشانی سوخت‌های مصرف‌شده از چرخه‌های پیش؛

شبیه‌سازی رفتار قلب در طول گذره‌ها؛

امکان انتخاب خودکار یا دستی روش‌های حل دستگاه معادلات خطی مانند BiCG^{61} , SOR^{62} و GMRes^{63} ؛

بهره‌گیری از روش‌های شتاب‌بخشی به محاسبات و نیز پردازش موازی به کمک دستورات OpenMP ؛

کاربری آسان، فایل‌های خروجی همه‌فهم و کاربردی.

بومی بودن این ابزار محاسباتی یک مزیت راه‌بردی برای صنعت هسته‌ای کشور است؛ چراکه قابلیت توسعه، رفع اشکال و افزودن امکانات درخواستی کاربران مختلف (دانشگاهی یا صنعتی) را فراهم می‌کند. اندیشه اصلی در توسعه کد الوند آن بوده که کاربر کمترین داده لازم (شامل تعریف هندسه قلب، معرفی مواد و مجتمع‌ها، پارامترهای تنظیمی و...) را در کمترین زمان و با بالاترین سطح خوانایی و سهولت در ورودی متنی آماده کرده و بهینه حجم خروجی صحیح، دقیق و کاربردی را در کارآمدترین قالب‌های متنی یا نمایشی دریافت نماید. در کنار این قابلیت‌ها، کد الوند می‌تواند با دیگر کد توسعه داده شده در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای (به نام آرانیک) هم‌بسته شده و امکان بهینه‌سازی چیدمان سوخت در قلب رآکتور را برای کاربران فراهم سازد. البته برای ساده‌تر شدن کار با این کدها، یک رابط کاربری گرافیکی نیز در حال توسعه است.

۲- معادلات ترمونوترونی و روش حل آن‌ها در کد الوند

برای محاسبات نوترونی اغلب رآکتورها، حل معادله چندگروهی پخش نوترون کفایت می‌کند. معادله پخش چندگروهی وابسته به زمان به صورت زیر در نظر گرفته می‌شود [۱]:

$$\begin{aligned} \frac{1}{v_g} \frac{\partial}{\partial t} \Phi_g(\mathbf{r}, t) + \nabla \cdot \mathbf{J}_g(\mathbf{r}, t) + \Sigma_{rg}(\mathbf{r}, t) \Phi_g(\mathbf{r}, t) \\ = \chi_g \sum_{g'=1}^G (1 - \beta) v_{g'} \Sigma_{fg'}(\mathbf{r}, t) \Phi_{g'}(\mathbf{r}, t) \\ + \sum_{g' \neq g}^G \Sigma_{gg'}(\mathbf{r}, t) \Phi_{g'}(\mathbf{r}, t) + \sum_{d=1}^D \chi_{dg} \lambda_d c_d(\mathbf{r}, t), \end{aligned} \quad (2-1)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t} c_d(\mathbf{r}, t) = \beta_d \sum_{g'=1}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \Phi_{g'}(\mathbf{r}, t) - \lambda_d c_d(\mathbf{r}, t), \quad d \\ = 1, 2, \dots, D; \quad g = 1, 2, \dots, G. \end{aligned}$$

⁶¹ Biconjugate Gradient

⁶² Successive Over-Relaxation

⁶³ Generalized Minimal Residual method



در کد الوند، وابستگی زمانی معادلات پخش به روش تفاضل محدود ضمنی گسسته شده و وابستگی مکانی نیز به کمک تقریب‌های زیر و به انتخاب کاربر، گسسته و سپس حل می‌شود:

۱. روش بسط نودال ($NEM^{۶۴}$) بر بستر روش تفاضل محدود مش درشت ($CMFD^{۶۵}$) برای هندسه مکعبی؛

۲. روش نودال چندجمله‌ای پایه مثلثی ($TPEN^{۶۶}$) بر بستر $CMFD$ برای هندسه شش‌گوش؛

روش‌های بسط نودال شار از جمله شیوه‌های کارآمد حل معادله پخش به شمار می‌روند که بر پایه انتگرال‌گیری از معادله و محاسبه میانگین شار در هر نود استوار هستند. در این روش‌ها به علت نگاه‌داشت توازن نوترون در نودهای بزرگ، معادله با دقت قابل قبول در زمان کم‌تر و با حافظه مصرفی کم‌تر حل می‌شود. در روش بسط نودال ویژه هندسه منشوری ابتدا هر مش شش‌گوش به ۶ مثلث برابر تقسیم شده و سپس روی هر یک از این مثلث‌ها معادله به روش $TPEN$ بر بستر $CMFD$ حل می‌شود. برای افزایش هرچه بیشتر سرعت پردازش، اولاً روش نودال بر بستر $CMFD$ پیاده شده و در کنار آن از رهیافت جابه‌جایی ویژه مقدار ویلنت ۶۷ و موازی‌سازی پردازش با دستورات $OpenMP$ نیز استفاده شده است.

۳. روش اجزای محدود ($FEM^{۶۸}$) با رویکرد باقی‌مانده وزن‌شده گالرکین ۶۹ برای هر دو هندسه.

روش اجزای محدود پیاده‌شده در کد الوند از فرمول‌بندی باقی‌مانده وزن‌شده تبعیت می‌کند که در حجم هر المان ابتدا یک تابع تقریب برای معادله دیفرانسیلی پخش در نظر گرفته شده و سپس انتگرال باقی‌مانده وزن‌شده روی دامنه مسئله کمینه می‌شود. در روش گالرکین، تابع وزن پیشنهادی از جنس خود تابع تقریب است $W(x) = U(x)$. بنابراین، پیش‌نیاز روش اجزای محدود، مش‌بندی هندسه مسئله است که برای این منظور، در کد الوند یک زیرروال شبکه‌ساز خودکار برای حل گر FEM توسعه یافته است. متناسب با هندسه قلب و دقت مدنظر می‌توان از المان‌های مکعبی یا منشوری مرتبه اول یا دوم استفاده کرد [۲].

۳- رهیافت‌های ترموهیدرولیکی در کد الوند

در کد الوند، امکان حل معادلات هم‌بسته نوترونی- ترموهیدرولیکی در طول چرخه و با تنظیم دل‌خواه پارامترهای کاری مانند توان و ارتفاع میله‌های کنترل فراهم است. معادلات ترموهیدرولیکی پیش‌بینی‌شده در الوند، عبارتند از:

۱. معادله رسانش گرما؛

۲. معادله هم‌رفت گرما در طول گذرگاه سیال.

برای تحلیل ترموهیدرولیکی قلب از یک مدل تک‌فاز و چندگذرگاهی ۷۰ استفاده شده و فرض می‌شود که گرما در سوخت به صورت همگن تولید شده و در راستای شعاعی (r) به خنک‌کننده هدایت می‌شود.

^{۶۴} Nodal Expansion Method

^{۶۵} Coarse Mesh Finite Difference

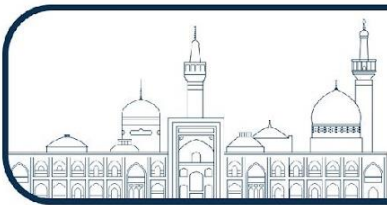
^{۶۶} Triangular Polynomial Expansion Nodal method

^{۶۷} Wielandts Shift Method

^{۶۸} Finite Element Method

^{۶۹} Galerkin

^{۷۰} Multi-channel



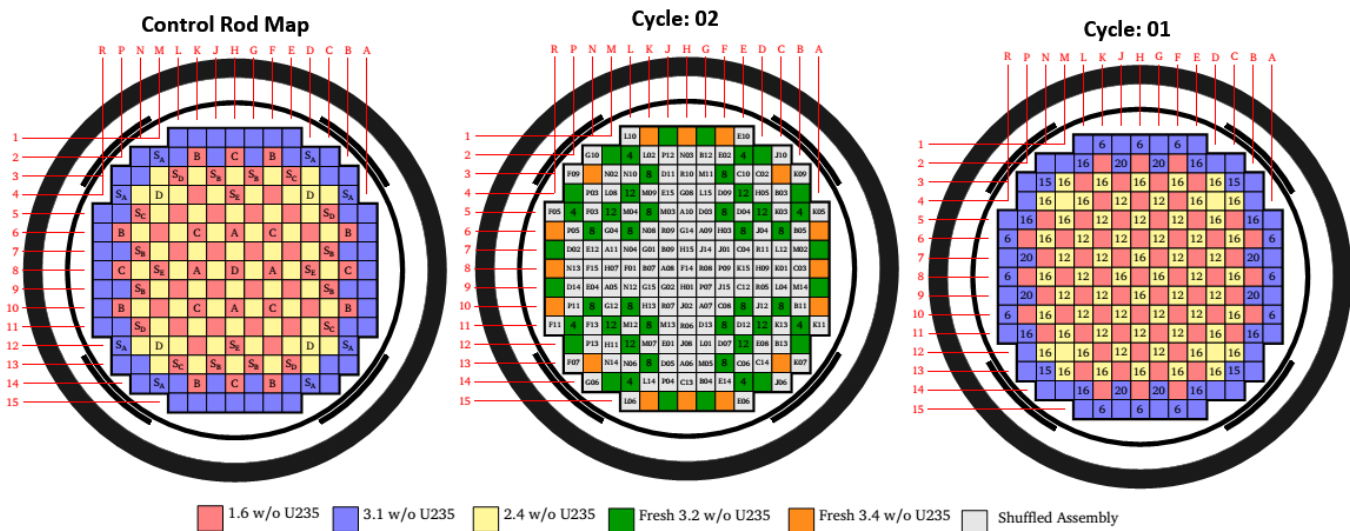
۴- راستی‌آزمایی و اعتبارسنجی کد الوند

کد الوند با استناد به محک‌های گوناگون راستی‌آزمایی و اعتبارسنجی شده و نتایج آن در مدارک فنی کد ثبت شده است. در این مقاله، برای رعایت اختصار تنها نتایج دو محک با هندسه چهارگوش و شش‌گوش بررسی می‌شوند.

۴-۱- رآکتور MIT

مشخصات کامل این رآکتور سه‌بعدی چهارگوش با دو چرخه کاری در مرجع [۳] بیان شده است. آرایش قلب در دو چرخه کاری به همراه جانمایی گروه‌های میله کنترل در شکل ۶ نمایش داده شده است. همچنین، سطح مقطع مواد در قالب کتابخانه PMAXS با دو، چهار و هشت گروه انرژی نوترون تولید شده است. دو وضعیت زیر بررسی می‌شوند:

- **حالت HZP^۱:** در این حالت، توان رآکتور حدود ۲۵ MWth است و پارامترهای هدف، غلظت بحرانی اسید بوریک و ضرایب رآکتیویته دمای سوخت (FTC)، کندکننده (MTC) و هم‌دما (ITC)^۲ در چرخه یکم هستند. پارامترها با فرض صفر بودن غلظت سموم ^{۱۳۵}Xe و ^{۱۴۹}Sm محاسبه شده و نتایج در شکل ۱۱ و جدول ۲ آمده است. همان‌طور که دیده می‌شود، انحراف ضرایب رآکتیویته محاسبه‌شده با الوند از مقدار مرجع در حدود ۱ pcm/°C است.
- **حالت HF^۳:** غلظت بحرانی اسید بوریک در طول چرخه‌های ۱ و ۲ رآکتور MIT با فرض بیرون بودن همه میله‌های کنترل به ترتیب در شکل ۱۲ و شکل ۱۳ رسم شده است. غلظت سموم اشباع فرض می‌شود. بیشینه اختلاف مطلق غلظت اسید بین کد الوند و مقادیر اندازه‌گیری‌شده در هر دو چرخه کاری قلب کمتر از ۵۰ ppm بوده است.

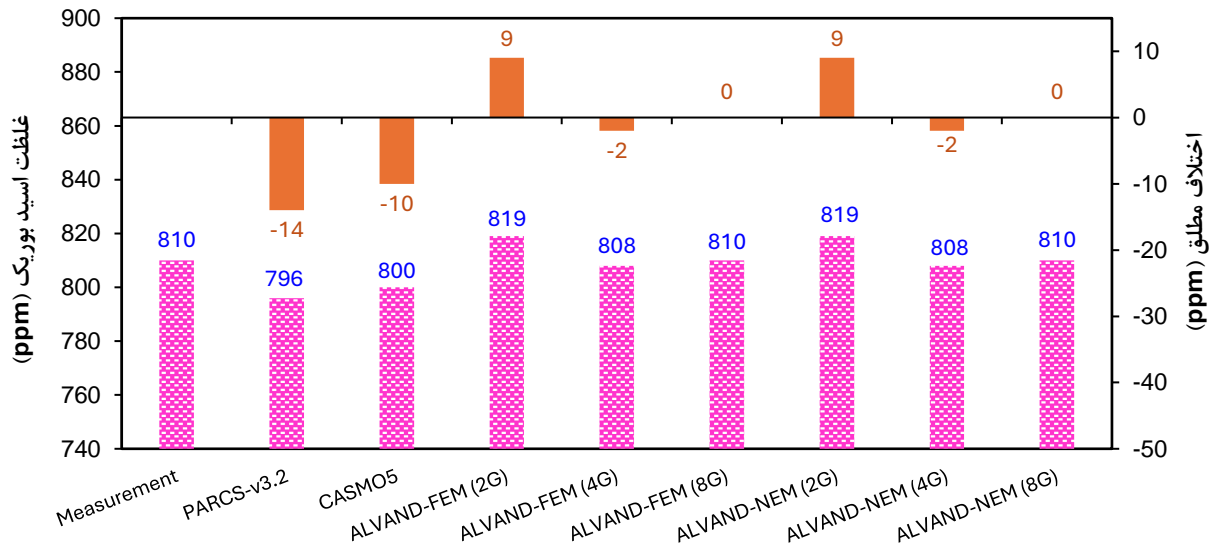


شکل ۱۰: چیدمان قلب و جانمایی گروه‌های میله کنترل در چرخه‌های یکم و دوم قلب رآکتور MIT [۳].

^۱ Hot Zero Power

^۲ Isothermal temperature coefficient; ITC=FTC+MTC, both measured at a same temperature.

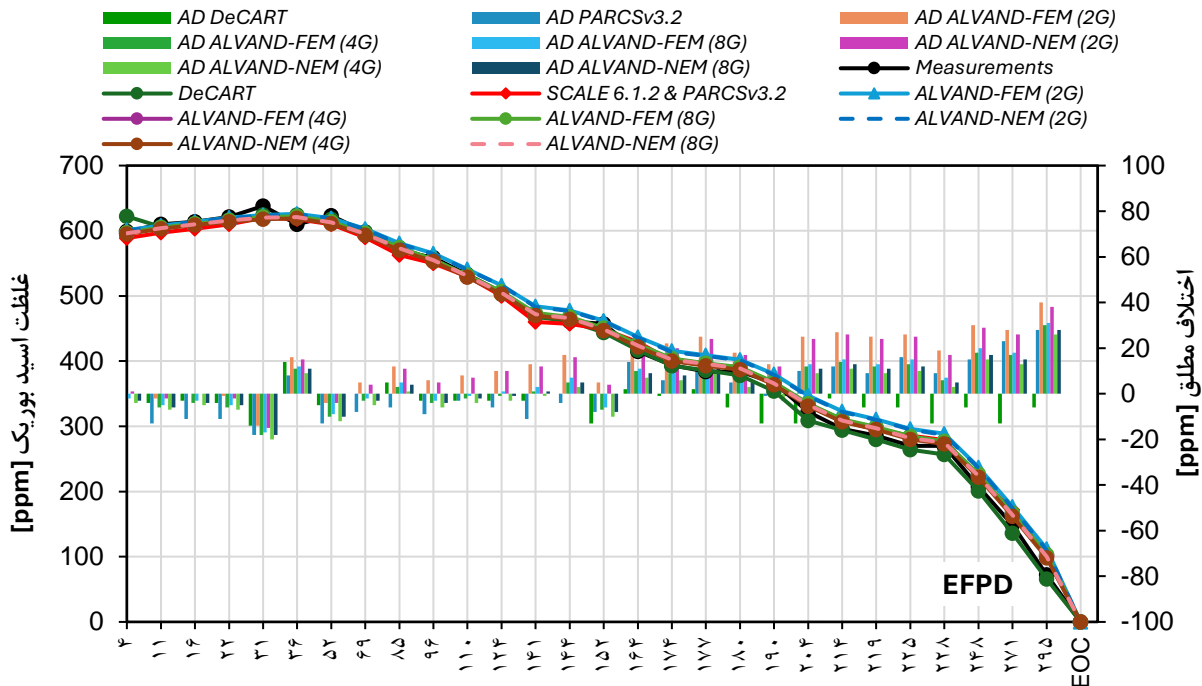
^۳ Hot Full Power



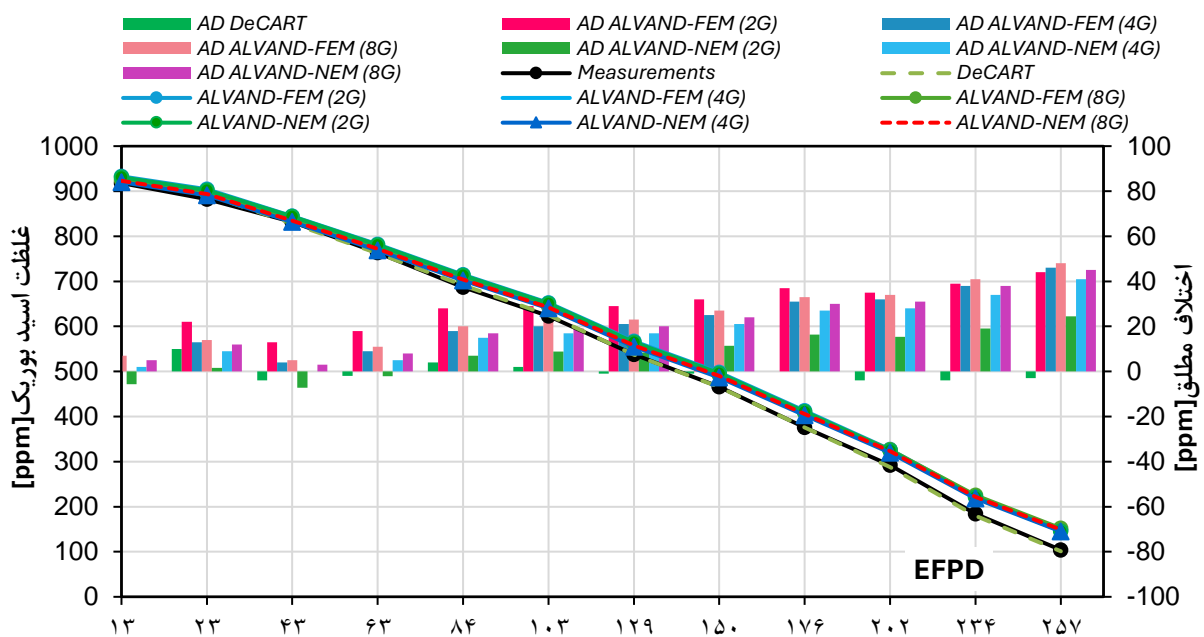
شکل ۱۱: مقایسه غلظت بحرانی اسید بوریک در چرخه اول قلب راکتور MIT (میله‌های کنترل گروه C و D داخل قلب).

جدول ۳: مقایسه ضریب راکتیویته دمایی در چرخه اول قلب راکتور MIT (میله‌های کنترل گروه C و D داخل قلب).

اختلاف مطلق [pcm/°C]	ضریب راکتیویته دمایی [pcm/°C]			تعداد گروه‌های انرژی	کد
	هم‌دما	خنک‌کننده	سوخت		
مرجع	-۱۴/۴۲	-	-	-	اندازه‌گیری [۳]
-۲/۷۷	-۱۷/۱۹	-	-	-	DeCART (ترابرد) [۴]
۰/۴۷	-۱۳/۹۵	-	-	-	CASMO ^۵ (ENDF/B ^۷ , ۱) [۵]
-۰/۵۴	-۱۴/۹۶	-۱۳/۴۶	-۱/۵۰	-	MCNP ^۶ [۶]
-۱/۲۵	-۱۵/۶۷	-۱۳/۰۲	-۲/۶۵	۲	ALVAND (FEM)
-۰/۶۵	-۱۵/۰۷	-۱۲/۳۸	-۲/۶۹	۴	
-۱/۰۳	-۱۵/۴۵	-۱۲/۷۶	-۲/۶۹	۸	
-۱/۵۶	-۱۵/۹۸	-۱۳/۲۷	-۲/۷۱	۲	ALVAND (NEM)
-۰/۸۳	-۱۵/۲۵	-۱۲/۵۲	-۲/۷۳	۴	
-۱/۲۳	-۱۵/۶۵	-۱۲/۹۲	-۲/۷۳	۸	



شکل ۱۲: تغییرات غلظت بحرانی اسید بوریک در حالت HFP در طول چرخه اول رآکتور MIT.



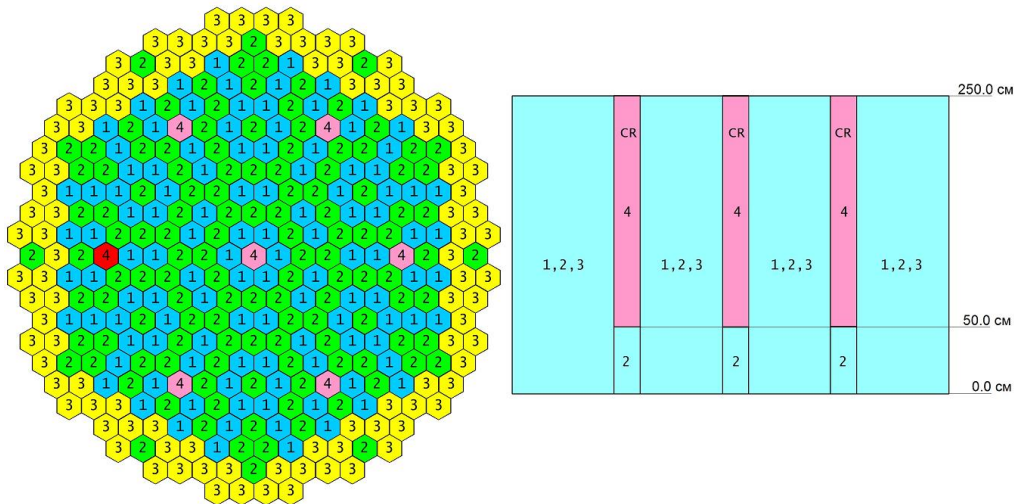
شکل ۱۳: تغییرات غلظت بحرانی اسید بوریک در حالت HFP در طول چرخه دوم رآکتور MIT.

۲-۴ - رآکتور VVER-۴۴۰

مشخصات کامل این محک در مراجع [۷] و [۸] داده شده است. برای ارزیابی خروجی کد الوند در مسائل وابسته به زمان، اثرات بازخورد دمایی سوخت در حادثه پرش ناگهانی میله کنترل در یک رآکتور VVER-۴۴۰ بررسی می‌شود. قلب این رآکتور از سه نوع مجتمع سوخت (مواد ۱، ۲ و ۳) و میله کنترل (ماده ۴) تشکیل شده است (شکل ۱۴). در آغاز گذره،



رآکتور در حالت HZP و میله‌های کنترل ۵۰ cm بالاتر از کف قلب قرار دارند. سپس، ناگهان تک‌میله کنترل سُرخ‌رنگ در شکل ۱۴ در مدت ۰٫۱۶ s از قلب بیرون می‌پرد. گذره تا ثانیه ۲٫۰ با گام‌های زمانی ۲ ms ثانیه و با ۱۰ مش محوری با کدهای الوند و PARCS-v۲٫۶ شبیه‌سازی شده است.

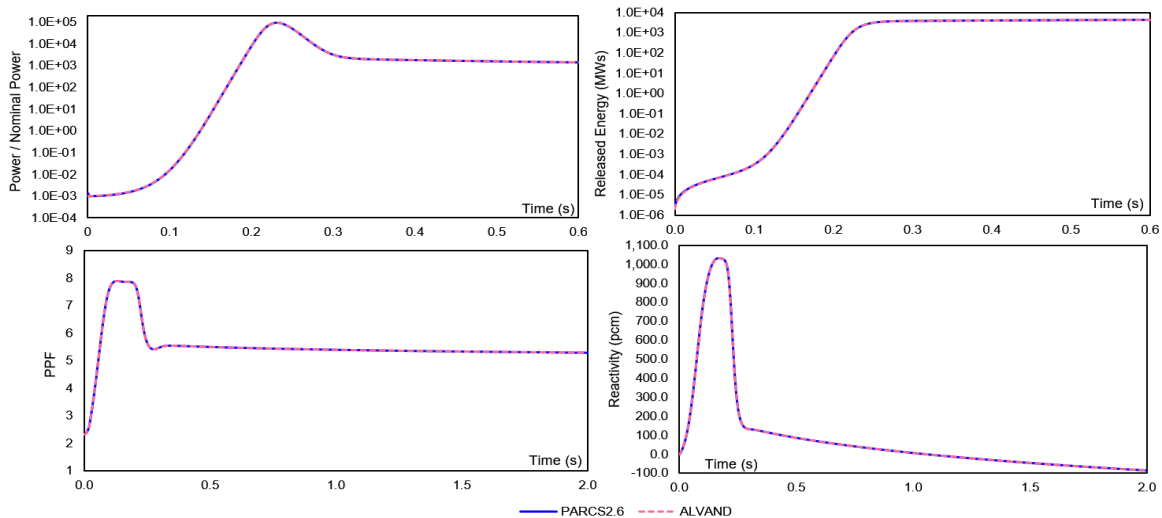


شکل ۱۴: آرایش و ساختار هندسی قلب رآکتور VVER-۴۴۰ [۹].

در جدول ۴، ضریب تکثیر نوترون در آغاز گذره و در شکل ۱۵ نتایج کد الوند به‌ترتیب برای تغییرات توان، انرژی آزادشده، ضریب قله توان و راکتیویته پس از آغاز گذره با نتایج کد PARCS۲٫۶ مقایسه شده است.

جدول ۴: مقایسه ضریب تکثیر مؤثر نوترون در حالت پایا - رآکتور VVER-۴۴۰.

کد	ALVA ND	PARC S-v۲٫۶	BIPR ^۸
k_{eff}	۱٫۹۹۸۳۵۴	۱٫۹۹۸۳۵۵	۱٫۹۹۸۴۴۲



شکل ۱۵: تغییرات توان قلب، انرژی آزادشده، ضریب قله توان و راکتیویته پس از پرش میله کنترل - رآکتور VVER-۴۴۰.



در این محک بیشینه اختلاف نسبی مشاهده شده برای توان بین دو کد الوند و $\nu_{2,6}$ -PARCS حدود ۰/۱۱٪ است.

۵- بحث و نتیجه‌گیری

در این مقاله شماری از قابلیت‌های کد بومی الوند به اختصار معرفی شده و سپس، خروجی آن برای دو نوع رآکتور چهارگوش و شش‌گوش با مقادیر اندازه‌گیری و کدهای دیگر از جمله $\nu_{2,6}$ -PARCS مقایسه شد. یادآور می‌شود برای تولید کتابخانه‌های PMAXS باید از نرم‌افزار ترنج، دیگر محصول مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای، استفاده نمود. علاقه‌مندان برای آگاهی بیشتر می‌توانند از راه‌های ارتباطی زیر با مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای مکاتبه نمایند:

۶- فهرست مراجع:

- [۱] Gehin, J.C., "A Quasi-static Polynomial Nodal Method for Nuclear Reactor Analysis", PhD Thesis, MIT Department of Nuclear Engineering, ۱۹۹۲.
- [۲] Zienkiewicz, O.C., CBE, FRS, "The Finite Element Method: Its Basis and Fundamentals". Elsevier Butterworth-Heinemann, ۶th edition, ۲۰۰۵.
- [۳] Group, M.C.R.P., "MIT Benchmark Evaluation And Validation Reactor Simulations". Release rev. ۲,۰,۰,۲, ۲۰۱۸.
- [۴] H.J. Park, S.J.K., H. Kwon, J.Y. Cho, "BEAVRS benchmark analyses by DeCART stand-alone calculations and comparison with DeCART/MATRA multi-physics coupling calculations". NET, ۵۲(۹): p. ۱۸۹۶-۱۹۰۶, ۲۰۲۰.
- [۵] Tatsuya, F. and Tomohiro, S., "Analysis of the BEAVRS benchmark using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 and ENDF/B-7.1". EPJ Web of Conferences ۲۴۷, ۲۰۲۱.
- [۶] Hassan, M., "Simulation of BEAVRS Benchmark at Hot Zero Power Using MCNP6". Arab Journal of Nuclear Sciences and Applications, ۵۴(۴): p. ۷۳-۸۱, ۲۰۲۱.
- [۷] Kereszturi & Telbisz, "AER Benchmark Specification Sheet (Test ID: AER-DYN-001)", Available from www.Aer-Web.com/Benchmarks, ۲۰۰۰.
- [۸] Grundmann & Rossendorf, "AER Benchmark Specification Sheet (Test ID: AER-DYN-002)", Available from www.Aer-Web.com/Benchmarks, ۱۹۹۹.
- [۹] Avvakumov, A.V. and et.al., "Solution of the Neutronics Code Dynamic Benchmark by Finite Element Method", AIP Conference Proceedings ۱۷۷۳, ۲۰۱۶.



توسعه کد محاسبه کننده آسیب جابجایی گاما "GAMMATRACK" با استفاده از توانمندیهای

LAMMPS (کد مقاله : ۱۲۰۳)

حسینی، مهسا*، حمیدی، سعید^۱

^۱گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه اراک، مرکزی، ایران

چکیده

کد *GAMMATRACK* که قبلاً بر مبنای مونت کارلو توسعه داده شده، قابلیت تجزیه و تحلیل درصد مشارکت و انرژی اتم‌های بیرون افتاده اولیه و آهنگ آسیب جابجایی را دارد. با این حال، در برخی از مباحث مانند مدل‌سازی دینامیکی نقص‌ها، ارزیابی تأثیر زمان و دما بر ترمیم آن‌ها و بررسی دقیق برهم‌کنش‌های اتمی با محدودیت‌هایی مواجه است. نرم‌افزار *LAMMPS* با قابلیت‌های برجسته در شبیه‌سازی دینامیک مولکولی می‌تواند این کمبودها را برطرف کند. این مطالعه به بررسی توانایی‌های نرم‌افزار *LAMMPS* به‌عنوان ابزاری قدرتمند برای مدل‌سازی و پیش‌بینی آسیب تابش گاما می‌پردازد. ترکیب کد *GAMMATRACK* با *LAMMPS* بستری جامع و دقیق برای تحلیل همه‌جانبه اثر تابش گاما بر مواد را فراهم خواهد کرد.

کلمات کلیدی: آسیب تابشی گاما، دینامیک مولکولی، آسیب جابجایی، *GAMMATRACK*.

Development of a Gamma Displacement Damage Calculation Code "GAMMATRACK" Using LAMMPS Capabilities

M. Hoseini*, S. Hamidi

Faculty of Science, Arak University, Arak, Iran

Abstract

The *GAMMATRACK* code, previously developed based on Monte Carlo methods, is capable of analyzing the energy spectrum of primary knock-on atoms and displacement damage rates. However, it faces limitations in certain aspects, such as dynamic modeling of defects, evaluating the effects of time and temperature on their recovery, and detailed investigation of atomic interactions. The *LAMMPS* software, with its outstanding capabilities in molecular dynamics simulations, can address these shortcomings. This study examines the capabilities of *LAMMPS* as a powerful tool for modeling and predicting gamma radiation damage. Combining the *GAMMATRACK* code with *LAMMPS* provides a comprehensive and precise framework for an all-encompassing analysis of the effects of gamma radiation on materials.

Key words: Gamma Radiation Damage, Molecular Dynamics, Displacement Damage, *GAMMATRACK*.



آسیب ناشی از تابش گاما موجب ایجاد انواعی از عیوب ساختاری می‌شود. این عیوب و نحوه توزیع آنها در مواد نقش مهمی در تعیین یکپارچگی ساختاری مواد دارند. شناخت و بررسی انواع آسیب تابشی برای توسعه موادی که بتوانند در محیط‌های پرتوزای شدید هسته‌ای، مقاومت کرده و خواصشان را حفظ کنند، بسیار حائز اهمیت است [۱]. این محیط‌ها می‌توانند با ایجاد آسیب‌های جابجایی، خواص مکانیکی و حرارتی مواد را تخریب کنند [۲]. همچنین، تجمع عیوب می‌تواند منجر به تغییرات ریز ساختاری پیچیده نظیر حفره‌ها و حلقه‌های نابجایی شود که در نهایت منجر به سخت شدن، شکنندگی و تردی و حتی تغییر ابعاد در ساختار مواد شوند [۳]. بنابراین، داشتن دانش و درک جامع از اثرات ناشی از آسیب تابشی برای اطمینان به قابل اعتماد بودن مواد و حفظ طول عمرشان در محیط‌های پرتوزای شدید هسته‌ای ضرورت دارد [۱، ۴]. به طور مثال، در راکتورهای هسته‌ای، تجهیزات فضایی و حسگرهای تابشی این تغییرات از اهمیت به‌سزایی برخوردارند، زیرا مستقیماً بر ایمنی و دوام مواد تاثیر می‌گذارند [۲، ۴-۶].

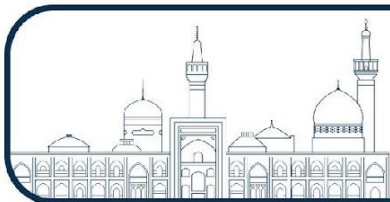
فنگ و همکاران، گزارش کرده‌اند که آسیب ناشی از تابش گاما در مواردی با ایجاد عیوب ساختاری قادر خواهد بود که جذب نوری مواد را افزایش داده و موجب تغییر خواص حرارتی و مکانیکی آن شود [۲]. همچنین تجمع عیوب از قبیل جاهای خالی و بین‌نشینی منجر به تغییرات ریز ساختاری پیچیده‌ای می‌شود که بر خواص مکانیکی مواد به کار برده شده در راکتورهای هسته‌ای و مواد فلزی تاثیر گذاشته است [۳، ۵، ۷]. در پژوهش‌های دیگر گزارش شده که در برخی موارد نقص‌ها می‌توانند ویژگی‌های مکانیکی خاصی را تحت شرایط مشخص بهبود و یا باعث کاهش آن شوند [۸، ۹].

این مطالعه مروری با هدف بررسی مزایای استفاده از نرم افزار LAMMPS^۴ نسبت به روش مونت کارلو، برای بررسی اثرات تابش گاما انجام شده است. هدف اصلی، طراحی کدی جامع برای پیش‌بینی آسیب‌های ناشی از تابش گاما در آینده است. فرآیند توسعه کد محاسبه‌کننده آسیب گاما (GAMMATRACK) از قبل آغاز شده است [۱۰، ۱۱] و نویسنده با کمک روش مونت کارلو (MCNP) و کد SRIM^۵، کد GAMMATRACK را توسعه داده و تاکنون داده‌هایی مانند نمودار آسیب بر حسب عمق هدف، درصد مشارکت و انرژی اتم‌های بیرون افتاده اولیه^۶ (PKA) و آهنگ آسیب جابجایی اتم‌ها (DPA/y)، محاسبه شده‌اند [۱۰، ۱۱]. روشن است که روش مونت کارلو از اصول آماری برای شبیه‌سازی برهم‌کنش تابش با مواد بهره می‌گیرد، اما توانایی آن در بررسی مکانیزم‌های دینامیکی در مقیاس اتمی و تحلیل زمان‌محور محدود است [۸]. توسعه کد GAMMATRACK با استفاده از شبیه‌سازی‌های مبتنی بر LAMMPS، گامی مهم در جهت تکمیل آن و ایجاد کدی جامع و کاربردی خواهد بود که قابلیت پیش‌بینی دقیق آسیب‌های ناشی از تابش گاما را بسته به شرایط مختلف، برای نخستین بار در کشور فراهم می‌کند.

^۴ Large-scale Atomic/Molecular Massively Parallel Simulator

^۵ Stopping and Range of Ions in Matter

^۶ Primary Knock-on Atoms



۲- روش کار:

نرم افزار LAMMPS، یک کد دینامیک مولکولی قدرتمند است که به منظور بررسی برهم کنش‌های اتمی و شبیه‌سازی خواص مواد مختلف از جمله فلزات، پلیمرها و سرامیک‌ها طراحی شده است [۳، ۵، ۱۲]. این کد توانایی شبیه‌سازی فرآیندها را در مقیاس‌های زمانی نانو ثانیه ای و نانومتری دارد [۲، ۵] و با استفاده از پتانسیل‌های مختلف امکان مطالعه پدیده‌های پیچیده مثل آبشارهای جابجایی، تغییرات ریزساختاری و نقص‌های ناشی از تابش را فراهم می‌کند [۱، ۴، ۱۳]. این کد با شبیه‌سازی می‌تواند اثر دما، انرژی و جهت‌ها بر جابجایی اتمی را مشخص کند و با ارائه مدل‌های دقیق برای تکامل ریزساختار و نقص‌ها کمک می‌کند تا محققان رفتار مواد را در شرایط مختلف، تحلیل کرده و درک رفتار مواد را در کاربردهای هسته‌ای و توسعه مواد جدید بهبود بخشند [۳، ۸، ۹]. این ویژگی‌ها LAMMPS را به ابزاری حیاتی برای مطالعه تعاملات پیچیده تابش و ماده تبدیل کرده است.

در ادامه جدول (۱) آورده شده است که توانایی‌های LAMMPS را در بررسی آسیب تابش گاما مشخص می‌کند. بر اساس این مطالعات مشخص است که LAMMPS می‌تواند تغییرات ساختاری ناشی از تابش مثل تغییر در انرژی پتانسیل در اثر نقص‌ها و تجمع نقص‌ها را به صورت دینامیکی شبیه‌سازی کند و برهم کنش بین اتم‌ها را با کمک پتانسیل‌های پیشرفته بررسی کند [۲].

یکی از مزیت‌های اصلی LAMMPS، توانایی آن در بررسی اثرات متغیرهای محیطی مثل دما و دز تابشی بر رفتار مواد تحت تابش است. این بررسی‌ها نشان می‌دهد که نقص‌ها در دماهای بالا سریع‌تر بازیابی شده و ساختار پایداری بیشتری نسبت به دماهای پایین دارد که در آن نقص‌ها پایدارتر بوده و فرایند ترمیم کندتر خواهد بود [۴، ۵].

مرز دانه^{۷۷}، مرز یا سطحی که دو دانه^{۷۸} (بلور) مجاور در یک ماده جامد چندبلوری را از هم جدا می‌کند، نقش مهمی در جمع‌آوری و تجمع نقص‌ها (مانند عیوب بلوری یا ناخالصی‌ها) دارند. این فرآیند باعث می‌شود که تعداد نقص‌ها در داخل دانه‌ها کاهش یابد، زیرا نقص‌ها به سمت مرز دانه‌ها حرکت کرده و در آنجا جمع می‌شوند. با این حال، نرم‌افزارهایی مانند MCNP، قادر به بررسی دقیق این پدیده نیستند، زیرا این نرم‌افزارها برای تحلیل چنین رفتارهای پیچیده‌ای در مواد طراحی نشده‌اند. این مورد برتری LAMMPS را در تحلیل دینامیک نقص‌ها و تغییرات ساختاری نشان می‌دهد [۳].

۳- نتایج:

پژوهشگر قصد دارد برای مطالعه اثرات تابش گاما بر مواد از تلفیق نتایج کد LAMMPS و کد مونت کارلو استفاده کند. همان طور که گفته شد، کد محاسبه کننده آسیب ناشی از تابش گاما بر اساس روش مونت کارلو با تلفیق دو کد MCNP و SRIM قبلا توسعه داده شده است و نتایج آن در مقالات معتبر، گزارش شده است. روش مونت کارلو ابزار قدرتمندی برای

^{۷۷} Grain Boundary

^{۷۸} Grain



شبیه‌سازی آماری آسیب‌های ناشی از تابش است، اما به دلیل محدودیت‌هایی که در بررسی پویایی نقص‌ها و تجسم تغییرات ساختاری دارد، باید در ترکیب با روش‌هایی مانند LAMMPS و ابزارهای تجسمی مانند OVITO^{۷۹} استفاده شود. بهره‌گیری از OVITO و یادگیری ماشین^{۸۰}، LAMMPS را نسبت به روش مونت کارلو متمایز کرده و به محققان اجازه می‌دهد با تجسم تغییرات ساختاری مواد، به طور دقیق‌تری آسیب‌ها را پیش‌بینی کنند. گفتیم که LAMMPS با توانایی شبیه‌سازی دینامیکی جابه‌جایی اتم‌ها، تشکیل نقص‌های اولیه مانند جفت‌های فرنکل^{۸۱} و تحلیل فرآیندهایی مانند تجمع یا بازپخت نقص‌ها، ابزار دقیقی برای مطالعه اثرات تابش را ارائه می‌دهد.

جدول ۱: نتایج بررسی آسیب گاما بر روی مواد با شبیه‌سازی LAMMPS.

منابع	نتایجی که با LAMMPS بررسی شده اند	ویژگی
[۴, ۲]	تابش گاما نقص‌هایی را در شبکه بلوری مواد ایجاد می‌کند.	ایجاد نقص‌های اتمی
[۵, ۴, ۲]	تجمع نقص‌ها می‌تواند خواص مکانیکی مواد (به عنوان مثال مدول یانگ، نرخ تورم) را تغییر دهد.	تحلیل تجمع نقص‌ها
[۴, ۲]	نقص‌ها منجر به تغییر ساختار بلوری و ایجاد تنش‌های داخلی می‌شوند.	تغییرات ساختاری دینامیکی
[۵, ۴]	در دماهای بالا، نقص‌ها سریع‌تر ترمیم شده و مواد پایداری بیشتری پیدا می‌کنند، اما در دماهای پایین‌تر، نقص‌ها پایدارتر بوده و فرآیند ترمیم کندتر است.	تأثیر دما بر نقص‌ها
[۵, ۴, ۲]	به دلیل ایجاد نقص‌ها، انرژی پتانسیل مواد پس از تابش افزایش یافته است.	تغییرات در انرژی پتانسیل
[۴, ۲]	نقص‌ها با گذشت زمان و در دماهای بالا با حرکت حرارتی اتم‌ها بازیابی شده و ساختار بلوری بهبود می‌یابد.	بازیابی نقص‌ها
[۳-۵]	مرزدانه‌ها به عنوان محل تجمع نقص‌ها عمل کرده و باعث کاهش نقص‌های داخلی در دانه‌ها می‌شوند.	اثر تابش بر مرزدانه‌ها
[۲]	تابش عمود بر صفحات بلوری نقص‌های شدیدتری ایجاد می‌کند، در حالی که تابش با زاویه کمتر تأثیر کمتری بر تغییرات ساختاری دارد.	تحلیل جهت تابش
[۵, ۴]	افزودن عناصر آلیاژی مانند کروم و آلومینیوم مقاومت مواد در برابر تابش را بهبود بخشیده است.	اثر عناصر آلیاژی

^{۷۹}. یک نرم‌افزار متن‌باز و قدرتمند برای تجزیه و تحلیل و مصورسازی داده‌های شبیه‌سازی دینامیک مولکولی و سیستم‌های مواد است

^{۸۰} Machin Learning

^{۸۱} Frenkel Pairs



یکی از ویژگی‌های منحصر به فرد LAMMPS که به درک بیشتر مکانیزم‌های آسیب تابشی کمک می‌کند و روش مونت کارلو قادر به انجام آن نیست، امکان بررسی تغییرات ساختاری مواد در طول زمان و بررسی اثرات وابسته به دما و زمان است. همچنین LAMMPS با پشتیبانی از پتانسیل‌های میان‌اتمی پیشرفته، امکان بررسی طیف گسترده‌ای از مواد از جمله فلزات، سرامیک‌ها و پلیمرها را فراهم کرده است. قابلیت تحلیل خواص مکانیکی، مانند مدول یانگ و نرخ تورم مواد در اثر تابش، از دیگر نقاط قوت و حائز اهمیت است که LAMMPS آن را به صورت دقیق در سطح اتمی امکان‌پذیر می‌کند. بنابراین LAMMPS با قابلیت‌های پیشرفته خود، ابزاری کلیدی برای تکمیل و بهینه‌سازی کد GAMMATRACK محسوب می‌شود. این کد با بهره‌گیری از دقت بالای شبیه‌سازی‌های LAMMPS و روش مونت کارلو، می‌تواند اثر آسیب تابش گاما بر مواد را با در نظر گرفتن متغیرهای مختلف محاسبه کرده و بستری جامع و دقیق برای تحلیل همه جانبه اثر تابش گاما بر مواد فراهم کند.

۴- بحث و نتیجه‌گیری:

کد LAMMPS با شبیه‌سازی دینامیکی دقیق در مقیاس اتمی، ابزاری ایده‌آل برای تحلیل آسیب‌های ناشی از تابش و نقص‌های اتمی است. با در نظر گرفتن توانایی‌های LAMMPS تصمیم داریم در جهت تکمیل و توسعه کد GAMMATRACK که بر مبنای روش مونت کارلو توسعه داده شده است، پردازیم. هدف نهایی دستیابی به کدی جامع در کشور برای محاسبه آسیب ناشی از تابش گاما با در نظر گرفتن تمام متغیرها نظیر دما و زمان تابش و ... است تا بتوان تغییرات ساختاری مواد تحت تابش گاما را مدل‌سازی کرد. توسعه این کد گامی مهم در راستای دسترسی به ابزاری جامع برای برآورد آسیب ناشی از تابش گاما در صنایع مختلف از جمله مواد ساختاری راکتورهای هسته‌ای، شتاب‌دهنده‌های ذرات، آشکارسازهای تابشی، بدنه ماهواره‌ها و پلیمرها است. در آینده‌ای نزدیک، نتایج حاصل از این پژوهش می‌تواند به طراحی و تولید مواد اصلاح‌شده و مقاوم به تابش با استانداردهای هسته‌ای مورد نیاز صنایع داخلی منجر شود.

۵- مراجع

- [۱] D.J. Bacon, T.D. De La Rubia, Molecular dynamics computer simulations of displacement cascades in metals, *Journal of Nuclear Materials*, ۲۱۶ (۱۹۹۴) ۲۷۵-۲۹۰.
- [۲] Q. Feng, H. Deng, B. Wang, B. li, X. Xiang, L. Li, B. Zhong, S. Li, X. Zu, Gamma-ray irradiation effect on microstructure and physical performances of porous silica, *Journal of the American Ceramic Society*, ۱۰۶ (۲۰۲۳) ۶۵۵۵-۶۵۶۴.
- [۳] E. Mansouri, P. Olsson, Microstructure and magnetization evolution in bcc iron via direct first-principles predictions of radiation effects, *Physical Review Materials*, ۷ (۲۰۲۳) ۱۲۳۶۰۴.
- [۴] T. Ye, H. Yao, Y. Wu, J. Zhang, J. Wu, M. Wang, W. Tian, G. Su, S. Qiu, Primary radiation damage characteristics in displacement cascades of FeCrAl alloys, *Journal of Nuclear Materials*, ۵۴۹ (۲۰۲۱) ۱۵۲۹۰۹.
- [۵] C.S. Becquart, C. Domain, L. Malerba, M. Hou, The influence of the internal displacement cascades structure on the growth of point defect clusters in radiation environment, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*, ۲۲۸ (۲۰۰۵) ۱۸۱-۱۸۶.



- [۱] L. Zhang, H. Zhang, D. Chen, WAXD and SAXS study on gamma-radiation damage to polyamide-۱۰۱۰ crystal structure, *Radiation Physics and Chemistry*, ۴۷ (۱۹۹۶) ۵۲۳-۵۲۶.
- [۲] K. Zolnikov, A. Korchuganov, D. Kryzhevich, Molecular dynamics simulation of primary radiation damage in Fe-Cr alloy, *Journal of Physics: Conference Series*, IOP Publishing, ۲۰۱۶, pp. ۰۱۲۱۳۰.
- [۳] S.U. Patil, J. Kemppainen, T. Wavrunek, G.M. Odegard, The effect of gamma-ray irradiation on polymer-graphene nanocomposite interfaces, *Composites Part B: Engineering*, ۲۸۴ (۲۰۲۴) ۱۱۱۷۱۵.
- [۴] W.-B. Kang, K.-J. Seo, D.-E. Kim, Degradation behavior of DLC thin film under gamma-rays irradiation using molecular dynamics simulation, *Diamond and Related Materials*, ۱۴۴ (۲۰۲۴) ۱۱۰۹۹۰.
- [۵] M. Hoseini, S. Hamidi, A. Mohammadi, E. Salehi, A novel method for investigation of the impact of sterilization by gamma radiation on polycaprolactone scaffold, *Frontiers in Physics*, ۱۰.۱۰۷۱۲۶۶ (۲۰۲۲)
- [۶] M. Hoseini, S. Hamidi, A. Mohammadi, The use of the SRIM code for calculating radiation damage induced by γ -rays, *Pramana*, ۹۸ (۲۰۲۴) ۱-۹. ۱۲۰۳-INC(R۱)
- [۷] Q. Faure, T. Jevremovic, Molecular dynamics and reaction kinetics analyses of gamma radiation impact on concrete hydration, *Nuclear Technology and Radiation Protection*, ۳۵ (۲۰۲۰) ۱-۱۵.
- [۸] E. Mansouri, P. Olsson, Modeling of irradiation-induced microstructure evolution in Fe: Impact of Frenkel pair distribution, *Computational Materials Science*, ۲۳۶. ۱۱۲۸۵۲ (۲۰۲۴)



بررسی اثرات فشار هوا بر روی نسبت آسپیراسیون حین عبور از نازل نمونه برداری (کد مقاله :

(۱۲۳۸

رحمان قراری*، روح‌اله آهنگری، رضا صابری، جاوید دبیری، رضا ابراهیمزاده
پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

چکیده:

مطالعه حاضر به بررسی اهمیت نمونه برداری دقیق گازهای رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای و تأثیر فشار هوا بر عملکرد نازل‌های نمونه برداری می‌پردازد. طراحی بهینه نازل‌ها، به‌ویژه با توجه به فشار هوا، نقش مهمی در دقت اندازه‌گیری ذرات معلق دارد. نتایج نشان می‌دهد که افزایش فشار هوا باعث افزایش نسبت آسپیراسیون (توانایی مکش ذرات) می‌شود، اما همزمان، اتلاف ذرات به دلیل برخورد با دیواره‌ها (افت دیواره) نیز افزایش می‌یابد، در حالی که نسبت انتقال تغییرات جزئی نشان می‌دهد. بهینه‌سازی فشار هوا برای دستیابی به تعادل بین این سه پارامتر ضروری است تا دقت نمونه برداری حداکثر شود. این مطالعه با استفاده از نرم‌افزار فلونت و مدل‌های فاز گسسته و $k-\epsilon$ ، به شبیه‌سازی دینامیک ذرات در نازل پرداخته است. همچنین، نتایج نشان می‌دهند که طراحی نازل فعلی، مطابقت خوبی با استاندارد ایزو ۲۸۸۹ دارد. به طور کلی این تحقیق نشان می‌دهد که برای بهبود دقت نمونه برداری افزایش فشار لزوماً موثر نیست و باید به دنبال تعادلی بهینه بین این پارامترها بود.

کلمات کلیدی: ذرات معلق؛ نازل نمونه برداری؛ فلونت؛ فشار هوا؛ ضریب آسپیراسیون.

Investigating the effects of air pressure on aspiration ratio during passage through a sampling nozzle

R. Gharari*, R. Ahangari, R. Saberi, J. Dabiri, R. Ebrahimzadeh

Reactor and Nuclear Safety Research Institute, Institute of Nuclear Science and Technology, Tehran, Iran

Abstract:

The current study investigates the importance of accurate sampling of radioactive gases in nuclear reactors and the impact of air pressure on the performance of sampling probes. Optimal design of sampling probes, particularly with regard to air pressure, plays a crucial role in the accuracy of particle measurement. The results show that an increase in air pressure leads to an increase in aspiration ratio (the ability to draw particles in), but simultaneously, particle loss due to wall collisions (wall loss) also increases, with only minor changes in the transmission ratio. Optimizing air pressure is necessary to achieve a balance between these three parameters to maximize sampling accuracy. The study uses Fluent software and phase-distributed and $k-\epsilon$ models to simulate the dynamics of particles in the probe. The results also show that the current probe design meets the ISO 2889 standard. In general, this research shows that increasing air pressure does not necessarily improve sampling accuracy and should be pursued with an optimal balance between these parameters.

Key words: Suspended particles; Sampling nozzle; FLUENT, Air pressure; Aspiration ratio.



۱- مقدمه:

نمونه‌برداری دقیق از گازهای رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای به منظور رعایت استانداردهای ایمنی و حفاظت از سلامت عمومی امری اساسی است [۱، ۲، ۳]. این فرآیند نه تنها در ارزیابی‌های زیست‌محیطی اهمیت دارد، بلکه برای بهینه‌سازی عملکرد تأسیسات هسته‌ای نیز ضروری است. استفاده از پروتکل‌های دقیق به صنعت هسته‌ای کمک می‌کند تا خطرات را به حداقل رسانده و اثرات زیست‌محیطی ناشی از فعالیت‌های خود را کاهش دهد. در این میان، دقت روش‌های نمونه‌برداری هوا نقش مهمی در کیفیت داده‌های بدست آمده و مدیریت بهینه محیط‌زیست ایفا می‌کند [۱، ۲، ۳].

در سال‌های اخیر، توجه خاصی به بهینه‌سازی پیکربندی نازل‌ها و سیستم‌های نمونه‌برداری آئروسول به منظور اندازه‌گیری دقیق‌تر ذرات معلق معطوف گردیده است. آنتونسون و همکاران [۴] نشان داده‌اند که پیروی از استانداردهای اروپایی EN ۱۳۲۸۴-۱ می‌تواند منجر به کاهش ۱۳ درصدی در برآورد انتشار ذرات معلق گردد. طراحی نازل‌ها، به‌ویژه از نظر فشار هوا، تأثیر مستقیم و قابل توجهی بر کارایی نمونه‌برداری دارد؛ زیرا تغییر در فشار می‌تواند باعث تغییر در رفتار ذرات معلق و لذا دقت نمونه‌برداری شود.

مطالعات چاندرا و همکاران [۵] نشان‌دهنده این است که انباشت ذرات در پروب‌های پوشش‌دار، به ویژه برای ذرات خاص که دارای اندازه‌های معین هستند، می‌تواند به کاهش عملکرد نمونه‌برداری منجر شود. به علاوه، فیرینگ و همکاران [۶] تأکید کرده‌اند که پروب‌های پوشش‌دار با جریان هوای بالا در شرایط فشار بالا عملکرد بهتری دارند و این موضوع ممکن است به دلیل افزایش سرعت حرکت ذرات و کاهش زمان تماس آن‌ها با دیواره‌های پروب باشد.

تحقیقات وانگ و همکاران [۷] بر روی نقش قطر لوله و عدد رینولدز تأکید دارد و نشان می‌دهد که این عوامل به طور مستقیم بر کارایی انتقال ذرات، به ویژه برای ذرات با ابعاد کوچک‌تر، تأثیر دارند. در شرایطی با فشار هوای متغیر، تنظیمات مناسب می‌تواند به توازن مطلوب بین دقت و کارایی منجر شود. سیولا و همکاران [۸] نیز در نتایج خود عملکرد بهتر نازل‌های پوشش‌دار در شرایط فشارهای بالای هوا را برای اندازه‌گیری ذرات بزرگ‌تر نشان داده‌اند.

بنابراین، این نتایج واضح است که فشار هوا و طراحی نازل‌ها از عوامل کلیدی در بهبود دقت اندازه‌گیری‌های آئروسول به شمار می‌روند. لذا، تحقیق و بهینه‌سازی نازل‌ها برای اندازه‌گیری ذرات در صنایع مختلف، به ویژه در سیستم‌های تهویه و کنترل آلودگی، ضروری است تا دقت و کارایی این سیستم‌ها به حداکثر برسد [۹].

در این راستا، این مطالعه به بررسی دقیق تأثیر فشار هوا بر عملکرد نازل در شرایط عملیاتی راکتور تحقیقاتی تهران می‌پردازد. هدف اصلی این پژوهش، افزایش دقت و کارایی فرآیند نمونه‌برداری به منظور ارتقاء کیفیت و قابلیت اطمینان داده‌های جمع‌آوری شده است. تحلیل دقیق پارامترهای مرتبط با فشار هوا، طراحی بهینه نازل‌ها و شرایط کاری ممکن است به ایجاد سامانه‌هایی با استانداردهای بالاتر و دقت بیشتر در نمونه‌برداری منجر شود.

۲- روش کار:

تعریف هندسه نازل

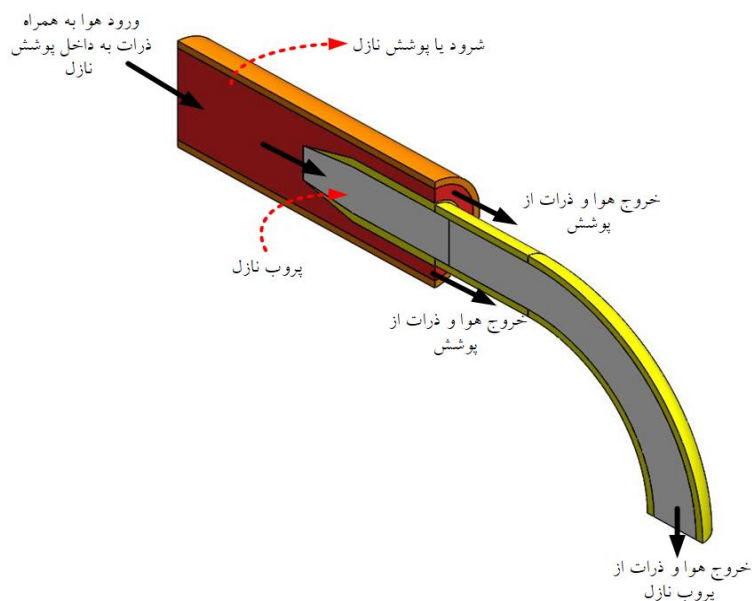
فرآیند نمونه‌برداری از گازهای رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای به دقت در طراحی نازل وابسته است. اولین مرحله در این فرآیند شامل تعریف هندسه نازل می‌شود. این مرحله حیاتی، شامل ایجاد یک مدل سه‌بعدی دقیق است که طراحی و چیدمان نازل را به‌طور کامل نمایان می‌کند. در این الگو، مجرای خروجی سیستم تهویه با نرخ جریان حجمی ۳۴،۵۰۰ مترمکعب در ساعت عمل می‌کند. قطر هیدرولیکی مجرا به مقدار ۹۱.۴۴ سانتی‌متر می‌رسد که معادل مساحت مقطع مؤثر حدود ۶۵۶۶.۹۳ سانتی‌متر مربع است. با توجه به این مشخصات، سرعت جریان آزاد در نقطه نمونه‌برداری در داخل مجرا



حدود ۱۴.۶ متر بر ثانیه تخمین زده می‌شود. این سرعت جریان می‌تواند به عنوان یکی از عوامل کلیدی در تعیین کارایی نمونه‌برداری مورد استفاده قرار گیرد. در ادامه، با در نظر گرفتن محدودیت‌های سیستم نظارت مداوم و قطر داخلی لوله نمونه‌برداری که ۱.۲ سانتی‌متر است، قطر نازل در ناحیه پروب نیز به همان اندازه تنظیم می‌شود. نازل طراحی شده به صورت شماتیک در شکل ۱ نمایان شده است. این نازل دارای سطح مقطع دایروی و پوشش‌دار است و در استک راکتور برای تضمین حرکت صحیح جریان هوا در راستای جریان اصلی نصب می‌شود، تا به نحوی جریان وارد نازل شده و به بخش مانی‌تورینگ هدایت گردد. همچنین، دمای هوای ورودی به سیستم ۱۵ درجه سانتی‌گراد فرض شده است، که این مقدار به دقت در محاسبات لحاظ می‌شود.

ایجاد مش محاسباتی

پس از تعریف هندسه نازل، مرحله بعدی ایجاد یک مش محاسباتی برای هندسه نازل است. این مش باید با دقت فراوان در مناطق کلیدی که انتظار می‌رود گرادیان‌های قابل توجهی در سرعت یا غلظت ذرات وجود داشته باشد، به‌ویژه نزدیک به دیواره‌های نازل، طراحی شود. ایجاد مش در این نواحی اهمیت ویژه‌ای دارد، زیرا این نقاط معمولاً به دلیل تغییرات سرعت و فشار، دارای رفتار جریان پیچیده‌تری هستند. برای اطمینان از ثبت دقیق تأثیرات آشفتگی و رسوب ذرات، استفاده از مش ریز در ناحیه لایه مرزی لازم است. این موضوع به تحلیل دقیق‌تر رفتار ذرات در جریان هوای داخل نازل کمک می‌کند. در نهایت، کیفیت و اندازه مش در مراحل بعدی به دقت ارزیابی می‌شود تا نتایج شبیه‌سازی انجام‌شده، دقیق و قابل اعتماد باشند. این ارزیابی در نهایت تأثیر مستقیمی بر دقت داده‌های جمع‌آوری‌شده و توانایی سیستم در پاسخ به شرایط متغیر محیطی دارد.



شکل (۱) نمای متقارن نازل (بخش طوسی) به همراه پوشش (بخش نارنجی)

برای شبیه‌سازی جریان و دینامیک ذرات در داخل نازل نمونه‌برداری، از نرم‌افزار فلوئنت بهره گرفته شده است. در این فرآیند، مدل فاز گسسته (DPM) برای شبیه‌سازی حرکت ذرات معلق در جریان هوا به کار برده می‌شود. این مدل از روش لاگرانژی استفاده می‌کند که به آن امکان می‌دهد تا حرکات ذرات را به دقت دنبال کرده و برهمکنش آنها با جریان هوا را محاسبه کند. جریان هوا نیز با استفاده از مدل $k-\epsilon$ به صورت دقیق مدل‌سازی شده است [۱۱]. برای اطمینان از صحت نتایج شبیه‌سازی، لازم است که مدل‌های چندفازی، توربولانسی و مواد شیمیایی فعال شوند. به‌ویژه در مدل چندفازی، فاز اول شامل ترکیب هوای عادی و گاز ردیاب (که معادل گازهای ناشی از شکافت در استک است) است. فاز دوم، ذرات



گسسته را که معادل آئروسولها هستند، در نظر می‌گیرد [۱۱]. این رویکرد چندفازی به شبیه‌سازی دقیق‌تر دینامیک ذرات و تعامل آنها با جریان هوا کمک می‌کند. همچنین، برای فراهم آوردن اطلاعات لازم برای انجام شبیه‌سازی‌ها، پارامترهای مدل‌سازی جریان، شرایط مرزی و مشخصات مواد در جداول ۱، ۲ و ۳ به‌طور جامع ذکر شده است. این جداول به عنوان مرجع مهمی برای درک دقیق فرآیندهای دینامیکی در نازل و تأثیر آنها بر نتایج نهایی عمل می‌کنند. با استفاده از این مدل‌ها، دستاوردهای قابل قبولی در خصوص نحوه رفتار ذرات در جریان هوای نازل به‌دست آمده و امکان تحلیل‌های عمیق‌تر فراهم می‌شود.

جدول ۵: پارامترهای ورودی فلونت

پارامتر	مقدار
مدل چندفازی	
مدل	اویلری
پارامترهای اویلری	Dense discrete phase
فاز ۱	مخلوط هوا و SF ₆
فاز ۲	ایروسول
مدل توربولانسی	
مدل	رینولدز استرس
رفتار نزدیک دیواره	استاندارد
مدل چند فازی	مخلوط RSM
مدل گونه‌ها	
مدل	Transport
مدل فاز گسسته	
گام‌های ردیابی فاز گسسته	۱۰۰۰۰
ردیابی آماری فاز گسسته	Discrete random walk
تعداد تکرارهای ردیابی آماری	۲۰۰۰
نوع تزریق	صفحه

جدول ۶: شرایط مرزی

پارامتر	مقدار
سرعت جریان ورودی به نازل (m/s)	۸.۵۵
دبی جرمی ذرات گسسته (kg/s)	۰.۰۰۱
شرط مرزی ورودی و خروجی برای فاز گسسته	Escape
شرط مرزی دیواره‌ها برای فاز گسسته	Trap



جدول ۷: مشخصات مواد

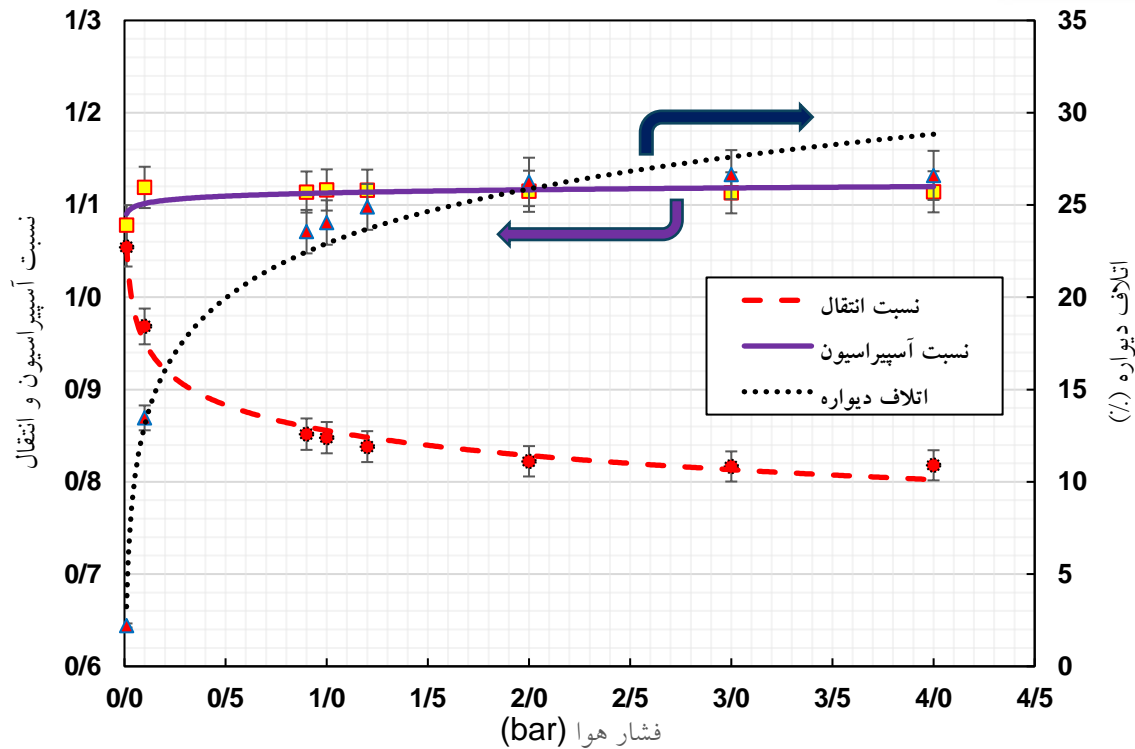
ماده	قطر (μm)	جرم مولکولی (g/mol)	ویسکوزیته (g/m.s)	چگالی (kg/m^3)
هوا	-	۲۸.۹۶۶	۰.۰۱۷۸۹۴	۱.۲۲۵
گاز ردیاب (SF_6)	-	۱۴۶.۰۶	۰.۰۱۵۲۳	۶.۱
ذرات ردیاب	متغیر	-	-	۱۰۰۰

علاوه بر این، فشار هوا مورد تغییر قرار گرفته تا تأثیرات آن بر عملکرد نازل مورد بررسی قرار گیرد. در ارزیابی عملکرد نازل، توجه به سه پارامتر نسبت آسپیراسیون، نسبت انتقال و اتلاف دیواره از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است [۱۲، ۱۱]. جزئیات این پارامترها در بخش نتایج به‌طور کامل مورد بررسی قرار خواهد گرفت.

۳- بحث و نتایج:

بررسی اثرات فشار هوا بر روی عملکرد نازل در این مطالعه تحلیل شده است. نمودار ارایه شده در شکل ۲ به بررسی رفتار ذرات در فشارهای مختلف در حین عبور از یک نازل می‌پردازد. این نمودار تأثیر فشار هوا (بر حسب بار) را بر سه پارامتر مرتبط با عملکرد نازل نمونه‌برداری نشان می‌دهد: نسبت انتقال، نسبت آسپیراسیون و اتلاف دیواره.

- **نسبت انتقال (Transmission ratio):** این نسبت نشان‌دهنده‌ی کسر ذرات وارد شده به نازل نسبت به کل ذرات موجود در جریان گاز است. همانطور که از نمودار پیداست، با افزایش فشار هوا، نسبت انتقال به طور جزئی کاهش می‌یابد و به مقدار تقریبی ۰.۸ می‌رسد. این کاهش نشان می‌دهد که با وجود افزایش فشار هوا، به طور نسبی تعداد کمتری از ذرات وارد نازل می‌شوند.
- **نسبت آسپیراسیون (Aspiration ratio):** این نسبت نشان‌دهنده‌ی میزان کارایی نازل در مکش ذرات از جریان گاز است. این نسبت با افزایش فشار هوا اندکی افزایش می‌یابد و به مقدار تقریبی ۱.۱۵ می‌رسد. افزایش نسبی این مقدار نشان می‌دهد که با افزایش فشار هوا، نازل توانایی بیشتری در جذب ذرات دارد. اما با توجه به اینکه نسبت انتقال تقریباً ثابت می‌ماند، این افزایش به این معنی است که ذرات ورودی به سیستم با فشار بیشتر به سمت نازل حرکت می‌کنند.
- **اتلاف دیواره (Wall loss):** این پارامتر درصد ذراتی را نشان می‌دهد که به دیواره‌های نازل برخورد کرده و از روند نمونه‌برداری خارج می‌شوند. نمودار نشان می‌دهد که با افزایش فشار هوا، اتلاف دیواره افزایش می‌یابد. این افزایش به معنای از دست رفتن ذرات بیشتر به دلیل برخورد با دیواره‌ها است. بطور کلی با افزایش فشار هوا، اگرچه نازل توانایی بیشتری در مکش ذرات (نسبت آسپیراسیون بالاتر) دارد، اما درصد بیشتری از ذرات به دیواره برخورد می‌کنند و از فرآیند نمونه برداری حذف می‌شوند (اتلاف دیواره بالاتر). نسبت انتقال در این بازه تغییرات جزئی را نشان می‌دهد. بنابراین، بهینه‌سازی فشار هوا برای بالانس این سه فاکتور به منظور حداکثر رساندن دقت نمونه‌گیری و به حداقل رساندن خطا بسیار مهم است. به نظر می‌رسد که در محدوده‌ی فشار مورد بررسی، افزایش فشار هوا لزوماً به افزایش دقت نمونه‌گیری منجر نمی‌شود. فشار بهینه‌ی هوا باید بر اساس تعادل بین نسبت آسپیراسیون و اتلاف دیواره انتخاب شود.

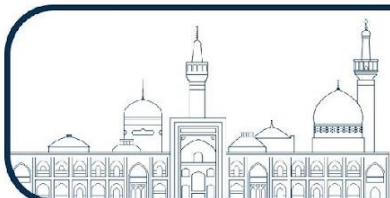


شکل (۲) نسبت انتقال، اسپیراسیون و اتلاف دیواره بر حسب فشار هوا

همچنین طبق شکل ۲، نسبت انتقال طبق استاندارد ایزو ۲۸۸۹ برای ذرات بیشتر از ۰.۸ و کمتر از ۱.۳ است. این امر تأکیدی بر کیفیت نازل طراحی شده در انتقال ذرات طبق این استاندارد دارد.

۴- نتیجه گیری:

این پژوهش به بررسی تأثیر فشار هوا بر دقت نمونه‌برداری آئروسول‌های رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای با استفاده از مدل‌سازی عددی در نرم‌افزار فلونت پراخت. نتایج نشان داد که افزایش فشار هوا، در حالی که نسبت اسپیراسیون (توانایی مکش ذرات) را افزایش می‌دهد، همزمان سبب افزایش افت دیواره (از دست رفتن ذرات به دلیل برخورد با دیواره نازل) می‌شود. نسبت انتقال (نسبت ذرات عبوری از نازل به کل ذرات) تغییرات جزئی نشان داد. بنابراین، بهینه‌سازی فشار هوا برای دستیابی به تعادل بین این سه پارامتر (نسبت اسپیراسیون، نسبت انتقال، و افت دیواره) برای حداکثر کردن دقت نمونه‌برداری و به حداقل رساندن خطا ضروری است. مطالعه حاضر نشان می‌دهد که افزایش فشار هوا به طور خودکار به بهبود دقت نمونه‌برداری نمی‌انجامد و انتخاب فشار بهینه نیازمند در نظر گرفتن تعادل بین نسبت اسپیراسیون و افت دیواره است. استفاده از مدل فاز گسسته (DPM) و مدل $k-\epsilon$ برای شبیه‌سازی دقیق‌تر دینامیک سیال و حرکت ذرات در نازل، به ارائه نتایجی منجر شد که می‌تواند در طراحی و بهینه‌سازی سیستم‌های نمونه‌برداری آئروسول در راکتورهای هسته‌ای و صنایع مرتبط به کار گرفته شود. به علاوه، نتایج حاصل از نسبت انتقال، تطابق مناسبی با استاندارد ایزو ۲۸۸۹ نشان داد.



۵- مراجع:

- [۱] International Organization for Standardization. ۲۰۱۰. ISO ۲۸۸۹:۲۰۱۰: Metallic Materials Dynamic Measurement of The Mechanical Properties of Materials at High Strain Rates. ISO.
- [۲] American National Standards Institute (ANSI), & Health Physics Society (HPS). (۲۰۱۳). ANSI/HPS N۱۳.۱: Measurement of Radioactivity in Airborne Particulate Material. ANSI.
- [۳] Harrison, R.M. Ed., ۲۰۱۲. Handbook of Air Pollution Analysis. Springer Science & Business Media.
- [۴] Antonsson, E., Cordes, J., Stoffels, B. and Wildanger, D., ۲۰۲۱. The European Standard Reference Method Systematically Underestimates Particulate Matter in Stack Emissions. Atmospheric Environment: X, ۱۲, P.۱۰۰۱۳۳.
- [۵] Chandra, S., Ortiz, C.A. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۳. Effects of Salt Loading and Flow Blockage on The WIPP Shrouded Probe (No. DOE/WIPP-۹۳-۰۴۳). Westinghouse Electric Corp., Carlsbad, NM (United States). Waste Isolation Div.; Texas A and M Univ., College Station, TX (United States). Aerosol Technology Lab.
- [۶] Fearing, A., Kalbasi-Ashtari, A., Zuniga, A., Pak, H., Haglund, J., Kim, H.Y. and King, M., ۲۰۲۰. Performance of Two Shrouded Probes for The Collection of Liquid Aerosols in A Wind Tunnel Optimized for High Air Speeds. Aerosol Science and Technology, ۵۴(۸), PP.۹۷۲-۹۸۲.
- [۷] Wang, S., Kuo, Y.M., Lin, C.W., Huang, S.H., Fu, B., Zhang, Q. and Chen, C.C., ۲۰۲۲. A Simple Method for Aerosol Transport Efficiency Tests in Sampling Tubes. Aerosol and Air Quality Research, ۲۲(۱۱), P.۲۲۰۲۱۹.
- [۸] Sippola, M.R. and Nazaroff, W.W., ۲۰۱۴. Anisokinetic Shrouded Nozzle System for Constant Low-Flow Rate Aerosol Sampling from Turbulent Duct Flow. Aerosol Science and Technology, ۴۸(۱), PP.۹۰-۹۸.
- [۹] Chandra, S. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۷. Shrouded Probe Performance: Variable Flow Operation and Effect of Free Stream Turbulence. Aerosol Science and Technology, ۲۶(۲), PP.۱۱۱-۱۲۶.
- [۱۰] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), ۲۰۱۸. Final Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor (TRR).
- [۱۱] Fluent, A.N.S.Y.S., ۲۰۲۱. Ansys Fluent Theory Guide. Ansys Inc., USA.
- [۱۲] Mcfarland, A.R. and Rodgers, J.C., ۱۹۹۳. Single-Point Representative Sampling with Shrouded Probes (No. LA-۱۲۶۱۲-MS; LA-SUB-۹۳-۲۴۸). Los Alamos National Lab. (LANL), Los Alamos, NM (United States).



بررسی اثرات قطر ذرات بر روی نسبت اسپیراسیون حین عبور از نازل نمونه‌برداری (کد مقاله: ۱۲۳۹)

رحمان قراری*، روح‌اله آهنگری، رضا صابری، جاوید دبیری، رضا ابراهیم‌زاده
پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

چکیده:

نظارت دقیق بر ذرات معلق در گازهای خروجی راکتورهای هسته‌ای خصوصاً راکتور تحقیقاتی تهران، برای حفظ ایمنی و رعایت استانداردهای محیط زیستی حیاتی است. طراحی بهینه نازل نمونه‌برداری در این زمینه از اهمیت بالایی برخوردار است. این مطالعه با استفاده از نرم‌افزار پیشرفته فلونت (FLUENT)، اثرات قطر ذرات بر کارایی نازل را شبیه‌سازی کرده است. نتایج نشان می‌دهد که افزایش قطر ذرات، منجر به کاهش همزمان نسبت انتقال و ضریب اسپیراسیون می‌شود. همزمان با این کاهش، اتلاف ذرات به دلیل برخورد با دیواره‌های نازل (اتلاف دیواره) افزایش می‌یابد. این یافته‌ها نشان‌دهنده تاثیر قابل توجه نیروی اینرسی در ذرات درشت و برتری نیروهای براونی و نفوذ در ذرات ریز در فرایند نمونه‌برداری است. درک این روابط برای طراحی نازل‌های نمونه‌برداری کارآمد و دقیق در راکتورهای هسته‌ای ضروری است. بهینه‌سازی طراحی نازل با در نظر گرفتن این تأثیرات می‌تواند منجر به افزایش دقت اندازه‌گیری و کاهش خطا در ارزیابی میزان ذرات معلق شود.

کلمات کلیدی: ذرات معلق؛ نازل نمونه‌برداری؛ فلونت؛ قطر ذرات؛ ضریب اسپیراسیون.

Investigation of the impact of particle diameter on the aspiration ratio during transit through the sampling nozzle

R. Gharari*, R. Ahangari, R. Saberi, J. Dabiri, R. Ebrahimzadeh
Reactor and Nuclear Safety Research Institute, Institute of Nuclear Science and Technology, Tehran, Iran

Abstract:

Precise monitoring of airborne particles in nuclear reactor exhaust gases especially at TRR is crucial for maintaining safety and complying with environmental standards. Optimal sampling nozzle design is paramount in this context. This study employed advanced Fluent software to simulate the effects of particle diameter on nozzle efficiency. Results indicate that increasing particle diameter simultaneously reduces both particle transmission and aspiration ratios. Concurrently, wall losses (particles impacting the nozzle walls) increase. These findings highlight the significant influence of inertial forces on larger particles, contrasting with the dominance of Brownian motion and diffusion for smaller particles during sampling. Understanding these relationships is essential for designing efficient and accurate sampling nozzles in nuclear reactors. Optimizing nozzle design by considering these effects can enhance measurement accuracy and reduce errors in evaluating suspended particle levels.

Key words: Suspended particles; Sampling nozzle; FLUENT, Particle diameters; Aspiration ratio.



۱- مقدمه:

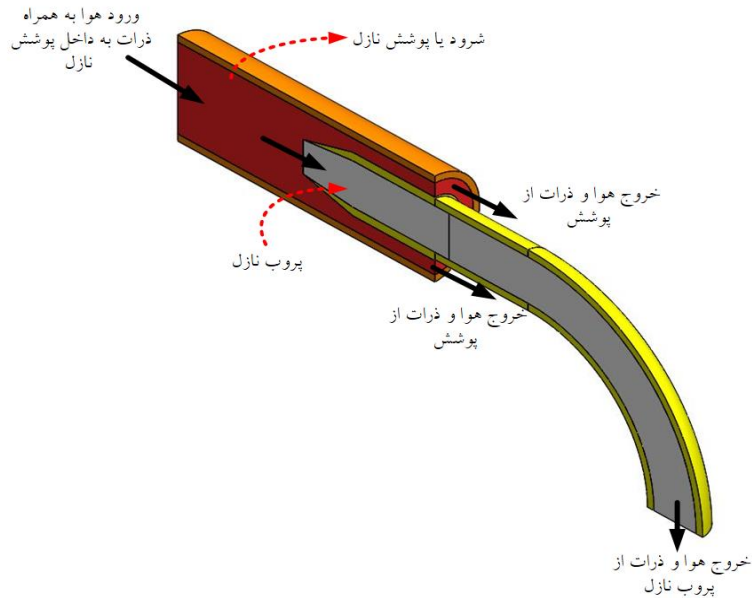
نمونه‌برداری در انتشار گازهای رادیواکتیو از راکتورهای هسته‌ای برای رعایت مقررات، حفظ ایمنی و سلامت عمومی ضروری است. این فرآیند همچنین در ارزیابی‌های زیست‌محیطی و بهینه‌سازی کارایی تأسیسات هسته‌ای نقش مهمی دارد. با رعایت پروتکل‌های دقیق، صنعت هسته‌ای می‌تواند ایمن و مسئولانه عمل کند و تأثیرات زیست‌محیطی را کاهش دهد. اثر بخشی روش‌های نمونه‌برداری هوا بر دقت داده‌ها و بهبود مدیریت زیست‌محیطی تأکید دارد [۱]، [۲]، [۳].

مطالعات اخیر بر بهینه‌سازی پیکربندی نازل‌ها و سیستم‌های نمونه‌برداری آئروسول برای اندازه‌گیری دقیق ذرات معلق متمرکز شده است. آنتونسون و همکاران [۴] نشان دادند که استانداردهای اروپایی EN ۱۳۲۸۴-۱ باعث کاهش ۱۳ درصدی در ارزیابی انتشار ذرات معلق می‌شود. ایشان نشان داده‌اند که طراحی نازل‌ها، به‌ویژه در رابطه با قطر ذرات، تأثیر زیادی بر کارایی نمونه‌برداری دارد. چاندرا و همکاران [۵] مشاهده کردند که انباشته شدن ذرات در پروب‌های پوشش‌دار باعث کاهش عملکرد نمونه‌برداری، به‌ویژه برای ذرات ۱۰ میکرومتر می‌شود. همچنین، فیرینگ و همکاران [۶] نشان دادند که پروب‌های پوشش‌دار با جریان بالا برای ذرات بزرگتر عملکرد بهتری دارند. تحقیقات دیگری مانند مطالعه وانگ و همکاران [۷] تأکید کرده‌اند که قطر لوله و عدد رینولدز بر کارایی انتقال ذرات، به‌ویژه برای ذرات کوچکتر، تأثیرگذار است. به‌طور مشابه، سپولا و همکاران [۸] نشان دادند که نازل‌های پوشش‌دار عملکرد بهتری برای ذرات بزرگتر، به‌ویژه در سرعت‌های زیاد هوا دارند. این نتایج نشان می‌دهند که قطر ذرات و طراحی نازل‌ها عوامل کلیدی در بهبود دقت اندازه‌گیری‌های آئروسول هستند. لذا تحقیقات در زمینه بهینه‌سازی نازل‌ها برای اندازه‌گیری ذرات در صنایع مختلف، به ویژه در سیستم‌های تهویه و کنترل آلودگی، برای افزایش دقت و کارایی ضروری است [۹].

با تکیه بر موارد فوق، این مطالعه به‌طور دقیق بررسی می‌کند که چگونه قطر ذرات، بر عملکرد نازل در شرایط کارکرد عادی استک راکتور تحقیقاتی تهران تأثیر می‌گذارد. هدف اصلی این تحقیق، بهبود دقت و کارایی عملیاتی فرآیند نمونه‌برداری است، که منجر به ارتقاء کیفیت و قابلیت اطمینان داده‌های جمع‌آوری شده خواهد شد.

۲- روش کار:

اولین مرحله شامل تعریف هندسه نازل است. این فرآیند شامل ایجاد یک مدل سه‌بعدی است که طراحی و چیدمان نازل را به‌طور دقیق نمایش می‌دهد. داکت خروجی در سیستم تهویه با نرخ جریان حجمی ۳۴،۵۰۰ مترمکعب در ساعت عمل می‌کند، که این مقدار بر اساس مشخصات طراحی و ظرفیت عملیاتی فن خروجی تعیین شده است. قطر هیدرولیکی داکت حدود ۹۱.۴۴ سانتی‌متر است که معادل مساحت مقطع مؤثر حدود ۶۵۶۶.۹۳ سانتی‌متر مربع می‌باشد. در نتیجه، سرعت جریان آزاد در نقطه نمونه‌برداری در داخل داکت حدود ۱۴.۶ متر بر ثانیه تخمین زده می‌شود. با در نظر گرفتن محدودیت‌های سیستم نظارت مداوم و قطر داخلی لوله نمونه‌برداری (۱.۲ سانتی‌متر)، قطر لوله یا به‌طور خاص‌تر، قطر داخلی در بخش وسیع پروب نیز به ۱.۲ سانتی‌متر تنظیم می‌شود [۱۰]. نازل طراحی شده به صورت شماتیک در شکل ۱ نشان داده شده است. نازل با سطح مقطع دایروی و پوشش‌دار است. نازل در استک راکتور و در راستای جریان جریان می‌گیرد تا جریان وارد نازل شده و به بخش مانیتورینگ هدایت شود. دمای هوای ورودی ۱۵ درجه سانتیگراد فرض شده است. در مرحله بعد، یک مش محاسباتی برای هندسه نازل تولید می‌شود. مش باید در مناطقی که انتظار می‌رود گردان‌های قابل توجهی در سرعت یا غلظت ذرات وجود داشته باشد، به‌ویژه نزدیک به دیواره‌های نازل، به‌طور دقیق ایجاد شود. برای اطمینان از ثبت دقیق تأثیرات آشفستگی و رسوب ذرات، معمولاً مش ریز در ناحیه لایه مرزی لازم است. کیفیت و اندازه مش در بخش‌های بعدی به دقت ارزیابی می‌شود تا نتایج شبیه‌سازی دقیق تضمین شود.



شکل (۱) نمای متقارن نازل (بخش طوسی) به همراه پوشش (بخش نارنجی)

برای شبیه‌سازی جریان و دینامیک ذرات در داخل نازل نمونه‌برداری از نرم افزار فلوئنت استفاده شده است. مدل فاز گسسته (DPM) برای شبیه‌سازی حرکت ذرات معلق در جریان هوا به کار رفته است، که از روش لاگرانژی برای دنبال کردن ذرات و محاسبه برهمکنش آن‌ها با جریان استفاده می‌کند. جریان هوا با مدل $k-\epsilon$ مدل‌سازی شده است [۱۱]. برای مدل‌سازی با فلوئنت لازم است مدل‌های چندفازی، توربولانسی و گونه‌ها فعال شوند. در مدل چندفازی، فاز اول مربوط به ترکیب هوای معمولی و گاز ردیاب (گاز معادل بای گازهای شکافت در استک) و فاز دوم برای ذرات گسسته (معادل ابروسل‌ها) در نظر گرفته می‌شود [۱۱]. پارامترهای مدل‌سازی جریان، شرایط مرزی و مشخصات مواد در جداول ۱، ۲ و ۳ ذکر شده است.

جدول ۸: پارامترهای ورودی فلوئنت

مقدار	پارامتر
مدل چندفازی	
اویلری	مدل
Dense discrete phase	پارامترهای اویلری
مخلوط هوا و SF_6	فاز ۱
ایروسل	فاز ۲
مدل توربولانسی	
رینولدز استرس	مدل
استاندارد	رفتار نزدیک دیواره
مخلوط	مدل چند فازی RSM
مدل گونه‌ها	
Transport	مدل
مدل فاز گسسته	



۱۰۰۰۰	گام‌های ردیابی فاز گسسته
Discrete random walk	ردیابی آماری فاز گسسته
۲۰۰۰	تعداد تکرارهای ردیابی آماری
صفحه	نوع تزریق

جدول ۹: شرایط مرزی

مقدار	پارامتر
۸.۵۵	سرعت جریان ورودی به نازل (m/s)
۰.۰۰۱	دبی جرمی ذرات گسسته (kg/s)
Escape	شرط مرزی ورودی و خروجی برای فاز گسسته
Trap	شرز مرزی دیواره‌ها برای فاز گسسته

جدول ۱۰: مشخصات مواد

ماده	قطر (μm)	جرم مولکولی (g/mol)	ویسکوزیته (g/m.s)	چگالی (kg/m^3)
هوا	-	۲۸.۹۶۶	۰.۰۱۷۸۹۴	۱.۲۲۵
گاز ردیاب (SF_6)	-	۱۴۶.۰۶	۰.۰۱۵۲۳	۶.۱
ذرات ردیاب	متغیر	-	-	۱۰۰۰

علاوه بر این، قطر ذرات تغییر داده شده تا اثرات آن بر عملکرد نازل بررسی شود. در بررسی عملکرد نازل ارزیابی سه پارامتر نسبت اسپیراسیون، نسبت انتقال و اتلاف دیواره بسیار حائز اهمیت است [۱،۲،۱۲]. ذرات بزرگ‌تر (بیشتر از ۱۰ میکرومتر) بیشتر تحت تأثیر جاذبه قرار گرفته و تمایل به ته‌نشینی دارند که می‌تواند کارایی نمونه‌برداری را کاهش دهد. از طرف دیگر، ذرات کوچک‌تر (کمتر از ۲.۵ میکرومتر) بیشتر در جریان معلق می‌مانند، اما اگر سرعت‌های جریان کافی نباشد، می‌تواند به سطوح نازل بچسبند.

نسبت اسپیراسیون (A) به‌عنوان نسبت غلظت ذرات وارد شده به نازل (C_i) به غلظت ذرات در جریان اصلی (C_∞) تعریف می‌شود [۱،۲،۱۲]:

$$A = \frac{C_i}{C_\infty} \quad (1)$$

مدل‌سازی هیدرودینامیکی و مطالعات تجربی روابط دقیق بین این متغیرها را تعیین می‌کنند و طراحی نازل‌های نمونه‌برداری باید به‌گونه‌ای باشد که نسبت مکش به ۱ نزدیک باشد. برای یک نازل نمونه‌برداری، نسبت مکش نباید برای ذرات با قطر ۱۰ میکرون بیشتر از ۱۵۰ باشد [۱،۲،۱۲].

نسبت انتقال (T) به کارایی یک نازل در انتقال ذرات به محل جمع‌آوری نمونه اشاره دارد و نشان‌دهنده توانایی نازل در منتقل کردن ذرات پس از ورود به آن است. نسبت انتقال به‌عنوان غلظت ذرات در خروجی نازل (C_e) نسبت به غلظت



ذرات در جریان اصلی (C_∞) تعریف می‌شود. طبق استاندارد ایزو ۲۸۸۹، نسبت انتقال نازل نمونه‌برداری تحت شرایط عادی و اضطراری باید برای ذرات با قطر ۱۰ میکرون بین ۰.۸ و ۱.۳ قرار گیرد [۱،۲،۱۲].

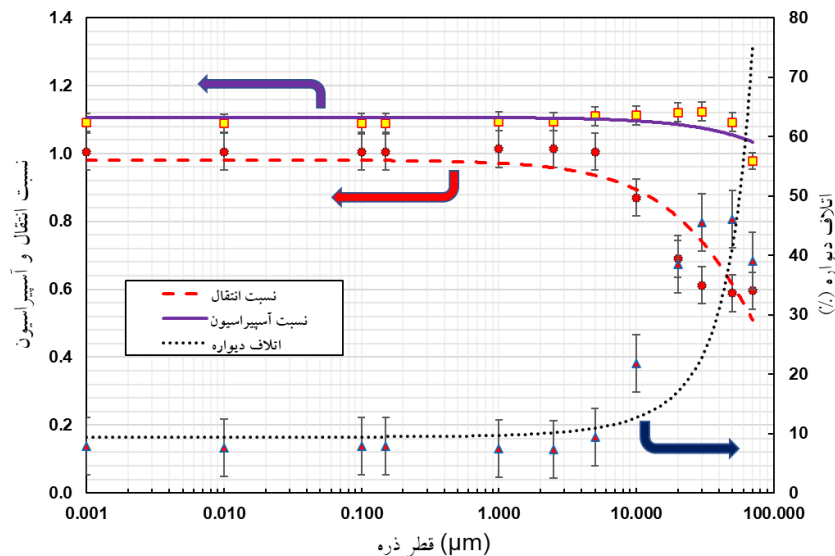
$$T = \frac{C_e}{C_\infty} \quad (2)$$

اتلاف دیواره‌ای (Wl) به از دست دادن ذراتی اشاره دارد که پس از ورود به نازل، با دیواره‌های داخلی برخورد کرده و از جریان خارج می‌شوند [۱،۲،۱۲].

$$Wl = 1 - \frac{T}{A} \quad (3)$$

۳- بحث و نتایج:

بررسی اثرات قطر ذرات بر روی عملکرد نازل در این مطالعه تحلیل شده است. نمودار ارایه شده در شکل ۲ به بررسی رفتار ذرات با قطرهای مختلف در حین عبور از یک نازل می‌پردازد. این بررسی با تمرکز بر سه پارامتر کلیدی انجام شده است: نسبت انتقال که نشان دهنده درصد ذرات عبوری از نازل است، نسبت آسپیراسیون که سرعت مکش ذرات به داخل نازل را نشان می‌دهد، و اتلاف دیواره که درصد ذرات از دست رفته به دلیل برخورد با دیواره‌ها است. محور افقی نمودار، قطر ذرات را در مقیاس لگاریتمی از ۰.۰۰۱ میکرومتر تا ۱۰۰ میکرومتر نشان می‌دهد، در حالی که محورهای عمودی سمت چپ و راست به ترتیب نسبت‌های انتقال، آسپیراسیون و اتلاف دیواره را نمایش می‌دهند. نتایج نمودار نشان می‌دهد که رفتار ذرات در نازل به شدت به اندازه آن‌ها وابسته است. ذرات بسیار ریز (قطر کمتر از ۰.۱ میکرومتر) با نسبت انتقال و آسپیراسیون بالا و اتلاف دیواره بسیار کمی از نازل عبور می‌کنند، زیرا به راحتی با جریان هوا حرکت کرده و کمتر با دیواره برخورد می‌کنند. در مقابل، ذرات درشت (قطر بزرگتر از ۱۰ میکرومتر) با کاهش قابل توجهی در نسبت انتقال و افزایش شدید در اتلاف دیواره مواجه هستند، چرا که به دلیل جرم بیشتر و اینرسی بالاتر، تمایل بیشتری به برخورد با دیواره و از دست رفتن دارند. ذرات متوسط (قطر بین ۰.۱ تا ۱۰ میکرومتر) رفتاری میانه داشته و نسبت‌های انتقال و آسپیراسیون آنها همچنان زیاد باقی می‌ماند. نسبت انتقال طبق استاندارد ایزو ۲۸۸۹ برای ذرات کوچکتر از ۱۰ میکرون بیشتر از ۰.۸۹ و کمتر از ۱.۳ است. این امر تأکیدی بر کیفیت نازل طراحی شده در انتقال ذرات طبق این استاندارد دارد.



شکل (۲) نسبت انتقال، آسپیراسیون و اتلاف دیواره بر حسب قطر ذرات



۴- نتیجه گیری:

نتیجه‌گیری کلی این مطالعه به‌طور عمده بر اهمیت بررسی اثر قطر ذرات بر عملکرد نازل‌های نمونه‌برداری در انتشار گازهای رادیواکتیو از راکتورهای هسته‌ای متمرکز است. نمونه‌برداری دقیق در این زمینه نه تنها برای رعایت مقررات ایمنی و حفاظت از سلامت عمومی ضروری است، بلکه در ارزیابی‌های زیست‌محیطی و بهینه‌سازی کارایی تأسیسات هسته‌ای نقش حیاتی دارد. در این تحقیق، تأثیر قطر ذرات بر پارامترهای کلیدی مانند نسبت اسپیراسیون، نسبت انتقال و اتلاف دیواره بررسی شد که هر کدام به‌طور مستقیم بر کارایی و دقت نمونه‌برداری تأثیر می‌گذارند.

نتایج نشان می‌دهند که ذرات بسیار ریز (کمتر از ۰.۱ میکرومتر) با نسبت‌های انتقال و اسپیراسیون بالا و اتلاف دیواره کمی از نازل عبور می‌کنند، در حالی که ذرات درشت‌تر (بیش از ۱۰ میکرومتر) با کاهش قابل توجه در نسبت انتقال و افزایش شدید در اتلاف دیواره مواجه هستند. این مطالعه تأکید می‌کند که طراحی نازل‌ها باید با در نظر گرفتن ویژگی‌های ذرات مختلف، به‌ویژه قطر آنها، به‌گونه‌ای انجام شود که عملکرد بهینه‌ای در فرآیند نمونه‌برداری حاصل شود. طبق استانداردهای ISO-۲۸۸۹، نسبت انتقال نازل باید برای ذرات کمتر از ۱۰ میکرون بین ۰.۸ تا ۱.۳ باشد تا کارایی سیستم نمونه‌برداری حفظ شود.

این تحقیق نشان می‌دهد که طراحی و بهینه‌سازی نازل‌های نمونه‌برداری برای اندازه‌گیری دقیق ذرات، به‌ویژه در شرایط کارکرد استک راکتورهای هسته‌ای، برای تضمین کیفیت و قابلیت اطمینان داده‌های جمع‌آوری‌شده و همچنین کاهش تأثیرات زیست‌محیطی بسیار حیاتی است.

۵- مراجع:

- [۱] International Organization for Standardization. ۲۰۱۰. ISO ۲۸۸۹:۲۰۱۰: Metallic Materials Dynamic Measurement of The Mechanical Properties of Materials at High Strain Rates. ISO.
- [۲] American National Standards Institute (ANSI), & Health Physics Society (HPS). (۲۰۱۳). ANSI/HPS N۱۳.۱: Measurement of Radioactivity in Airborne Particulate Material. ANSI.
- [۳] Harrison, R.M. Ed., ۲۰۱۲. Handbook of Air Pollution Analysis. Springer Science & Business Media.
- [۴] Antonsson, E., Cordes, J., Stoffels, B. and Wildanger, D., ۲۰۲۱. The European Standard Reference Method Systematically Underestimates Particulate Matter in Stack Emissions. Atmospheric Environment: X, ۱۲, P.۱۰۰۱۳۳.
- [۵] Chandra, S., Ortiz, C.A. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۳. Effects of Salt Loading and Flow Blockage on The WIPP Shrouded Probe (No. DOE/WIPP-۹۳-۰۴۳). Westinghouse Electric Corp., Carlsbad, NM (United States). Waste Isolation Div.; Texas A and M Univ., College Station, TX (United States). Aerosol Technology Lab.
- [۶] Fearing, A., Kalbasi-Ashtari, A., Zuniga, A., Pak, H., Haglund, J., Kim, H.Y. and King, M., ۲۰۲۰. Performance of Two Shrouded Probes for The Collection of Liquid Aerosols in A Wind Tunnel Optimized for High Air Speeds. Aerosol Science and Technology, ۵۴(۸), PP.۹۷۲-۹۸۲.

- [۷] Wang, S., Kuo, Y.M., Lin, C.W., Huang, S.H., Fu, B., Zhang, Q. and Chen, C.C., ۲۰۲۲. A Simple Method for Aerosol Transport Efficiency Tests in Sampling Tubes. *Aerosol and Air Quality Research*, ۲۲(۱۱), P.۲۲۰۲۱۹.
- [۸] Sippola, M.R. and Nazaroff, W.W., ۲۰۱۴. Anisokinetic Shrouded Nozzle System for Constant Low-Flow Rate Aerosol Sampling from Turbulent Duct Flow. *Aerosol Science and Technology*, ۴۸(۱), PP.۹۰-۹۸.
- [۹] Chandra, S. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۷. Shrouded Probe Performance: Variable Flow Operation and Effect of Free Stream Turbulence. *Aerosol Science and Technology*, ۲۶(۲), PP.۱۱۱-۱۲۶.
- [۱۰] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), ۲۰۱۸. Final Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor (TRR).
- [۱۱] Fluent, A.N.S.Y.S., ۲۰۲۱. Ansys Fluent Theory Guide. Ansys Inc., USA.
- [۱۲] Mcfarland, A.R. and Rodgers, J.C., ۱۹۹۳. Single-Point Representative Sampling with Shrouded Probes (No. LA-۱۲۶۱۲-MS; LA-SUB-۹۳-۲۴۸). Los Alamos National Lab. (LANL), Los Alamos, NM (United States).



مطالعه عملکرد نازل نمونه‌برداری در دماهای مختلف طی شرایط کاری نرمال در استک

راکتور تحقیقاتی تهران (کد مقاله: ۱۲۹۳)

رحمان قراری*، روح‌اله آهنگری، رضا صابری، جاوید دبیری، رضا ابراهیم‌زاده
پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، تهران، ایران

چکیده:

نمونه‌برداری دقیق از گازها و ذرات معلق خروجی از استک راکتورهای هسته‌ای به منظور رعایت استانداردهای ایمنی و حفاظت از سلامت عمومی، یکی از الزامات مهم در صنعت هسته‌ای است. این فرآیند نه تنها در کاهش خطرات ناشی از آلودگی‌های رادیواکتیو نقش دارد، بلکه در بهبود عملکرد کلی تأسیسات هسته‌ای نیز اثرگذار است. در این مطالعه، تأثیر دمای هوا بر عملکرد نازل‌های نمونه‌برداری در راکتور تحقیقاتی تهران بررسی شده است. نتایج نشان می‌دهد که با افزایش دما، نسبت انتقال ذرات به‌طور جزئی بهبود می‌یابد، اگرچه این تغییرات اندک و ناچیز هستند. علاوه بر این، نسبت اسپیراسیون در دماهای مختلف تقریباً ثابت و بالاتر از ۱ است، که این موضوع به‌طور غیرمستقیم عملکرد مطلوب نازل در جذب ذرات را تأیید می‌کند. با این حال، اتلاف دیواره همچنان به‌عنوان یکی از چالش‌های اصلی در طراحی نازل‌ها باقی می‌ماند و نیاز به بهینه‌سازی بیشتر دارد. این تحقیق بر لزوم بهینه‌سازی هندسه نازل، انتخاب مناسب مواد و در نظر گرفتن شرایط محیطی تأکید دارد و بیان می‌کند که بهبود طراحی نازل‌ها می‌تواند موجب افزایش دقت و کارایی فرآیند نمونه‌برداری شود. بنابراین، تحقیقات بیشتر در این زمینه برای بهینه‌سازی سیستم‌های نمونه‌برداری ضروری است.

کلمات کلیدی: ذرات معلق؛ نازل نمونه‌برداری؛ فلوئنت؛ دمای هوا؛ کارایی نازل.

Study of the Sampling Nozzle Performance at Different Temperatures Under Normal Operating Conditions in the Stack of the Tehran Research Reactor

R. Gharari*, R. Ahangari, R. Saberi, J. Dabiri, R. Ebrahimzadeh

Reactor and Nuclear Safety Research Institute, Institute of Nuclear Science and Technology, Tehran, Iran

Abstract:

Precise sampling of gases and suspended particles emitted from the stack of nuclear reactors is crucial for adhering to safety standards and protecting public health. This process not only plays a vital role in mitigating risks associated with radioactive contamination but also contributes significantly to enhancing the overall performance of nuclear facilities. In this study, the impact of air temperature on the performance of sampling nozzles at the Tehran Research Reactor is analyzed. The results indicate that, with an increase in temperature, the particle transmission ratio improves marginally, although the observed changes are minor and negligible. Furthermore, the aspiration ratio remains relatively constant across different temperatures and stays above 1, indirectly confirming the nozzle's effective performance in particle capture. However, wall losses continue to present a significant challenge in nozzle design, necessitating further optimization. This research emphasizes the importance of optimizing nozzle geometry, selecting appropriate materials, and considering environmental conditions. It concludes



that improving nozzle design can enhance the accuracy and efficiency of the sampling process. Therefore, further research aimed at optimizing sampling systems is essential.

Key words: Suspended particles; Sampling nozzle; FLUENT, Air temperature; Nozzle efficiency.

۱- مقدمه:

دقت در فرآیند نمونه‌برداری از گازهای رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای به منظور رعایت استانداردهای ایمنی و محافظت از سلامت عمومی، از جمله اصول بنیادین در صنعت هسته‌ای است. این فرآیند نه تنها برای ارزیابی و کنترل آثار زیست‌محیطی ضروری است، بلکه تأثیر قابل توجهی در بهینه‌سازی عملکرد تأسیسات هسته‌ای دارد. استفاده از پروتکل‌های استاندارد و دقیق به صنایع هسته‌ای کمک می‌کند تا به‌طور مؤثر خطرات را کاهش داده و اثرات منفی ناشی از فعالیت‌های هسته‌ای بر محیط‌زیست را به حداقل رسانند. در این زمینه، دقت بالای روش‌های نمونه‌برداری از هوا نقشی کلیدی در حصول داده‌های صحیح و قابل اعتماد ایفا می‌کند و به مدیریت بهتر آلودگی‌های زیست‌محیطی و ارتقای کیفیت اطلاعات جمع‌آوری‌شده کمک می‌کند [۱، ۲، ۳].

در سال‌های اخیر، توجه ویژه‌ای به بهینه‌سازی طراحی نازل‌ها و سیستم‌های نمونه‌برداری آئروسول به منظور اندازه‌گیری دقیق‌تر ذرات معلق معطوف شده است. آنتونسون و همکاران [۴] نشان داده‌اند که رعایت استانداردهای اروپایی می‌تواند موجب کاهش در برآورد انتشار ذرات معلق گردد. طراحی نازل‌ها، به‌ویژه از منظر فشار هوا، تأثیر مستقیم و قابل توجهی بر کارایی فرآیند نمونه‌برداری دارد؛ زیرا تغییر در فشار می‌تواند موجب تغییر رفتار ذرات معلق و دقت نمونه‌برداری شود. مطالعات چاندر و همکاران [۵] بر اهمیت جلوگیری از انباشت ذرات در پروب‌های پوشش‌دار تأکید دارند، به‌ویژه برای ذرات خاص با اندازه‌های مشخص که می‌تواند موجب کاهش عملکرد نمونه‌برداری گردد. همچنین، فیرینگ و همکاران [۶] بر این نکته تأکید کرده‌اند که پروب‌های پوشش‌دار با جریان هوای بالا در شرایط فشار بالا عملکرد بهتری از خود نشان می‌دهند که به دلیل افزایش سرعت حرکت ذرات و کاهش زمان تماس آن‌ها با دیواره‌های پروب است. تحقیقات وانگ و همکاران [۷] نقش قطر لوله و عدد رینولدز را در انتقال ذرات بررسی کرده و نشان داده‌اند که این عوامل به‌طور مستقیم بر کارایی انتقال ذرات، به‌ویژه برای ذرات با ابعاد کوچک‌تر تأثیر می‌گذارند. در شرایط فشار هوای متغیر، تنظیمات بهینه می‌تواند توازن مناسبی میان دقت و کارایی فراهم آورد. سپولا و همکاران [۸] نیز عملکرد بهتر نازل‌های پوشش‌دار را در شرایط فشارهای بالای هوا برای اندازه‌گیری ذرات بزرگ‌تر گزارش کرده‌اند. نتایج این مطالعات نشان‌دهنده اهمیت فشار هوا و طراحی بهینه نازل‌ها به عنوان عواملی کلیدی در افزایش دقت اندازه‌گیری‌های آئروسول هستند. بنابراین، تحقیق و بهینه‌سازی نازل‌ها برای اندازه‌گیری ذرات در صنایع مختلف، به‌ویژه در سیستم‌های تهویه و کنترل آلودگی، ضروری است تا دقت و کارایی این سیستم‌ها به حداکثر برسد [۹].

در این زمینه، مطالعه حاضر به بررسی تأثیر دقیق دمای هوا بر عملکرد نازل‌ها در شرایط عملیاتی راکتور تحقیقاتی تهران می‌پردازد. هدف اصلی این پژوهش، ارتقاء دقت و کارایی فرآیند نمونه‌برداری است تا کیفیت و قابلیت اطمینان داده‌های جمع‌آوری‌شده بهبود یابد. تحلیل دقیق پارامترهای مربوط به دمای هوا، طراحی بهینه نازل‌ها و شرایط کاری می‌تواند منجر به توسعه سامانه‌های نمونه‌برداری با استانداردهای بالاتر و دقت بیشتر گردد.

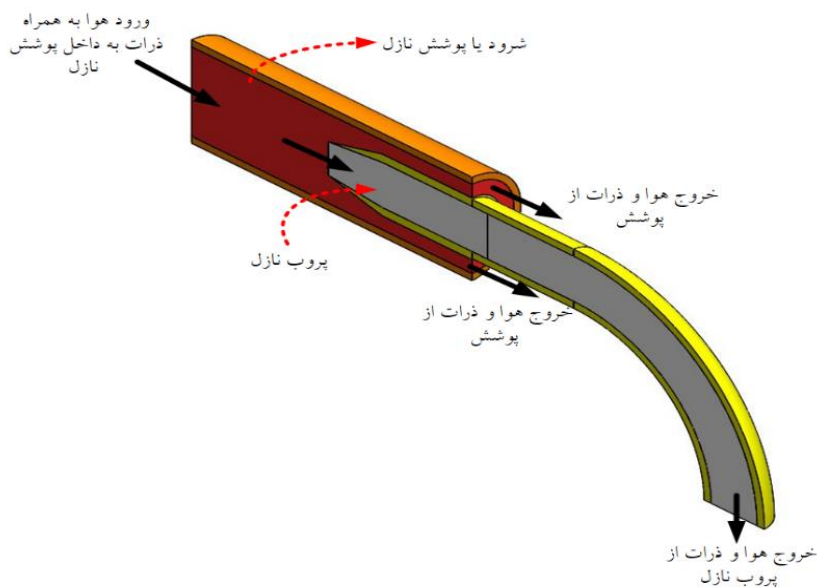
۲- روش کار:

فرآیند نمونه‌برداری از گازهای رادیواکتیو در راکتورهای هسته‌ای به طراحی دقیق نازل بستگی دارد. نخستین گام در این فرآیند، طراحی هندسه نازل است که شامل ایجاد یک مدل سه‌بعدی دقیق برای نمایش چیدمان نازل است. در این مدل، مجرای خروجی سیستم تهویه با نرخ جریان ۳۴،۵۰۰ مترمکعب در ساعت عمل می‌کند و قطر هیدرولیکی مجرا ۹۱.۴۴ سانتی‌متر است که مساحت مقطع مؤثر آن حدود ۶۵۶۶.۹۳ سانتی‌متر مربع می‌باشد. سرعت جریان آزاد در نقطه



نمونه‌برداری در داخل مجرا حدود ۱۴.۶ متر بر ثانیه تخمین زده می‌شود، که عامل مهمی در کارایی نمونه‌برداری است. قطر نازل در ناحیه پروب نیز ۱.۲ سانتی‌متر تنظیم می‌شود و نازل به‌صورت شماتیک طراحی شده است تا حرکت صحیح جریان هوا را در راستای جریان اصلی تضمین کند. دمای هوای ورودی به سیستم ۱۵ درجه سانتی‌گراد فرض می‌شود.

گام بعدی، ساخت مش محاسباتی برای هندسه نازل است که باید با دقت بالا در نواحی کلیدی مانند دیواره‌های نازل ایجاد شود. این نواحی به دلیل تغییرات سرعت و فشار دارای رفتار پیچیده‌تری هستند و نیاز به دقت زیادی در شبیه‌سازی دارند. استفاده از مش با دقت بالا در ناحیه لایه مرزی برای ثبت تأثیرات آشفتگی جریان و رسوب ذرات اهمیت زیادی دارد و به شبیه‌سازی دقیق‌تر رفتار ذرات معلق در جریان هوا کمک می‌کند. در نهایت، ارزیابی دقیق کیفیت مش در مراحل بعدی شبیه‌سازی برای تضمین دقت نتایج و واکنش صحیح سیستم به شرایط محیطی ضروری است.



شکل (۱) نمای متقارن نازل (بخش طوسی) به همراه پوشش (بخش نارنجی)

برای شبیه‌سازی جریان و دینامیک ذرات در داخل نازل نمونه‌برداری، از نرم‌افزار فلوئنت استفاده شده است. در این تحلیل، مدل فاز گسسته (DPM) به‌منظور شبیه‌سازی حرکت ذرات معلق در جریان هوا به کار گرفته می‌شود. این مدل از روش لاگرانژی بهره می‌برد که امکان پیگیری دقیق مسیر حرکتی ذرات و برهمکنش آنها با جریان هوا را فراهم می‌آورد. همچنین، برای مدل‌سازی دقیق جریان هوا، از مدل معروف $k-\epsilon$ استفاده شده است. به‌منظور تضمین صحت نتایج شبیه‌سازی، فعال‌سازی مدل‌های چندفازی، توربولانسی و مواد شیمیایی ضروری است. در مدل چندفازی، فاز اول شامل ترکیب هوای عادی و گاز ردیاب (که نمایانگر گازهای ناشی از شکافت در استک می‌باشد) است، در حالی که فاز دوم ذرات گسسته‌ای را که معادل آئروسول‌ها هستند، مدل‌سازی می‌کند [۱۱]. این رویکرد چندفازی به شبیه‌سازی دقیق‌تر دینامیک ذرات و تعاملات پیچیده آنها با جریان هوا کمک می‌کند و باعث بهبود دقت مدل می‌شود. برای انجام شبیه‌سازی‌ها به‌طور صحیح، پارامترهای مدل‌سازی جریان در جدول ۱ آورده شده‌اند. این جداول به‌عنوان مراجع اصلی برای درک دقیق‌تر فرآیندهای دینامیکی داخل نازل و تأثیر آنها بر نتایج نهایی عمل می‌کنند. با بهره‌گیری از این مدل‌ها، نتایج شبیه‌سازی قادر به ارائه تحلیل‌های دقیق‌تر از رفتار ذرات در جریان هوای نازل است و امکان بررسی‌های عمیق‌تری را فراهم می‌آورد.

جدول ۱۱: پارامترهای ورودی فلوئنت

پارامتر	مقدار
مدل چندفازی	



مدل	اوپلری
پارامترهای اوپلری	Dense discrete phase
فاز ۱	مخلوط هوا و SF ₆
فاز ۲	ایروسول
مدل توربولانسی	
مدل	رینولدز استرس
رفتار نزدیک دیواره	استاندارد
مدل چند فازی RSM	مخلوط
مدل گونه‌ها	
مدل	Transport
مدل فاز گسسته	
گام‌های ردیابی فاز گسسته	۱۰۰۰۰
ردیابی آماری فاز گسسته	Discrete random walk
تعداد تکرارهای ردیابی آماری	۲۰۰۰
نوع تزریق	صفحه

لازم به ذکر است در این مدل‌سازی مای هوا مورد تغییر داده شده تا تأثیرات آن بر عملکرد نازل مورد بررسی قرار گیرد. در ارزیابی عملکرد نازل، توجه به سه پارامتر نسبت اسپیراسیون، نسبت انتقال و اتلاف دیواره از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است [۱،۲،۱۲]. جزئیات این پارامترها در بخش نتایج به‌طور کامل مورد بررسی قرار خواهد گرفت.

۳- بحث و نتایج:

نمودار ارایه شده در شکل ۲ به بررسی رفتار ذرات در دماهای مختلف در حین عبور از یک نازل می‌پردازد. نمودار ارائه شده، تأثیر دما هوا بر سه پارامتر کلیدی در نمونه‌برداری آئروسول را نشان می‌دهد: نسبت انتقال (Transmission ratio)، نسبت اسپیراسیون (Aspiration ratio) و اتلاف دیواره (Wall loss). این نمودار نشان‌دهنده عملکرد نازل نمونه‌برداری در دماهای مختلف است و به ما کمک می‌کند تا درک بهتری از نحوه تأثیر دما بر دقت نمونه‌برداری داشته باشیم. محور افقی نمودار، دما هوا را بر حسب درجه سانتیگراد از ۰ تا ۴۰ درجه نشان می‌دهد. محور عمودی سمت چپ، نسبت انتقال و نسبت اسپیراسیون را نمایش می‌دهد. محور عمودی سمت راست نیز اتلاف دیواره را بر حسب درصد نشان می‌دهد. سه منحنی مختلف در نمودار وجود دارد که هر کدام به یکی از پارامترها مربوط می‌شود.

نسبت انتقال در حدود ۰.۸۴ تا ۰.۸۶ متغیر است. این بدان معناست که حتی در بهترین شرایط، تقریباً ۱۴٪ تا ۱۶٪ از ذرات به دلیل برخورد با دیواره‌ها و یا عوامل دیگر در داخل نازل از دست می‌روند. این مقدار اتلاف نسبتاً بالا است و نشان می‌دهد که طراحی نازل از نظر انتقال ذرات به سیستم اندازه‌گیری، جای بهبودی دارد. افزایش جزئی در نسبت انتقال با افزایش دما (شیب کم)، از نظر فنی می‌تواند به دلیل تغییر در ویسکوزیته هوا و یا حرکت براونی ذرات باشد. در دماهای بالاتر، هوای اطراف نازل چگالی کمتری دارد و ممکن است تا حدی باعث کاهش برخورد ذرات به دیواره‌ها شود که خود باعث افزایش جزئی در انتقال شود. با این حال، این تغییر بسیار جزئی است و نشان می‌دهد که دما به تنهایی عامل تعیین

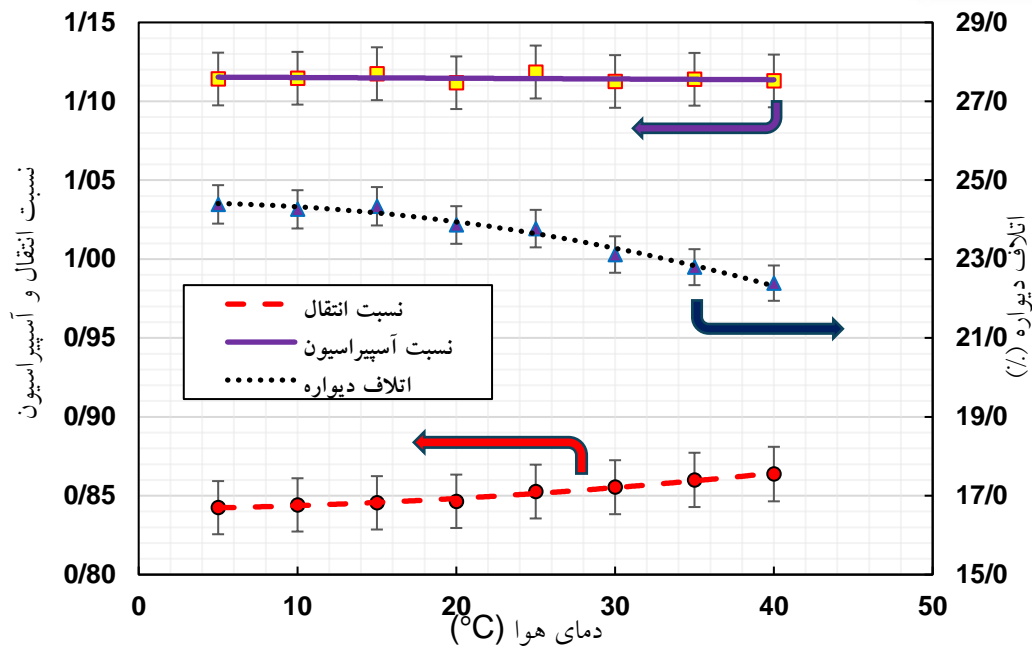


کننده برای بهبود انتقال نیست. نوارهای خطا نشان می‌دهند که برخی نوسانات در اندازه گیری وجود دارد. این نوسانات می‌تواند به دلیل عواملی مانند تغییرات جزئی در جریان هوا یا خطای ابزار اندازه‌گیری باشد. در طراحی سیستم‌های دقیق نمونه‌برداری، توجه به این نوسانات و تلاش برای کاهش آنها بسیار مهم است. در عمل، حتی افزایش جزئی در نسبت انتقال می‌تواند در اندازه گیری‌های دقیق ذرات بسیار مهم باشد. در نمونه برداری مواد رادیواکتیو، این افزایش هرچند جزئی، می‌تواند در برآورد دقیق دوز دریافتی، تاثیرگذار باشد.

نسبت اسپیراسیون کمی بالاتر از ۱ نشان می‌دهد که نازل در جذب ذرات معلق از جریان هوا بهتر عمل می‌کند. این به این معنی است که غلظت ذرات در داخل نازل کمی بیشتر از غلظت ذرات در هوای اطراف است و نشان می‌دهد که نازل به طور کلی خوب عمل می‌کند. ثبات تقریباً کامل نسبت اسپیراسیون در دماهای مختلف نشان می‌دهد که طراحی نازل نسبت به تغییرات دما حساس نیست. این یک مزیت مهم در سیستم‌های نمونه برداری است، چرا که نشان می‌دهد عملکرد سیستم در دماهای مختلف تقریباً ثابت است. پایداری نسبت اسپیراسیون به این معنی است که می‌توان با اطمینان بیشتری به داده‌های به دست آمده از سیستم نمونه برداری اعتماد کرد، چرا که سیستم به تغییرات دما پاسخ نمی‌دهد و می‌تواند نمونه‌هایی با غلظت نسبتاً درست از ذرات معلق هوا ارایه دهد.

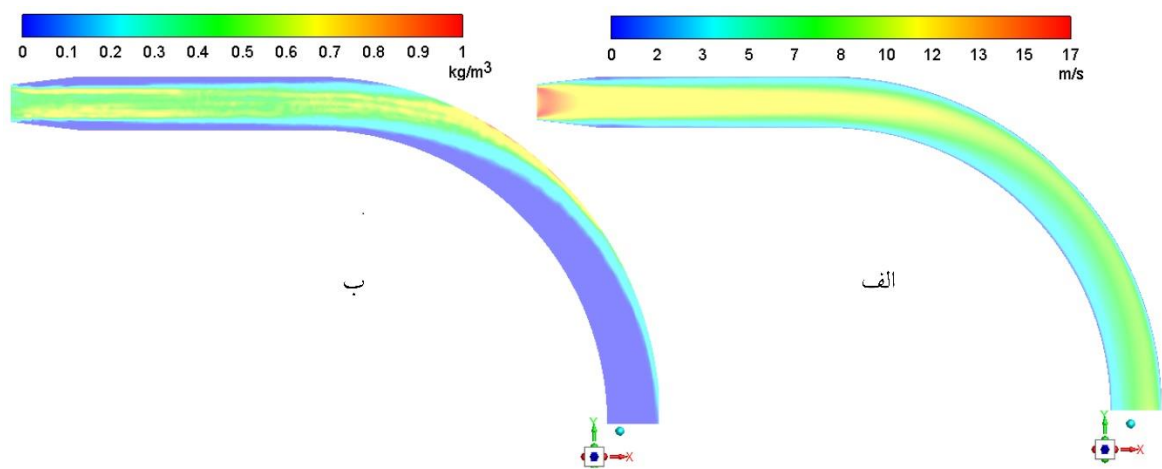
اتلاف دیواره در محدوده ۲۲٪ تا ۲۳٪ نشان می‌دهد که بخش قابل توجهی از ذرات معلق در داخل نازل از بین می‌روند. این اتلاف زیاد چالشی بزرگ در طراحی نازل است و نشان می‌دهد که تلاش برای بهبود طراحی و کاهش اتلاف ضروری است. کاهش جزئی در اتلاف دیواره با افزایش دما نشان می‌دهد که عوامل مرتبط با دما (مانند ویسکوزیته هوا یا حرکت براونی ذرات) تا حدی در اتلاف ذرات موثر است. این کاهش جزئی می‌تواند به دلیل کمتر شدن چگالی هوا و در نتیجه برخورد کمتر ذرات به دیواره نازل باشد. کاهش اتلاف دیواره می‌تواند از طریق طراحی مناسب هندسه نازل، پوشش‌های داخلی نازل، یا استفاده از تکنیک‌های دیگری مانند جریان سازی هوا به دست آید. بهینه سازی اتلاف دیواره به معنای افزایش دقت اندازه گیری و کاهش خطای نمونه برداری است.

نمودارها نشان می‌دهند که بهبود یک پارامتر لزوماً منجر به بهبود سایر پارامترها نمی‌شود. برای مثال، افزایش دما کمی نسبت انتقال را بهبود می‌بخشد اما به طور قابل توجهی بر روی نسبت اسپیراسیون یا اتلاف دیواره تأثیر نمی‌گذارد. بنابراین، طراحی سیستم‌های نمونه برداری باید با در نظر گرفتن تعادل بین این پارامترها انجام شود.



شکل (۲) نسبت انتقال، آسپیراسیون و اتلاف دیواره بر حسب دمای هوا

همچنین طبق شکل ۲، نسبت انتقال طبق استاندارد ایزو ۲۸۸۹ برای ذرات در هر دمایی بیشتر از ۰.۸ و کمتر از ۱.۳ است. این امر تأکیدی بر کیفیت نازل طراحی شده در انتقال ذرات طبق این استاندارد دارد. برای تحلیل بیشتر کانتور توزیع غلظت ذرات و سرعت سیال در یک صفحه فرضی از نازل در دمای ۲۵ درجه سانتیگراد در شکل ۳ نشان داده شده است. بیشترین سرعت سیال در شکل ۳ (الف) در نازل به دلیل کاهش سطح مقطع آن، به مقدار 20.2 m/s می‌رسد. همچنین، متوسط سرعت در خروجی زانویی نیز به 7.6 m/s می‌رسد. توزیع غلظت ذرات نیز در شکل ۳ (ب) نشان داده شده است. ذرات $10 \text{ }\mu\text{m}$ میکرونی به دلیل اثرات اینرسی تمایل دارند در مسیر خود حرکت کنند. به همین دلیل ذرات موقع رسیدن به دیواره بخش زانویی بعد خروج از پروب نازل، به دیواره برخورد کرده و بر روی دیواره به دام می‌افتند. لذا غلظت ذرات در دیواره زانویی بیشتر از بقیه قسمت‌ها است. این امر نشان می‌دهد که نیاز است شعاع زانویی بیشتر شود تا ذرات کمترین افت بر روی دیواره زانویی را داشته باشند. بررسی زانویی خارج از بحث این مقاله بوده و در اینجا تمرکز بر روی عملکرد پروب نازل است.



شکل (۳) الف: توزیع سرعت و ب: توزیع غلظت ذرات



۴- نتیجه گیری:

این پژوهش به بررسی تأثیر دمای هوا بر دقت نمونه‌برداری ذرات در استک راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از نرم‌افزار فلونت پرداخت. بررسی عملکرد نازل نمونه‌برداری آئروسول در دماهای مختلف نشان می‌دهد که دما به تنهایی تأثیر محدودی بر بهبود کارایی آن دارد. اگرچه افزایش دما باعث بهبود جزئی نسبت انتقال و کاهش اندک اتلاف دیواره می‌شود، اما این تغییرات ناچیز هستند. نسبت انتقال حدود ۰.۸۴ تا ۰.۸۶ و اتلاف دیواره ۲۲ تا ۲۳ درصد است که حاکی از چالش‌های موجود در طراحی نازل است. در مقابل، نسبت آسپیراسیون در دماهای مختلف تقریباً ثابت و کمی بیشتر از یک است، که نشان‌دهنده عملکرد خوب نازل در جذب ذرات است. بهبود عملکرد نازل نیازمند رویکردی جامع با در نظر گرفتن عوامل دیگری مانند هندسه نازل و جنس مواد است و تحقیقات بیشتری برای بهینه‌سازی طراحی آن ضروری است.

۵- مراجع:

- [۱] International Organization for Standardization. ۲۰۱۰. ISO ۲۸۸۹:۲۰۱۰: Metallic Materials Dynamic Measurement of The Mechanical Properties of Materials at High Strain Rates. ISO.
- [۲] American National Standards Institute (ANSI), & Health Physics Society (HPS). (۲۰۱۳). ANSI/HPS N۱۳.۱: Measurement of Radioactivity in Airborne Particulate Material. ANSI.
- [۳] Harrison, R.M. Ed., ۲۰۱۲. Handbook of Air Pollution Analysis. Springer Science & Business Media.
- [۴] Antonsson, E., Cordes, J., Stoffels, B. and Wildanger, D., ۲۰۲۱. The European Standard Reference Method Systematically Underestimates Particulate Matter in Stack Emissions. Atmospheric Environment: X, ۱۲, P.۱۰۰۱۳۳.
- [۵] Chandra, S., Ortiz, C.A. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۳. Effects of Salt Loading and Flow Blockage on The WIPP Shrouded Probe (No. DOE/WIPP-۹۳-۰۴۳). Westinghouse Electric Corp., Carlsbad, NM (United States). Waste Isolation Div.; Texas A and M Univ., College Station, TX (United States). Aerosol Technology Lab.
- [۶] Fearing, A., Kalbasi-Ashtari, A., Zuniga, A., Pak, H., Haglund, J., Kim, H.Y. and King, M., ۲۰۲۰. Performance of Two Shrouded Probes for The Collection of Liquid Aerosols in A Wind Tunnel Optimized for High Air Speeds. Aerosol Science and Technology, ۵۴(۸), PP.۹۷۲-۹۸۲.
- [۷] Wang, S., Kuo, Y.M., Lin, C.W., Huang, S.H., Fu, B., Zhang, Q. and Chen, C.C., ۲۰۲۲. A Simple Method for Aerosol Transport Efficiency Tests in Sampling Tubes. Aerosol and Air Quality Research, ۲۲(۱۱), P.۲۲۰۲۱۹.
- [۸] Sippola, M.R. and Nazaroff, W.W., ۲۰۱۴. Anisokinetic Shrouded Nozzle System for Constant Low-Flow Rate Aerosol Sampling from Turbulent Duct Flow. Aerosol Science and Technology, ۴۸(۱), PP.۹۰-۹۸.
- [۹] Chandra, S. and Mcfarland, A.R., ۱۹۹۷. Shrouded Probe Performance: Variable Flow Operation and Effect of Free Stream Turbulence. Aerosol Science and Technology, ۲۶(۲), PP.۱۱۱-۱۲۶.

- [۱۰] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), ۲۰۱۸. Final Safety Analysis Report for Tehran Research Reactor (TRR).
- [۱۱] Fluent, A.N.S.Y.S., ۲۰۲۱. Ansys Fluent Theory Guide. Ansys Inc., USA.
- [۱۲] Mcfarland, A.R. and Rodgers, J.C., ۱۹۹۳. Single-Point Representative Sampling with Shrouded Probes (No. LA-۱۲۶۱۲-MS; LA-SUB-۹۳-۲۴۸). Los Alamos National Lab. (LANL), Los Alamos, NM (United States).



محاسبات نوترونی یک راکتور هسته‌ای به منظور شیرین سازی آب (کد مقاله: ۱۳۰۴)

غلامی، مبینا^{۱*} - ملکی، فاطمه^۱ - ذوالفقاری، احمدرضا^۲ - آقائی، مهدی^۲

۱. سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای

۲. دانشگاه شهیدبهشتی، دانشکده مهندسی هسته‌ای، گروه راکتور

چکیده:

با توجه به معضل کمبود آب در سالهای پیشرو و همچنین کاهش منابع سوختهای فسیلی و آلودگیهای ناشی از آنها، تامین انرژی شیرینسازی آب دریا از طریق انرژی هسته‌ای از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. در این مطالعه یک راکتور هسته‌ای سائز کوچک فشار پایین جهت شیرینسازی آب دریا مورد بررسی قرار گرفته است. این راکتور برای اتصال به یک واحد شیرینسازی MED با ظرفیت شیرینسازی $20000 \frac{m^3}{d}$ طراحی شده است. در این پژوهش، ابتدا مجتمعهای سوخت و قلب راکتور مورد نظر با نام اختصاری LIND، با استفاده از کد $MCNPX_{2.6}$ شبیهسازی و صحت آن با محاسبه ضریب تکثیر موثر این راکتور مورد بررسی قرار گرفت. پارامترهای نوترونی راکتور از جمله توزیع شار، ارزش میله کنترل، ضرایب راکتیویته دمایی محاسبه شد. همچنین ضرایب راکتیویته دمایی منفی راکتور نشان داد شد که راکتور دارای ایمنی ذاتی است.

کلمات کلیدی: شیرینسازی آب، قلب راکتور □ LIND پارامترهای نوترونی، کد MCNPX

Neutronic calculations of a nuclear reactor for water desalination

Gholami, Mobina^{*1}, Maleki, Fatemeh¹, Zolfaghari, Ahmadreza², Aghaei, Mehdi¹

۱. Nuclear Fuel Cycle Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, Tehran, Iran

۲. Shahid Beheshti University, Faculty of Nuclear Engineering, Reactor, Tehran, Iran

Abstract:

Due to the shortage of water in the coming years and the reduction of fossil fuel resources and their pollution, seawater desalination through nuclear energy is of particular importance. Therefore, in this study, a small-sized low-pressure nuclear reactor will be investigated for seawater desalination. This reactor is designed to be connected to a MED desalination unit with a desalination capacity of $20,000 m^3/d$. In this study, the fuel assemblies and the reactor core, abbreviated as LIND, were simulated using the $MCNPx_{2.6}$ code. The accuracy of the simulation was examined by calculating the effective propagation coefficient of this reactor. After the simulation, the neutron parameters of the reactor were calculated, such as flux distribution, control rod value, and thermal reactivity coefficients. Also, the negative thermal reactivity coefficients of the reactor showed that the reactor is intrinsically safe.

Keywords: Water desalination, LIND reactor core, neutron parameters, MCNPX code



در سالهای اخیر کمبود آب شیرین در جهان و عدم پراکندگی یکسان آن سبب شده است که شیرینسازی آب دریاها و آبهای شور مورد توجه قرار بگیرد [۱]. از لحاظ اقلیمشناسی ایران جز مناطق خشک جهانی طبقه‌بندی شده است و میزان بارندگی در آن یک چهارم متوسط جهانی است و تنها ۲٪ از آبهای موجود در جهان را در اختیار دارد. بنابراین استفاده از شیوه نم‌زدایی و سایر روشهای نوین برای تولید آب شیرین باید رایج گردد. فناوریهای شیرینسازی آب از لحاظ تغییر فاز به دو دسته تقسیم میشوند: فناوریهایی که در آنها تغییر فاز صورت میگیرد مثل^{۸۳}MSF،^{۸۲}MED و فناوریهایی که در آنها تغییر فاز صورت نمیگیرد مثل [2] ^{۸۴}RO،^{۸۵}ED. با توجه به مزایای انرژی هسته‌ای از جمله عدم انتشار گازهای گلخانه‌ای و عدم نوسانات شدید قیمت، بهم‌منظور تامین انرژی واحدهای شیرینسازی آب میتوان از انرژی هسته‌ای استفاده نمود [۳]. بنابراین استفاده از توان حرارتی راکتورهای هسته‌ای تک منظوره^{۸۶} جهت تامین انرژی واحدهای شیرینسازی یکی از راه‌های اساسی برای شیرینسازی آب دریاها میباشد [۴]. به منظور طراحی دقیق و محاسباتی رفتار نوترون‌ها در راکتورهای هسته‌ای، استفاده از نرم‌افزارهای پیشرفته مانند MCNPX پیشنهاد میگردد. این نرم‌افزار به مهندسان امکان طراحی و مدل‌سازی هندسه پیچیده قلب راکتور را میدهد. بنابراین محاسبات نوترونیک یکی از جنبه‌های کلیدی در طراحی و تحلیل راکتورهای هسته‌ای به شمار می‌آید.

در ادامه به برخی از کارهای انجام شده در زمینه شیرینسازی هسته‌ای اشاره شده است: [5]

- کشور چین در مراکش یک واحد هسته‌ای ۱۰-NHR^{۸۷} با توان حرارتی ۱۰ Mw جهت نم‌زدایی هسته‌ای به صورت آزمایشی تاسیس کرده است، که متصل به سیستم نم‌زدایی^{۸۸} VTFE با ظرفیت هشت هزار مترمکعب در روز میباشد.
- در کشور روسیه یک واحد هسته‌ای به نام RUTA-55 که یک راکتور استخری کم فشار است، با توان حرارتی بین ۱۰ تا ۵۵ Mw قرار دارد، که به یک سیستم شیرینسازی MED متصل است. ظرفیت این واحد نم‌زدایی هسته‌ای $5300 \frac{m^3}{d}$ میباشد.
- در کشور ژاپن یک PWR کوچک با توان حرارتی 36 Mw که به یک سیستم نم‌زدایی RO متصل خواهد شد در حال ساخت است.

^{۸۲} Multi effect desalination

^{۸۳} Multi-stage flash distillation

^{۸۴} Reverse Osmosis

^{۸۵} Electro Dialysis

^{۸۶} Only heat

^{۸۷} Nuclear Heating Reactor

^{۸۸} Vertical Tube Foam Evaporation



• هلند و آفریقای جنوبی قصد دارند یک راکتور از نوع HTRs^{۸۹} را به فرآیندهای MED و RO متصل کنند، که البته هنوز عملیاتی نشده‌اند.

به غیر از موارد ذکر شده در بالا، کشورهای مثل فرانسه، مصر و تونس در حال مطالعه امکان سنجی و مطالعات اقتصادی بر روی واحدهای نمک‌ذایی هسته‌ای (تک‌منظوره یا دومنظوره)^{۹۰} هستند.

۲- روش کار :

۲-۱- شبیه سازی قلب راکتور LIND

راکتور پیشنهادی در این مطالعه برای شیرینسازی، راکتور تک منظوره‌ی آبی است که کشور کره جنوبی در حال ساختن آن در امارات متحده عربی میباشد. قلب راکتور مورد نظر به صورت یک مکعب مستطیل توخالی بوده که ۵۶ مجتمع سوخت یکسان با غنای ۴/۵ درصد دور تا دور این مکعب قرار گرفته است. در هر مجتمع سوخت ۱۶ میله جاذب نوترون و ۴ میله کنترل و ۱۶۰ میله سوخت UO_2 با غنای ۴/۵ درصد وجود دارد. راکتور LIND دارای ویژگیهای ایمنی ذاتی راکتورهای HTGR^{۹۱} است. سامانه LIND دارای مشخصات ارائه شده در جدول ۱ میباشد [۶]:

جدول ۱: مشخصات راکتور [6] LIND

ظرفیت شیرینسازی	واحد شیرین سازی	خنک کننده و کند کننده	طول سیکل	توان حرارتی	فشار عملیاتی	جنس میلههای سوخت	غنای سوخت
$20000 \frac{m^3}{day}$	MED	آب سبک	۶ سال	Mw 200	(bar1-3)	UO_2	۵/۴

در جدول ۲ خصوصیات مهم قلب راکتور، ذکر شده است [۶].

جدول ۲: پارامترهای قلب راکتور LIND

قلب / محفظه		سوخت	
توان (مگاوات حرارتی)	۲۰۰	چیدمان مجتمع سوخت	۱۴×۱۴

^{۸۹} High Temperature Reactors

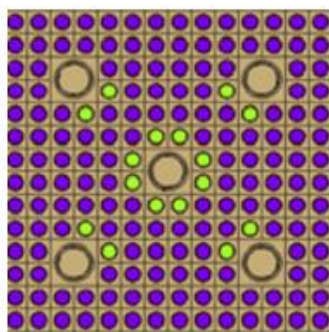
^{۹۰} Co-generation

^{۹۱} High Temperature Gas Reactor

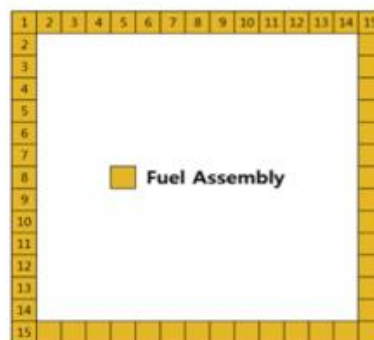


فشار (مگا پاسکال)	۳/۰	تعداد مجتمعهای سوخت	۵۶
$T_{hot} (^{\circ}C)$	۱۲۰	قطر بیرونی غلاف (میلیمتر)	۴۳۹۴/۱۰
$T_{cold} (^{\circ}C)$	۷۵	قطر درونی غلاف (میلیمتر)	۸۹/۸
قطر فعال قلب (متر)	۱۱/۳	پیچ (میلیمتر)	۷۵۷/۱۴
قطر محفظه ارتفاع محفظه (متر)	۵۰/۵ ۸۱/۱۲	ارتفاع فعال سوخت (متر)	۸۱/۳

شکل (۱) و (۲) نمای بالایی قلب و مجتمعهای سوخت این راکتور را نشان می‌دهد. همانطور که در شکل مشخص است سطح مقطعهای مجتمعهای سوخت این راکتور مربعی است. طول ضلع بیرونی و درونی قلب راکتور به ترتیب $309/897$ و $268/5774$ سانتیمتر می‌باشد. در شکل (۲) نواحی به رنگ بنفش، میله‌های سوخت و چهار دایره بزرگ، محل قرارگیری میله‌های کنترل (دایره وسط خالی) و نواحی سبز رنگ میله‌های جاذب نوترون هستند [۶]. تعداد این میله‌ها در هر مجتمع سوخت ۱۶ عدد و در کل قلب ۸۹۶ عدد می‌باشد. جنس دیواره میله کنترل، برل، بفل و غلاف از سیلیکون کاربید (SiC) است. با استفاده از کد MCNPx2.6 و با توجه به اطلاعات بالا، قلب راکتور شبیه‌سازی و برخی از پارامترهای نوترونیک محاسبه شده است. نمای کلی قلب راکتور در شکل ۳ نمایش داده شده است [۶].



شکل (۲) مجتمع سوخت راکتور LIND



شکل (۱) قلب راکتور LIND

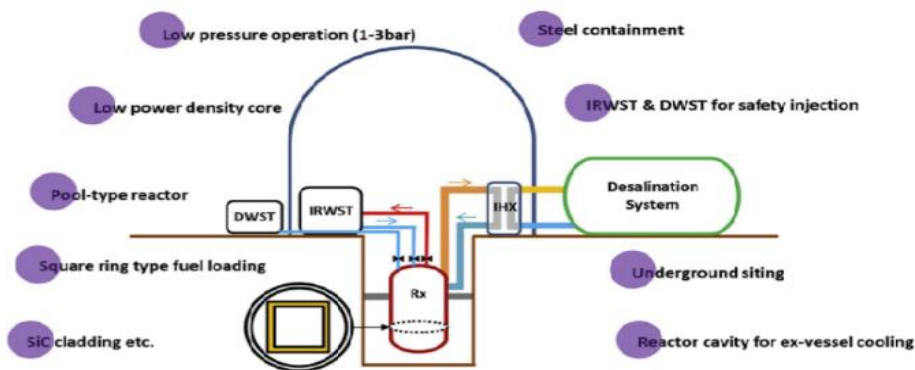


Fig. 1 – Basic design concepts of LIND system.

شکل (۳) نمای کلی راکتور LIND [6]

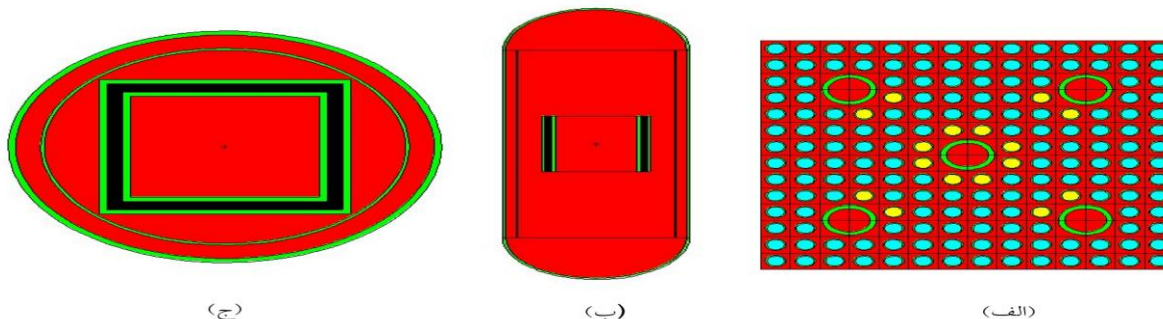
۳- نتایج :

۳-۱- شبیه سازی قلب راکتور

شبیه سازی مجتمع سوخت و قلب راکتور انجام و در شکل ۴ نمایش داده شده است. برای صحت شبیه‌سازی انجام شده، ضریبتکثیر موثر در حالتی که میله‌های کنترل کاملاً بیرون از قلب هستند و حالتی که میله‌های کنترل کاملاً داخل قلب هستند محاسبه شد. نتایج در جدول ۳ ذکر شده است.

جدول ۳: مقایسه ی ضریب تکثیر در دو حالت شبیه‌سازی و مرجع

کامیت	شبیه‌سازی	مرجع	$k\Delta$
k_{eff} (میله کنترل خارج)	1.3486 ± 0.0023	۱۳۶۸۰/۱	۰.۰۱۹۴/۰
k_{eff} (میله کنترل داخل)	1.1950 ± 0.0024	۹۱۶۹۳/۰	۰.۰۲۵۷/۰

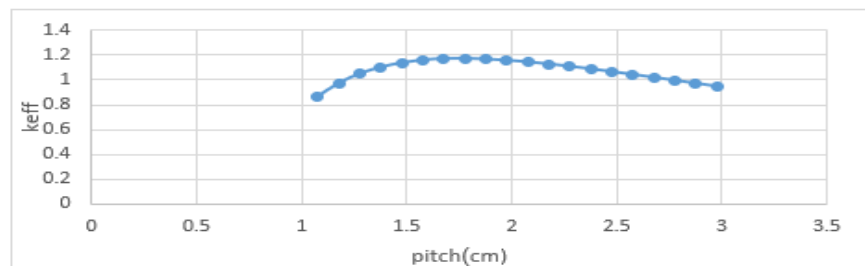


شکل (۴) (الف) مجتمع سوخت شبیه‌سازی شده (ب)نمای محوری قلب راکتور(ج) نمای عرضی قلب راکتور



۳-۲- بررسی تغییرات میزان کندکننده نسبت به سوخت

جهت بررسی ایمنی راکتور، نسبت میزان کندکننده به سوخت باید مقدار معینی باشد، تا در صورت بروز حادثه و تغییر در مقدار کندکننده، راکتور فوق بحرانی نشده و حادثه‌های رخ ندهد. در این تحقیق با تغییر گام میله های سوخت و در واقع تغییر میزان کندکننده، ضریب تکثیر در هر حالت با استفاده از کد MCNP محاسبه گردید. لازم به ذکر است که با تغییر گام میله‌ها، ابعاد مجتمع (تعداد میله ها و تعداد مجتمعها ثابت است) و متناظر با آن ابعاد قلب تغییر کرد، که این تغییر ابعاد در کد محاسباتی لحاظ گردیده است. نتایج حاصل از این تغییرات به صورت زیر می باشد:



شکل (۵) تغییرات نسبت کندکننده به سوخت

همانطور که مشاهده میشود، با افزایش گام میله‌های سوخت، یعنی افزایش میزان کندکننده، مقدار ضریب تکثیر تا گام ۱/۷۷۵۷ سانتیمتر زیاد شده و پس از آن شروع به کاهش میکند که روندی درست است. همچنین گام اصلی برای میله‌های سوخت راکتور LIND، ۱/۴۷۵۷ سانتیمتر است که در ناحیه فروکند شونده^{۹۲} واقع است. پس اگر در راکتور حادثه‌های رخ دهد و به هر علتی آب از دست برود، یعنی به سمت چپ نمودار بالا حرکت کند، میزان ضریب تکثیر کاهش مییابد، بنابراین راکتور ایمنی ذاتی دارد.

۳-۳- کمیت های نوترونی

در این قسمت نتایج حاصل از محاسبه برخی از کمیت‌های نوترونی مهم در راکتور، از قبیل راکتیویته اضافی، حاشیه خاموشی راکتور و ارزش میله کنترل بیان شده است. این کمیتها با استفاده از ضریب تکثیر بدست آمده از MCNP در دو حالت بدون میله کنترل و با وجود میله کنترل، محاسبه شده‌اند. در جدول ۴ این کمیتها ارائه شده اند.

جدول ۴: کمیت‌های نوترونی

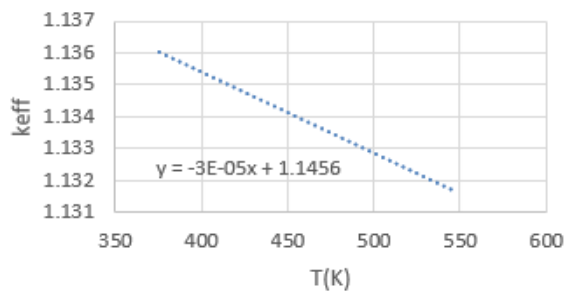
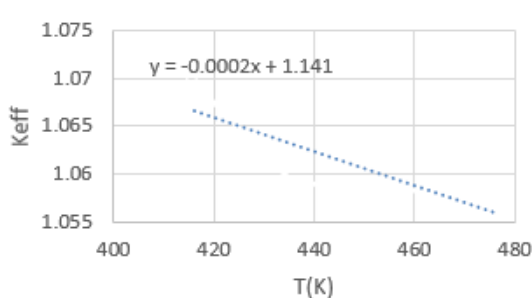
مقدار	کمیت
۱۱۸۸۳	راکتیویته اضافی (pcm)
۷/۸۷۵۴	حاشیه خاموشی راکتور (pcm)
۲۰۶۳۸۱/۰	ارزش میله کنترل (pcm)

^{۹۲} under-moderator



۳-۴- ضرایب راکتیویته دمایی^{۹۳} سوخت

یکی از پارامترهای مهم در محاسبات نوترونیک، ضریب راکتیویته دمایی می‌باشد. این ضریب، نشان می‌دهد که هر تغییری در دما، مستقیماً روی ضریب تکثیر و راکتیویته اثر می‌گذارد که این اثر نقش مهمی در کارکرد راکتور و ایمنی آن دارد [۷]. نمودار تغییرات ضریب تکثیر موثر بر حسب دما برای سوخت تازه و سوخت مصرف شده (انتهای سال سوم) در اشکال ۶ و ۷ نشان داده شده است. شیب این نمودار ضریب راکتیویته دمایی سوخت است.



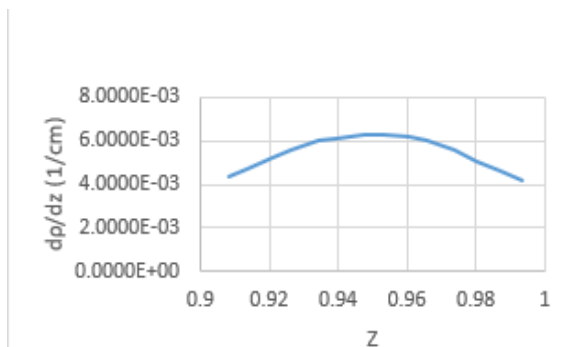
شکل (۶) k_{eff} بر حسب دما برای سوخت تازه شکل (۷) k_{eff} بر حسب دما برای سوخت مصرف شده

همانطور که مشاهده می‌شود، ضرایب راکتیویته دمایی منفی است و این نشان می‌دهد که، هر افزایش و یا کاهش دمایی در راکتور باعث افزایش راکتیویته نمی‌گردد. بنابراین راکتور از این منظر ایمنی ذاتی است.

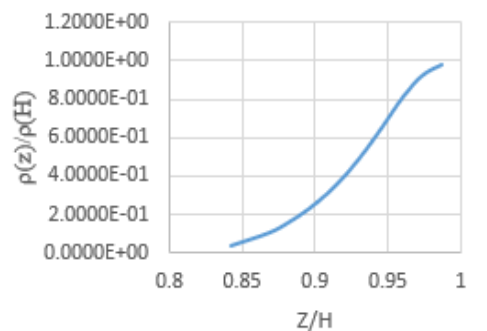
۳-۵- ارزش دیفرانسیلی میله کنترل

برای حفظ راکتور در حالت بحرانی، لازم است تغییراتی که در راکتیویته سیستم در اثر عواملی مثل سموم زینان و ساماریوم، فرسایش سوخت و سموم مصرفی و شیمیایی و تغییر در جمعیت نوترونها با واکنشهای هسته‌ای به وجود می‌آیند، جبران گردند. این کار توسط میله های کنترل، سموم شیمیایی و سموم سوختی مصرفی صورت می‌گیرد. در این راکتور، سموم شیمیایی وجود ندارد و کنترل راکتور به عهده میله‌های کنترل و سموم سوختی می‌باشد. جنس میله‌های کنترل و غلاف آنها به ترتیب B_4C و SiC می‌باشد و ارتفاع آنها ۳۸۱ سانتیمتر است. در اینجا برای کشیدن نمودار ارزش میله‌های کنترل، در هر مرحله طولهای مشخصی از میله‌کنترل وارد قلب شده و ضریب تکثیر متناظر محاسبه شده است. در اینجا H طول کل میله کنترل و Z طولی از میله کنترل است که وارد قلب شده است. همچنین مقدار ضریب تکثیر موثر در حالتی که میله کنترل کاملاً داخل قلب است، ۱/۹۱۹۵۰ محاسبه شد. هر چقدر میله کنترل بیشتر وارد قلب شود، اثر بیشتری روی راکتیویته می‌گذارد و تغییرات راکتیویته بیشتری ایجاد می‌کند، پس انتظار می‌رود نمودارهای ارزش انتگرالی و دیفرانسیلی به صورت اشکال ۸ و ۹ باشد که شکل ۹ مشتق ارزش انتگرالی است. همچنین مقدار ضریب تکثیر در حالتی که طول ۳۵۹/۴ سانتیمتر از میله کنترل داخل قلب است، ۱ می‌شود.

^{۹۳} Temperature coefficient of reactivity



شکل (۹) نمودار ارزش دیفرانسیلی میله کنترل



شکل (۸) نمودار ارزش انتگرالی میله کنترل

۴- نتیجه گیری

در این پژوهش پس از شبیه‌سازی مجتمع‌های سوخت و قلب راکتور LIND و مطابقت بالای ۹۸٪ با مرجع، به دلیل اهمیت محاسبات نوترونی در طراحی یک راکتور به لحاظ حفظ ایمنی، برخی از پارامترهای نوترونیک قلب راکتور از جمله ضریب تکثیر موثر، ضرایب راکتیویته دمایی سوخت و ارزش میله کنترل محاسبه گردید. نتایج حاکی از این بود که قلب این راکتور ذاتا ایمن است. راکتوری با مشخصات طراحی راکتور LIND، که صرفا مخصوص شیرینسازی آب است، میتواند گزینه خوبی برای تامین انرژی واحد شیرینسازی باشد.

۵- مراجع :

۱. Misra, B.M., *Status and prospects of nuclear desalination*. Atoms for Peace: an International Journal, ۲۰۰۶. ۱(۲-۳): p. ۲۱۶-۲۲۶.
۲. Askari, I.B. and M. Ameri, *A techno-economic review of multi effect desalination systems integrated with different solar thermal sources*. Applied Thermal Engineering, ۲۰۲۱. ۱۸۵: p. ۱۱۶۳۲۳.
۳. Khamis, I., *Overview of nuclear desalination technologies & costs*. Department of Nuclear Energy, Division of Nuclear Power, IAEA International Atomic Energy Agency, ۲۰۱۳.
۴. Jung, Y.H., et al., *Feasibility study of a small-sized nuclear heat-only plant dedicated to desalination in the UAE*. Desalination, ۲۰۱۴. ۳۳۷: p. ۸۳-۹۷.
۵. AGENCY, I.A.E., *Design Concepts of Nuclear Desalination Plants*. IAEA TECDOC and V.I.A.E.A. Series. ۲۰۰۲.
۶. Kim, H.S., et al., *Feasibility study of a dedicated nuclear desalination system: Low-pressure Inherent heat sink nuclear desalination plant (LIND)*. Nuclear Engineering and Technology, ۲۰۱۵. ۴۷(۳): p. ۲۹۳-۳۰۵.
۷. Lamarsh, J.R., *Introduction to nuclear engineering*. ۱۹۷۵.



بررسی ابعاد حکمرانی از منظر امنیت هسته‌ای (کد مقاله : ۱۳۰۶)

شافعی، سپیده - نیلی محمودآبادی، فرزاد^۱

۱. سازمان انرژی اتمی، نظام ایمنی هسته‌های کشور، اداره کل پادمان هسته‌های ملی

چکیده:

امروزه حکمرانی با توجه به نقشی که در کنترل و حفاظت از دارایی‌ها از طریق پیاده‌سازی یک نظام یکپارچه برای مدیریت کلان براساس اهداف، فرهنگ و تعریف و اعمال سیاست‌ها و مقررات دارد، در سازمان‌ها و بخش‌های مختلف در سطح جهانی مطرح است. با توجه به روند رو به افزایش بهره‌گیری از انرژی هسته‌ای در بخش‌های مختلف، بررسی حکمرانی در این بستر ضروری می‌نماید. از سوی دیگر، استفاده از انرژی هسته‌ای در صنعت، کشاورزی، پزشکی و غیره مستلزم در نظر گرفتن الزامات مربوط به ایمنی و امنیت هسته‌ای است. با توجه به این ارتباط، این مطالعه در نظر دارد ضمن تبیین چرایی حکمرانی در عرصه انرژی هسته‌ای، ابعاد آن را از نقطه نظر امنیت هسته‌ای مورد تحقیق قرار دهد. در نهایت با توجه به بررسی پژوهش‌ها در این زمینه در حوزه انرژی و امنیت و نیز با در نظر داشتن توصیه‌نامه‌های مدون در زمینه امنیت هسته‌ای، این تحقیق برای نخستین بار مدلی اولیه از حکمرانی امنیت هسته‌ای را در سطح موسسات هسته‌ای و پرتوی طراحی و ارائه می‌کند. بدیهی است نتایج این بررسی در مطالعات مدیریتی در حوزه انرژی هسته‌ای کاربردی خواهد بود.

کلمات کلیدی: امنیت هسته‌ای، انرژی هسته‌ای، حکمرانی، مدیریت، انرژی

Examining governance dimensions from the perspective of nuclear security

Shafeie, Sepideh^{۱*}, Nili Mahmoudabadi, Farzad^۱

۱. AEOI, INRA, National Nuclear Safeguards Department

Abstract:

Nowadays governance, due to its role in controlling and protecting assets through the implementation of an integrated system for macro management based on goals, culture and defining and applying policies and regulations, is globally prominent in various organizations and sectors. Considering the increasing trend of using nuclear energy in different areas, it is necessary to investigate governance in this context. On the other hand, the use of nuclear energy in industry, agriculture, medicine, etc. requires consideration of the requirements related to nuclear safety and security. According to this connection, this study intends to explain the nature of governance in the field of nuclear energy and investigate its dimensions from the point of view of nuclear security. Finally, considering the researches in this field in both energy and security areas, and also taking into account the documents and recommendations in the field of nuclear security, for the first time, this research designs and presents a preliminary model of nuclear security governance, at the level of nuclear facilities. Obviously, the results of this review will be useful in management studies in the field of nuclear energy.

Key words: Nuclear Security, Nuclear Energy, Governance, Management, Energy



۱ - مقدمه:

با توجه به اهمیت بهره‌مندی از فناوری‌های نوین در عرصه‌های متخلف صنعتی، علمی و فنی، شناخت و بررسی آنها از منظرهای مختلف ضرورت دارد. امنیت هسته‌ای از مهم‌ترین عناصر برای استفاده از انرژی هسته‌ای است. بنابراین ضرورت توجه به آن و نیز رعایت دستورالعمل‌های مربوط به آن احساس می‌شود. به این منظور با توجه به آنکه به مفهوم حکمرانی در بستر امنیت هسته‌ای پرداخته نشده است، تبیین ارتباط آن‌ها مفید خواهد بود.

۲ - شرح مطالعه:

۱-۱- مفهوم حکمرانی

حکمرانی به شبکه‌های خودسازمانده و بین‌سازمانی اشاره دارد که با وابستگی متقابل، تبادل منابع، قوانین و مقررات و استقلال قابل توجه از دولت مشخص می‌شوند. حکمرانی جهانی به گونه‌ای تصور می‌شود که شامل سیستم‌های حکومتی در تمام سطوح فعالیت‌های انسانی از خانواده تا سازمان‌های بین‌المللی بوده که به دنبال دستیابی به اهداف از طریق اعمال کنترل همراه با پیامدهای فراملی است. به زبان ساده‌تر به سیستمی که یک موسسه یا کشور تحت آن کنترل شده و عمل می‌کند و مکانیزمی که تحت آن این مدیریت صورت می‌گیرد، حکمرانی گویند [۱].

۱-۲- حکمرانی و امنیت انرژی

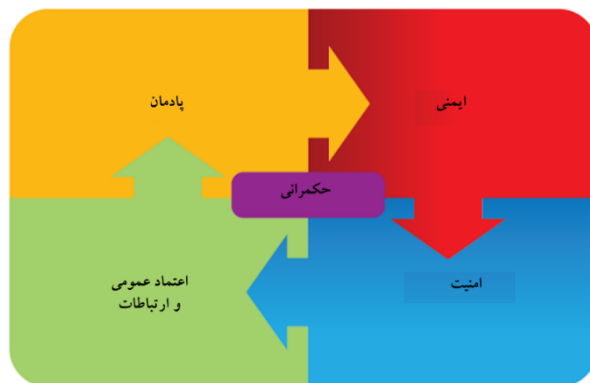
حکمرانی امنیت به ترکیب ابزار، کارکنان و فرایندهایی گویند که برای مدیریت ریسک گردهم آمده‌اند که متشکل از قوانین، ساختارها، مسئولیت‌ها و روندهایی است که بر امنیت اثرگذار هستند [۲]. باید توجه داشت مدیریت امنیت بر استراتژی‌ها متمرکز است اما حکمرانی به دنبال هم‌راستا بودن استراتژی‌ها با اهداف و هماهنگی آنها با مقررات است. محرمانگی، یکپارچگی و در دسترس بودن اصول بنیادی حکمرانی امنیت است. درک الزامات، قوانین و مقررات، پابندی به استانداردها، اجرای مدیریت ریسک جامع و تضمین آگاهی از فرهنگ امنیت، پایه‌های حکمرانی امنیت را تشکیل می‌دهند [۳]. مطالعات نشان داده‌اند دسترسی، مقرون به صرفه بودن و قابلیت اطمینان سه ستون اساسی امنیت انرژی هستند. دستیابی به این سه اصل با چهار توصیه اساسی برای مدیریت و حرکت فراتر از معضل انرژی، از جمله پیشنهادهایی برای انرژی پایدار محلی، مسیرهای بلندمدت برای کربن‌زدایی، تغییر سیاست در تعرفه‌ها، مشوق‌ها و قیمت‌گذاری و مشارکت در مسیر تولید و مصرف انرژی پاک، امکان‌پذیر است [۴]. کشورهای مختلف جهان در تلاش هستند که در راستای اهداف توسعه پایدار، ضمن بهره‌مندی حداکثری از منابع انرژی، به مدیریت و حکمرانی امن در این حوزه بپردازند. به طور مثال چین به شکل استراتژیک با جمع‌آوری اطلاعات، توسعه شبکه‌ها با دیگر کشورها و نیز بخش‌های خصوصی برای اجرای تدابیر در راستای مواجهه با چالش‌های حرکت به سمت انرژی پاک پرداخته است [۵].

۱-۳- حکمرانی و انرژی هسته‌ای

سیستم حکمرانی هسته‌ای کنونی شامل رژیم‌های ایمنی، امنیت و پادمان هسته‌ای و مسائل ضروری مرتبط با اثرات زیست‌محیطی بوده که مشتمل بر طیف وسیعی از مقررات و قوانین ملی، موافقت‌نامه‌ها و راهنمایی‌هایی بین‌المللی و عملیات و شیوه‌های موسسات است. براین اساس سیستم حکمرانی هسته‌ای باید به طور موثری به چالش‌های جدید پاسخ دهد. ارتقای



حکمرانی هسته‌ای نیازمند اتحاد استراتژیک است. در شکل زیر، ایمنی، امنیت و پادمان هسته‌ای و ضرورت پیاده‌سازی فرهنگ امنیت هسته‌ای در جامعه، به منظور ارتباط موثر، برای دستیابی به حکمرانی موفق در این بخش، نشان داده شده است.



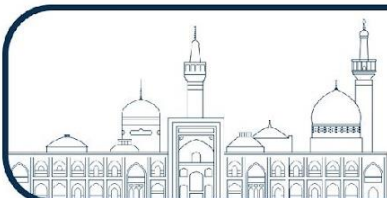
شکل ۱- عناصر درگیر در حکمرانی در حوزه انرژی هسته‌ای [۶]

در این میان، رشد فعالیت‌های تامین‌کنندگان هسته‌ای جدید، استانداردهای جهانی را به چالش می‌کشاند. چین، روسیه و کره جنوبی، به سرعت در حال فعالیت در این حوزه هستند و آمریکا، ژاپن و فرانسه را به عنوان تامین‌کنندگان قدیمی‌تر در شرایط جدیدی قرار می‌دهند. نقش‌آفرینان تازه در عرصه هسته‌ای از جمله کشورهای خاورمیانه و جنوب شرق آسیا، نیازمند سیستم حکمرانی هسته‌ای موثر هستند [۶].

۲ - بحث و نتیجه‌گیری:

۲-۱- حکمرانی و امنیت هسته‌ای

رژیم امنیت هسته‌ای متشکل است از قوانین و مقررات محلی (که برای امنیت قلمرو ملی اعمال می‌شود)، موافقت‌نامه‌های بین‌المللی، قطعنامه‌های سازمان ملل و نیز تدابیری است که کشورها داوطلبانه اجرای آنها را می‌پذیرند. شناسایی تهدیدات، مدیریت و ارزیابی ریسک و تدوین مقررات و نظارت بر حسن اجرای آنها در پیاده‌سازی امنیت هسته‌ای موثر است [۷]. به طور کلی به منظور برقراری امنیت، اجرای دستورالعمل‌های قانونی، نظارت و راستی‌آزمایی ضرورت دارد. در بحث حکمرانی امنیت هسته‌ای باید توجه داشت که متخصصان تنها شامل گروه‌های تروریستی نیست. متخصصان درونی در یک موسسه هسته‌ای می‌تواند با انگیزه‌های مختلف مالی، اجتماعی، سیاسی و غیره دست به اقدامات خصمانه براساس دسترسی و قدرت نفوذ خود بزنند. در مقابل رویدادهای بین‌المللی مثل وقوع جنگ‌ها و حوادثی همچون زلزله و سیل می‌تواند حکمرانی امنیت هسته‌ای را با چالش مواجه سازد. لازمه تقابل موثر حکمرانی در این حوزه، آمادگی پیش از وقوع، پیش‌بینی سناریوهای محتمل و برنامه‌ریزی براساس آن و پایبندی به ضوابط و مقررات امنیت هسته‌ای، با پیاده‌سازی فرهنگ امنیت هسته‌ای است [۸]. در حکمرانی امنیت هسته‌ای مجموعه از معاهدات، موافقت‌نامه‌های بین‌المللی، ابزار تعیین خط مشی و اسناد راهنما وجود دارند که برخی رسمی و الزام‌آور قانونی و برخی دیگر غیررسمی و منوط به تعهد در سطح دولتی برای اعمال هستند. کلیه این موارد با هدف پیشگیری، شناسایی و پاسخ به هرگونه دسترسی غیرمجاز به مواد پرتوی و هسته‌ای برای اهداف خصمانه هستند [۹ و ۱۰].



۲-۲- طراحی مدل نمونه حکمرانی امنیت هسته‌ای

براساس آنچه از مفاهیم در حوزه امنیت هسته‌ای در توصیه‌نامه‌های آژانس بین‌المللی انرژی اتمی، مطالعات و تجربیات کشورها دریافت شد و نیز با توجه به چابکی مبحث حکمرانی، در بستر دو حوزه انرژی و امنیت، پیاده‌سازی موفق حکمرانی در سطح موسسات هسته‌ای و پرتوی و در گام بعدی در رژیم امنیت هسته‌ای یک کشور، نیازمند درک و پرداختن به ابعاد مختلفی است. در شکل دو، تلاش شده است این موارد مورد توجه قرار گیرند.

نمونه مولفه‌های موفقیت حکمرانی امنیت هسته‌ای
تصمیم‌گیری در سطح موسسات هسته‌ای



شکل ۲- مولفه‌های مدنظر در تصمیم‌گیری در حکمرانی امنیت هسته‌ای [۱۱ و ۱۲]

بنابر مطالب بررسی شده در فرایند این پژوهش، با در نظر داشتن مدل‌های طراحی شده در مطالعات حوزه حکمرانی در هر دو بخش امنیت و انرژی و نیز لحاظ کردن شاخص‌های کلیدی امنیت هسته‌ای که مستقیماً بر وضعیت موسسات هسته‌ای یا پرتوی اثرگذار هستند، مدل نشان داده شده در شکل ۳، به عنوان یک نمونه اولیه برای عملیاتی‌سازی حکمرانی امنیت هسته‌ای در سطح موسسات هسته‌ای و پرتوی، ارائه می‌شود.



شکل ۳- مدل طراحی شده اولیه حکمرانی امنیت هسته‌ای [۹-۱۴]

بدیهی است دیگر تحقیقات با بررسی شاخصه‌های کلان و جزئی، با در نظر داشتن این مدل طراحی شده، می‌توانند به ایجاد مدل‌ها در ابعاد کوچکتر و وسیع‌تر نسبت به مدل تعریف شده در این پژوهش، دست یابند.

۲-۳- جمع‌بندی

این مطالعه نشان می‌دهد که در عرصه انرژی هسته‌ای، طراحی و پیاده‌سازی اصول و الزامات امنیت هسته‌ای، پایبندی به مقررات این حوزه، راستی‌آزمایی حسن اجرای آنها، تاکید بر توسعه هرچه بیشتر فرهنگ امنیت هسته‌ای، شناسایی تهدیدات امنیت هسته‌ای و اتخاذ تدابیر پیشگیرانه و درگام بعد، به تاخیراندازی، شناسایی، مواجهه و پاسخ صحیح با آنها در صورت وقوع یک رویداد امنیت هسته‌ای، در تعامل و همکاری با نهادهای مرتبط لازمه حکمرانی موفق است. بهره‌گیری از مدل معرفی شده در این پژوهش می‌تواند در گام نخست از عملیاتی شدن حکمرانی امنیت هسته‌ای در موسسات هسته‌ای و پرتوی موثر باشد.

۳- مراجع:

[۱] Kjaer, A. M. (۲۰۲۳). Governance. John Wiley & Sons.

[۲] Ira Winkler, Araceli Treu Gomes, in Advanced Persistent Security , ۲۰۱۷

[۳] Energy governance, energy security and environmental sustainability: A case study from Hong Kong Cameron Holley a , Emma Lecavalier ۲۰۱۷

[۴] Leadership in high-level forums on energy governance: China and Russia compared By Jale Tosun ORCID Icon, Karina Shyrokykh ORCID Icon Book Strategies and Challenges of Sustainable Development in Eurasia

[۵] Evolving Nuclear Governance for a New Era POLICY MEMO AND RECOMMENDATIONS ۲۰۱۷

[۶] Luongo, K. (۲۰۲۲). Nuclear Security Governance for the ۲۱st Century: Assessment and Action Plan. US-Korea Institute at SAIS..

[۷] Bowen, W. Q., Cottee, M., & Tzinieris, S. (۲۰۲۳). The Evolution of Global Nuclear Security Governance. In The Oxford Handbook of Nuclear Security. Oxford University Press.

[۸] Bowen, Wyn Q., Matthew Cottee, and Sarah Tzinieris, 'The Evolution of Global Nuclear Security Governance', in Christopher Hobbs, Sarah Tzinieris, and Sukesh K. Aghara (eds), The Oxford Handbook of Nuclear Security (۲۰۲۴; online edn, Oxford Academic, ۲۲ May ۲۰۲۳),

[۹] NSS ۱۳ (INFCIRC/۲۲۵/Revision ۵), IAEA, ۲۰۱۸

[۱۰] NSS ۷ (Nuclear security culture), IAEA, ۲۰۰۸

[۱۱] Iqbal, K. M. J., Barykin, S. Y., Kharlamov, A. V., Kharlamova, T. L. V., & Khan, M. I. (۲۰۲۱). Innovative multivariate energy governance model for climate compatible development: The case of Pakistan. Academy of Strategic Management Journal, ۲۰, ۱-۲۲

[۱۲] NSS ۲۷-G (Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (Implementation of INFCIRC/۲۲۵/Revision ۵)), IAEA, ۲۰۱۸

[۱۳] NSS ۲۰ (Objective and Essential Elements of a State's Nuclear Security Regime), IAEA, ۲۰۱۳

[۱۴] Diesch, R., Pfaff, M., & Kremer, H. (۲۰۲۰). A comprehensive model of information security factors for decision-makers. Computers & Security, ۹۲, ۱۰۱۷۴۷.



بررسی میکروساختاری و بهینه سازی پارامترهای روکش کاری لیزری NiCrFeBSiC در بهبود

خواص سایشی قطعات راکتورهای نوترون سریع (کد مقاله : ۱۳۲۲)

بیات، محمدرضا^{۱*} - یساول، نوشین^۲

۱. سازمان انرژی اتمی ایران، مرکز نظام ملی کیفیت و استانداردسازی اتمی ایران، ارگان اصلی مواد
۲. سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای - مرکز نظام ملی کیفیت و استانداردسازی اتمی ایران، ارگان اصلی مواد

چکیده:

آلیاژ خود شار $NiCrFeBSiC$ ، به دلیل کروم بالاتر و وجود بوریدها و کاربیدهای سخت، مقاومت به سایش عالی و مقاومت در برابر اکسیداسیون در دمای بالا را ارائه می‌کنند. در راکتورهای نوترون سریع، قطعاتی متحرکی که در معرض جابجایی یکدیگر هستند نیاز به سخت کاری سطحی دارند. در این پژوهش از لیزر فیبر موج پیوسته $4kW$ با طول موج $1080nm$ جهت روکش کاری لیزری استفاده شد و پس از آن به بررسی ریزساختاری، فازی و بهینه سازی پارامترهای بهینه روکش کاری لیزری پرداخته شده است. در این مطالعه، از روش XRF جهت تعیین ترکیب شیمیایی پودر، از میکروسکوپ الکترونی SEM جهت بررسی مورفولوژی پودر و نوع رشد درفصل مشترک و از آنالیز XRD جهت بررسی فازی روکش استفاده شده است. با استفاده از پارامترهای بهینه روکش بدون ترک ایجاد شد و عمده فازهای که در ساختار وجود دارند، عبارتند از بورایدی، سیلیسایدی و کاربیدی که عامل اصلی مقاومت در برابر سایش هستند.

کلمات کلیدی: راکتورهای نوترونی سریع، کولمونوی ۶، روکش کاری لیزری و سخت کاری سطحی

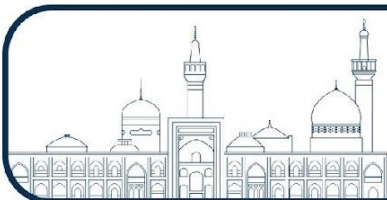
Microstructural investigation and optimization of NiCrFeBSiC laser cladding parameters to improve wear properties of fast neutron reactor components

Bayat, Mohammadreza^{۱*}, Yasavol, Noushin^۲

۱. Atomic Energy Organization of Iran, National Center of Quality System & Atomic Standards of Iran, Leading Material Organization (LMO)
۲. Atomic Energy Organization of Iran, Nuclear Science and Technology Research Institute (NSTRI)- National Center of Quality System & Atomic Standards of Iran, Leading Material Organization (LMO)

Abstract:

NiCrFeBSiC self-fluxing alloys, due to their higher chromium content and the presence of hard borides and carbides, offer excellent wear resistance and oxidation resistance at high temperatures. In fast neutron reactors, moving parts that are subject to mutual displacement require surface hardening. In this study, a $4kW$ continuous wave fiber laser with a wavelength of $1080nm$ was used for laser cladding, and then the microstructure, phase, and optimization of the optimal parameters of laser cladding were investigated. In this study, the XRF method was used to determine the chemical composition of the powder, the SEM electron microscope was used to examine the powder morphology and the type of growth in the joint, and the XRD analysis was used to examine the phase of the coating. Using the optimal parameters, a crack-



free coating was created, and the main phases present in the structure were boride, silicide, and carbide, which are the main factors of wear resistance.

Key words: fast neutron reactor, Colmonoy ۶, laser cladding, hardfacing

۱- مقدمه:

سدیم مایع به عنوان خنک کننده اجازه می‌دهد که از چگالی توان بالاتری در راکتورهای سریع خنک شده با سدیم^{۹۴} استفاده شود و همچنین یک محیط عاری از اکسیژن را ایجاد می‌کند. این راکتورها (SFR)، راکتورهای نسل ۴ هستند که در فشار عملیاتی ۰/۱ MPa و ماکزیمم مقدار تشعشع ۲۰۰ dpa کار می‌کنند. [۱،۲] اجزاء راکتور در نمک مایع خیلی خالص یا بخار سدیم کار می‌کنند که دمای عملیاتی آن بین ۰°C الی ۶۰۰°C است [۵].

یکی از مهمترین موادی که در ساخت راکتورهای نوترون سریع^{۹۵}، استفاده شده است، فولادهای زنگ آستنیتی مانند AISI ۳۱۶SS است. این فولاد مقاومت به خوردگی، مقاومت در برابر خزش و مقاومت به ضربه بالایی دارد، اما سختی و مقاومت به سایش پایینی دارد. در اثر واکنش سدیم مذاب با لایه محافظ سطح فولادهای زنگ نزن، این لایه حذف شده است و در اثر تماس مستقیم تماس فلز به فلز، نیروی چسبندگی افزایش می‌یابد و سبب جوش خوردن سطوح به صورت موضعی می‌شود. همچنین در راکتورهای نوترون سریع، قطعات متحرکی وجود دارد از جمله هدایتگر میله سوخت^{۹۶} که در معرض سایش فلز روی فلز هستند و در اثر مکانیزم سایش تخریب می‌شوند [۴،۵].

لذا برای مقابله با مکانیزم سایش و خوردگی به طور همزمان می‌بایست از آلیاژهای به عنوان پوشش استفاده کرد که بتوانند تاثیر این دو مکانیزم را به حداقل برسانند. از مهمترین الزاماتی که می‌بایست در انتخاب متریال سخت کاری سطحی در نظر داشت، پایداری شیمیایی، مقاومت به سایش و مقاومت در برابر آسیب‌های ناشی از تشعشع است. آلیاژهای سخت کاری سطحی پایه کبالت به دو دسته (۱) آلیاژهای Co-Cr-W-C و (۲) آلیاژهای Co-Cr-W/Mo-Ni/Fe-C تقسیم می‌شوند. همچنین آلیاژهای پایه نیکل سخت کاری سطحی نیز به دو دسته: (۱) آلیاژهای حاوی بوراید و (۲) آلیاژهای حاوی فازهای اینترمتالیک (فاز لاه) تقسیم می‌شوند. آلیاژهای پایه کبالت که به طور گسترده در صنعت استفاده می‌شوند مانند استالیت ۶، در کاربردهای هسته‌ای به دلیل اینکه تحت شار نوترون ^{59}Co ، پایدار، می‌تواند با جذب رادیواکتیو نوترون‌ها به ^{60}Co تبدیل شود که باعث تشعشعات خیلی خطرناک در زمان تعویض و یا تعمیر اجزاء راکتور شود. بنابراین، یکی از مهمترین رویکردها، جایگزین کردن آلیاژهای سخت کاری سطحی عاری از کبالت است. آلیاژ پایه نیکل Colmonoy ۶ به دلیل خواصی که دارد می‌تواند گزینه مناسبی جهت این کاربرد باشد.

جهت اعمال روکش سخت کاری سطحی روش‌های مختلفی از جمله پاشش حرارتی، جوشکاری قوسی، جوشکاری قوس انتقالی پلاسما و روکش کاری لیزری وجود دارد. روکش کاری لیزری به دلیل کنترل حوضچه مذاب، رقت، گرمای ورودی پایین و سرعت سرد شدن بالا که منجر به ریزساختاری ظریف می‌شود؛ روشی مناسب جهت اعمال این پوشش معرفی شده است [۱،۲]. ناواس^{۹۷} و همکارانش، آلیاژ NiCrFeBSi را توسط روکش کاری لیزری و پاشش شعله‌ای و به دنبال آن ذوب شعله‌ای سطحی بررسی کردند و مشاهده شد که هر چند فازهای مختلفی بوجود می‌آید، اما توزیع، مورفولوژی و اندازه آنها متفاوت است. نتایج تست سایش هر دو روش نیز یکسان است [۶]. گومز^{۹۸} و همکارانش هر دو روش پاشش حرارتی و به دنبال آن ذوب سطحی و روش روکش کاری لیزری را بررسی کردند و مشاهده کردند که در روکش کاری لیزری رسوبات با توزیع یکنواخت کروی مقاومت

^{۹۴} Sodium-cooled fast reactor

^{۹۵} Fast neutron reactors

^{۹۶} Control rod guides

^{۹۷} Navas

^{۹۸} Gomez



به سایش بیشتری در روکش ایجاد می‌کنند [۷]. همچنین لازم به ذکر است که فرآیندی مانند لاینینگ^{۹۹} عمدتاً برای افزایش مقاومت به خوردگی استفاده می‌شود و همچنین اتصال متالورژیکی در تمام قسمت‌ها با زیرلایه ندارد و قطعات کوچک و یا با طراحی پیچیده را نمی‌توان با استفاده از این روش در برابر سایش محافظت کرد.

هدف از این پژوهش که با مشارکت دانشگاه تربیت مدرس و شرکت پرتوپوشش آپادانا انجام شده است، این است که بتوان دانش فنی بومی در زمینه ایجاد روکش لیزری Colmonoy ۶ بر روی قطعات سالم جهت افزایش عمر و همچنین جهت تعمیر قطعات آسیب دیده را بدست آورد. از مهمترین چالش‌های روکش کاری لیزری، به حداقل رساندن عیوب مانند حفره و ترک است. یکی از مهمترین راهکارها بدست آوردن پارامترهای بهینه روش روکش کاری لیزری می‌باشد که عیوب مذکور حذف شده باشند.

۲- روش کار:

در این مطالعه، از آلیاژ فولاد زنگ نزن مارتنزیتی رسوب سخت شونده PH ۴-۱۷ به شکل ورق با ضخامت ۱۰mm به عنوان زیرلایه و آلیاژ روکش کاری Colmonoy ۶ استفاده شد. ترکیب شیمیایی ورق با استفاده از آنالیز طیف‌سنجی نشر جرقه‌ای در جدول ۱-۱ ارائه شده است. ترکیب شیمیایی پودر تریبلوی Colmonoy ۶ توسط آنالیز طیف‌سنجی فلورسانس پرتوی ایکس (XRF) مشخص که در جدول ۲-۱ ارائه شده است. همچنین، مورفولوژی و توزیع اندازه ذرات پودر به کمک تکنیک میکروسکوپی و آنالیز تصویر (به کمک نرم‌افزار Image J) در شکل ۱-۱ آورده شده است.

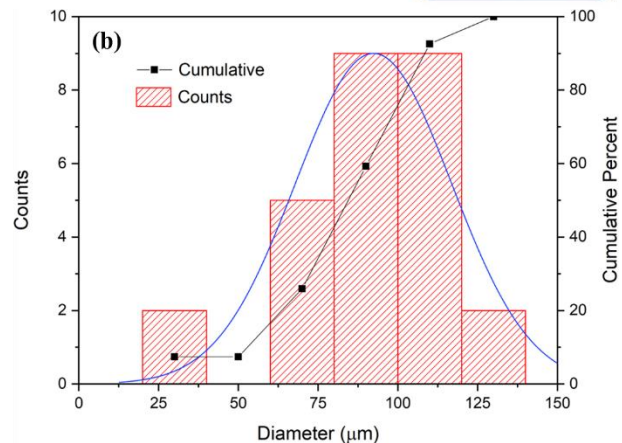
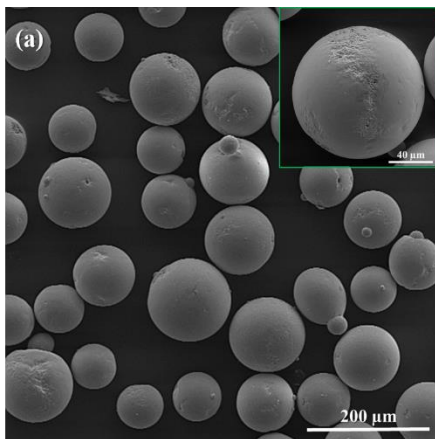
جدول ۱: ترکیب شیمیایی ورق PH ۴-۱۷ مورد استفاده در این پژوهش (wt. %).

PH ۴-۱۷	Fe	C	Cr	Ni	Cu	Mn	Mo	Nb
پایه		۱/۰	۱۶	۴	۴	۷/۰	۳/۰	۲۵/۰

جدول ۲: ترکیب شیمیایی پودر Colmonoy ۶ مورد استفاده در این پژوهش (wt. %).

Colmonoy 6	Ni	Cr	Si	B	Fe	C	Others
پایه		۵۳/۱۵	۱۶/۴	۱۸/۳	۶۴/۴	۶۵/۰	۵/۰

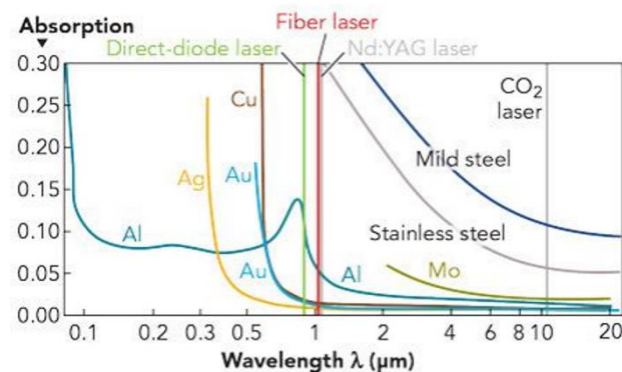
^{۹۹}Lining



شکل ۱: (a) تصویر SEM از ذرات پودر و نمایش مورفولوژی آن (b) نمودار فراوانی توزیع پودر Colmonoy 6 و توزیع نرمال

همچنین در پژوهش حاضر، از لیزر فیبر موج پیوسته ۴kW با طول موج ۱۰۸۰nm، قطر اثر لیزر ۵mm در موقعیت فاصله کاری ۱۷۰mm و همچنین نازل چهار کاناله جهت پاشش هم‌محور پودر با پرتوی لیزر، پودرپاش با دو مخزن مجزا با قابلیت پیشگرم سازی تا دمای ۱۰۰°C، مجهز به ربات بازو شش محوره شرکت KUKA و پوزیشنر دو محوره و دارای مود کنترلی حلقه بسته و دارای گاز حامل و محافظ آرگون میباشد، استفاده شده است.

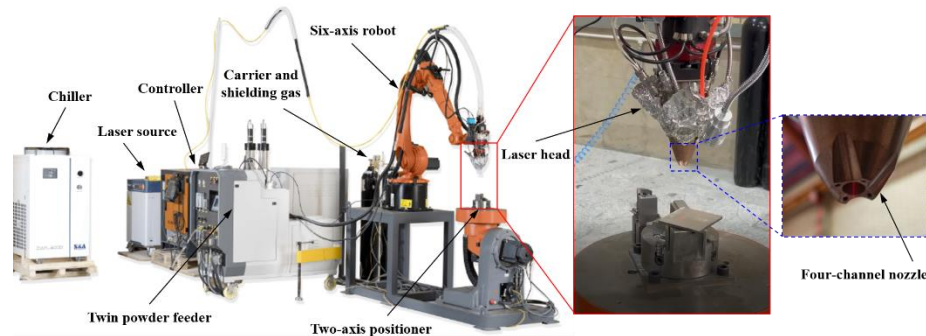
طول موج لیزر اثر بسیار بالایی بر جذب انرژی لیزر در مواد مختلف دارد. همانطور که در شکل ۲ مشخص شده، طول موج لیزر فیبر و Nd:YAG برای فولادهای زنگ نزن بیشترین مقدار بازدهی در جذب را دارد [۸].



Laser	Wavelength	Beam Quality	Beam Delivery
CO ₂	10.6 microns	high	free space (mirrors)
Nd:YAG	1.06 microns	low	large fiber (typ. 0.4-0.6 mm)
Fiber	1.07 microns	high	small fiber (typ. 0.05-0.1mm)
Direct diode	0.8-1 microns typ.	low	free space (typ. rectangular beam)

شکل ۲: تابش لیزر جذب شده در طول موج‌های مختلف برای فلزات مختلف [۸]

طراحی آزمایش صورت گرفته جهت بدست آوردن پارامترهای بهینه روکش کاری لیزری در جدول آورده شده است.



شکل ۲: دستگاه لیزر مورد استفاده در روکش کاری لیزری در این پژوهش در شرکت پرتو پوشش آپادانا

پس از روکش کاری لیزری تک پاس، جهت ارزیابی اولیه عیوب از جمله ترک، از آزمون مایع نافذ فلورسنت استفاده شد. به منظور مشخصه‌یابی‌های درشت و ریزساختاری، از میانه طول نمونه‌های روکش کاری شده، به روش EDM مقطع عرضی تهیه و سطح آن‌ها با روش‌های استاندارد متالوگرافی آماده‌سازی شد. سپس، سطوح با محلول موراکامی^{۱۰۰} به مدت ۱۰ ثانیه حکاکی شده و توسط میکروسکوپ نوری (Olympus، ژاپن) و میکروسکوپ الکترونی روبشی (FEI ESEM QUANTA ۲۰۰، آمریکا) مورد ارزیابی قرار گرفتند. از میکروسکوپ الکترونی روبشی مجهز به طیف‌سنج پراش انرژی پرتو ایکس (EDAX EDS Silicon Drift ۲۰۱۷، آمریکا)، جهت بررسی و اندازه‌گیری نیمه کمی توزیع و جدایش عناصر سازنده و ترکیب شیمیایی فازها در ریزساختار استفاده شد.



شکل ۳: تست مایع نافذ فلورسنت روکش کاری لیزری Colmonoy ۶ به صورت تک پاس ترتیب بر اساس جدول ۳

^{۱۰۰} Murakami's etchant



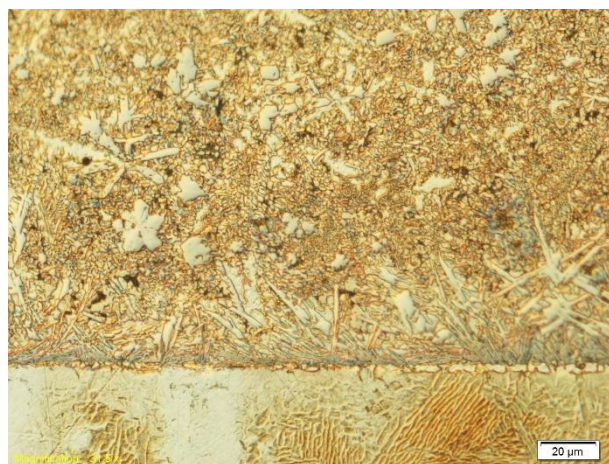
۳- نتایج و بحث

نتایج آزمون مایع نافذ فلئورسنت از روکش‌های تک پاس تریبلوی Colmonoy ۶ در شکل ۳، مشاهده می‌شود در روکش ۴، ۵ و ۶ هیچ گونه ترکی یافت نمی‌شود. در ادامه جهت بررسی ریزساختار، درشت ساختار و مشخصات هندسی روکش، سطح مقطع عرضی مورد مطالعه میکروسکوپی قرار گرفت.

در جدول شماره ۳ اثر گرمای ورودی بر رقت روکش‌های تک پاس را نشان می‌دهد. می‌توان گفت به طور کلی با افزایش گرمای ورودی، رقت افزایش می‌یابد.

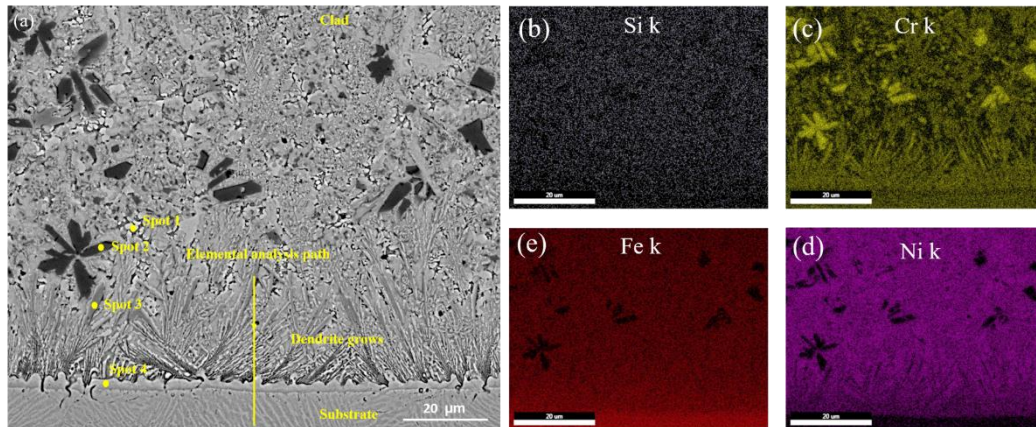
جدول ۳: بررسی نتایج آنالیز روکش‌های لیزری Colmonoy ۶ تک پاس

Number	Power(w)	Scan speed(mm/s)	Feed rate(g/min)	Q (j/mm)	Clad height(hc)(μ m)	Clad width (Wc)(μ m)	Ac (mm ²)	Amix (mm ²)	melt depth hmix(μ m)	Dilution(%)
۱.۰۰	۱۶۰۰.۰۰	۱۰.۰۰	۱/۵۰	۱۶۰.۰۰	۱۳۸۰.۰۰	۳۵۸۰.۰۰	۳/۲۵	۰/۰۱	۱.۰۰	۰/۳۱
۲.۰۰	۱۶۰۰.۰۰	۱۰.۰۰	۱/۵۰	۱۶۰.۰۰	۱۱۷۴.۰۰	۳۲۵۸.۰۰	۲/۷۰	۰/۰۱	۱.۰۰	۰/۳۷
۳.۰۰	۱۸۰۰.۰۰	۸.۰۰	۱/۵۰	۲۲۵.۰۰	۱۱۴۲.۰۰	۳۶۸۸.۰۰	۳/۱۳	۰/۲۰	۷۰.۰۰	۶/۰۱
۴.۰۰	۲۲۰۰.۰۰	۸.۰۰	۱/۵۰	۲۷۵.۰۰	۱۰۹۳.۰۰	۴۳۰۰.۰۰	۳/۰۷	۰/۷۰	۴۰۰.۰۰	۱۸/۵۷
۵.۰۰	۲۲۰۰.۰۰	۸.۰۰	۱/۵۰	۲۷۵.۰۰	۱۱۴۹.۰۰	۴۳۲۱.۰۰	۳/۴۰	۰/۴۳	۳۳۰.۰۰	۱۱/۲۳
۶.۰۰	۲۴۰۰.۰۰	۶.۰۰	۱/۵۰	۴۰۰.۰۰	۱۱۸۸.۰۰	۴۳۲۴.۰۰	۳/۴۶	۱/۰۲	۴۹۱.۰۰	۲۲/۷۷



شکل ۴: تصویر میکروسکوپ نوری از زیرلایه، فصل مشترک و روکش

تصویر ۴ که توسط میکروسکوپ نوری است، نشان می‌دهد که اتصال متالورژیکی بین روکش و فلز پایه وجود دارد و با کمترین میزان ذوب فلز پایه و رقت روکش، هیچ عیبی از جمله ترک و حفره دیده نمی‌شود.



شکل ۵: (a) تصویر میکروسکوپ الکترونی مقطع روکش ۱ (زیرلایه، فصل مشترک، ناحیه مخلوط شده و روکش)، مسیر تعیین شده روی آن جهت آنالیز خطی EDS و حالت‌های مختلف انجماد، (b-e) و نقشه‌های توزیع عناصر مربوطه، (f) توزیع عناصر Si و Cr، Ni، Fe در طول مسیر مشخص شده در (a).

در شکل ۵، فصل مشترک ساختار از صفحه‌ای به سلولی و سپس دندردیتی تبدیل می‌شود. همچنین جهت رشد سلول‌ها/دندردیت‌ها، انحراف مشخصی با جهت ساخت (<100>) دارد، زیرا همانطور که گفته شد، شکل حوضچه ذوب در طی فرآیند، منجر به تغییر راستای بیشینه گرادیان دمایی در طول مرز حوضچه‌ی ذوب و در نتیجه تغییر راستای رشد خواهد شد. از سوی دیگر، به نظر می‌رسد در طول مقطع عرضی، اندازه ریزساختار متغیر است، به طوری که، ظریف‌ترین ریزساختار در لایه‌های نزدیک به زیرلایه و درشت‌ترین ریزساختار در لایه‌های نهایی به دست آمده است [۳].

به طور کلی تغییر مورفولوژی و اندازه ریزساختار نمونه‌های ساخت افزایشی شده را بایستی در اصول و مفاهیم انجماد جست و جو کرد. در خصوص مورفولوژی ریزساختار حاصل از انجماد، میزان پایداری جبهه انجماد (فصل مشترک جامد-مذاب) تعیین کننده مورفولوژی نهایی است که این مهم توسط فاکتور تحت تبرید دیکته می‌شود. تفاوت بین دمای لیکوئیدوس تعادلی و دمای موضعی در جبهه انجماد، تحت تبرید کلی (ΔT_{tot}) است که خود متشکل از تحت تبریدهای فرعی به قرار زیر است:

$$\Delta T_{tot} = \Delta T_C + \Delta T_T + \Delta T_K + \Delta T_R \quad (1)$$

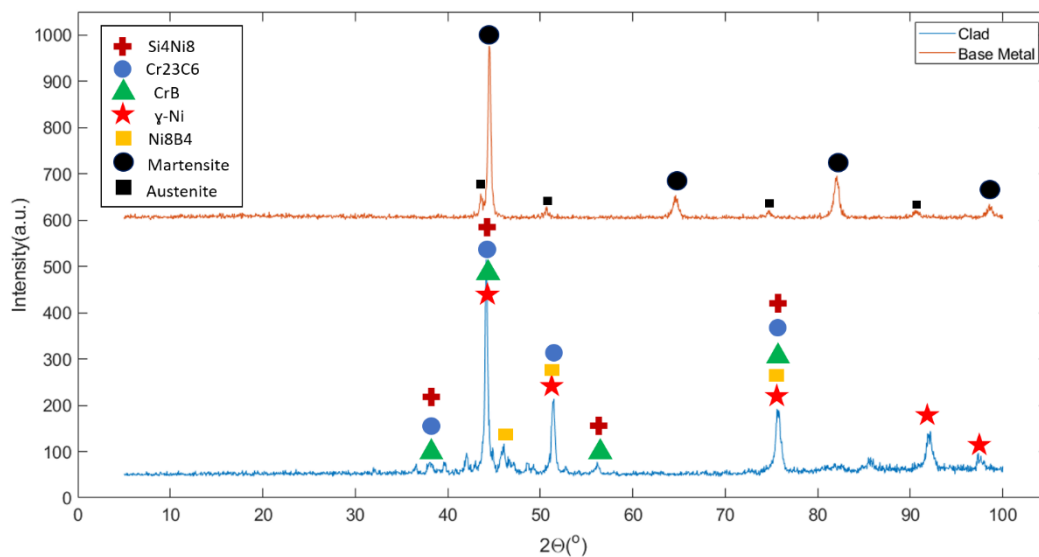
که در آن، ΔT_C ، ΔT_K ، ΔT_T و ΔT_R به ترتیب تحت تبریدهای ناشی از نفوذ اتم حل شونده، نفوذ حرارتی، سینتیک و انحنای فصل مشترک جامد-مذاب هستند. برای اغلب آلیاژهای فلزی، زمانی که تحت شرایط انجمادی معمول جامد می‌شوند،



ΔT_R و $\Delta T_K \Delta T_T$ کوچک هستند و تحت تبرید ترکیبی (ΔT_C) غالب است. تحت تبرید ترکیبی به متغیرهای متعددی بستگی دارد که بر اساس آن، شرط پایداری جبهه انجماد به صورت زیر بیان می‌گردد:

$$\frac{G}{R} \geq - \frac{m_L G_S^* (1 - k_s)}{k_s D_L} \quad (2)$$

که در آن، G و R به ترتیب گرادیان دمایی و نرخ انجماد و m_L ، k_s ، G_S^* و D_L به ترتیب شیب خط لیکوییدوس، ترکیب شیمیایی جامد در فصل مشترک، ضریب توزیع و ضریب نفوذ در مذاب هستند. بر این اساس، می‌بایست از نزدیک به فصل مشترک به سمت بالای روکش، میزان ناپایداری جبهه انجماد افزایش یافته و ریزساختار از صفحه ای به سلولی سپس به دندریتی ستونی و در نهایت به دندریتی هم‌محور تغییر یابد. این امر بدان علت مورد انتظار است که با پیشرفت فرآیند و افزایش ارتفاع رسوب، به دلیل کاهش اتلاف گرما از طریق هدایت حرارتی و در نتیجه تجمع حرارتی، گرادیان دمایی (G) کاهش یافته و لذا مطابق نامساوی ۲-۴ پایداری جبهه انجماد دشوارتر خواهد شد.



شکل ۶: الگوی XRD فازهای مختلف در زیرلایه و روکش

همانطور که در شکل ۶، مشخص شده است، عمده فازهای بورایدی، سیلیسایدی و کاربیدی در ریزساختار وجود دارد و برخی از این فازها توسط میکروسکوپ الکترونی قابل شناسایی بوده ولی برخی دیگر نیازمند بررسی‌های دقیق‌تر توسط TEM و میکرو XRD میباشد. عامل اصلی که در مقابل سایش اثر می‌گذارد، وجود این فازها هستند. نتیجه‌گیری

پارامترهای بهینه روکش کاری لیزری آلیاژ Colmonoy ۶ بدست آمد و روکش بدون ترک و حفره با موفقیت حاصل شد. بررسی‌های متالورژیکی و فازی نشان می‌دهد که فازهای بورایدی و سیلیسایدی و کاربیدی که در منابع ذکر شده عامل اصلی سختی و مقاومت به سایش هستند، شناسایی شدند. سلامت و اتصال متالورژیکی فصل مشترک از طریق تصاویر میکروسکوپ نوری و الکترونی مورد ارزیابی قرار گرفت و تایید شد. لازم به ذکر است که پیشنهاد می‌شود در تحقیقات بعد اثرات عناصر آلیاژی Colmonoy ۶ از جمله بور بر روی بحرانیات قلب راکتور مورد بررسی قرار گیرد.



۴- مراجع:

[۱] Haribabu, S., Paul, C. P., Srihari, V., & Sudha, C. (۲۰۲۴). Microstructural constituents in compositionally graded NiCrFeSiBC hardfacing alloy/۳۱۶L SS additive manufactured deposits. *Welding International*, ۱-۷. <https://doi.org/10.1080/09507116.2024.2406272>

[۲] Van De Tran, Pascal Aubry, Cécile Blanc, Jérôme Varlet, Thierry Malot; October ۱۹-۲۲, ۲۰۱۴. "Laser cladding and tribocorrosion testing of cobalt-free hardfacing coatings for fast neutron reactors." *Proceedings of the ICALEO ۲۰۱۴: ۳۳rd International Congress on Laser Materials Processing, Laser Microprocessing and Nanomanufacturing. ICALEO ۲۰۱۴: ۳۳rd International Congress on Laser Materials Processing, Laser Microprocessing and Nanomanufacturing. San Diego, California, USA. (pp. pp. ۳۱۴-۳۲۳). ASME. <https://doi.org/10.2351/1.5063075>*

[۳] Graf, K., Tetzlaff, U., Souza, G. B. de ., & Scheid, A.. (۲۰۱۹). Effect of Dilution on the Microstructure and Properties of CoCrMoSi alloy Coatings Processed on High-Carbon Substrate. *Materials Research*, ۲۲(۱), e۲۰۱۸۰۰۰۲. <https://doi.org/10.1590/1980-5373-MR-2018-0002>

[۴] Suthar, Falgun & Shah, Hetalkumar & Chaudhury, Sujoy. (۲۰۲۱). A review on application of nickel base hardfacing alloys in sodium-cooled fast reactor. *AIP Conference Proceedings*. ۲۳۹۰. ۰۳۰۰۰۵. ۱۰.۱۰۶۳/۵,۰۰۶۸۱۶۴

[۵] K. Venkataraman, V. Varunanand, S. Tharun, S. Thanush, Surya Prakash, Development of nickel alloy based hardfacing procedure for fast breeder test reactor control rod sheath using conventional gas tungsten arc welding process and metal cored alloy grade ERC Ni Cr – B, *Materials Today: Proceedings*, ۲۰۲۳, ISSN ۲۲۱۴-۷۸۵۳, <https://doi.org/10.1016/j.matpr.2023.01.380>

[۶] Navas, R. Colaço, J. de Damborenea, R. Vilar, Abrasive wear behaviour of laser clad and flame sprayed-melted NiCrBSi coatings, *Surface and Coatings Technology*, Volume ۲۰۰, Issue ۲۴, ۲۰۰۶, Pages ۶۸۵۴-۶۸۶۲, ISSN ۰۲۵۷-۸۹۷۲, <https://doi.org/10.1016/j.surfcoat.2005.10.032>

[۷] T. Gómez-del Río, M.A. Garrido, J.E. Fernández, M. Cadenas, J. Rodríguez, Influence of the deposition techniques on the mechanical properties and microstructure of NiCrBSi coatings, *Journal of Materials Processing Technology*, Volume ۲۰۴, Issues ۱-۳, ۲۰۰۸, Pages ۳۰۴-۳۱۲, ISSN ۰۹۲۴-۰۱۳۶, <https://doi.org/10.1016/j.jmatprotec.2007.11.042>

[۸] Bunaziv, Ivan & Akselsen, Odd & Ren, Xiaobo & Nyhus, Bård & Eriksson, Magnus & Gulbrandsen-Dahl, Sverre. (۲۰۲۱). A Review on Laser-Assisted Joining of Aluminium Alloys to Other Metals. *Metals*. ۱۱. ۱۶۸۰. ۱۰.۳۳۹۰/met۱۱۱۱۶۸۰

شبیه‌سازی انتشار سزیم ۱۳۷ در شرایط حادثه با استفاده از ترکیب مدل HYSPLIT و شبکه

عصبی (کد مقاله : ۱۳۲۳)

غائبی^۱ ، حنانه* - غفاری، محسن^۲ - حسینی، سید ابوالفضل^۲
 ۱. دانشگاه صنعتی شریف ، دانشکده مهندسی انرژی، گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

این پژوهش به بررسی توزیع ماده رادیواکتیو سزیم در صورت وقوع حادثه در نیروگاه‌های بَرَاکَه و آرمنیا پرداخته است. با استفاده از مدل *HYSPLIT* و داده‌های هواشناسی هفتگی *GDAS*، شبیه‌سازی پراکنش مواد انجام شد. هدف، کاهش وابستگی به عوامل مرتبط با مدل، تحلیل تأثیر زمان حادثه و تشخیص محل وقوع حادثه است. یک شبکه عصبی *MLP* با دقت بالا نسبت به مدل‌های *SVM* و *RNN* برای طبقه‌بندی داده‌ها توسعه یافت. مدل پیشنهادی با امکان افزودن ایستگاه‌های اندازه‌گیری مختلف، ابعاد شبیه‌سازی را گسترش داده و صحت نتایج را برای سایر نیروگاه‌ها قابل ارزیابی می‌سازد.

کلمات کلیدی: Hysplit , Neural Network , MLP , Accident

Simulation of Cesium 137 Dispersion in Accident Scenarios Using the Combination of HYSPLIT Model and Neural Network

Ghaebi, Hannaneh¹, Ghafari, Mohsen², Hosseini, Seyed Abolfazl²

^۱. Sharif University of Technology, Department of Energy Engineering

Abstract:

This study simulates the dispersion of radioactive cesium from accidents at the Barakah and Armenia nuclear plants using HYSPLIT and weekly GDAS data. The objectives are to reduce dependency on model-related factors, analyze the impact of accident timing, and determine the accident location. An MLP neural network, outperforming SVM and RNN, enhances classification accuracy, while added measurement stations expand simulation scope and facilitate result validation for other nuclear plants.

Key words: Hysplit , Neural Network , MLP , Accident



۱ - مقدمه:

زلزله و سونامی سال ۲۰۱۱ ژاپن که به تخریب نیروگاه فوکوشیما و انتشار گسترده مواد رادیواکتیو انجامید، یکی از جدی‌ترین چالش‌های حوزه انرژی هسته‌ای را آشکار ساخت. این حادثه، ضرورت برنامه‌ریزی دقیق و آمادگی برای مدیریت بحران‌های هسته‌ای را حتی در کشورهایی با زیرساخت‌های پیشرفته به‌خوبی نشان داد. ایران، به‌دلیل هم‌جواری با نیروگاه‌های هسته‌ای کشورهای امارات، ارمنستان و ترکیه، در معرض خطرات ناشی از انتشار مواد رادیواکتیو قرار دارد. شناسایی مسیرهای انتشار و مناطق پرخطر برای کاهش آثار زیان‌بار این حوادث، اهمیتی ویژه دارد. در این پژوهش، از مدل HYSPLIT برای شبیه‌سازی پراکنش مواد رادیواکتیو در هوا استفاده شده و با بهره‌گیری از الگوریتم‌های هوش مصنوعی، دقت پیش‌بینی‌ها ارتقا یافته است. مدل HYSPLIT در مطالعات متعددی برای شبیه‌سازی انتشار آلاینده‌ها و ارزیابی پیامدهای آن‌ها به کار گرفته شده است. در حوادث هسته‌ای نیروگاه‌های اروپای غربی، این مدل برای تخمین دوز تجمعی مواد پرتوزا، تأثیرات آن بر سلامت عمومی و ارزیابی مناطق آلوده کشاورزی استفاده شد [۱]. سازمان حفاظت در برابر اشعه ایرلند نیز با استفاده از HYSPLIT میزان رسوب‌گذاری مواد پرتوزا، زمان رسیدن آن‌ها به کشور و توزیع فضایی آلودگی را پیش‌بینی کرد [۲]. این مدل همچنین در شبیه‌سازی طوفان‌های گرد و غبار بر فراز ایران، مکان چشمه و مسیر پخش ذرات را با دقتی قابل استناد شبیه‌سازی کرده است [۳].

پیش‌بینی غلظت آلاینده‌هایی نظیر دی‌اکسیدکربن [۴] و $PM_{2.5}$ نیز با استفاده از الگوریتم‌های یادگیری ماشین مانند جنگل تصادفی، ماشین بردار پشتیبان و شبکه‌های عصبی انجام شده است [۶]. این روش‌ها رابطه میان متغیرهای محیطی و آلودگی هوا را تحلیل کرده و طرح‌های مؤثری برای پیشگیری و مدیریت ارائه می‌دهند. علاوه بر این، بررسی منابع آلودگی هوا در چین با مدل HYSPLIT سه منبع اصلی آلودگی را شناسایی کرد و به تحلیل پویایی انتقال آلاینده‌ها در دوره‌های زمانی مختلف پرداخت [۵]. نتایج این مطالعات، اهمیت مدل HYSPLIT را در پیش‌بینی و مدیریت اثرات زیست‌محیطی آلاینده‌ها برجسته می‌سازد.

۲ - روش کار:

در این پژوهش، هدف بررسی نحوه توزیع ماده رادیواکتیو سزیم در صورت وقوع حادثه در نیروگاه‌های براکه واقع در امارات متحده عربی و نیروگاه آرمینا در ارمنستان است. بر اساس مطالعات پیشین، میزان انتشار سزیم در حالت حادثه برابر با 10^{16} بکرل گزارش شده است [۷]. داده‌های هواشناسی GDAS انتخاب و از پایگاه اطلاعاتی سازمان ملی اقیانوسی و جوی آمریکا (NOAA) استخراج گردید. در ادامه، با بهره‌گیری از مدل HYSPLIT، میزان غلظت مواد رادیواکتیو در شهرهای تهران، شیراز، مشهد، تبریز، اصفهان، کرمانشاه، بوشهر و زاهدان شبیه‌سازی شد. این شبیه‌سازی‌ها به‌گونه‌ای طراحی گردید که توزیع مواد رادیواکتیو را به مدت یک ماه (ژانویه سال ۲۰۲۳) و با در نظر گرفتن زمان‌های مختلف آغاز در همین ماه حادثه پوشش دهد.

در این پژوهش، از سه مدل برای تحلیل داده‌ها استفاده شد. مدل SVM با کرنل خطی برای جداسازی داده‌ها و پیش‌بینی کلاس‌ها به کار گرفته شد. مدل RNN با استفاده از لایه SimpleRNN و تابع فعال‌سازی ReLU، برای پردازش داده‌های ترتیبی و یادگیری وابستگی‌های زمانی استفاده گردید. مدل MLP نیز با دو لایه پنهان و تابع فعال‌سازی غیرخطی، به



شناسایی الگوهای پیچیده در داده‌ها پرداخت. دقت پیش‌بینی هر مدل برای داده‌های آموزشی و آزمایشی محاسبه و مقایسه شد.

۱-۲- دقت شبیه‌سازی

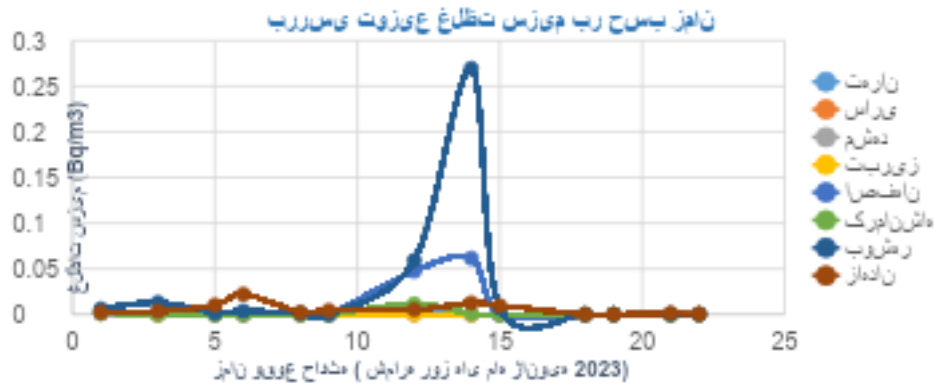
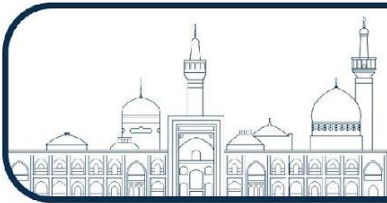
در این شبیه‌سازی، دقت نتایج مدل به چهار عامل اصلی وابسته است که از این میان، سه عامل مستقیماً با تنظیمات مدل HYSPLIT مرتبط هستند. این سه عامل عبارتند از: تعداد ذرات در هر چرخه شبیه‌سازی، حداکثر تعداد ذرات مورد استفاده در شبیه‌سازی، و نوع داده‌های هواشناسی که برای مدلسازی به کار گرفته می‌شوند. هدف نهایی این فرآیند، کاهش وابستگی مدل به این سه عامل و فراهم‌سازی شرایطی برای تمرکز بر عامل چهارم، یعنی زمان وقوع حادثه، بود که به‌عنوان یکی از مهم‌ترین پارامترهای مورد بررسی در این پژوهش در نظر گرفته شده است.

برای دستیابی به این هدف، در مرحله نخست، مقادیر مربوط به تعداد ذرات در هر چرخه و حداکثر تعداد ذرات با مقادیر ابتدایی کوچک تنظیم شده و شبیه‌سازی‌های اولیه انجام شد. این فرآیند با افزایش تدریجی مقادیر و انجام شبیه‌سازی‌های پی‌درپی ادامه یافت تا زمانی که نتایج به دست آمده از توزیع مواد رادیواکتیو به این پارامترها وابستگی قابل توجهی نشان ندهند. در واقع، هدف از این مرحله، یافتن حد بهینه‌ای بود که توزیع مواد به ثبات نسبی برسد و از تغییرات شدید ناشی از تنظیمات این دو پارامتر جلوگیری شود.

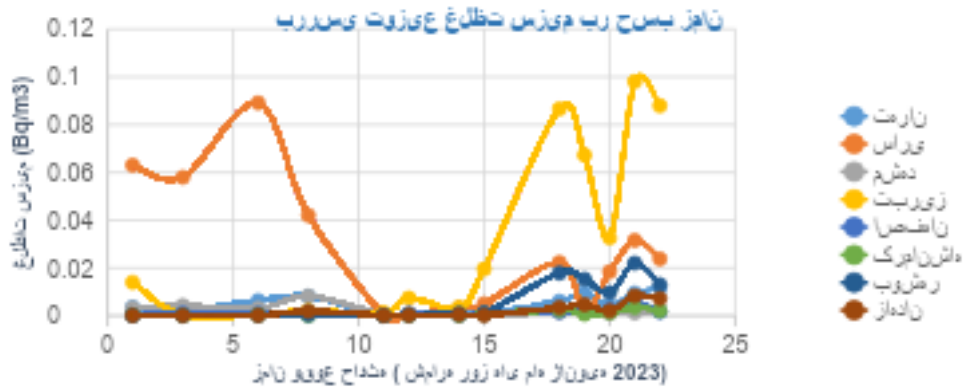
در مرحله بعد، انتخاب نوع داده‌های هواشناسی به‌عنوان سومین عامل مورد بررسی قرار گرفت. با انجام آزمایش‌های متعدد و خروجی گرفتن‌های متوالی با انواع داده‌های هواشناسی، در نهایت داده‌های هواشناسی هفتگی GDAS به‌عنوان مناسب‌ترین مجموعه داده انتخاب شدند. این انتخاب پس از ارزیابی دقیق عملکرد مدل و سازگاری نتایج با مقادیر واقعی انجام شد. در نهایت، پس از کاهش وابستگی مدل به این سه عامل و تثبیت نتایج در شرایطی قابل اطمینان، امکان بررسی دقیق عامل چهارم، یعنی زمان وقوع حادثه، فراهم شد. این فرآیند به مدل اجازه می‌دهد تا با دقت بالا، تأثیر زمان شروع حادثه بر توزیع مواد رادیواکتیو را مورد تحلیل قرار دهد و نتایجی مبتنی بر واقعیت ارائه کند.

۳- نتایج :

تمامی این مراحل، شامل استخراج خروجی‌ها از مدل HYSPLIT و آزمایش با مدل‌های RNN، MLP و SVM به‌صورت مکرر انجام شده است. در تصاویر زیر، شکل‌های (۱) و (۲) نمودار توزیع غلظت سزیم بر حسب زمان را در روزهای مختلف ماه ژانویه ۲۰۲۳ برای نیروگاه‌های براهه و آرمینا در هشت موقعیت جغرافیایی متفاوت نشان می‌دهد. همان‌طور که مشاهده می‌شود، حداکثر غلظت سزیم مربوط به شهرهای بوشهر و اصفهان در روزهای ۱۳ و ۱۴ ژانویه برای نیروگاه براهه و شهرهای ساری و تبریز در روزهای ۶، ۱۸ و ۲۱ ژانویه برای نیروگاه آرمینا است. این نتایج به‌شدت تحت تأثیر شرایط جوی، از جمله تغییرات آب‌وهوایی، شدت، جهت و سرعت باد، تغییرات دما در روزهای مختلف، و موقعی مکانی منبع انتشار قرار دارند. به همین دلیل، بررسی و گزارش نتایج به‌صورت روزانه انجام شده و وجود پیک‌های غلظت در برخی روزها نیز به این عوامل وابسته است. شکل (۳) نمودار مقایسه دقت مدل‌های RNN، MLP و SVM را نشان می‌دهد. همان‌طور که مشاهده می‌شود، دقت داده‌های آموزش و اعتبارسنجی مدل MLP در تشخیص مکان وقوع حادثه از روی نحوه توزیع غلظت سزیم، نسبت به سایر مدل‌ها بیشتر است.

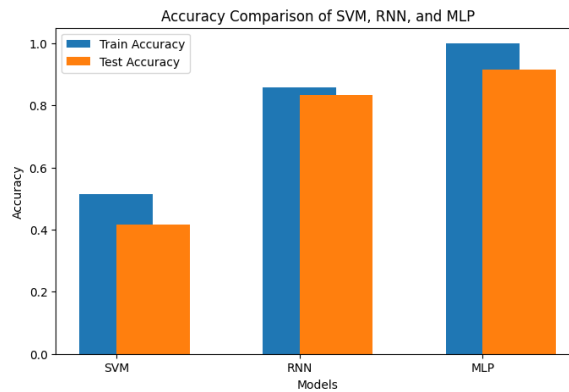


شکل (۱) بررسی تاثیر زمان وقوع حادثه بر توزیع غلظت سزیم ۱۳۷ نیروگاه براکه در شهر های ایران.



بررسی تاثیر زمان وقوع حادثه بر توزیع موارد رادیواکتیو نیروگاه آرمینیا.

شکل (۲) بررسی تاثیر زمان وقوع حادثه بر توزیع غلظت سزیم ۱۳۷ نیروگاه آرمینیا در شهر های ایران.



شکل (۳) نمودارمقایسه کارآمدی دقت مدل ها.



۴- بحث و نتیجه گیری:

نتایج این پژوهش نشان می‌دهد که مدل شبکه عصبی چندلایه (MLP) با دقت بالاتری نسبت به سایر مدل‌ها، داده‌های آزمایشی را به‌درستی تحلیل و طبقه‌بندی کرده است. نمودارهای شکل‌های (۱) و (۲) اهمیت افزایش تعداد ایستگاه‌های پایش در زمان‌ها و مکان‌های مذکور به علت افزایش غلظت سزیم را در صورت بروز حادثه احتمالی برای نیروگاه‌های براهه و آرمینیا نشان می‌دهند. این نتایج همچنین بر لزوم توسعه تحلیل‌ها در فصول مختلف سال به علت تأثیر تغییرات آب‌وهوایی و دما بر توزیع مواد رادیواکتیو و افزودن تعداد نیروگاه‌های اطراف کشور برای گسترش ابعاد پژوهش تأکید دارد.

۵- مراجع:

- [۱] A. Piguet Frédéric-Paul, I. Biosphère, E. Pierre, D. Bastien, G. Gregory, and S. du Nucléaire Suisse Romande, "Modeling of a Major Accident in Five Nuclear Power Plants From ۳۶۵ Meteorological Situations in Western Europe and Analysis of the Potential Impacts on Populations, Soils and Affected Countries Commissioning Organization," ۲۰۱۹. [Online]. Available: <https://institutbiosphere.ch/>
- [۲] K. Smith, C. Organo, S. Somerville, O. Hanley, and C. McMahon, "Comparison of atmospheric dispersion model outputs and radioactivity measurements made in Ireland following the Fukushima nuclear emergency."
- [۳] K. Ashrafi, M. Shafiepour-Motlagh, A. Aslemand, and S. Ghader, "Dust storm simulation over Iran using HYSPLIT," *J. Environ. Heal. Sci. Eng.*, vol. ۱۲, no. ۱, pp. ۱-۹, ۲۰۱۴, doi: ۱۰,۱۱۸۶/۲۰۵۲-۳۳۶X-۱۲-۹.
- [۴] H. Tantriawan, I. S. Sitanggang, L. Syaufina, and H. Harsa, "Temporal prediction of carbon monoxide using the Elman Recurrent Neural Network," in *IOP Conference Series: Earth and Environmental Science*, Institute of Physics Publishing, Dec. ۲۰۱۸. doi: ۱۰,۱۰۸۸/۱۷۵۵-۱۳۱۵/۲۰۳/۱/۰۱۲۰۰۹.
- [۵] Y. Ma, M. Wang, S. Wang, Y. Wang, L. Feng, and K. Wu, "Air pollutant emission characteristics and HYSPLIT model analysis during heating period in Shenyang, China," *Environ. Monit. Assess.*, vol. ۱۹۳, no. ۱, ۲۰۲۱, doi: ۱۰,۱۰۰۷/s۱۰۶۶۱-۰۲۰-۰۸۷۶۷-۴.
- [۶] S. Pongpiachan *et al.*, "An Application of Artificial Neural Network to Evaluate the Influence of Weather Conditions on the Variation of PM_{۲.۵}-Bound Carbonaceous Compositions and Water-Soluble Ionic Species," *Atmosphere (Basel)*, vol. ۱۳, no. ۷, Jul. ۲۰۲۲, doi: ۱۰,۳۳۹۰/atmos۱۳۰۷۱۰۴۲.
- [۷] S. O. Nabavi, T. Christoudias, Y. Proestos, C. Fountoukis, H. Al-Sulaiti, and J. Lelieveld, "Spatiotemporal variation of radionuclide dispersion from nuclear power plant accidents using FLEXPART mini-ensemble modeling," *Atmos. Chem. Phys.*, vol. ۲۳, no. ۱۳, pp. ۷۷۱۹-۷۷۳۹, ۲۰۲۳, doi: ۱۰,۵۱۹۴/acp-۲۳-۷۷۱۹-۲۰۲۳.



بررسی پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از حادثه‌ی فرضی در نیروگاه هسته‌ای متسامور با استفاده از سامانه جوی HYSPLIT و تأثیرات آن بر منطقه از جمله ایران (کد مقاله: ۱۳۴۲)

میرآخوری، مهدی^۱

۱- دانشگاه آزاد اسلامی واحد تهران شمال

چکیده:

نیروگاه هسته‌ای متسامور، به دلیل موقعیت جغرافیایی و ساختار فنی خود، خطرات بالقوه‌ای برای منطقه ایجاد می‌کند. طراحی قدیمی راکتورهای این نیروگاه مطابق با استانداردهای مدرن ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای نیست، که همین امر باعث بروز حوادث جبران ناپذیری خواهد شد. در این پژوهش به بررسی پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از قبیل ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ از یک حادثه فرضی ناشی از قطع خنک کننده راکتور که منجر به ذوب قلب راکتور در نیروگاه متسامور شده با توجه به عواملی مثل جهت و سرعت باد و شرایط محیط به میزان پخش و انتشار این مواد و همچنین خط سیر حرکت آلاینده‌ها، با استفاده از میانگین غلظت در خروجی HYSPLIT می‌پردازیم. اکتیویته این محصول برحسب Bq/m^2 محاسبه شده و میزان واپاشی و پخش آن در اطراف نیروگاه در لحظه وقوع حادثه تا ۷ روز پس از وقوع حادثه در میانه ماه دسامبر سال ۲۰۲۳ مورد بررسی قرار گرفت. خروجی مدل نشان می‌دهد که جهت ریزش مواد رادیواکتیو به سمت شرقی بوده است. پراکندگی و شبیه‌سازی ته‌نشینی و مسیر پراکندگی آلاینده‌ها از سطح زمین و فشار هوا و غلظت مواد در این مسیر محاسبه شده است و نتایج نشان می‌دهد که احتمال دارد غلظت مواد رادیواکتیو در منطقه از ۰/۱ تا ۱۰۰ میلیون Bq/m^2 پس از وقوع حادثه تا ۷ روز پس از رسیده و همچنین ۴۸ ساعت پس از وقوع حادثه مواد رادیواکتیو به مرزهای شمال غربی ایران رسیده و پس از ۱۴۶ ساعت از وقوع حادثه از شهر پارس آباد در استان اردبیل از ایران خارج شود.

کلمات کلیدی: پراکندگی جوی مواد، حادثه‌ی هسته‌ای، مسیریابی، نیروگاه ارنستمان، HYSPLIT.

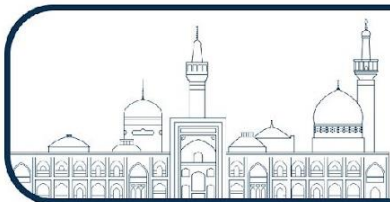
Investigation of atmospheric dispersion of materials from a hypothetical accident at the Metsamor Nuclear Power Plant using the HYSPLIT atmospheric system and its effects on the region

Mirakhori, Mahdi^{۱*}

۱. Islamic Azad University, North Tehran Branch

Abstract:

The Metsamor Nuclear Power Plant, due to its geographical location and technical structure, poses potential risks to the region. The outdated design of its reactors does not meet modern nuclear power plant safety standards, which could lead to irreversible accidents. In this study, we examine the atmospheric dispersion of radioactive materials such as Iodine-¹³¹I (I-¹³¹) and Cesium-¹³⁷Cs (Cs-¹³⁷) following a hypothetical accident caused by a reactor coolant failure, leading to a core meltdown at the Metsamor plant. Factors such as wind direction, speed, and environmental conditions were considered to determine the spread and trajectory of these contaminants using the HYSPLIT model's average concentration output. The activity of these isotopes was calculated in Bq/m^2 , and their decay and dispersion around the plant were analyzed from the moment of the accident until 7 days afterward, assuming a mid-December 2023. The model's output indicates that the radioactive fallout primarily moved



eastward. The simulation assessed the deposition and dispersion path of contaminants based on ground-level conditions, atmospheric pressure, and concentration levels along the trajectory. The results suggest that radioactive concentrations in the affected area could range from ۰.۱ to ۱۰۰ million Bq/m² within ۷ days post-accident. Additionally, ۴۸ hours after the incident, radioactive materials could reach the northwestern borders of Iran, and after ۱۴۶ hours, they would exit Iranian territory near Parsabad city in Ardabil Province.

Key words: Atmospheric Dispersion of Materials, Nuclear Accident, Trajectory Analysis, Armenian Power Plant, HYSPLIT.

۱- مقدمه

نیروگاه اتمی متسامور در عرض و طول جغرافیایی ۴۰.۱۸۰۳۰۶ و ۴۴.۱۴۷۱۶۹- واقع شده است. این نیروگاه در نزدیکی شهر متسامور در ارمنستان، حدود ۳۰ کیلومتری غرب ایروان (پایتخت ارمنستان) واقع شده است. این نیروگاه در دهه ۱۹۷۰ توسط اتحاد جماهیر شوروی ساخته شد و دارای دو راکتور از نوع VVER-۴۴۰ مدل ۷۲۷۰ است. راکتور شماره ۱ در سال ۱۹۷۶ و راکتور شماره ۲ در سال ۱۹۸۰ راه‌اندازی شدند. طراحی قدیمی راکتورها مطابق با استانداردهای مدرن ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای نیست. این راکتورها فاقد محافظ ضد انفجار^{۱۱} هستند، که این موضوع خطرات ناشی از حوادث احتمالی را افزایش می‌دهد. همچنین نیروگاه متسامور در منطقه‌ای زلزله‌خیز واقع شده است. پس از زمین‌لرزه ویرانگر اسپیتاک در سال ۱۹۸۸، راکتور شماره ۱ و ۲ در سال ۱۹۸۹ به دلایل ایمنی موقتاً تعطیل شدند. راکتور شماره ۲ در سال ۱۹۹۵ مجدداً راه‌اندازی شد و تا امروز فعال است. طی دوره‌ی (۱۹۹۵-۲۰۰۸) پس از راه‌اندازی مجدد واحد دوم نیروگاه هسته‌ای ارمنستان ابزارهای فرسوده‌ی نیروگاه که بعضاً از ابتدای ساخت دارای نقص فنی بودند، تصحیح و یا جایگزین شدند [۱ و ۲].

مدل HYSPLIT^{۱۲} یک ابزار محاسباتی است که برای پیش‌بینی مسیر و پراکندگی مواد آلاینده در جو استفاده می‌شود. از این مدل برای محاسبات خط سیر حرکت آلاینده‌ها، غلظت، پراکندگی و شبیه‌سازی ته‌نشینی آن با استفاده از رویکردهای PUFF و ذرات است. این مدل توسط آزمایشگاه منابع هوایی (ARL) وابسته به سازمان ملی اقیانوسی و جوی (NOAA) توسعه یافته است و برای مطالعات مربوط به انتشار مواد رادیواکتیو، ریزگردها و سایر آلاینده‌ها کاربرد دارد [۳]. اگر اتفاقی مشابه فاجعه چرنوبیل در نیروگاه اتمی متسامور رخ دهد، پیامدهای آن می‌تواند بسیار گسترده و جدی باشد. در صورت بروز حادثه عناصر رادیواکتیو مختلفی از قلب راکتور انتشار خواهند یافت. دو رادیوایزوتوپ ^{۱۳۱}I و ^{۱۳۷}Cs از نقطه نظر آثار بیولوژیکی مهم‌تر از بقیه می‌باشند [۴].

در صورت انفجار یا ذوب قلب راکتور، مقدار زیادی مواد رادیواکتیو به هوا منتشر می‌شود. این مواد می‌توانند به صورت ابر رادیواکتیو در جو پخش شوند. شهرهای نزدیک به نیروگاه، مانند ایروان (پایتخت ارمنستان) و مناطق اطراف، به شدت تحت تأثیر قرار خواهند گرفت. ساکنان این مناطق ممکن است مجبور به تخلیه فوری شوند. با توجه به الگوهای آب‌وهوایی و جهت

^{۱۱} - containment structure

^{۱۲} - HYbrid Single-Particle Lagrangian Integrated Trajectory



بادهای غالب در منطقه، ابر رادیواکتیو می‌تواند به کشورهای ارمنستان، ترکیه، گرجستان، ایران، آذربایجان، ترکمنستان، روسیه، عراق و حتی بخش‌هایی از اروپای شرقی نیز برسد [۵].

در این پژوهش به بررسی پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از قبیل ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ ناشی از قطع خنک کننده که منجر به ذوب قلب راکتور در نیروگاه متسامور می‌شود؛ با توجه به عواملی مثل جهت و سرعت باد و شرایط محیط به میزان پخش و انتشار این مواد و همچنین خطرات احتمالی آن برای محیط زیست و مردم منطقه می‌پردازد. در این پژوهش محاسبات خط سیر حرکت آلاینده‌ها، با استفاده از میانگین غلظت در خروجی HYSPLIT، اکتیویته این محصول برحسب بکرل بر مترمربع محاسبه شده و میزان واپاشی و پخش آن در اطراف نیروگاه در لحظه وقوع حادثه تا ۷ روز پس از وقوع در میانه ماه دسامبر سال ۲۰۲۳ مورد بررسی قرار می‌گیرد.

۲- روش تحقیق

در این پژوهش فرض شده است که حادثه بزرگی ناشی از قطع خنک کننده راکتور در نیروگاه هسته‌ای متسامور رخ داده و مقادیر زیادی هسته‌های پرتوزا از قبیل ایزوتوپ‌های رادیواکتیو ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ در طول و بعد از حادثه وارد محیط گردیده است؛ مشابه حادثه چرنوبیل که در مدت زمان وقوع حادثه و پس از آن، مقدار ۸/۰۰۰ کیلوگرم ذرات پرتوزا به محیط رها شدند [۶].

قطع جریان خنک کننده به هر دلیلی مثلاً خرابی پمپ‌ها یا نشت در سیستم خنک کننده باعث قطع جریان آب خنک کننده می‌شود. بدون خنک کننده، حرارت تولید شده در هسته راکتور به سرعت افزایش می‌یابد. دمای سوخت هسته به سرعت بالا می‌رود و ممکن است به نقطه ذوب برسد. اگر دمای سوخت از حد مجاز فراتر رود، می‌تواند ذوب شود و به اصطلاح حادثه ذوب هسته ۱۰۳ رخ دهد. این ذوب می‌تواند به ساختار راکتور آسیب برساند و مواد رادیواکتیو را آزاد کند. در اثر واکنش‌های شیمیایی بین سوخت داغ و مواد دیگر (مانند بخار آب)، گازهای خطرناکی مانند هیدروژن تولید می‌شود. تجمع هیدروژن می‌تواند منجر به انفجار شود، همان طور که در حادثه فوکوشیما دیده شد. در صورت آسیب دیدن محفظه راکتور، مواد رادیواکتیو می‌توانند به محیط خارج نفوذ کنند. نشت مواد رادیواکتیو می‌تواند باعث آلودگی آب، خاک و هوا شود. قرار گرفتن در معرض تشعشعات رادیواکتیو می‌تواند باعث بیماری‌های شدید، سرطان و حتی مرگ شود.

انتقال اتمسفری و رسوب زمینی ایزوتوپ‌های رادیواکتیو ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ در طول و بعد از حادثه نیروگاه هسته‌ای فوکوشیما دایچی با استفاده از مدل تحقیقات و پیش بینی آب و هوایی-شیمیایی بررسی شده است. مقادیر زیادی از رادیونوکلوئیدها، بعد از حادثه هسته‌ای در فوکوشیما در ۱۱ مارس ۲۰۱۱ به اتمسفر آزاد شده بودند. بعدها دولت ژاپن گزارش کرد که مواد رادیواکتیو در منابع غذایی و آب در فوکوشیما و مناطق مجاور یافت شده‌اند.

مدلسازی و آنالیز حساسیت حمل و رسوب رادیونوکلوئیدها از حادثه فوکوشیما نشان می‌دهد که آیت‌های هواشناسی نظیر باد، بارش و نرخ انتشار در حمل و رسوب ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ موثر است [۷ و ۸]. در این مطالعه مقادیر خروجی از حادثه‌ی فوکوشیما



در روز ۱۲ و ۱۳ مارچ ۲۰۱۱ در مرجع کتابخانه سازمان ملی اقیانوسی و جوی (NOAA) جمع‌آوری و با نرم افزار HYSPLIT مدل سازی شده‌اند و با توجه به این که بیشترین میزان نشر مواد در این روزها از راکتور شماره ۱ نیروگاه با توان ۴۶۰ مگاوات است تمامی این مقادیر به عنوان خروجی راکتور شماره ۱، که توانی نزدیک به توان نیروگاه ارنمنستان دارد، در نظر گرفته شده است. داده‌های اولیه و مرزی مورد استفاده هواشناسی در این تحقیق دارای تفکیک ۰/۲۵ در ۰/۲۵ درجه بوده و برای هر ۱۲ ساعت در دسترس است. این داده‌ها به عنوان شرایط اولیه و مرزی هواشناسی در اجرای مدل استفاده شده است.

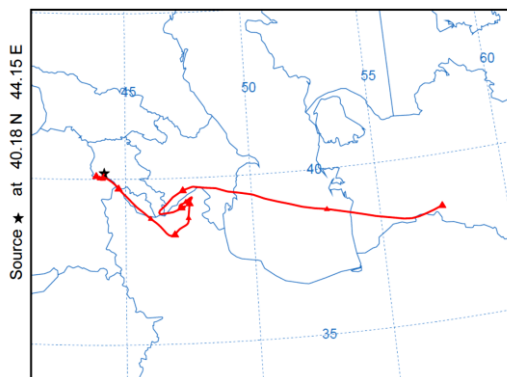
۲-۱- شرایط جوی و زمان انتشار در اطراف نیروگاه متسامور

محاسبه غلظت آلاینده‌های رادیواکتیو با استفاده از مدل های پراکندگی نیازمند دانستن شرایط آب و هوایی است. شبیه سازی دقیق انتشار جوی مواد رادیواکتیو نیازمند ارایه تغییرات زمانی و مکانی پارامترهای هواشناسی در محل حادثه و مناطق اطراف آن است. شرایط جوی مثل جهت و سرعت باد و فشار هوا از مهمترین پارامترها در تعیین غلظت و دوز توزیع شده در مناطق اطراف می‌باشد. برای مثال، جهت باد تاثیر عمده‌ای در روش های پخش مواد رادیواکتیو و تعیین بالاترین غلظت و رسوب در یک جهت خاص و فاصله از منبع نقطه‌ای دارد [۹].

زمان انتشار دو رادیویزوتوپ ^{131}I و ^{137}Cs عامل مهمی است که با توجه به ارتباط آن با شرایط آب و هوایی در محاسبات غلظت تاثیر می‌گذارد. از آنجا که سرعت و جهت باد، برف و باران و دیگر پارامترهای هواشناسی در طول یکسال متفاوت است؛ بنابراین پراکندگی هوا، آلودگی و دوز دریافتی توسط مردم نیز تغییر می‌کند. زمان انتشار را می‌توان با توجه به معیارهای مختلف شامل احتمالاً جهت و سرعت پراکندگی یا بیشترین پراکندگی در امتداد مناطق پرجمعیت انتخاب کرد [۹]. در مطالعه حاضر، داده‌های هواشناسی منطقه راکتور متسامور با استفاده از مدل‌سازی ^{131}I و ^{137}Cs برای حادثه فوکوشیما موجود در مرجع کتابخانه سازمان ملی اقیانوسی و جوی (NOAA) در ساعات اولیه ۱۲ ام تا ۱۸ ام ماه دسامبر در منطقه متسامور و مناطق اطراف در سال ۲۰۲۳ به مدت ۷ روز یا ۱۶۸ ساعت پس از حادثه ناشی از قطع خنک کننده در راکتور با نرم افزار HYSPLIT مدل سازی شده؛ مورد بررسی قرار گرفته است.

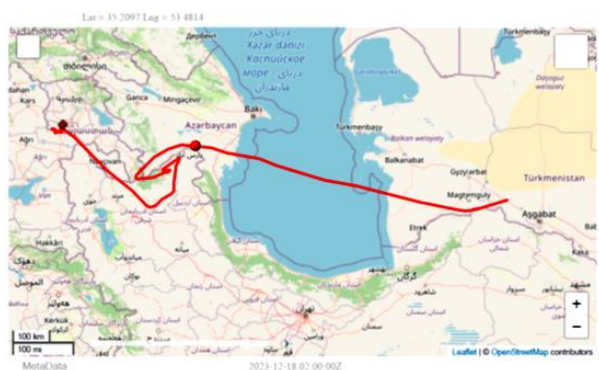
۳- نتایج و بحث

در این مطالعه، با استفاده از مدل HYSPLIT، مسیر پراکندگی مواد رادیواکتیو ناشی از حادثه در نیروگاه متسامور محاسبه شد. داده‌های هواشناسی مربوط به سال‌های ۲۰۰۶ تا ۲۰۱۹ برای شبیه‌سازی استفاده شدند. فرض شده است که حادثه در ساعات اولیه روز ۱۲ ماه دسامبر سال ۲۰۲۳ روی داده است. ابتدا مسیر آلاینده‌ها طی یک دوره ۷ روزه با زمان شروع ۱۲ دسامبر تا ۱۹ دسامبر ۲۰۲۳ محاسبه گردید؛ در شکل ۱ تصویر گسترش مسیر عبوری از ایران در این بازه زمانی قابل مشاهده است.

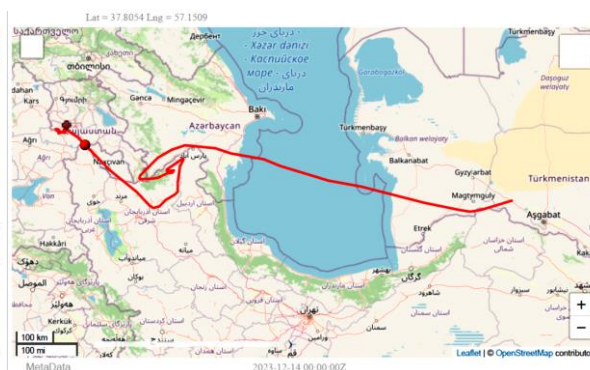


شکل (۱): مسیر عبوری از ایران در بین روزهای ۱۴ و ۱۸ دسامبر ۲۰۲۳

در ساعت ۱۲ بامداد روز ۱۴ دسامبر آلاینده‌ها وارد ایران شده و در ساعت ۲ بامداد روز ۱۸ دسامبر از ایران خارج می‌شود. در شکل‌های ۲ و ۳ ساعت و مسیر ورود و خروج آلاینده‌ها قابل مشاهده است.

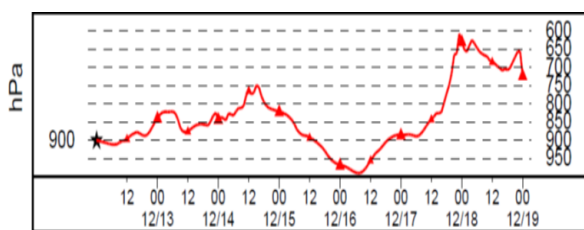


شکل (۳): مسیر خروج آلاینده‌ها به ایران

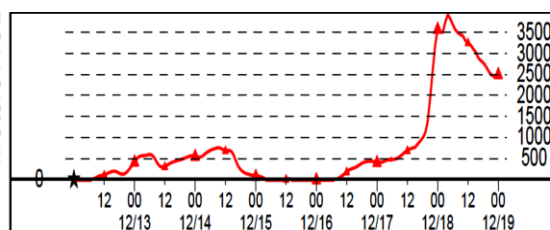


شکل (۲): مسیر ورود آلاینده‌ها به ایران

مسیرها از عرض ایران عبور کرده و به سمت بخش شمالی خاورمیانه حرکت می‌کنند. لازم به ذکر است که خطوط مسیر طی روزهای دیگری نیز بررسی شده است و الگوی آنها دارای خطوط مسیر مجزا و متفاوت بوده است. در شکل‌های ۴ و ۵ مسیرها با دو رویکرد نمایش بر اساس تغییرات فشار و تغییرات ارتفاع از سطح زمین قابل مشاهده است.



شکل (۵): مسیر عبوری بر اساس فشار.

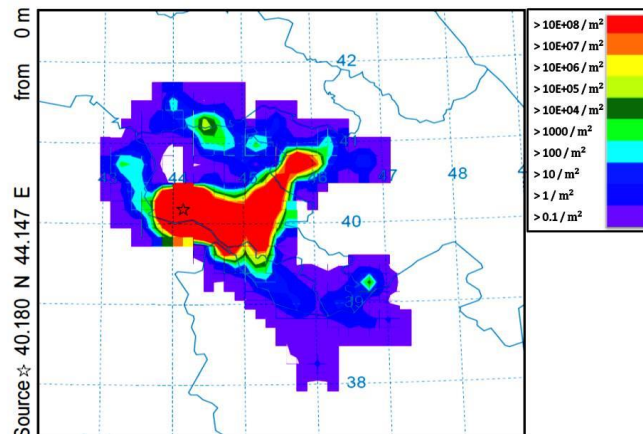


شکل (۴): مسیر عبوری در ارتفاع مختلف.

نتایج نشان می‌دهند که آلاینده‌ها تا ارتفاع بیشینه‌ی ۳۵۰۰ متری پراکنده خواهند شد. این ارتفاع‌ها تابعی از زمان هستند. به طور مثال ارتفاع مسیر آلاینده‌ها تا روز ۱۴ دسامبر صعود بوده و سپس نزولی شده و بعد از روز ۱۷ دسامبر دوباره صعودی



شده و در روز ۱۸ دسامبر به بیشینه خود در ارتفاع از سطح زمین و فشار می‌رسد. در شکل ۶ غلظت آلاینده‌ها طی بازه زمانی بین ۱۲ تا ۱۹ دسامبر در سطح زمین قابل مشاهده است؛ که نشان می‌دهد پخش مواد در عرض کشور مطابق با الگوی شکل ۱ صورت گرفته است. رنگ‌های موجود در این شکل نشان دهنده ی غلظت مواد آلاینده می‌باشند. رنگ‌های قرمز تا بنفش به ترتیب نماینده‌ی مقادیر بیشینه و کمینه‌ی کانطور رنگ هستند. در صورت بروز حادثه در این مقیاس و در این شرایط جوی، احتمالاً به میزان کمینه ۰/۱ تا ۱۰۰۰۰ بکرل بر متر مکعب از آلاینده‌های مذکور در نواحی شمال غرب ایران؛ بیشترین غلظت را در سطح کشور دریافت می‌کنند.



شکل (۶): غلظت مواد آلاینده Bq/m^3 در منطقه طی بازه زمانی بین ۱۲ تا ۱۹ دسامبر ۲۰۲۳.

۴- نتیجه‌گیری

نیروگاه هسته‌ای متسامور به دلیل موقعیت جغرافیایی و ساختار فنی خود، خطرات بالقوه‌ای برای منطقه ایجاد می‌کند. نتایج مدل سازی با استفاده HYSPLIT نشان می‌دهد پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از قبیل ید-۱۳۱ و سزیم-۱۳۷ از یک حادثه ناشی از قطع خنک کننده راکتور که منجر به ذوب قلب راکتور در نیروگاه متسامور با توجه به عواملی مثل جهت و سرعت باد و شرایط محیط به میزان پخش و انتشار این مواد در منطقه به خصوص ایران می‌پردازد. محاسبات خط سیر حرکت آلاینده‌ها، با استفاده از میانگین غلظت در خروجی HYSPLIT، اکتیویته این محصول برحسب گرم بر ثانیه بر مترمربع محاسبه شده و میزان واپاشی و پخش آن در اطراف نیروگاه در لحظه وقوع حادثه تا ۷ روز پس از وقوع حادثه در ساعات اولیه ۱۲ ام ماه دسامبر سال ۲۰۲۳ مورد بررسی قرار گرفت. خروجی مدل نشان می‌دهد که جهت ریزش مواد رادیواکتیو به سمت شرقی بوده است. پراکندگی و شبیه‌سازی ته‌نشینی و مسیر پراکندگی آلاینده‌ها از سطح زمین و فشار هوا و غلظت محاسبه شده است و نتایج نشان می‌دهد که این مواد رادیواکتیو ۴۸ ساعت پس از وقوع حادثه با عبور از مرزهای کشور ارمنستان به مرزهای شمال غربی ایران رسیده و به استان‌های آذربایجان غربی، آذربایجان شرقی و اردبیل رسیده و پس از ۱۴۶ ساعت از وقوع حادثه از شهر پارس آباد در استان اردبیل از ایران خارج شده و سپس در مسیر شرق حرکت می‌کند. با توجه به وجود مرزهای خاکی و نزدیکی رودخانه‌ی ارس به این مرزها، نشت گسترده‌ی مواد و اثرات آن بر زنجیره‌ی غذایی مردم اهمیت پایش محیط زیستی و مطالعاتی از این دست را نمایان ساخته است. با توجه به این نکته که پراکندگی جوی مواد وابسته به شرایط جوی منطقه است و این شرایط برحسب زمان متغیر هستند، مطالعات اقلیمی در این رابطه ضروری است.



- [۱] N. Simos, K. Perkins, J. Jo, J. Carew and J. Ramsey. Armenian nuclear power plant: USNRC assistance program for Seismic Upgrade and Safety Analysis, SMiRT ۱۷, ۳۴ (۲۰۰۳) ۹۹۳-۱۰۰۳.
- [۲] G. Sevikyan, M. Vardanyan, S. Apikyan, Nuclear energy in Armenia history, problems, possibilities and outlook. Nuclear Power and Energy Security. Springer, ۱ (۲۰۰۹) ۱۳۳-۱۴۲.
- [۳] G.D. Rolph, F. Ngan and R.R. Draxler. Modeling the fallout from stabilized nuclear clouds using the HYSPLIT atmospheric dispersion model. Journal of Environmental Radioactivity, (۲۰۱۴) ۴۱-۵۵.
- [۴] Hu, X., et al., Modeling and sensitivity analysis of transport and deposition of radionuclides from the Fukushima Dai-ichi accident. Atmospheric Chemistry and Physics, ۲۰۱۴. ۱۴(۲۰): p. ۱۱۰۶۵-۱۱۰۹۲.
- [۵] Fei, J. F., Wang, P. F. and Wang, Y., ۲۰۱۴, A regional simulation study on dispersion of nuclear pollution from the damaged Fukushima Nuclear Power Plant, Science China, ۵۷. ۱۵۱۳-۱۵۲۴.
- [۶] Sandalls, F., M. Segal, and N.J.J.o.E.R. Victorova, Hot particles from Chernobyl: a review. ۱۹۹۳. ۱۸(۱): p. ۵-۲۲.
- [۷] I. Korsakissok, A. Mathieu, D. Didier. Atmospheric dispersion and ground deposition induced by the Fukushima Nuclear Power Plant accident: A localscale simulation and sensitivity study. Atmospheric Environment. ۷۰ (۲۰۱۳) ۲۶۷-۲۷۹
- [۸] P.P. Povinec, K. Hirose and M. Aoyama. Fukushima accident: radioactivity impact on the environment. Elsevier, Boston, ۳۳ (۲۰۱۳) ۵۶-۱۰۱.
- [۹] Perry, S.G., et al., AERMOD: A dispersion model for industrial source applications. Part II: Model performance against ۱۷ field study databases. ۲۰۰۵. ۴۴(۵): p. ۶۹۴-۷۰۸.
- [۱۰] <https://www.hysplit.com/html/index.html>
- [۱۱] <https://www.ready.noaa.gov/index.php>



طراحی مفهومی راکتور ذاتاً زیربحرانی با استفاده از کدهای یقینی (کد مقاله : ۱۳۵۵)

عابدی، سجاد*^۱-کلانتری، سید ظفراله^۱-مختاری، جواد^۲-چوپان دستجردی، محمد حسین^۲-عسگری، افروز^۲

۱. دانشگاه صنعتی اصفهان، دانشکده فیزیک، ۸۴۱۵۶۸۳۱۱

۲. پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، گروه پژوهشی توسعه راکتورهای تحقیقاتی کم قدرت اصفهان

چکیده

راکتورهای زیربحرانی مهمترین زیرساخت برای طراحی راکتورهای قدرت هستند. این راکتورها، به دلیل سطح ایمنی بالا، برای آموزش و تحقیقات استفاده می‌شوند. هدف از این تحقیق طراحی یک راکتور ذاتاً زیربحرانی با استفاده از سوخت مرسوم راکتورهای آبی تحت فشار (PWR) است. با استفاده از کد دراگن قلب راکتور ذاتاً زیربحرانی که ضریب تکثیر بی نهایت کمتر از یک دارد، طراحی شد. در این تحقیق مشخص شد، در صورتی که از میله‌های سوخت حاوی اورانیوم تا غنای ۰.۹ درصد، استفاده شود، بدون در نظر گرفتن گام شبکه، راکتور در حالت ذاتاً زیربحرانی باقی می‌ماند. بنابراین با در نظر گرفتن وزن سوخت و فاکتورهای اقتصادی می‌توان یک چیدمان ۸۰ در ۸۰ میله سوخت با غنای ۰.۹ درصد به عنوان راکتور زیربحرانی با ماکزیمم ضریب تکثیر ۰.۸۷۴ معرفی کرد.

کلمات کلیدی: راکتور ذاتاً زیربحرانی، ضریب تکثیر بی نهایت، راکتور زیربحرانی آب سبک اصفهان، سوخت مرسوم راکتور آبی تحت فشار

Conceptual Design of an inherent Subcritical reactor Using deterministic Codes

Abedi.S^{۱*}, Kalantari. S. Z^۱, Mokhtari. J^۲, Choopan Dastjerdi. M. H^{۲*}, Asgari. A^۲

^۱, Isfahan University of Technology, Department of Physics, ۸۴۱۵۶۸۳۱۱.

^۲ Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, AEOI,

Abstract

Subcritical Reactors (SCR) are the main power reactor design infrastructure. These reactors are widely used for training and research due to their high level of inherent safety. This research aims to design an inherent subcritical reactor using the conventional fuel of pressurized water reactors (PWR). Using the Dragon code, inherently subcritical reactor cores



that have an infinite multiplication factor of less than unity were designed. In this research, it was determined that the fuel rods containing uranium up to ۰.۹% enrichment, regardless of the core pitch, the reactor remains in an inherent subcritical state. Therefore, considering fuel weight and economic factors, an arrangement of 80×80 fuel rods can be introduced as a subcritical reactor with a maximum multiplication factor of ۰.۸۷۴.

Keyword: Subcritical Reactors (SCR), infinite multiplication factor, Light water subcritical reactor, pressurized water reactor (PWR) conceptual fuel

۱-مقدمه

یکی از پارامترهای مهم در طراحی راکتورهای هسته‌ای ضریب تکثیر موثر (k_{eff}) می‌باشد اگر ضریب تکثیر موثر کمتر از یک ($k > 1$) باشد، راکتور هسته‌ای زیر بحرانی، برای ضریب تکثیر برابر یک راکتور در حالت بحرانی و بیشتر از یک راکتور فوق بحرانی است [۱-۱۱]. در راکتورهای هسته‌ای زیر بحرانی با استفاده از یک چشمه نوترونی خارجی واکنش زنجیره ای شکافت شروع و حفظ می‌شود. راکتورهای هسته‌ای زیر بحرانی جز تاسیسات هسته‌ای گران قیمت نیستند و یک انتخاب خوب برای کشورها جهت توسعه زیرساخت‌های هسته‌ای می‌باشند. چنین تاسیساتی برای آموزش بنیادی هسته‌ای و تحقیقات آزمایشگاهی مورد نیاز است [۱-۱۱].

دو گروه از راکتورهای زیر بحرانی وجود دارد. برخی از چشمه های رادیوایزوتوپی مثل کالیفرنیم-۲۵۲ یا آمرسیوم-برلیوم برای شروع و حفظ واکنش زنجیره ای استفاده می کنند و برخی دیگر از نوترونهای ایجاد شده از طریق بمباران یک هسته سنگین با ذرات باردار مانند پروتون که با یک شتاب دهنده ذرات شتاب داده شده اند، استفاده می کنند (راکتور زیر بحرانی $ADS^{۱۰۴}$ driven یا [۱-۱۲] ADS^{۱۰۴}).

برخی از مجتمع های زیر بحرانی در سراسر جهان عبارتند از : مجتمع زیر بحرانی Yalina-Booster ، مجتمع زیر بحرانی در Dubna (SAD)، مجتمع زیر بحرانی دلفی، مجتمع زیر بحرانی اردن (JSA) راکتور زیر بحرانی Universidad Autonoma de Zacatecas، راکتور زیر بحرانی (LWSCR) در مرکز تکنولوژی هسته‌ای اصفهان و CTU در پراگو [۱-۱۴].

راکتور زیر بحرانی آب سبک اصفهان، یک راکتور صفر قدرت با سوخت اورانیوم طبیعی فلزی است. ضریب تکثیر موثر این راکتور کمتر از یک می باشد. راکتور زیر بحرانی اصفهان هیچ گونه سیستم کنترلی در زمان فعالیت راکتور ندارد. قلب راکتور متشکل از میله‌های سوخت اورانیوم طبیعی فلزی است که در چیدمانی شش گوش، به شعاعی در حدود ۳۶ سانتی متر آرایش داده شده‌اند. تمام میله های سوخت یکسان و قطر و طول فعال میله های سوخت به ترتیب ۲۰ و ۱۰۰ سانتی متر است. هر میله سوخت از ۵ اسلگ اورانیوم فلزی با طول ۲۰ سانتی متر تشکیل شده است. کندکننده این راکتور آب سبک و نسبت حجمی کندکننده به سوخت آن برابر ۱/۵ است [۱-۱۶].

^{۱۰۴}. Accelerator Driven System



راکتور زیر بحرانی اردن (JSA) جز راکتورهای زیر بحرانی با سوخت اورانیوم غنی شده و کند کننده آب سبک می باشد. در این راکتور از ۳۱۳ میله سوخت اکسید اورانیوم UO_2 با غنای ۳/۴٪ و غلاف زیرکونیوم بر اساس سوخت راکتور PWR استفاده شده است. چیدمان قلب راکتور به صورت آرایش چهارضلعی و با گام ۱/۹۱ سانتیمتر می باشد، که ضریب تکثیر موثر نوترون آن ۰/۹۵۹۲ محاسبه شده است.

۲- روش کار:

یک تانک کوچک با قطر ۱۴۰ سانتی متر و ارتفاع ۲۰۰ سانتی متر که با آب سبک پر شده است به عنوان تانک راکتور برای تعیین ضریب تکثیر موثر در نظر گرفته شد. برای تعیین قلب ذاتاً زیر بحرانی از کد محاسبات سلولی Dragon و کد محاسبات قلب Donjon استفاده شد. به منظور کاهش پیچیدگی مسئله، طراحی میله سوخت حذف و سوخت استاندارد PWR در نظر گرفته شد و قلب ذاتاً زیر بحرانی با بیشینه ضریب تکثیر تعیین شد (جدول ۱) [۲۰]. همه محاسبات در دمای اتاق انجام شده است.

در محاسبات سطح مقطع کد دراگن، از کتابخانه سطح مقطع میکروسکوپی WIMSD-IAEA استفاده شد. کتابخانه WIMSD-IAEA شامل مجموعه ای جامع از ۱۷۰ ایزوتوپ است که از فایل داده های هسته‌ای ارزیابی شده به دقت انتخاب شده اند. برای اطمینان دقت و اعتبار کتابخانه، بیش از ۲۰۰ مورد اعتبارسنجی انجام شده است [۲۱-۲۲].

جدول ۱: خصوصیات کلد و سوخت

پارامتر	مقدار
سوخت	UO_2
چگالی سوخت (g/cm^3)	۱۰.۵
جنس کلد	M5(Nb 0.01, O 0.00135, Fe 0.00038, Zr ۰.۹۸۸۲۷ %)
چگالی کلد (g/cm^3)	۸.۹۰۲
کند کننده	آب سبک
چگالی کند کننده (g/cm^3)	۰.۹۹۸۲۰۷
قطر سوخت (cm)	۰.۸۱۱۵۳
ضخامت حفره (cm)	۰.۰۰۸۲۶
قطر داخلی کلد (cm)	۰.۸۲۸۰۴
قطر بیرونی کلد (cm)	۰.۹۴۹۹۶



۳- نتایج:

رابطه بین ضریب تکثیر بی نهایت و گام شبکه برای سوخت های حاوی اورانیوم طبیعی تا ۲ درصد در بازه های ۰.۲۵ درصد در جدول شماره ۱ نشان داده شده است. همانطور که ملاحظه می شود. ضریب تکثیر بی نهایت در یک گام شبکه دارای مقدار ماکزیمم و بهینه می باشد، که با افزایش یا کاهش گام شبکه، کاهش می یابد.

به منظور تعیین دقیق ماکزیمم غنای سوخت که در آن راکتور ذاتا زیربحرانی می باشد ($K_{\infty} < 1$)، ضریب تکثیر بی نهایت نسبت به گام شبکه برای غناهای ۰.۷۵ تا ۱ درصد، در بازه های ۰.۰۵ درصد محاسبه شد، که نتایج آن در جدول ۲ آورده شده است. طبق جدول ۲، استفاده از سوخت های با غنای ۰.۹ درصد، بدون در نظر گرفتن گام شبکه، راکتور در حالت ذاتاً زیربحرانی باقی می ماند. بنابراین پیشنهاد می شود سوخت حاوی اورانیوم با غنای ۰.۹ درصد برای طراحی راکتورهای ذاتا زیربحرانی با ماکزیمم ضریب تکثیر موثر استفاده شود.

جدول ۱: ضریب تکثیر بی نهایت نسبت به گام شبکه برای سوخت های حاوی اورانیوم طبیعی تا غنای ۲ درصد

۲	۱.۷۵	۱.۵	۱.۲۵	۱	۰.۷۵	۰.۷	غنای سوخت (%)
							گام شبکه (cm)
۱.۰۸۲	۱.۰۵۲	۱.۰۱۵	۰.۹۷۰	۰.۹۱۰	۰.۸۲۷	۰.۷۹۴	۱
۱.۲۵۶	۱.۲۱۶	۱.۱۶۸	۱.۱۰۶	۱.۰۲۶	۰.۹۱۷	۰.۸۷۶	۱.۲
۱.۲۷۷	۱.۲۳۰	۱.۱۷۳	۱.۱۰۲	۱.۰۱۱	۰.۸۹۰	۰.۸۴۷	۱.۴
۱.۲۴۵	۱.۱۹۳	۱.۱۳۰	۱.۰۵۳	۰.۹۵۶	۰.۸۳۰	۰.۷۸۹	۱.۶
۱.۱۹۰	۱.۱۳۴	۱.۰۶۷	۰.۹۸۷	۰.۸۸۷	۰.۷۶۱	۰.۷۲۲	۱.۸
۱.۱۲۴	۱.۰۶۶	۰.۹۹۷	۰.۹۱۶	۰.۸۱۶	۰.۶۹۲	۰.۶۵۶	۲
۱.۰۵۴	۰.۹۹۵	۰.۹۲۶	۰.۸۴۵	۰.۷۴۷	۰.۶۲۸	۰.۵۹۵	۲.۲
۰.۹۸۴	۰.۹۲۵	۰.۸۵۷	۰.۷۷۷	۰.۶۸۳	۰.۵۶۹	۰.۵۳۸	۲.۴
۰.۹۱۷	۰.۸۵۹	۰.۷۹۲	۰.۷۱۴	۰.۶۲۴	۰.۵۱۶	۰.۴۸۸	۲.۶
۰.۸۵۴	۰.۷۹۶	۰.۷۳۱	۰.۶۵۷	۰.۵۷۰	۰.۴۶۹	۰.۴۴۳	۲.۸



۰.۷۹۴	۰.۷۳۸	۰.۶۷۵	۰.۶۰۴	۰.۵۲۲	۰.۴۲۷	۰.۴۰۳	۳
-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	---

جدول ۲: ضریب تکثیر بی نهایت نسبت به گام شبکه برای سوخت های حاوی اورانیوم با غنای ۰.۷۵ تا ۱ درصد

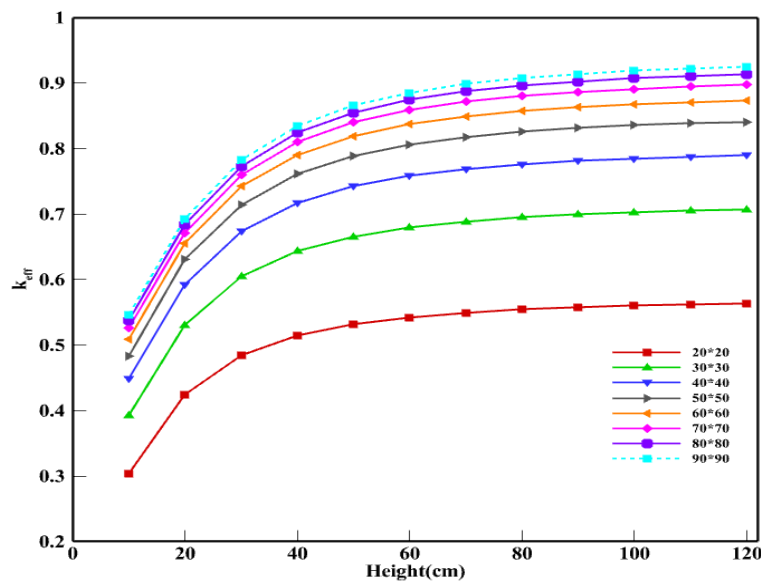
۱	۰.۹۵	۰.۹۰	۰.۸۵	۰.۸۰	۰.۷۵	غنای سوخت (%)
۰.۹۱۰	۰.۸۹۵	۰.۸۸۰	۰.۸۶۴	۰.۸۴۶	۰.۸۲۷	گام شبکه (cm)
۱.۰۲۶	۱.۰۰۷	۰.۹۸۷	۰.۹۶۵	۰.۹۴۲	۰.۹۱۷	۱
۱.۰۱۱	۰.۹۸۹	۰.۹۶۷	۰.۹۴۲	۰.۹۱۷	۰.۸۹۰	۱.۲
۰.۹۵۶	۰.۹۳۳	۰.۹۰۹	۰.۸۸۴	۰.۸۵۸	۰.۸۳۰	۱.۴
۰.۸۸۷	۰.۸۶۴	۰.۸۴۱	۰.۸۱۵	۰.۷۸۹	۰.۷۶۱	۱.۶
۰.۸۱۶	۰.۷۹۴	۰.۷۷۰	۰.۷۴۵	۰.۷۲۰	۰.۶۹۲	۱.۸
۰.۷۴۷	۰.۷۲۵	۰.۷۰۳	۰.۶۷۹	۰.۶۵۴	۰.۶۲۸	۲
۰.۶۸۳	۰.۶۶۲	۰.۶۴۰	۰.۶۱۷	۰.۵۹۴	۰.۵۶۹	۲.۲
۰.۶۲۴	۰.۶۰۴	۰.۵۸۳	۰.۵۶۱	۰.۵۳۹	۰.۵۱۶	۲.۴
						۲.۶



۰.۵۷۰	۰.۵۵۱	۰.۵۳۲	۰.۵۱۱	۰.۴۹۰	۰.۴۶۹	۲.۸
۰.۵۲۲	۰.۵۰۴	۰.۴۸۵	۰.۴۶۶	۰.۴۴۷	۰.۴۲۷	۳

اگر گام شبکه بیش تر از مقدار بهینه انتخاب شود، کند کننده های اضافی مقدار زیادی از نوترون ها، قبل از جذب شدن در سوخت، جذب می کنند که باعث کاهش ضریب تکثیر بی نهایت می شود. بر طبق جدول ۱، افزایش در غنای سوخت منجر به افزایش ضریب تکثیر بی نهایت می شود. در غنای بالاتر افزایش در ضریب تکثیر بی نهایت کم تر است.

به منظور پیدا کردن ماکزیمم ضریب تکثیر موثر، طراحی انتخاب شده از راکتور ذاتا زیربحرانی (غنای ۰.۹ درصد)، میله های سوخت با ارتفاع های مختلف از ۱۰ تا ۱۲۰ سانتی متر در چیدمان های ۲۰ در ۲۰ تا ۹۰ در ۹۰ در گام بهینه درون یک تانک با قطر ۱۴۰ و ارتفاع ۲۰۰ سانتی متر شبیه سازی شد. نتایج شبیه سازی در شکل ۱ آورده شده است.



شکل (۱) ضریب تکثیر موثر نسبت به ارتفاع میله سوخت برای چیدمان های مختلف قلب یک راکتور ذاتاً زیربحرانی

افزایش در ارتفاع میله های سوخت منجر به افزایش در ضریب تکثیر موثر می شود. اما سرعت رشد با افزایش ارتفاع کاهش می یابد، با حداقل رشد قابل ملاحظه بیش تر از ۶۰ سانتی متر. با افزایش تعداد میله های سوخت مقدار ضریب تکثیر نیز افزایش می یابد. ولی سرعت رشد با افزایش تعداد میله ها کاهش می یابد. برای مثال وقتی چیدمان میله های سوخت از ۶۰ در ۶۰ به ۷۰ در ۷۰، ۷۰ در ۷۰ به ۸۰ در ۸۰ و ۸۰ در ۸۰ به ۹۰ در ۹۰ افزایش می یابد، مقدار ضریب تکثیر به ۲.۶٪، ۱.۸٪ و ۱.۲٪ کاهش می یابد. با در نظر گرفتن وزن قلب و فاکتورهای اقتصادی، یک قلب متشکل از ۸۰ در ۸۰ میله سوخت با ارتفاع ۶۰ سانتی متر بر مبنای میله سوخت راکتور PWR با غنای ۰.۹٪ به عنوان راکتور ذاتا زیربحرانی پیشنهاد می شود که دارای ضریب تکثیر ۰.۸۷۴ می باشد.



۴- بحث و نتیجه گیری:

راکتورهای زیربحرانی تاسیسات هسته‌ای ارزان قیمتی هستند که انتخاب خوبی برای کشورها جهت توسعه زیرساخت های هسته‌ای هستند. در این مطالعه با استفاده از کد محاسبات سلولی Dragon و کد محاسبات قلب Donjon، مشخصه های یک راکتور ذاتاً زیربحرانی با ضریب تکثیر بهینه محاسبه شد. قلب راکتور حاوی میله سوخت با طول ۶۰ سانتی متر متشکل از ۸۰ در ۸۰ میله سوخت با غنای ۰.۹ درصد به دست آمد، که ماکزیمم ضریب تکثیر ۰.۸۷۴ در گام بهینه ۱.۳ سانتی متر می باشد

۵- مراجع:

۱. J. Rataj, F. Fejt, J. Frýbort et al., (۲۰۲۲). The project of VR-۲ subcritical assembly. Nucl. Eng. Des, 386, ۱۱۱۵۷۸. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۱,۱۱۱۵۷۸](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111578)
۲. I. Jarrah, S. Malkawi, M. I. Radaideh et al., (۲۰۱۸). Experimental validation of the neutronic parameters in the Jordan subcritical assembly. Prog. Nucl. Energy, 108, ۷۱-۸۰. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.pnucene.۲۰۱۸,۰۴,۰۱۴](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.04.014)
۳. R. D. E. Gatchalian, & P. V. Tsvetkov, (۲۰۲۳). Reactor physics analysis of a Source-driven TRIGA configuration in subcritical domain. Ann. Nucl. Energy, 186, ۱۰۹۷۸۷. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.anucene.۲۰۲۳,۱۰۹۷۸۷](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109787)
۴. A. Asuncion-Astronomo, Z. Štancar, T. Goričanec et al., (۲۰۱۹). Computational design and characterization of a subcritical reactor assembly with TRIGA fuel. Nucl. Eng. Technol, 51(۲), ۳۳۷-۳۴۴. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.net.۲۰۱۸,۰۹,۰۲۵](https://doi.org/10.1016/j.net.2018.09.025)
۵. L. H. Pardo, D. M. Pérez, D. E. M. Lorenzo et al., (۲۰۲۱). Coupled multi-physics simulation for the evaluation of an accelerator-driven Aqueous Homogeneous Subcritical System for medical isotope production. Prog. Nucl. Energy, 134, ۱۰۳۶۹۲. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.pnucene.۲۰۲۱,۱۰۳۶۹۲](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2021.103692)
۶. N. Manwaring & R. A. Borrelli, (۲۰۲۳). At-power subcritical multiplication in the advanced test reactor. Nucl. Eng. Des, 401, ۱۱۲۰۴۰. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۲,۱۱۲۰۴۰](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2022.112040)
۷. Z. I. Zafar & M. H. Kim, (۲۰۱۸). Embedded fission source approach to analyze external source effect in a subcritical reactor. Nucl. Eng. Des, 327, ۲۳۸-۲۴۷. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۱۷,۱۱,۰۳۹](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.11.039)
۸. L. Taghizadeh, A. Zolfaghari, M. Zangian et al., (۲۰۲۲). Comparison of probabilistic and deterministic methods for calculation of kinetic parameters of HWZPR. Ann. Nucl Energy, ۱۶۵, ۱۰۸۶۳۳. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.anucene.۲۰۲۱,۱۰۸۶۳۳](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108633)
۹. P. Kaviani, J. Mokhtari, S. M. Mirvakili, (۲۰۲۰). Integral form of the control rod calibration curve in the new core configuration of HWZPR using rod insertion method. Prog. Nucl. Energy, ۱۲۵, ۱۰۳۳۷۵. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.pnucene.۲۰۲۰,۱۰۳۳۷۵](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2020.103375)
۱۰. A. Asgari, M. H. C. Dastjerdi, J. Mokhtari, (۲۰۲۴). A computational-experimental model of reactor kinetic for investigating the linearity response of in-core neutron detectors of a low power research reactor. Nucl. Eng. Des, 424, ۱۱۳۲۴۲. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۴,۱۱۳۲۴۲](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113242)



۱۱. A. Asgari, S. A. Hosseini, M. H. C. Dastjerdi et al., (۲۰۲۳). Determination of the linear behavior of FC detectors in Isfahan MNSR using ex-core offline and online experiments. *Nucl. Eng. Des.*, 415, ۱۱۲۶۸۱. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۳,۱۱۲۶۸۱](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112681)
۱۲. M. I. Radaideh, I. Jarrah, S. Malkawi et al., (۲۰۱۸). Reactivity and flux characterization of the Jordan subcritical assembly. *Prog. Nucl. Energ.*, 108, ۴۳-۵۳. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.pnucene.۲۰۱۸,۰۵,۰۰۳](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.05.003)
۱۳. Z. Nasr, M. Iravani, J. Mokhtari, (۲۰۲۴). Measurement of Isfahan heavy water zero-power reactor kinetic parameters using advanced pulsed neutron source method in a near critical state. *Appl. Radiat. Isotopes*, ۲۰۴, ۱۱۱۱۲۶. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.apradiso.۲۰۲۳,۱۱۱۱۲۶](https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2023.111126). Epub ۲۰۲۳ Nov ۲۷
۱۴. M. I. Radaideh, I. Jarrah, S. Malkawi et al., (۲۰۱۸). Reactivity and flux characterization of the Jordan subcritical assembly. *Prog. Nucl. Energ.*, 108, ۴۳-۵۳. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.pnucene.۲۰۱۸,۰۵,۰۰۳](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.05.003)
۱۵. Z. Nasr, M. Iravani, J. Mokhtari, (۲۰۲۴). Measurement of Isfahan heavy water zero-power reactor kinetic parameters using advanced pulsed neutron source method in a near critical state. *Appl. Radiat. Isotopes*, ۲۰۴, ۱۱۱۱۲۶. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.apradiso.۲۰۲۳,۱۱۱۱۲۶](https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2023.111126). Epub ۲۰۲۳ Nov ۲۷
۱۶. IAEA-TECDOC-۱۹۷۶, “Considerations of Safety and Utilization of Subcritical Assemblies
۱۷. IAEA-TECDOC-۱۹۷۶, “Considerations of Safety and Utilization of Subcritical Assemblies
۱۸. IAEA-TECDOC-۱۹۷۶, “Considerations of Safety and Utilization of Subcritical Assemblies
۱۹. S. Pino-Medina & J. L. François, (۲۰۲۱). Neutronic analysis of the NuScale core using accident tolerant fuels with different coating materials. *Nucl. Eng. Des.*, 377, ۱۱۱۱۶۹. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۱,۱۱۱۱۶۹](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111169)
۲۰. Z. Zhao, Y. Guo, Y. Zou et al., (۲۰۲۳). Validation and application of the DRAGON^o lattice code for neutronics and burnup analysis of VVER-۱۰۰۰ pin cell and assembly model. *Nucl. Eng. Des.*, 407, ۱۱۲۲۷۹. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.nucengdes.۲۰۲۳,۱۱۲۲۷۹](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112279)
۲۱. H. El Yaakoubi, H. Boukhal, T. El Bardouni et al (۲۰۲۰). Neutronic study of the ۲-MW TRIGA MARK-II research reactor by the deterministic codes DRAGON^o & DONJON^o. *Appl. Radiat. Isotopes*, 157, ۱۰۹۰۲۶. doi: [۱۰,۱۰۱۶/j.apradiso.۲۰۱۹,۱۰۹۰۲۶](https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.109026)



اثر جذب لیتیم بر بافت اسپینی ساختار شبه دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{CsPbBr}_3$ (کد مقاله: ۱۳۷۸)

نظری، صفیه*^۱ - بابایی بیدمشکی، نادیا^۱

پژوهشکده فیزیک و شتابگرها، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی

چکیده:

پروسکایت‌های دو بعدی به دلیل پایداری و ویژگی‌های اپتوالکترونیکی استثنایی که از خود نشان داده‌اند، به عنوان کاندیداهای نو ظهوری برای کاربرد در صنعت فتوولتائیک و آشکارسازهای از نوع سوسوزن در سال‌های اخیر مورد توجه قرار گرفته‌اند. در این مطالعه با استفاده از نظریه تابعی چگالی اثر جذب لیتیم با دو درصد ۵۰٪ و ۲۵٪، نسبت به تعداد اتم‌های سرب حاضر در ساختار شبکه، بر بافت اسپینی ساختار شبه دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$ مورد بررسی قرار گرفته است. بنابر نتایج به دست آمده جذب لیتیم در پایدارترین جایگاه جذب به ازای جذب ۲۵٪ باعث می‌شود جهت چرخش اسپین بالا و پایین مربوط به الکترون و حفره تقریباً به صورت کامل بر هم منطبق شوند. این اثر منجر به گذار اسپینی مجاز بین اسپین الکترون و حفره می‌شود. بنابراین ساختار شبه دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$ با آلاینده ۲۵٪ لیتیم پتانسیل بهتری برای استفاده در صنعت آشکارسازهای از نوع سوسوزن از خود می‌تواند نشان دهد.

کلمات کلیدی: پروسکایت، نظریه تابعی چگالی، جذب لیتیم، بافت اسپینی

The effect of lithium doping on the spin texture of $(\text{PEA})_2\text{CsPbBr}_3$ quasi-

۲D

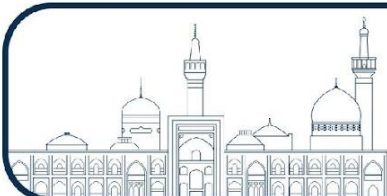
Nazari. Safieh^{۱*}, Babaei Bidmeshki, Nadia^۱

۱. Physics and accelerator research school, nuclear science and technology research institute, atomic energy organization

Abstract

Two-dimensional (2D) perovskites are emerging as promising candidates for applications in the photovoltaics industry and scintillation detectors due to their stability and exceptional optoelectronic properties. In this study, the impact of lithium doping on spin texture with two percentages, ۲۵% and ۵۰% compared to the number of lead atoms in quasi-2D $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$, is investigated, using density functional theory (DFT). According to the obtained results, the absorption of lithium in the most favorable sites for ۲۵% doping leads to the almost complete orientation of the spin up and spin down. Therefore, the quasi-two-dimensional structure $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$ with ۲۵% lithium doping can show better potential for use in the scintillation detector.

Keywords: perovskite, DFT, lithium adsorption, spin texture.



۱- مقدمه:

نیاز روزافزون به توسعه آشکارساز پرتوهای گاما و ایکس با طیف وسیعی از کاربرد در تصویربرداری هسته‌ای، پایش پرتوزایی محیط، صنایع مرتبط با هوافضا و ... توجه طیف وسیعی از محققین علوم مواد و مهندسی را به این زمینه معطوف داشته است. مواد نیم‌رسانا با قابلیت تفکیک طیفی بسیار دقیق و حساسیت بالای آنها یکی از بهترین گزینه‌ها در ساخت آشکارسازهای ایکس و گاما به شمار می‌آیند. یک دسته از مواد آشکارساز سوسوزن‌ها هستند که با عبور تابش یوننده از داخل آن‌ها نور تولید می‌شود. در این دسته از مواد زمانی که نور از داخل ماده سوسوزن عبور می‌کند، به دلیل برهم کنش تابش فرودی با اتم‌های ماده، اتم‌ها برانگیخته می‌شوند. این اتم‌ها زمانی که به حالت پایه خود بر می‌گردند، یک فوتون گسیل می‌کنند که این اساس پدیده سوسوزنی می‌باشد. در نهایت، نور تولیدشده به وسیله یک لامپ تکثیرکننده فوتونی به یک تپ الکتریکی تبدیل می‌گردد که این علامت به عنوان پاسخ آشکارساز سوسوزن شناخته می‌شود. اولین کاربرد سوسوزن به آزمایشی که در سال ۱۹۰۳ توسط ویلیام کروکس^{۱۰۵} انجام شد، باز می‌گردد. در این آزمایش با برخورد ذرات آلفا به یک صفحه ZnS، ذرات آلفا آشکارسازی شدند. نور تولید شده در این فرآیند بسیار اندک است به طوری که آشکار کردن آن با چشم غیرمسلح ممکن نیست. به این منظور برای تقویت آن از یک لامپ تکثیرکننده فوتونی استفاده می‌شود و در نهایت نور تولیدی به یک تپ الکتریکی تبدیل می‌شود [۱]. اخیراً نشان داده شده که پروسکایت‌های هالیدی به علت تحرک حامل بار بالا و جذب نور موثر کاندیدای مناسبی برای عملکرد بالای آشکارسازهای سوسوزن هستند [۲]. در واقع حضور عناصر سنگین از قبیل سرب، امکان ساخت و پردازش محلول در دمای پایین به پروسکایت اجازه می‌دهد تا کاندیدایی مناسب برای نسل بعدی سوسوزن‌ها باشد. علاوه بر این، بنابر نتایج گزارش شده توسط یانگ^{۱۰۶} و همکارانش، پروسکایت هیبرید آلی- معدنی پایداری تابشی خوبی را تحت اشعه گاما، حداقل در مقایسه با شیشه معدنی نشان می‌دهد [۳].

چن^{۱۰۷} و همکارانش نشان دادند صفحات نانو پروسکایت $CsPbBr_3$ عملکرد خوبی را به عنوان صفحه سوسوزن در تصویربرداری اشعه ایکس نشان داده‌اند. با این حال، ناپایداری شیمیایی ذاتی و چگالی پایین کامپوزیت ساخته شده مانعی در کاربردهای عملی است [۴]. یک ایده اصلی برای برطرف شدن مشکل ناپایداری ساختارهای پروسکایت حجمی کاهش بعد از سه به دو می‌باشد. که بنابر نتایج گزارش شده این دسته از ساختارها دارای مزایای ذکر شده در بالا هستند و از چنین معایبی عاری هستند. از طرفی پروسکایت‌های دوبعدی به دلیل انرژی بستگی اکسیتون بالاتر (چند صد میلی‌الکترون‌ولت) در مقایسه با نمونه‌های سه بعدی (چند ده میلی‌الکترون‌ولت) بازده نور بالاتر و واپاشی سریع‌تری دارند [۵-۶]. بنابر نتایج گزارش شده توسط وی^{۱۰۸} و همکارانش (۲۰۱۷) و همچنین شاکتی^{۱۰۹} و همکارانش (۲۰۱۸)، آلییدن می‌تواند یک رویکرد مفید برای اصلاح یا تقویت برخی از عملکردهای سوسوزن باشد. ناخالصی لیتیم برای اصلاح خواص اپتیکی و کاهش تلفات غیر تابشی در بازترکیب اکسیتون

^{۱۰۵} William Crookes

^{۱۰۶} Yang

^{۱۰۷} Chen

^{۱۰۸} Wie

^{۱۰۹} Shakti

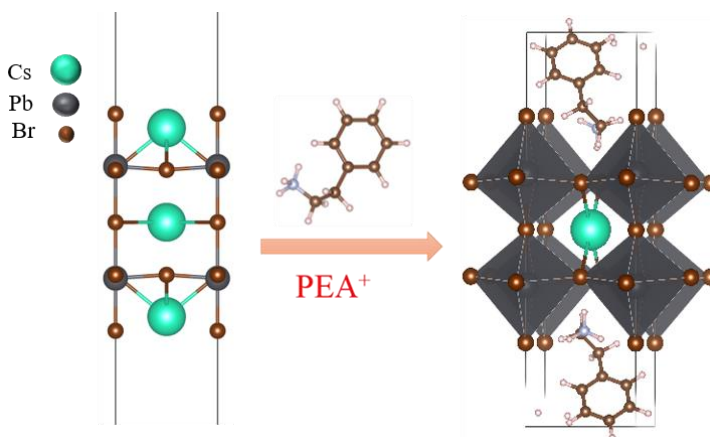


پروسکایت گزارش شده است [۷-۸]. بنابر نتایج گزارش شده توسط زی^{۱۱۰} و همکارانش (۲۰۲۰) پروسکایت‌های هالید سرب دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{PbBr}_2$ پتانسیل خود را به عنوان سوسوزن با کارایی بالا برای تشخیص اشعه ایکس و گاما نشان داده‌اند و در عین حال کم هزینه هستند. $(\text{PEA})_2\text{PbBr}_2$ آلیایده با لیتیم زمان واپاشی سریع (۸۰٪) 11ns ، فوتوقله واضح با تفکیک پذیری انرژی ۱۲/۴ درصد و بازده سوسوزنی ۱۱۰۰۰ فوتون در هر مگا الکترون ولت تحت تابش پرتو گاما 662KeV را نشان می‌دهد. علاوه بر این، بلور آلیایده با لیتیم یک تمایز واضح بین ذرات آلفا/اشعه گاما و تشخیص نوترون حرارتی را از خود نشان می‌دهد و این نویدبخشی μCT را نشان می‌دهد. تصاویر تصویربرداری اشعه ایکس با $(\text{PEA})_2\text{PbBr}_2$ نیز ارائه شده است. همه این نتایج پتانسیل $(\text{PEA})_2\text{PbBr}_2$ Li-doped را به عنوان یک سوسوزن همه کاره که محدوده وسیعی از انرژی تابش را برای کاربردهای مختلف پوشش می‌دهد، نشان می‌دهد [۹].

یکی از خواص مهم برای تشخیص کاربرد هر چه بهتر یک ماده برای استفاده در صنعت آشکارسازی بررسی بافت اسپینی ساختار می‌باشد [۱۰]. برای این منظور در این پژوهش ما رفتار بافت اسپینی ساختار $(\text{PEA})_2\text{CsPb}_2\text{Br}_7$ که با دو درصد ۵۰٪ و ۲۵٪ با لیتیم آلیایده است، را مورد توجه قرار داده‌ایم.

۲- روش کار:

برای شبیه سازی سلول‌های پروسکایت‌های شبه دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{CsPb}_2\text{Br}_7$ از سلول دو بعدی $\text{Cs}_2\text{Pb}_2\text{Br}_7$ واهلش یافته در جهت (۰۰۱) استفاده شده است. به این ترتیب که ابتدا اتم‌های سزیم از سطح ساختار حذف شده و به جای آنها کاتیون‌های آلی فنیل اتیل آمونیوم (PEA) قرار می‌گیرند و سپس سلول واهلش می‌یابد. نمایه‌ای از این شبیه سازی در شکل ۱ نشان داده شده است.



شکل ۱۶: نمایه‌ای از شبیه سازی سلول دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$.

محاسبات با بکارگیری بسته نرم افزار Quantum ESPRESSO در تقریب گرادیان تعمیم یافته PBE و شبه پتانسیل نسبیتی کامل برای سنگین‌ترین اتم ساختار یعنی سرب و برای اتم‌های سبکتر از شبه پتانسیل اسکالر استفاده شده است.

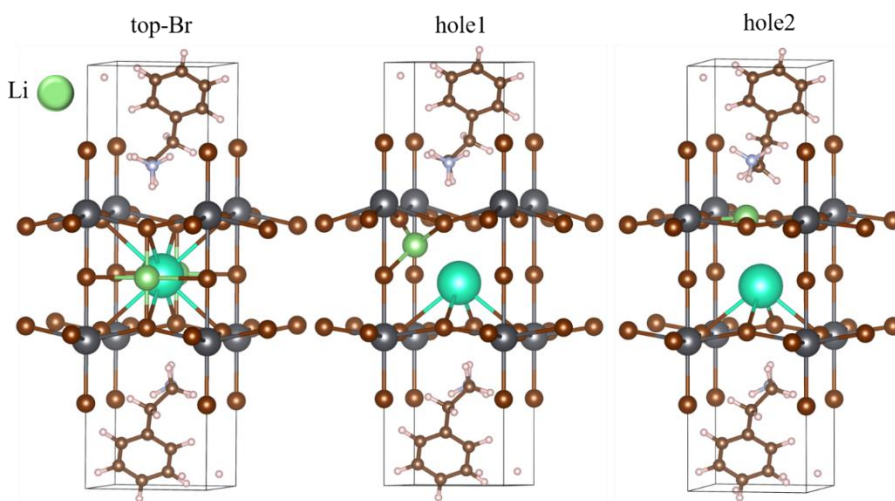
^{۱۱۰} Xie



همچنین برای در نظر گرفتن برهم‌کنش از نوع واندروالس^{۱۱۱} (vdw) بین مولکول‌های آلی از تقریب Grimme-D^۳ استفاده شده است. بسط توابع موج و چگالی الکترونی، انرژی‌های قطع به ترتیب ۴۰ و ۳۲۰ ری‌دبرگ انجام گرفته شده است. در انتگرال‌گیری‌های مربوط به منطقه‌ی اول بریلوئن برای واهلش ساختارها از مش بندی ۴×۴×۱، استفاده شده است. در این شبیه سازی سیستم‌ها کاملاً واهلش یافته‌اند و نیروهای باقیمانده بر روی هر اتم کمتر از ۰٫۰۰۱ آنگستروم بر الکترون ولت می‌باشد.

۳- نتایج:

در گام اول محاسبات مربوط به ساختار شبه دو بعدی اثر آرایش لیتیم بر خواص اسپینی و الکترونی را با نسبت ۱:۲ نسبت لیتیم جذب شده نسبت به تعداد اتم‌های سرب موجود در ساختار به عبارتی ۵۰٪ از تعداد کل اتم‌های سرب را مورد توجه قرار می‌دهیم. در شکل زیر نمایه‌ای از جایگاه‌های جذب لیتیم نمایش داده شده است:



شکل ۱۷: جایگاه‌های جذب لیتیم در داخل شبکه $(\text{PEA})_2\text{Pb}_2\text{CsBr}_7$.

در بین جایگاه‌های نمایش داده شده در شکل ۱ تنها جایگاه نامگذاری شده به عنوان top-Br تقارن وارونگی شبکه را حفظ کرده است. در این جایگاه اتم لیتیم در وسط صفحه عمودی تشکیل شده توسط اتم‌های بور و سرب قرار گرفته است. جایگاه دوم یعنی hole^۱ (شکل وسط) تقریباً وسط تتراهدرال تشکیل شده توسط اتم‌های بور می‌باشد. جذب لیتیم در این جایگاه باعث از بین رفتن تقارن وارونگی ساختار می‌شود. آخرین جایگاه جذب که به عنوان hole^۲ (اولین شکل از راست) معرفی شده است جایگاهی است که اتم لیتیم ابتدا نزدیک به اتم هیدروژن قرار داده شده است برای تشکیل پیوند LiH اما پس از واهلش اتم لیتیم خود را به سمت صفحه پایین اتم هیدروژن یعنی جایگاه مشخص شده در شکل کشانده است. به منظور بررسی جایگاه‌های جذب دیگر اتم لیتیم در جایگاهی شبیه روبروی صفحه بنزن و بالاتر یا پایین تر نیز قرار داده شده اما در هیچ کدام از این جایگاه‌ها لیتیم جذب نشد. انرژی جذب اتم لیتیم در هر یک از این جایگاه دارای مقدار متفاوتی می‌باشد انرژی جذب لیتیم در این جایگاه‌ها با استفاده از رابطه زیر محاسبه شده است.

^{۱۱۱} van der Waals



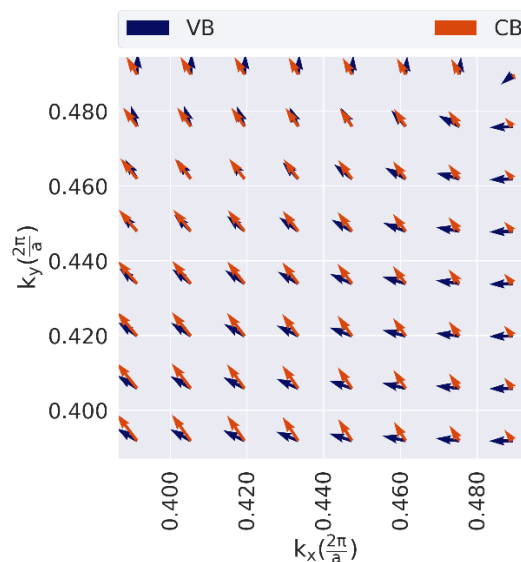
$$E_{ad} = \frac{1}{N_{Li}} (E_{quasi-2D-Li} - E_{quasi-2D} - E_{Li}) \quad (1)$$

در رابطه ۱ تعداد اتم‌های لیتیم جذب شده داخل ساختار شبه دوبعدی، $E_{quasi-2D-Li}$ انرژی کل ساختار بعد از جذب لیتیم، $E_{quasi-2D}$ انرژی ساختار شبه دو بعدی در غیاب اتم لیتیم و E_{Li} انرژی گاز لیتیم می‌باشد. انرژی محاسبه با استفاده از این رابطه برای این سه ساختار در جدول ۱ نمایش داده شده است.

جدول ۱۲: انرژی لیتیم در جایگاه‌های جذب در $(PEA)_2Pb_2CsBr_7$.

case	top-Br	hole ^۱	hole ^۲
E_{ad} (eV)	-۳.۴۷	-۳.۶۴	-۲.۹۷

به گونه‌ای که می‌توان مشاهده کرد انرژی جذب مربوط به جذب لیتیم در جایگاه hole^۱ بزرگترین مقدار را دارا می‌باشد به این معنا که این ساختار از نظر پایداری نسبت به سایر ساختارها پایدارتر است. بر این اساس می‌خواهیم در ادامه بافت اسپینی این ساختار را بعد از جذب لیتیم در پایدارترین جایگاه جذب مورد بررسی قرار دهیم. بنابر نتایج گزارش شده توسط ژنگ و همکارانش [۱۰] اگر جهت چرخش اسپین بالاترین تراز از نوار ظرفیت و پایین‌ترین تراز از نوار رسانش مخالف هم باشند، یک چنین واکنشی به عنوان گذار ممنوع اسپینی شناخته شده است و به دلیل عدم تطابق حالت‌های اسپینی به وجود می‌آید. این پدیده به خودی خود منجر به کاهش نرخ بازترکیب و بنابراین افزایش طول عمر حامل‌های بار می‌شود. بافت اسپینی ساختار بعد از جذب لیتیم در پایدارترین جایگاه در نزدیکی نوار رسانش و نوار ظرفیت در شکل ۳ رسم شده است.

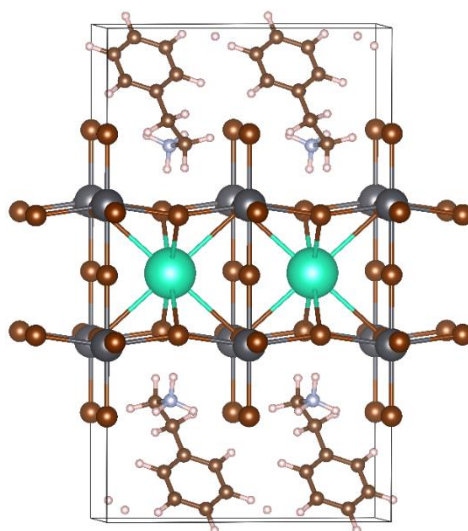


شکل ۱۸: بافت اسپینی ساختار شبه دو بعدی $(PEA)_2Pb_2CsBr_7$ بعد از جذب لیتیم در جایگاه hole^۱.

به گونه‌ای که می‌توان دید در جایگاه hole^۱ جهت چرخش اسپین بالا و پایین تقریباً یکسان است و به عبارتی اسپین بالا و پایین رفتار تقریباً یکسانی از خود نشان داده‌اند به این معنا که بازترکیب با احتمال بالا اتفاق می‌افتد. اما به صورت مشخص شده این احتمال درصد نیست. برای افزایش این احتمال یک ایده است که داپینگ کاهش یا افزایش یابد ما به عنوان یک ایده درصد را کاهش داده‌ایم و رفتار بافت اسپینی در پایدارترین جایگاه را مورد توجه قرار داده‌ایم. برای این منظور مقدار آلیاژ را



به مقدار ۲۵٪ کاهش داده‌ایم برای این منظور یک ابرباخته $2 \times 1 \times 1$ در نظر گرفته‌ایم. نمایه‌ای از این سلول در شکل ۴ نمایش داده شده است.



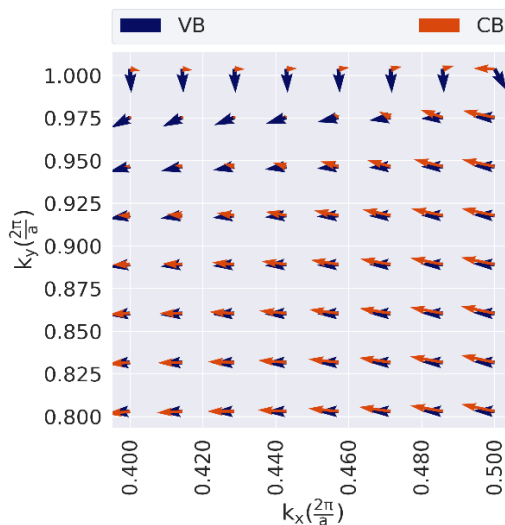
شکل ۱۹: نمایه‌ای از ابرباخته ساخته شده برای آلابیدن لیتیم ۲۵٪.

جایگاههای جذب لیتیم همان جایگاههای جذب نمایش داده شده در شکل ۲ می‌باشد. انرژی جذب لیتیم در جایگه‌هایی شبیه به موارد نمایش داده شده در شکل ۲ محاسبه شده و انرژی در هر یک از این سه جایگاه در جدول ۲ نمایش داده شده است. به صورت مشخص شده شبیه به ساختار با ۵۰٪ لیتیم پایدارترین جایگاه $hole^1$ می‌باشد.

جدول ۱۳: انرژی لیتیم در جایگاههای جذب در $(PEA)_2Pb_2CsBr_7$ با ۲۵٪ لیتیم.

case	top-Br	hole ¹	hole ²
E_{ad} (eV)	-۴.۳۷	-۴.۵	-۴.۴۷

در نهایت برای بررسی تاثیر این درصد لیتیم بر بافت اسپینی ساختار شبه دو بعدی $(PEA)_2CsPb_2Br_7$ ، بافت اسپینی محاسبه و نمایه‌ای از این بافت در شکل ۵ نمایش داده شده است.



شکل ۲۰: بافت اسپینی ساختار شبه دوبعدی بعد از جذب لیتیم با درصد ۲۵٪ در جایگاه hole^۱.

به صورتی که می‌توان در شکل ۵ مشاهده کرد در مورد جذب لیتیم با درصد جذب ۲۵٪ بافت اسپینی مربوط به اسپین بالا و پایین تقریباً به صورت کامل هم جهت شده‌اند به این معنا که گذار حتماً اتفاق می‌افتد. به این معنا که این ساختار با این ترکیب برای کاربرد در صنعت آشکارسازی کاملاً مناسب می‌باشد و بازده این دسته از آشکارسازها افزایش می‌یابد.

۴- نتیجه گیری:

امکان بکارگیری ترکیبات پروسکایت در ادوات اپتوالکترونیک طی چند سال اخیر توجه فراوانی را بخود مطعوف داشته است. خواص الکترونی و اپتیکی منحصر به فرد این ترکیبات، از جمله تحرک بالای حاملان بار و جذب نور موثر، منجر به معرفی پروسکایت‌ها به عنوان کاندیدای مناسب ماده سوسوزنی در آشکارسازها شده‌است. بر این اساس ما در این پروژه با استفاده از نظریه تابعی چگالی (DFT) اثر آلیش لیتیم با دو درصد ۵۰٪ و ۲۵٪ نسبت به تعداد اتم‌های سرب حاضر در ساختار شبه دو بعدی $(\text{PEA})_2\text{CsPbBr}_3$ بر بافت اسپینی مورد بررسی قرار گرفته است. بنابر نتایج به دست آمده آلیش ساختار با درصد جذب ۲۵٪ منجر به هم‌جهش تقریباً صددرصد بافت اسپینی، اسپین بالا و پایین می‌شود و این یعنی این ساختار با این درصد آلییدن می‌تواند کاندید مناسبی برای به کارگیری در آشکارساز از نوع سوسوزن باشد.

۵- مراجع:

[۱] Crookes, William. "The emanations of radium." *Proceedings of the Royal Society of London* ۷۱, ۴۶۷-۴۷۶ (۱۹۰۳): ۴۰۵-۴۰۸.

[۲] Zhou, Faguang, et al. "Halide Perovskite, a Potential Scintillator for X-Ray Detection." *Small Methods* ۴, ۱۰, ۲۰۰۰۵۰۶ (۲۰۲۰).

[۳] Yang, S. et al. Organohalide lead perovskites: more stable than glass under gamma-ray radiation. *Adv. Mater.* ۰, ۱۸۰۵۵۴۷ (۲۰۱۸).

[۴] Chen, Q. et al. All-inorganic perovskite nanocrystal scintillators. *Nature* ۵۶۱, ۸۳-۸۸ (۲۰۱۸).



- [۵] Bokdam, M. et al. Role of polar phonons in the photo excited state of metal halide perovskites. *Sci. Rep.* ۶, ۲۸۶۱۸ (۲۰۱۶).
- [۶] Blancon, J. C. et al. Scaling law for excitons in ۲D perovskite quantum wells. *Nat. Commun.* ۹, ۲۲۵۴ (۲۰۱۸).
- [۷] Shakti, N., Devi, C., Patra, A. K., Gupta, P. S. & Kumar, S. Lithium doping and photoluminescence properties of zno nanorods. *AIP Adv.* ۸, ۰۱۵۳۰۶ (۲۰۱۸).
- [۸] Fang, Z., He, H., Gan, L., Li, J. & Ye, Z. Understanding the role of lithium doping in reducing nonradiative loss in lead halide perovskites. *Adv. Sci.* ۵, ۱۸۰۰۷۳۶ (۲۰۱۸).
- [۹] Xie, Aozhen, et al. "Lithium-doped two-dimensional perovskite scintillator for wide-range radiation detection." *Communications Materials* ۱, ۱-۱۰ (۲۰۲۰).
- [۱۰] Zheng, Fan, et al. "Rashba spin-orbit coupling enhanced carrier lifetime in $\text{CH}_3\text{NH}_3\text{PbI}_3$." *Nano letters* ۱۵, ۱۲ (۲۰۱۵): ۷۷۹۴-۷۸۰۰.

ترنج؛ نرم‌افزار تولیدکننده درخت داده‌های نوترونی و جنبشی در قالب PMAXS (کد مقاله :

(۱۳۸۰)

خرم‌زاده، سجاد - آقابزرگی صحاف، سجاد - فرهنگ فلاح، وحید

۱. مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای، شرکت مسنا

چکیده:

قالب ذخیره‌سازی *PMAXS* برای ذخیره‌سازی سطح‌مقطع‌های ماکروسکوپی توسط توسعه‌دهندگان کد محاسبات قلب *PARCS* معرفی شده است. این قالب با توجه به نحوه ذخیره‌سازی داده‌ها، بازدهی بالایی دارد و با کمترین تعداد حالت‌های کاری راکتور، بالاترین دقت را ایجاد می‌کند. نرم‌افزار ترنج (*TORANJ*) با استفاده از خروجی کدهای سلولی *WIMS* و یا *DRAGON*، کتابخانه *PMAXS* را تولید می‌کند. همچنین یک ماژول با نام (*PMAXS_READER*) توسعه داده شد که وظیفه آن بازیابی سطح‌مقطع‌ها از روی کتابخانه‌های *PMAXS* است و می‌تواند با هم‌پسته شدن با کدهای حلگر قلب، داده‌های مورد نیاز آن‌ها را تامین نماید.

کلمات کلیدی: نرم‌افزار ترنج، سطح‌مقطع ماکروسکوپی، کتابخانه *PMAXS*، کدهای سلولی *WIMS* و *DRAGON* محاسبات قلب.

TORANJ; A software for generating the nuclear data library in the PMAXS format



Khorramzadeh, Sajjad^{1*}, Aghabozorgi Sahaf, Sajjad, Farhang Fallah, Vahid

^۱. Advanced Nuclear Computing Center (ANCC), MASNA Co., I. R.

Abstract:

PMAXS is a most accurate format to save macroscopic cross sections. TORANJ, a software to generate PMAXS library is described in brief. TORANJ was developed based on the WIMSD^ob and DRAGON as cellular codes to supply needed macroscopic cross sections. Also, PMAXS_READER module is developed to retrieve cross sections from PMAXS library in requested state. This module could couple with other codes to retrieve cross sections from PMAXS libraries.

Key words: TORANJ, Macroscopic XC, PMAXS library, Cellular codes, WIMS, DRAGON, Core calculation.

۱ - مقدمه:

برای شبیه‌سازی قلب راکتور با استفاده از کدهای حلگر معادله پخش، نیاز به سطح مقطع‌های همگن شده اجزای مختلف راکتور است. همچنین اگر شبیه‌سازی قلب راکتور وابسته به زمان باشد، لازم است داده‌ها با استفاده از یک فایل کتابخانه‌ای در اختیار کد حلگر دینامیکی قرار گیرند. برای این منظور، یکی از بهترین قالب‌های ذخیره سطح مقطع، قالب PMAXS است. نرم‌افزار ترنج با دو رویکرد مستقل و با استفاده از کدهای سلولی WIMSD^ob و یا DRAGON داده‌های مورد نیاز برای تولید فایل کتابخانه‌ای PMAXS را تولید می‌کند. این کد دستاورد چندین سال تلاش پیوسته مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای است و سعی شده تا امکانات گسترده‌ای را در اختیار کاربران حرفه‌ای آن در صنعت هسته‌ای قرار دهد. شماری از قابلیت‌های نرم‌افزار ترنج عبارت است از:

- رابط گرافیکی پر قدرت؛
- امکان مدل‌سازی هندسه‌های پیچیده بر اساس ویژگی حلگرهای ترابرد DRAGON؛
- امکان شبیه‌سازی تمامی انواع راکتورهای نوعی آب سبک و سنگین و راکتورهای نسل جدید (نمک مذاب، ماژولار، سوخت کاراملی و ...)
- امکان تفکیک خنک‌کننده و کندکننده (مناسب برای راکتورهای آب سنگین)؛
- اجرا به صورت موازی برای افزایش سرعت اجرا؛
- قابلیت تولید و استفاده از فایل پشتیبان؛
- امکان تولید ورودی کدهای WIMS و DRAGON به صورت گرافیکی؛
- امکان تغییر قالب PMAXS متناسب با نیاز کاربر (با توجه به توسعه ماژول PMAXS_READER در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای و هم‌بسته شدن آن با کدهای حلگر پخش).

بومی بودن این ابزار محاسباتی یک مزیت راه‌بردی برای صنعت هسته‌ای کشور است؛ چراکه قابلیت توسعه، رفع اشکال و افزودن امکانات درخواستی کاربران مختلف (دانشگاهی یا صنعتی) را فراهم می‌کند. به‌عنوان مثال در قالب کتابخانه PMAXS و کد



PARCS امکان ذخیره و استفاده از تابع شکل^{۱۱۲} برای هندسه شش گوش پیش‌بینی نشده است [۱] ولی این امکان به نرم‌افزار ترنج و همچنین ماژول PMAXS_READER افزوده شده است.

اندیشه اصلی در توسعه نرم‌افزار ترنج آن بوده که کاربر درگیر پیچیدگی‌های تعریف هندسه، کمیت‌های تنظیمی، تعریف شاخه‌ها و ... نشده و در کوتاه‌ترین زمان، ورودی مسئله را تولید نماید. در حال حاضر در مرکز محاسبات پیشرفته هسته‌ای تلاش می‌شود برخی امکانات اختیاری PMAXS که تا کنون توسط نرم‌افزار ترنج تولید نمی‌شوند هم به لیست امکانات آن افزوده شود.

۲- قالب PMAXS:

نقطه قوت و مزیت کتابخانه PMAXS که باعث کارایی بالا در دقت و سرعت استفاده از آن می‌شود این است که سطح مقطع‌ها به صورت بسط تیلور (رابطه (۲-۱)) در کتابخانه ذخیره می‌شوند.

$$\Sigma(S, Bu) = \Sigma^{Ref}(Bu) + \sum_{j=1}^{Ns} \Delta S_j \frac{\partial \Sigma(Bu)}{\partial S_j} \quad (2-1)$$

که در آن، Σ سطح مقطع، Bu فرسایش سوخت^{۱۱۳}، نمایه Ref نشان‌دهنده حالت مرجع، و S متغیرهای حالت‌ها به تعداد NS متغیر حالت است. در جدول ۱ متغیر حالت‌هایی که نرم‌افزار ترنج استفاده می‌کند، معرفی شده‌اند. هر حالت با استفاده از مجموعه‌ای از این متغیرهای حالت تعریف می‌شود و بیانگر یک حالت کاری راکتور است. در ادبیات PMAXS به هر حالت، یک شاخه نیز گفته می‌شود.

مشتق سطح مقطع‌ها نسبت به متغیر حالت‌های مختلف با استفاده از رابطه زیر محاسبه می‌شود:

$$\frac{\partial \Sigma}{\partial S_j} = \frac{\Sigma^c - \Sigma^B}{S_j^c - S_j^B} \quad (2-2)$$

که در آن، نمایه C بیانگر شاخه جاری‌ای است که محاسبات برای آن انجام می‌شود و B بیانگر شاخه پایه است. شاخه پایه به شاخه‌ای گفته می‌شود که دقیقاً شبیه شاخه جاری است و فقط در یک متغیر حالت، با آن اختلاف دارد. شاخه پایه برای یک شاخه جاری می‌تواند شاخه مرجع یا هر شاخه دیگری باشد.

^{۱۱۲} Power Picking Factor

^{۱۱۳} Burnup



جدول ۱: متغیر حالت‌هایی که برای تولید کتابخانه PMAXS استفاده می‌شود.

عبارت اختصاری	عبارت	توضیحات
CR	Control Rod fraction	قسمتی از میله کنترلی که وارد لوله هادی شده است (۰-۱).
DC	Density of Coolant	چگالی خنک‌کننده (gr/cc)
PC	soluble Poison concentration in Coolant	غلظت بورون محلول در خنک‌کننده (ppm)
TF	Temperature of Fuel	دمای سوخت (K)
TC	Temperature of Coolant	دمای خنک‌کننده (K)
IC	Impurity of Coolant	غلظت ناخالصی در خنک‌کننده (ppm)
DM	Density of Moderator	چگالی کندکننده (gr/cc)
PM	soluble Poison concentration in Moderator	غلظت بورون محلول در کندکننده (ppm)
TM	Temperature of Moderator	دمای کندکننده (K)
IM	Impurity of Moderator	غلظت ناخالصی در کندکننده (ppm)

در فایل کتابخانه‌ای PMAXS، سطح مقطع‌ها برای حالت مرجع (Σ^{Ref}) و مشتق سطح مقطع‌ها نسبت به متغیر حالت‌های مختلف ($\frac{\partial \Sigma}{\partial S_j}$) ذخیره می‌شوند. ماژول PMAXS_READER یا کد بالادستی مانند PARCS، برای استخراج سطح مقطع‌ها از فایل کتابخانه‌ای PMAXS برای یک حالت مشخص، رابطه (۱-۲) را بازسازی می‌کنند. برای این کار روند زیر دنبال می‌شود

۱. سطح مقطع مرجع را از فایل کتابخانه‌ای PMAXS استخراج می‌کند.

۲. ΔS_j را با استفاده از رابطه زیر تولید می‌کند:

$$\Delta S_j = S_j - S_j^{Ref} \quad (2-3)$$

که در آن S_j ، مقدار متغیر حالت خواسته شده توسط کد بالا دستی است و (S_j^{Ref}) مقدار همان متغیر حالت در شاخه مرجع PMAXS است.

۳. با درونیایی یا برونیایی خطی بین مشتق سطح مقطع‌های ذخیره شده در PMAXS، مقدار ($\frac{\partial \Sigma}{\partial S_j}$) را برای حالت خواسته شده، محاسبه می‌کند. این کار برای همه متغیر حالت‌ها انجام می‌شود.

۴. در گام پایانی با تشکیل بسط تیلور (رابطه (۱-۲))، مقدار سطح مقطع در حالت خواسته شده را تولید می‌کند. در کتابخانه PMAXS علاوه بر سطح مقطع‌ها، کمیت‌های جنبشی سامانه (Kinetic Parameters) نیز ذخیره می‌شوند. این کمیت‌ها فقط تابع فرسایش سوخت هستند و شامل کسر نوترون‌های تاخیری، ثابت واپاشی، طیف آنی و تاخیری، عکس سرعت و بهره شکافت مادر هسته‌های زینان و ساماریوم هستند [۲].



۳- رهیافت تولید PMAXS در نرم‌افزار ترنج

نرم‌افزار ترنج از طریق ورودی، چهار دسته اطلاعات شامل هندسه، مواد، حالت‌ها (شاخه‌ها) و کمیت‌های تنظیمی اجرای برنامه را دریافت می‌کند. در ادامه، نرم‌افزار با استفاده از این داده‌ها، برای هر شاخه، یک ورودی برای کد سلولی (WIMS یا DRAGON) تولید کرده و آن را اجرا می‌کند. سپس داده‌های مورد نیاز را از خروجی آن‌ها استخراج کرده و داده‌هایی هم که در خروجی کدهای سلولی وجود ندارند را تولید می‌کند. پس از پایان اجراهای کد سلولی برای همه شاخه‌ها، مشتق سطح مقطع‌ها را ساخته و فایل کتابخانه‌ای PMAXS را تولید می‌کند.

۴- ارزیابی نرم‌افزار ترنج و ماژول PMAXS_READER

برای ارزیابی نرم‌افزار ترنج و ماژول PMAXS_READER بدین نحو عمل می‌شود که برای یک مجتمع سوخت نوعی، یک فایل کتابخانه‌ای PMAXS تولید می‌شود، سپس برای همان مسئله، برای برخی حالت‌ها که شاخه‌های PMAXS وجود ندارند، به دو صورت سطح مقطع تولید می‌شود و با هم مقایسه می‌شوند. این دو روش به شرح زیر هستند:

۱. استفاده از ماژول PMAXS_READER و فایل کتابخانه‌ای PMAXS و

۲. استفاده از کد سلولی.

ماژول PMAXS_READER با کد PARCS مقایسه شده است که خطاها در حد خطای گرد کردن اعداد است یا به عبارتی خطای صفر درصد که در مدارک فنی ماژول ثبت شده‌اند و به دلیل رعایت اختصار، از درج آن‌ها در این مقاله صرف‌نظر شده است.

شاخه‌های در نظر گرفته شده برای کتابخانه PMAXS به شرح جدول ۲ است، آزمون‌های انجام شده، به شرح جدول ۳ است و نتایج در جدول ۴ نشان داده شده‌اند.

جدول ۲: شاخه‌های تعریف شده برای تولید کتابخانه PMAXS.

شماره شاخه	متغیرهای حالت				
	CR	DC (gr/cc)	PC (ppm)	TF (K)	TC (K)
۱	۰	۰.۷۱۰	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۲	۱	۰.۷۱۰	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۳	۰	۰.۶۷۵	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۴	۱	۰.۶۷۵	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۵	۰	۰.۷۴۳	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۶	۱	۰.۷۴۳	۶۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۷	۰	۰.۶۷۵	۴۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۸	۰	۰.۶۷۵	۷۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۹	۰	۰.۷۱۰	۴۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۰	۰	۰.۷۱۰	۷۰۰	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵



۱۱	۱	۰.۶۷۵	۴۰۰.	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۲	۱	۰.۶۷۵	۷۰۰.	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۳	۱	۰.۷۱۰	۴۰۰.	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۴	۱	۰.۷۱۰	۷۰۰.	۹۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۵	۰	۰.۷۱۰	۶۰۰.	۸۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۶	۰	۰.۷۱۰	۶۰۰.	۱۰۰۰.۱۵	۵۸۰.۱۵
۱۷	۰	۰.۶۷۵	۶۰۰.	۹۰۰.۱۵	۵۹۵.۱۵

جدول ۳: آزمون‌های انجام شده برای محک کتابخانه PMAXS و ماژول PMAXS_READER

شماره آزمون	مقادیر متغیرهای حالت					متغیرهای حالتی که با حالت مرجع متفاوت هستند
	CR	DC (gr/cc)	PC (ppm)	TF (K)	TC (K)	
۱	۰	۰.۷۱	۶۰۰	۹۰۰	۵۸۰	-
۲	۱	۰.۷۱	۶۰۰	۹۰۰	۵۸۰	CR
۳	۰	۰.۶۵	۶۵۰	۹۰۰	۵۸۰	PC و DC
۴	۱	۰.۶۵	۶۵۰	۹۰۰	۵۸۰	PC و CR، DC
۵	۰	۰.۶۵	۶۵۰	۷۰۰	۵۸۰	TF و DC، PC
۶	۱	۰.۶۵	۶۵۰	۷۰۰	۵۸۰	TF و CR، DC، PC
۷	۰	۰.۶۵	۶۵۰	۹۷۰	۵۸۰	TF و DC، PC
۸	۱	۰.۶۵	۶۵۰	۹۷۰	۵۸۰	TF و CR، DC، PC
۹	۰	۰.۶۵	۶۵۰	۷۰۰	۶۰۰	TC و DC، PC، TF
۱۰	۱	۰.۶۵	۶۵۰	۷۰۰	۶۰۰	TC و CR، DC، PC، TF
شماره آزمون	سطح مقطع جذب سریع			سطح مقطع تولید (vΣf) حرارتی		
	PMA XS REA DER	DRA GON	% Relati ve Error	PMA XS REA DER	DRA GON	% Relative Error
۱	۹.۵۳۹ ۳۹E-۳	۹.۵۳۹۳ ۹E-۳	۰.۰۰	۱.۰۳۸۹ ۶E-۱	۱.۰۳۸۹ ۶E-۱	۰.۰۰
۲	۱.۱۵۰ ۶۲E-۲	۱.۱۵۰۶ ۲E-۲	۰.۰۰	۱.۰۱۴۴ ۴E-۱	۱.۰۱۴۴ ۴E-۱	۰.۰۰
۳	۹.۳۹۹ ۹۰E-۳	۹.۳۹۹۶ ۲E-۳	۲.۹۸E- ۳	۱.۰۱۴۱ ۱E-۱	۱.۰۱۴۰ ۶E-۱	۴.۹۳E-۳



۴	۱.۱۳۲ ۵۴E-۲	۱.۱۳۲۴ ۹E-۲	۴.۴۲E- ۳	۹.۸۶۴۸ ۱E-۲	۹.۸۶۴۳ ۷E-۲	۴.۴۶E-۳
۵	۹.۲۶۹ ۸۳E-۳	۹.۲۷۳۱ ۷E-۳	۳.۶۰E- ۲	۱.۰۱۶۱ ۷E-۱	۱.۰۱۶۰ ۸E-۱	۸.۸۶E-۳
۶	۱.۱۱۹ ۵۳E-۲	۱.۱۲۱۰ ۲E-۲	۱.۳۳E- ۱	۹.۸۸۵۴ ۱E-۲	۹.۸۸۳۶ ۰E-۲	۱.۸۳E-۲
۷	۹.۴۴۲ ۶۷E-۳	۹.۴۴۰۸ ۸E-۳	۱.۹۰E- ۲	۱.۰۱۳۴ ۱E-۱	۱.۰۱۳۳ ۷E-۱	۳.۹۵E-۳
۸	۱.۱۳۶ ۸۱E-۲	۱.۱۳۶۲ ۳E-۲	۵.۱۰E- ۲	۹.۸۵۷۸ ۱E-۲	۹.۸۵۷۷ ۶E-۲	۵.۰۷E-۴
۹	۹.۲۶۹ ۸۴E-۳	۹.۲۷۳۱ ۸E-۳	۳.۶۰E- ۲	۱.۰۰۸۸ ۱E-۱	۱.۰۰۸۹ ۵E-۱	۱.۳۹E-۲
۱۰	۱.۱۱۹ ۵۳E-۲	۱.۱۲۱۰ ۱E-۲	۱.۳۲E- ۱	۹.۸۱۱۷ ۷E-۲	۹.۸۱۸۹ ۴E-۲	۷.۳۰E-۲

جدول ۴: نتایج انجام آزمون‌ها

همان‌گونه که از نتایج جدول ۴ مشاهده می‌شود خطاها کمتر از دهم درصد هستند که بیانگر دقت مدل استفاده شده در کتابخانه PMAXS و صحت پیاده‌سازی مدل در نرم‌افزار ترنج و ماژول PMAXS_READER است. این نکته قابل توجه است که در این محک تنها با ۱۷ شاخه، این دقت حاصل شده است، تجربه نشان داده است با تعداد بیشتر شاخه‌ها، دقت‌های بسیار بهتری در حد خطای گرد کردن هم قابل دسترس است.

۵ - بحث و نتیجه‌گیری

در این مقاله شماری از قابلیت‌های نرم‌افزار بومی ترنج و ماژول PMAXS_READER به اختصار معرفی شده و سپس، خروجی آن‌ها با سطح مقطع‌های تولید شده با کدهای سلولی مقایسه شدند.

۶ - مراجع:

- [۱] Xu Y, D.T., PARCS v۲,۷ U.S. NRC Core Neutronics Simulator. ۲۰۰۶.
- [۲] Xu Y, D.T., GenPMAXS Code for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS. ۲۰۰۶.



چالش‌ها و راهکارهای تصفیه فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو (کد مقاله: ۱۴۳۷)

سحر ثقفی^۱، فائزه برموده^۲

۱- استادیار گروه علوم محیط‌زیست، دانشکده علوم دریایی و اقیانوس‌شناسی، دانشگاه مازندران، بابلسر

۲- دانشجوی دکتری فیزیک، دانشکده علوم پایه فیزیک، دانشگاه مازندران، بابلسر

چکیده:

استفاده روزافزون از مواد رادیواکتیو در صنایع مختلف مانند نیروگاه‌های هسته‌ای، نفت و گاز و آزمایشگاه‌های تحقیقاتی منجر به افزایش میزان مواد رادیواکتیو در فاضلاب خروجی از این صنایع شده است. این موضوع خطراتی برای محیط زیست و سلامت انسان از طریق قرار گرفتن در معرض تشعشعات ایجاد می‌کند. به دلیل اهمیت ویژه و خطرات گسترده فاضلاب‌های رادیواکتیو به منظور رعایت مقررات زیست‌محیطی این مقاله مروری به بررسی روش‌های مختلف تصفیه فاضلاب‌های آلوده به مواد رادیواکتیو که شامل انعقاد و لخته‌سازی و استفاده از فناوری‌های غشایی می‌باشد و مزایا و معایب آنها می‌پردازد.

کلمات کلیدی: تصفیه فاضلاب رادیواکتیو، انعقاد و لخته‌سازی، فناوری غشایی

Challenges and solutions of nuclear and radioactive wastewater treatment

Sahar Saghafi^{۱,*}, Faeze Barmode^۲

^۱-Assistant Professor, Faculty of Marine and Oceanic Sciences, University of Mazandaran, Mazandaran, Iran

^۲- PhD student in Physics, Faculty of Basic Physics, Mazandaran University, Babolsar

Abstract:

The increasing use of radioactive materials in various industries such as nuclear power plants, oil and gas, and research laboratories leads to an increase in the amount of radioactive materials in the output of these industries. This creates risks for the environment and human health through exposure to radiation. Due to the special importance and dangers caused by



radioactive order Compliance with environmental regulations This review article examines various methods of treating wastewater contaminated with radioactive substances, which include coagulation and flocculation and the use of membrane technologies, and their advantages and disadvantages.

Keywords: radioactive wastewater treatment, coagulation and flocculation, membrane technology

۱- مقدمه

صنایعی که با مواد رادیواکتیو سروکار دارند، فاضلاب‌های خطرناکی تولید می‌کنند که نیاز به تصفیه دارند. منابع متعددی از مواد رادیواکتیو وجود دارد، مانند نیروگاه‌های هسته‌ای، مراکز پزشکی، آزمایشگاه‌های تحقیقاتی، مراکز صنعتی و شهری و تولید اورانیوم و سایر مواد رادیواکتیو. ویژگی‌های فاضلاب‌های رادیواکتیو به منبع تولید آن‌ها بستگی دارد. تأثیر فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو بر محیط زیست و موجودات زنده قابل توجه است، زیرا قرار گرفتن در معرض تشعشعات می‌تواند باعث سرطان، نقص‌های مادرزادی و سایر ناهنجاری‌ها شود. بنابراین فاضلاب‌های رادیواکتیو باید به حداقل برسند و تصفیه و مهار شوند تا از محیط‌زیست و سلامت عمومی محافظت شود. نیروگاه‌های هسته‌ای منبع اصلی تولید فاضلاب‌های رادیواکتیو هستند. گسترش سریع انرژی هسته‌ای در جهان، مسئله تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو را مطرح کرده است. هم محیط‌زیست و هم انسان‌ها به‌طور مستقیم تحت تأثیر پساب‌های صنعت هسته‌ای قرار می‌گیرند. مواد رادیواکتیو مانند U_{235} ، U_{238} ، Np_{237} ، CS_{137} و دیگر عناصر آکتینید ممکن است برای مدت‌ها منبع آلودگی باشند. اگرچه انرژی هسته‌ای تجدیدپذیر است، اما زائدات رادیواکتیو در صورت عدم مدیریت صحیح می‌توانند برای نسل‌های آینده و محیط‌زیست خطرناک باشند. بنابراین اهمیت مدیریت و تصفیه این مواد بسیار حائز اهمیت است و در این مقاله مورد بررسی قرار گرفت [۱].

۲- ترکیب زائدات و فاضلاب‌های رادیواکتیو

زباله‌ها و فاضلاب‌های رادیواکتیو ممکن است شامل ایزوتوپ‌های مختلف رادیواکتیو باشند. محصولات شکافت مانند Sr ، Y ، CS ، Pm ، Nd ، Pr ، Ce ، La ، I ، لانتانیدها (Br ، Se ، Sb ، Te ، Xe ، Kr ، Zr ، Nb ، Tc ، Mo ، Ru ، Co ، Pd ، Rh ، Rb ، Ba ، Eu ، Sm) و آکتینیدها (Cm ، Am ، Pu ، Np) ممکن است در رآکتورهای هسته‌ای قدرت وجود داشته باشند. محصولات خوردگی مانند $Ru_{1.6}$ ، Fe_{55} ، Fe_{59} ، Ni_{63} ، Mn_{54} ، Cr_{51} ، Zr_{95} ، Co_{58} و Co_{60} نیز ممکن است در پساب‌های راکتورها یافت شوند [۲].

۳- تصفیه فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو

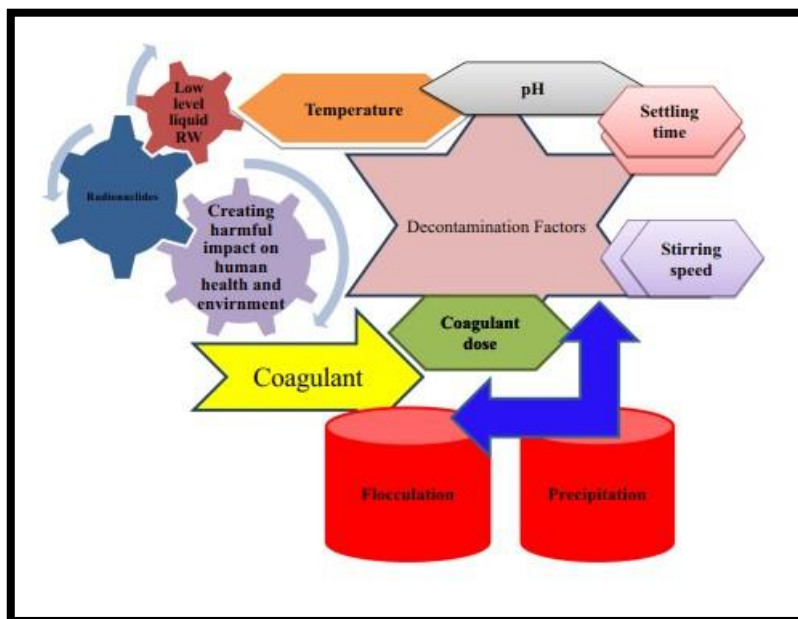
مزایا و معایب فناوری انعقاد و لخته‌سازی در تصفیه فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو مانند منعقد کننده‌ها برای تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو استفاده می‌شوند. ذرات موجود در فاضلاب از طریق فرآیند تشکیل لخته، رسوب‌گذاری و جذب/جذب سطحی از محلول جدا می‌شوند. روش‌های انعقاد و لخته‌سازی می‌توانند حجم زیادی از فاضلاب را به‌طور مؤثر تصفیه کنند و استفاده از منعقد کننده‌های کمکی این فرآیند کارایی این روش را بیشتر می‌کند.

۴- اصل انعقاد و لخته‌سازی

ایده اصلی روش انعقاد و لخته‌سازی، جداسازی رادیونوکلئیدها از فاضلاب مایع با استفاده از یک منعقد کننده است. پدیده انعقاد شامل تشکیل لخته‌های هیدروکسید فلزی است که رادیونوکلئیدهای هیدرولیز شده بر روی آن جذب یا هم‌رسوب می‌کنند. لخته‌ها معمولاً در شرایط قلیایی تا خنثی تشکیل می‌شوند، در حالی که واکنش‌های کمی در شرایط اسیدی رخ می‌دهد [۱].

۵- بهینه‌سازی بازده جداسازی

بهینه‌سازی بازده جداسازی یک هدف اساسی در تصفیه فاضلاب های رادیواکتیو است. قبل از استفاده از منعقد کننده، فرآیند پیش تصفیه با تخریب مواد آلی موجود در محلول، تغییر در حالت ظرفیت یا تنظیم گونه‌های یونی در محلول آغاز می‌شود. علاوه بر پیش تصفیه شیمیایی، پیش تصفیه فیزیکی مانند فیلتراسیون و جداسازی هرگونه محتوای روغن نیز برای بازده بهتر لازم است. عوامل موثر بر بازده انعقاد پساب رادیواکتیو در شکل ۱ نشان داده شده است.



شکل ۱- عوامل موثر بر بازده انعقاد پساب رادیواکتیو

۶- تأثیر pH

حذف رادیونوکلیدها به شدت تحت تأثیر تغییرات pH قرار دارد. فرآیند انعقاد در شرایط قلیایی منجر به جذب-هم‌رسوب‌گذاری یا ادغام رادیونوکلیدها در شبکه‌ای از لخته‌ها می‌شود. در pH بالا، بازده جداسازی ممکن است به دلیل بار منفی گونه‌های هیدرولیز شده رادیومتال‌ها، به ویژه در $pH > 13$ ، کاهش یابد. با این حال، جذب بیشتر رادیومتال‌ها با افزایش pH بهبود می‌یابد و محدوده pH بهینه ۶ تا ۱۳ است.

۷- مورفولوژی لخته‌ها

عوامل مهم در کنترل مورفولوژی و ترکیب لخته‌ها شامل pH و سرعت هم‌زدن هستند. تکنیک هم‌زدن و pH بر لخته‌ها در سیستم‌های هم‌زدن مکانیکی و مغناطیسی تأثیر می‌گذارد. تأثیر pH در سیستم‌های هم‌زدن مکانیکی غالب است. این موضوع نشان می‌دهد که هم‌زدن مکانیکی به تشکیل برخی رسوبات کمک می‌کند، در حالی که هم‌زدن مغناطیسی به تشکیل رسوبات دیگر کمک می‌کند [۳].

۸ - تأثیر مواد آلی

مواد آلی تأثیر منفی بر رسوب‌گذاری رادیونوکلیدها در لخته‌ها دارند. لیگاندها ممکن است قبل از تعامل با منعقد کننده با رادیونوکلیدها کمپلکس تشکیل دهند و در نتیجه بازده جداسازی را با کاهش جذب بر روی لخته کاهش دهند.

۹ - تأثیر دما

در تصفیه آب، انعقاد برای حذف ذرات معلق از آب استفاده می‌شود. بازده انعقاد به دما بستگی دارد، زیرا دما بر واکنش‌های شیمیایی و تعاملات فیزیکی منعقد کننده‌ها (مانند نمک‌های آلومینیوم یا آهن) با ذرات تأثیر می‌گذارد. دمای پایین تمایل به کند کردن واکنش‌های شیمیایی و کاهش سرعت برخورد ذرات دارد، که می‌تواند انعقاد را کمتر مؤثر کند. دمای بالاتر معمولاً سرعت واکنش‌های شیمیایی را افزایش می‌دهد و حرکت ذرات را بیشتر می‌کند، که منجر به انعقاد مؤثرتر و تشکیل سریع‌تر لخته‌ها می‌شود. مزایا و معایب منعقد کننده‌های مختلف در تصفیه پساب رادیواکتیو در جدول ۱ نشان داده شده است.

Table 3 Advantages and disadvantages of various coagulants for separation of radioactive waste

Name (CF)	Advantage	Disadvantage
$Al_2(SO_4)_3 \cdot 18H_2O$ Alum [64]	It produces low quantity of sludge at pH 6.5-7.5 and inexpensive	pH specific and high dose and valid for high suspended water
$Na_2Al_2O_4$	Best for hard water	High cost
$Fe_2(SO_4)_3$	Best results in pH 4-6 and 8.8-9.2	Need alkalinity
$Ca(OH)_2$	Very effective	pH dependent & large sludge
$FeCl_3 \cdot 6H_2O$ [88]	large pH range	Increase salinity, need more alkalinity, corrosive
Polyaluminium silicate sulfate [88]	Little change in pH during floc formation	large sludge, expensive
$Al_2(OH)_3Cl_3$ [88]	Treat low pH wastewater	High volume sludge, lower pH, limited pH range 6.5-8.0

مزایا و معایب فناوری‌های غشایی در تصفیه فاضلاب‌های هسته‌ای و رادیواکتیو مانند انتخاب فرآیندهای تصفیه با فناوری غشایی به مشخصات فاضلاب، به ویژه نوع مواد رادیواکتیو موجود در آن بستگی دارد. فناوری غشایی به دلیل تطبیق پذیری، مقیاس پذیری و امکان ادغام با گزینه‌های تصفیه مختلف، ابزاری ارزشمند در بخش زائدات هسته‌ای است. برای تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو، انواع مختلفی از غشاها استفاده شده‌اند که شامل تکنیک‌های غشایی جمعی و انتخابی هستند. هر سیستم غشایی مزایا و معایب منحصر به فردی دارد که بسته به نیازهای خاص تصفیه فاضلاب هسته‌ای و رادیواکتیو متفاوت است [۴].

۱۰ - تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو از طریق تکنیک‌های غشایی جمعی

در این بخش، تکنیک‌های جداسازی که از غشاها جمعی (غیرانتخابی) استفاده می‌کنند، مورد بحث قرار می‌گیرند. این تکنیک‌ها شامل اسمز معکوس (RO)، تقطیر غشایی (MD)، نانوفیلتراسیون (NF)، میکروفیلتراسیون (MF) و اولترافیلتراسیون (UF) هستند. این غشاها معمولاً برای کاربردهایی استفاده می‌شوند که جداسازی بر اساس اندازه یا بار مولکولی مورد نیاز نیست.

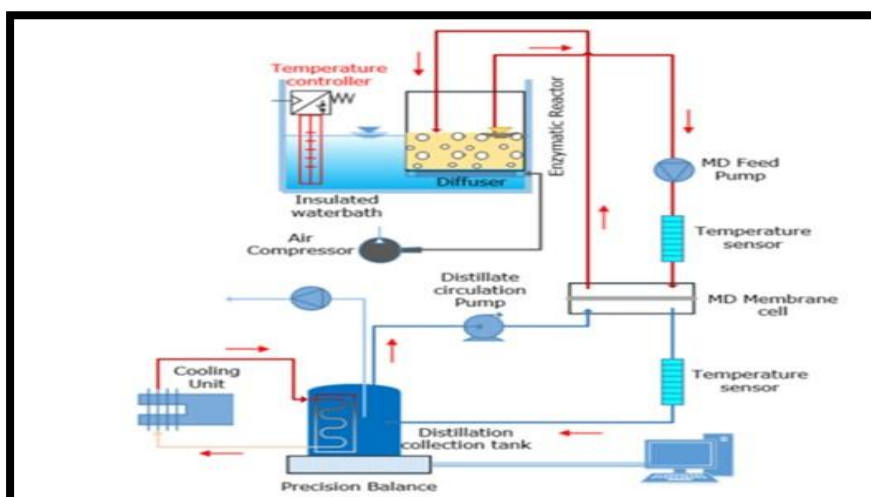
۱۱ - اسمز معکوس

اسمز معکوس یک تکنیک جداسازی جمعی است که به طور مؤثر رادیونوکلیدهای فاضلاب رادیواکتیو را جدا می‌کند و در بخش‌های مختلف اجرا می‌شود. این سیستم غشایی از منافذی با اندازه کمتر از ۱ نانومتر استفاده می‌کند و تحت فشار معمولاً بین ۲ تا ۵۰ مگاپاسکال عمل می‌کند. سیستم RO مزایای متعددی در تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو دارد، از جمله طراحی

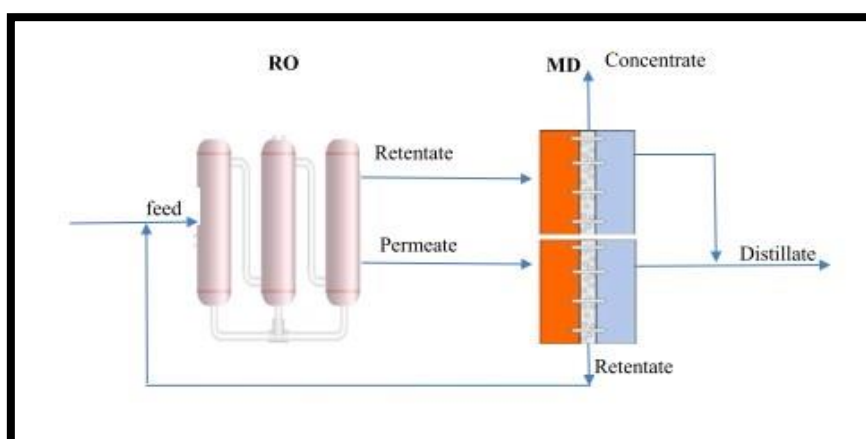
فشرده، قابلیت تکرارپذیری با قطعات سیستم در دسترس، کارایی بالا در دمای اتمسفر و توانایی تحمل دوزهای تشعشعی قابل توجه. با این حال، سیستم RO محدودیت‌هایی نیز دارد، مانند حذف مواد معدنی مفید و نیاز به تعویض دوره‌ای فیلترها.

۱۲ - تقطیر غشایی

سیستم MD از غشاهای متخلخل هیدروفوبیک استفاده می‌کند که اجازه می‌دهد بخار حلال از طریق آن‌ها عبور کند. نیروی محرکه برای MD تفاوت فشار جزئی در دیواره غشا است. چهار پیکربندی اصلی برای MD وجود دارد: تماس مستقیم (DCMD)، خلاء (VMD)، با شکاف هوا (AGMD) و با گاز جاروب کننده. (SGMD) مزایای متعددی دارد که آن را به گزینه‌ای مناسب برای تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو تبدیل می‌کند، از جمله رد تقریباً ۱۰۰٪، شرایط عملیاتی متوسط و مصرف انرژی کم [۵]. شکل ۲ دیاگرام شماتیک از فرایند md و شکل ۳ فرایند ترکیبی RO و MD را نشان می‌دهد.



شکل ۲- دیاگرام شماتیک از فرایند MD



شکل ۳- تصفیه پساب رادیواکتیو از طریق فرایند ترکیبی RO و MD

۱۳ - نانو فیلتراسیون (NF)

نانوفیلتراسیون یک تکنیک جداسازی غشایی است که از غشاهای کامپوزیتی با قطر منافذ حدود یک نانومتر استفاده می‌کند. NF معمولاً برای حذف مواد آلی محلول و جداسازی ترکیبات آلی بر اساس وزن مولکولی استفاده می‌شود. NF در تصفیه فاضلاب رادیواکتیو نیز کاربرد دارد و اغلب در ترکیب با سایر تکنیک‌های غشایی مانند RO استفاده می‌شود.

۱۴ - میکروفیلتراسیون (MF)

میکروفیلتراسیون یک تکنیک جداسازی غشایی است که ذرات معلق بزرگ‌تر از ۰.۲ میکرومتر را رد می‌کند. MF معمولاً برای پیش‌تصفیه یا تغلیظ ذرات بزرگ پس از رسوب‌گیری استفاده می‌شود. این تکنیک در تصفیه فاضلاب رادیواکتیو نیز کاربرد دارد و می‌تواند به عنوان یک روش پیش‌تصفیه مؤثر عمل کند.

۱۵ - اولترافیلتراسیون (UF)

اولترافیلتراسیون از غشاهایی با منافذ کوچک برای جداسازی ذرات کلوئیدی با اندازه‌های مختلف استفاده می‌کند. UF معمولاً در فشارهای پایین (۰.۲ تا ۱.۴ مگاپاسکال) عمل می‌کند و برای جداسازی نمک‌های محلول از مواد کلوئیدی و ذرات مناسب است. UF در تصفیه فاضلاب رادیواکتیو نیز استفاده شده است و اغلب در ترکیب با سایر تکنیک‌ها مانند RO به عنوان مرحله پیش‌تصفیه استفاده می‌شود.

۱۶ - تصفیه فاضلاب های رادیواکتیو از طریق سیستم‌های غشایی انتخابی

در این بخش، روش‌های جداسازی که از غشاهای انتخابی استفاده می‌کنند، مورد بررسی قرار می‌گیرند. این غشاها به گونه‌ای طراحی شده‌اند که اجازه عبور مولکول‌ها یا یون‌های خاصی را می‌دهند و سایرین را مسدود می‌کنند. این روش‌ها شامل غشاهای تبادل یونی (IEMs)، غشاهای مایع پشتیبانی شده (SLM) و غشاهای پلیمری شامل شده (PIM) هستند.

۱۷ - غشاهای تبادل یونی (IEMs)

غشاهای تبادل یونی پتانسیل بالایی برای تصفیه پساب‌های رادیواکتیو دارند. این غشاها معمولاً دارای منافذی با اندازه حدود ۱ میکرومتر هستند و ویژگی‌های مهم آن‌ها شامل نوع و چگالی بارهای ثابت، مقاومت الکتریکی، انتخاب‌پذیری برای یون‌های مختلف و پایداری شیمیایی در محلول‌های الکترولیت مختلف است. غشاهای تبادل یونی می‌توانند به طور مؤثر ناخالصی‌های نامطلوب را از پساب‌های رادیواکتیو جدا کنند [۲].

۱۸ - غشاهای مایع پشتیبانی شده (SLM)

تکنیک SLM یک روش کلیدی برای استخراج، جداسازی و حذف یون‌های فلزی گران‌بها از پساب‌های رادیواکتیو است. این سیستم شامل یک غشای مایع آلی است که در منافذ الیاف میکروپروس توخالی محصور شده است. SLM مزایایی مانند سادگی عملکرد و نیاز کم به حامل دارد، اما معایبی مانند پایداری کم برای عملکرد طولانی‌مدت و مقاومت اضافی در برابر جریان جرمی نیز دارد.

۱۹ - غشاهای پلیمری شامل شده (PIM)

غشاهای پلیمری شامل شده (PIM) با مخلوط کردن یک استخراج‌کننده، یک نرم‌کننده و یک پلیمر پایه مانند تری‌استات سلولز یا (PVC) و شکل‌دهی آن‌ها به یک فیلم نازک، الاستیک و محکم ایجاد می‌شوند PIM. ها پتانسیل بالایی برای تصفیه پساب‌های رادیواکتیو دارند و می‌توانند یون‌های فلزی خاصی مانند $Pb(II)$ و $Cr(VI)$ را به دام بیندازند.

۲۰ - نتیجه‌گیری

تصفیه مناسب رادیواکتیو برای کاهش تأثیر آن‌ها بر محیط زیست و موجودات زنده بسیار مهم است. درمقایسه مواد منعقد کننده آلومینیوم (Al) و آهن (Fe) بیشترین استفاده را به‌عنوان منعقد کننده در تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو دارند، زیرا توانایی حذف رنگ و کدورت را دارند. عملکرد موفقیت‌آمیز انعقاد و لخته‌سازی نیاز به بهینه‌سازی پارامترهای کلیدی مانند pH، دوز، زمان ته‌نشینی، پارامترهای اختلاط و دما دارد. منعقد کننده‌های ساده نیاز به اصلاح pH برای تصفیه مؤثر دارند، برخلاف منعقد کننده‌های پلیمری که تحت تأثیر تغییرات pH قرار نمی‌گیرند. عملکرد منعقد کننده‌ها به‌طور قابل توجهی کاهش می‌یابد اگر تصفیه خارج از محدوده pH مؤثر انجام شود، زیرا این امر باعث ناپایداری کلوئیدها می‌شود. محدوده pH معمول برای لخته‌سازی رادیونوکلیدهای رایج (مانند Cs, Ag, Sr) ۶ تا ۹ است. بازده جداسازی به‌طور قابل توجهی خارج از این محدوده (pH: 9-) کاهش می‌یابد، زیرا در pH بالا گونه‌های هیدرولیز شده تشکیل می‌شوند.

فناوری غشایی به دلیل ویژگی‌های منحصر به فردی مانند مقاومت شیمیایی و تشعشعی، پایداری حرارتی و طراحی‌های جدید ماژول‌ها، یک رویکرد امیدوارکننده برای تصفیه پساب‌های رادیواکتیو است. غشاها را می‌توان بر اساس معیارهای مختلف مقایسه کرد. غشاهای RO به دلیل اندازه منافذ بسیار کوچک، مؤثرترین روش برای حذف ناخالصی‌ها از پساب‌ها هستند. اما غشاهای UF و MF به دلیل اندازه منافذ بزرگ‌تر، برای حذف یون‌های رادیواکتیو از آب چندان مؤثر نیستند. با این حال، با استفاده از افزودنی‌های جذب یا کمپلکس‌سازی، می‌توان اندازه یون‌های رادیواکتیو را افزایش داد و از غشاهای UF و MF استفاده کرد. در بررسی دو نوع اصلی فناوری غشایی، جمعی و انتخابی نتایج در میان تکنیک‌های جمعی، تقطیر غشایی مؤثرترین روش برای تصفیه فاضلاب‌های رادیواکتیو پیچیده معرفی شد چرا که نیاز به مراحل پیش‌تصفیه اضافی ندارد. بهترین عملکرد ترکیبی با استفاده از نانوفیلتراسیون و اسمز معکوس به دست می‌آید. اولترافیلتراسیون نیز به‌عنوان یک سیستم یکپارچه برای پیش‌تصفیه مفید است. در میان تکنیک‌های انتخابی، تبادل یونی به‌عنوان یک واحد پیش‌تصفیه برای فرآیندهای پالایشگاه توصیه می‌شود. با این حال، هنوز نیاز به بهبود و تحقیقات بیشتر برای هر دو تکنیک جمعی و انتخابی وجود دارد تا محدودیت‌هایی مانند مقاومت بالای انتقال جرم، وابستگی به محدوده جامدات، کمبود کارایی انتقال و پایداری کم برای عملکرد طولانی‌مدت برطرف شود.

۲۱ - مراجع:

[۱] M. V. Martin, D. A. Kirsch, & F. P. Nanez, The promise of machine-learning- driven text analysis techniques for historical research: topic modeling and word embedding, Taylor & Fransis, (۲۰۲۳), ۸۱-۹۶.

[۲] Z. Luo, S. Lin, Advances in cluster superstoms for a ۳D periodic table of elements, Coordination Chemistry Reviews, (۲۰۲۴), Vol, ۵۰۰.

[۳] J. M. Punzalan, V. G. Organo, Are Aqueous Solutions of Amphiprotic Anions Acidic, Basic, or Neutral? A Demonstration with Common pH Indicators, *Chemical Education*, (۲۰۱۷), Vol ۹۴, ۷.

[۴] M. T. O'Connell, J. Krejci, Microanalysis techniques and microanalysis-based patient-near diagnostics, *Analytical and Bioanalytical Chemistry*, (۲۰۲۲), Vol, ۴۱۴, ۳۱۶۵-۳۱۷۵.

[۵] F. Erdo, Microanalysis Techniques In Pharmacokinetic and Biomarker Studies Past, Present and Future Directions A Review, *Clinical and Experimental Pharmacology*, (۲۰۱۵), ۵(۵).

مقایسه گام شبکه سوخت راکتورهای VVER و PWR (کد مقاله : ۱۴۴۴)

مصطفی دهقان، سمیرا کاشی، محمد بهزادی، آزاده ناصرباگی، علی نوروزی

سازمان انرژی اتمی، شرکت فناوری های پیشرفته ایران

چکیده:

هدف از انجام این تحقیق، بررسی سوخت در راکتور های نوع *VVER* و *PWR* می باشد. در این مقاله شرایط گام شبکه در شرایط صفر قدرت سرد و قدرت کامل گرم برای هر دو نوع راکتور با کد محاسبات سلولی *WIMS* انجام شد. در طراحی نوترونی راکتورها تعیین گام شبکه قلب راکتور باید بررسی شود، که این پارامتر تعیین کننده پارامتر های متعددی از جمله ضرایب راکتیویته دمایی، طول سیکل، جرم بحرانی، دانسیته قدرت و ... می باشد. با بررسی انجام شده مشخص شد از لحاظ *under moderation* راکتور *PWR* در شرایط نسبتاً بهتری قرار دارد از طرف دیگر سوخت *VVER* اقتصاد نوترونی بهتری دارد و با توجه به وجود حفره مرکزی در میله سوخت *VVER* دمای مرکزی در میله سوخت این راکتورها کمتر است و شرایط ایمنتر است.

کلید واژه: جرم بحرانی، گام شبکه، اقتصاد نوترونی

Comparison of fuel lattice pitch in VVER and PWR reactors

Mostafa Dehghan, Samira Kashi*, Mohammad Behzadi, Azadeh Naserbagi, Ali Norouzi

Atomic Energy Organization, Iran Advanced Technologies Company

Abstract:

The purpose of this research is to examine the fuel in VVER and PWR reactors. In this article, the conditions of the fuel lattice at zero cold power and full thermal power for both types of reactors were analyzed using the WIMS cellular calculation code. In the neutron design of reactors, determining the lattice pitch of the reactor core must be examined, as this parameter influences multiple factors, including temperature reactivity coefficients, cycle length, critical mass, power density, and more. The analysis indicated that in terms of under-moderation, the PWR reactor is in a relatively better condition. On the other hand, the VVER fuel has better neutron economy, and due to the presence of a central hole in the VVER fuel rod, the central temperature in the fuel rods of these reactors is lower, making them safer.

Key words: Critical mass, lattice pitch, neutron economy

۱- مقدمه:

راکتورهای PWR و VVER ، راکتورهای آب تحت فشار تجاری میباشند که از لحاظ طراحی سوخت و آرایش قلب دارای تفاوتها و شباهتهایی میباشند. در ادامه این پژوهش تفاوت ها و شباهت های سوخت های راکتور VVER و راکتور PWR اشاره می شود. یکی از مسائل اصلی در طراحی نوترونی راکتورها تعیین ابعاد بهینه قلب راکتور می باشد، که تعیین کننده ابعاد بحرانی قلب راکتور است، این پارامتر تعیین کننده پارامتر های ایمنی راکتور از جمله ضرایب راکتیویته دمایی می باشد، لذا جهت بهره برداری ایمن راکتور، قلب راکتور باید به گونه ای طراحی شود که گام شبکه سوخت در ناحیه *under-moderation* قرار بگیرد. همچنین جهت تعیین فواصل مناسب و نقطه بهینه گام شبکه، رسم نمودار بحرانیت لازم و ضروری می باشد. در این مقاله بررسی نقطه بهینه و ضرایب راکتیویته دمایی سوخت نوع راکتور VVER و راکتور PWR بررسی شده است.

۲- روش کار:

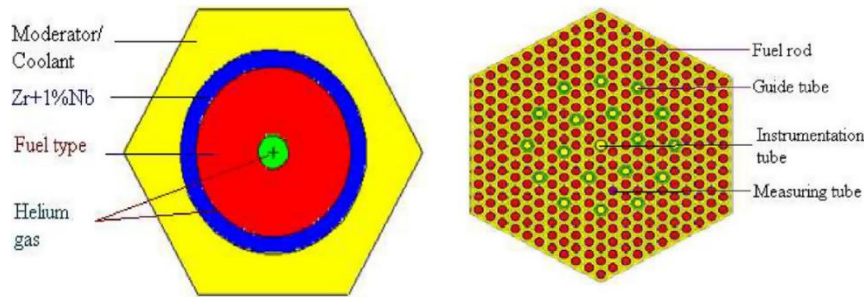
به منظور به دست آوردن گام بهینه شبکه سوخت و ضرایب راکتیویته دمایی سوخت از کد محاسبات سلولی WIMS استفاده شده است. کد WIMS معادلات ترابرد نوترون را به روش های PERSEUS ، PIJ-PERSEUS ، DSN و PRIZE- استفاده شده است. PERSEUS انجام می دهد. این کد قابلیت انجام محاسبات نوترونی برای اشکال مختلف سوخت (شکل صفحه ای، استوانه ای و یا چند ضلعی) را در یک آرایه منظم و یا بصورت یک مدل خوشه ای دارد. [۲]

سوخت راکتور های VVER نسبت به راکتور های مشابه PWR ساخت شرکت وسیتینگهاوس دارای تفاوت هایی می باشد . مجتمع های سوخت راکتور های VVER دارای آرایش مثلثی هستند در حالی که در راکتور های PWR از آرایش مربعی استفاده می شود. یکی دیگر از تفاوت های سوخت راکتور های PWR و VVER حفره وسط داخل سوخت راکتور VVER می باشد که این موضوع باعث می شود دمای مرکزی سوخت VVER پایین تر از دمای سوخت راکتور PWR باشد و باعث می شود دمای مرکز سوخت فاصله بیشتری با دمای ذوب سوخت داشته باشد که به ایمنی بیشتر این نوع راکتور ها کمک می کند. در جدول ۱ مشخصات میله سوخت راکتور VVER و PWR آورده شده است. [۱]

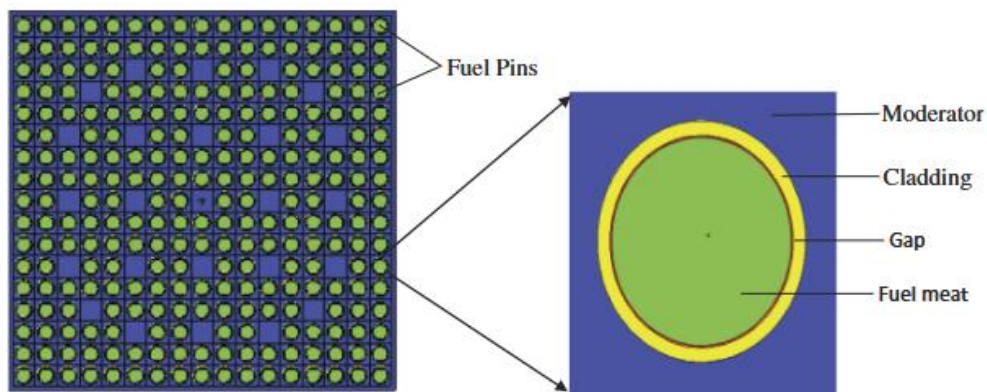
جدول (۱): مشخصات میله سوخت در راکتور های PWR و VVER

مقادیر		مشخصات
PWR	VVER	
UO ₂	UO ₂	جنس سوخت
Zr±1%Nb	Zr±1%Nb	جنس غلاف سوخت
۱۰.۵۵	۱۰.۵۵	چگالی قرص سوخت (Kg/m ³)
۸.۱۹۱۵	۷.۵۷	قطر سوخت (mm)
۹.۴۹	۹.۱	قطر خارجی غلاف (mm)
۸.۳۵	۷.۷۳	قطر داخلی غلاف (mm)

ندارد	۱.۵	قطر اسمی سوراخ داخلی قرص های سوخت (mm)
۱۲.۶	۱.۷۵	گام شبکه (mm)



شکل (۱): مجتمع سوخت و میله سوخت راکتور نوع VVER



شکل (۲): مجتمع سوخت و میله سوخت راکتور نوع PWR

سوخت های راکتور VVER را مطابق شکل ۳ صاف و گوشه های آن را با حاشیه می سازند. زیرا حاشیه ها از آسیب به غلاف جلوگیری می کنند. همچنین سوخت های راکتور VVER دارای حفره مرکزی می باشند، دلیل این کار افت دمای مرکز سوخت و در نهایت کاهش انبساط سوخت است. این حفره مرکزی، محل تجمع گاز ها و سموم حاصل از فرایند شکافت نیز شامل می شود.

سوخت راکتور های نوع PWR مطابق شکل ۴ به صورت مقعر می باشند، به این منظور که با روی هم قرار گرفتن سوخت ها از لغزش قرص های سوخت به روی هم جلوگیری شود.



شکل (۳): نمای قرص سوخت راکتور VVER



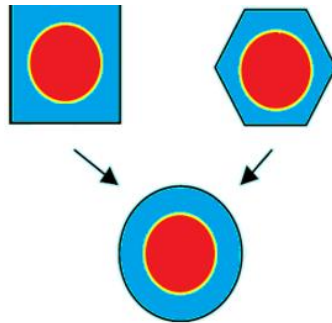
شکل (۴): نمای قرص سوخت راکتور PWR

۳ - طراحی میله سوخت در راکتور های VVER و PWR:

برای انجام محاسبات سلولی و محاسبه ضریب تکثیر بی نهایت ابتدا لازم است شعاع معادل سلول برای شبکه مربعی و هگزاگونالی محاسبه شود. رابطه ۱ برای محاسبه شبکه مربعی و رابطه ۲ برای محاسبه شبکه هگزاگونال استفاده میشود. P مقدار گام شبکه و ۲ شعاع معادل سلول میباشد.

$$(1) P^2 = \pi r^2$$

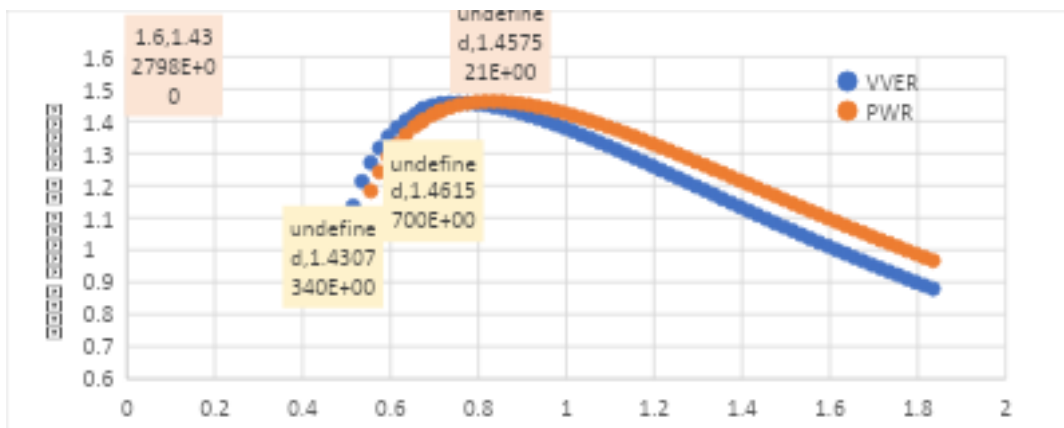
$$(2) r = \sqrt{\frac{\sqrt{3}}{2\pi}} p$$



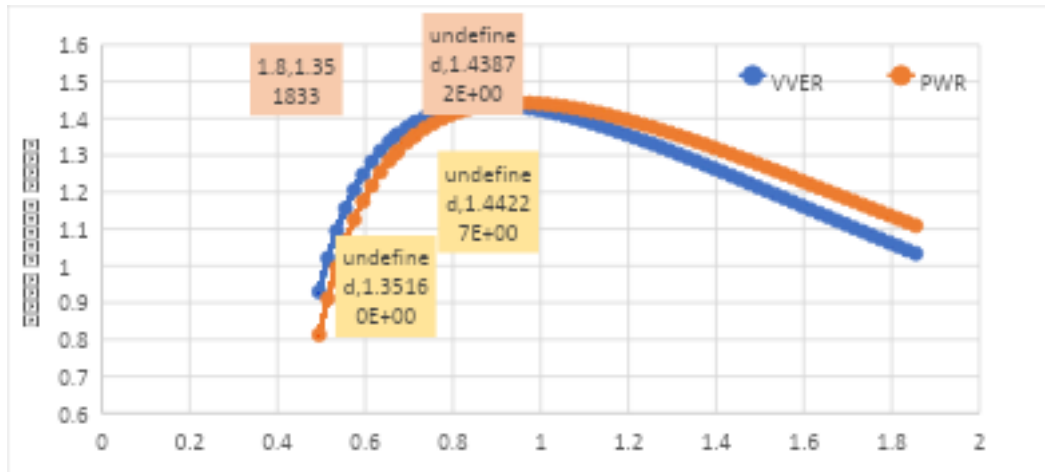
شکل ۵. معادلسازی سلول مربعی و هگزاگونالی به استوانای در ویمرز

نتایج محاسبه ضریب تکثیر بر حسب شعاع سلول در شرایط CZP و HZP در شکل های ۶ و ۷ آورده شده است. همان طور که در شکل های ۵ و ۶ مشاهده می شود حجم سوخت ثابت می باشد و با تغییرات حجم کندکننده می توان به نقطه پیک نمودار که بیشترین راکتیویته اضافی را دارد رسید. برای رسم نمودار ابتدا از کمترین حجم کندکننده نقاط شروع می شود و به تدریج شعاع کند کننده افزایش مییابد، با افزایش حجم کندکننده قدرت کندکنندگی نیز افزایش می یابد، در نتیجه نمودار به مقدار ماکزیمم و به بیشترین مقدار ضریب تکثیر میرسد و در ادامه با افزایش بیشتر حجم کند کننده سطح مقطع جذب آب غالب میشود در نتیجه ضریب تکثیر کاهش مییابد.

با توجه به نتایج از لحاظ اقتصاد نوترونی طراحی VVER بهتر است، زیرا در قسمت چپ نمودار راکتور با سوخت کمتر به ضریب تکثیر بالاتر می رسد ولی در طراحی غربی PWR با وجود استفاده از سوخت بیشتر مقدار ضریب تکثیر کمتری دارد. با توجه به نمودار ۶ مقدار ضریب تکثیر در راکتور PWR فاصله بیشتری از مقدار ماکزیمم دارد.



شکل(۶): نمودار ضریب تکثیر با افزایش شعاع کند کننده VVER و PWR در حالت CZP



شکل (۷) : نمودار ضریب تکثیر با افزایش شعاع کند کننده در VVER و PWR در حالت HFP

جدول (۲) : ضرایب راکتیویته دمایی خنک کنند در راکتور های نوع PWR و VVER

T(°C)	VVER	PWR
	$\Delta\rho/\Delta t$	$\Delta\rho/\Delta t$
۴۰	-۰.۹۱۵۴۳	-۰.۸۸۲
۶۰	-۲.۹۴۵۳۴	-۲.۹۹۶۲۶
۸۰	-۳.۶۴۸۱۱	-۳.۷۳۹۶۸
۱۰۰	-۴.۴۵۸۷۳	-۴.۵۷۳۹۴
۱۲۰	-۵.۲۷۰۵۸	-۵.۴۱۷۱۷
۱۴۰	-۵.۸۵۹۰۹	-۶.۰۳۲۹۷
۱۶۰	-۶.۸۴۶۶۵	-۷.۰۴۰۲۷
۱۸۰	-۷.۹۲۵۶۴	-۸.۱۶۴۴۳
۲۰۰	-۹.۱۸۷۴۱	-۹.۴۳۹۶۱
۲۲۰	-۱۰.۱۶۲۷	-۱۰.۴۳۴۴
۲۴۰	-۱۲.۲۰۵۲	-۱۲.۵۴۷۳
۲۶۰	-۱۴.۱۰۹۸	-۱۴.۴۵۵۶
۲۸۰	-۱۷.۹۶۴۷	-۱۸.۴۲۸۸
۳۰۰	-۲۲.۷۲۶۶	-۲۳.۳۴۷۲
۳۲۰	-۳۰.۹۵۴۳	-۳۱.۷۵۱۸
۳۴۰	-۴۹.۵۳۹۶	-۵۰.۶۷۰۱

یکی از پارامترهای مهمی که در طراحی راکتور باید محاسبه گردد ضریب راکتیویته دمایی سوخت و کند کننده است. مقدار این ضریب به خاطر مسائل ایمنی باید همواره منفی باشد. این ضریب در جریان کار راکتور و مصرف سوخت نباید به گونه‌ای تغییر کند که ایمنی راکتور را با مشکل روبرو سازد. مقدار ضریب دمایی خنک کننده در راکتورهای VVER و PWR در جدول ۲ بررسی شده است. با افزایش دما به توجه به کاهش چگالی آب ضریب دمایی آب کاهش مییابد و اثر بیشتری بر کاهش راکتیویته دارد.

۴- نتیجه گیری:

مجموع سوخت راکتورهای PWR و VVER از لحاظ آرایش هندسی، گام شبکه، شعاع سوخت و وجود یا عدم وجود حفره داخل سوخت متفاوت هستند. با بررسی شرایط *under moderation* در هر دو راکتور، با توجه به نتایج از لحاظ اقتصاد نوترونی طراحی VVER بهتر است، زیرا در قسمت چپ نمودار راکتور با سوخت کمتر به ضریب تکثیر بالاتر می‌رسد ولی در طراحی غربی PWR با وجود استفاده از سوخت بیشتر مقدار ضریب تکثیر کمتری دارد. از لحاظ فاصله از مقدار ماکزیمم ضریب تکثیر در نمودارهای *under moderation* مقدار ضریب تکثیر با گام شبکه طراحی شده در راکتور PWR فاصله بیشتری از مقدار ماکزیمم آن دارد.

۵- مراجع:

[۱] ANALYSIS OF DIFFERENCES IN FUEL SAFETY CRITERIA FOR WWER AND WESTERN PWR NUCLEAR POWER PLANTS IAEA, VIENNA, ۲۰۰۳ Printed by the IAEA in Austria November ۲۰۰۳.

[۲] IAEA, ۲۰۰۶. WIMS-D Library Update, Final report of a coordinated research project TECHNICAL REPORTS SERIES.

طراحی مکانیکی مکانیزم درایو میله‌های کنترل برای یک راکتور تحقیقاتی استخری (کد مقاله

(۱۴۴۸ :

اشرفیان، علی^۱ - ترابی، حجت الله^۱ - سازگار، امجد^۲ - میروکیلی، سیدمحمد^۳ - عابدی، ابراهیم^۳

۱. سازمان انرژی اتمی، شرکت توسعه و احداث راکتورهای اتمی (تارا)
۲. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای
۳. پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

چکیده:

به‌عنوان اصلی‌ترین راه کنترل نرخ راکتیویته در یک راکتور هسته‌ای، سامانه‌ی میله‌های کنترل نیازمند طراحی دقیق، ایمن و با قابلیت اتکاء بالا هستند. در این مقاله، طراحی نوآورانه‌ای برای مکانیزم درایو میله‌های کنترل (CRDM) از دیدگاه مکانیکی شرح داده شده است. در تجهیز فوق‌الذکر، از مکانیزمی با طراحی داخلی استفاده و نقاط حساس طراحی از نقطه‌نظر ارتعاشاتی، دوام، استحکام مکانیکی، دقت، اجزاء ماشین، اتصالات و شرایط الکترومغناطیسی استخراج شده‌اند. مهم‌تر از آن، یک چارچوب طراحی برای CRDM توسعه داده شده است که می‌تواند مبنای ساخت این تجهیز برای راکتورهای آتی، بدون نیاز به الهام از نمونه‌های خارجی باشد.

کلمات کلیدی: مکانیزم حرکتی، میله‌های کنترل طراحی مکانیکی، راکتور تحقیقاتی

Mechanical Desing of the Control Rod Drive Mechanism for an Open Pool Type Research Reactor

Ashrafian, Ali^۱, Torabi, Hojjatollah^۱, Sazgar, Amjad^۲, Mirvakili, Seyd Mohammad^۳, Ebrahim, Abedi^۳

Abstract:

As the primary means of controlling nuclear reactivity rates, control rod systems require precise, safe, and reliable design. This paper describes an innovative design for the Control Rod Drive Mechanism (CRDM) from a mechanical perspective. In the aforementioned equipment, an internally designed mechanism is utilized, and critical design points have been extracted from the perspectives of vibration, durability, mechanical strength, accuracy, machine components, connections, and electromagnetism. More importantly, a design framework for the CRDM has been developed that could serve as a basis for constructing this equipment for future reactors without the need for inspiration from foreign models.

Key words: Control Rod, Drive Mechanism, Numerical Simulation, Fail-safe design

۱ - مقدمه:

مکانیزم‌های درایو میله‌های کنترل (CRDM) اجزای اساسی در عملیات کنترل راکتورهای هسته‌ای هستند که نقش حیاتی در مدیریت راکتیویته و اطمینان از ایمنی ایفا می‌کنند. این مکانیزم‌ها امکان موقعیت‌یابی دقیق میله‌های کنترل در قلب راکتور را فراهم می‌کنند و به کنترل مؤثر فرآیند شکافت هسته‌ای کمک می‌کنند. تاریخچه CRDMها به روزهای اولیه طراحی راکتورهای هسته‌ای برمی‌گردد، جایی که پیکربندی‌های مختلفی برای پاسخگویی به نیازهای عملیاتی منحصر به هر نوع راکتور توسعه یافته است.

به‌طور تاریخی، CRDMها از زمان پیدایش خود پیشرفت‌های قابل توجهی داشته‌اند. راکتورهای اولیه از سیستم‌های مکانیکی ساده برای کنترل میله‌ها استفاده می‌کردند، اما با پیچیده‌تر شدن طراحی راکتورها، و سخت‌گیرانه‌تر شدن استانداردهای ایمنی، مکانیزم‌های مورد استفاده برای حرکت میله‌های کنترل نیز پیچیده‌تر شدند. به عنوان مثال، راکتورهای آب تحت فشار معمولاً از CRDMهایی استفاده می‌کنند که از سیستم‌های الکترومغناطیسی یا هیدرولیکی برای دستیابی به حرکت سریع و قابل اعتماد میله‌های کنترل بهره می‌برند. طراحی‌های برجسته شامل مجموعه‌های غلتکی و lead-screw است که در بسیاری از تأسیسات Babcock & Wilcox و سیستم‌های جک مغناطیسی موجود در راکتورهای (General Electric (GE یافت می‌شوند. هر نوع دارای مزایا و معایب خاص خود است و عواملی مانند زمان پاسخ، قابلیت اطمینان و نیازهای نگهداری بر پذیرش آن‌ها در طراحی‌های مختلف راکتور تأثیر می‌گذارد. [۱]

در تأسیسات هسته‌ای معاصر، CRDMها معمولاً به عنوان عملگرهای خطی مهروموم شده که بر روی سر مخزن فشار راکتور نصب شده‌اند، عمل می‌کنند. [۲] این مکانیزم‌ها با تبدیل حرکت چرخشی به حرکت خطی، امکان کنترل دقیق بر روی وارد کردن و خارج کردن میله‌ها را فراهم می‌کنند. طراحی‌های پیشرفته CRDM ویژگی‌هایی مانند افزودنی و مکانیزم‌های ایمنی در برابر نقص را شامل می‌شوند تا ایمنی عملیاتی را در طول عملیات عادی و سناریوهای اضطراری، مانند رویدادهای اسکرم که در آن وارد کردن سریع میله‌ها برای خاموش کردن راکتور حیاتی است، افزایش دهند [۲].

توسعه یک طراحی جدید برای تجهیز CRDM برای راکتور تحقیقاتی نسبت به راکتور تحقیقاتی تهران به ویژه با توجه به زمینه تاریخی فناوری CRDM اهمیت دارد. راکتورهای تحقیقاتی از نوع استخری به عنوان یک مدل بنیادی در بسیاری از کشورهای دنیا توسعه یافته‌اند. در این مقاله تمرکز ما بر روی راکتورهای تحقیقاتی نظیر راکتور تهران است که سیستم درایو میله‌های کنترل آن در قسمت بالای قلب و اصطلاحاً روی پل نصب شده در بالای استخر قرار می‌گیرند. طراحی نوآورانه‌ای برای CRDM در این مقاله پیشنهاد شده است، اما، تفاوت‌های بنیادین با تجهیز متناظر در راکتور تهران دارد که از مهم‌ترین آن‌ها می‌توان به افزایش المان‌های کنترلی مانند لودسل و میکروسویچ برای تماس مگنت-یوک، افزایش دقت مکانی میله‌های کنترل به دلیل استفاده از توپ‌پیچ، افزایش عمر مفید و هم‌چنین سادگی و قابلیت اطمینان بالا در طراحی حاضر اشاره کرد. این مقاله جزئیات جنبه‌های مکانیکی CRDM جدید طراحی شده را بررسی خواهد کرد و بر تحلیل ارتعاشات، دوام، استحکام مکانیکی، دقت و ادغام اجزا تمرکز خواهد داشت.



۲ - روش‌شناسی طراحی:

در این بخش، مراحل طراحی تجهیز CRDM بر اساس استانداردهای ASME Sec III ۲۰۲۳ شرح داده شده است. در روش‌شناسی ما، ابتدا یک جزء که مستقیماً با شرایط مرزی خارجی در ارتباط است، طراحی می‌شود. سپس، اجزائی که در همسایگی جزء قبلی هستند به‌طور غیر متعارض با سایر اجزاء طراحی می‌شود. گرچه در این دیدگاه فضای طراحی نسبت به طراحی یکجای تجهیز کوچک‌تر است، اما استقلال حاصله در طراحی هر جزء، این دیدگاه را به دیدگاه استاندارد در بسیاری از تجهیزات بزرگ، از جمله تجهیز پیش‌روی ما، بدل کرده است. شروط مرزی خارجی برای این تجهیز CRDM شامل وزن جاذب کنترلی و میله‌های رابط، نقاط فیکسینگ تجهیز، و قیود هسته‌ای برگرفته از استانداردهای مرتبط است که در جدول ۱ آورده شده‌اند.

جدول ۱: قیود هسته‌ای التزام‌آور در طراحی مکانیکی CRDM

ردیف	توضیحات قید
۱	CRDM باید تا دمای ۷۰ درجه سلسیوس، فشار محیط ۱ مگاپاسکال، رطوبت نسبی تا ۸۰٪، و تشعشع پس‌زمینه تا ۱.۲ mR/hr قابلیت فعالیت را دارا باشد.
۲	سرعت حرکت میله ایمنی حدود ۹.۱۴ cm/min و سرعت مشابه برای میله‌های تنظیم‌کننده ۳۲ cm/min است.
۳	میله‌های کنترل می‌بایست در ۱۰٪ انتهایی کورس خود سرعت خود را از دست دهند.
۴	در حالت اضطراری یا SCRAM، زمان رسیدن جاذب به انتهای مسیر کمتر از ۷۰۰ ns باشد.
۵	تجهیز نسبت به ارتعاشات ۱۰-۵۰ Hz مقاوم بوده و تغییر شکل آن کمتر از ۰.۱۵ mm باشد.
۶	تمامی قطعات باید برای دوام ^{۱۱۴} حداقل ۱۰ سال طراحی شده باشند.

در اولین گام، از یک پیچ‌توپ برای حرکت خطی میله کنترل استفاده می‌شود سپس، موتور و گیربکس متناسب را که بتواند شروط جدول ۱ را تضمین کند، طراحی می‌کنیم. در ادامه، طراحی سه‌بعدی برای اجزاء متحرک و ثابت و جانمایی آن‌ها انجام شده و تحلیل تنش بر روی هر یک از اجزاء انجام می‌شود تا هندسه بهینه به‌دست آید. با اتمام طراحی هندسی، اتصالات تجهیز طراحی شده و دمپر هوا در قسمت انتهایی تجهیز برای ارضای شروط ۳ و ۴ از جدول ۱، طراحی می‌شود. نهایتاً، تحلیل‌های مودال و دوام گرفته شده و انتخاب یاتاقان و آب‌بند انجام می‌شود.

۳ - طراحی CRDM:

۳-۱- طراحی و انتخاب پیچ‌توپ

این تجهیز می‌بایست میله‌های کنترل و تمامی اجزاء متحرک CRDM شامل مگنت و المانهای کنترلی را بلند کند و هم‌چنین در صورت کارکرد اشتباه مگنت و بلند کردن مجتمع سوخت به وزن ۹.۵ کیلوگرم، بتواند مجموع بار مجتمع و اجزاء متحرک را بدون تسلیم مکانیکی تاب آورد. در مدل سه بعدی اولیه که به صورت بسیار بدبینانه طراحی شده است، وزن نهایی اعمالی بر

^{۱۱۴} Durability

روی پیچ توپ برابر ۳۱.۸۵ کیلوگرم در نظر گرفته شده است. با اعمال ضریب ایمنی برابر ۳.۵ که در نیروگاه‌های مشابه [۳] مورد استفاده قرار گرفته، نیروی $F = 1093.8 (N)$ به عنوان نیروی نهایی اعمالی بر روی توپ پیچ در نظر گرفته می‌شود. گشتاور اعمالی بر پیچ توپ برای بالا و پایین بردن وزن F در یک پیچ توپ با گام l و قطر میانگین d_m از رابطه زیر به دست می‌آید:

$$T_R, T_L = \frac{546.9 * d_m * (0.0314 * d_m \pm l)}{(3.14 * d_m \mp 0.01 * l)}$$

مقادیر d_m و l از روی قیود طراحی قابل محاسبه‌اند؛ با توجه به لزوم دوام ۱۰ ساله تجهیز، پیچ توپ می‌بایست ۸۴۳.۱۵۳۶ ثانیه را که معادل حداکثر $\left[\frac{1681920}{l}\right]$ دوران است دوام آورد. با احتساب قابلیت اطمینان ۹۹٪ و اعمال رابطه ظرفیت بار دینامیکی، قید $G_a \geq \frac{2188.5}{\sqrt{l}}$ استخراج می‌شود که در آن G_a ظرفیت بار دینامیکی و وابسته به d_m و l است. با جستجو در کاتالوگ‌های صنعتی، پیچ توپ با گام ۵ و قطر میانگین ۲۰ میلی‌متر مناسب نیروی اعمالی ما به نظر می‌رسد، که مقداری کاملاً مشابه با CRDM راکتور تحقیقاتی تهران دارد. پس از انتخاب پیچ توپ، مقدار $1.008 N.m$ و $0.73 N.m$ برای گشتاور اعمالی بر پیچ توپ در حالت بالا و پایین آوردن بار، محاسبه شده است.

۲-۳- انتخاب موتور و گیربکس

برای انتخاب موتور، پارامترهایی که باید تعیین شوند شامل توان خروجی نامی (P_{rated})، سرعت خروجی نامی (n_M)، گشتاور نامی (T_{rated})، اوج گشتاور لحظه‌ای (T_{ins})، ممان اینرسی روتور سروموتور (J_{sr}) و ممان اینرسی بار مجاز (J_{awb}) هستند. در این مقاله، ما از معادلات ارائه گشته در مرجع [۵] برای تعیین این پارامترها استفاده می‌کنیم، که رهنمودهای زیر را به دست می‌دهد:

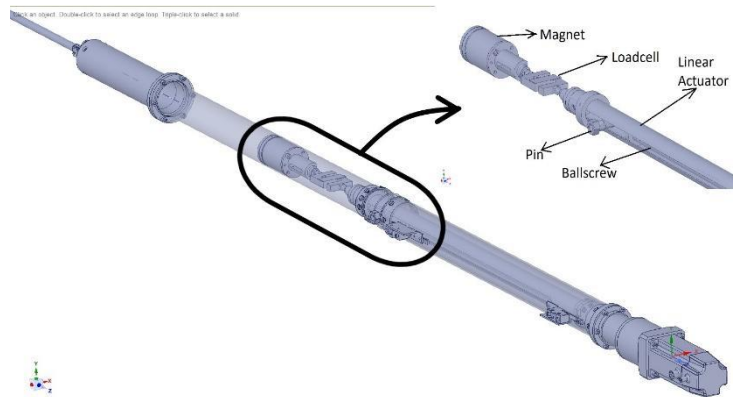
$$T_{rated} \geq (T_{R,motor}, T_{L,motor}), \quad \frac{P_a + P_{o,(r,l)}}{2} \leq P_{rated} \leq P_a + P_{o,(r,l)}$$

$$G.n = \frac{Gv_a}{l} \leq n_M, \quad J_L \leq J_{awb}, \quad T_{a,d} + T_{(R,L)} < T_{ins}, \quad T_{rms} < T_{rated}$$

که در آن G ضریب گیربکس و n سرعت چرخش پیچ توپ است. یک سروموتور با توان ۴۰۰ وات و گشتاور نامی کافی و همچنین ممان اینرسی بار مجاز بیش از $7.4000e - 04 (N.m^2)$ می‌تواند برای مساله ما مناسب باشد. در مساله ما، می‌توان با حذف گیربکس، یک مود خرابی را از حذف و طراحی را ساده‌تر نمود.

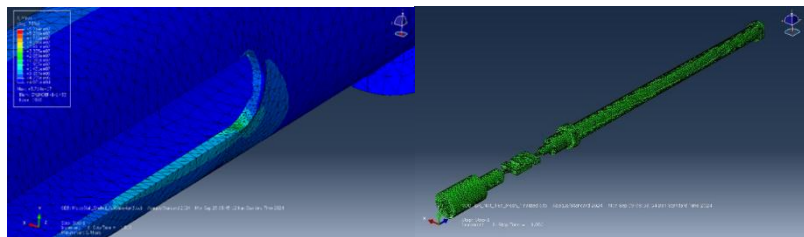
۳-۳- تحلیل تنش

پس از انتخاب توپ پیچ و موتور، ابتدا طراحی هندسی را برای اجزاء متحرک و ثابت انجام می‌دهیم. شکل ۲ این طراحی را نمایش می‌دهد.



شکل ۲: مدل سه‌بعدی CRDM طراحی شده

در این مکانیزم، حرکت دورانی توپ پیچ، توسط یک پین به حرکت دورانی در عملگر خطی (شکل ۲) تبدیل می‌شود که خود پوسته‌ای استوانه‌ای بوده و المان‌های متحرک از جمله مگنت، لودسل و متعاقبا میله‌های کنترل بدان متصل‌اند. برای تحلیل تنش، چهار مود عملکردی را برای CRDM در نظر گرفته‌ایم: حرکت رو به بالا یا رو به پایین و عملکرد در حالت عادی و حالت قفل شدگی موتور که در ترکیب با یکدیگر چهار حالت را تشکیل می‌دهند. هر یک از مودها، بر روی اجزاء متحرک و ثابت قابل بررسی هستند و در مجموع هشت مساله اجزاء محدود را تشکیل می‌دهند. در تمامی حالات، بار F شامل وزن مجتمع سوخت در تحلیلها، به‌عنوان بدترین حالت، لحاظ شده است. به دلیل حرکت تجهیز با سرعت ثابت، می‌توان تمام مدل را استاتیک فرض کرد. با استفاده از نرم‌افزار Abaqus، ابتدا هندسه مساله را آماده می‌کنیم. مدل اسمبل شده و مش زده شده برای اجزاء متحرک در نرم‌افزار در شکل ۳-الف قابل مشاهده است.



شکل ۳-ب

شکل ۳-الف

شکل ۳: (الف): اجزاء متحرک مش‌زده و اسمبل شده‌اند، (ب): حداکثر تنش ایجادی در تجهیز در عملگر خطی

در تمامی شبیه‌سازی‌ها، از المان‌های چهاروجهی درجه دوم با تطریف مش تطبیقی^{۱۱۵} برای اطمینان از همگرایی مش و صحت جوابها استفاده شده است. هم‌چنین، در تحلیل‌های مکانیکی، الاستیسیته خطی با کرنش‌های کوچک مفروض داشته شده و خواص مکانیکی شامل مدول یانگ، ضریب پواسون و چگالی برای ماده $304L$ Stainless-steel و بر اساس استاندارد ASME Sec III مدل شده‌اند. پس از شبیه‌سازی، حداکثر تنش وان میزز ایجادی در تجهیز برابر 57.14 MPa است که در

^{۱۱۵} Adaptive Mesh Refinement

مود بالا بردن و قفل شدگی موتور در عملگر خطی رخ می‌دهد (شکل ۳-ب). هم‌چنین، بیشترین مقدار تغییر شکل در تجهیز برابر ۰.۳ میلی‌متر است که تمامی تیرانس‌های اعمالی در مدل را پاس می‌کند. ضخامت نهایی بدست آمده برای پوسته‌های محافظ برابر ۳ میلی‌متر است.

۳-۴- طراحی اتصالات

به‌منظور راحتی در نگهداری و کاهش هزینه‌های ماشین‌کاری، بسیاری از اجزاء در تجهیز توسط پیچ به یکدیگر متصل می‌شوند. استفاده از این نوع اتصال هم‌چنین شدت ارتعاش در محدود رزونانس را تا صدها برابر کاهش می‌دهد. در تحلیل تنش در پیچ‌ها، از روابط تحلیلی موجود در [۴] استفاده شده است. برای غالب اجزاء متصل، از شش عدد پیچ ۶M به‌صورت فلنج استفاده شده است تا تنش میانگین هر پیچ، کمتر از ۷.۵٪ تنش تسلیم متریال پیچ شود. یک استثنای مهم، پیچ‌های متصل‌کننده موتور و پوسته هستند که وزن تمام سازه را تحمل می‌کنند. با در نظر داشتن چهار پیچ اتصال در این ناحیه، تنش بیشینه در هر یک از این اتصالات به کمتر از ۱۰ مگاپاسکال خواهد رسید. استثنای دیگر، محل اتصال مهره پیچ‌توپ و عملگر خطی است که به دلیل اعمال گشتاور، نیروی برشی قابل توجهی به پیچ‌ها اعمال می‌شود. برای بررسی دقیق‌تر توزیع تنش در این ناحیه، از نرم‌افزار COMSOL بهره برده و مقدار ۶ MPa را به‌عنوان بیشینه تنش در این اتصالات، به‌دست آوردیم. در نتیجه، استفاده از ۶ عدد پیچ ۶M و به صورت فلنج می‌تواند تمام ملاحظات مکانیکی ما را ارضا نماید.

۳-۵- طراحی دمپر

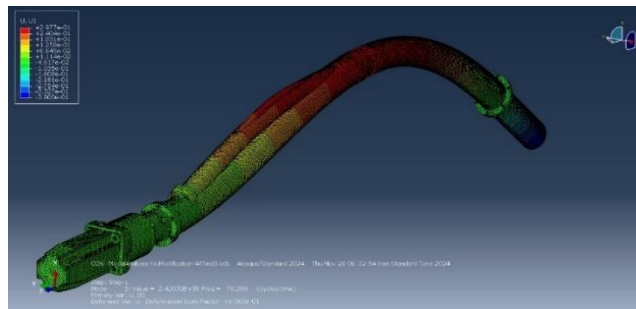
طراحی دمپر یکی از مهم‌ترین بخش‌های CRDM است؛ در صورت نقض شدن یکی از شروط ایمنی قلب راکتور، برق مگنت قطع شده، میله‌های کنترل رها شده تا به حالت SCRAM قلب را خاموش کنند. در صورت تضعیف بیش از حد دمپینگ، میله‌های کنترل با سرعت بالا به مجتمع‌های سوخت‌کنترلی برخورد کرده و سبب شکست در هسته می‌شوند. در صورت قوی بودن بیش از حد دمپینگ نیز میله‌های کنترل به‌موقع (کمتر از ۷۰۰ نانوثانیه) به قلب نمی‌رسند که می‌تواند نرخ راکتیویته قلب را از کنترل خارج سازد.

برای طراحی و تحلیل دقیق این تجهیز، ابتدا از یک سیستم دو درجه آزادی ۴ استفاده شده است و پارامترهای فشار و دمای هوای داخل دمپر، سرعت اجزاء متحرک و ضربه‌گیر، و چگالی گاز داخل استوانه دمپر به‌عنوان مجهولات معادلات دیفرانسیل نمو دما و فشار ترمودینامیکی، بقای جرم در دمپر و قانون دوم نیوتون مدل، توسط نرم‌افزار MATLAB حل شده‌اند. سپس، از [۶] برای استخراج بهترین مقدار ضریب سختی فنر دمپر برابر ۹۳۱۱۵ (N/m) و لقی ریلیف ولو با مقدار مقدار ۰.۲ میلی‌متر استفاده شده است.

در مرحله‌ی بعدی، از فرمولبندی Abaqus Explicit برای مدلسازی اثر ضربه میله‌های کنترل به دمپر در صورت خرابی دمپر استفاده شده است. در این حالت، بیشینه سرعت ممکن برای میله کنترل در نبود هوا در نظر گرفته شده و در شبیه‌سازی عددی میله با سرعت ۳.۵ متر بر ثانیه به انتهای دمپر برخورد می‌کند که انرژی خارق‌العاده‌ای را به سیلندر دمپر وارد می‌سازد. جزء بحرانی در این حالت بدنه دمپر است که تنشی برابر با ۱۲۲ مگاپاسکال را تجربه می‌کند. با وجود دمپینگ، سرعت میله کنترل هنگام برخورد به ۰.۱۹ متر بر ثانیه کاهش می‌یابد که خطر خرابی بدنه دمپر و یا اجزاء متحرک دیگر را در حالت SCRAM به صفر می‌رساند.

۳-۶- تحلیل‌های مودال و دوام

تحلیل‌های مودال و دوام به ترتیب در نرم‌افزارهای Abaqus و Fe-Safe انجام شده‌اند. دو فرکانس طبیعی اول سیستم به ترتیب ۱۳.۷ و ۷۸ هرتز است. پس از استخراج شکل موده‌ها، به دلیل وجود دمپینگ سازه‌ای مبتنی بر اتصالات، حداکثر تغییرشکل در مود اول حدود ۰.۱ میلی‌متر است که در بازه‌ی مجاز اعلامی در جدول ۱ قرار دارد (شکل ۶ این شکل مود را نمایش می‌دهد). در تحلیل دوام، به دلیل کمتر بودن مقدار تنش از استحکام خستگی [۴] در تمامی موده‌های عملکردی، تجهیز می‌تواند به اندازه عمر اجزاء ماشین خود اعم از پیچ‌توپ، موتور و یاتاقان‌ها، که همگی بیش از ۱۰ سال هستند، دوام آورد.



شکل ۶: شکل مود متناظر با اولین فرکانس طبیعی تجهیز (اگزجره شده)

۳-۷- انتخاب یاتاقان و آب‌بند

همانطور که در شکل ۲ قابل مشاهده است، برای مهار نیروهای شعاعی و محوری وارده بر پیچ‌توپ، از دو یاتاقان توپی استفاده شده است. پس از انجام محاسبات تکرار شونده^{۱۱۶} و اعمال شرط دوام ۱۰ ساله، یاتاقان سری ۰۲ تماس زاویه‌ای ۷۲۰۳ برای تجهیز انتخاب شده‌اند که قابلیت تحمل نیروی شعاعی و محوری به مقدار $N 103$ و $N 1200$ (محاسبه شده از تحلیل اجزاء محدود در آباکوس) را دارند. نهایتاً، به دلیل افزایش لحظه‌ای فشار و دما در دمپر در شرایط SCRAM، از آب‌بندهایی با قابلیت تحمل فشار ۱۰ bar و دمای ۲۴۸.۱۵ تا ۴۳۳.۱۵ کلوین، استفاده شده است.

۴- نتیجه‌گیری

در این مقاله، طراحی جدیدی برای تجهیز CRDM برای یک راکتور تحقیقاتی آب سبک از نوع استخری ارائه شده است. علاوه بر انجام شبیه‌سازی‌های عددی در حوزه‌های جامدات، مودال، دوام و طراحی اجزاء و برآورده نمودن تمام استانداردهای هسته‌ای مرتبط، برای اولین بار یک چارچوب و دستورالعمل طراحی برای این تجهیز به‌دست آمد و طراحی حاصله در بسیاری موارد از جمله پیچ‌توپ مورد استفاده، سختی فنر دمپر و یاتاقان‌ها، انسجامی معنادار با CRDM راکتور تهران به‌نمایش گذاشت.

در تحلیل مکانیکی و با اعمال ضریب ایمنی ۳.۵، تمامی تنش‌ها کمتر از حد تسلیم ماده متناظر بوده و تمامی اجزاء ثابت و متحرک تجهیز بیش از ده سال عمر می‌کنند.

^{۱۱۶} Iterative

۵- مراجع:

- [۱] Cacuci, Dan Gabriel, ed. Handbook of Nuclear Engineering: Vol. ۱: Nuclear Engineering Fundamentals, Springer Science & Business Media, ۲۰۱۰.
- [۲] Tang, X.-D & Yang, B. & Chen, X.-N & Yu, Z.-W & Wang, D.-J. (۲۰۱۳). Research on lift pole thread fatigue of magnetic lifting control rod drive mechanism. ۳۴. ۱۱۲-۱۱۵.
- [۳] General Electric Systems Technology Manual, Chapter ۲,۳
- [۴] Budynas, Richard Gordon, and J. Keith Nisbett. Shigley's mechanical engineering design. Vol. ۹. New York: McGraw-Hill, ۲۰۱۱.
- [۵] YASKAWA Servo-motors Catalogue and Motor Selection Guidelines
- [۶] Gutmann, H-M. "A radial basis function method for global optimization." Journal of global optimization ۱۹,۳ (۲۰۰۱): ۲۰۱-۲۲۷.

توسعه مدار آزمون تست سوخت‌های نیروگاهی در یک راکتور تحقیقاتی استخری ده مگاواتی (کد مقاله: ۱۴۴۹)

عابدی، ابراهیم^۱ - سازگار، امجد^{۲*} - میروکیلی، سید محمد^۱

۲. سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

۳. سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای

چکیده:

راکتور تحقیقاتی استخری MTR ده مگاواتی یک راکتور چندمنظوره است که به منظور توسعه دانش و کاربردهای صنعت هسته‌ای طراحی و ساخته می‌شود. یکی از کاربری‌های اصلی در نظر گرفته شده برای این راکتور، تست سوخت و مواد و به طور خاص تست سوخت نیروگاه‌های هسته‌ای است که در کشور در حال ساخت و بهره‌برداری است. به این منظور یک مدار آزمون تست سوخت نیروگاهی برای نصب در راکتور ده مگاواتی طراحی و توسعه یافته است. برای طراحی کپسول پرتودهی این مدار آزمون از یک طرح سه میله‌ای برای تست سوخت راکتور بوشهر (VVER-۱۰۰۰) استفاده شده است. مدل‌سازی هندسی اولیه کپسول با استفاده از نمونه مشابه در راکتور هانارو و ابعاد میله سوخت اصلاح شده انجام گردید. سپس محاسبات نوترونیک به منظور تعیین موقعیت مناسب برای تأمین شار نوترونی مورد نیاز انجام شد و تحلیل‌های هیدرولیکی و ترموهیدرولیکی با استفاده از کد RELAP^o و تحلیل CFD به منظور اطمینان از عملکرد مناسب کپسول و حفظ پارامترهای ایمنی در شرایط پرتودهی انجام و نتایج ارائه گردیده است.

کلمات کلیدی: راکتور تحقیقاتی، مدار آزمون، تست سوخت و مواد

Development of Nuclear Power Plants Fuel test Loop in Pool Type Research Reactor

Abedi, Ebrahim^۱, Sazgar, Amjad^{۲*}, Mirvakili, Seyed Mohammad^۱

^۱-Atomic Energy Organization of Iran, Nuclear Science & Technology research Institute, Reactor & Nuclear Safety School

^۲-Atomic Energy Organization of Iran, Nuclear Science & Technology research Institute, Nuclear Fuel Cycle School

Abstract:

One of the applications of the light water multi-purpose research reactors is fuel testing for nuclear power plants. To tackle that, a nuclear power plant fuel test loop is developed to install in a ten megawatt research reactor. A three-rodlet design is used to figure out this FTL irradiation capsule. Neutronic calculation is carried out to determine the proper position with required neutron flux. Thermal-hydraulic analysis is performed using RELAP^o code and CFD simulation to ensure the proper function of the capsule under irradiation condition and its result is unveiled.

Key words: Research Reactor, MTR, Fuel test, FTL

۱- مقدمه:

راکتورهای تحقیقاتی یکی از ابزارهای مهم و ضروری در گسترش و پیشرفت صنعت انرژی هسته‌ای به شمار می‌روند. به عبارتی می‌توان گفت مسیر توسعه دانش طراحی و ساخت نیروگاه‌های هسته‌ای از تجارب و دستاوردهای کسب شده در طراحی، ساخت و بهره‌برداری از راکتورهای تحقیقاتی می‌گذرد [۱]. یکی از کاربری‌های پراهمیت راکتورهای تحقیقاتی امکان انجام تست‌های عملکردی و ایمنی مواد و سوخت‌های هسته‌ای برای استفاده در راکتورهای قدرت است. این موضوع به ویژه در خصوص سوخت‌های طراحی و ساخته شده به صورت بومی و یا سوخت‌های جدید یک الزام بوده و برای اخذ مجوزهای ایمنی بهره‌برداری از نظام ایمنی ضروری است [۲]. برای این منظور تجهیزات و تأسیسات مناسب برای پرتودهی و انجام تست‌های مورد نیاز در شرایط مشابه با عملکرد سوخت در راکتورهای قدرت می‌بایست در راکتور تحقیقاتی ایجاد گردد. این شرایط شامل شرایط نوترونیکی و ترموهیدرولیکی، دما، فشار و شرایط هیدرودینامیکی و شیمیایی مشابه است. در سطح جهان راکتورهای بسیاری از این تجهیزات بهره می‌برند که به عنوان نمونه می‌توان به راکتور هانارو^{۱۱۷} [۳] در کره جنوبی، راکتور هالدن^{۱۱۸} [۴] نروژ و راکتور میر^{۱۱۹} [۵] در روسیه نام برد. در داخل کشور نیز از اوایل دهه ۱۳۹۰ با تولید اولین نمونه‌های سوخت بومی برای راکتور تهران و راکتور اراک^{۱۲۰} موضوع تست سوخت عملیاتی گردید و دو مدار تست سوخت مدار باز [۶] و تست لوپ راکتور تهران [۷] برای این منظور طراحی و ساخته شد.

۲- روش کار:

به منظور انجام تست عملکردی، سوخت و مواد هسته‌ای در مدار آزمون تعبیه شده در راکتور تحقیقاتی تا شار و فلوننس مدنظر طراح تحت تست قرار گرفته و انواع داده‌های عملکردی آن در حین و پس از پرتودهی پایش و ثبت می‌شود. در نهایت کیفیت طراحی و ساخت سوخت با استفاده از این داده‌ها صحت‌سنجی شده و مجوز بهره‌برداری و استفاده در راکتور قدرت صادر می‌گردد.

در این راستا، نمونه‌های تست به شکل میله‌های سوخت مینیاتوری (کوتاه شده^{۱۲۱})، و باندل تحت شرایطی مشابه با شرایط واقعی بهره‌برداری راکتور اصلی از لحاظ پارامترهای ترموهیدرولیکی نظیر دما، فشار و نیز پارامترهای نوترونیکی نظیر حداکثر میزان برن‌آپ، شار نوترون‌های حرارتی و سریع و ماکزیمم توان حرارتی خطی LHGR، و همچنین شیمی آب مشابه با مدار اول راکتور، تحت تست پرتودهی قرار خواهند گرفت. علاوه بر پرتودهی نمونه‌های سوخت در شرایط پایا، پرتودهی نمونه سوخت در شرایط گذار و حادثه نیز به عنوان بخشی از فرآیند ارزیابی کیفی سوخت، مورد نیاز می‌باشد تا این اطمینان را ایجاد کند که سوخت مورد نظر پارامترهای ایمنی سوخت را پوشش داده و عملکرد کیفی آن را در شرایط غیر نرمال تضمین می‌کند [۸].

راکتورهای تحقیقاتی از نوع MTR یک راکتور آب سبک چندمنظوره می‌باشد که به واسطه استخری بودن و دسترسی مناسب به قلب برای انواع کاربری‌ها قابل تجهیزگذاری است. به منظور دستیابی به شار نوترون حرارتی مناسب در قلب راکتور یک راکتور تحقیقاتی با سوخت صفحه ای و با توان ۱۰ مگاوات در این تحقیق مدلسازی شده است. جدول ۱ مشخصات اصلی راکتور ده مگاوات استخری را ارائه نموده است.

^{۱۱۷} HANARO

^{۱۱۸} Halden

^{۱۱۹} MIR

^{۱۲۰} KHRR

^{۱۲۱} Truncated

جدول ۱: مشخصات فنی راکتور تحقیقاتی آب سبک استخری ده مگاواتی

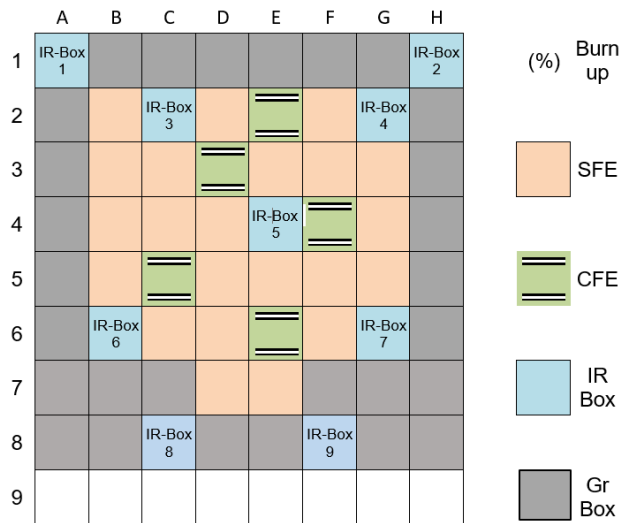
عنوان آیتم	مقدار
توان (حرارتی)	۱۰ مگاوات
نوع سوخت	اکسید اورانیوم-آلومینیوم با ترکیب شیمیایی $U^{235}O_2-Al$ با غنای زیر ۲۰٪
تعداد بسته‌های سوخت در قلب تعادلی	۲۷
خنک‌کننده	آب سبک
کندکننده	آب سبک
دبی خنک‌کننده	۱۳۰۰ مترمکعب بر ساعت
دمای ورودی قلب	۴۰ درجه سلسیوس
دمای خروجی قلب	۴۶ درجه سلسیوس

۱-۲- مشخصات مدار آزمون:

شکل ۱ چیدمان قلب تعادلی راکتور را نشان می‌دهد. قلب تعادلی شامل ۲۲ مجتمع سوخت استاندارد (SFE) و ۵ مجتمع سوخت کنترلی (CFE) است. علاوه بر مجتمع‌های سوخت و بلوک‌های بازتابنده از جنس گرافیت، در قلب تعادلی ۹ موقعیت خالی به منظور جایگذاری باکس‌های پرتودهی در نظر گرفته شده است. از این ۹ موقعیت، یکی در مرکز قلب، ۴ موقعیت در اطراف قلب و ۴ موقعیت نیز در بیرون قلب قرار دارند. به منظور تعیین مشخصات مدار آزمون سوخت، اولین گام تعیین موقعیت برای پرتودهی سوخت در قلب راکتور است. با توجه به هدف‌گذاری تست سوخت‌های نیروگاهی، شار نوترونی مورد نیاز در محل تست سوخت می‌بایست از مقادیر $10E14$ (برای شار نوترون حرارتی) و بالاتر باشد [۹]. با توجه به محاسبات انجام شده برای قلب تعادلی (جدول ۲)، تنها موقعیت پرتودهی قرار گرفته در مرکز قلب راکتور ($IR-BOX^5$) امکان تأمین چنین شاری را داراست و بنابراین موقعیت کپسول تست سوخت در $E4$ تعیین می‌گردد.

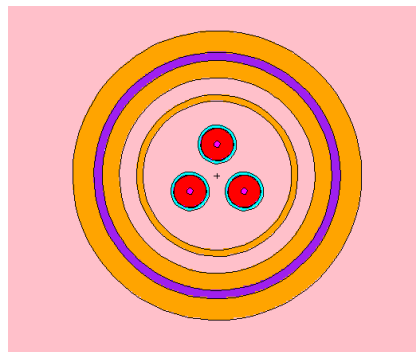
۲-۲- طراحی کپسول تست سوخت

طراحی کپسول تست سوخت جهت بارگذاری در قلب راکتور با توجه به فضای قابل استفاده موقعیت پرتودهی در نظر گرفته شده و با استفاده از طرح استفاده شده در راکتور HANARO انجام می‌گردد [۳]. همچنین به منظور تعیین مقادیر ماکزیمم فشار و دمای طراحی، از مقادیر طراحی فرآیندی مدار اول راکتور بوشهر ($VVER-1000$) استفاده می‌شود (جدول ۳). بر این اساس سطح مقطع کپسول تست سوخت براساس طرح شکل ۲ طراحی شده است. کپسول دارای سه جداره می‌باشد که در مقطع مرکزی سوخت تحت تست تعبیه می‌شود، در جداره میانی جریان خنک‌کننده ورودی از بالا به پایین جریان یافته و در جداره بیرونی گاز عایق حرارتی تزریق می‌گردد.



شکل (۱) چیدمان قلب تعادلی راکتور و بیم تیوب های اطراف قلب
جدول ۲: مقادیر متوسط و بیشینه شار نوترون حرارتی در موقعیت‌های پرتودهی قلب تعادلی

میزان شار بیشینه	میزان شار متوسط	کانال پرتودهی
$5.15E+13$	$3.50E+13$	IR-BOX ۱
$4.26E+13$	$2.90E+13$	IR-BOX ۲
$1.39E+14$	$7.61E+13$	IR-BOX ۳
$7.14E+13$	$4.85E+13$	IR-BOX ۴
$2.06E+13$	$1.18E+14$	IR-BOX ۵
$1.16E+14$	$5.43E+13$	IR-BOX ۶
$1.12E+14$	$5.44E+13$	IR-BOX ۷
$7.26E+13$	$2.29E+13$	IR-BOX ۸
$7.10E+13$	$2.28E+13$	IR-BOX ۹



شکل (۲) مقطع برش خورده کیسول تست سوخت



جدول ۳: پارامترهای طراحی کپسول تست سوخت نیروگاه بوشهر با ظرفیت ۳ میله در قلب راکتور

مقدار	عنوان آیتم
۳۵۰	دمای طراحی (درجه سلسیوس)
۱۷/۵	فشار طراحی (مگاپاسکال)
۲۹۰	دمای ورودی کپسول (درجه سلسیوس)
۳۰۵	دمای خروجی کپسول (درجه سلسیوس)
۱/۶	دبی جرمی خنک‌کننده (کیلوگرم بر ثانیه)
۱۵/۷	فشار در خروجی کپسول (مگاپاسکال)
۶۸	قطر خارجی جداره بیرونی کپسول (میلیمتر)
۵۸	قطر خارجی جداره میانی کپسول (میلیمتر)
۴۶	قطر خارجی جداره داخلی کپسول (میلیمتر)

تعداد میله‌های سوخت ۳ میله در نظر گرفته شده است که براساس دستورالعمل‌های تست می‌تواند تغییر نماید. البته برای تعداد میله‌های متفاوت ابعاد و طراحی کپسول نیز تغییر خواهد نمود. بنابراین این کپسول به منظور پرتودهی ۳ میله سوخت طراحی شده است. مشخصات فنی کپسول در جدول ۳ ارائه شده است.

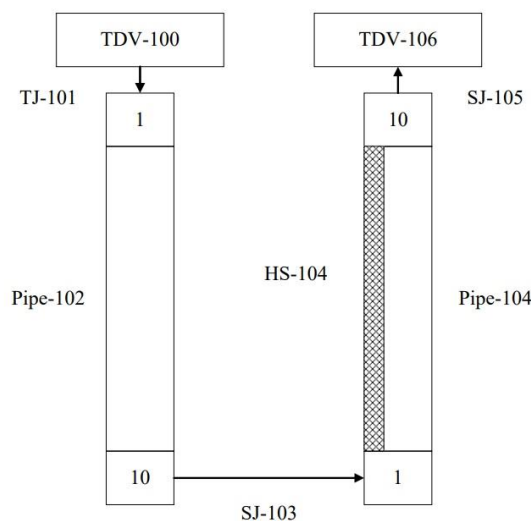
جنس کپسول همانند مدار آزمون مرجع از جنس فولاد زنگ‌نزن رده ۳۲۱ در نظر گرفته شده است [۳]. ضخامت دیواره‌های کپسول به ترتیب از خارج به داخل ۵ و ۴ و ۱/۵ میلیمتر در نظر گرفته شده است. گاز هلیوم به عنوان پرکننده لایه عایق در جداره سوم استفاده می‌شود. میله‌های سوخت استفاده شده برای پرتودهی میله‌های کوتاه شده راکتور بوشهر هستند. این میله‌ها از نظر ابعاد قرص، جنس و ضخامت غلاف و فشار گاز مشابه میله سوخت اصلی هستند اما طول میله و طول فنر فشارنده ستون قرض به تناسب محدودیت ارتفاع قلب راکتور کاهش پیدا کرده است. مشخصات میله سوخت برای تست در جدول ۴ ارائه شده است. ارتفاع کلی کپسول ۸۰ سانتیمتر در نظر گرفته شده است.

جدول ۴: مشخصات میله سوخت اصلاح شده نیروگاه بوشهر برای تست در مدار آزمون

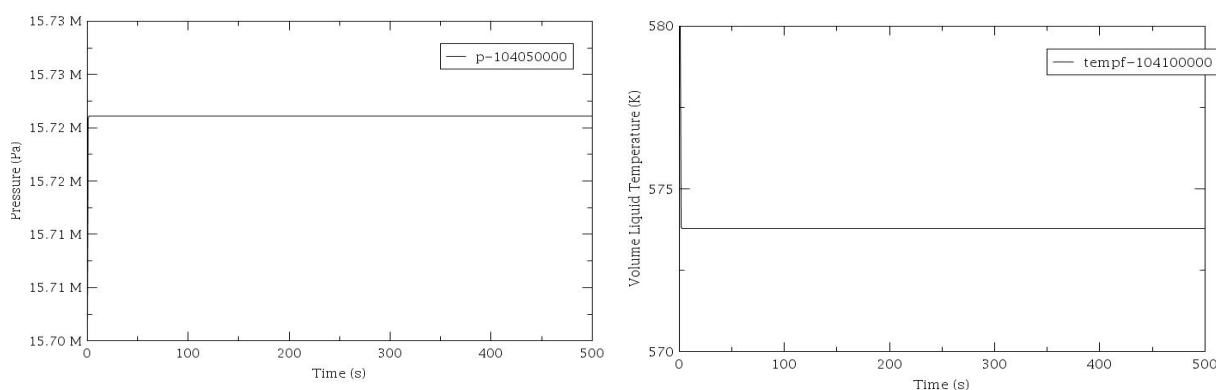
مقدار	عنوان آیتم
استوانه توخالی-UO ₂	نوع و جنس قرص سوخت
۳/۳	میزان غنا (%)
۲	قطر حفره قرص سوخت (میلیمتر)
۷/۵۷	قطر خارجی قرص سوخت (میلیمتر)
۹/۱	قطر میله سوخت (میلیمتر)
۱۲/۷۵	گام سوخت (میلیمتر)
Zircaloy+۱٪Nb	جنس غلاف
۰/۶۷۵	ضخامت غلاف (میلیمتر)
۳۰۰	ارتفاع اکتیو میله (میلیمتر)

۲-۳- تحلیل ترموهیدرولیکی کپسول:

به منظور انجام تحلیل ترموهیدرولیکی کپسول تست از دو نرم افزار RELAP^o و نرم افزار ANSYS CFX استفاده گردید. شکل ۵ مدل نودبندی آماده شده برای نرم افزار RELAP^o را نشان می‌دهد. مشخصات جریان ورودی در المان TDV-100 تنظیم و از طریق TJ-101 به جداره ورودی کپسول (DOWNCOMMER) که با Pipe-102 مشخص شده، وارد می‌شود. المان SJ-103 ارتباط بین جداره میانی کپسول و کانال مرکزی (محل قرارگیری سوخت) را در انتهای کپسول برقرار کرده و Pipe-104 کانال مرکزی است که در آن خنک‌کننده به سمت بالا در حرکت است. در انتهای بالایی لوله مرکزی جریان از طریق المان SJ-105 به المان تنظیم کننده جریان خروجی اتصال می‌یابد. با ورود مقادیر دما، فشار و دبی، نمودارهای دما و فشار خروجی به ترتیب مطابق شکل ۶ و شکل ۷ حاصل می‌گردد.



شکل (۵) مدل نودبندی آماده شده برای تحلیل کپسول تست سوخت در کد RELAP^o

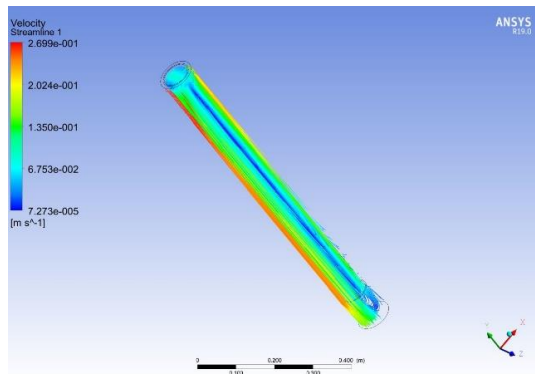


شکل (۷) مقادیر فشار در ورودی کپسول تست سوخت

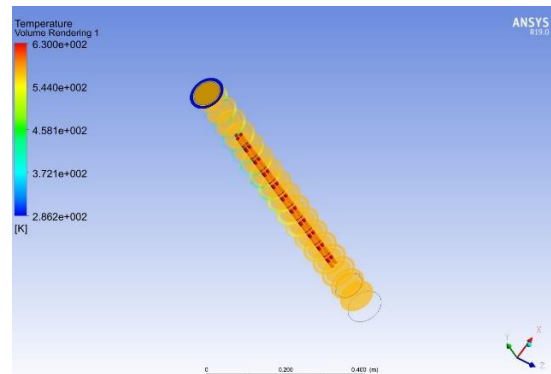
شکل (۶) دمای خروجی خنک کننده از کپسول تست

به منظور تحلیل CFD کپسول از یک مدل محاسباتی در نرم‌افزار ANSYS CFX استفاده می‌شود. این مدل با حل معادلات ناویر-استوکس در هندسه دوبعدی یا سه بعدی مقادیر توزیع فشار و با حل معادله انرژی توزیع دما را به دست می‌دهد. در این تحلیل یک مدل سه بعدی کپسول تست استفاده گردید. پس از ایجاد مش‌بندی مناسب برای سیال و جداره میله‌های سوخت، مقادیر مرزی مناسب برای حل مسأله به نرم‌افزار وارد می‌گردد. شرایط مرزی وارد شده شامل دمای ورودی کپسول در جداره میانی (Downcommer)، دبی جرمی جریان ورودی، صافی سطح دیواره‌ها و همچنین شار حرارتی سطح غلاف است.

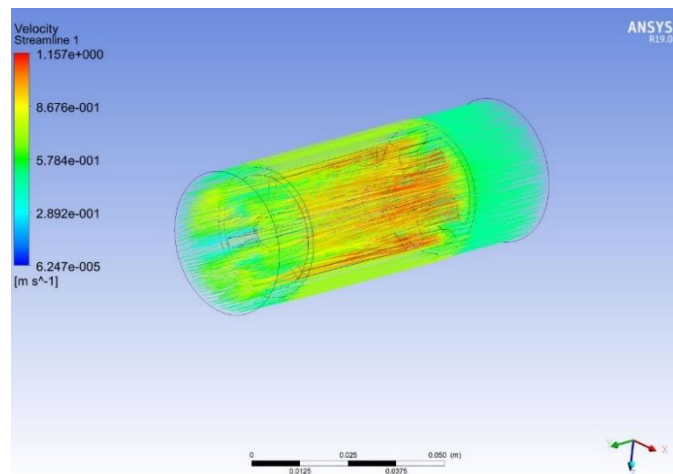
در خصوص شار حرارتی میله‌ها از مقادیر متناظر برای میله در قلب نیروگاه بوشهر (شار حرارتی بیشینه) استفاده می‌گردد. دمای ورودی کپسول ۵۶۵ کلوین و دبی جرمی برابر با مقدار محاسبه شده در مدل RELAP^۵ برابر ۰/۵۵ کیلوگرم بر ثانیه در نظر گرفته شد. سایر مشخصات خنک‌کننده شامل چگالی، ویسکوزیته، ظرفیت حرارتی ویژه و هدایت حرارتی نیز از جداول استاندارد برای آب وارد گردید. به منظور محاسبه دقیق مقادیر فشار درون کپسول، فشار خروجی نیز مقدار ثابت ۱۵۵ مگاپاسکال در نظر گرفته می‌شود. برای حل معادلات توربولنس از مدل K-epsilon استفاده می‌گردد. نتایج حاصل از تحلیل CFD در شکل‌های ۸ تا ۱۰ نمایش داده شده است. همانگونه که دیده می‌شود در شرایط تست دمای بیشینه سطح غلاف سوخت به ۶۳۰ درجه کلوین می‌رسد و سرعت سیال در بیشترین مقدار به ۱/۱۵ متر بر ثانیه می‌رسد.



شکل (۹) مقادیر خطوط جریان سیال (سرعت) در کپسول



شکل (۸) مقادیر توزیع دما در نواحی مختلف کپسول و سطح غلاف میله های سوخت



شکل (۱۰) مقادیر توزیع سرعت در قطعه نگهدارنده میله های سوخت

۳- جمع‌بندی و نتیجه‌گیری:

به منظور انجام تست سوخت‌های نیروگاهی در راکتور تحقیقاتی ده مگاواتی، یک مدار آزمون به منظور فراهم آوردن شرایط نوترونیکی، ترموهیدرولیک و فرآیندی مناسب مورد نیاز است. طراحی، محاسبات و شبیه‌سازی‌های انجام شده در این مقاله نشان می‌دهد امکان تست یک مجموعه ۳ میله‌ای درون یک موقعیت پرتودهی در مرکز قلب راکتور قابل انجام و کلیه شرایط متناظر با بهره‌برداری سوخت در یک راکتور نیروگاهی VVER-۱۰۰۰ قابل انجام خواهد بود.

شار نوترونی مناسب در مرکز قلب راکتور ده مگاواتی امکان بارگذاری کپسول سوخت از جنس فولاد زنگ‌نزن را فراهم می‌نماید. تحلیل‌های المان محدود هیدرولیکی و حرارتی نیز ضریب اطمینان مناسب و رسیدن به شرایط عملکردی مدنظر را

اثبات می‌کند. در نهایت، با توجه به نتایج ارائه شده می‌توان گفت کاربری تست مواد و سوخت هسته‌ای که یکی از اهداف اصلی ساخت راکتور تحقیقاتی آب سبک در کشور است، در قلب این راکتور قابل تحقق و امکان تست انواع سوخت‌های ساخته شده در داخل کشور در این راکتور فراهم خواهد گردید.

۴- مراجع:

- [۱] Mitchell Mika et al., "Nuclear Fuel Qualification: History, Current State, and Future", Progress in Nuclear Energy, Vol. ۱۷۷, December ۲۰۲۴.
- [۲] IAEA Safety Standards, "Commissioning for Nuclear Power Plant, Specific Safety Guide: SSG-۲۸", International Energy Agency, Vienna, ۲۰۱۴.
- [۳] Ho Ahn, Su Ki Park et al., "Design and Installation of Fuel Test Loop in HANARO", Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), Daejeon, KOREA.
- [۴] Wolfgang Wiesenack, Terje, "The OECD Halden Reactor Project Fuels testing Programme: Methods, Selected results and Plans", Nuclear Engineering and Design, Vol. ۲۰۷, Jul. ۲۰۰۱.
- [۵] A.V. Alekseev, A.V. Burukin et al., "Programs and Methods for Testing in The MIR research Reactor Fuel Elements of Water-Cooled reactors Under Conditions Simulating Transient and emergency regimes", Atomic Energy, Springer ۲۰۱۳.
- [۶] Ebrahim Abedi et al., "Development of an Open Loop test Facility for HWRR Fuel Assembly Irradiation Experiment in Tehran research reactor", Annals of nuclear Energy, Vol. ۱۲۳, Jan. ۲۰۱۹.
- [۷] S. Safaei Arshi et al., "Investigation of Safety aspects during Steady State operation of Tehran Research Reactor", Progress in Nuclear Engineering, Vol. ۱۴۰, Oct. ۲۰۲۱.
- [۸] OECD, "Nuclear Fuel Safety Criteria technical review", Second Edition, Nuclear Energy Agency, ۲۰۱۲.
- [۹] Atomic Energy Organization of Iran (AEOI), "Nuclear Power Plant Division, NPP Bushehr, Unit ۱, Final Safety Analysis Report," Chapter ۵, May ۲۰۰۷.

شبیه سازی پخش سزیم ۱۳۷ در حادثه فرضی راکتور ماژولار کوچک Klt-40s (کد مقاله :

(۱۴۷۲)

نعمتی، کمیل^۱ - شایسته، محسن^۲ - کریمی، جواد^۳ - بشکم، علی^۴

۱ و ۳ و ۴ دانشگاه جامع امام حسین(ع)، دانشکده علوم پایه، مرکز علم و فناوری فیزیک

چکیده:

تمرکز اقدامات در حوادث مختلف هسته‌ای برای مدیریت نشت و انتشار رادیواکتیو است. حوادث پرتویی منجر به آلودگی محیط زیست و تأثیرات مختلف بر اکوسیستم و موجودات می‌شود. مدل سازی پیامدها به صورت دستی یا از طریق کدهای تخصصی در فازهای قبل، حین و پس از حادثه و برای بدست آوردن اطلاعات حادثه انجام می‌شود.

در این پژوهش فرض شد، حادثه در پایان سیکل راه اندازی راکتور کوچک ماژولار از نوع *KLT-40S* روسی در منطقه چابهار رخ می دهد و سزیم ۱۳۷ رادیواکتیو موجود در قلب راکتور در مدت یک ساعت وارد اتمسفر شده است و به مدت ۱۲ ساعت دامنه توزیع جوی این عنصر در اتمسفر با استفاده از کد *RASCAL*^{۱۲۲} بررسی گردید.

کلمات کلیدی: *RASCAL* □ *KLT-40S*، سزیم ۱۳۷، شبیه سازی

Modeling of cesium-^{۱۳۷} dispersion in a hypothetical accident of a KLT-^{۴۰S} small modular reactor

Nemati, Komil^۱, Shayesteh, Mohsen^۲, Karimi, Javad^۳, Beshkam, Ali,^۴

^{۱, ۲, ۳, ۴} Imam Hossein University, Faculty of Basic Sciences, Department of Physics

Abstract:

The primary focus of emergency response measures in various radiological incidents is to manage and mitigate radioactive leaks and releases. Radiation accidents can lead to significant environmental pollution and have detrimental impacts on ecosystems and organisms. To assess the potential consequences of such incidents, modeling is conducted using either manual methods or specialized software codes throughout the pre-incident, during-incident, and post-incident phases. In this study, we assumed a hypothetical scenario where an incident occurred at the end of the startup cycle of a Russian KLT-^{۴۰S} type small modular reactor located in the Chabahar region. It was postulated that radioactive cesium-^{۱۳۷} from the reactor core was released into the atmosphere within one hour. Subsequently, the atmospheric distribution range of this element was studied for a ۱۲-hour period using the RASCAL software.

Key words: KLT-^{۴۰S}, RASCAL, cesium-^{۱۳۷}, Modeling

^{۱۲۲} Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis

۱- مقدمه:

استانداردهای ایمنی راکتورهای هسته‌ای توسط نهادهای بین‌المللی مانند آژانس بین‌المللی انرژی اتمی طوری تعیین شده است که احتمال انتشار مواد رادیواکتیو به دلیل حوادث یا اشتباهات انسانی به اتمسفر به حداقل رسد.

تأکید اصلی اقدامات مختلف در حوادث هسته‌ای بر مدیریت نشت‌های رادیواکتیو و انتشار مواد است. حوادث پرتویی منجر به آلودگی محیط‌زیست می‌شود و موجودات مختلف را تحت تأثیر قرار می‌دهد. اقدامات انجام شده در مدل‌سازی حوادث پرتویی شامل پیش‌بینی و تخمین عواقب، انتشار مواد رادیواکتیو و قرار گرفتن در معرض تابش انسان است. این محاسبات ممکن است به صورت دستی یا از طریق کدهای تخصصی انجام شود.

نتیجه مدل‌سازی جمع‌آوری اطلاعات لازم در مراحل قبل، حین و بعد از حوادث برای تصمیم‌گیری در زمان بحران اتفاق می‌افتد.

راکتورهای هسته‌ای در صورت وقوع حادثه و عدم کنترل به موقع می‌تواند اثرات مخربی بر محیط زیست داشته باشد. همان‌گونه که حوادث نیروگاه تری‌مایل-آیلند، نیروگاه چرنوبیل و نیروگاه فوکوشیما اتفاق افتاده است. در پی وقوع حوادث هسته‌ای، رادیوایزوتوپ‌های موجود در قلب راکتورهای آسیب دیده می‌تواند وارد محیط اطراف شده و با توجه به شرایط آب‌وهوایی در مناطق وسیعی پخش گردند. پژوهش‌های مختلفی در خصوص میزان و نحوه پخش رادیوایزوتوپها صورت گرفته که می‌توان از آن جمله به پژوهش آقای جونجیکای و همکارانش با موضوع شبیه‌سازی یک حادثه هسته‌ای و بررسی پراکندگی رادیونوکلئیدهای رها شده و دز در منطقه ای از خلیج بزرگ چین [۱] و اولگ اسکرنیک و همکاران پخش جوی سزیم^{۱۳۷} ناشی از حادثه نیروگاه هسته ای چرنوبیل را با استفاده از کد HYSPLIT مورد بررسی قرار دادند [۲] آقای دکتر احمد پیروزمند و همکاران پراکندگی جوی مواد پرتوزای ناشی از حادثه فرضی نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از کد HYSPLIT بررسی نمودند. [۳]

معرفی کد راسکال

راسکال مخفف سیستم ارزیابی پیامدهای حوادث پرتویی^{۱۲۳} است، این کد، توسط مرکز عملیات اضطراری کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای ایالات متحده (NRC^{۱۲۴}) برای ارزیابی نحوه انتشار مواد رادیواکتیو در شرایط بحران و وقوع حوادث، طراحی گردیده است. محاسبات کد راسکال با استفاده از معادلات به‌روز و دارای دقت، بر مبنای بدترین حالت انتشار در نظر گرفته شده است. [۴]

این کد در زمینه مدل‌سازی پیامدهای حوادث پرتویی از عمومیت و کارایی قابل قبولی برخوردار است، به‌طوری که برای پیش‌بینی سناریوهای مختلف حوادث در تأسیسات هسته‌ای قابل استفاده و دارای کمتر از ۳ درصد خطای محاسباتی می‌باشد [۵]

^{۱۲۳} Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis

^{۱۲۴} Nuclear Regulatory Commission

آشنایی با رآکتور KLT_40s

رآکتور KLT-40S بخشی از واحد قدرت شناور (FPU) نیروگاه حرارتی هسته‌ای با قدرت کوچک است. برای تأمین برق و گرما در مناطق دورافتاده روسیه که به شبکه‌های برق دسترسی ندارند استفاده می‌شود [۶].

قلب ماژولار تأسیسات رآکتور KLT-40S توسط ^{۱۲۵}OKBM Afrikantov توسعه یافته است. [۷]

رآکتور KLT-40S یک رآکتور آبی تحت فشار با مشخصات جدول شماره ۱ است. طراحی این رآکتور بر اساس نسل سوم رآکتور نیروی محرکه دریایی KLT-40 انجام شده است و نسخه پیشرفته‌ای از آن رآکتور به حساب می‌آید. رآکتورهای KLT-40 سابقه‌ای موفق در تأمین طولانی‌مدت نیروی محرکه یخ‌شکن‌های هسته‌ای در شرایط بسیار سخت‌تر در مقایسه با نیروگاه هسته‌ای ثابت را داشته‌اند. [۸]

جدول ۱: مشخصات اصلی رآکتور [9] KLT-40S

JSC "Afrikantov OKBM" Rosatom, فدراسیون روسیه	توسعه‌دهنده فناوری، کشور مبدأ
PWR	نوع رآکتور
آب سبک	خنک‌کننده
آب سبک	بازتابنده
۱۵۰	ظرفیت حرارتی (MW/t)
۳۵	ظرفیت الکتریکی (MW(e)
UO2 Silumin	نوع سوخت
۱۲۱	تعداد مجتمع‌های سوخت در قلب
۱۸.۶	غنی‌سازی سوخت (%)

از بین تمام ایزوتوپ‌های موجود در قلب رآکتور، (برخی از آنها به عنوان نمونه در جدول شماره ۳ آورده شده است) ایزوتوپ سزیم ۱۳۷، در مقایسه با سایر ایزوتوپ‌ها به علت نیمه‌عمر بالا، فرار بودن و ماندگاری بالا در لایه‌های سطحی خاک، پس از انتشار در جو با فرونشست روی زمین و پرتوایی، از نقطه نظر آثار بیولوژیکی دارای اهمیت بسیار بالایی می‌باشد [۱۰]

جدول ۳: مشخصات برخی از ایزوتوپ‌های رادیویی تولید شده در قلب رآکتور برای سوخت LEU.

نیمه عمر	نوکلئید
۶.۵۷ سال	ید ۱۳۵
۹.۱۴ سال	زینان ۱۳۵
۳۰.۰۷ سال	سزیم ۱۳۷

^{۱۲۵} یک شرکت مهندسی هسته‌ای است که در نیژنی نووگورود روسیه واقع شده است. این یکی از شرکت‌های تابعه Rosatom است. این شرکت به افتخار ایگور آفریکانتوف نامگذاری شده است.

۲- روش کار:

ما در این مقاله فرض نموده ایم در صورت وقوع یک حادثه که منجر به رهاسازی سزیم ۱۳۷ در محیط شده و در موقعیت نیروگاه هسته‌ای فرضی از راکتور ماژولار از نوع KLT-40S روسی در منطقه چابهار در طول و عرض جغرافیایی ۶۰.۷۵۵ درجه و ۲۵.۲۶۵ درجه با آهنگ انتشار 4.0×10^5 کوری بر ساعت و به مدت یک ساعت گردیده است.

برای محاسبه میزان و جهت انتشار مواد رادیو اکتیو در این پژوهش اطلاعات هواشناسی نقطه جغرافیایی موردنظر مطابق جدول شماره ۲ از سایت سازمان هواشناسی دریافت گردید:

جدول ۲: داده های هواشناسی ورودی برای انجام محاسبات کد RASCAL

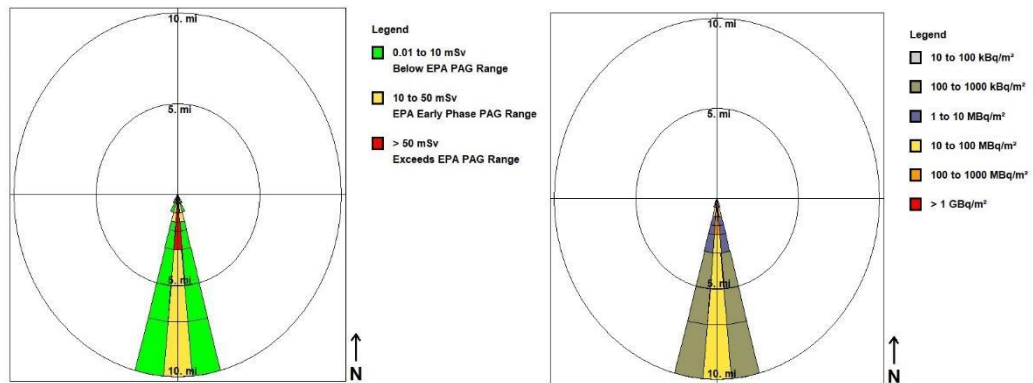
تاریخ	۲۹/۱۰/۱۴۰۳	۲۹/۱۰/۱۴۰۳	۲۹/۱۰/۱۴۰۳	۲۹/۱۰/۱۴۰۳
زمان (UTC)	۱۸:۰۰	۱۵:۰۰	۱۲:۰۰	۰۹:۰۰
دما	۲۳° C	۲۳° C	۲۴° C	۲۴° C
فشار	۱۰۱۲.۶۰ hPa	۱۰۱۱.۴۰ hPa	۱۰۱۰.۳۰ hPa	۱۰۱۱.۶۰ hPa
نقطه شبنم	۱۷° C	۱۷° C	۱۶° C	۱۶° C
سرعت باد	۸ m/s	۸ m/s	۹ m/s	۷ m/s
جهت باد	جنوبی	جنوبی	جنوبی	جنوبی
بارندگی ۶ ساعت گذشته	۰ mm	۰ mm	۰ mm	۰ mm

محدوده پخش جوی ایزوتوپ سزیم ۱۳۷ و آثار بیولوژیکی آن در اثر حادثه فرضی که تمام سزیم پرتوزای موجود در قلب راکتور در یک ساعت اول وارد جو شود و با در دست داشتن داده های هواشناسی مربوط به لحظه وقوع حادثه تا ۹ ساعت بعد از آن محدوده پخش جوی و میزان حداکثر دز و نمودارهای مربوط مطابق جدول شماره ۴ و تصاویر ۱ و ۲ این ایزوتوپ با استفاده از نرم افزار RASCAL بدست آوردیم.

جدول ۴: حداکثر دز (سیورت) تا فاصله ۸۰ کیلومتری محاسبه شده توسط کد RASCAL

فاصله از محل انتشار (کیلومتر)	۲۴.۱	۳۲.۲	۴۸.۳	۶۴.۴	۸۰.۵
معادل دوز موثر کل	$5.3E-03$	$3.3E-03$	$1.8E-03$	$1.1E-03$	$7.9E-04$
تیرئوئید CDE	$4.3E-03$	$2.6E-03$	$1.4E-03$	$9.1E-04$	$6.3E-04$
آسیب حاد ریه	$2.9E-03$	$1.8E-03$	$9.9E-04$	$6.2E-04$	$4.3E-04$
استنشاق CEDE	$4.6E-03$	$2.9E-03$	$1.6E-03$	$9.9E-04$	$6.9E-04$

اگرچه راهنمای اقدام حفاظتی^{۱۲۶} محدوده یک تا پنج رم را مجاز می‌داند، ولی تاکید می‌شود که در شرایط عادی، تخلیه اعضای جمعیت عمومی باید برای اکثر حوادث با دوز پیش بینی شده یک رم آغاز شود.



شکل (۲) معادل دوز موثر کل

شکل (۱) میزان پراکندگی سزیم ۱۳۷

۳- نتیجه گیری:

با فرض وقوع یک حادثه فرضی در یک راکتور ماژولار کوچک از نوع KLT-40S روسی و با اعمال شرایط آب وهوایی، میزان پخش سزیم ۱۳۷ با استفاده از نرم افزار RASCAL برای یک بازه ۹ ساعته بررسی شد. در این بررسی روند تغییرات کمیت‌های معادل دوز موثر کل، دز تیروئید، CEDE استنشاقی محاسبه و نمودارهای معادل دوز موثر کل و پراکندگی سزیم ۱۳۷ رسم شد. طبق اطلاعات هواشناسی جهت باد در زمان وقوع حادثه در جهت جنوب بوده و پخش ایزوتوپ سزیم ۱۳۷ در جهت باد گسترش داشته است.

برابر شکل شماره ۱ در پخش سزیم ۱۳۷ مقدار نرخ دز با افزایش فاصله کاهش یافته و روند تغییرات نرخ دز با توجه به رنگ‌های مختلف در شکل کاملاً مشهود است.

برابر شکل شماره ۲ نمودار معادل دوز موثر کل، مقدار نرخ دز با افزایش فاصله کاهش یافته و روند تغییرات نرخ دز با توجه به رنگ‌های مختلف در شکل کاملاً مشهود است.

با توجه به راهنمای اقدام حفاظتی و براساس جهت باد که یکی از عوامل مهم و تعیین کننده در مسیر، سرعت و نحوه پخش مواد رادیو اکتیو می باشد، مناطق مشخص شده در شکل ۱ و ۲ که با رنگ زرد مشخص گردیده است می‌بایست از موجودات زنده تخلیه و یا به پناهگاه منتقل گردند.

۴- پیشنهادات آینده:

نکته مورد توجه در نتایج این مقاله، تاثیر داده‌های هواشناسی مثل جهت و سرعت باد بر میزان پخش سزیم-۱۳۷ در محیط است. مقادیر دز پراکنده شده و اثر آن بر محیط زیست و سلامتی موجودات زنده ساکن در این مناطق، می‌تواند از

^{۱۲۶} protective action guides

مدیریت بحران ناشی از پخش مواد و شرایط به وجود آمده تعیین‌کننده باشد و بر تصمیم‌گیری‌ها تاثیرگذار باشد، که نیاز به تحلیل و بررسی به صورت جداگانه دارد و می‌تواند موضوع پژوهش، پژوهشگران قرار گیرد.

۵- مراجع:

- [۱] Cai, J., Ip, K. F., Eze, C., Zhao, J., Cai, J., & Zhang, H. (۲۰۱۹). Dispersion of radionuclides released by nuclear accident and dose assessment in the Greater Bay Area of China. *Annals of Nuclear Energy*, ۱۳۲, ۵۹۳-۶۰۲.
- [۲] Skrynyk, O., Voloshchuk, V., Budak, I., & Bubin, S. (۲۰۱۹). Regional HYSPLIT simulation of atmospheric transport and deposition of the Chernobyl ^{۱۳۷}Cs releases. *Atmospheric Pollution Research*, ۱۰(۶), ۱۹۵۳-۱۹۶۳.
- [۳] Pirouzmand, A., Kowsar, Z., & Dehghani, P. (۲۰۱۸). Atmospheric dispersion assessment of radioactive materials during severe accident conditions for Bushehr nuclear power plant using HYSPLIT code. *Progress in Nuclear Energy*, ۱۰۸, ۱۶۹-۱۷۸.
- [۴] Karimi, J., Shayesteh, M., & Valizadeh, A. Investigation of dispersion of cesium-^{۱۳۷} released from a small modular reactor in a hypothetical accident. The ۲۹th National Nuclear Conference of Iran. (۲۰۲۳).
- [۵] G.F.Athey, et.al, RASCAL^{۴,۳} User Guide, Prepared for office of nuclear regulatory research U.S Nuclear Regulatory Commission, March ۲۰۱۵.
- [۶] Beliavskii, Sergei V.; Nesterov, Vladimir N.; Laas, Roman A.; Godovikh, Alexei V.; Bulakh, Olga I. (۲۰۲۰). Effect of fuel nuclide composition on the fuel lifetime of reactor KLT-۴۰S
- [۷] V.I. Makarov, B.G. Pologikh, N.S. Khlopin, F.M. Mitenkov, Yu.K. Panov, V.I. Polunichev, O.A. Yakovlev, *At. Energy* ۸۹ (۲۰۱۱)
- [۸] Ole Reistad, Povl L. Ølgaard, *Russian Nuclear Power Plants for Marine Applications*, Nordic Nuclear Safety Research, NKS-۱۳۸, ۲۰۰۶.
- [۹] *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments; A supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS); IAEA*, ۲۰۲۰
- [۱۰] Pelowitz, D.B, (۲۰۰۸), *MCNPXTM Uses manual version ۲,۶,۰*, Los Alamos national laboratory.

اندازه گیری و محاسبه شار نوترون در ستون حرارتی راکتور آب سنگین صفر قدرت اصفهان (کد مقاله : ۱۴۸۸)

تاشک، فاطمه^۱ - کلانتری، سیدظفراله^۱ - مختاری، جواد^۲ - چوپان دستجردی، محمدحسین^۲ - کاویانی، پروین^۲
۱. دانشگاه صنعتی اصفهان، دانشکده فیزیک، ۸۴۱۵۶۸۳۱۱۱
۲. ایران، تهران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، ۳۴۸۶-۱۱۴۶۵

چکیده

راکتور تحقیقاتی صفر قدرت آب سنگین اصفهان، مجموعه‌ای بحرانی با سوخت اورانیوم طبیعی فلزی، کندکننده آب سنگین و بازتابنده شعاعی گرافیتی است که حداکثر توان آن ۱۰۰ وات است. این راکتور از سال ۱۳۷۴ شروع به فعالیت کرده است و قابلیت بهره‌برداری در ۴ گام مختلف را دارد. برای اندازه‌گیری پارامترهای فیزیکی راکتور، چندین محل پرتودهی در قلب و بازتابنده گرافیتی تعبیه شده است. با برداشتن چند میله از سوخت مجاور، می‌توان در قلب راکتور به ناحیه‌ای با طیف حرارتی (ستون حرارتی قلب راکتور) دست یافت. در این پژوهش با استفاده از کد محاسباتی $MCNP$ ، راکتور اشاره شده، شبیه‌سازی و توزیع شار نوترون‌ها در محل پرتودهی ستون حرارتی محاسبه شد، سپس برای اعتبارسنجی، مقادیر شار در همان محل به طور عملی اندازه‌گیری شد. نتایج اندازه‌گیری توزیع شار نوترون در ستون حرارتی راکتور با نتایج شبیه‌سازی مقایسه گردید که همخوانی خوبی را نشان می‌دهد. شار نوترون از مرتبه $10^8 n/cm^2$ به دست آمد.

کلمات کلیدی: راکتور صفر قدرت آب سنگین، شار نوترون، کد $MCNP$ ، ستون حرارتی، اعتبارسنجی

Validation study on the irradiation channel in the thermal column of the core of the Isfahan zero-power heavy water reactor

Tashak, Fatemeh^{1*}, Kalantari, S.Zafarollah¹, Mokhtari, Javad², Choopan Dastjerdi, Mohammad Hossein², Kaviani Parvin²

۱. Department of Physics, Isfahan University of Technology, Isfahan, ۸۴۱۵۶۸۳۱۱۱.

۲. Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology

Research Institute, Iran

Abstract:

Isfahan Heavy Water Zero Power Reactor is a critical assembly with natural uranium metal fuel, heavy water moderator, and graphite radial reflector with a maximum power of 100 watts. This reactor has been operating since 1995. This reactor can be operated in 4 different fuel pitches. In order to measure the physical parameters of the reactor, several irradiation channels are located in the core and graphite reflector. By removing several adjacent fuel rods, a region with a thermal spectrum (thermal column of the reactor core) can be available in the core of the reactor. In this study, by using MCNP⁶ computational code, the neutron flux distribution in the reactor thermal column was calculated. In order to validate the simulation result, the neutron flux distribution in the reactor thermal column was obtained by experiment which shows good agreement. The neutron flux was determined about $10^8 n/cm^2.s$.

Keywords: Zero-Power Heavy Water Reactor, Neutron Flux, Monte Carlo Method, Thermal Column.

۱ - مقدمه:

راکتور تحقیقاتی صفر قدرت آب سنگین $^{127}\text{HWZPR}$ اصفهان که در سال ۱۳۷۴ به بهره‌برداری رسید، مجموعه ای بحرانی با سوخت اورانیوم طبیعی فلزی، کندکننده آب سنگین و منعکس کننده شعاعی گرافیتی به ضخامت ۷۵ سانتی‌متر با حداکثر قدرت ۱۰۰ وات است. به دلیل پائین بودن شار نوترون (حداکثر $10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$) از فعال (پرتوزا) شدن و مصرف سوخت و انتقال حرارت صرف نظر شده است. این راکتور، مجهز به سامانه میله‌های ایمنی، سامانه میله‌های کنترل و سیستم تخلیه اضطراری آب است که در هنگام بروز حادثه، به طور خودکار وارد عمل شده و کنترل راکتور را بر عهده دارند [۱]. این راکتور قابلیت انجام آزمایش‌های بحرانی در چهار گام مختلف شبکه‌سوخت را دارد. با استفاده از دو جفت شبکه مربعی (که در بالا و پائین قلب راکتور قرار دارند) می‌توان به چهار گام مختلف شبکه‌سوخت، یعنی ۱۲/۷۳، ۱۸، ۱۴/۱۴ و ۲۰ سانتیمتر دست یافت. این پژوهش در گام ۱۴/۱۴ سانتی‌متر انجام شد که تعداد میله‌های سوخت در این گام ۱۸۵ میله است. این راکتور تحقیقاتی کم توان در آموزش اصول فنی راکتور، مطالعات فیزیک راکتورهای آب سنگین، آزمایش‌های مختلف با شار نوترون و اعتبارسنجی کدهای محاسباتی هسته‌ای استفاده می‌شود [۶-۱۱]. در این پژوهش توزیع شار نوترون حرارتی در ستون حرارتی راکتور اشاره شده برای امکان استفاده در کاربردها و آزمایش‌های نوترونی مورد بررسی قرار گرفت.

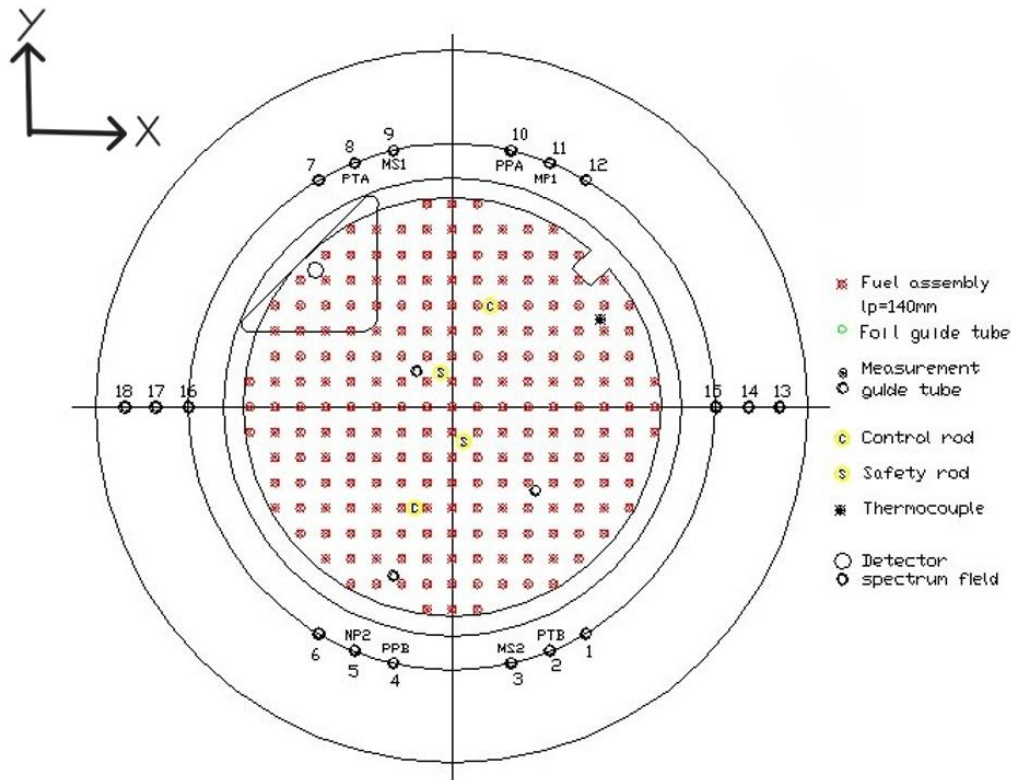
زیرروال‌های هندسی پیاده شده در کد 6MCNP می‌تواند هندسه‌های نسبتاً پیچیده‌ای مانند قلب HWZPR را به طور سه بعدی مدل‌سازی کند. در بین کدهای محاسباتی هسته‌ای، کد MCNP یکی از معتبرترین کدها برای برآورد دقیق پارامترهای نوترونیکی راکتور است [۷، ۸]. در این تحقیق ابتدا شار نوترون در ستون حرارتی راکتور HWZPR با استفاده از کد محاسباتی 6MCNP محاسبه شد سپس شار نوترون در ارتفاع‌های مختلف ستون حرارتی اندازه‌گیری شد. نتایج اندازه‌گیری توزیع شار نوترون در ستون حرارتی راکتور و محاسباتی آن توسط کد 6MCNP مقایسه گردید.

۲ - روش انجام کار:

شکل ۱ شمایی از قلب راکتور در گام ۱۴/۱۴ سانتی‌متر را نشان می‌دهد.

در این تصویر مکان ستون حرارتی نشان داده شده است. همچنین در این شکل چیدمان میله‌های سوخت، سایر مکان‌های پرتودهی، میله‌های کنترل و ایمنی، بازتابنده گرافیتی و موقعیت آشکارسازها در گرافیت نیز قابل مشاهده است [۱].

^{۱۲۷} Heavy Water Zero Power Reactor



شکل (۱): قلب راکتور صفر قدرت آب سنگین در گام ۱۴/۱۴ سانتی‌متر

این پژوهش در دو مرحله انجام شد. بدین منظور تعدادی پولک از جنس دیسپرسیوم (Dy) در ستون حرارتی راکتور پرتودهی شدند و شار دریافتی هر پولک محاسبه شد. در مرحله بعد با استفاده از کد ۶MCNP، قلب راکتور و محل‌های پرتودهی شبیه‌سازی و شار نوترون در محل پولک‌ها توسط این کد محاسبه گردید. در نهایت نتایج آزمایش با نتایج شبیه‌سازی با یکدیگر مقایسه و اعتبارسنجی شد. در مرحله بعد که به صورت عملی و در قلب راکتور انجام شد، ابتدا تعداد ۹ پولک بسیار کوچک و نازک از جنس دیسپرسیوم (Dy-۱۶۴)، به قطر ۱/۲ سانتی‌متر و جرم تقریباً ۷۵ میلی‌گرم پس از قرار گرفتن در داخل پوشش‌هایی از جنس آلومینیوم، بر روی میله آلومینیومی بلندی به طور منظم در فواصل ۱۰ سانتی‌متر از یکدیگر چسبانده شده و پس از آن، میله آلومینیومی در داخل ستون حرارتی قرار داده شد و به مدت نیم ساعت در توان مناسب پولک‌ها پرتودهی شدند.

نیمه عمر دیسپرسیوم (Dy-۱۶۴) تقریباً ۲/۵ ساعت است. پس از خاموش کردن راکتور و پایان پرتودهی، پولک‌ها از راکتور خارج شدند. واپاشی هر پولک به طور جداگانه توسط آشکارساز بتا یا گاما شمارش شده و پس از انجام تصحیحات لازم مانند زمینه زمان مرده آشکارساز، زمان واپاشی، مدت زمان شمارش و جرم پولک اکتیویته نسبی هر پولک به دست آمد. با رسم تغییرات اکتیویته هر پولک‌ها بر حسب ارتفاع قرارگیری آن، یا به عبارتی دیگر، با رسم تغییرات شار نوترون بر حسب ارتفاع، توزیع شار محوری نوترون به دست آمد.

در مرحله بعد، با استفاده از کد محاسباتی ${}^6\text{MCNP}$ ، ساختار راکتور و تجهیزات پرتودهی واقع در قلب به طور سه بعدی شبیه‌سازی شد. در این محاسبات از داده‌های کتابخانه‌ای ENDF/B-VII برای سطوح مقطع و مدل پراکندگی حرارتی $S(\alpha, \beta)$ استفاده شده است. سپس شار نوترون بر حسب تابعی از ارتفاع رسم شد.

۳- نتایج شبیه‌سازی

با استفاده از تالی ΔF که توزیع شار نقطه‌ای را محاسبه می‌کند، توزیع شار نقاط در ارتفاع‌های مختلف در ستون حرارتی در مکان $X=-80\text{cm}$ و $Y=80\text{cm}$ به دست آمد.

در جدول شماره ۱ مختصات مکانی پولک‌ها و نقاط مربوط به تالی ΔF در کد محاسباتی و همچنین خطای اندازه‌گیری مربوط به هر نقطه آورده شده است. ارتفاع Z از ۱۰ سانتی‌متر بالای کف تانک تا ارتفاعی که آب سنگین و میله سوخت وجود دارند در نظر گرفته شده است.

جدول (۱): مختصات نقاط مورد بررسی و خطای اندازه‌گیری شار نوترون

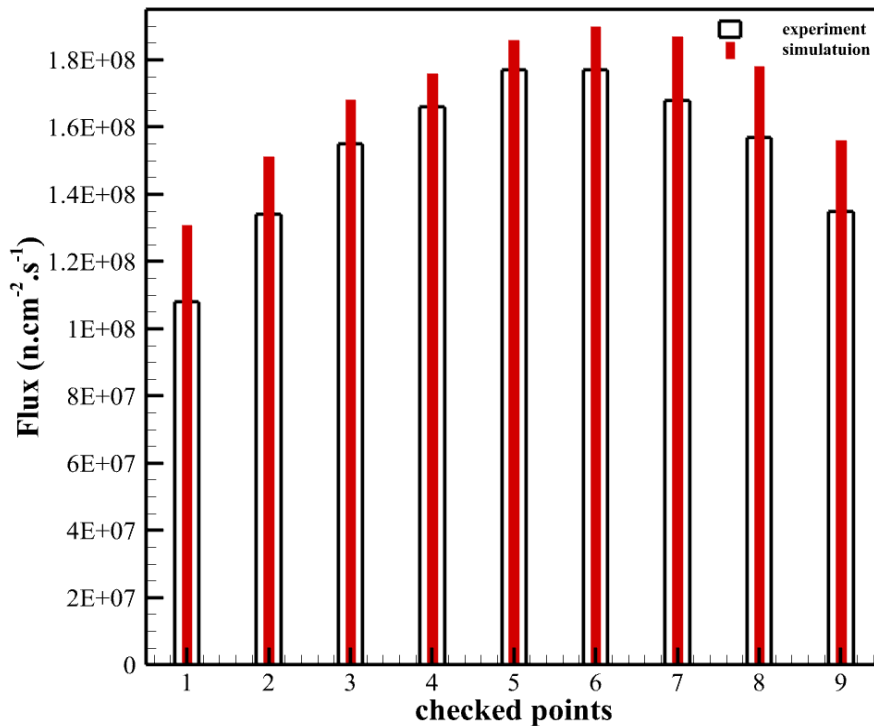
شماره نقطه	مختصات $(z(\text{cm}))$	خطا $(n/\text{cm}^2.s)$
۱	۷/۲۷	۰۰۱۵/۰
۲	۷/۳۷	۰۰۱۷/۰
۳	۷/۴۷	۰۰۱۲/۰
۴	۷/۵۷	۰۰۱۱/۰
۵	۷/۶۷	۰۰۱۱/۰
۶	۷/۷۷	۰۰۱۹/۰
۷	۷/۸۷	۰۰۱۸/۰
۸	۷/۹۷	۰۰۱۶/۰
۹	۷/۱۰۷	۰۰۱۷/۰

نتایج آزمایش با نتایج شبیه‌سازی مقایسه شدند. نتایج در شکل ۲ قابل مشاهده است. در نمودار شکل ۲، میله‌های مشکی نشان‌دهنده نتایج شبیه‌سازی و میله‌های سفید نشان‌دهنده نتایج آزمایش هستند.

همان‌طور که در شکل ۲ مشخص است، نتایج به‌دست آمده از شبیه‌سازی با نتایج آزمایش همخوانی دارند. به این معنی که می‌توان گفت نتایج شبیه‌سازی در قلب راکتور قابل استناد است.

اختلاف مقدار اندازه‌گیری شده و نتیجه شبیه‌سازی در نقاط مورد بررسی از حدودا 8×10^{-6} تا 4×10^{-7} ذره است که همان‌طور که در نمودار نیز مشاهده می‌شود، در نقاط مرکزی‌تر اختلاف تعداد بین ذرات اندازه‌گیری شده و تعداد ذرات حاصل از شبیه‌سازی

کمتر از نقاط دورتر از مرکز است. علاوه بر آن مشاهده می‌شود که در نقطه ۶ توزیع شار نوترونی در هر دو حالت شبیه‌سازی و آزمایش عملی، مقدار بیشتری نسبت به بقیه نقاط دارد که این مقدار در شبیه‌سازی حدوداً $1.75 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ و در آزمایش تقریباً $1.85 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ است.



شکل (۲): مقایسه نتایج تجربی و محاسباتی توزیع شار نوترون در ستون حرارتی راکتور

مقدار اختلاف نسبی به دست آمده از نتیجه اندازه‌گیری شده و نتیجه شبیه‌سازی به منظور درک بیشتر از نتایج به دست آمده، در جدول ۲ نشان داده شده است.

جدول (۲) درصد اختلاف نسبی نتیجه اندازه‌گیری شده و نتیجه شبیه‌سازی

شماره نقطه	درصد اختلاف نسبی
۱	۱۳/۰۸ %
۲	۱۰ %
۳	۸/۸۲ %
۴	۲/۸۶ %
۵	۵/۴۱ %
۶	۷/۸۹ %

۱۰/۸۱ %	۷
۱۳/۸۹ %	۸
۹/۶۸ %	۹

۴- نتیجه‌گیری

در این پروژه ابتدا شار نوترون حرارتی در ستون حرارتی راکتور HWZPR اصفهان اندازه‌گیری شد و سپس نتایج آن با شبیه‌سازی انجام شده توسط کد محاسباتی ۶MCNP مقایسه شد. با انجام این اعتبارسنجی و به‌دست آمدن نتایج، مشاهده می‌شود که در قلب این راکتور نتایجی که از انجام آزمایش‌ها به‌دست آمد با نتایج حاصل از شبیه‌سازی همخوانی قابل قبولی دارد. محاسبات و اندازه‌گیری نشان می‌دهد که در آزمایش‌ها با اهداف مختلف در ستون حرارتی قلب این راکتور، شار نوترون در حدود $10^8 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ است و بسته به اینکه آزمایش در چه ارتفاعی از ستون حرارتی انجام شود می‌توان از این نمودار برای تعیین مقدار شار نوترون بهره برد.

۵- منابع

- [۱] گزارش تحلیل ایمنی راکتور آب سنگین صفر قدرت، ۱۴۰۱.
- [۲] تقی زاده، زنگیان، و مختاری. (۲۰۲۲). اعتبار سنجی روش های محاسباتی پارامترهای سینتیکی با راکتیویته آزمایشی در ترکیب جدید قلب راکتور HWZPR. مجله فناوری و انرژی هسته‌ای، ۲۳-۹، ۱(۱).
- [۳] Taghizadeh, L., Zangian, M., & Mokhtari, J. (۲۰۲۲). Validation of deterministic and probabilistic methods for calculating kinetic parameters with experimental reactivity in new configuration of HWZPR reactor core. Nuclear Technology and Energy, ۱(۱), ۹-۲۳.
- [۴] Abbassi, Y., Mokhtari, J., Mirvakili, S. M., & Dastjerdi, M. H. C. (۲۰۲۴). Adoption of a fast dynamic model to simulate transient operations of MNSR. Nuclear Engineering and Design, ۴۲۱, ۱۱۳۱۱۸.
- [۵] Nasr, Z., Irvani, M., & Mokhtari, J. (۲۰۲۴). Measurement of Isfahan heavy water zero-power reactor kinetic parameters using advanced pulsed neutron source method in a near critical state. Applied Radiation and Isotopes, ۲۰۴, ۱۱۱۱۲۶.
- [۶] Asgari, A., Dastjerdi, M. H. C., & Mokhtari, J. (۲۰۲۴). A computational-experimental model of reactor kinetic for investigating the linearity response of in-core neutron detectors of a low power research reactor. Nuclear Engineering and Design, ۴۲۴, ۱۱۳۲۴۲.
- [۷] Werner, C. J., Bull, J. S., Solomon, C. J., Brown, F. B., McKinney, G. W., Rising, M. E., ... & Casswell, L. (۲۰۱۷). MCNP version ۶.۲. Los Alamos. Los Alamos National Laboratory.
- [۸] Goorley, T., James, M., Booth, T., Brown, F., Bull, J., Cox, L. J., ... & Zukaitis, T. (۲۰۱۴). Features of MCNP۶. In SNA+ MC ۲۰۱۳-joint international conference on supercomputing in nuclear applications+ Monte Carlo (p. ۰۶۰۱۱). EDP Sciences.

شبیه‌سازی CFD پدیده شروع جوشی هسته‌ای بر روی یک میله‌داغ با تولید حرارت سینوسی (کد مقاله : ۱۴۹۱)

محمد جواد خالقی^۱، محمد رضا نعمت‌اللهی^۲، محمد خالوندی^۱

۱- دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته‌ای

۲- دانشگاه شیراز، مرکز تحقیقات ایمنی دانشگاه شیراز

چکیده

وقوع جوشش در جریان فرسرد^{۱۲۸} در زیرکانال‌ها و میکروکانال‌های راکتورهای هسته‌ای باعث ایجاد ارتعاش، اعوجاج و تنش‌های مکانیکی در میله سوخت می‌شود. وجود ارتعاش در میله سوخت باعث بروز تنش‌های خستگی و ضعیف‌شدن غلاف سوخت می‌شود که در درازمدت و یا زمان وقوع حوادث به شدت غلاف را آسیب‌پذیر کرده و می‌تواند وخامت حادثه را افزایش دهد و یا حتی خود باعث بروز حادثه شود؛ لذا بررسی امکان وقوع جوشش بر روی میله سوخت از حیث حفظ ایمنی راکتور و برآورده کردن اصول موجود در فلسفه دفاع در عمق بسیار قابل‌اهمیت است. در این پژوهش داغ‌ترین میله سوخت در قلب یک راکتور تحقیقاتی نمونه به روش CFD با استفاده از نرم‌افزار CFX شبیه‌سازی شده است و امکان وقوع شروع پدیده جوشش در جریان فرسرد در قلب این راکتور نمونه بررسی شده است. نتایج به‌دست‌آمده نشان می‌دهد که دمای سطح بیرونی غلاف در شرایط عملکرد نرمال راکتور مورد بررسی، حداکثر به $138/77^\circ\text{C}$ می‌رسد و چون کمتر از دمای اشباع در فشار کاری این راکتور است، لذا جوشش هسته‌ای در جریان فرسرد رخ نمی‌دهد. اما با توجه به حاشیه کم تا رسیدن به دمای وقوع جوشش هسته‌ای و عدم تقارن در توزیع 360 درجه دمای غلاف در مجتمع سوخت، در صورت انحراف شرایط عملکردی راکتور از وضعیت نرمال، پدیده ارتعاش ناشی از جوشش^{۱۲۹} نامتقارن در قلب این راکتور رخ می‌دهد که نسبت به SBIV متقارن به مراتب قدرت تخریب بیشتری دارد.

واژه‌های کلیدی: جوشش هسته‌ای، ارتعاش میله سوخت، ایمنی راکتور، راکتور تحقیقاتی، CFX، دمای غلاف، SBIV

CFD Simulation of Onset of Nucleate Boiling on a Heated Rod With Sinusoidal Heat Generation

۱. Mohammad Javad Khaleghi ۲. Mohammad Reza Nematollahi ۳. Mohammad Khalvandi

^{۱۲۸} Subcooled Boiling

^{۱۲۹} Subcooled Boiling Induced Vibration (SBIV)

Shiraz University, School of Mechanical Engineering, Nuclear Engineering – Reactor
Engineering
Shiraz University, Shiraz University Safety Research Center

Abstract:

The occurrence of boiling in the subcooled flow sub channels and micro channels of nuclear reactors causes vibration, distortion and thermal stresses in the fuel rod. The presence of vibration in the fuel rod causes fatigue stress and weakening of the fuel sheath, which in the long term or when accidents occur, makes the sheath extremely vulnerable and can increase the severity of the accident or even cause the accident itself; Therefore, it is very important to investigate the possibility of boiling on the fuel rod in terms of maintaining the safety of the reactor and fulfilling the principles in the philosophy of defense in depth. In this research, the hottest fuel rod and also the hottest fuel complex in the heart of a sample research reactor have been simulated by CFD method using CFX software, and the possibility of the occurrence of boiling phenomenon in the cold flow in the heart of this reactor has been investigated. The obtained results show that the temperature of the outer surface of the sheath in the normal operating conditions of the investigated reactor reaches a maximum of 328.77°C and because it is lower than the saturation temperature in the working pressure of this reactor, therefore nuclear boiling does not occur in the subcooled flow. However, due to the small margin until the temperature of nuclear boiling occurs and the asymmetry in the 360° -degree distribution of the sheath temperature in the fuel complex, if the operating conditions of the reactor deviate from the normal state, the phenomenon of vibration due to asymmetric boiling occurs in the heart of this reactor which has much more destructive power than symmetrical SBIV

Keywords: CFX, Fuel Rod Vibration, Nuclear Boiling, Reactor Safety, Research Reactor, SBIV

۱- مقدمه

میزان تولید توان در یک راکتور هسته‌ای توسط ملاحظات حرارتی نسبت به ملاحظات هسته‌ای محدود می‌شود. قلب راکتور باید در سطحی از توان کار کند که در حضور بهترین سیستم برداشت حرارت موجود، دماهای سوخت و غلاف در هیچ مکانی از قلب از حدود ایمنی تجاوز نکنند. در غیر این صورت آسیب دیدن المان سوخت ممکن است به نشت میزان زیادی از مواد رادیواکتیو به خنک‌کننده و یا ذوب سوخت در قلب منجر شود. قلب راکتورها معمولاً به واسطه آن دسته از پارامترهایی که باعث می‌شوند دماها از محدوده‌های ایمنی تجاوز کنند، محدود می‌شوند. در صورتی که دماها از محدوده‌های ایمنی تجاوز کنند ممکن است که یک گذار فاز جوششی رخ دهد و سوخت به شار حرارتی بحرانی نزدیک شود [۱،۲].

اولین گذار فاز جوششی که ممکن است در یک سیستم جریانی اتفاق افتد جوشش فروسرد می‌باشد که می‌تواند در مسیرهای جریان باریک بین میله‌های سوخت داغ در قلب راکتورهای هسته‌ای PWR رخ دهد. زمانی که دمای سطح به اندازه کافی از



دمای اشباع سیال خنک‌کننده در فشار محلی بیشتر شود حباب‌های بخار در حفره‌هایی با اندازه میکرو که معمولاً به‌عنوان مکان‌های هسته‌سازی شناخته می‌شوند، تولید و به طور تصادفی بر روی سطح میله توزیع می‌شوند. در ابتدا به علت اینکه بیشتر مایع همچنان فرورسد می‌باشد، حباب‌ها از سطح جدا نمی‌شوند و درحالی‌که به سطح چسبیده‌اند، رشد می‌کنند و مضمحل می‌شوند. در نتیجه یک کسر خلأ غیرصفر کوچکی را نتیجه می‌دهد که ممکن است از آن صرف‌نظر شود. با افزایش دمای توده سیال خنک‌کننده حباب‌ها به اندازه‌های بزرگ‌تری رشد می‌کنند، و احتمال جدا شدن و لغزش در امتداد سطح گرم شده افزایش می‌یابد. سرانجام حباب‌ها به طور منظم از مکان‌های هسته ساز خارج شده و درحالی‌که به یکدیگر نمی‌پیوندند از طریق جریان فرورسد به سمت ناحیه مرکزی کانال جریان، جایی که تحت چگالش قرار می‌گیرند، مهاجرت می‌کنند و کسر خلأ به طور قابل توجهی افزایش می‌یابد. تا زمانی که متوسط دما بر روی سطح مقطع کانال از دمای اشباع مایع کمتر باشد، فرایند جوشش به‌عنوان جوشش جریان فرورسد شناخته می‌شود. جوشش جریان فرورسد در رده پدیده‌های جریان پیچیده دوفاز مرتبط با هیدرودینامیک، انتقال گرما و جرم قرار دارد [۳،۴،۵]. اگرچه چنین جریانی از ضریب انتقال حرارت بالایی برخوردار است؛ اما این مکانیزم انتقال حرارت کارآمد با شار حرارتی بحرانی محدود می‌شود، جایی که ضریب انتقال حرارت کاهش می‌یابد و باعث تحول افزایشی سریع دما و در نتیجه ذوب میله سوخت می‌گردد. شار حرارتی بحرانی به پارامترهای جریان بستگی دارد و از طراحی هندسی مجتمع‌های سوخت تأثیر می‌پذیرد. به‌ویژه شبکه‌های نگهدارنده مجهز به پره‌های تلاطم زا نقش به‌سزایی در افزایش شار حرارتی مجاز دارد [۶].

۲- روش کار

در این بخش به بررسی مراحل و روش انجام تحقیق و بیان فرضیاتی که به‌منظور سرعت‌بخشیدن حل مسئله در نظر گرفته‌ایم، می‌پردازیم.

جدول ۱- مراحل انجام تحقیق [۴]

شناسایی مسئله	پیش‌پردازش	پردازش	پس‌پردازش
۱- مشخص کردن اهداف حل مسئله ۲- مشخص کردن دامنه حل	۱- حل معادلات حاکم بر مسئله	۱- تولید هندسه مناسب ۲- تولید شبکه‌های دامنه محاسباتی ۳- تعریف خصوصیات فیزیکی، ترمودینامیکی مواد استفاده‌شده و شرایط مرزی ۴- تنظیم حلگر و انتخاب روش گسسته‌سازی مناسب	۱- استخراج داده‌ها و نتایج ۲- اعتبار سنجی نتایج ۳- تحلیل نتایج با استفاده از کانتور و نمودارها

۲-۱- مشخص کردن اهداف حل مسئله

راکتور مورد بررسی یک راکتور تحقیقاتی ۲۰ مگاوات حرارتی می‌باشد و تعداد ۷۸ مجتمع سوختی با آرایش هگزگونال کنار هم قرار گرفته‌اند. هر مجتمع سوخت این راکتور شامل ۱۰ عدد میله سوختی متشکل از قرص‌های اورانیوم اکسید با غنای ۳/۳

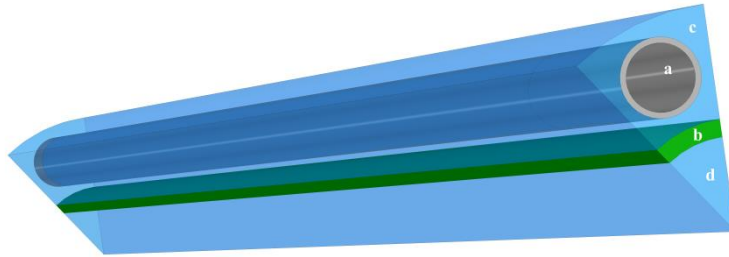
درصد و ۳ عدد شبکه نگهدارنده می‌باشد و سیال عبوری (آب‌سنگین) از میان این میله‌ها نقش برداشت حرارت را بر عهده دارد. در این تحقیق داغ‌ترین میله سوخت و همچنین داغ‌ترین مجتمع سوخت در قلب یک راکتور تحقیقاتی نمونه به روش CFD با استفاده از نرم‌افزار CFX شبیه‌سازی شده است و امکان وقوع شروع پدیده جوشش در جریان فرسرد در قلب این راکتور بررسی شده است.

۳- روش تحقیق

باتوجه به شکل ۱، مجتمع سوخت راکتور مورد بررسی از ۱۰ میله سوخت یکسان تشکیل شده که به صورت دایره‌ای حول یک کانال مرکزی چیده شده‌اند. با توجه به تقارن زاویه‌ای موجود، جهت ساده شدن هندسه و کاهش محاسبات، می‌توان یک قطاع ۳۶ درجه‌ای از این مجتمع سوخت را مدل کرد. شبکه‌های نگه‌دارنده با توجه به اثر مثبت در افزایش تلاطم جریان و کاهش دما، در نظر گرفته نشده است. در شکل ۲ هندسه مدل شده جهت شبیه‌سازی نشان داده شده است که قسمت‌های مختلف آن عبارتند از: (a) غلاف سوخت، (b) جداره کانال مرکزی، (c) سیال عبوری از پیرامون میله سوخت و (d) سیال عبوری از کانال مرکزی.

جدول ۲- مشخصات مجتمع سوخت مورد نظر

پارامتر	مقدار
توان ترمال راکتور (MWth)	۰/۲۰
سوخت	قرص سرامیکی UO_2
غناى سوخت (اورانیوم ۲۳۵ - %)	۴/۳
تعداد مجتمع‌های سوخت در قلب	۷۸
طول میله سوخت (mm)	۱۲۵۶
چینش	شش گوشه
گام مجتمع سوخت (cm)	۱۱
تعداد میله سوخت در هر مجتمع	۱۰
نوع مجتمع سوخت	حلقوی
تعداد تیوپ مرکزی در هر مجتمع	۱
قطر هیدرولیکی (mm)	۸/۶
تعداد شبکه‌های نگه‌دارنده هر مجتمع سوخت	۳
جنس غلاف سوخت، تیوپ مرکزی و شبکه‌های نگه‌دارنده	Zr + ۱,۰% Nb



شکل ۱: هندسه مدل شده مجتمع سوخت

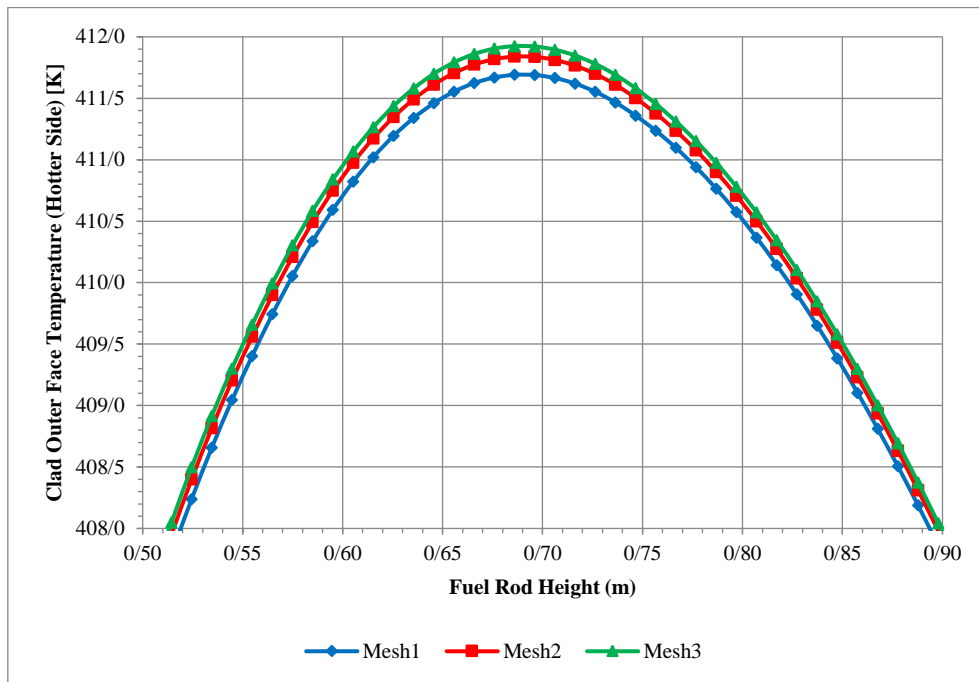
جهت محاسبه ضخامت اولین سلول در لایه مرزی از رابطه (۱-۳) استفاده شده است.

$$\frac{\Delta y}{y^+} \approx 5.06 d_h Re_{d_h}^{-\frac{1}{4}} \quad (1-3)$$

که d_h قطر هیدرولیکی مجرا ($d_h = \frac{4A}{P_{wet}}$)، $Re_{d_h} = \frac{\rho V d_h}{\mu}$ ، Δy ارتفاع اولین سلول از دیواره و y^+ ارتفاع بی بعد می باشد. مقادیر مطلوب y^+ برای سلول‌های مجاور دیواره در حالت استفاده از تابع دیواره، بین ۵ تا ۳۰ ($5 < y^+ < 30$) می باشد. در این پژوهش سعی شده است مقدار y^+ در حدود ۵ باشد. نسبت بسط شبکه نیز ۱/۲ گرفته شده است. به منظور بررسی استقلال نتایج شبیه سازی از شبکه، محاسبات برای سه شبکه مختلف با تعداد سلول‌های ذکر شده در جدول ۲ انجام شده است و مقدار ماکزیمم دمای سطح خارجی غلاف به دست آمده در سمت داغ برای هر سه مورد گزارش شده است. در نمودار ۱ توزیع دمای سطح خارجی غلاف در سمت داغ نشان داده شده است. ملاحظه می شود که اختلاف نتایج شبکه ۲ و ۳ بسیار جزئی بوده و می توان شبکه ۳ را به عنوان شبکه مطلوب انتخاب نمود.

جدول ۳: بررسی استقلال نتایج از شبکه

تعداد سلول‌های شبکه	دمای ماکزیمم سطح خارجی غلاف در سمت داغ °C
۱	۲,۲۶۸,۸۴۲
۲	۲,۵۲۳,۹۲۸
۳	۲,۹۳۷,۴۵۸

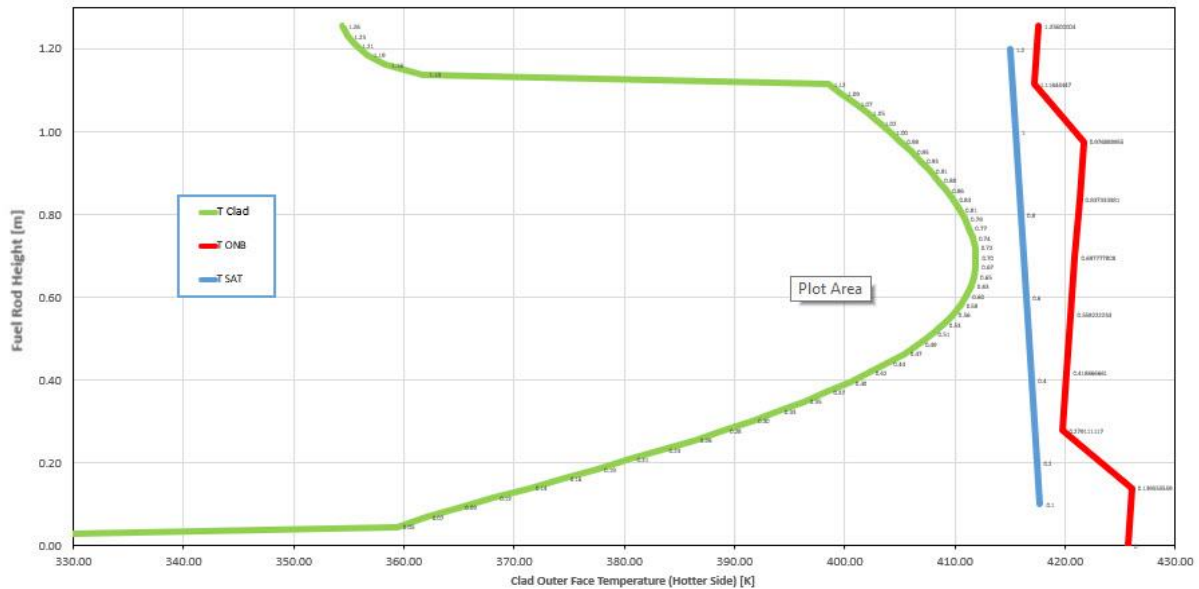


نمودار ۱: توزیع دمای سطح خارجی غلاف در سمت داغ برای سه شبکه مختلف

۴- نتایج و بحث

دمای اشباع آب‌سنگین حتی در فشار ۳/۷ bar برابر $141/77^{\circ}\text{C}$ می‌باشد؛ $\Delta T_{\text{Superheat}}$ که در نمودار شکل با جایگذاری داده‌های موجود از جداول ترمودینامیکی مقدار آن برای مسئله مورد مطالعه، برابر $2/342$ درجه سانتیگراد می‌شود؛ اما به دلیل اینکه می‌خواهیم به صورت محافظه کارانه عمل کنیم، فرض می‌کنیم زمانی که دمای دیواره به دمای اشباع سیال برسد، به شروع جوشش هسته ای می‌رسیم. ماکزیمم دمای به‌دست‌آمده برای سطح خارجی غلاف $138/77^{\circ}\text{C}$ است. این بدین معنی است که در داغ‌ترین کانال موجود در قلب راکتور نمونه امکان وقوع جوشش هسته‌ای در شرایط عملکرد عادی وجود ندارد. دمای ماکزیمم توده (بالک) سیال هم $82/31^{\circ}\text{C}$ به‌دست‌آمده است که با دمای اشباع اختلاف بسیار زیادی دارد و امکان وقوع جوشش وجود ندارد.

نتایج شبیه‌سازی حاکی از آن است که در شرایط عملکرد نرمال، دمای سطح غلاف به دمای اشباع سیال ($141/77$ درجه سانتیگراد در فشار ۷/۳ بار) نمی‌رسد. مقدار ماکزیمم دمای به دست آمده برای سطح خارجی غلاف برابر با $138/77$ درجه سانتیگراد می‌باشد که با نتایج گزارش طراحی راکتور مطابقت خوبی دارد. با این حال، مقادیر دماسنجی حاکی از وجود حاشیه کمی تا رسیدن به دمای اشباع و عدم تقارن در توزیع دما می‌باشد. لذا در صورتی که شرایط عملکردی راکتور از وضعیت نرمال منحرف شود، پدیده ارتعاش ناشی از جوشش نامتقارن ممکن است در قلب این راکتور رخ دهد که از پدیده ی ارتعاش متقارن (که ناشی از جریان است) بسیار مخرب تر می‌باشد.



شکل (۱) توزیع دما بر روی سطوح خارجی غلاف و نمودار اشباع و ONB

همچنین در این تحقیق، تأثیر پارامترهای مختلف ترمو هیدرولیکی از جمله دمای سیال ورودی، مقدار شار حرارتی و سرعت سیال ورودی بر نقطه وقوع جوشش بررسی شده است. نتایج نشان می‌دهد که با افزایش دمای سیال ورودی به ۵۱.۲۵ درجه سانتیگراد، افزایش شار حرارتی تا ۵.۶۵ درصد و کاهش سرعت سیال به ۴۰.۵۲ متر بر ثانیه دمای سطح غلاف به دمای اشباع رسیده و امکان وقوع جوشش وجود دارد.

در بخش صحت‌سنجی، مقایسه نتایج شبیه‌سازی با مقادیر گزارش شده در مدارک فنی راکتور نشان می‌دهد که نتایج شبیه‌سازی با دقت خوبی به دست آمده‌اند. با این حال، باید توجه داشت که مدل مورد استفاده از برخی محدودیت‌ها برخوردار است که باید در تحقیقات آتی مدنظر قرار داده شوند. پدیده ارتعاش ناشی از جوشش نامتقارن (SBIV) در این تحقیق مورد توجه قرار گرفته است. بدین صورت که گرچه با توجه به نتایج، در شرایط عملکرد عادی جوشش هسته‌ای رخ نمی‌دهد، اما عدم تقارن در توزیع دما و در نتیجه عدم تقارن در توزیع حباب‌های جوشش در سمت داغ میله سوخت، می‌تواند سبب ایجاد پدیده SBIV در صورت تغییر در شرایط عملیاتی راکتور شود که این موضوع می‌تواند بسیار مخرب‌تر از حالت متقارن باشد. این امر در طراحی راکتور می‌بایست مدنظر قرار بگیرد.

۵- نتیجه‌گیری و پیشنهادها

در این مقاله، شبیه‌سازی CFD پدیده شروع جوشش هسته‌ای بر روی یک میله‌داغ در قلب یک راکتور تحقیقاتی انجام شد. نتایج این شبیه‌سازی نشان داد که در شرایط عملکرد نرمال، دمای سطح غلاف به دمای اشباع سیال نمی‌رسد، اما حاشیه کم تا رسیدن به دمای اشباع و عدم تقارن در توزیع دما، احتمال ایجاد ارتعاشات ناشی از جوشش نامتقارن را افزایش می‌دهد.

۶- منابع

^{۱۳۰} Onset Of Nucleate Boiling (ONB)

- [۱] Todreas, N. E., & Kazimi, M. S. (۲۰۲۱). Nuclear systems volume I: Thermal hydraulic fundamentals. Third edition, CRC press.
- [۲] Ivanov, B. D., & Ivanov, K. N. (۲۰۰۶). VVER-۱۰۰۰ Coolant Transient Benchmark: Phase ۱ (V۱۰۰۰CT-۱) Vol. ۲. Summary Results of Exercise ۱: Point Kinetics Plant Simulation. OECD Papers, ۶(۷), ۱-۹۴.
- [۳] Končar, B., et al. (۲۰۰۵). CFD modelling of subcooled flow boiling for nuclear engineering applications. International Nuclear Energy for New Europe Conference, Bled, Slovenia, September ۵-۸.
- [۴] Nematollahi, M. R. (۱۹۹۹). Fundamental Study of Vibration Phenomena Induced by Subcooled Flow Boiling. Ph.D. Thesis, TOHOKU University, School of Engineering, Department of Quantum Science and Energy Engineering.
- [۵] IAEA. Nuclear research reactors. ۲۰۲۲; Available from: <https://www.iaea.org/topics/research-reactors>.
- [۶] IAEA. Nuclear Research reactor applications. ۲۰۲۲; Available from: <https://www.iaea.org/topics/research-reactor-applications>.

امکان‌سنجی نوترونیکی انجام آزمون پرتودهی سوخت VVER-1000 در یک راکتور تحقیقاتی ۱۰ مگاواتی (کد مقاله : ۱۴۹۲)

کرانیانی ، علی* - علی‌زاده ، فاطمه - ۱-میروکیلی ، سیدمحمد - ۲-سازگار، امجد

۱. سازمان انرژی اتمی، شرکت تارا

۲. سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای

۳. سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده چرخه سوخت هسته‌ای

چکیده:

در این مقاله به امکان‌سنجی آزمون پرتودهی سوخت راکتورهای VVER-۱۰۰۰ در یک راکتور تحقیقاتی ۱۰ مگاواتی استخری بر اساس محاسبات نوترونیکی پرداخته شده است. در این پژوهش، به کمک کد MCNP ۶ پرتودهی سه میله سوخت ۳۰ سانتیمتری راکتور VVER-۱۰۰۰ در داخل کپسول تست سوخت از جنس‌های زیرکونیوم و فولاد در کانال پرتودهی مرکزی قلب راکتور بررسی شد. نتایج شبیه‌سازی نشان داد که با استفاده از کپسول زیرکونیومی می‌توان به نرخ بییشینه توان خطی مورد نیاز برای آزمون پرتودهی سوخت رسید و برای کپسول فولادی رسیدن به این مقدار، مستلزم انجام تغییراتی از جمله افزایش غنای سوخت است.

کلمات کلیدی: پرتودهی سوخت، نرخ تولید توان خطی، راکتور تحقیقاتی، کپسول آزمون سوخت

Neutronic Feasibility Study of Fuel Irradiation Testing of a VVER-1000 Reactor in a 10 MW Research Reactor

Koranyan, Ali^۱, Alizadeh, Fatemeh^۱, Mirvakili, Seyed Mohamad^{۱*}, Sazgar, Amjad

^۱. AEOI, TARA company.

Abstract:

This paper investigates the feasibility of conducting fuel in-pile testing for VVER-1000 reactors in a 10 MW pool-type research reactor base on neutronic calculations. This study investigated two three-layer fuel irradiation capsules for irradiating three 30 cm fuel rods of a VVER-1000 reactor in the central irradiation channel of a 10 MW reactor with steel and zirconium materials using the MCNP^۶ code. The calculations' results showed that the maximum linear heat rate required for fuel in-pile testing can be achieved using a zirconium capsule, and for the steel capsule, reaching this value requires changes such as increasing fuel enrichment

Key words: Fuel in-pile test, Linear heat rate (LHR), 10 MW research reactor, IPS capsule

۱ - مقدمه:

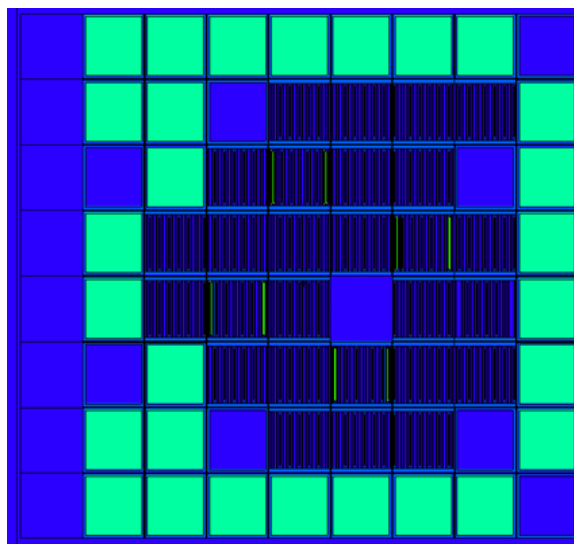
آزمون پرتودهی سوخت یکی از مراحل حیاتی در ارزیابی عملکرد و ایمنی سوخت هسته‌ای مورد استفاده در راکتورهای هسته‌ای است. راکتورهای VVER-1000 که از نوع راکتورهای آبی تحت فشار هستند، به طور گسترده در نیروگاه‌های هسته‌ای مورد استفاده قرار می‌گیرند. سوخت مورد استفاده در این راکتورها معمولاً از دی‌اکسید اورانیوم (UO₂) تشکیل شده است که در معرض پرتوهای شدید نوترونی قرار می‌گیرد. این پرتودهی باعث ایجاد تغییرات ساختاری و شیمیایی در سوخت می‌شود که می‌تواند بر عملکرد و ایمنی راکتور تاثیر بگذارد [۱ و ۲].

هدف اصلی از انجام پرتودهی، بررسی رفتار سوخت تحت شرایط عملیاتی شبیه‌سازی شده، از جمله تغییرات در ساختار بلوری، آزادسازی گازهای شکافت، و تغییرات در خواص مکانیکی و حرارتی سوخت است. این آزمون‌ها به طور معمول در راکتورهای تحقیقاتی یا در محیط‌های آزمایشگاهی با استفاده از نمونه‌های کوچک سوخت انجام می‌شوند. داده‌های حاصل از این آزمون‌ها برای بهبود طراحی سوخت، افزایش بازدهی راکتور و تضمین ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای بسیار حیاتی هستند [۳ و ۴ و ۵].

در این مقاله محاسبات امکان‌سنجی انجام آزمون پرتودهی سوخت راکتور VVER-1000 در یک راکتور تحقیقاتی آب سبک استخری 10 مگاواتی انجام شد که در ادامه به نتایج آن پرداخته شده است.

۲- روش کار:

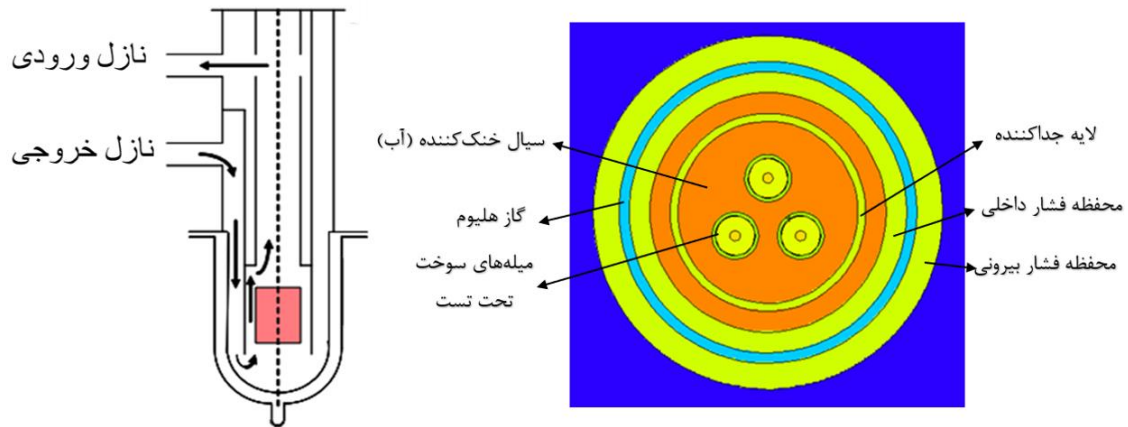
برای انجام محاسبات آزمون پرتودهی سوخت راکتور VVER-1000، ابتدا قلب تعادلی یک راکتور 10 مگاواتی تحقیقاتی در کد 6MCNP مدل شد و پارامترهای ایمنی قلب با استفاده از این کد به دست آمد و با معیارهای ایمنی مقایسه گردید. شکل قلب طراحی شده در کد 6MCNP در شکل (1) ارائه شده است.



شکل (1) قلب تعادلی راکتور 10 مگاواتی مدل‌سازی شده

در مرحله بعد برای امکان‌سنجی انجام آزمون پرتودهی سوخت راکتور VVER-1000 در این راکتور از ابعاد هندسی کپسول تست سوخت راکتور هانارو کره‌جنوبی استفاده شد [6] و سه میله سوخت راکتور VVER-1000 با ارتفاع کوچک شده (30 سانتی‌متر ارتفاع فعال) در این کپسول مدل‌سازی شد. جنس‌های در نظر گرفته شده برای کپسول آزمون سوخت شامل موارد زیر هستند:

- فولاد ضد زنگ که در کپسول تست سوخت هانارو نیز استفاده شده بود؛
- آلیاژ زیرکونیوم که استفاده از آن در کپسول‌های تست سوخت مرسوم است [7 و 8].



شکل (۲) نمای مقطع شعاعی از کپسول تست سوخت هانارو

جدول ۱: مشخصات هندسی کپسول تست سوخت راکتور هانارو کره جنوبی

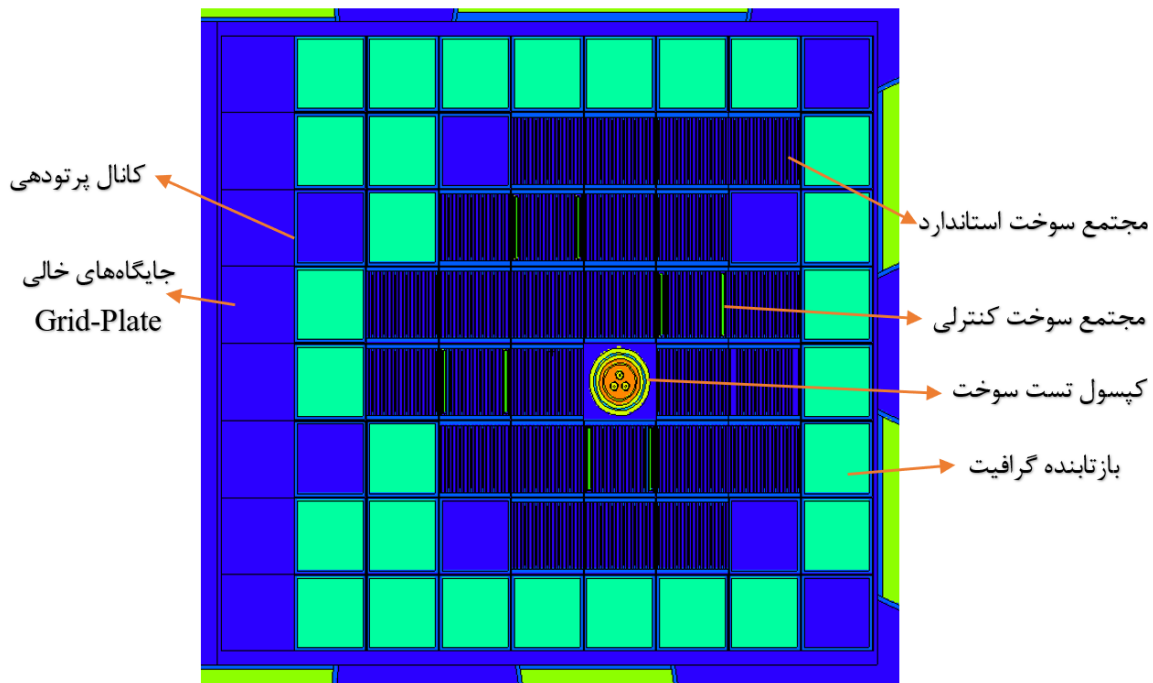
مقدار (میلی‌متر)	پارامتر	لایه کپسول
۳۵	قطر داخلی	لایه جداکننده
۳۸	قطر خارجی	
۵/۱	ضخامت	
۴۶	قطر داخلی	محفظه فشار داخلی
۵۴	قطر خارجی	
۴	ضخامت	
۵۸	قطر داخلی	محفظه فشار خارجی
۶۸	قطر خارجی	
۵	ضخامت	

همانطور که در شکل (۲) مشخص است، کپسول تست سوخت مورد نظر از سه لایه تشکیل شده است که شامل لایه جداکننده جریان، محفظه فشار داخلی و محفظه فشار بیرونی است. لایه جداکننده جریان، صرفاً کار جداکردن جریان ورودی که از خارج این لایه به سمت پایین و در داخل آن به سمت بالا (همانند راکتور مرجع) حرکت می‌کند و کار خنک‌کنندگی را برای میله‌های سوخت انجام می‌دهد. محفظه فشار داخلی نقش همان محفظه فشار در راکتورهای VVER-۱۰۰۰ را ایفا می‌کند و مهمترین لایه کپسول است. محفظه فشار بیرونی وظیفه ایزوله کردن کپسول تست سوخت از راکتور و برعکس را دارد و وجود گاز هلیوم در فشار پایین بین این لایه و محفظه فشار داخلی باعث ایزوله کردن دمایی این کپسول در برابر قلب می‌شود. شرایط مورد نظر

برای انجام آزمون پرتودهی سوخت در جدول (۲) ارائه شده است. شکل (۳) مدل سازی کپسول تست در کانال پرتودهی مرکزی قلب راکتور ده مگاواتی تحقیقاتی را نمایش می‌دهد.

جدول ۲: شرایط انجام آزمون پرتودهی سوخت VVER-۱۰۰۰

مقدار	پارامتر
MPa ۷/۱۵	فشار کاری داخل کپسول
W/cm ۴۴۸	نرخ بیشینه تولید توان خطی مورد نظر شرایط حدی
۳	تعداد میله سوخت تست
kg/m ^۳ ۷۰۹	چگالی سیال خنک‌کننده



شکل (۳) مدل سازی کپسول تست در کانال مرکزی راکتور تحقیقاتی ۱۰ مگاواتی

بهترین شرایط برای انجام آزمون‌های پرتودهی سوخت انجام آن در شرایط حدی است. به این معنا که آزمون پرتودهی در بدترین شرایطی انجام شود که ممکن در قلب راکتور VVER-۱۰۰۰ برای میله سوخت ایجاد گردد. بیشترین نرخ تولید توان خطی ذکر شده در مدرک FSAR این نوع راکتورها برابر با ۴۴۸ W/cm ذکر شده است که معیار انجام آزمون پرتودهی در شرایط خطی خواهد بود.

۳ - نتایج:

شبه‌سازی‌های ذکر شده در بخش قبل، برای سه حالت، ۱. قلب بدون کپسول تست سوخت، ۲. قلب با وجود کپسول تست سه لایه استیل و ۳. قلب با وجود کپسول تست سوخت سه لایه زیرکونیومی در کد MCNP ۶ انجام شد و نتایج محاسبات انجام شده در این کد در جدول (۳) ارائه شده است.

جدول ۳: پارامترهای نوترونیک قلب تعادلی راکتور ۱۰ مگاواتی مدل شده در حالت سرد بدون سموم

پارامتر	قلب بدون کپسول	باکپسول استیل	باکپسول زیرکونیومی	معیار ایمنی
ضریب راکتیویته موثر قلب	۰.۷۴۳۵/۱	۰.۵۵۸۸/۱	۰.۸۲۳۹/۱	-
راکتیویته اضافی (pcm)	۶۹۲۰	۵۲۹۲	۷۶۱۲	-
حاشیه خاموشی (pcm)	۷۶۰۸	۱۰۰۶۳	۸۰۸۱	> ۳۰۰۰
فاکتور بیشینه قدرت محوری	۴۷/۱	۴۶/۱	۴۳/۱	-
فاکتور بیشینه قدرت شعاعی	۸۶/۱	۶۱/۱	۷۷/۱	-
فاکتور بیشینه قدرت کل	۷۳/۲	۳۵/۲	۵۳/۲	≤ 3
ارزش انتگرالی کل SSRها (pcm)	۱۴۵۲۸	۱۵۳۵۵	۱۵۶۹۳	-
ارزش (RR pcm)	۴۰۷	۴۰۹	۴۱۲	$< \beta_{eff}=۸۰۵$
مقدار خروج میله کنترل در حالت بحرانی (/.)	۱۵/۴۴	۴/۴۸	۲/۵۴	> ۳۰

همانطور که از داده‌های ارائه شده در جدول (۳) مشخص است، تمامی معیارهای ایمنی قلب راکتور، در هر سه حالت برآورده شده‌اند و قلب راکتور می‌تواند در شرایط ایمن کار کند. با مقایسه نتایج مشخص است که کپسول زیرکونیومی راکتیویته اضافی مثبت به قلب راکتور اضافه کرده است و در این حالت ارزش میله‌های کنترل از حالت بدون کپسول بهبود یافته است. افزایش راکتیویته اضافی قلب راکتور با بارگذاری کپسول آزمون سوخت زیرکونیومی می‌تواند باعث افزایش طول چرخه کاری قلب راکتور تحقیقاتی شود. حضور کپسول زیرکونیومی در قلب راکتور باعث بهبود کلیه پارامترهای ایمنی قلب از جمله فاکتور بیشینه قدرت شعاعی و در نتیجه یکنواخت شدن توزیع توان قلب راکتور شده است. علت این موضوع کاهش مقدار کندکننده در کانال مرکزی قلب با حضور کپسول زیرکونیومی است.

با بررسی نتایج کپسول استیل مشخص است که کپسول استیل به دلیل این که جاذب نوترون است، راکتیویته اضافی قلب را کاهش داده است که می‌تواند باعث کاهش طول چرخه کاری قلب راکتور شود. اما پارامترهای ایمنی قلب راکتور با بارگذاری این کپسول بهبود قابل توجهی داشته‌اند. علت این موضوع آن است که مقدار کندکننده در کانال مرکزی قلب کاهش یافته است. نتایج محاسبات آزمون‌های پرتودهی برای پارامتر نرخ بیشینه تولید توان خطی در میله‌های سوخت در جدول (۴) ارائه شده است.

جدول ۴: مقدار میانگین و بیشینه نرخ تولید توان خطی در میله‌های سوخت تست

سه لایه زیرکونیومی	سه لایه استیل	جنس کپسول
۰.۲/۴	۰.۲/۴	غناي سوخت تست (%)
۳۰	۳۰	ارتفاع فعال سوخت (cm)
۵۱۷	۲۸۸	بیشینه LHGR (W/cm)
۴۵۸	۲۴۵	میانگین LHGR (W/cm)
✓	-	بیشینه LHGR مورد نیاز (۴۴۸ W/cm)
✓	✓	میانگین LHGR مورد نیاز (۱۷۴ W/cm)

نتایج جدول (۴) نشان داد که با استفاده از کپسول آزمون زیرکونیومی می‌توان به خوبی معیار نرخ بیشینه توان خطی تولیدی مورد نیاز را برای میله‌های سوخت VVER-۱۰۰۰ تامین کرد و این کپسول قابلیت انجام آزمون‌های حالت گذار (مثل تغییر نوسانی توان و گذار توان) و آزمون‌های شبیه‌سازی حادثه را تا حد زیادی داراست. کپسول فولادی با شرایط یاد شده نتوانست مقدار بیشینه نرخ تولید توان خطی مورد نیاز را تامین نماید اما تحت اعمال شرایطی می‌توان به این مقدار رسید. با کاهش ضخامت لایه عایق که در موارد مشابهی در دنیا انجام شده است، می‌توان به این مقدار نزدیک شد. یا اینکه با حفظ ابعاد کپسول و افزایش غناي سوخت تا ۷٪ طی بررسی انجام شده می‌توان مقدار نرخ بیشینه تولید توان خطی ۴۶۶ وات بر سانتیمتر را برای همین کپسول استیل تامین کرد. در برخی شرایط که امکان انجام آزمون پرتودهی در راکتور آزمون وجود ندارد، با افزایش غناي سوخت تحت آزمون، پرتودهی انجام شده است. نتایج این محاسبه در جدول (۵) ارائه شده است.

جدول ۴: مقدار میانگین و بیشینه نرخ تولید توان خطی در میله‌های سوخت تست

سه لایه فولادی	جنس کپسول
۷	غناي سوخت تست (%)

۳۰	ارتفاع فعال سوخت (cm)
۴۶۶	بیشینه LHGR (W/cm)
۴۰۶	میانگین LHGR (W/cm)
✓	بیشینه LHGR مورد نیاز (۴۴۸ W/cm)
✓	میانگین LHGR مورد نیاز (۱۷۴ W/cm)

۴ - بحث و نتیجه گیری:

بررسی انجام شده نشان داد که استفاده از کپسول‌های آزمون سوخت زیرکونیومی و فولادی در کانال مرکزی قلب راکتور تحقیقاتی ۱۰ مگاواتی، به دلیل کاهش مقدار کندکننده در کانال مرکزی قلب راکتور، باعث بهبود پارامترهای ایمنی قلب نسبت به حالت بدون کپسول می‌شوند. با توجه به نتایج محاسبات مشخص است که با استفاده از کپسول آزمون سوخت زیرکونیومی می‌توان به خوبی به معیار بیشینه نرخ تولید توان خطی 448 W/cm برای میله‌های سوخت دست یافت و آزمون پرتودهی سوخت تحت شرایط حدی را انجام داد. برای انجام این آزمون در کپسول آزمون سوخت فولادی نیاز است غنای سوخت تحت آزمون تا ۷٪ افزایش یابد که بتوان به شرایط حدی مورد نظر برای این آزمون رسید. علاوه بر این می‌توان با بهینه کردن ضخامت لایه‌های کپسول فولادی نیز شرایط مورد نیاز برای انجام آزمون تحت شرایط حدی رسید که باید توسط بررسی‌های مکانیکی در کارهای بعدی بررسی شود.

۵ - مراجع:

- [۱] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Fuel Performance and fission Product Behavior in Water Reactors," IAEA-TECDOC-۱۴۱۶, ۲۰۰۴.
- [۲] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Advanced Fuel Cycles for Waste Minimization," IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-۴, ۶, ۲۰۲۱.
- [۳] OECD Nuclear Energy Agency, "State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels," NEA No. ۷۳۱۷, ۲۰۱۹.
- [۴] M. A. Pouchon et al., "Recent Advances in the Understanding of Fuel Behavior under Irradiation," Journal of Nuclear Materials, Vol. ۵۳۹, ۲۰۲۰, ۱۵۲۲۴۷.
- [۵] A. M. Yacout et al., "Innovative Fuel Designs for Improved Performance and Safety in Nuclear Reactors," Progress in Nuclear Energy, Vol. ۱۲۳, ۲۰۲۰, ۱۰۳۳۰۵.
- [۶] AHN S. H., Sung A.H., park S. et al "DESIGN AND INSTALLATION OF FUEL TEST LOOP IN HANARO", Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI), Korea (۲۰۰۷).
- [۷] International Atomic Energy Agency (IAEA), "Zirconium Alloys for Nuclear Applications," IAEA-TECDOC-۱۸۱۹, ۲۰۱۷.
- [۸] OECD Nuclear Energy Agency, "State-of-the-Art Report on Fuel Cladding Behavior under Accident Conditions," NEA No. ۷۳۱۷, ۲۰۱۹.

تحلیل CFD پدیده نوارهای حرارتی در یک اتصال T شکل حساس به خستگی حرارتی چرخه بالا در سیستم آب تغذیه اصلی نیروگاه BNPP با روش DES در شرایط بهره‌برداری عادی و غیر عادی (کد مقاله: ۱۴۹۴)

خالوندی، محمد^{۱*} - نعمت‌اللهی، محمدرضا^۱ - پیروزمند، احمد^۱ - جاویدی، مهدی^۲ - قاضی اردکانی، سید فاضل^۵

۱. دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته ای

۲. دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مواد و عمران، گروه مهندسی مواد

۳. دانشگاه شیراز، مرکز تحقیقات ایمنی

۴. شرکت توسعه و ارتقای نیروگاه‌های اتمی (توانا)

۵. نیروگاه اتمی بوشهر

چکیده

در اتصالات T شکلی که دمای دو سیال ورودی به آن دارای اختلاف چشمگیری باشد، در ناحیه اختلاط و در اثر گردابه‌های جریان، سطح لوله دچار نوسان دمایی شدیدی میشود. در نتیجه، تنشهای نوسانی ایجاد شده بر روی سطح داخلی لوله باعث بروز پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا، رشد ترک‌ها، تخریب و در نهایت شکستن لوله میشود. در این پژوهش پدیده نوارهای حرارتی در یک اتصال T شکل قائم حساس به پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا در سیستم آب تغذیه اصلی در دو وضعیت عادی و غیر عادی به روش CFD شبیه‌سازی و از مدل بسیار دقیق DES جهت تحلیل دقیق آشفتگی جریان و محاسبه نوسانات دما استفاده شده است. خط اصلی این اتصال مربوط به سیستم آب تغذیه اصلی و خط لوله انشعاب، مربوط به سیستم جمع‌آوری و انتقال کندانس بخار MSR می‌باشد. محل بیشینه نوسانات دمایی با استفاده از محاسبه T_{rms}^* در زوایای مختلف و در طول لوله به دست آمده است. بیشینه نوسانات دما در زاویه 45° و برای حالت‌های عادی و غیر عادی به ترتیب برابر $28/37^\circ C$ و $42/71^\circ C$ به دست آمده است. در حالت غیر عادی، از طرفی دامنه نوسانات دما به شدت افزایش یافته و از طرف دیگر حد پایین دمای سیال حدود $19^\circ C$ پایین‌تر آمده است که هر دو مورد، سازه را به تنش‌های حرارتی حساس‌تر می‌سازد. لذا بیشینه نوسان دما در حالت غیر عادی حدود 50% درصد نسبت به حالت عادی افزایش داشته در حالی که دمای ورودی خط اصلی در حالت غیر عادی فقط $15/5\%$ درصد نسبت به حالت عادی کمتر است.

کلمات کلیدی: خستگی حرارتی چرخه بالا، اختلاط حرارتی، نوسانات دما، نوارهای حرارتی، اتصال T شکل، آب تغذیه

CFD Analysis of Thermal Striping in a T-Junction Sensitive to High-Cycle Thermal Fatigue located at the Main Feed-Water System of BNPP Using DES Method under Normal and Abnormal Operation Conditions

Khalvandi, Mohammad¹, Nematollahi, Mohammad Reza^{1,2}, Pirouzmand, Ahmad¹,
Javidi, Mehdi², Ghazi Ardakani, Fazel¹

۱. Shiraz University, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Nuclear Engineering

۲. Shiraz University, Faculty of Materials Science and Civil Engineering, Department of Materials Science

۳. Shiraz University, Engineering Safety Research Center

۴. Development and Improvement of Nuclear Power Plants Company

۵. Bushehr Nuclear Power Reactor

Abstract

In T-junctions where the temperature difference between the two inlet fluids is significant, flow vortices in the mixing zone leads to severe temperature fluctuations on the pipe surface. In a result, cyclic thermal stresses on the inner surface of the pipe, leading to high-cycle thermal fatigue, crack propagation, degradation and eventually pipe failure. In this study, thermal striping in a vertically oriented T-junction located in the main feedwater system, which is sensitive to high-cycle thermal fatigue, has been simulated using CFD for both normal and abnormal operation conditions. To simulate turbulent mixing and calculate the temperature fluctuations accurately, the DES model has been used. The main line of this T-junction is part of the main feedwater system, and the branch line is related to the collected steam condensate from MSR. The location of maximum temperature fluctuations has been determined by calculating T_{rms}^* at different circumference angles and along the pipe length. The maximum temperature fluctuations occur at angle of 45° and are 37.8°C and 42.71°C under normal and abnormal conditions, respectively. In the abnormal condition, not only the temperature fluctuations amplitude increases significantly, but also the lower limit of the fluid temperature drops by approximately 19.0°C . Both of these factors make the structure more susceptible to thermal stresses. So, maximum temperature fluctuations in the abnormal condition have increased by 50 percent compared to the normal condition, despite the fact the main line inlet temperature in the abnormal condition is only 10.0 percent lower than in the normal condition.

Keywords: High-cycle thermal fatigue; Thermal mixing; Temperature fluctuations; Thermal striping; T-junction; Feedwater

۱- مقدمه

بر اساس گزارش‌های منتشر شده توسط سازمان‌های بین‌المللی صنعت هسته‌ای از قبیل USNRC، IAEA، OECD/NEA و EPRI، یکی از عوامل مهم و پرتکرار در کاهش عمر و وقوع شکست در سیستم لوله‌کشی نیروگاه‌های هسته‌ای جهان، بروز پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا ناشی از نوسانات دمای سیال عبوری است که همچنان نیز این خرابی‌ها ادامه دارد [۸-۱]. با توجه به سپری شدن بخش اعظمی از عمر تعداد زیادی از نیروگاه‌های هسته‌ای، در صورت پتانسیل بروز پدیده خستگی حرارتی در خطوط لوله این نیروگاه‌ها، احتمال وقوع شکست خط لوله در اثر این پدیده قطعاً افزایش خواهد یافت. این موضوع به حدی جدی می‌باشد که اخیراً وانو^{۱۳۱} مدرک SER 2023-02 با عنوان «ترک ناشی از خوردگی توأم با تنش در محل جوش خطوط لوله سیستم خنک‌کننده اضطراری» را که ناشی از وقوع پدیده خستگی حرارتی در تعداد زیادی از نیروگاه‌های هسته‌ای فرانسه بوده، منتشر کرده است [۹]. لذا ضروری است که حساسیت سیستم‌های لوله‌کشی به ویژه مدار اول و دوم نیروگاه‌های آبی نسبت به این پدیده بررسی شود و با استفاده از تدابیر مناسب از بروز حوادث احتمالی جلوگیری شود.

پدیده خستگی حرارتی انواع مختلفی دارد که از مهم‌ترین و متداول‌ترین آن‌ها می‌توان به لایه‌بندی حرارتی^{۱۳۲}، اختلاط یا نوارهای حرارتی^{۱۳۳} و نفوذ جریان چرخشی^{۱۳۴} اشاره کرد.

یکی از محل‌هایی که به شدت در معرض پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا قرار دارد، اتصالات T شکل با اختلاط حرارتی می‌باشد. در اتصالات T شکلی که دمای دو سیال ورودی به آن دارای اختلاف چشمگیری باشد، در ناحیه اختلاط دو جریان در خروجی اتصال و در اثر گردابه‌های جریان، جدار داخلی لوله دچار نوسان دمایی شدیدی می‌شود. در نتیجه این نوسان دمایی، در سطح داخلی لوله تنش‌های نوسانی ایجاد می‌شود که باعث بروز پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا و در نهایت شکست لوله می‌شود. این پدیده زمانی که اختلاف دمای بین سیالات بیشتر از 44°C برای لوله‌های فولاد ضد زنگ آستنیتی و 28°C برای لوله‌های فولادی بدون آلیاژ یا کم آلیاژ باشد، و سیستم در مجموع بیشتر از ۳۰ ساعت مورد استفاده قرار گیرد، باید در نظر گرفته شود [۸].

در راکتورهای آبی، اتصالات T شکل زیادی وجود دارد که حاوی سیال با دماهای متفاوت می‌باشد. لذا خطر شکستگی لوله و اتصالات در اثر پدیده خستگی حرارتی، به شدت سیستم لوله‌کشی و کارکرد ایمن این قبیل راکتورها را تهدید می‌کند. جنس مواد ساختاری به کار رفته در این اتصالات عموماً از آلیاژهای فولادی است. فولاد در دماهای بالا از انعطاف‌پذیری قابل قبولی برخوردار است؛ اما با کاهش دما میزان ترد بودن آن افزایش پیدا می‌کند. بنابراین احتمال وقوع شکست در محل‌هایی بیشتر است که دمای سیال عبوری از آنجا کم ولی نوسانات دمایی زیاد است [۱۰]. در راکتورهای PWR، سیستم آب تغذیه که وظیفه تأمین آب مولدهای بخار را بر عهده دارد و یکی از سیستم‌های اصلی و مهم جهت تداوم بهره‌برداری از نیروگاه و تولید برق می‌باشد، با توجه به دمای کاری نسبتاً پایین آن، در صورت مواجهه با نوسانات دمایی شدید تبدیل به یکی از مکان‌های حساس به خستگی حرارتی خواهد شد. شکستن خط لوله این سیستم جزء حوادث پایه طراحی^{۱۳۵} می‌باشد و در دسته حوادث کاهش

^{۱۳۱} WANO

^{۱۳۲} Thermal Stratification

^{۱۳۳} Thermal Striping

^{۱۳۴} Turbulence Penetration

^{۱۳۵} Design Basis Accident (DBA)

برداشت حرارت از مدار اول توسط مدار دوم قرار می‌گیرد [۱۱]. با این وجود، اکثر پژوهش‌های انجام شده در زمینه پدیده نوارهای حرارتی، بر سیستم‌های مدار اول متمرکز بوده و کمتر به بررسی امکان وقوع و پیامدهای این پدیده در سیستم‌های مدار دوم پرداخته شده است. در جدول ۱ تعدادی از حوادث اخیر ناشی از خستگی حرارتی با منشأ اختلاط حرارتی آورده شده است.

Table ۱: Summary of Recent Thermal Fatigue Due to Thermal Mixing in NPPs [۴, ۶].

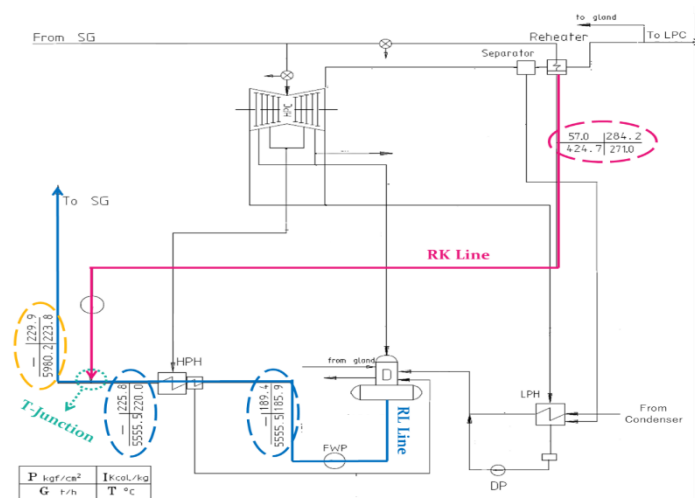
No.	Plant/Event Date	Location	Cause	Length (in)	Depth (in)	a/l	t	a/t
۱	Finland	RWCS	Thermal Fatigue (Mixing Tee)	۷	NR	NR	NR	NR
۲	Sweden	SDC/FW	Thermal Fatigue (Mixing Tee)	۴	۰٫۴	۰٫۱	۱٫۱	۰٫۳ ۶
۳	Civaux	RHR	Thermal Fatigue (Hot-Cold Mixing)	۷٫۰۸۷	۰٫۳۶۶ (T-W)	۰٫۰۵ ۲	۰٫۳۶ ۶	۱
۴	Tsuruga	CVCS RHX	Thermal Fatigue (Hot-Cold Mixing)	۶	۰٫۴۸۸ (T-W)	۰٫۰۸ ۲	۰٫۴۸ ۸	۱
۵	Westinghouse ۴-Loop PWR ۳۴۰۰ MW _{th} (USA- ۲۰۱۴)	RHR	Thermal Fatigue (Mixing Tee)	۰٫۹	۲۰% T-W cracki ng	NR	NR	NR
۶	G-E BWR-۶ ۳۷۰۰ MW _{th} (USA- ۲۰۱۴)	RWCU RHX	Thermal Fatigue (Mixing Tee)	۱٫۵	۱۶% T-W cracki ng	NR	NR	NR
۷	Westinghouse ۴-Loop PWR ۳۴۰۰ MW _{th} (USA- ۲۰۱۵)	RHR	Thermal Fatigue (Mixing Tee)	۱٫۷	۲۲% T-W cracki ng	NR	NR	NR

با توجه به اهمیت این موضوع، در این پژوهش یک اتصال T شکل قائم حساس به پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا (حداقل اختلاف دمای سیالات بیش از ۵۰°C) در سیستم آب تغذیه اصلی یک نیروگاه VVER-1000 مدل V-446 شناسایی شده است و پدیده نوارهای حرارتی در این اتصال T شکل به روش CFD شبیه‌سازی شده است. یکی دیگر از دلایل اهمیت انتخاب

این اتصال این است که سیستم آب تغذیه اصلی به صورت پیوسته در بهره‌برداری و در معرض پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا قرار دارد. هدف اصلی این تحلیل، استفاده از نتایج آن جهت تحلیل خستگی حرارتی چرخه بالای آبی و تخمین عمر لوله در محدوده اتصال می‌باشد. با توجه به اینکه سیستم مذکور مجموعاً ۱۱ سال در دو وضعیت عادی و غیر عادی (تقریباً در حدود ۲ سال در وضعیت غیرعادی یعنی بدون هیترهای فشار قوی^{۱۳۶} و ۹ سال نیز در وضعیت عادی) مورد بهره‌برداری قرار گرفته است، لذا این موضوع نیز در شبیه‌سازی در نظر گرفته شده است. عملکرد غیر عادی سیستم مذکور، اثر چشمگیری بر افزایش اختلاف دمای سیالات در محل اتصال T شکل دارد و عملاً یک آنالیز حساسیت بر روی دامنه نوسانات دمای سیال در محل اتصال می‌باشد که می‌توان میزان تأثیر این موضوع را بر نوسانات دمایی ایجاد شده نشان داد و از دیگر اهداف مهم این پژوهش است.

۲- توصیف مسئله

نیروگاه VVER-1000 مدل V-446 یک نیروگاه PWR با ۴ حلقه و قابلیت تولید توان 3012 MW_{th} (1014 MWe) می‌باشد. خط اصلی اتصال T شکل شناسایی شده مربوط به سیستم انتقال آب تغذیه اصلی (RL) از دیاراتور مدار دوم به سمت مولدهای بخار می‌باشد که ابتدا از هیترهای فشار قوی عبور می‌کند. اما خط لوله انشعاب، مربوط به سیستم جمع‌آوری و انتقال کندانس بخار^{۱۳۷} MSR می‌باشد (RK) که به منظور پیش‌گرم کردن آب تغذیه و افزایش راندمان سیکل حرارتی به خط آب تغذیه تزریق می‌شود. در شکل ۱، شماتیکی از نحوه عملکرد و پارامترهای ترموهیدرولیکی سیستم مذکور نشان داده شده است. عملکرد نرمال این سیستم بدین شکل بوده که آب تغذیه با دمای $184/4^{\circ}\text{C}$ از دیاراتور خارج شده و پس از عبور از HPH دمای آن به 220°C می‌رسد. سپس در محل اتصال T شکل با آب 271°C که از سمت زیرکش MSR می‌آید ترکیب می‌شود. اما به دلیل مشکلات فنی، به مدت ۲ سال این سیستم در وضعیت غیر عادی و بدون HPH مورد بهره‌برداری قرار گرفته است، در حالی که نیروگاه در این مدت در وضعیت ۱۰۰ درصد قدرت نامی بوده است. در چنین وضعیتی دمای خط اصلی در محل اتصال همان دمای سیال بعد از پمپ آب تغذیه یعنی $185/9^{\circ}\text{C}$ می‌باشد. در جدول ۱ خلاصه‌ای از وضعیت این سیستم و پارامترهای عملکردی آن آورده شده است.



^{۱۳۶} High-Pressure Heater (HPH)

^{۱۳۷} Moisture Separators-Reheaters

Figure ۱: Flow diagram of Secondary Side of the Plant: Thermal-hydraulic Parameters Before and After T-Junction (Thermal Mixing of RL and RK Lines).

Table ۲: Thermal-Hydraulic Parameters of T-Junction in Normal and Abnormal Conditions.

	Temperature [°C]		Mean Velocity [m/s]	Mass Flow Rate $\left[\frac{t}{h}\right]$	T-Junction ΔT [°C]		Pressure [M]
	Normal	Abnormal			Normal	Abnormal	
Branch Line (RK)	۲۷۱,۰		۲,۶۱۵	۲۱۲,۳۵			
Main Line (RL)	Normal Operation (with HPH)	۲۲۰,۰	۵,۱۶۴	۲۷۷۷,۷۵	۵۱,۰	۸۵,۱	۹,۸
	Abnormal (without HPH)	۱۸۵,۹	۴,۹۲۸				

۳- تحلیل CFD اتصال T شکل

۳-۱- هندسه و شبکه سلولهای محاسباتی

در شکل ۲، هندسه و ابعاد اتصال T شکل مورد بررسی نشان داده شده است. همانطور که مشخص است، لوله انشعاب از طریق یک گسترش دهنده سطح مقطع و به صورت قائم به قسمت زیرین لوله اصلی متصل می‌شود. طول ورودی هم خط اصلی و هم انشعاب $3D_m$ در نظر گرفته شده است. بعد از طی مسافت کمی بعد از اتصال T شکل، یک زانویی 90° درجه قرار گرفته است و پس از آن لوله به صورت مستقیم امتداد یافته که به اندازه تقریباً $18D_m$ از لوله جهت پایدار شدن جریان و عدم تأثیر محل خروجی بر جریان و همگرایی مناسب مدل شده است. همچنین با توجه به اینکه بیشترین نوسانات در محدوده اتصال رخ می‌دهد، جهت کاهش تعداد شبکه محاسباتی، بعد از زانویی فقط حدود $10D_m$ از پوسته لوله مدل شده است. مرکز مختصات (COC) همانطور که نشان داده شده در مرکز زانویی فرض شده است.

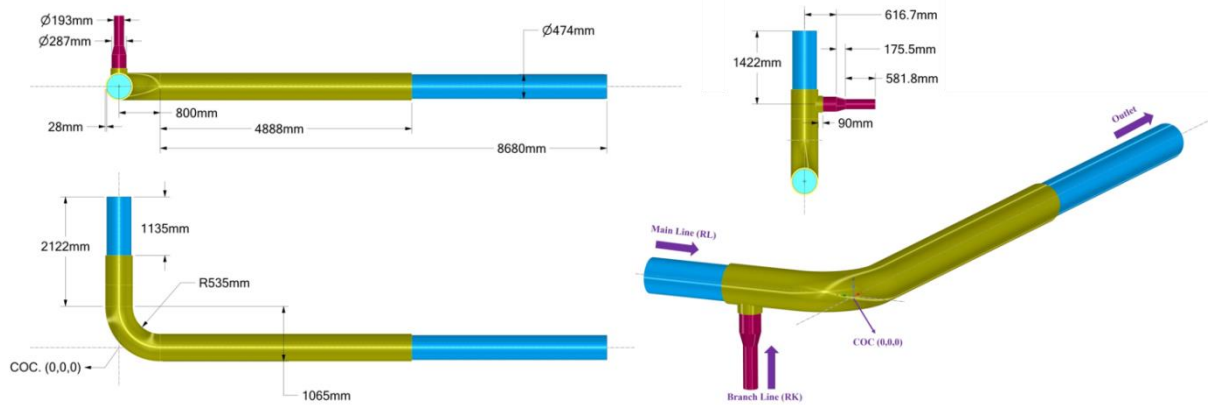


Figure ۲: T-Junction (Connection between RL and RK) Geometry and Dimensions.

ساختار شبکه بهینه تولید شده در شکل ۳ نشان داده شده است. جهت محاسبه ضخامت اولین سلول در لایه مرزی از معادله ۱ استفاده شده است.

$$\frac{\Delta y}{y^+} \approx 5.0 \cdot \rho \cdot d_h \cdot Re_{d_h}^{-7/8}$$

(۱)

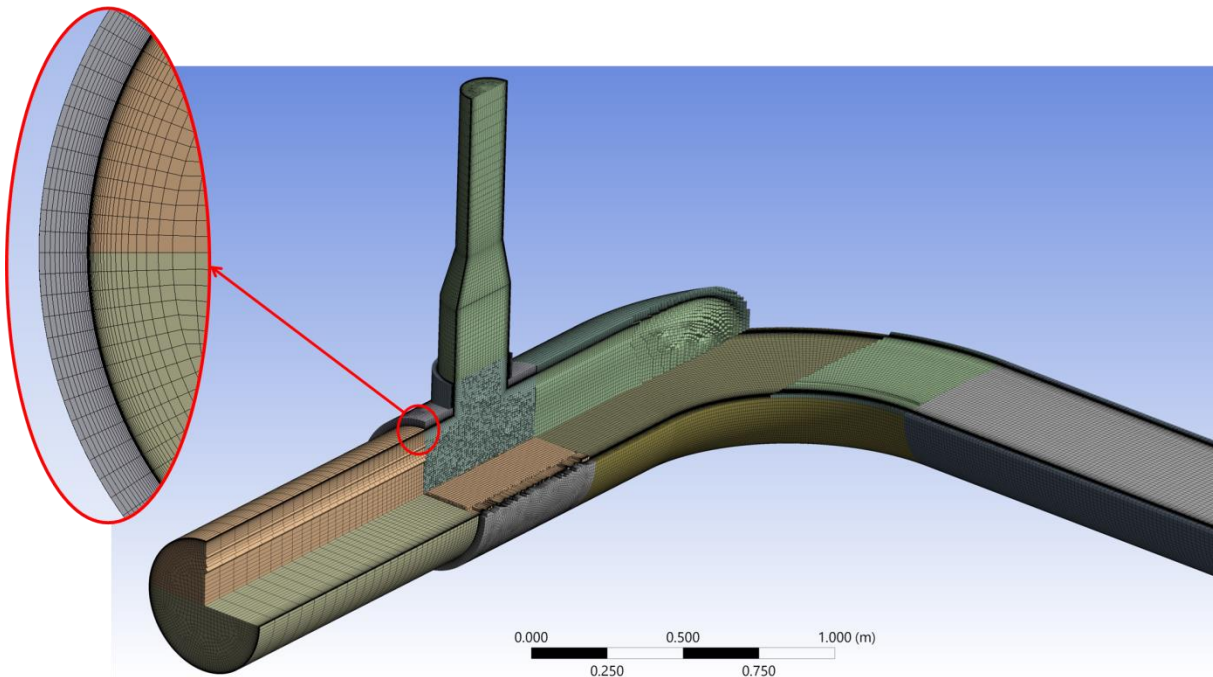
که d_h قطر هیدرولیکی مجرا ($\Delta y d_h = \frac{4A}{P_{wet}}$) ، $Re_{d_h} = \frac{\rho V d_h}{\mu}$ ، (ارتفاع اولین سلول از دیواره و y^+ ارتفاع بیعد میباید. با توجه به مدل مورد استفاده در تحلیل CFD مقادیر مطلوب y^+ برای سلولهای مجاور دیواره باید در حدود ۱ و یا کم تر باشد که جهت عدم افزایش زیاد تعداد سلول های شبکه، مقدار ۱ در نظر گرفته شده و از نسبت بسط شبکه ۲/۱ استفاده شده است. در جدول ۳ جزئیات شبکه بهینه آورده شده است. به منظور حفظ کیفیت یکنواخت و کاهش تعداد سلول های شبکه، تا حد ممکن از ساختار مش هگزاگونال استفاده شده است.

Table ۳: Optimized Mesh Details.

Part of The Geometry		d_h or t [m]	Re_{d_h}	y^+	First Layer Thickness [m]	Type of Mesh	Number of Elements
Fluid	Main Inlet	۴۷۴	$1.685E7$ ۷	۱	$1.1E-6$	Hexa	۲۴۴,۹۹
	Branch Inlet	۲۴۷,۶۵	$3.975E6$ ۶		$1.6E-6$	Hexa	۵۱۴,۰۰۴
	Junction	۴۷۴	$1.843E7$ ۷		$1.0E-6$	Hexa & Tetra (Hexa Core)	۱,۱۰۴,۱۸۶

	Bend & Outlet					Hexa	۳,۱۸۰,۶ ۸۱	
	All				-		۵,۰۴۳,۸ ۶۳	
Solid		۲۸	-	-	$8.5E-4$ with ۱۵ Layers	Hexa	۹۵۷,۴۰	
Total Elements								۶,۰۰۱,۸ ۳
Average Skewness								$7.747E-$ ۲

به منظور بررسی استقلال نتایج شبیه‌سازی از شبکه، محاسبات حالت پایا برای سه شبکه مختلف با تعداد سلولهای حدود ۵/۱، ۶ و ۶/۵ میلیون انجام شده است. جهت مطالعه این سه شبکه، توزیع سرعت و دمای سیال در قسمت‌های مختلف لوله بررسی شده است. در شکل ۴، توزیع دمای سیال در راستای عرضی در سطح مقطع‌های مختلفی از لوله (فصل مشترک اتصال T شکل با زانویی، فصل مشترک زانویی با قسمت خروجی، و در فاصله $10D_m$ از مرکز مختصات) برای این سه شبکه نشان داده است. در شکل‌های ۵ و ۶ نیز به ترتیب پروفیل سرعت محوری در راستای عرضی و پروفیل سرعت عمودی در راستای عمودی در سطح مقطع‌های مذکور لوله و برای این سه شبکه نشان داده شده است. همچنین در جدول ۴، متوسط دمای سیال به دست آمده در مقطع خروجی لوله برای این شبکه با دمای مرجع مقایسه شده است.



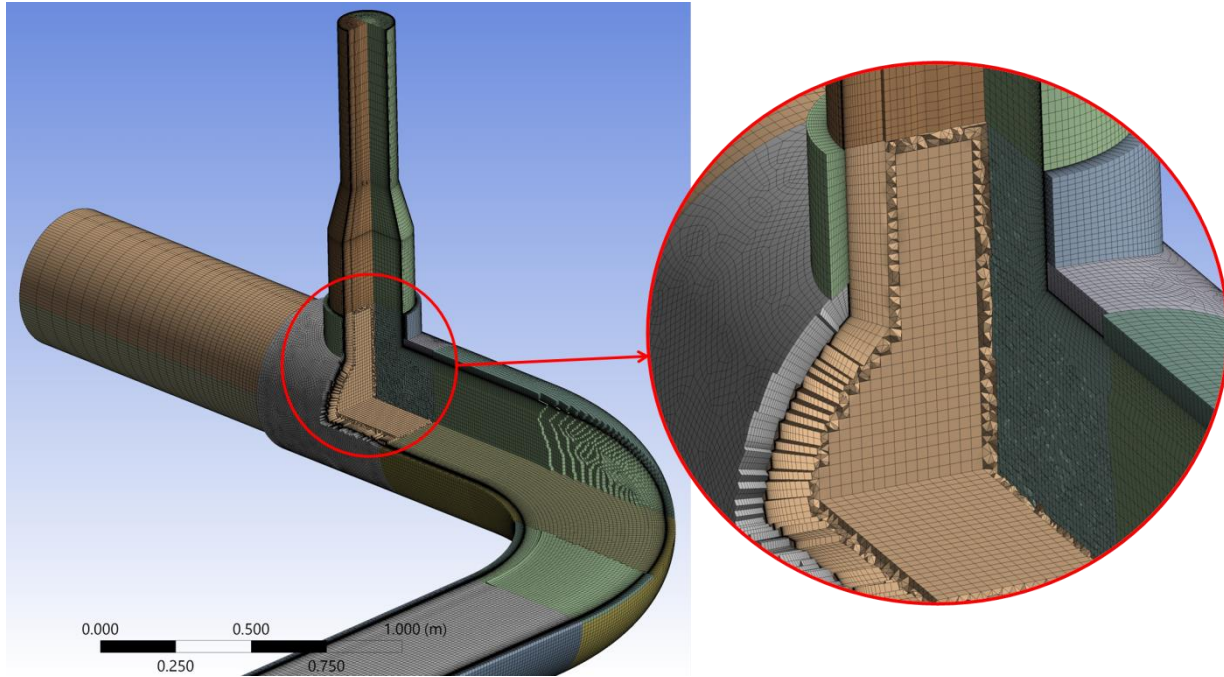


Figure ۳: Mesh Structures of Fluid and Solid for CFD Analysis

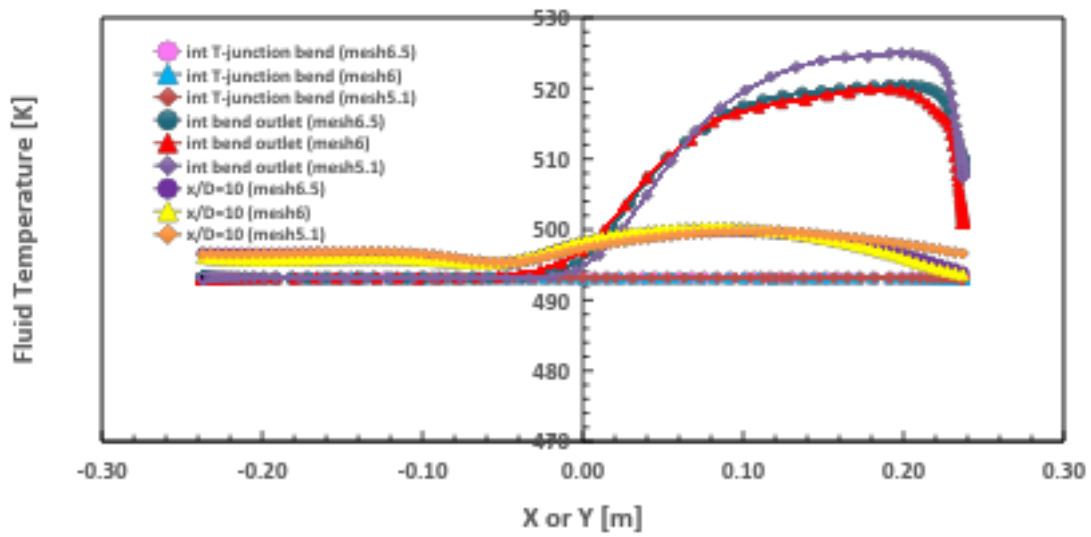


Figure ۴: Fluid Temperature Distribution in the Transverse Direction at Various Cross Sections of the Pipe for Three Mesh Cells ۶.۵, ۶ and ۵.۱ Million.

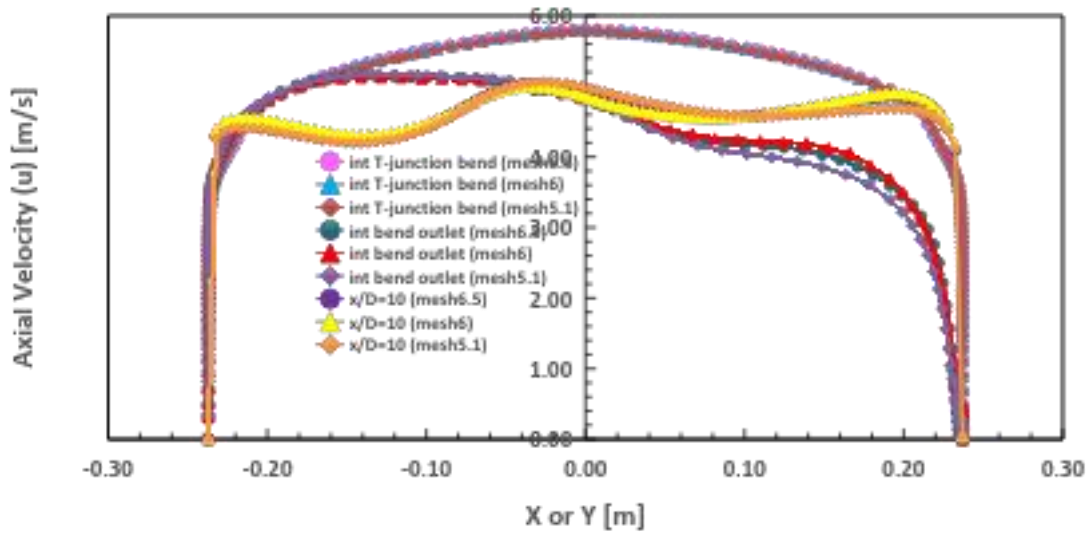


Figure ۵: Axial Velocity Profile in the Transverse Direction at Various Cross Sections of the Pipe for Three Mesh Cells ۵.۱, ۶ and ۶.۵ Million.

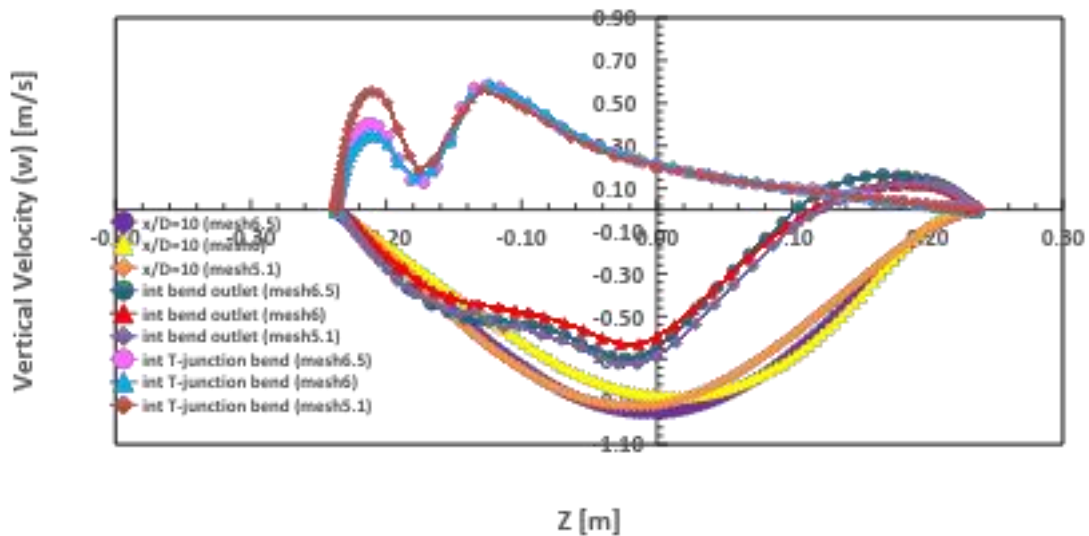


Figure ۶: Vertical Velocity Profile in the Vertical Direction at Various Cross Sections of the Pipe for Three Mesh Cells ۵.۱, ۶ and ۶.۵ Million.

Table ۴: Average Outlet Temperature for Three Mesh Cells ۵.۱, ۶ and ۶.۵ Million.

Mesh	Number of Elements	Average Outlet Temperature [°C]		Relative Error %
		CFD	Reference	
۵.۱	۵,۰۸۵,۱۷۹	۲۲۲.۳۲۷	۲۲۳.۸	۰.۲۱۱

۶	۶,۰۰۱,۲۸۳	۲۲۳.۴۵۶		۰.۱۵۳
۶.۵	۶,۵۵۲,۰۳۵	۲۲۳.۶۱۵		۰.۰۸۲

بررسی شکل‌های ۴ تا ۶ و نیز جدول ۴، نشان می‌دهد که اختلاف نتایج برای سه شبکه مورد مطالعه بسیار نزدیک به هم می‌باشد، با این حال در برخی نواحی نتایج مش ۵/۱ میلیونی نسبت به دو مش دیگر کمی انحراف پیدا می‌کند. لذا مش ۶ میلیونی که نتایج آن بسیار نزدیک به مش ۶/۵ میلیونی می‌باشد به عنوان مش بهینه انتخاب شده است.

۳-۲- مدل و شرایط حل مسئله

جریان سه‌بعدی، تراکم‌ناپذیر و آشفته به همراه اختلاط حرارتی در اتصال T شکل با استفاده پکیج تجاری ANSYS، CFD، R2 2022 CFX شبیه‌سازی شده است. انتخاب مدل حل مناسب مسئله، نقش بسیار مهمی در دقت نتایج خواهد داشت. لذا بدین منظور از مدل DES جهت توصیف نوسانات شدید دمایی در جریان اختلاطی آشفته به دلیل کارآمدی بیشتر نسبت به مدل LES (که هزینه محاسباتی بسیار بالایی دارد) استفاده شده است. مدل DES یک روش ترکیبی به منظور تلفیق مزایای روش‌های RANS و LES می‌باشد. این روش در ناحیه لایه مرزی و گردابه‌های کوچک از روش RANS و در نواحی جدایش و گردابه‌های بزرگ جریان از روش LES بهره می‌برد [۱۹، ۲۰]. سایر ویژگی‌ها و اطلاعات دقیق‌تر در خصوص این مدل در سایر مراجع آورده شده است [۲۷-۲۲]. با توجه به ماهیت نوسانی جریان اختلاط حرارتی داخل اتصال T شکل، لازم است که مسئله به صورت گذرا شبیه‌سازی و حل گردد. لذا در چنین وضعیتی، علاوه بر شرایط مرزی به یک شرایط اولیه نیز نیاز می‌باشد. به منظور استفاده از یک شرایط اولیه مطلوب با دقت مناسب جهت همگرایی بهتر، ابتدا مسئله به صورت حالت پایا شبیه‌سازی شده و سپس از نتایج آن به عنوان شرایط اولیه جهت حالت گذرا استفاده شده است. جزئیات مدل و تنظیمات حل مسئله برای دو حالت پایا و گذرا در جداول ۵ و ۶ آورده شده است.

Table ۵: Solving Models.

Domain	Heat Transfer	Turbulence		Buoyancy Model	Buoyancy Turbulence
		Steady State	Transient		
Fluid	Total Energy	Shear Stress Transport (SST) k- ω	DES	Buoyant	Production & Dissipation
Solid	Thermal Energy	-	-	-	-

Table ۶: Solver Settings.

Analysis Type	Number of Iterations	Total Time	Time Steps	Initial Condition	Advection Scheme			Convergence Criteria
					Transient Scheme	Turbulence Numeric	Other	
Steady State	۱۰۰۰	-	Auto Time Scale	-	-	First Order	High Resolution	RMS < 1E-4

Transient	-	۲۰ s	۰,۰۲ s	From Steady State Analysis	Second Order Backward Euler			
-----------	---	---------	-----------	-------------------------------------	--------------------------------------	--	--	--

در جدول ۷، شرایط مرزی مورد نیاز جهت حل مسئله آورده شده است. با توجه به عدم اطلاعات در خصوص پروفیل سرعت سیال در ورودی لوله‌های اصلی و انشعاب، لذا پروفیل سرعت در ورودی هر دو لوله به صورت کاملاً توسعه یافته در نظر گرفته شده است و برای این منظور از قانون نمایی یک-هفتم (معادله ۲) استفاده شده است [۱۲]. همچنین از شدت آشفته‌گی جریان ورودی ۰/۰۵ استفاده شده است، چرا که پژوهش‌های پیشین نشان داده است که شدت آشفته‌گی جریان ورودی تأثیر مهمی بر تولید آشفته‌گی در اتصال T ندارد [۱۶-۱۳].

$$U = U_{bulk} \left(1 - \frac{r}{\frac{D}{2}} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (2)$$

که U سرعت سیال، U_{bulk} سرعت متوسط توده سیال، D قطر داخلی لوله و r فاصله از محور مرکزی لوله در راستای شعاعی می‌باشد. خواص سیال در شرایط مختلف در طی حل مسئله از کتابخانه IAPWS استخراج می‌شود. جنس لوله‌ها از Carbon Steel Grade ۱۰GS می‌باشد و خواص ترموفیزیکی آن در جدول ۸ آورده شده است.

Table ۷: Boundary Conditions and Material Properties.

		Temperature [°C]	Bulk Velocity [m/s]	Pressure [MPa]	Roughness [mm]	Material Properties	
						Fluid	Solid
Inlet	Main Line	۲۲۰ (Normal) ۱۸۵,۹ (Abnormal)	۵,۱۶۴	-	-	Water Data from IAPWS Library	Carbon Steel Grade ۱۰GS Defined by User
	Branch Line	۲۷۱	۲,۶۱۵	-	-		
Outlet		-	-	۹,۸	-		
Wall	Fluid		Convection	No Slip	۰,۰۴۶		
	Solid	Inner	Conduction	-			
		Outer	Adiabatic				

Table ۸: Carbon Steel Grade ۱۰GS Properties.

Molar Mass [kg/kmol]	Density [kg/m ^۳]	Thermal Conductivity [W/m.K]	Specific Heat Capacity [J/kg.K]	Thermal Expansivity [۱/K]
۵۵,۶	۷۷۷۶,۵	۵۱	۵۰۰,۵	۱۳,۵E-۶

قبل از انجام محاسبات و حل مسئله، مسیر و نوع جت جریان داخل اتصال T شکل را می‌توان با استفاده از نسبت مومنتوم (M_R) بین جریان اصلی و انشعاب به طور تقریبی تخمین زد [۱۷، ۱۸]. عدد M_R به صورت معادله ۳ تعریف می‌شود و دسته‌بندی انواع جت جریان [۱۷، ۱۹، ۲۰، ۲۱] و مقدار آن در این پژوهش در جدول ۹ آورده شده است.

$$M_R = \frac{\rho_m U_m^2 D_m D_b}{\frac{\pi}{4} D_b^2 \rho_b U_b^2}$$

(۳)

جایی که U و ρ به ترتیب سرعت و چگالی سیال و D قطر داخلی لوله می‌باشد. همچنین m و b به ترتیب به لوله اصلی و انشعاب اشاره دارد.

Table ۹: Jet Direction Classification in a ۹۰-Degree T-Junction.

Jet Classification [17, 19, 20, 21]	$۴ \leq M_R$	$۱.۳۵ < M_R < ۴$	$۰.۳۵ < M_R < ۱.۳۵$	$M_R \leq ۰.۳۵$
		Wall Jet	Re-attached Jet	Deflecting or Turn Jet
In This Research	$M_R = ۱۳.۳۹۱ \rightarrow \text{Wall Jet (a)}$			

۴- نتایج

با توجه به حجم بالای اطلاعات تولید شده در حل گذرا و به طبع نیاز به فضای ذخیره‌سازی بالا، لذا نتایج محاسبات در هر دو گام زمانی (۰/۰۴S) که نسبت به تناوب نوسانات خیلی کوچک می‌باشد) و فقط برای ۶ ثانیه پایانی محاسبات (۱۴-۲۰S) ذخیره‌سازی شده و مورد تحلیل قرار گرفته است.

در شکل ۷، توزیع دمای لحظه‌ای سیال و لوله در ثانیه ۱۸ام برای حالت بهره‌برداری عادی نشان داده شده است. همان‌طور که از قبل تخمین زده شده بود، جت جریان کاملاً از نوع دیواری بوده ولی در اثر عبور از زانویی، جریان داغ به سمت مرکز لوله کشیده شده است به طوری که در امتداد لوله خروجی دچار چرخش می‌شود. این موضوع به صورت واضح‌تر در شکل ۸ که خطوط جریان لحظه‌ای با کانتورهای دما و سرعت را نشان می‌دهد، قابل مشاهده و بررسی می‌باشد. این امر باعث شده است که جریان داغ از دیواره لوله جدا شود و به آرامی با جریان سرد در نواحی متمایل به محور مرکزی لوله مخلوط شود که می‌توان آن را یک اثر مطلوب در نظر گرفت، چرا که اثرات نامطلوب نوسانات دما در نزدیکی دیواره لوله را بعد از زانویی از بین می‌برد.

به منظور بررسی محل وقوع بیشینه نوسانات دمایی در مجاور سطح داخلی لوله، از سه سطح مقطع در راستای محوری لوله استفاده شده است. اگر زاویه‌بندی محیط لوله در جهت ساعتگرد به صورت شکل ۹ در نظر گرفته شود، لذا با تلاقی سه سطح مقطع محوری با سطح لوله می‌توان نوسانات دمای سیال و سطح داخلی لوله را در راستای طول لوله و شش زاویه مختلف حول

محیط دایره تحلیل کرد. در شکل ۱۰، توزیع دمای لحظه‌ای در راستای طولی در شش زاویه ۳۱۵ و ۰، ۴۵، ۹۰، ۱۸۰، ۲۷۰ درجه نشان داده شده است. همانطور که مشاهده می‌شود، در زاویه ۱۸۰ درجه طبق انتظار به علت دیواری بودن جت جریان و نیز در زاویه ۲۷۰ درجه به علت چرخش جریان به سمت انحنای داخلی زانویی، هیچ‌گونه نوسانات دمایی وجود ندارد. اما در چهار زاویه دیگر نوسانات دما کاملاً مشهود می‌باشد که لازم است به صورت دقیق تجزیه و تحلیل شوند.

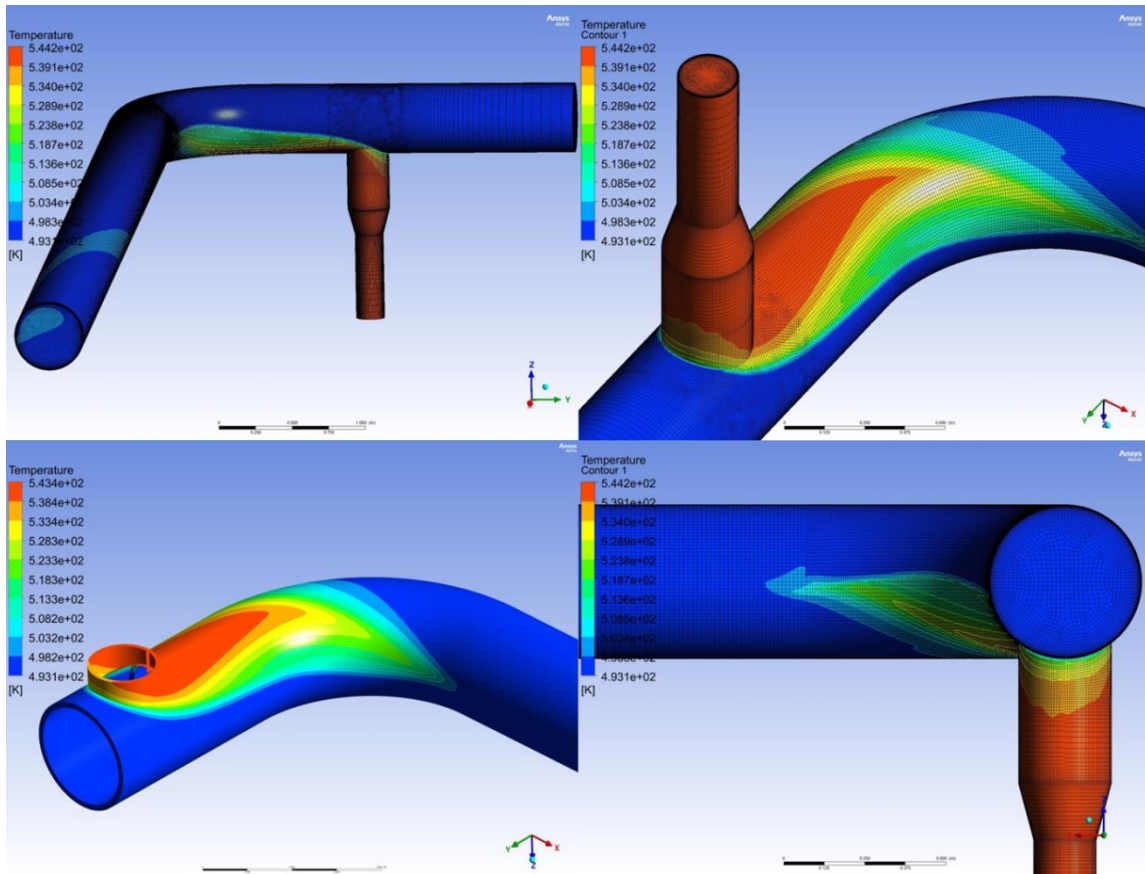


Figure ۷: Instantaneous Temperature Contour of Fluid and Solid at ۱۸۰ s (Normal Condition).

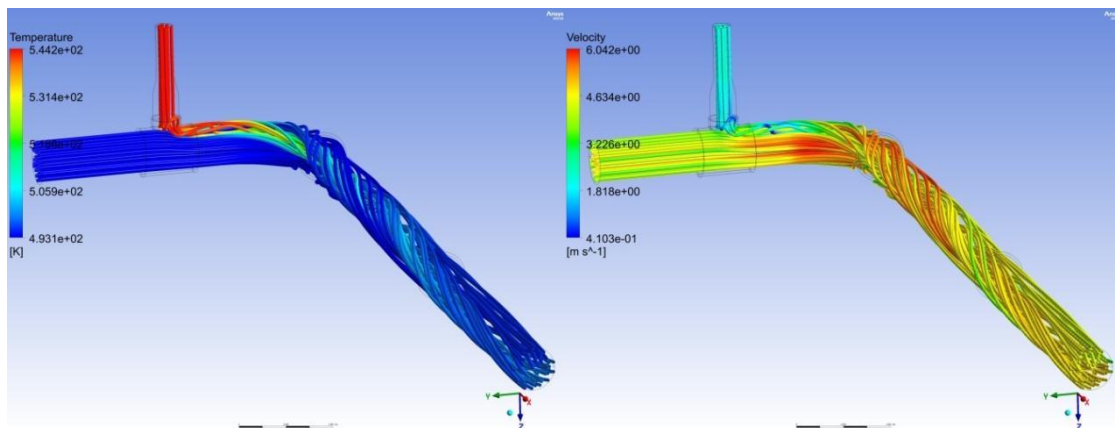


Figure ۸: Instantaneous Streamlines with Velocity (Left) and Temperature (Right) Contours in the Pipe at ۱۸,۰ s (Normal Condition).

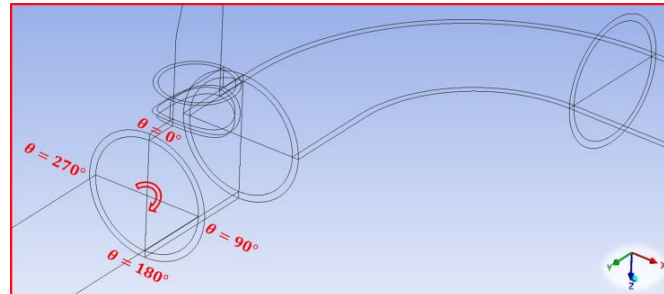


Figure ۹: Angular and Directional Positions in the Pipe.

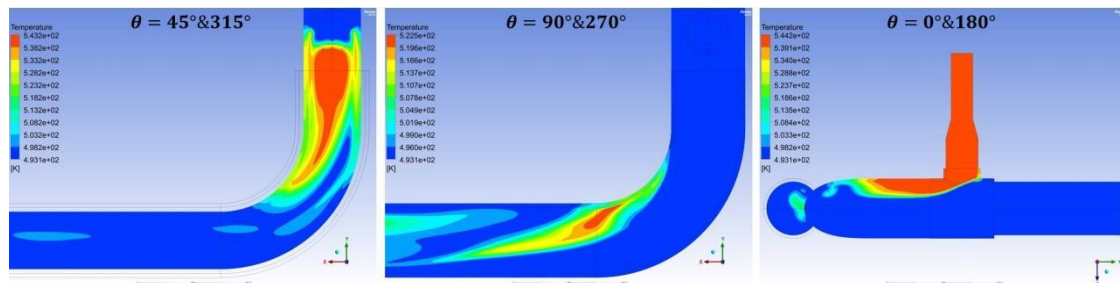


Figure ۱۰: Instantaneous Temperature Contours in Axial Cross Sections of the Pipe for Different Circumference Angles at ۱۸,۰ s (Normal Condition).

به منظور بررسی و مقایسه شدت نوسانات دمای سیال مجاور دیواره لوله برای چهار زاویه ۹۰، ۴۵، ۰ و ۳۱۵ درجه و نیز شناسایی محل وقوع بیشینه نوسانات در راستای طولی لوله، از نوسانات دمای بدون بعد متوسط‌گیری شده (T_{rms}^*) استفاده شده است. T_{rms}^* از طریق معادلات ۴-۶ محاسبه می‌شود:

$$(4) T_i^* = \frac{(T_i - T_c)}{(T_h - T_c)}$$

$$(5) \underline{T}^* = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N T_i^*$$

$$(6) \underline{T}_{rms}^* = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (T_i^* - \underline{T}^*)^2}$$

که T_i دمای سیال در هر گام زمانی در نقطه مورد پایش، ($T_h T_c$) حداکثر دمای سرد (گرم) سیال، T_i^* دمای لحظه‌ای بدون بعد در هر گام زمانی و \underline{T}^* دمای متوسط زمانی بدون بعد است. در شکل ۱۱، T_{rms}^* برحسب طول بدون بعد لوله برای چهار زاویه مذکور مقایسه شده است. همچنین در جدول ۱۰، مقدار و محل وقوع بیشینه T_{rms}^* برای این چهار زاویه آورده شده است. همان‌طور که ملاحظه می‌شود، بیشینه شدت نوسانات مربوط به زاویه ۴۵ درجه می‌باشد، که این عدم تقارن شدید بین زوایای متقابل (۴۵ و ۳۱۵ درجه که در یک ارتفاع برابر نسبت به محور مرکزی لوله قرار دارند) می‌تواند ناشی از زانویی در پایین دست جریان باشد.

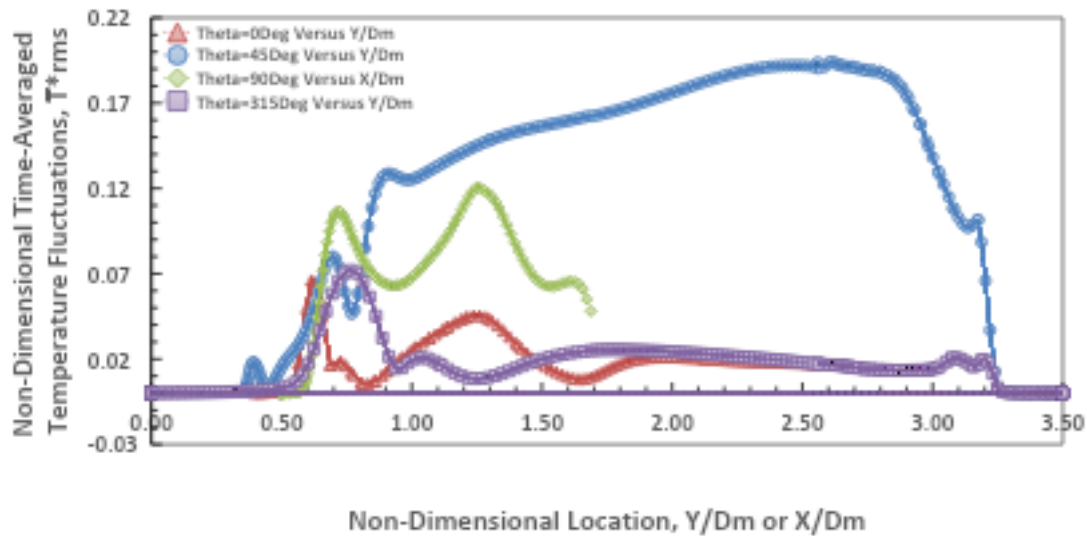


Figure 11: Non-Dimensional Temperature Fluctuations of Fluid Adjacent to the Pipe Wall versus Non-Dimensional Length for Different Circumference Angles (Normal Condition).

Table 10: Location and Value of Non-Dimensional Time-Averaged Temperature Fluctuations (Normal Condition).

θ°	Max of T_{rms}^*	Location
0	0.0661	$\frac{Y}{D_m} = 0.6149$
45	0.1938	$\frac{Y}{D_m} = 2.5590$
90	0.1204	$\frac{X}{D_m} = 1.2476$
315	0.0720	$\frac{Y}{D_m} = 0.7656$

در شکل ۱۲، بیشینه نوسانات دمای سیال در مجاورت دیواره داخلی لوله برای زوایای مختلف نشان داده شده است. در جدول ۱۱، مقدار بیشینه نوسان و فرکانس وقوع آن برای هر زاویه به صورت مجزا تعیین شده است. زاویه ۴۵ درجه با اینکه بیشترین دامنه نوسان دما را به خود اختصاص داده است، اما کمترین فرکانس نوسان را دارد. بالعکس در زاویه ۰ درجه کمترین نوسان دما با بیشترین فرکانس رخ داده است. البته بیشینه اختلاف تنها در حدود ۰/۱۳ Hz می‌باشد، لذا این موضوع خیلی به اهمیت زوایا با نوسان دمای کم نمی‌افزاید. با توجه به فرکانس نه چندان زیاد نوسانات، لذا پیش‌بینی می‌شود که خستگی حرارتی چرخه بالا در دراز مدت برای سیستم آب تغذیه اصلی نیروگاه مورد مطالعه مشکل‌ساز شود.

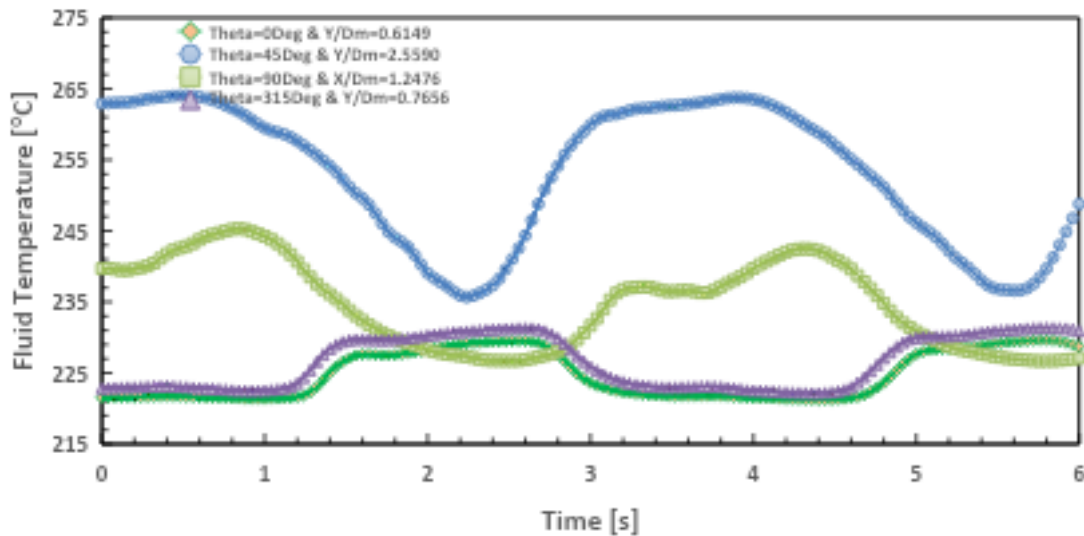


Figure ۱۲: Maximum Temperature Fluctuations of Fluid Adjacent to the Pipe Wall during the Last ۶ s at Different Circumference Angles (Normal Condition).

Table ۱۱: Maximum Temperature Fluctuations of Fluid and Related Frequency at Different Circumference Angles (Normal Condition).

Parameter	Value	Time Duration	Frequency
$\Delta T_{Max}^{0^\circ}$	۸.۳۷ °C	۱,۴۰ s $\Delta t =$	۰.۷۱ Hz
$\Delta T_{Max}^{45^\circ}$	۲۸.۳۶ °C	۱,۷۲ s $\Delta t =$	۰.۵۸ Hz
$\Delta T_{Max}^{90^\circ}$	۱۸.۶۰ °C	۱,۶۸ s $\Delta t =$	۰.۵۹ Hz
$\Delta T_{Max}^{315^\circ}$	۹.۱۷ °C	۱,۴۴ s $\Delta t =$	۰.۶۹ Hz

با توجه به اینکه بیشینه نوسانات مربوط به زاویه ۴۵ درجه می‌باشد، لذا در ادامه نتایج حالت غیر عادی فقط برای این زاویه گزارش شده است و با حالت عادی مقایسه شده است. در شکل ۱۳، بیشینه و کمینه دمای سیال در مجاورت دیواره لوله در زاویه ۴۵ درجه برای هر دو حالت عادی و غیر عادی نشان داده شده است. مشاهده می‌شود که کاهش دمای ورودی به خط لوله اصلی تأثیر چشمگیری بر شکل جریان بعد از اختلاط ندارد. لذا الگوی اختلاط حرارتی در اتصال T شکل سیستم مورد مطالعه وابستگی چندانی به دما ندارد و تقریباً ثابت است.

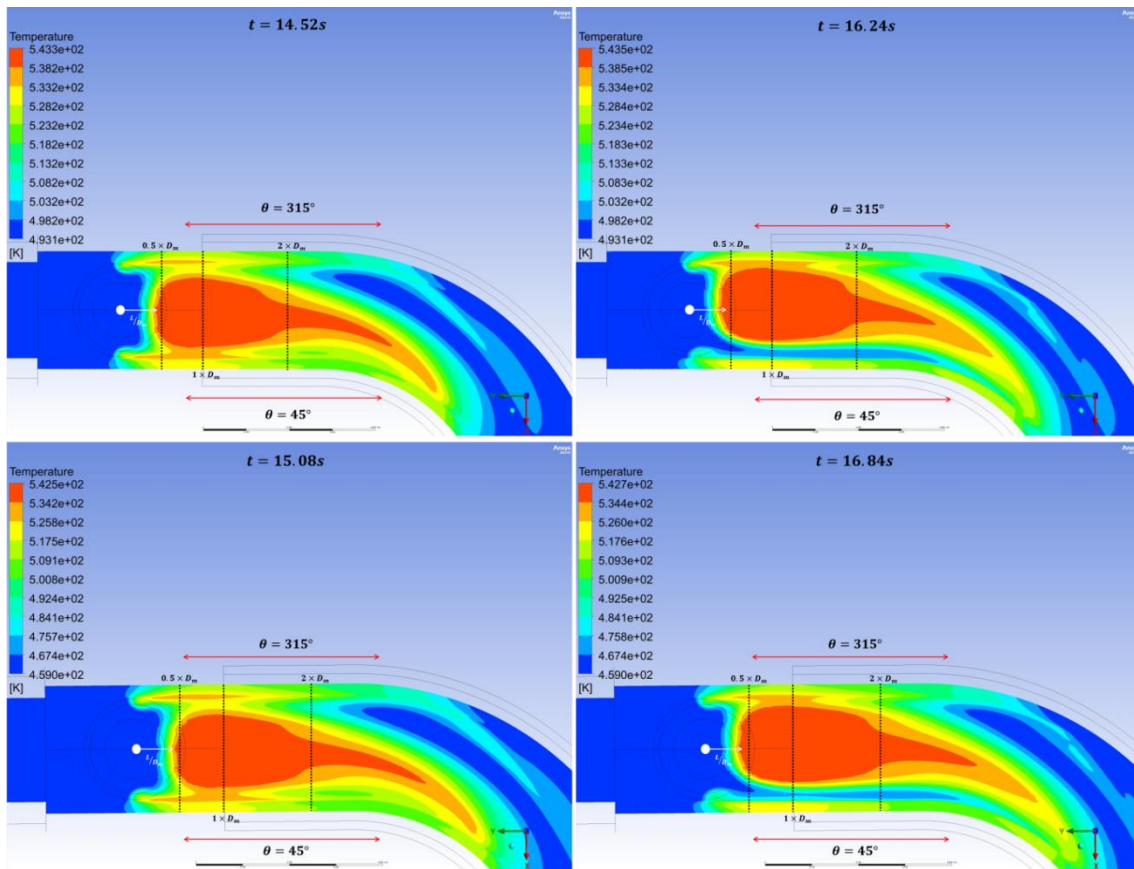


Figure ۱۳: Cross Sectional Instantaneous Temperature Contour: Maximum (Left) and Minimum (Right) Temperature at $\theta = 45^\circ$ for Normal (Up) and Abnormal (Down) Conditions.

اگر فاصله از مرکز اتصال T شکل با L نشان داده شود، در شکل ۱۴ مقدار T_{rms}^* برای حالت‌های عادی و غیر عادی در فواصل مختلف از مرکز اتصال T شکل نشان داده شده است. با توجه به ثابت بودن الگوی جریان در هر دو حالت، لذا مقدار بیشینه نوسانات نیز در محل‌های تقریباً مشابهی رخ داده است، با این حال محل بیشینه نوسانات در حالت غیر عادی کمی به مرکز اتصال T شکل نزدیک‌تر شده است. در شکل ۱۵، بیشینه نوسانات دمای سیال و لوله در هر دو حالت طی ۶ ثانیه پایانی محاسبات نشان داده شده است. همان‌طور که مشخص است، پیک دمای سیال در حالت غیر عادی حدود 50°C درجه نسبت به حالت عادی کاهش داشته است. اما از طرف دیگر حد پایین آن تقریباً 19°C درجه کاهش داشته، که در نتیجه آن نوسان دمای سیال به اندازه حدوداً 14°C (نزدیک به ۵۰ درصد) افزایش یافته است. این در حالی است که دمای خط اصلی در حالت غیر عادی فقط ۱۵/۵ درصد نسبت به حالت عادی کم‌تر می‌باشد. لذا در حالت غیر عادی، اثرات مخرب در اثر افزایش دامنه نوسانات دما شدیداً افزایش می‌یابد. علاوه بر آن، کاهش حد پایین دما، شدت تخریب بیشتری را به لوله تحمیل خواهد کرد، چرا که میزان ترد شدن فولاد در دماهای پایین، افزایش می‌یابد. جزئیات بیشتر در خصوص بیشینه و کمینه دمای سیال و لوله، بیشینه نوسان دما، فرکانس و محل وقوع آن برای هر دو حالت عادی و غیر عادی در جدول ۱۲ آورده شده است.

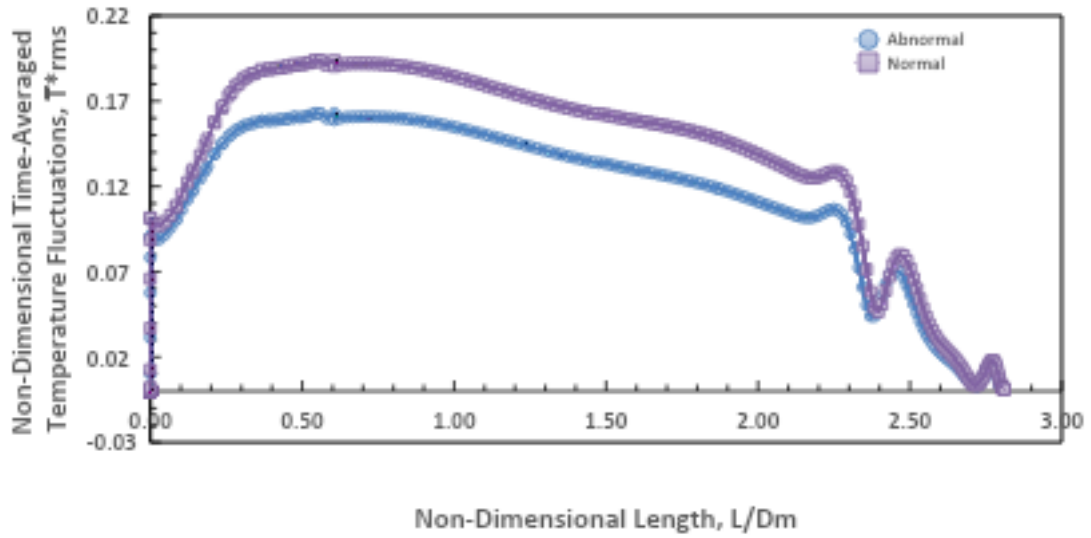


Figure 14: Non-Dimensional Temperature Fluctuations Adjacent the Pipe Wall versus Non-Dimensional Length at $\theta = 45^\circ$ (Normal and Abnormal Conditions).

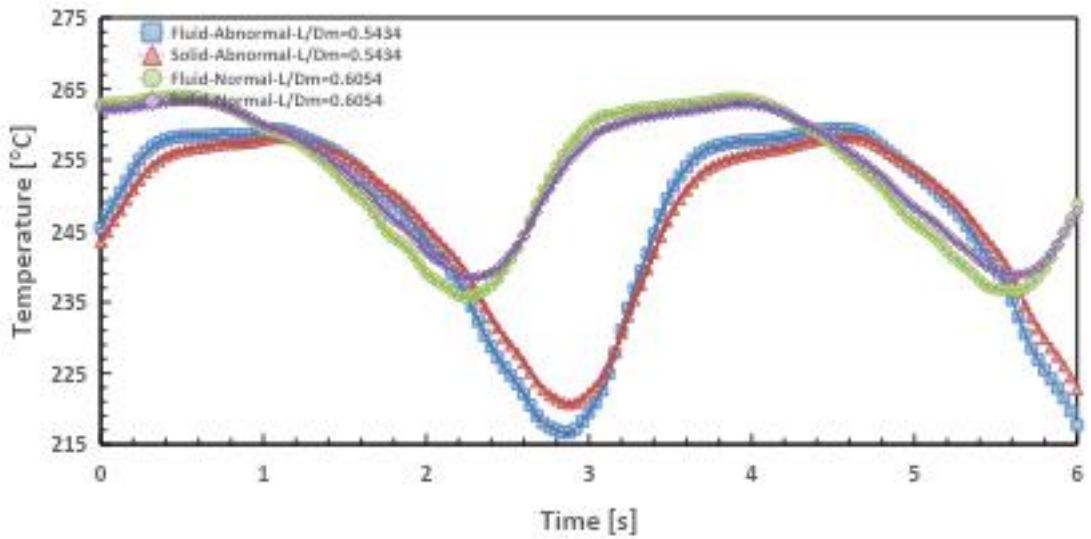


Figure 15: Maximum Temperature Fluctuations of Fluid and Solid during the Last 6 s for Normal and Abnormal Conditions ($\theta = 45^\circ$).

Table 12: Comparison of Normal and Abnormal Conditions Temperature Fluctuations ($\theta = 45^\circ$).

Operating Condition	Max Temp of Fluid	Min Temp of Fluid	Max Temp of Solid	Min Temp of Solid	$\Delta T_{Max}^{45^\circ}$ of Fluid	$\Delta T_{Max}^{45^\circ}$ of Solid	Frequency	
							Fluid	Solid

Normal	۲۶۴,۰۰ °C at t=۱۴,۵ ۲ s	۲۳۵,۶۸ °C at t=۱۶,۲ ۴ s	۲۶۳,۳۲ °C at t=۱۴,۵ ۶ s	۲۳۸,۴۳ °C at t=۱۶,۲ ۸ s	۲۸,۳۷ °C at $\Delta t =$ ۱,۷۲ s	۲۴,۸۹ °C at $\Delta t =$ ۱,۷۲ s	۰,۵۸ Hz	۰,۵۸ Hz
Abnor mal	۲۵۹,۳۸ °C at t=۱۵,۰ ۸ s	۲۱۶,۶۷ °C at t=۱۶,۸ ۴ s	۲۵۸,۱۸ °C at t=۱۵,۱ ۲ s	۲۲۰,۶۹ °C at t=۱۶,۸ ۸ s	۴۲,۷۱ °C at $\Delta t =$ ۱,۷۶ s	۳۷,۴۹ °C at $\Delta t =$ ۱,۷۶ s	۰,۵۷ Hz	۰,۵۷ Hz

با توجه به فرکانس کم نوسانات دمای سیال، لذا دمای سطح داخلی لوله بسیار نزدیک به دمای سیال با یک تأخیر ۰/۰۴ ثانیه‌ای بین دست آمده است، به طوری که اختلاف بیشینه نوسان دمای سطح داخلی لوله حدود ۴ الی ۵ درجه کم‌تر از سیال می‌باشد. علی‌رغم اختلاف شدید نوسانات دمایی در دو حالت عادی و غیر عادی، فرکانس نوسانات دما در هر دو حالت بسیار نزدیک به هم می‌باشد.

عامل مهم دیگری که باعث تخریب خطوط لوله فولاد کربنی و وقوع حوادث بسیاری در نیروگاه‌های هسته‌ای جهان شده است، پدیده شناخته شده خوردگی شتاب یافته ناشی از سیال^{۱۳۸} می‌باشد که منجر به ایجاد ترک ناشی از خوردگی در لوله می‌شود [۲۹, ۳۰]. حال اگر پدیده FAC و خستگی حرارتی با هم تلفیق شوند، پدیده ترک ناشی از خوردگی توأم با تنش^{۱۳۹} که نرخ تخریب بیشتری دارد ایجاد می‌شود که باعث وقوع رویدادهای بسیاری در صنعت هسته‌ای بوده است [۹]. در شکل ۱۶، توزیع تنش برشی و همچنین توزیع دمای سیال مجاور سطح داخلی دیواره لوله نشان داده شده است. همانطور که مشاهده می‌شود در محدوده وقوع بیشینه نوسانات دما که متعلق به زاویه ۴۵ درجه می‌باشد، تنش برشی دیواره مقدار قابل توجهی دارد. با توجه به رابطه مستقیم ضریب انتقال جرم در پدیده FAC با تنش برشی دیواره [۳۱]، لذا ضروری است که در محاسبه عمر این اتصال T شکل، وقوع پدیده SCC به صورت دقیق بررسی گردد. این موضوع در تحلیل‌های آتی (تحلیل مکانیکی خستگی حرارتی و تحلیل FAC) در راستای همین پژوهش تعیین خواهد شد.

^{۱۳۸} Flow-Accelerated Corrosion (FAC)

^{۱۳۹} Stress-Corrosion Cracking

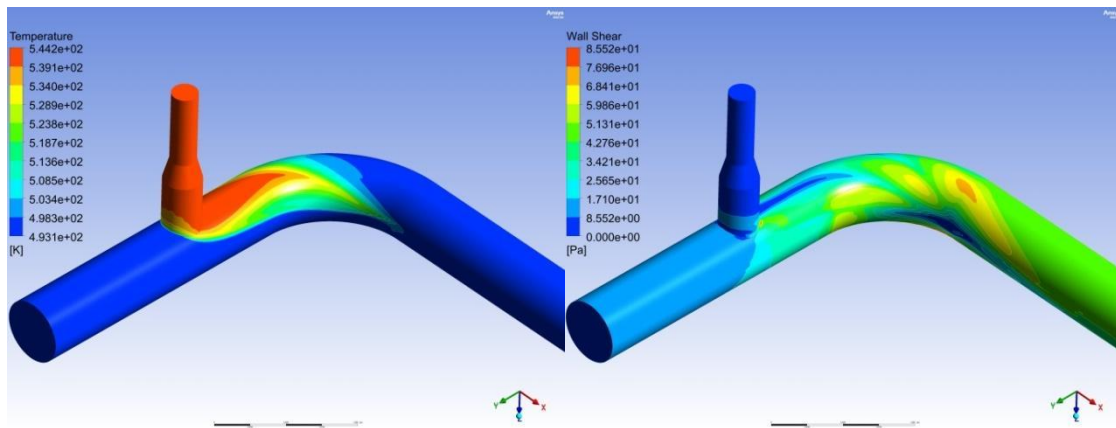


Figure ۱۶: Wall Shear and Fluid Temperature Contours Adjacent to the Inner Pipe Wall at ۱۸ s.

۵- صحت‌سنجی

به منظور بررسی صحت شبیه‌سازی انجام شده، با توجه به اینکه داده‌های تجربی در خصوص توزیع و نوسانات دما در سیستم مورد مطالعه در دسترس نیست، لذا ابتدا سیستمی که در پژوهش انجام شده توسط سان-های کیم^{۱۴۰} [۱۹] بررسی و تحلیل شده، شبیه‌سازی شده است. در پژوهش مذکور یک اتصال T شکل در سیستم برداشت حرارت از مدار اول در زمان خاموشی^{۱۴۱} مورد تحلیل CFD قرار گرفته و پدیده نوارهای حرارتی در زمان عملکرد این سیستم شبیه‌سازی شده است. در شکل ۱۷، دیاگرام سیستم مذکور و هندسه اتصال T شکل مورد بررسی نشان داده شده است. در شکل ۱۸ نیز مش بهینه جهت تحلیل CFD این اتصال T شکل نشان داده و با مش مرجع مقایسه شده است. با توجه به استفاده از مش با ساختار هگزاگونال، اعمال ضریب بایاس^{۱۴۲} در راستای طولی لوله، و در نظر گرفتن طول کوتاه‌تری برای لوله خروجی (نوسانات دما و گردابه‌های جریان از حدوداً ۶Dm به بعد شدیداً کاهش می‌یابد و جریان سیال پایدار می‌شود)، تعداد سلول‌های شبکه نسبت به مرجع در حالت بهینه بیش‌تر از نصف کاهش یافته است. در جدول ۱۳، تعداد سلول‌های شبکه آورده شده است. شرایط مرزی اعمال شده در جدول ۱۴، تنظیمات حل در جدول ۱۵ و مدل حل در جدول ۵ که دقیقاً مطابق با مرجع [۱۹] می‌باشد، آورده شده است.

^{۱۴۰} Sun-Hye Kim

^{۱۴۱} Shutdown Cooling System

^{۱۴۲} Bias

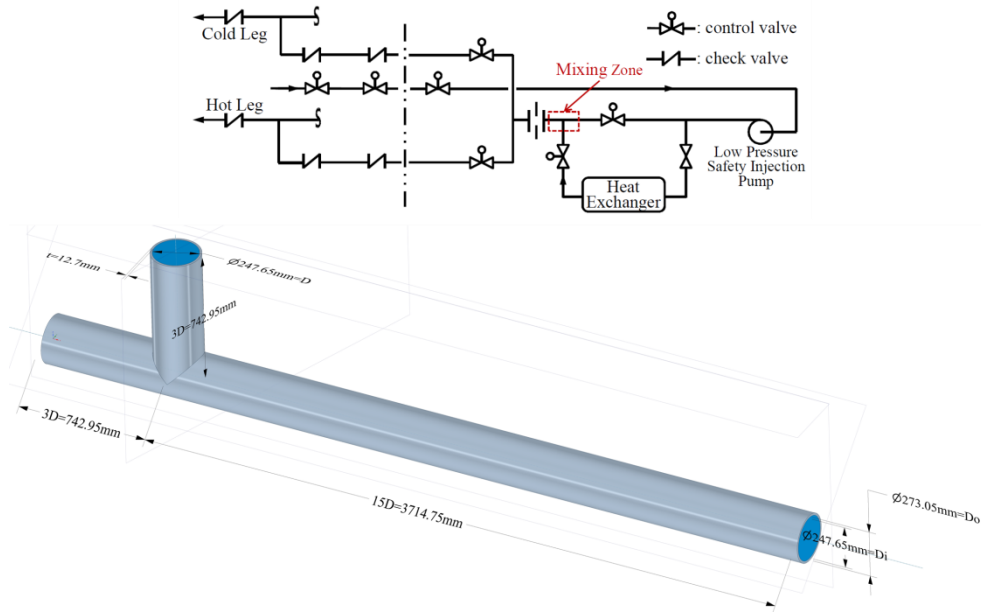


Figure ۱۷: Simplified Diagram of the Shutdown Cooling System [۱۹] and Geometry of the Studied T-Junction.

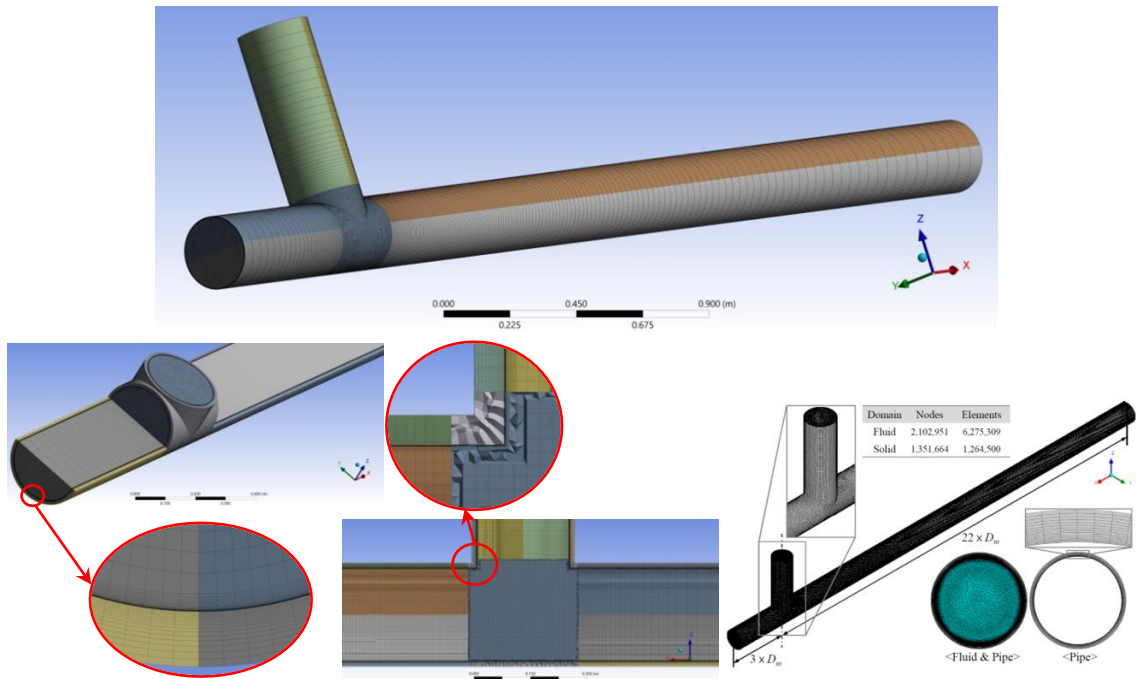


Figure ۱۸: Meshes (Up and Left: Current Study; and Right: Reference [۱۹]) for CFD analysis of Thermal Striping in a T-Junction of Shutdown Cooling System.

Table ۱۳: Meshes Details for Analysis of Shutdown Cooling System T-Junction.

	Number of Elements			Average Skewness
	Fluid	Solid	Total	
Current Study	۲,۶۷۶,۱۹۷	۹۱۵,۰۹۰	۳,۵۹۱,۲۸۷	۱,۰۴E-۱
Reference [۱۹]	۶,۲۷۵,۳۰۹	۱,۲۶۴,۵۰۰	۷,۵۳۹,۸۰۹	-

Table ۱۴: Boundary Conditions and Material Properties for Analysis of Shutdown Cooling System T-Junction.

		Temperature [°C]	Bulk Velocity [m/s]	Pressure [MPa]	Roughness [mm]	Material Properties	
						Fluid	Solid
Inlet	Main Line	۱۷۷	۱,۶۷۲	-	-	Water Data from IAPWS Library	ASME SA۳۱۲ GR. TP ۳۰۴ Defined by User
	Branch Line	۶۰	۳,۳۴۵	-	-		
Outlet		-	-	۰,۵	-		
Wall	Fluid	Convection	No Slip	-	۰,۰۱۵		
	Solid	Inner	Conduction	-	-		
		Outer				Adiabatic	

Table ۱۵: Solver Settings for Analysis of Shutdown Cooling System T-Junction.

Analysis Type	Number of Iterations	Total Time	Time Steps	Initial Condition	Advection Scheme			Convergence Criteria
					Transient Scheme	Turbulence Numeric	Other	
Steady State	۶۰۰	-	۰,۰۰۵ s	-	-	-	-	-
Transient	-	۱۶ s	۰,۰۱ s	From Steady State Analysis	Second Order Backward Euler	First Order	High Resolution	RMS < 1E-۴

در شکل ۱۹، توزیع دمای لحظه‌ای سیال در مجاورت سطح داخلی لوله و دمای سطح خارجی لوله نشان داده شده است. در مقایسه توزیع دمای حاصل از پژوهش حال حاضر با مرجع، اختلافات بسیار ناچیزی مشاهده می‌شود که می‌تواند تا حدودی ناشی از تعداد و توزیع رنگ کانتورها، نامشخص بودن سطح مقطع مورد استفاده در مرجع جهت نمایش توزیع دمای لوله (احتمالاً سطح مقطعی در نزدیکی دیواره داخلی لوله بوده نه مماس بر آن) و نهایتاً خطای ناشی از تفاوت مش‌ها و باقی‌مانده محاسبات است. البته مهم‌ترین عامل خطا ناشی از فرض تقریبی شرط مرزی فشار خروجی می‌باشد که با توجه به عدم ذکر مقدار مذکور در مرجع، لذا از یک مقدار پیش فرض بر اساس راکتورهای PWR متداول استفاده شده است. در شکل ۲۰، توزیع بردارهای سرعت لحظه‌ای با کانتور دما بر روی سطح مقطع طولی در مرکز لوله به منظور مقایسه با مرجع نشان داده شده است.

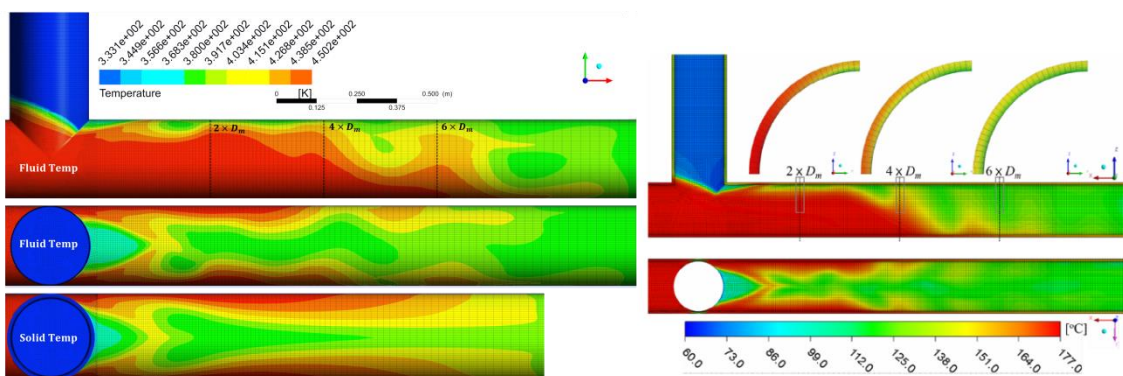


Figure ۱۹: Instantaneous Temperature Contours of the Pipe at ۰,۱ s in a T-Junction of Shutdown Cooling System (Left: Current Study; and Right: Reference [۱۹]).

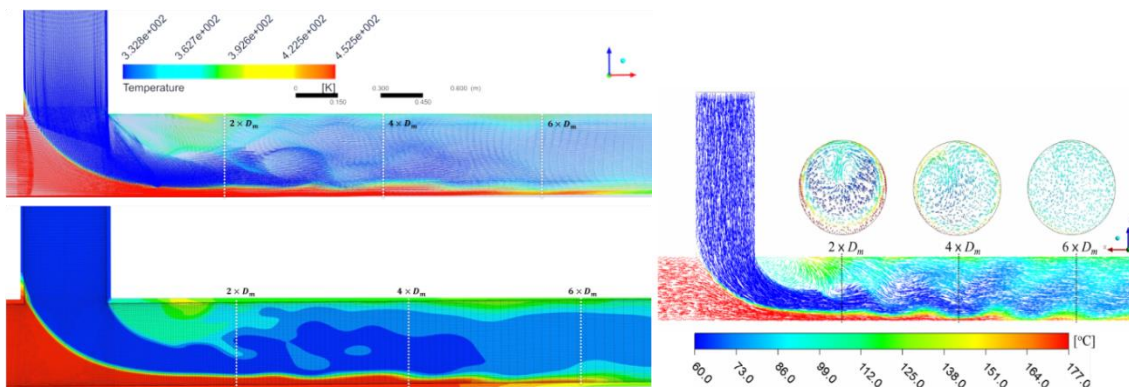


Figure ۲۰: Instantaneous Velocity Vector Contours at ۰,۱ s, Colored by Temperature in a T-Junction of Shutdown Cooling System (Left: Current Study; and Right: Reference [۱۹]).

به منظور مقایسه دقیق‌تر، برای زاویه ۴۵ درجه با مرجع در شکل ۲۱ مقایسه شده است. همچنین در جدول ۱۶، مقدار نوسانات دما و بیشینه دماهای سیال و لوله و مقادیر خطا نسبت به مرجع آورده شده است. با وجود مقداری اختلاف در برخی پارامترها با مرجع که علل عمده آن ذکر گردید، در کل مقدار خطا قابل قبول می‌باشد.

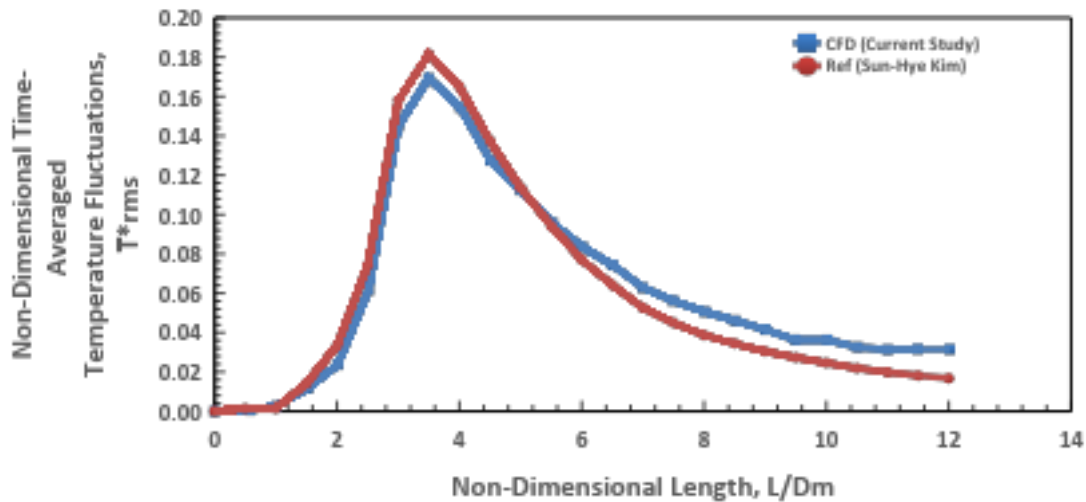


Figure ۲۱: Non-Dimensional Temperature Fluctuations near the Inner Wall at $\theta = 45^\circ$ in a T-Junction of Shutdown Cooling System (Current Study and Reference [۱۹]).

Table ۱۶: Comparison of Results with Reference for Analysis of Shutdown Cooling System T-Junction.

	$Max\ of\ T_r^+$	L/D _m	ΔT_{ave}^F [°C]	ΔT_{ave}^S [°C]	ΔT_{max}^F [°C]	ΔT_{max}^S [°C]
Current Study	۰,۱۶۹۲	۳,۴۹۷	۴۱,۳۸	۱۳,۰۱	۶۵,۹۲	۲۰,۸۱
Sun-Hye Kim Study [۱۹]	۰,۱۸۱۶	۳,۵	۴۸,۲۶	۱۲,۳۱	۶۴,۱۱	۱۸,۷۱
Relative Error %	۶,۸۲	۰,۰۸	۱۴,۲۵	۵,۷۱	۲,۸۲	۱۱,۲۶
Total Relative Error %	۶,۸۲					
Total RMSE %	۰,۹۸					

۶- بحث و نتیجه گیری

ایجاد تنش‌های حرارتی متناوب به دلیل نوسانات دمایی شدید در اتصالات T شکل خطوط لوله مدار اول و دوم نیروگاه‌های هسته‌ای باعث وقوع پدیده خستگی حرارتی چرخه بالا می‌شود. با توجه به سوابق خرابی پر تعداد ناشی از این پدیده، لذا این موضوع بسیار مهم باید چه در طراحی نیروگاه‌های جدید و چه در نگهداری نیروگاه‌های در حال بهره‌برداری در نظر گرفته شود و تخمین عمر لوله براساس آن انجام گیرد.



- مهمترین نتایج حاصل از این پژوهش که از بررسی پدیده نوارهای حرارتی در اتصال T شکل شناسایی شده مربوط به سیستم آب تغذیه اصلی یک نیروگاه VVER-1000 در دو وضعیت بهره‌برداری عادی و غیر عادی به دست آمده به شرح زیر است:
- (۱) علی‌رغم اینکه در اغلب پژوهش‌های مشابه توجهات به مدار اول و سیستم‌های متصل به آن معطوف بوده اما این پژوهش نشان داد که نوسانات دمایی شدیدی در اتصالات T شکل سیستم‌های اصلی مدار دوم نیروگاه‌های PWR دور از انتظار نیست. باتوجه اینکه اتصال T شکل مورد بررسی به سیستم آب تغذیه اصلی متصل است و شکستن آن جزء حوادث پایه طراحی با عواقب کاهش برداشت حرارت از مدار اول می‌باشد، لذا بسیار ضروری است که عمر لوله در محدوده اتصال مذکور تخمین زده شود. این کار با کوپل نتایج این پژوهش با تحلیل مکانیکی (اجزا محدود) و محاسبه تنش‌های حرارتی ایجاد شده و خستگی حرارتی امکان پذیر است.
 - (۲) نوسانات دما در زوایای محیطی مختلف بررسی شدند. با توجه به اینکه نوسانات فقط در چهار زاویه ۹۰، ۴۵، ۰ و ۳۱۵ درجه مشاهده شدند، لذا با مقایسه مقدار و محل وقوع بیشینه T_{rms}^* برای این چهار زاویه، ملاحظه شد که بیشینه شدت نوسانات مربوط به زاویه ۴۵ درجه می‌باشد.
 - (۳) وجود زانویی در پایین دست جریان، عدم تقارن شدیدی بین زوایای متقابل (۴۵ و ۳۱۵ درجه که در یک ارتفاع برابر نسبت به محور مرکزی لوله قرار دارند) ایجاد کرده است. با این حال باعث دور شدن نوسانات دمایی از دیواره شده و اثر مطلوبی داشته است.
 - (۴) زاویه ۴۵ درجه بیشترین دامنه نوسان دمای سیال (حدود 28°C در حالت بهره‌برداری عادی)، اما کم‌ترین فرکانس نوسان (۵۸ هرتز) را دارد. بالعکس در زاویه ۰ درجه کم‌ترین نوسان دما با بیشترین فرکانس رخ داده است. با این حال بیشینه اختلاف تنها در حدود 0.13 Hz بوده، لذا این موضوع خیلی به اهمیت زوایا با نوسان دمای کم نمی‌افزاید. با توجه به فرکانس نه چندان زیاد نوسانات، لذا پیش‌بینی می‌شود که خستگی حرارتی چرخه بالا در دراز مدت برای سیستم آب تغذیه اصلی نیروگاه مورد مطالعه مشکل‌ساز شود.
 - (۵) الگوی اختلاط حرارتی در اتصال T شکل سیستم مورد مطالعه وابستگی چندانی به دمای سیال ورودی ندارد و تقریباً ثابت است (سرعت سیال عامل اصلی و مؤثر بر شکل جت جریان و گردابه‌های ایجاد شده پس از آن می‌باشد). با این حال، محل بیشینه نوسانات در حالت غیر عادی کمی به مرکز اتصال T شکل نزدیک‌تر شده است.
 - (۶) در حالت بهره‌برداری غیر عادی، نوسان دمای سیال به اندازه حدوداً 14°C (نزدیک به ۵۰ درصد) افزایش یافته است (رسیدن نوسان دمای سیال به حدود 43°C). این در حالی است که دمای خط اصلی در حالت غیر عادی فقط $15/5$ درصد نسبت به حالت عادی کم‌تر می‌باشد. لذا در حالت غیر عادی، اثرات مخرب در اثر افزایش دامنه نوسانات دما شدیداً افزایش می‌یابد. علاوه بر آن، کاهش حد پایین دما، شدت تخریب بیشتری را به لوله تحمیل خواهد کرد، چرا که میزان ترد شدن فولاد در دماهای پایین، افزایش می‌یابد. این موضوع اهمیت ویژه عملکرد HPH را نشان می‌دهد، چرا که علاوه بر افزایش راندمان سیکل حرارتی، تأثیری چشمگیری بر افزایش عمر خط لوله در محدوده اتصال T شکل بعد از آن دارد.
 - (۷) با توجه به فرکانس کم نوسانات دمای سیال و زمان کافی جهت انتقال حرارت، لذا دمای سطح داخلی لوله بسیار نزدیک به دمای سیال (حدود ۴ الی ۵ درجه کم‌تر) می‌باشد، به طوری که پیک دمای سطح لوله با یک تأخیر 0.4 ثانیه‌ای نسبت به سیال رخ می‌دهد.

۸) علی‌رغم اختلاف شدید نوسانات دمایی در دو حالت عادی و غیر عادی، فرکانس نوسانات دما در هر دو حالت بسیار نزدیک به هم می‌باشد.

۹) جنس خطوط لوله سیستم‌های مدار دوم از فولاد کربنی می‌باشد که حساسیت بالایی به پدیده FAC دارد. نرخ خوردگی ناشی از FAC با تنش برشی دیواره رابطه مستقیمی دارد. نتایج نشان داد که تنش برشی در زاویه ۴۵ درجه اتصال T شکل مورد بررسی که بیشترین نوسان دمایی را دارد، مقدار قابل توجهی دارد که می‌تواند نرخ تخریب در این ناحیه را در اثر برهم‌کنش دو پدیده خستگی حرارتی و FAC به شدت افزایش دهد. این موضوع ضرورت بررسی برهم‌کنش دو پدیده مذکور در محدوده این اتصال را نشان می‌دهد.

۷- مراجع

- [۱] Basin, S. L., Burns, E. T. (1977). *Characteristics of Pipe System Failures in Light Water Reactors*. EPRI NP-438 (Research Project 705-1), Electric Power Research Institute, California.
- [2] Bush, S. H., Do, M. J., Slavich, A. L., Chockie, A. D. (1996). *Piping Failures in United States Nuclear Power Plants: 1961-1995*. SKI Report 96:20, Statens Karnkraft inspection, Swedish Nuclear Power Inspectorate.
- [۳] CSNI Integrity and Ageing Working Group (2005). *Thermal Cycling in LWR Components in OECD-NEA Member Countries*. NEA/CSNI/R(2005)8, OECD-Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations.
- [۴] Gosselin, S. R., Simonen F. A., Heasler P. G., Doctor S. R. (2007). *Fatigue Crack Flaw Tolerance in Nuclear Power Plant Piping: A Basis for Improvements to ASME Code Section XI, Appendix L*. NUREG/CR-6934, PNNL-16192, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- [۵] Dahlberg, M., et al. (۲۰۱۱). *Development of a European Procedure for Assessment of High Cycle Thermal Fatigue in Light Water Reactors: Final Report of the NES-C Thermal Fatigue Project*. EUR ۲۲۷۶۳ EN, Network for Evaluating Structural Components, Mission of the Institute for Energy, European Commission, Printed in the Netherlands.
- [۶] McDevitt, M., et al. (۲۰۱۵). *Analysis and Impact of Recent Thermal Fatigue Operating Experience in the USA*. NEA/CSNI/R(۲۰۱۷)۲/ADD۱, Appendix ۴, OECD/NEA/CSNI-WGIAGE: Fourth International Conference on Fatigue of Nuclear Reactor Components, ۲۸th September-۱st October, Sevilla, Spain.
- [۷] IAEA (2003). *Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Primary piping in PWRs*. IAEA-TECDOC-1361, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.

- [۸] IAEA (۲۰۲۳). *Fatigue Assessment in Light Water Reactors for Long Term Operation: Good Practices and Lessons Learned*. Nuclear Energy Series No. NR-T-۳,۳۶, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- [۹] WANO (2023). *Stress Corrosion Cracking in Welded Areas of Safety Injection Pipes*. SER 2023-02, Significant Event report, World Association of Nuclear Operators.
- [۱۰] Lewis, E. E. (1977). *Nuclear Power Reactors Safety*. New York: Wiley-Interscience Publication.
- [۱۱] IAEA (2003). *Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors*. Safety Reports Series No. 30, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- [۱۲] White, F. M. (۲۰۱۶). *Fluid mechanics*. Eight Edition, WCB/McGraw-Hill.
- [۱۳] Forsythe, J. R., Hoffmann, K. A., Cummings, R. M., and Squires, K. D., (۲۰۰۲). *Detached-eddy simulation with compressibility corrections applied to a supersonic axisymmetric base flow*. Journal of Fluids Engineering, ۱۲۴, ۹۱۱-۹۲۳.
- [۱۴] Jayaraju, S. T., Komen, E. M. J., and Baglietto, E., (۲۰۱۰). *Suitability of wall-functions in Large Eddy Simulation for thermal fatigue in a T-junction*. Nuclear Engineering and Design, ۲۴۰, ۲۵۴۴-۲۵۵۴.
- [۱۵] Kuczaj, A. K., Jager, B. D., and Komen, E. (۲۰۰۸). *An assessment of large eddy simulation for thermal fatigue prediction*. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (۲۰۰۸).
- [۱۶] Odemark, Y., Green, T. M., Angele, K., Westin, J., Alavyoon, F., and Lundstrom, S. (۲۰۰۹). *High-Cycle Thermal Fatigue in Mixing Tees: New Large-Eddy Simulations Validated Against New Data Obtained by PIV in the Vattenfall Experiment*. ASME Conference Proceedings, ۷۷۵-۷۸۵.
- [۱۷] Kamide, H., Igarashi, M., Kawashima, S., Kimura, N., and Hayashi, K. (۲۰۰۹). *Study on mixing behavior in a tee piping and numerical analyses for evaluation of thermal striping*. Nuclear Engineering and Design, ۲۳۹, ۵۸-۶۷.
- [۱۸] Wang, M., et al. (۲۰۱۸). *Study on the coolant mixing phenomenon in a 45 degrees T junction based on the thermal-mechanical coupling method*. Applied Thermal Engineering.
- [۱۹] Kim, S. H., et al. (۲۰۱۳). *Hydro-thermo-mechanical analysis on high cycle thermal fatigue induced by thermal striping in a T-junction*. Journal of Mechanical Science and Technology ۲۷ (۱۰) ۳۰۸۷-۳۰۹۵.

- [۲۰] Wong, Y. H., Lampunio, L., Duan, Y., Eaton, M., D., Bluck, M. J., (۲۰۲۴). *Effect of different momentum ratios and Reynolds number in a T-junction with an upstream elbow*. Nuclear Engineering and Design ۴۲۸, ۱۱۳۰۲۳.
- [۲۱] Slade, J. P., Gendron, S. T. (۲۰۰۵). *FAC and cracking of carbon steel piping in primary water-operating experience at the Point Lepreau Generating station*. in Proceedings of the ۱۲th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-water Reactors, pp.۷۷۳-۷۸۴.
- [۲۲] ANSYS CFX (۲۰۱۷). CFX-Solver Theory & Reference Guide, Release ۱۸,۰.
- [۲۳] Nakamura, A., Oumaya, T., and Takenaka, N. (۲۰۰۹). *Numerical investigation of thermal striping at a mixing tee using detached eddy simulation*. The ۱۳th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics.
- [۲۴] Westin, J., Veber, P., Andersson, L., Mannetje, C. T., Andersson, U., Eriksson, J., Henriksson, M. E., Alavyoon, F., and Andersson, C. (۲۰۰۸). *High-Cycle Thermal Fatigue in Mixing Tees: Large-Eddy Simulations Compared to a New Validation Experiment*. ASME Conference Proceedings, ۵۱۵-۵۲۵.
- [۲۵] Westin, J., Alavyoon, F., Andersson, L., Veber, P., Henriksson, M. E., and Andersson, C., (۲۰۰۶). *Experiments and unsteady CFD calculations of thermal mixing in a T-junction*. OECD/NEA/IAEA Workshop on the Benchmarking of CFD Codes for Application to Nuclear Reactor Safety, Munich, Germany, ۱-۱۵.
- [۲۶] Forsythe, J. R., Hoffmann, K. A., Cummings, R. M., and Squires, K. D. (۲۰۰۲). *Detached-eddy simulation with compressibility corrections applied to a supersonic axisymmetric base flow*, Journal of Fluids Engineering, ۱۲۴, ۹۱۱-۹۲۳.
- [۲۷] Spalart, P. R. (۲۰۰۹). Detached-Eddy Simulation, Annual Review of Fluid Mechanics, ۴۱, ۱۸۱-۲۰۲.
- [۲۸] De Santis, A., Shams, A. (۲۰۱۸). Assessment of different URANS models for the prediction of the unsteady thermal mixing in a T-junction. Annals of Nuclear Energy ۱۲۱, ۵۰۱-۵۱۲.
- [۲۹] Sedghkarder, A., Erfaninia, A., Nematollahi, M. R. (۲۰۲۰). *2D PIV study of flow accelerated corrosion downstream a typical industrial gate valve*. Progress in Nuclear Energy ۱۲۱, ۱۰۳۲۶۰.
- [۳۰] Prasad, M., et al. (۲۰۱۸). *Pipe wall thickness prediction with CFD based mass transfer coefficient and degradation feedback for flow accelerated corrosion*. Progress in Nuclear Energy ۱۰۷, ۲۰۵-۲۱۴.

[۳۱] Erfaninia, A., Nematollahi, M. R. (۲۰۱۶). *Numerical study of mass transfer coefficient in a T-junction*. International Journal of Hydrogen Energy, xxx, ۱-۹.

ارزیابی شکنندگی لرزه‌ای سازه پوشش ایمنی رآکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از تحلیل دینامیکی افزایشی در ABAQUS (کد مقاله: ۱۵۱۰)

محمد امین مشفق قیچاق^{*}، عطاالله ربیعی^۱، محمدرضا نعمت‌اللهی^۱
۱- دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

این پژوهش عملکرد لرزه‌ای سازه پوشش ایمنی رآکتور تحقیقاتی تهران را با استفاده از تحلیل دینامیکی نموی (IDA) و هفت رکورد زلزله طیف سازگار ارزیابی می‌کند. رفتار غیرخطی بتن از $PGA = 0.1g$ آغاز می‌شود که در این مرحله ترک‌های جزئی (≥ 2 میلی‌متر) ظاهر می‌شوند، در حالی که کمانش پوشش فولادی در $PGA = 0.4g$ رخ می‌دهد. مقادیر تنش بحرانی در بتن (۱۸ مگاپاسکال) و پوشش فولادی (۴۴/۵ مگاپاسکال) با استانداردهای IAEA SSG-۶۴ و ASCE/SEI ۴۳-۰۵ مطابقت دارد. تحلیل حساسیت مش‌بندی نشان داد که اندازه بهینه مش ۲۰ سانتی‌متر است که تعادلی بین دقت (خطای $\geq 5\%$) و زمان محاسباتی (۱۹ ساعت) برقرار می‌کند. پارامترهای شکنندگی برای سه حالت خرابی استخراج شدند: ترک‌های جزئی در $\eta_1 = 0.2g$ با $\beta_1 = 0.18$ ، ترک‌های گسترده در $\eta_2 = 0.33g$ با $\beta_2 = 0.20$ و کمانش پوشش فولادی در $\eta_3 = 0.4g$ با $\beta_3 = 0.22$. تغییرپذیری رکوردهای زلزله به‌عنوان اصلی‌ترین منبع عدم قطعیت شناسایی شد، به‌ویژه برای حرکات زمین با فرکانس پایین مانند زلزله Landers که مقدار $\beta = 0.25$ را نشان داد.

کلمات کلیدی: عملکرد لرزه‌ای، تجزیه و تحلیل دینامیکی افزایشی (IDA)، منحنی شکنندگی، تجزیه و تحلیل عدم اطمینان، رآکتور تحقیقاتی تهران

Seismic Fragility Assessment of Tehran Research Reactor Containment Using Incremental Dynamic Analysis in ABAQUS

Mohammad Amin Moshfeghi Gebchag¹, Ataollah Rabiei¹, Mohammad Reza Nematollahi¹
¹- Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University, Shiraz, Iran

Abstract:

This study evaluates the seismic performance of the Tehran Research Reactor containment structure using Incremental Dynamic Analysis (IDA) with seven spectrum-compatible earthquake records. The nonlinear behavior of concrete initiates at $PGA = 0.1g$, where minor cracks (≤ 2 mm) appear, while steel liner buckling occurs at $PGA = 0.4g$. Critical stress values in concrete (18 MPa) and the steel liner (44.5 MPa) comply with IAEA SSG-64 and ASCE/SEI 43-05 standards. A sensitivity analysis of mesh size determined the optimal value to be 20 cm, balancing accuracy ($\leq 5\%$ error) and computational time (19 hours). Fragility parameters were derived for three damage states: slight cracking at $\eta_1 = 0.2g$ with $\beta_1 = 0.18$, extensive cracking at $\eta_2 = 0.33g$ with $\beta_2 = 0.20$, and steel liner buckling at $\eta_3 = 0.4g$ with $\beta_3 = 0.22$. Record-to-record variability was identified as the primary source of uncertainty, particularly for low-frequency ground motions like the Landers earthquake ($\beta = 0.25$).

Key words: Seismic Performance, Incremental Dynamic Analysis (IDA), Fragility Curves, Uncertainty Analysis, Tehran Research Reactor

۱- مقدمه:

از آنجایی که منطقه تهران به دلیل وجود گسل‌های فعال مانند گسل مشا با ریسک لرزه‌خیزی قابل توجهی مواجه است [۱]، تحلیل و ارزیابی دقیق سازه‌های حیاتی در این شهر به‌ویژه سازه پوشش ایمنی راکتور تحقیقاتی تهران از اهمیت بالایی برخوردار است. حضور گسل‌های فعال در نزدیکی منطقه تحت نظر باعث افزایش شدت و فراوانی زلزله‌های پتانسیل بالا می‌شود که این امر می‌تواند به بروز پاسخ‌های دینامیکی غیرخطی در سازه‌های پوششی منجر گردد. از سویی دیگر، رعایت استانداردهای ایمنی هسته‌ای، به‌ویژه استانداردهای بین‌المللی نظیر (IAEA SSG-۴) و مستندات مشابه، الزام‌آور است تا سازه‌های هسته‌ای، در برابر بارهای دینامیکی ناشی از زلزله از نظر ایمنی عملکرد لازم را داشته باشند.

تحلیل شکنندگی لرزه‌ای به عنوان یک ابزار پیشرفته برای ارزیابی احتمال وقوع آسیب‌های سازه‌ای در برابر زلزله، در مطالعات متعدد مورد بررسی قرار گرفته است. در مطالعات [۲-۴] روش‌های غیرخطی به منظور تعیین نقاط ضعف و احتمال شکست سازه پوشش راکتور ارائه شده‌اند. به عنوان نمونه، در [۵، ۶] مدل‌های شکنندگی با استفاده از داده‌های تجربی و شبیه‌سازی‌های پیشرفته برای پوشش‌های ایمنی نیروگاهی تحلیل شده‌اند. همچنین، تحقیقات [۳، ۷، ۸] به تعیین روابط آماری بین معیارهای شدت لرزه (مانند $PGA^{۱۴۳}$) و آسیب‌های قابل پذیرش در پوشش‌های هسته‌ای پرداخته‌اند؛ به گونه‌ای که این مطالعات بیان می‌کنند مدل‌های شکست غیرخطی می‌توانند احتمال وقوع آسیب‌های جدی را با دقت بیشتری نسبت به روش‌های خطی تعیین کنند. روش $IDA^{۱۴۴}$ به عنوان یک رویکرد مرحله‌ای برای ارزیابی پاسخ‌های سازه‌ای در برابر زلزله، در مقایسه با تحلیل‌های پوش اور استاتیک دارای مزایای چشمگیری است. مطالعات [۹، ۱۰] به کاربرد این روش در تعیین سطوح آسیب و نقاط شروع عدم پایداری سازه پرداخته‌اند. در [۱۱، ۱۲] پژوهشگران نشان داده‌اند که IDA قادر است اثرات غیرخطی پیچیده و تغییرات تدریجی در پاسخ سازه را بهتر از روش‌های سنتی مدل‌سازی کند. همچنین، نتایج ارائه شده در [۱۳، ۱۴] کاربرد IDA در تحلیل سازه پوش و ارتباط مستقیم آن با شاخص‌های آسیب‌پذیری سازه‌ای را به تفصیل بررسی می‌کنند. در مطالعات [۱۰، ۱۵، ۱۶] از مدل‌های المان محدود جهت تحلیل دقیق سازه‌های پوشش ایمنی راکتور هسته‌ای استفاده شده و به اهمیت انتخاب مدل‌های غیرخطی برای مواد اشاره شده است. علاوه بر این، پژوهش‌های [۱۷، ۱۸] تأکید بر اعتبارسنجی نتایج شبیه‌سازی‌های عددی با داده‌های تجربی داشته و نقش تعیین‌کننده مدل‌سازی دقیق رفتار بتن و فولاد در تحلیل شکنندگی را نشان داده‌اند. در نهایت، مطالعه [۱۹] با استفاده از ABAQUS به تحلیل‌های این سازه‌ها پرداخته و جزئیات مدل‌سازی اجزای سازه‌ای از جمله برهمکنش بتن-فولاد را به دقت مستندسازی نموده است. با وجود پیشرفت‌های حاصل شده، اکثر مطالعات موجود به تحلیل شکنندگی سازه پوشش ایمنی راکتورهای قدرت پرداخته‌اند [۵، ۹، ۱۰]؛ در حالی که سازه‌های مربوط به راکتورهای تحقیقاتی که از نظر ابعاد و طراحی تفاوت‌های قابل توجهی دارند، کمتر مورد توجه قرار گرفته‌اند. همچنین، استفاده از روش IDA در تحلیل سازه‌های پوشش ایمنی راکتور هسته‌ای نسبت به سازه‌های دیگر همچنان محدود است [۱۴، ۱۲]؛ لذا تحقیقات بیشتر در جهت تطبیق مدل‌های پیشرفته با داده‌های تجربی و شبیه‌سازی‌های دقیق جهت سازه پوشش راکتور تحقیقاتی، مورد نیاز است.

^{۱۴۳} Peak Ground Acceleration

^{۱۴۴} Incremental Dynamic Analysis

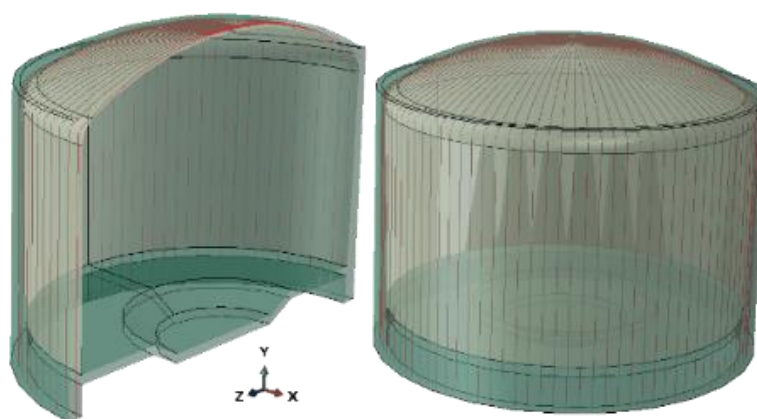
۲- روش کار:

راکتور تحقیقاتی تهران ($TRR^{۱۴۵}$) یک راکتور از نوع استخری و $MTR^{۱۴۶}$ است که برای تولید رادیوایزوتوپ، آموزش پرسنل و پرتودهی نمونه‌های تحقیقاتی مورد استفاده قرار می‌گیرد. این راکتور در سال ۱۹۶۷ با استفاده از اورانیوم با غنای بالا ($HEU^{۱۴۷}$) که بیش از ۹۰٪ در ایزوتوپ U^{235} غنی شده است، شروع به فعالیت کرد. در سال‌های بعد، در راستای معاهده منع گسترش تسلیحات هسته‌ای آژانس بین‌المللی انرژی اتمی (IAEA-NPT)، از سوخت جدید با اورانیوم با غنای پایین ($LEU^{۱۴۸}$) که میزان غنی‌سازی آن کمتر از ۲۰٪ در U^{235} بود، استفاده گردید. این راکتور از نوع استخری، ناهمگن^{۱۴۹} و دارای سوخت جامد بوده و آب سبک در آن نقش خنک‌کننده، محافظ و بازتاب‌دهنده را ایفا می‌کند. همچنین، TRR برای فعالیت در حداکثر توان حرارتی ۵ مگاوات با سیستم خنک‌سازی اجباری طراحی و مجوز بهره‌برداری آن صادر شده است. [۲۰، ۲۱]. این راکتور نقش مهمی در حوزه‌های تحقیقاتی و آموزشی ایفا می‌کند؛ از جمله در تولید رادیوایزوتوپ‌های مورد استفاده در پزشکی و ارائه آموزش‌های تخصصی هسته‌ای به دانشجویان و پژوهشگران. به همین دلیل، تأسیسات مربوط به این راکتور، به عنوان یکی از ارکان زیرساخت‌های تحقیقاتی هسته‌ای کشور، اهمیت ویژه‌ای دارند.

۲-۱- مدل‌سازی المان محدود در نرم‌افزار آباکوس

ساختار پوشش راکتور تحقیقاتی تهران، از نوع سازه‌های بتنی مسلح با پوشش داخلی فلزی در تنها سقف سازه می‌باشد. دیواره‌های بتنی به‌گونه‌ای طراحی شده‌اند تا در برابر بارهای داخلی و خطرات محیطی مقاومت لازم را داشته باشد. مشخصات کلی پوشش به‌صورت زیر است:

پوشش بتنی دارای دیواره‌های استوانه‌ای به همراه یک گنبد نیم‌کره‌ای می‌باشد که از لحاظ هندسی با یکدیگر یکپارچه عمل می‌کنند. بتن با خواص مکانیکی بالا (با مقاومت فشاری تعیین شده از استانداردهای روز) و میلگردهای جایگذاری شده به‌عنوان تقویت‌کننده در آن به کار رفته‌اند. پوشش داخلی فلزی با ضخامت تعیین شده و خواص مکانیکی مطابق با استانداردهای بین‌المللی، به‌عنوان یک پوشش درونی جهت تضمین عایق بودن به بتن در قسمت گنبدی سازه چسبانده شده است [۲۲]. سیستم پیش‌تنیدگی از تاندون‌های پیش‌تنیده تشکیل شده که به‌صورت مدور و عمودی در سازه به‌منظور مقابله با نیروهای کششی ناشی از بارهای دینامیکی و فشار داخلی به کار گرفته شده است. ارزیابی‌های قبلی لرزه‌ای بر روی بارهای طراحی زلزله



^{۱۴۵} Tehran Research Reactor

^{۱۴۶} Material Testing Reactor

^{۱۴۷} Highly Enriched Uranium

^{۱۴۸} Low Enriched Uranium

^{۱۴۹} Heterogeneous

(DBE^{۱۵۰}) متمرکز بوده‌اند که شاخص‌هایی نظیر PGA از تحلیل‌های PSHA برای منطقه تهران استخراج شده‌اند [۲۳]. با این حال، این مطالعات به‌طور صریح به زلزله‌های فرا-طراحی یا تأثیرات تجمعی پیری سازه پرداخته نشده‌اند. آسیب‌پذیری‌های شناسایی شده شامل کمانش صفحه فلزی (به دلیل نازکی ۶ میلی‌متری)، فرسودگی تاندون‌های پیش‌تنیده و گسترش ترک‌های بتن بیش از ۲ میلی‌متر (در مناطق بحرانی مانند اتصال دیوار به گنبد) می‌باشد [۲۲، ۲۴، ۲۵]. این موارد نیازمند ارزیابی‌های دقیق‌تر با استفاده از روش‌های تحلیل شکنندگی جهت تعیین سطح مقاومت پوشش ایمنی در برابر سناریوهای متعدد زلزله است.

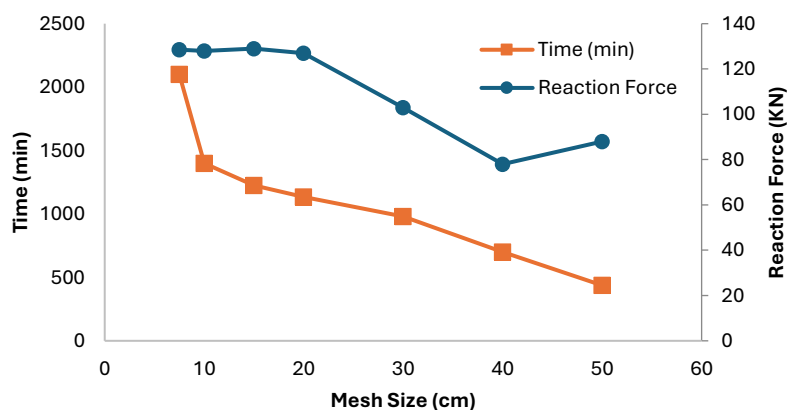
شکل ۱: سازه مدل شده در نرم‌افزار آباکوس

۲-۲- مدل‌های مواد

برای بتن، از مدل $CDP^{۱۵۱}$ استفاده شده است که منحنی‌های تنش-کرنش فشاری و کششی بر اساس مقاومت فشاری f'_c برای ۶۰MPa تعریف می‌شود. برای پوشش فلزی، از مدل ماده الاستیک-پلاستیک با مقدار تنش تسلیم $f_y = ۲۳۵\text{MPa}$ استفاده گردیده است.

۲-۳- تحلیل حساسیت شبکه مش بندی

در تحلیل حساسیت مش بندی، اندازه مش ۲۰ سانتی‌متر به‌عنوان اندازه بهینه انتخاب شد که تعادل مناسبی بین دقت و کارایی محاسباتی ایجاد می‌کند. این اندازه مش با تولید نیروی تیکه‌گاهی (RF1) برابر ۱۲۷ کیلونیوتن و زمان محاسباتی ۱۹ ساعت، نتایجی نزدیک به مش‌های ظریف‌تر (مانند ۱۵ و ۱۰ سانتی‌متر) ارائه می‌دهد، در حالی که زمان محاسبه را به‌طور قابل توجهی کاهش می‌دهد. مدل نهایی شامل ۴۰۶۲۹ گره و ۲۳۶۰۲ المان است که شامل ۱۷۰۸۶ المان چهاروجهی درجه دوم (C3D10)، ۲۶۹۵ المان چهارضلعی خطی (S4R)، ۲۱ المان مثلثی خطی (S3) و ۳۸۰۰ المان خطی (B31) می‌باشد.



^{۱۵۰} Design Base Earthquake

^{۱۵۱} Concrete Damaged Plasticity

شکل ۲ نمودار تحلیل حساسیت مش بندی

۴-۲- اعتبارسنجی مدل:

با استفاده از روش تحلیل مدهای طبیعی [۲۶، ۲۷]، مراحل به صورت زیر طی شده است:

ابتدا معادله حرکات آزاد به صورت $M \ddot{y}(t) + K u(t) = 0$ تعریف شده و با فرض حل هارمونیک $(u(t) = \varphi e^{i\omega t})$ ، معادله به فرم $(K - \omega^2 M) \varphi = 0$ تبدیل می‌شود. برای یک سیستم تک درجه آزادی با جرم مؤثر $m = 4.2 \times 10^6$ کیلوگرم و سختی مؤثر $k = 1.58 \times 10^9$ نیوتن بر متر، معادله به صورت

$$\omega^2 = \frac{k}{m} = \frac{1.58 \times 10^9}{4.2 \times 10^6} = 376.2$$

حل می‌شود که از آن حاصل می‌شود:

$$\omega = \sqrt{376.2} \approx 19.39 \text{ رادیان بر ثانیه}$$

سپس با تبدیل به هرتز $(f = \omega / (2\pi))$ ، فرکانس طبیعی بدست می‌آید:

$$f \approx \frac{19.39}{2\pi} \approx 3.08 \text{ هرتز}$$

این مقدار تحلیلی (۳/۰۸ هرتز) با نتیجه تحلیل آیکنولیو^{۱۵۲} در نرم افزار آباکوس که برای مد اول سازه ۳/۱۲ هرتز گزارش شده است، بسیار همخوانی دارد. بنابراین، می‌توان نتیجه گرفت که مدل تحلیلی با نتایج شبیه سازی به طور قابل قبولی تطابق دارد.

جدول ۱: صحت سنجی سازه با استفاده از فرکانس طبیعی محاسبه شده و تحلیل آیکنولیو

مد شماره	درصد خطا	فرکانس طبیعی شبیه سازی (Hz)	فرکانس طبیعی محاسبه شده (Hz)
۱	٪۲	۳/۱۲	۳/۰۸

۵-۲- انتخاب و مقیاس بندی داده های زلزله

برای تحلیل های دینامیکی، هفت رکورد زلزله انتخاب شده اند که جزئیات آن ها در جدول زیر آمده است. این رکوردها از لحاظ بزرگی، فاصله از مرکز زلزله و مدت زمان، به گونه ای انتخاب شده اند که نمایانگر طیف طراحی زلزله ای تهران باشند.

جدول ۲: مشخصات رکورد زمین لرزه

PGA (g)	Duration (s)	Distance from Epicenter	Station	EQ. No.
۰.۲۲۴	۸۰	۲۲.۷۷ (km)	Hollywood Stor	۱
۰.۴۰۵	۳۵	۴۴.۶۲ (km)	Boshrooyeh	۲
۰.۴۶۲	۳۸.۵	۶.۷۸ (km)	Sturno (STN)	۳
۰.۶۰۱	۲۰	۲۴ (km)	Gukasian	۴
۰.۶۶۹	۶۰	۲۴.۰۷ (km)	Agnews State Hospital	۵

^{۱۵۲} Eigenvalue Analysis

۰.۸۵۴	۴۴	۸.۴۹ (km)	Bunker Hill FAA	۶
۰.۴۷۱	۵۰	۲۱.۷۸ (km)	Desert Hot Springs	۷

جدول ۲ مشخصات هفت رکورد زلزله را که برای تحلیل‌های دینامیکی انتخاب شده‌اند، ارائه می‌دهد. این رکوردها شامل مقادیر PGA (شتاب بیشینه زمین)، مدت زمان زلزله، فاصله از مرکز زلزله، ایستگاه ثبت‌کننده و شماره زلزله هستند. مقدار PGA بین ۰/۲۲۴g تا ۰/۸۵۴g متغیر بوده که شدت‌های مختلف زلزله را پوشش می‌دهد. مدت زمان زلزله‌ها از ۲۰ تا ۸۰ ثانیه متفاوت است که زلزله‌های طولانی‌تر می‌توانند اثرات تجمعی بیشتری روی سازه داشته باشند. همچنین، فاصله از مرکز زلزله بین ۶/۷۸ تا ۴۴/۶۲ کیلومتر قرار دارد که تأثیر شدت لرزش در نقاط مختلف را نشان می‌دهد. این رکوردها از ایستگاه‌های مختلفی مانند Sturmo, Boshrooyeh, Hollywood Stor و... ثبت شده‌اند و پوشش متنوعی از شرایط لرزه‌ای را فراهم می‌کنند.

۲-۶- مراحل تعیین حالت‌های آسیب‌پذیری

مراحل تعیین حالت‌های آسیب‌پذیری سازه‌ای پوشش ایمنی راکتور هسته‌ای بر اساس استانداردهای [۲۸, ۲۹] ارائه می‌شود. ابتدا، حالت‌های آسیب‌پذیری تعریف شده‌اند که شامل ترک‌های جزئی (حد عملیاتی) با عرض کمتر از ۲ میلی‌متر، ترک‌های قابل توجه (آستانه نشستی) با عرض بیشتر از ۲ میلی‌متر، کمانش پوشش فلزی (شکست سازه‌ای) و از دست‌رفتن پیش‌تنیدگی تاندون‌های پیش‌تنیده است. سپس، آستانه‌های PGA برای هر یک از این حالت‌های آسیب‌پذیری از تحلیل IDA استخراج شده و مقدار شتابی که در آن هر آسیب رخ می‌دهد، ثبت شده است. این داده‌ها در قالب مجموعه‌ای از آستانه‌های خرابی سازماندهی شده و برای تحلیل شکنندگی استفاده می‌شود. در نهایت، منحنی‌های شکنندگی لگ‌نرمال برازش داده شده و احتمال رسیدن به هر سطح آسیب در برابر PGA محاسبه می‌شود. این منحنی‌ها از طریق آزمون کولموگوروف-اسمیرنوف اعتبارسنجی شده و با استفاده از MATLAB ترسیم می‌گردند.

۳- نتایج

رفتار میرایی سازه با استفاده از میرایی رایلی مدل‌سازی شد. ضرایب میرایی $\alpha=0.288$ و $\beta=0.0023$ برای دستیابی به ۵٪ میرایی بحرانی در دو فرکانس اول سازه (۳/۱۲ هرتز و ۱۱/۳ هرتز) محاسبه شدند.

پارامترهای پاسخ کلیدی شامل تنش کششی اصلی در بتن (نقاط بحرانی: رأس گنبد، محل اتصال گنبد و سیلندر سازه) و تنش وون میزس در صفحه فولادی (آستانه کمانش ۴۴/۵ مگاپاسکال) بود. عرض ترک‌ها با استفاده از رابطه کرنش به ترک محاسبه شد.

تغییرپذیری رکوردها با تحلیل هفت رکورد زلزله سازگار با طیف سازه بررسی شد. عدم قطعیت‌های اپیستمیک شامل تغییرات خواص مصالح (مقاومت بتن $f_c'=60\pm 5$ MPa) و فرضیات شرایط مرزی بودند. منحنی‌های شکنندگی با استفاده از توزیع لگ‌نرمال استخراج شدند:

$$\ln \hat{\theta} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln IM_i \quad (1)$$

$$\beta = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (\ln (IM_i / \hat{\theta}))^2} \quad (2)$$

$$Likelihood = \Phi\left(\frac{\ln(IM_i/\theta)}{\beta}\right) \quad (3)$$

۱-۳- ارائه نتایج IDA

جدول ۳ نتایج تحلیل IDA (PGA در مقابل تنش کششی اصلی) را برای نقاط بحرانی نشان می‌دهد. رفتار غیرخطی از $0.15 \square$ (ترک خوردگی بتن) و کمانش پوشش فولادی در $g \ 0.45$ مشاهده شد.

جدول ۳: نتایج IDA برای ۷ رکورد زلزله

رکورد زلزله	PGA (g)	بیشینه تنش بتن (MPa)	بیشینه تنش پوشش فولادی (MPa)
Hector Mine	۰.۲۲۴	۵.۲	۳۸.۱
Kobe	۰.۴۰۵	۶.۸	۴۱.۷
Landers	۰.۴۶۲	۷.۵	۴۳.۹
Manjil	۰.۶۰۱	۸.۱	۴۵.۲
Superstition Hills	۰.۶۶۹	۹.۳	۴۶.۸
Chi-Chi (E)	۰.۸۵۴	۱۰.۷	۴۸.۵
Chi-Chi (N)	۰.۴۷۱	۱۲.۴	۵۲.۱

۲-۳- توسعه منحنی‌های شکنندگی

با استفاده از پارامترهای شکنندگی β و انحراف معیار لگاریتمی θ برای سه حالت خرابی احتمال فراگذشت سازه در PGA مشخص شده در جدول ۴ ارائه شده است.

جدول ۴: احتمال فراگذشت منحنی شکنندگی سازه پوشش ایمنی در PGAهای مشخص

PGA (g)	احتمال تجاوز (DS1)	احتمال تجاوز (DS2)	احتمال تجاوز (DS3)
۰.۱۰	۰.۰۲	۰.۰۰	۰.۰۰
۰.۱۵	۰.۱۵	۰.۰۳	۰.۰۱
۰.۲۰	۰.۳۱	۰.۱۲	۰.۰۵
۰.۲۵	۰.۵۰	۰.۲۸	۰.۱۵
۰.۳۰	۰.۶۸	۰.۴۷	۰.۳۰
۰.۳۵	۰.۸۲	۰.۶۵	۰.۵۰
۰.۴۰	۰.۹۱	۰.۷۹	۰.۶۸
۰.۴۵	۰.۹۶	۰.۸۹	۰.۸۲

حالت‌های خرابی:

DS1: ترک‌های جزئی (عرض ترک ≥ 2 میلی‌متر).

DS2: ترک‌های گسترده (عرض ترک < 2 میلی‌متر).

DS3: کمانش پوشش فولادی (تنش ≤ 44.5 مگاپاسکال).

۳-۳- تحلیل مقایسه‌ای

جدول ۵ نشان‌دهنده تأثیر محتوای فرکانسی رکوردهای زلزله بر روی نتایج تحلیل شکنندگی سازه است. در این جدول، "میان‌ه PGA (DS3)" مقدار PGA مربوط به حالت حدی سوم (DS3) را نشان می‌دهد که در آن کمانش پوشش فولادی رخ می‌دهد. مقدار " β " انحراف معیار لگاریتمی مربوط به تغییرپذیری نتایج شکنندگی برای هر رکورد زلزله است که بیانگر عدم قطعیت در رسیدن به این حد آسیب می‌باشد. "فرکانس غالب" نیز فرکانس اصلی رکورد زلزله را نشان می‌دهد، که بیانگر بیشترین انرژی ورودی از سوی زمین به سازه در طول رخداد زلزله است.

نتایج این جدول نشان می‌دهد که رکوردهای زلزله با فرکانس غالب پایین‌تر (مانند زلزله Landers با فرکانس غالب $2/8$ هرتز) دارای مقدار β بالاتری ($0/25$) هستند، که بیانگر عدم قطعیت بیشتر در شکست سازه تحت این نوع زلزله‌ها می‌باشد. از سوی دیگر، رکوردهایی با فرکانس‌های بالاتر (مانند Hector Mine با فرکانس $5/2$ هرتز) دارای مقدار β پایین‌تری ($0/18$) بوده که نشان‌دهنده ثبات بیشتر در پاسخ‌های سازه تحت این نوع زلزله‌ها است. این نتایج اهمیت فرکانس تحریک لرزه‌ای را در تعیین شکنندگی سازه نشان می‌دهد. زلزله‌هایی با فرکانس پایین تمایل به ایجاد تغییر شکل‌های بزرگ‌تری دارند که می‌تواند منجر به توزیع غیر یکنواخت تنش و تمرکز آن در نقاط بحرانی شود. از این‌رو، رکوردهایی با محتوای فرکانسی پایین تأثیر بیشتری بر رفتار غیرخطی و آسیب‌های سازه‌ای دارند، که باید در طراحی لرزه‌ای و ارزیابی ریسک مدنظر قرار گیرد.

جدول ۵: حساسیت به محتوای فرکانسی

رکورد زلزله	میان‌ه PGA (DS3)	β	فرکانس غالب (Hz)
Hector Mine	۰.۵۴	۰.۱۸	۵.۲
Kobe	۰.۴۵	۰.۲۰	۴.۸
Landers	۰.۴۷	۰.۲۵	۲.۸
Manjil	۰.۴۳	۰.۲۲	۳.۱
Superstition Hills	۰.۶۲	۰.۱۹	۳.۵
Chi-Chi (E)	۰.۴۲	۰.۲۱	۳.۷
Chi-Chi (N)	۰.۴۱	۰.۲۳	۳.۶

۴- نتیجه‌گیری:

تحلیل IDA بر روی سازه پوشش ایمنی راکتور تحقیقاتی تهران با استفاده از ۷ رکورد زلزله طیف‌سازگار انجام شد. نتایج نشان داد که رفتار غیرخطی بتن از $0/15$ PGA آغاز می‌شود که در این مرحله ترک‌های جزئی با عرض کمتر از ۲ میلی‌متر ظاهر می‌شوند. پارامترهای شکنندگی برای سه حالت خرابی نیز مشخص شدند، به‌طوری‌که برای ترک‌های جزئی، مقدار میان‌ه شتاب $0/25g$ و انحراف معیار لگاریتمی $0/18$ تعیین شد. در ترک‌های گسترده، مقدار میان‌ه شتاب $0/33g$ و انحراف معیار $0/2$ محاسبه شد. در نهایت، برای کمانش فولاد، مقدار میان‌ه شتاب $0/45g$ و انحراف معیار $0/22$ به‌دست آمد. بررسی تغییرپذیری رکوردهای زلزله نشان داد که این عامل بیشترین تأثیر را در عدم قطعیت منحنی‌های شکنندگی دارد، به‌ویژه در رکوردهای با فرکانس پایین مانند زلزله Landers که تغییرپذیری بیشتری با مقدار β برابر $0/25$ نشان دادند.

فرکانس طبیعی اولیه سازه برابر با $3/12$ هرتز است که با طیف خطر لرزه‌ای تهران سازگاری دارد. این امر نشان می‌دهد که در صورت وقوع زمین‌لرزه‌هایی با محتوای فرکانسی مشابه، احتمال تشدید پاسخ سازه افزایش می‌یابد. آستانه‌های خرابی نشان دادند که ترک‌های گسترده با عرض بیش از ۲ میلی‌متر در PGA برابر $0/25g$ رخ می‌دهند که این مقدار با تمرکز کرنش در میلگردهای قطر ۲۰ میلی‌متر همخوانی دارد. همچنین، کمانش پوشش فولادی در PGA برابر $0/45g$ به‌عنوان حالت حدی نهایی شناسایی شد. بررسی عدم قطعیت‌ها نشان داد که تغییرپذیری رکوردهای زلزله (Record-to-Record) حدود ۶۵ درصد از عدم قطعیت کل را تشکیل می‌دهد، درحالی‌که عدم قطعیت‌های اپیستیمیک، مانند تغییرات مقاومت بتن، سهم کمتری معادل ۳۵ درصد دارند. در این مطالعه، برخی محدودیت‌ها مانند اثرات اندرکنش خاک-سازه و رفتار غیرخطی مصالح در دمای بالا در نظر گرفته نشده‌اند که می‌تواند بر دقت نتایج تأثیرگذار باشد. برای بهبود دقت مطالعات آتی، پیشنهاد می‌شود از رکوردهای مصنوعی مبتنی بر سناریوهای گسلش فعال در منطقه تهران استفاده شود. همچنین، بررسی اثرات خزش بتن و خوردگی تاندون‌های پیش‌تندگی در تحلیل‌های بلندمدت می‌تواند درک بهتری از عملکرد سازه در شرایط واقعی ارائه دهد. این مطالعه چارچوبی برای ارزیابی ریسک لرزه‌ای راکتورهای تحقیقاتی در مناطق پرخطر ارائه می‌کند و بر ضرورت به‌روزرسانی دوره‌ای منحنی‌های شکنندگی با در نظر گرفتن پیری سازه تأکید دارد.

۵- مراجع:

- [۱] T. Nazarnezhad and H. Naderpour, "Probabilistic damage evaluation of base-isolated reinforced concrete structures under near-fault pulse-like bidirectional seismic excitations," in *Structures*, ۲۰۲۱, vol. ۳۲: Elsevier, pp. ۱۱۵۶-۱۱۷۰.
- [۲] M. Alinezhad, R. Saberi, and S. Zeinalzadeh Hamid, "Determination of the seismic fragility curve of the containment in pressurized water reactors by considering different failure modes," *Journal of Structural and Construction Engineering*, vol. ۹, no. ۱۰, pp. ۱۹۶-۲۱۱, ۲۰۲۲.
- [۳] J.-H. Park, D.-H. Shin, and S.-H. Jeon, "Seismic Fragility and Risk Assessment of a Nuclear Power Plant Containment Building for Seismic Input Based on the Conditional Spectrum," *Applied Sciences*, vol. ۱۲, no. ۱۰, p. ۵۱۷۶, ۲۰۲۲.
- [۴] S. M. Hoseyni, F. Yousefpour, A. Aghaei Araei, K. Karimi, and S. M. Hoseyni, "Effects of soil-structure interaction on fragility and seismic risk; a case study of power plant containment," *Journal of Loss Prevention in the Process Industries*, vol. ۳۲, pp. ۲۷۶-۲۸۵, ۲۰۱۴/۱۱/۰۱/۲۰۱۴, doi: <https://doi.org/10.1016/j.jlp.2014.09.009>.
- [۵] Z. Li, J. Guo, S. Jin, P. Zhang, and J. Gong, "Fragility analysis and probabilistic safety evaluation of the nuclear containment structure under different prestressing loss conditions," *Annals of Nuclear Energy*, vol. ۱۶۷, p. ۱۰۸۸۶۲, ۲۰۲۲.
- [۶] S. Jin and J. Gong, "Fragility analysis and probabilistic performance evaluation of nuclear containment structure subjected to internal pressure," *Reliability Engineering & System Safety*, vol. ۲۰۸, p. ۱۰۷۴۰۰, ۲۰۲۱.
- [۷] P. C. Basu, M. Ravindra, and Y. Mihara, "Component fragility for use in PSA of nuclear power plant," *Nuclear Engineering and Design*, vol. ۳۲۳, pp. ۲۰۹-۲۲۷, ۲۰۱۷.
- [۸] N. Karaferis, A. Gerontati, and D. Vamvatsikos, "FROM PGA TO ANYTHING: FRAGILITY CURVE CONVERSIONS FOR NUCLEAR POWER PLANT APPLICATIONS".

- [۹] C. Zhao, N. Yu, and T. Peng, "Probabilistic seismic fragility assessment of isolated nuclear power plant structure using IDA and MSA methods," in *Structures*, ۲۰۲۱, vol. ۳۴: Elsevier, pp. ۱۳۰۰-۱۳۱۱ .
- [۱۰] Z. Xue, X. Cui, Q. Pei, J. Zhong, Y. He, and Y. Zhang, "Seismic Isolation Performance of Nuclear Power Plant Containment Structures," *Buildings*, vol. ۱۴, no. ۶, p. ۱۶۵۰, ۲۰۲۴.
- [۱۱] S. Jin and J. Gong, "A simplified method for probabilistic seismic risk evaluation of nuclear containment structure," *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, vol. ۱۸۹, p. ۱۰۴۲۸۳, ۲۰۲۱.
- [۱۲] C. Medel-Vera and T. Ji, "Seismic risk control of nuclear power plants using seismic protection systems in stable continental regions: The UK case," *Nuclear Engineering and Design*, vol. ۳۰۷, pp. ۳۷۷-۳۹۱, ۲۰۱۶.
- [۱۳] S. Jin, H. Rong, and X. Lyu, "Probabilistic seismic performance evaluation of nuclear containment structure subjected to far-fault ground motions," in *Structures*, ۲۰۲۱, vol. ۳۲: Elsevier, pp. ۲۲۳۲-۲۲۴۶ .
- [۱۴] C. Zhao, N. Yu, Y. Oz, J. Wang, and Y. Mo, "Seismic fragility analysis of nuclear power plant structure under far-field ground motions," *Engineering Structures*, vol. ۲۱۹, p. ۱۱۰۸۹۰, ۲۰۲۰.
- [۱۵] H. Cho, H.-M. Koh, C.-H. Hyun, and H. M. Shin, "Seismic damage assessment of nuclear power plant containment structures," in *13th World Conference on Earthquake Engineering*, ۲۰۰۴, vol. ۲۹۷۲, pp. ۱-۶ .
- [۱۶] I. Tavakkoli, M. R. Kianoush, H. Abrishami, and X. Han, "Finite element modelling of a nuclear containment structure subjected to high internal pressure," *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, vol. ۱۵۳, pp. ۵۹-۶۹, ۲۰۱۷/۰۶/۰۱/ ۲۰۱۷, doi: <https://doi.org/10.1016/j.ijpvp.2017.05.004>.
- [۱۷] R. E. Englekirk, "Steel structures: Controlling behavior through design," ۱۹۹۴.
- [۱۸] K. A. Harries, B. Gong, and B. M. Shahrooz, "Behavior and design of reinforced concrete, steel, and steel-concrete coupling beams ", *Earthquake Spectra*, vol. ۱۶, no. ۴, pp. ۷۷۵-۷۹۹, ۲۰۰۰.
- [۱۹] U. M. Angst *et al.*, "The steel-concrete interface," *Materials and Structures*, vol. ۵۰, pp. ۱-۲۴, ۲۰۱۷.
- [۲۰] S. S. Arshi, H. Khalafi, and S. Mirvakili, "Preliminary thermal-hydraulic safety analysis of Tehran research reactor during fuel irradiation experiment," *Progress in nuclear energy*, vol. ۷۹, pp. ۳۲-۳۹, ۲۰۱۵.
- [۲۱] E. Bazarchi, R. Saberi, and M. Alinejad, "Seismic hazard assessment of Tehran, Iran with emphasis on near-fault rupture directivity effects," *Earthquake Science*, vol. ۳۱, no. ۱, pp. ۱-۱۱, ۲۰۱۸.
- [۲۲] N. M. Newmark and W. J. Hall, "Seismic design criteria for nuclear reactor facilities," in *Proceedings of the 4th World conference on Earthquake Engineering*, ۱۹۶۹, vol. ۴, pp. ۳۷-۵۰ .
- [۲۳] E. Boustani and S. Khakshournia, "Enhancing tehran research reactor safety through a second shutdown system: a probabilistic safety assessment," *Progress in Nuclear Energy*, vol. ۱۰۰, pp. ۳۸۰-۳۸۸, ۲۰۱۷.
- [۲۴] N. M. Newmark, J. A. Blume, and K. K. Kapur, "Seismic design spectra for nuclear power plants," *Journal of the Power Division*, vol. ۹۹, no. ۲, pp. ۲۸۷-۳۰۳, ۱۹۷۳.
- [۲۵] A. Andrews and P. Folger, "Nuclear power plant design and seismic safety considerations," ۲۰۱۲: Library of Congress, Congressional Research Service .

- [۲۶] P. Lengvarský and J. Bocko, "Theoretical basis of modal analysis," *American Journal of Mechanical Engineering*, vol. ۱, no. ۷, pp. ۱۷۳-۱۷۹, ۲۰۱۳.
- [۲۷] T. D. Rossing, "Modal analysis," in *Springer Handbook of Acoustics*: Springer, ۲۰۰۷, pp. ۱۱۶۵-۱۱۷۷.
- [۲۸] C. A. Zalesiak *et al.*, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures (ACI ۳۴۹-۰۱)," *American Concrete Institute: Farmington Hills, MI, USA*, ۲۰۰۱.
- [۲۹] T. M. Adams, "Basis of the upcoming changes to piping seismic design rules in the ASME BPVC Section III, Division ۱, Article NB-۳۲۰۰," in *Pressure Vessels and Piping Conference*, ۲۰۱۵, vol. ۵۶۹۳۲: American Society of Mechanical Engineers, p. V۰۱BT۰۱A۰۳۲.

تحلیل عددی ارتعاشات ناشی از جریان دوفازی در مولد بخار افقی (کد مقاله : ۱۵۲۸)

کمالی نیا، امیر حسین^۱ - ربیعی، عطاءاله^{۲*}

۱. دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته ای
۲. دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته ای

چکیده:

ارتعاش در دسته لوله‌های افقی یکی از چالش‌های مهم در طراحی و بهره‌برداری از مبدل‌های حرارتی و مولدهای بخار می باشد. این ارتعاشات می تواند ناشی از پدیده‌های دینامیکی مانند ارتعاش ناشی از جریان (FIV) بوده که منجر به خستگی مکانیکی، سایش، و در نهایت خرابی زودرس لوله‌ها شوند. در این پژوهش، ارتعاش ناشی از جریان دوفازی و سرعت جریان در آرایش هندسی مشابه مولد بخار بوشهر مورد بررسی قرار گرفته است. برای بررسی این پدیده، هجده ناحیه مختلف بر اساس سرعت و کسر حجمی بخار مورد مطالعه قرار گرفته است و دامنه نوسانی مربوط به آن گزارش شده است. این تقسیم بندی به گونه ای اتفاق افتاده است که بر اساس یک تحلیل جامع ترموهیدرولیکی از مولد بخار با استفاده از جسم متخلخل بتوان تمام نواحی را بر اساس پارامترهای اصلی یعنی سرعت و کسر حجمی بخار پوشش داد. نتایج این پژوهش می تواند در بهبود برنامه ریزی های تعمیر و نگهداری و شناخت نقاط مستعد خرابی در مولد بخار کمک کننده باشد.

کلمات کلیدی: مولد بخار افقی - دسته لوله - ارتعاش - جریان دوفازی

Numerical Analysis of Flow-Induced Vibrations in a Horizontal Steam Generator

Kamalinia, Amir Hossein^۱, Rabiee, Ataollah^{۲*}

۱. Shiraz University, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Nuclear Engineering
۲. Shiraz University, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Nuclear Engineering

Abstract:

Vibration in horizontal tube bundles is one of the major challenges in the design and operation of heat exchangers and steam generators. These vibrations can result from dynamic phenomena such as flow-induced vibration (FIV), leading to mechanical fatigue, wear, and ultimately, premature tube failure. In this study, the effect of two-phase flow-induced vibration and flow velocity in a geometric arrangement similar to the Bushehr steam generator is investigated. To analyze this phenomenon, eighteenth different regions were examined based on velocity and steam volume fraction, and the corresponding oscillation amplitudes were reported. The findings of this research can contribute to improving maintenance planning and identifying potential failure points in the steam generator.

Keywords: Horizontal steam generator - Tube bundle - Vibration - Two-phase flow



۱- مقدمه:

در ارزیابی تخریب تجهیزات مکانیکی ناشی از جریان سیال، برهمکنش میان سیال و سازه باید به دقت مورد بررسی و تحلیل قرار گیرد. مطالعات عددی و آزمایشگاهی متعددی با هدف درک مکانیزم و پیش‌بینی ارتعاش ناشی از جریان دو فازی انجام شده است که در آن، مطالعه همزمان پارامترهای سیال و جسم جامد حائز اهمیت است. بنابراین ایجاد یک کوپلینگ مناسب مابین معادلات سیال با استفاده از دینامیک سیالات محاسباتی^{۱۵۳} و اثرات نیروهای جریان بر جسم جامد با استفاده از تحلیل المان محدود مهم است تا اثر جریان آشفته بر نوسانات لوله های مولد بخار تحلیل گردد [۱]. استفاده از مدل LES در تحلیل جریان آشفته و بررسی نتایج آن در مدل FIV جهت تحلیل ارتعاش لوله در مطالعات متعددی مشاهده گردیده است [۲]. جریان آشفته بوسیله گردابه‌هایی با طیف وسیعی از مقیاس‌های زمانی و طولی تعریف می‌شود. LES بطور قابل ملاحظه‌ای نیازمند شبکه‌های ریزتر نسبت به شبکه‌های متداول مورد استفاده در مدل‌های RANS است. بعلاوه بکارگیری روش LES مستلزم حل میدان جریان در یک بازه زمانی مناسب برای رسیدن به پاسخ‌های مشخص می‌باشد [۳ و ۴]. حسینی و همکارانش [۵] در پژوهش خود ارتعاشات ناشی از سیال را بر میله های مستقل در حضور جریان با رینولدز ۲۰۰ را مورد بررسی قرار داده اند. در این پژوهش ناپایداری های متعدد و اثر آن بر نتایج حاصل شده مورد تحلیل قرار گرفته است. مطالعات متعدد عددی و آزمایشگاهی با هدف تحلیل ارتعاشات لوله ناشی از عبور جریان های داخلی و خارجی مورد نظر می باشد. این تحلیل ها از انواع کوپلینگ های یک طرفه و دوطرفه بهره برده اند و انواع نتایج را گزارش داده اند. در تمام تحلیل های بدست آمده دو پارامتر مهم در تحلیل ارتعاشاتی - دامنه نوسان و فرکانس - گزارش و تحلیل گردیده است [۶ و ۷].

۲- روش کار:

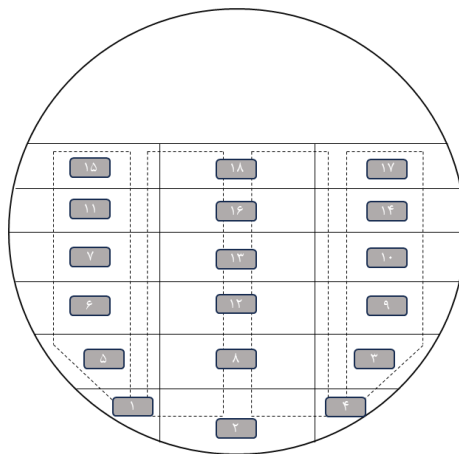
در بررسی فرسودگی دسته لوله با در نظر گرفتن مولد بخار افقی بکار گرفته شده در نیروگاه بوشهر و براساس مطالعات موجود یک روش ۶ مرحله ای برای بررسی عددی این پدیده با در نظر گرفتن رخدادهای تصادفی و احتمالی ایجاد ترک و رشد آن در نظر گرفته شده است [۸]. در گام اول با استفاده از مدل جسم متخلخل در تمام مولد بخار شبیه سازی ترموهیدرولیکی انجام گرفته است. سرعت سیال و کسر حجمی بخار در مولد بخار به عنوان پارامترهای مهم در تحلیل ترموهیدرولیکی در گام دوم باید به درستی محاسبه گردند تا بر اساس این پارامترها دسته بندی مناسب در مولد بخار انجام پذیرد. براساس این نتیجه و پراکندگی مقادیر محاسبه شده در تحلیل ترموهیدرولیکی، مولد بخار افقی بوشهر به هجده ناحیه ترموهیدرولیک تقسیم گردیده است [۹ و ۱۰].

جدول (۱) مشخصات نواحی هجده گانه ترموهیدرولیکی

نام ناحیه	سرعت سیال (m/s)	کسر حجمی بخار سیال	نام ناحیه	سرعت سیال (m/s)	کسر حجمی بخار سیال
zone ۱	۰/۱	۰/۱	zone ۱۰	۰/۳	۰/۴
zone ۲	۰/۱	۰/۲	zone ۱۱	۰/۳	۰/۵
zone ۳	۰/۱	۰/۳	zone ۱۲	۰/۴	۰/۳
zone ۴	۰/۲	۰/۱	zone ۱۳	۰/۴	۰/۴
zone ۵	۰/۲	۰/۲	zone ۱۴	۰/۴	۰/۵
zone ۶	۰/۲	۰/۳	zone ۱۵	۰/۴	۰/۶
zone ۷	۰/۲	۰/۴	zone ۱۶	۰/۵	۰/۴

۰/۵	۰/۵	zone ۱۷	۰/۲	۰/۳	zone ۸
۰/۶	۰/۵	zone ۱۸	۰/۳	۰/۳	zone ۹

بصورت شماتیک نواحی معرفی شده در جدول ۱ در شکل ۱ نمایش داده شده اند. این شکل بیانگر این موضوع است که مشخصا با بالا رفتن ارتفاع سیال کسر حجمی بخار افزایش پیدا می کند و برای بررسی پارامتر سرعت باید در نظر گرفت که معمولا در میان دو دسته لوله سرعت بیشتری مشاهده می گردد.

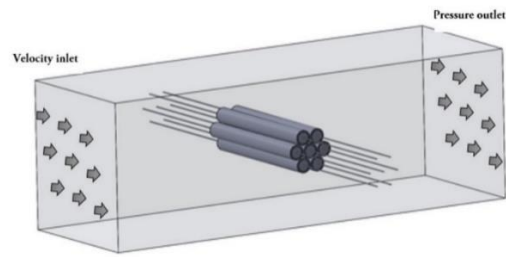
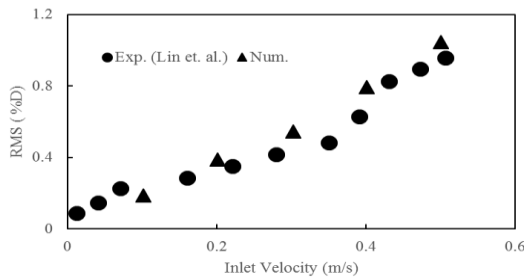


شکل (۱) شماتیک کلی از محل قرارگیری نواحی هجده گانه

پارامترهای محاسبه شده در هر کدام از نواحی هجده گانه به عنوان شرایط مرزی ورودی در تحلیل FSI در گام سوم مورد استفاده قرار می گیرند. در گام سوم برهمکنش سیال - سازه (FSI) با استفاده از استراتژی کوپلینگ انجام می گیرد. تحلیل سیال با استفاده از نرم افزار ANSYS FLUENT و تحلیل سازه با استفاده از نرم افزار ANSYS TRANSIENT STRUCTURAL و به صورت کوپل مابین دو نرم افزار انجام پذیرفته است. بررسی پارامترهای ارتعاش ناشی از عبور سیال از روی دسته لوله ها در گام چهارم این متدولوژی مورد بررسی قرار می گیرد. ارزیابی دامنه و فرکانس نوسان به عنوان مهمترین پارامترهای محاسبه ایجاد آسیب احتمالی به لوله ها در گام چهارم مورد تحلیل قرار می گردد. در تمام نواحی هجده گانه این تحلیل باید مورد بررسی قرار گیرد تا در هر ناحیه تحلیل مناسب انجام شود.

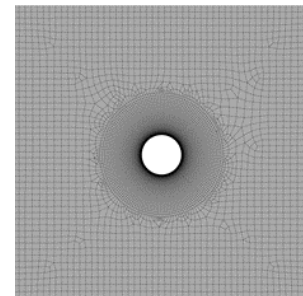
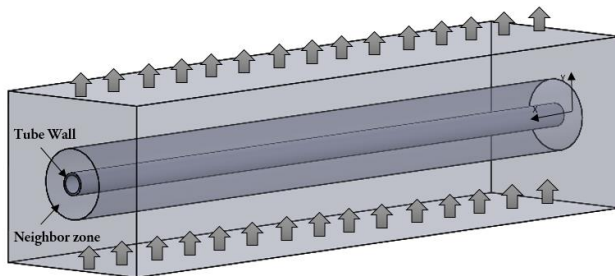
۳- نتایج:

تحلیل اندرکنش سازه - سیال به عنوان شبیه سازی با هدف بررسی اثرات نیروی های میدان جریان بر سازه انجام می گردند. در پژوهش حاضر برهمکنش جریان سیال دو فازی در سمت دوم که از روی لوله های مولد بخار عبور می کند مورد مطالعه قرار خواهد گرفت. با انجام این شبیه سازی که با استفاده از استراتژی کوپلینگ میان دو نرم افزار مرسوم انجام گرفته است امکان بدست آوردن پارامترهای نوسان لوله در نواحی هجده گانه مولد بخار قابل بررسی می باشد. با هدف بررسی روش بکار گرفته شده و صحت سنجی تنظیمات مربوط به روش کوپلینگ در نرم افزار انسیس در مرحله اول سعی گردید که یک مدل که نتایج آزمایشگاهی آن در دسترس می باشد مورد مطالعه قرار گیرد. با استفاده از مدل آزمایشگاهی لین و همکارانش [۱۱] دسته لوله هایی که در برابر جریان سیال قرار گرفته اند مورد مطالعه عددی قرار گرفت. سرعت جریان ورودی در این مطالعه از ۰/۱ تا ۰/۵ متر بر ثانیه در نظر گرفته شده است. شکل ۲ شمایی از شرایط مرزی و مسیر ورود و خروج جریان را به نمایش می گذارد. بدست آوردن نتایج نیازمند ایجاد یک شبکه عددی مناسب است تا بتوان به درستی و با استفاده از مدل های جریان آشفتة LES تحلیل مناسب انجام پذیرد و در نهایت روش حل عددی مورد صحت سنجی قرار گیرد.



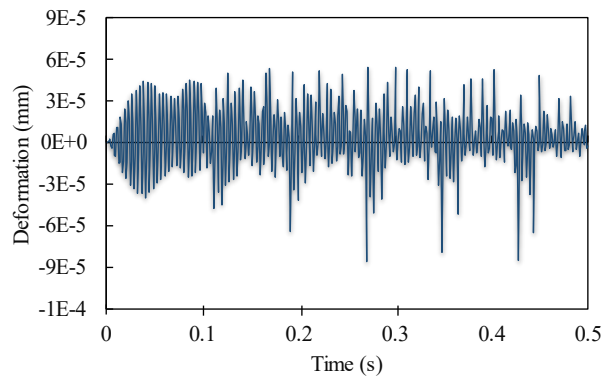
شکل (۲) شمایی از مدل اعتبار سنجی تحلیل سیال -
شکل (۳) مقایسه نتایج عددی و تجربی در مدل اعتبار سنجی سیال - سازه

همانطور که در شکل ۳ مشاهده می‌گردد نتایج بدست آمده عددی با خطای حدود دو درصدی نسبت به نتایج آزمایشگاهی توانسته است به خوبی داده‌ها را پیش‌بینی کند. شمایی از شبکه مورد استفاده با تراکم مناسب در سمت دیواره لوله در شکل ۴ قابل مشاهده می‌باشد. لازم به ذکر است که نگهدارنده‌های دو طرف لوله‌ها به صورت صلب در نظر گرفته شده است و از لقی احتمالی مابین لوله و نگهدارنده صرف‌نظر شده است. طول متوسط مابین دو نگهدارنده ۴۰ سانتی‌متر در نظر گرفته شده است و شرایط مرزی در انتهای لوله به عنوان تکیه‌گاه ثابت در نظر گرفته شده است. بر اساس اطلاعات موجود در FSAR آلیاژ استفاده شده در لوله دارای چگالی ۸۰۲۷ کیلوگرم بر متر مکعب می‌باشد که دارای مدول یانگ معادل ۱۹۳ گیگاپاسکال و ضریب پواسون ۰/۳۳ می‌باشد.



شکل (۴) شمایی از شبکه‌ی مورد مطالعه در تحلیل FSI
شکل (۵) شمایی از شرایط مرزی در نظر گرفته شده در تحلیل اندرکنش سازه - سیال

پارامترهای مورد نظر در این آنالیز عبارت خواهند بود از دامنه نوسان و فرکانس نوسان که به عنوان دو پارامتر اصلی در نظر گرفته خواهند شد. با صحت سنجی روش محاسبه پارامترهای ارتعاشات و انجام شبیه‌سازی اندرکنش سازه - سیال نوسانات ناشی از عبور جریان دو فاز از روی لوله‌های مولد بخار مورد مطالعه قرار گرفت. در هر کدام از نواحی هجده گانه تحلیل مرتبط با برهمکنش سیال و سازه انجام شده است. شکل ۶ نمایش دهنده دامنه نوسان در ناحیه ۱۶ می‌باشد.



شکل (۵) دامنه نوسان در ناحیه شانزدهم

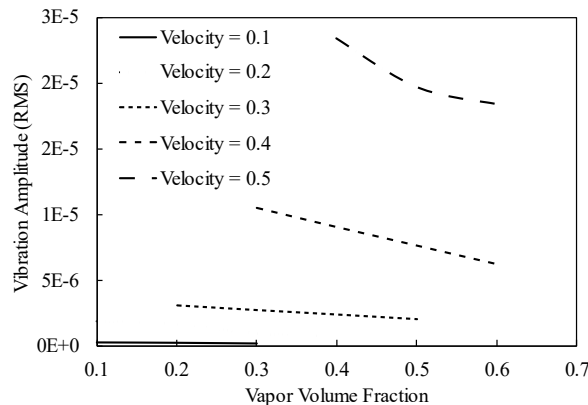
لازم به ذکر است که ارتعاشات پایدار بدون شبیه سازی میدان جریان آشفته با استفاده از مدل LES قابل پیش نیست. جدول ۲ مقادیر متوسط دامنه نوسانات لوله های مولد بخار در نواحی مختلف را نمایش می دهد. همانطور که مشاهده می شود، ناحیه ۳ کمترین تغییر شکل را بین دسته لوله و منطقه ۱۶ دارای بیشترین تغییر شکل می باشد.

جدول (۲) مقادیر مرتبط با متوسط (RMS) دامنه نوسانات و فرکانس در نواحی هجده گانه

نام ناحیه	فرکانس (هرتز)	دامنه نوسان (mm)	نام ناحیه	فرکانس (هرتز)	دامنه نوسان (mm)
zone ۱	۱۰ و ۲۷۰	$۲.۵۸E-۰۷$	zone ۱۰	۱۰ و ۱۷۰	$۲.۳۷E-۰۶$
zone ۲	۱۰ و ۲۷۰	$۲.۳۱E-۰۷$	zone ۱۱	۱۰ و ۱۷۰	$۲.۰۰E-۰۶$
zone ۳	۱۰ و ۲۶۰	$۱.۸۰E-۰۷$	zone ۱۲	۱۰ و ۱۷۰	$۱.۰۵E-۰۵$
zone ۴	۱۰ و ۲۵۰	$۱.۸۹E-۰۶$	zone ۱۳	۱۰ و ۲۶۰	$۹.۰۴E-۰۶$
zone ۵	۱۰ و ۲۵۰	$۱.۶۷E-۰۶$	zone ۱۴	۱۰ و ۲۶۰	$۷.۶۳E-۰۶$
zone ۶	۱۰ و ۲۱۰	$۹.۰۴E-۰۷$	zone ۱۵	۱۰ و ۲۶۰	$۶.۲۲E-۰۶$
zone ۷	۱۰ و ۱۷۰	$۷.۰۹E-۰۷$	zone ۱۶	۱۰ و ۲۵۰	$۲.۳۴E-۰۵$
zone ۸	۱۰ و ۱۷۰	$۳.۱۱E-۰۶$	zone ۱۷	۱۰ و ۲۵۰	$۱.۹۷E-۰۵$
zone ۹	۱۰ و ۱۷۰	$۲.۷۳E-۰۶$	zone ۱۸	۱۰ و ۲۵۰	$۱.۶۹E-۰۵$

شکل ۹ تاثیر همزمان سرعت و کسر حجمی بخار سیال را بر دامنه نوسان نمایش می دهد. مشخصا در یک سرعت ثابت با افزایش مقدار کسر حجمی بخار و در نتیجه پایین آمدن چگالی سیال میزان نیروی وارده بر لوله کاهش می باید بنابراین دامنه

ارتعاش افت پیدا می کند. بنابراین می توان نتیجه گیری کرد که ناحیه شانزدهم با توجه به داشتن بالاترین سرعت سیال و کمترین کسر حجمی بخار می تواند به عنوان ناحیه بحرانی در آسیب شناخته گردد.



شکل ۵-۳۴. رفتار دامنه نوسان در نواحی هجده گانه

۴- بحث و نتیجه گیری:

شبیه سازی برهمکنش سیال - سازه (FSI) برای تعیین ویژگی های ارتعاش از روش کوپلینگ یک طرفه در هر یک از ۱۸ ناحیه انجام شد و دامنه ارتعاش برای بررسی آسیب احتمالی مورد بررسی قرار گرفت. نتایج حاصل از شبیه سازی های ترموهیدرولیکی مولد بخار مشخص می کند که قسمت بالایی لوله های مولد بخار با کسر حجمی تقریباً ۰/۴ تا ۰/۶ شامل بیشترین حجم بخار می باشند. این تحلیل با هدف بررسی دقیق و کسب نتایج صحیح با استفاده از مدل LES انجام پذیرفته است. با توجه به نتایج بدست آمده، ناحیه سوم در دسته لوله ها کمترین تغییر شکل و ناحیه شانزدهم بیشترین تغییر شکل را نشان می دهند. بر اساس داده های بدست آمده، کمترین فرکانس ارتعاش در حدود ۱۰ هرتز و بیشترین آن در حدود ۲۷۰ هرتز می باشد که باید آن را در محاسبه طول عمر مفید و تحلیل آسیب در نظر گرفت. با توجه به ارزیابی های انجام پذیرفته، به نظر می رسد، با توجه به مشاهده بیشترین ارتعاش در ناحیه شانزدهم باید در برنامه ریزی های تعمیر و نگهداری نسبت به این ناحیه حساسیت بیشتری در نظر گرفت.

۵- مراجع:

- [۱] Quan, Z., Zhang, K., Xiong, Z., Zu, H., Gu, H., & Xie, Y. (۲۰۱۹). Experimental study on cross flow induced vibration response of four-span straight tube bundle with TSP or AVB supports. Nuclear Engineering and Design, ۳۴۹, ۸-۱۹. <https://doi.org/10.1016/J.NUCENGDDES.2019.04.018>
- [۲] Hu, J., Ning, X., Sun, S., Li, F., Ma, J., & Zhang, W. (۲۰۲۲). Fluid-structure coupled analysis of flow-induced vibrations in three dimensional elastic hydrofoils. Marine Structures, ۸۴, ۱۰۳۲۲۰. <https://doi.org/10.1016/J.MARSTRUC.2022.103220>.
- [۳] Nazari, T., Rabiee, A., & Kazeminejad, H. (۲۰۱۹). Two-way fluid-structure interaction simulation for steady-state vibration of a slender rod using URANS and LES turbulence

models. Nuclear Engineering and Technology, ۵۱(۲), ۵۷۳-۵۷۸.
<https://doi.org/10.1016/J.NET.2018.10.011>

[۴] Nazari, T., Rabiee, A., & Kazeminejad, H. (۲۰۲۰). Flow-induced vibration analysis of nuclear fuel rods using equivalent fuel element model. Nuclear Engineering and Design, ۳۶۳, ۱۱۰۶۳۹. <https://doi.org/10.1016/J.NUCENGDES.2020.11.0639>

[۵] Hosseini, N., Griffith, M. D., & Leontini, J. S. (۲۰۲۲). Flow-induced vibrations in long rows of cylinders and their links to convective instabilities. International Journal of Heat and Fluid Flow, ۹۴, ۱۰۸۹۲۲. <https://doi.org/10.1016/J.IJHEATFLUIDFLOW.2021.10.8922>.

[۶] Zhang, M., Øiseth, O., Petersen, Ø. W., & Wu, T. (۲۰۲۲). Experimental investigation on flow-induced vibrations of a circular cylinder with radial and longitudinal fins. Journal of Wind Engineering and Industrial Aerodynamics, ۲۲۳, ۱۰۴۹۴۸. <https://doi.org/10.1016/J.JWEIA.2022.10.4948>.

[۷] Piteau, P., Delaune, X., Borsoi, L., & Antunes, J. (۲۰۱۹). Experimental identification of the fluid-elastic coupling forces on a flexible tube within a rigid square bundle subjected to single-phase crossflow. Journal of Fluids and Structures, ۸۶, ۱۰۶-۱۶۹. <https://doi.org/10.1016/J.JFLUIDSTRUCTS.2019.02.001>.

[۸] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., (۲۰۲۳). Degradation analysis of horizontal steam generator tube bundles through crack growth due to two-phase flow induced vibration, Nuclear Engineering and Technology ۵۵, DOI: 10.1016/j.net.2023.08.030.

[۹] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., & Haddad, K. (۲۰۱۶). Horizontal steam generator thermal hydraulic simulation in typical steady and transient conditions. Nuclear Engineering and Design, ۳۰۵. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.06.004>.

[۱۰] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., & Hadad, K. (۲۰۱۷). Two-Phase Flow Field Simulation of Horizontal Steam Generators. Nuclear Engineering and Technology, ۴۹(۱). <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.08.008>.

[۱۱] Lin, T. K., & Yu, M. H. (۲۰۰۵). An experimental study on the crossflow vibration of a flexible cylinder in cylinder arrays. Experimental Thermal and Fluid Science, ۲۹(۴), ۵۲۳-۵۳۶. <https://doi.org/10.1016/J.EXPTHERMFLUSCI.2004.06.004>.

بررسی عددی رشد ترک ناشی از ارتعاش در مولد بخار افقی (کد مقاله : ۱۵۲۹)

کمالی نیا، امیرحسین^۱ - ربیعی، عطاءاله^{۲*}

- ۱- دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته‌ای
۲- دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

رشد ترک ناشی از ارتعاش در دسته لوله‌های افقی یکی از مشکلات اساسی در صنایع نفت، گاز، پتروشیمی و نیروگاهی است که می‌تواند منجر به کاهش عمر مفید تجهیزات و افزایش خطر نشت و خرابی شود. در این پژوهش، تأثیر ارتعاشات ناشی از جریان دوفازی بر رشد ترک در لوله‌های افقی بررسی شده است. با استفاده از روش‌های عددی، تأثیر پارامترهایی جریان بر دامنه ارتعاش و گسترش ترک مورد تحلیل قرار گرفته است. در این پژوهش هجده ناحیه ترموهیدرولیکی و شانزده ترک اولیه در نظر گرفته شده است. نتایج نشان می‌دهد که ارتعاشات در نواحی هجده گانه دارای اثرات مختلفی می‌باشد و در ناحیه شانزدهم که دارای سرعت بالاتر و کسر حجمی بخار پایین‌تر دارد دارای دامنه نوسان بیشتر و در نتیجه اثرات بیشتر بر رشد ترک دارد. نتایج این پژوهش می‌تواند به درک بهتر مولد بخار در شرایط کارکرد و در نتیجه برنامه ریزهای دقیق‌تر در تعمیر و نگهداری کمک کند.

کلمات کلیدی: مولد بخار افقی - دسته لوله - ارتعاش - رشد ترک

Numerical Investigation of Vibration-Induced Crack Growth in Horizontal Steam Generators

Kamalinia, Amir Hossein¹, Rabiee, Ataollah^{2*}

¹-Shiraz University, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Nuclear Engineering

²-Shiraz University, Faculty of Mechanical Engineering, Department of Nuclear Engineering

Abstract:

Vibration-induced crack growth in horizontal tube bundles is a critical issue in the oil, gas, petrochemical, and power industries, potentially leading to reduced equipment lifespan and increased risks of leakage and failure. This study investigates the effects of two-phase flow-induced vibrations on crack growth in horizontal tubes. Using numerical methods, the influence of flow parameters on vibration amplitude and crack propagation has been analyzed. The results indicate that vibrations have varying effects across eighteen different regions, with the sixteenth region—characterized by higher velocity and lower steam volume fraction—exhibiting the highest vibration amplitude and, consequently, a greater impact on crack growth. The findings of this research contribute to a better understanding of steam generator performance under operational conditions, facilitating more precise maintenance and repair planning.

Keywords: Horizontal Steam Generator - Tube Bundle - Vibration - Crack Growth

۱- مقدمه:

با بالا رفتن عمر تجهیزات زمینه برای افزایش آسیب بالا می رود، بنابراین مهندسان ایمنی در صنایع مختلف باید بتوانند عمر تجهیزات و نقاط حساس آسیب پذیر را آنالیز و بررسی کنند [۱]. شروع و انتشار ترک ها در لوله های مولد بخار آسیب خطرناکی است که می تواند منجر به وضعیت بحرانی شود. مطالعات زیادی برای نشان دادن اهمیت تجزیه و تحلیل انتشار ترک و پیش بینی تخریب انجام شده است. در نیروگاه هسته ای، ارتعاش ناشی از جریان دسته های لوله می تواند باعث شروع و انتشار ترک شود و بر فرکانس و پاسخ دینامیکی لوله ها تأثیر مستقیم بگذارد [۲]. در بررسی ایجاد آسیب ناشی از FIV دو پدیده حائز اهمیت می باشند. پدیده اول بررسی سیکل های ارتعاشی که ممکن است منجر به ایجاد و رشد ترک گردد و پدیده دوم سایب است که هر کدام باید به تفصیل در برنامه های آنالیز و تعمیر و نگهداری مورد بررسی قرار گیرد. مدل رشد پاریس برای تخمین رشد ترک در بسیاری از مطالعات مورد استفاده قرار گرفته است. این مدل به عنوان یکی از اساسی ترین معادلات برای محاسبه رشد ترک در سازه ها با در نظر گرفته ضرایب تنش می باشد [۳]. در بررسی فرسودگی تجهیزات ناشی از خستگی رشد ترک در سیکل های مختلف مورد ارزیابی قرار می گیرد. در این مدل از ثابت هایی استفاده می شود که از آزمایش های متعدد و بر اساس نوع ماده تعیین می گردد. برای شبیه سازی رشد ترک ناشی از پدیده خستگی با در نظر گرفتن انواع بارگذاری های مختلف پژوهش های متعددی استفاده از روش های عددی را با توجه به بدست دادن نتایج منطبق بر پژوهش های آزمایشگاهی پیشنهاد می دهند. روش های عددی رفتار تخریبی رشد ترک در ماده را بخوبی مدل سازی می نماید و امکان بدست دادن گزارشات قابل اطمینانی را میسر می سازند [۴]. طبق تحقیقات، روش المان محدود (FEM) می تواند به عنوان روشی مناسب برای شبیه سازی رشد ترک خستگی و پیش بینی طول عمر باقیمانده مورد استفاده قرار گیرد [۵].

۲- روش کار:

در بررسی فرسودگی دسته لوله ها با در نظر گرفتن مولد بخار افقی بکار گرفته شده در نیروگاه بوشهر و براساس مطالعات موجود یک روش شش مرحله ای برای بررسی عددی این پدیده با در نظر گرفتن رخداد های تصادفی و احتمالی ایجاد ترک و رشد آن در نظر گرفته شده است. این متدولوژی با هدف تحلیل و بررسی ترموهیدرولیک مولد بخار برای ایجاد یک دسته بندی مناسب، انجام شبیه سازی FSI با هدف محاسبه پارامترهای ارتعاش سازه و در نهایت تحلیل نتایج در رشد ترک به عنوان یک پدیده تصادفی برنامه ریزی شده است [۶]. سرعت سیال و کسر حجمی بخار در مولد بخار به عنوان پارامترهای مهم در تحلیل ترموهیدرولیکی در گام دوم باید به درستی محاسبه گردند تا بر اساس این پارامترها دسته بندی مناسب در مولد بخار انجام پذیرد. براساس این نتیجه و پراکندگی مقادیر محاسبه شده در تحلیل ترموهیدرولیکی، مولد بخار افقی بوشهر به هجده ناحیه ترموهیدرولیک تقسیم گردیده است. پارامترهای محاسبه شده در هر کدام از نواحی هجده گانه به عنوان شرایط مرزی ورودی در تحلیل FSI در گام سوم مورد استفاده قرار می گیرند [۷ و ۸]. بررسی پارامترهای ارتعاش ناشی از عبور سیال از روی دسته لوله ها در گام چهارم این متدولوژی مورد بررسی قرار می گیرد. ارزیابی دامنه و فرکانس نوسان به عنوان مهمترین پارامترهای محاسبه ایجاد آسیب احتمالی به لوله ها در گام چهارم مورد تحلیل قرار می گردد. در تمام نواحی هجده گانه این تحلیل باید مورد بررسی قرار گیرد تا در هر ناحیه تحلیل مناسب انجام شود. در گام پنجم با استفاده از شرایط مرزی بدست آمده و در نظر گرفتن معادلات مرتبط با رشد ترک و تحلیل المان محدود رشد ترک با فرض وجود یک ترک اولیه می تواند مورد تحلیل و بررسی قرار گیرد. در تحلیل پیشرو شانزده نوع ترک اولیه با فرض ترک سطحی و عمیق مورد نظر می باشد که هر کدام در نواحی هجده گانه مورد بررسی قرار گرفته اند تا رفتار ترک مشاهده گردد.

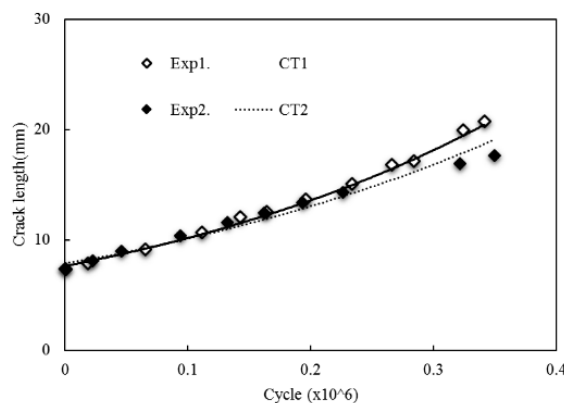
۳- نتایج:

با توجه به نتایج بدست آمده در پژوهش های نویسندگان مولد بخار بوشهر به ۱۸ ناحیه ترموهیدرولیکی برای انجام این پژوهش تقسیم گردیده اند [۷ و ۸]. مشخصات این نواحی در جدول ۱ نمایش داده شده اند.

جدول (۱) مشخصات نواحی هجده گانه ترموهیدرولیکی

نام ناحیه	سرعت سیال (m/s)	کسر حجمی بخار سیال	نام ناحیه	سرعت سیال (m/s)	کسر حجمی بخار سیال
zone ۱	۰/۱	۰/۱	zone ۱۰	۰/۳	۰/۴
zone ۲	۰/۱	۰/۲	zone ۱۱	۰/۳	۰/۵
zone ۳	۰/۱	۰/۳	zone ۱۲	۰/۴	۰/۳
zone ۴	۰/۲	۰/۱	zone ۱۳	۰/۴	۰/۴
zone ۵	۰/۲	۰/۲	zone ۱۴	۰/۴	۰/۵
zone ۶	۰/۲	۰/۳	zone ۱۵	۰/۴	۰/۶
zone ۷	۰/۲	۰/۴	zone ۱۶	۰/۵	۰/۴
zone ۸	۰/۳	۰/۲	zone ۱۷	۰/۵	۰/۵
zone ۹	۰/۳	۰/۳	zone ۱۸	۰/۵	۰/۶

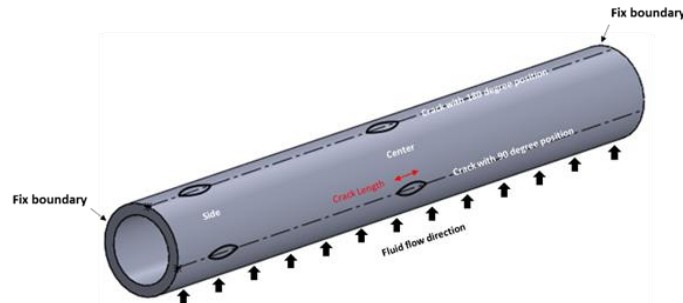
بر اساس داده های بدست آمده [۵]، کمترین فرکانس ارتعاش در حدود ۱۰ هرتز و بیشترین آن در حدود ۲۷۰ هرتز است که می توان آن را در محاسبه طول عمر مفید و تحلیل تخریب در نظر گرفت. این ناحیه دارای دامنه نوسان معادل ۲/۳۴e-۵ میلی متر می باشد. در تحلیل انتشار ترک در لوله های مولد بخار از نتایج مرتبط با دامنه نوسان در گام چهارم بهره گرفته شده است. پس از محاسبه دامنه نوسان و فرکانس ارتعاش در هر کدام از نواحی نوع رفتار ترک احتمالی و در نهایت بررسی فرسودگی در لوله های مولد بخار به عنوان گام های پنجم و ششم می تواند مورد بررسی قرار بگیرد. مدل رشد ترک با بررسی رفتار ترک ناشی از قرارگیری در دو تکیه گاه و وارد کردن نیروی ثابت مورد بررسی قرار گرفته است [۹] که در نهایت نتایج به صورت طول ترک گزارش گردیده است. نتایج بدست آمده از طریق محاسبات عددی و استفاده از نرم افزار ANSYS STRUCTURAL در شکل ۱ قابل مشاهده است.



شکل (۱) مقایسه نتایج عددی و آزمایشگاهی جهت اعتبار سنجی رشد ترک

موقعیت های ترک های اولیه در ۴ موقعیت از لوله و ۴ اندازه متفاوت مورد تحلیل قرار گرفته است. هدف بررسی شرایط های متفاوت در نواحی هجده گانه مولد بخار می باشد در حقیقت برای درک درستی از رفتار ترک در لوله های مولد بخار باید حدود ۲۸۸ (برای ۱۸ ناحیه و ۱۶ ترک اولیه) شبیه سازی مجزای عددی رخ دهد تا بتوان در مورد نتایج به صورت جامع ارزیابی کرد. در سناریو پیشرو نتایج حاصل از انتشار ترک اولیه در شانزده حالت مختلف در سه ناحیه بحرانی تر (۱۶، ۱۷ و ۱۸) با استفاده از

ویژگی‌های ارتعاش در چرخه‌های خستگی مختلف ارائه می‌شود. شمایکی از ترک اولیه و محل آن بر روی لوله در شکل ۲ نشان داده شده است. لازم به ذکر است که شرط مرزی رشد ترک و استفاده از قانون پاریس در هر سیکل، جذر میانگین مربعات دامنه ارتعاش است.



شکل (۲) شمایی از شرایط مرزی و موقعیت ترک اولیه در بخش اول تحلیل رشد ترک

همانطور که مشاهده می‌گردد چهار منطقه از لوله به عنوان نقطه پیدایش ترک اولیه در نظر گرفته شده است. با توجه به جهت جریان، دو زاویه کلی در راستای جهت حرکت سیال دوفاز ($\theta=180^\circ$) و عمود بر آن ($\theta=90^\circ$) در نظر گرفته شده است. مشخصات کامل ترک های اولیه در نظر گرفته شده در جدول ۲ قابل مشاهده می باشد. در این جدول چهار پارامتر مشخص کننده ترک اولیه در لوله در نظر گرفته شده است. D فاصله مرکز ترک تا مرکز لوله به میلی متر، a طول ترک به میلی متر، d عمق ترک به میلی متر و θ زاویه جهت گیری ترک به درجه می باشد.

جدول (۲) مشخصات ترکهای اولیه

θ (degree)	d (mm)	a (mm)	D (mm)	کد ترک	#
۹۰	۰/۱	۲	۰	۲-۰.۱-H-C-۹۰	۱
۱۸۰	۰/۱	۵	۰	۲-۰.۱-H-C-۱۸۰	۲
۹۰	۰/۱	۲	۰	۲-۰.۵-H-C-۹۰	۳
۱۸۰	۰/۱	۵	۰	۲-۰.۵-H-C-۱۸۰	۴
۹۰	۰/۵	۲	۰	۵-۰.۱-H-C-۹۰	۵
۱۸۰	۰/۵	۵	۰	۵-۰.۱-H-C-۱۸۰	۶
۹۰	۰/۵	۲	۰	۵-۰.۵-H-C-۹۰	۷
۱۸۰	۰/۵	۵	۰	۵-۰.۵-H-C-۱۸۰	۸
۹۰	۰/۱	۲	۱۸	۲-۰.۱-H-S-۹۰	۹
۱۸۰	۰/۱	۵	۱۸	۲-۰.۱-H-S-۱۸۰	۱۰
۹۰	۰/۱	۲	۱۸	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۱۱
۱۸۰	۰/۱	۵	۱۸	۲-۰.۵-H-S-۱۸۰	۱۲
۹۰	۰/۵	۲	۱۸	۵-۰.۱-H-S-۹۰	۱۳
۱۸۰	۰/۵	۵	۱۸	۵-۰.۱-H-S-۱۸۰	۱۴
۹۰	۰/۵	۲	۱۸	۵-۰.۵-H-S-۹۰	۱۵
۱۸۰	۰/۵	۵	۱۸	۵-۰.۵-H-S-۱۸۰	۱۶

در این تحلیل از پژوهش‌های لوکاس [۱۰] برای محاسبه ثابت‌های قانون پاریس بهره گرفته شده است. برای انجام بررسی باید هر کدام از انواع ترک بصورت مجزا در نواحی ترموهیدرولیکی مورد شبیه‌سازی عددی قرار گیرند. نتایج مرتبط به تمام تحلیل‌ها در قالب جداول ۳ تا ۸ آورده شده است.

جدول (۳) سیکل رشد در لوله‌های مولد بخار - ترک‌های اول تا سوم

ناحیه / رشد ترک	۲-۰.۱-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-C-۱۸۰	۲-۰.۱-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-C-۱۸۰	۲-۰.۱-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-C-۱۸۰	۲-۰.۱-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-C-۱۸۰
ترک	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳
ناحیه شانزدهم	۹.۴۳	۴.۱۰	۲.۷۶	۱.۲۵	۶.۹۳	۲.۵۴	۳	۱.۷
ناحیه هفدهم	۱.۳۰	۶.۱۵	۴.۱۱	۲.۰۰	۱.۱۱	۴.۰۶	۵.۱	۲.۹
ناحیه هجدهم	۱.۳۸	۵.۹۹	۴.۰۲	۲.۸۰	۱.۵۵	۵.۶۸	۶.۸	۳.۹
شانزدهم	E۸	E۸	E۸	E۱۶	E۱۵	E۱۵	E۹	E۹
هفدهم	E۹	E۸	E۸	E۱۶	E۱۶	E۱۵	E۹	E۹
هجدهم	E۹	E۸	E۸	E۱۶	E۱۶	E۱۵	E۸	E۸

جدول (۴) سیکل رشد در لوله‌های مولد بخار - ترک‌های چهارم تا ششم

ناحیه / رشد ترک	۵-۰.۱-H-C-۱۸۰	۵-۰.۱-H-C-۹۰	۲-۰.۵-H-C-۱۸۰	۲-۰.۵-H-C-۹۰	۲-۰.۵-H-C-۱۸۰	۲-۰.۵-H-C-۹۰	۲-۰.۵-H-C-۱۸۰	۲-۰.۵-H-C-۹۰
ترک	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳
ناحیه شانزدهم	۲.۴۳	۱.۵۴	۵.۱۳	۲.۱۲	۱.۵۵	۱.۱۴	۴.۸۹	۳.۱۰
ناحیه هفدهم	۳.۸۶	۲.۴۶	۸.۲۱	۳.۷۲	۲.۶۸	۱.۷۴	۷.۷۶	۴.۹۵
ناحیه هجدهم	۵.۴۴	۳.۴۵	۱.۱۵	۴.۷۵	۳.۴۷	۲.۵۵	۱.۱۰	۶.۹۴
شانزدهم	E۱۱	E۱۱	E۱۰	E۷	E۷	E۷	E۱۶	E۱۶
هفدهم	E۱۱	E۱۱	E۱۰	E۷	E۷	E۷	E۱۶	E۱۶
هجدهم	E۱۱	E۱۱	E۱۱	E۷	E۷	E۷	E۱۷	E۱۶

جدول (۵) سیکل رشد در لوله‌های مولد بخار - ترک‌های هفتم تا نهم

ناحیه / رشد ترک	۲-۰.۱-H-S-۹۰	۵-۰.۵-H-C-۱۸۰	۵-۰.۵-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-S-۹۰	۵-۰.۵-H-C-۱۸۰	۵-۰.۵-H-C-۹۰	۲-۰.۱-H-S-۹۰	۵-۰.۵-H-C-۱۸۰
ترک	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳
ناحیه شانزدهم	۱.۶۵	۱.۳۵	۸.۸۲	۱.۲۷	۷.۳۵	۲.۶۹	۴.۵۶	۲.۱۸
ناحیه هفدهم	۲.۸۹	۲.۱۶	۱.۳۵	۲.۰۲	۱.۱۸	۴.۲۹	۲.۵۹	۹.۲۴
ناحیه هجدهم	۳.۶۹	۳.۰۳	۱.۹۸	۲.۳۹	۱.۳۸	۵.۰۵	۳.۲۴	۱.۵۵
شانزدهم	E۱۰	E۱۰	E۹	E۱۶	E۱۵	E۱۵	E۸	E۸
هفدهم	E۱۰	E۱۰	E۱۰	E۱۶	E۱۶	E۱۵	E۹	E۸
هجدهم	E۱۰	E۱۰	E۱۰	E۱۶	E۱۶	E۱۵	E۹	E۹

جدول (۶) سیکل رشد در لوله‌های مولد بخار - ترک‌های دهم تا دوازدهم

ناحیه / رشد ترک	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۲-۰.۱-H-S-۱۸۰	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۲-۰.۱-H-S-۱۸۰	۲-۰.۵-H-S-۹۰	۲-۰.۵-H-S-۹۰
ترک	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳	۰/۰۱	۰/۰۶	۰/۰۳
ناحیه شانزدهم	۲.۷۰	۱.۴۹	۵.۴۷	۴.۱۵	۲.۳۰	۸.۴۲	۳.۴۸	۲.۷۸
شانزدهم	E۱۱	E۱۱	E۱۰	E۹	E۹	E۸	E۱۲	E۱۲

۴.۳۱	۲.۳۹	۸.۷۵	۶.۶۳	۳.۶۸	۱.۳۵	۵.۵۶	۴.۸۲	۳.۱۳	ناحیه هفدهم
E11	E11	E10	E9	E9	E9	E12	E12	E12	
۶.۰۵	۳.۳۵	۱.۲۳	۹.۳۱	۵.۱۶	۱.۸۹	۷.۷۹	۶.۲۳	۴.۵۸	ناحیه هجدهم
E11	E11	E11	E9	E9	E9	E12	E12	E12	

جدول (۷) سیکل رشد ترک در لوله های مولد بخار - ترک های سیزدهم و چهاردهم

۵-۰.۱-H-S-۱۸۰	۵-۰.۱-H-S-۹۰	ناحیه / رشد
۰/۰۶	۰/۰۳	ترک
۲.۷۰	۱.۴۹	ناحیه
E11	E11	شانزدهم
۴.۳۱	۲.۳۹	ناحیه هفدهم
E11	E11	
۶.۰۵	۳.۳۵	ناحیه هجدهم
E11	E11	

جدول (۸) سیکل رشد در لوله های مولد بخار - ترک های پانزدهم و شانزدهم

۵-۰.۵-H-S-۱۸۰	۵-۰.۵-H-S-۹۰	ناحیه / رشد
۰/۰۶	۰/۰۳	ترک
۳.۱۳	۲.۲۸	ناحیه
E8	E8	شانزدهم
۵.۴۹	۳.۹۵	ناحیه هفدهم
E8	E8	
۷.۰۱	۵.۱۱	ناحیه هجدهم
E8	E8	

رشد ترک در هر ناحیه علاوه بر وابستگی به پارامترهای جریان به شکل و اندازه ترک اولیه نیز وابسته است از این جهت در شانزده نوع ترک اولیه در نظر گرفته شده هجده تحلیل مستقل ترموهیدرولیکی انجام پذیرفته و اندازه دقیق رشد ترک و روند رشد در قالب نمودارها گزارش گردیده است.

۴- بحث و نتیجه گیری:

نتایج انتشار ترک با استفاده از پارامترهای محاسبه شده نوسانات برای نواحی مختلف دسته لوله مولد بخار نشان داده شده است. رشد ترک ۰/۰۷ میلیمتر در سیکل خستگی ۲/۴۲۱ برای کوچکترین تغییر شکل در منطقه ۳ رخ داد که معادل ۱/۸e-۷ میلی متر می باشد. منطقه ۱۶ نیز بزرگترین تغییر شکل لوله را دارد، این تغییر شکل دارای دامنه ای برابر با ۲/۳۴e-۵ می باشد، که باعث می گردد یک ترک اولیه ۲ میلی متری در سیکل خستگی ۱/۴e۱۶ به میزان ۰/۰۷ میلی متر رشد ایجاد کند. تخریب دسته لوله ها در بخش آخر با توجه به داده های رشد ترک مورد بحث قرار می گیرد. ارزیابی ها نشان می دهد که سریع ترین رشد ترک در ناحیه ۱۶ برای ترک اولیه ۵ میلی متر در موقعیت ۹۰ درجه (۵-۰.۱-۹۰-H-C) رخ می دهد و به آستانه ۱ میلی متر در سیکل ۲/۵E۸ خواهد رسید. قابل ذکر است که این رشد در جهت سطحی رخ داده است. بنابراین، برای یافتن پارگی لوله که نیاز به بهینه سازی شبکه بسیار متراکم دارد، باید رشد ترک عمقی در نظر گرفته شود. همانطور که مشاهده می گردد ناحیه شانزدهم که در موقعیتی قرار گرفته است که دارای سرعت بالا به تناسب در چگالی بالایی قرار دارد به عنوان بحرانی ترین ناحیه بیشترین رشد را در ترک های اولیه مختلف نمایش می دهد در این راستا باید به نواحی رو به بالا که سرعت های

سیال افزایش می‌یابد بخصوص در نواحی که همزمان دارای سرعت بالاتر و کسر حجمی بخار پایین‌تری هستیم دقت بیشتری در بررسی تخریب‌ها گردد. سرعت بالا و اثر سیال بر لوله‌های مولد بخار هر چقدر بالاتر باشد مشخصاً نیروی بیشتری بر اثر برخورد سیال با سازه به وجود خواهد آورد و نتیجتاً در صورت وجود یا پیدایش نقص امکان رشد و بحرانی شدن آن نقص را بیشتر می‌کند.

۵- مراجع:

- [۱] el Bouzidi, S., Hassan, M., & Riznic, J. (۲۰۱۵). A comprehensive flow-induced vibration model to predict crack growth and leakage potential in steam generator tubes. *Nuclear Engineering and Design*, ۲۹۲, ۱۷-۳۱. <https://doi.org/10.1016/J.NUCENGDES.2015.04.040>.
- [۲] Su, Y., Gao, L., Li, L., Li, X., & Zhang, C. (۲۰۱۹). A study of the vortex-induced lateral vibration and heat transfer characteristics of elastic supported single tubes with different cross-sectional shapes. *International Communications in Heat and Mass Transfer*, ۱۰۴, ۸-۱۴. <https://doi.org/10.1016/J.ICHEATMASSTRANSFER.2019.02.021>.
- [۳] Li, Z., Wang, X., Wang, J., Lu, Y., & Shoji, T. (۲۰۲۰). High cycle fatigue behavior and numerical evaluation of Alloy ۶۹۰TT steam generator tube. *International Journal of Fatigue*, ۱۳۷, ۱۰۵۶۶۲. <https://doi.org/10.1016/J.IJFATIGUE.2020.105662>.
- [۴] Li, Z. H., Wang, X. Y., Hong, C., Lu, Y. H., & Shoji, T. (۲۰۲۱). Fatigue crack initiation and propagation behavior of Inconel Alloy ۶۹۰TT steam generator tube. *Materials Science and Engineering: A*, ۸۱۱, ۱۴۱۰۹۰. <https://doi.org/10.1016/J.MSEA.2021.141090>.
- [۵] Zhang, L., & Wei, X. (۲۰۲۲). Prediction of variable amplitude fatigue crack growth life based on modified grey model. *Engineering Failure Analysis*, ۱۳۳, ۱۰۵۹۳۹. <https://doi.org/10.1016/J.ENGFAILANAL.2021.105939>.
- [۶] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., (۲۰۲۳). Degradation analysis of horizontal steam generator tube bundles through crack growth due to two-phase flow induced vibration, *Nuclear Engineering and Technology* ۵۵, DOI:10.1016/j.net.2023.08.035.
- [۷] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., & Haddad, K. (۲۰۱۶). Horizontal steam generator thermal hydraulic simulation in typical steady and transient conditions. *Nuclear Engineering and Design*, ۳۰۵. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.06.004>.
- [۸] Rabiee, A., Kamalinia, A. H., & Hadad, K. (۲۰۱۷). Two-Phase Flow Field Simulation of Horizontal Steam Generators. *Nuclear Engineering and Technology*, ۴۹(۱). <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.08.008>.
- [۹] Miranda, A. C. O., Meggiolaro, M. A., Castro, J. T. P., Martha, L. F., & Bittencourt, T. N. (۲۰۰۳). Fatigue life and crack path predictions in generic ۲D structural components.

Engineering Fracture Mechanics, ۷۰(۱۰), ۱۲۵۹-۱۲۷۹. [https://doi.org/10.1016/S0013-7944\(02\)00099-1](https://doi.org/10.1016/S0013-7944(02)00099-1).

[۱۰] Lukács, J. (۲۰۱۰). Fatigue crack growth tests on type ۳۲۱ austenitic stainless steel in corrosive environment and at elevated temperature, *Procedia Engineering*, ۲(۱), ۱۲۰۱-۱۲۱۰. <https://doi.org/10.1016/J.PROENG.2010.03.130>.

ارزیابی ایمنی پرتوی یک راکتور تحقیقاتی به هنگام بهره برداری عادی (کد مقاله : ۱۵۳۶)

احسان بوستانی*, ناهید صادقی، مصطفی حسن زاده

سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته ای

چکیده

غلاف سوخت به‌عنوان یکی از مهمترین سدهای ایمنی در قلب راکتورهای هسته‌ای، مانع از نشت و خروج رادیونوکلیدهای پرتوزا از سوخت به خنک‌کننده و در نهایت به محیط اطراف راکتور میشود. نشت مقدار کمی از رادیونوکلیدها از غلاف سوخت، که مقدار آن بسته به نوع رادیونوکلید متفاوت است، مجاز بوده و این پدیده در همه انواع سوختها و راکتورهای هسته‌ای وجود دارد. مقدار نشت نوکلیدهای پرتوزا از سوخت یک راکتور تحقیقاتی سوخت صفحه‌ای با توان متوسط و از نوع استخری که دارای خنک‌کننده و کندکننده آب سبک است، محاسبه شده است. ارزیابی ایمنی پرتوی اطراف این راکتور تحقیقاتی با توجه به میزان نشت رادیونوکلیدهای پرتوزا در بهره‌برداری عادی بررسی و نشان داده شده است که این میزان از نشت سبب پرتوگیری افراد جامعه به میزان $0.05-E4.77$ سیورت بر سال میشود که بسیار کمتر از حدود مجاز تعیین شده بوده و هیچ خطری برای پرسنل یا جامعه اطراف راکتور مورد بررسی ندارد.

کلمات کلیدی: راکتور تحقیقاتی، بهره‌برداری عادی، نشت از سوخت، ارزیابی ایمنی پرتوی.

Radiological safety analysis of one research reactor in normal operation

Ehsan Boustani*, Nahid Sadeghi, and Mostafa Hassanzadeh

AEOI, Nuclear Science and Technology Research Institute, Reactor and nuclear safety research school

Abstract

The fuel cladding, as one of the most important safety barriers in the core of nuclear reactors, prevents the leakage of radioactive radionuclides from the fuel to the coolant and ultimately to the environment. Leakage of a small amount of radionuclides from the fuel cladding, which varies depending on the type of radionuclide, is permitted and this phenomenon exists in all types of fuels and nuclear reactors. The amount radioactive nuclides leakage from the fuel of a

medium-power, pool-type, and plate-type research reactor with a light water coolant and moderator has been calculated. The radiation safety assessment has been conducted with regard to the amount of leakage of radioactive radionuclides in normal operation and it has been shown that this amount of leakage causes $4.77E-005$ Sv/y radiation exposure of the public, which is much lower than the permitted limits and does not pose any risk to the personnel or the community around the understudy reactor.

Keywords: Research reactor, normal operation, fuel leakage, radiation safety assessment.

۱- مقدمه

برای بهره‌برداری عادی^{۱۵۴} راکتور، براساس میزان احتمالی نشت از سوخت، تخمینی از مقدار ذرات و گازهای پرتوزا خارج شده از راکتور به‌دست آمده و براساس آن میزان پرتوگیری پرسنل و مردم محاسبه می‌شود. این تخمین مربوط به یک دوره کاری مشخص است و بهره‌برداری راکتور باید به‌گونه‌ای باشد که انتشار مواد پرتوزا به خارج از فضای زیر گنبد در کمترین مقدار ممکن بوده و از حدود استاندارد تجاوز نکند.

جملات چشمه^{۱۵۵} که شامل رادیونوکلیدهای پرتوزای داخل سوخت است، به‌علت اندرکنش شکافت و فعالسازی نوترونی پس از آن در داخل میله‌ها یا صفحات سوخت درون قلب راکتور تولید می‌شوند. این ذرات و گازها، قابلیت نشت به‌خنککننده راکتور از طریق ترک و شیارهای موجود در غلاف سوخت را دارند. بخش اصلی جملات چشمه پرتوزای تولید شده در قلب راکتور در میله‌های سوخت محبوس می‌شوند و اجازه خروج به‌خنککننده را پیدا نمی‌کنند. با این حال، در صورت وجود نقص و شیارهایی هرچند جزئی در غلاف سوخت، ممکن است این رادیونوکلیدها به‌خنککننده راه یافته و پس از آن به محیط خارج نیز نشت کنند [۱۵۶].

کار پژوهشی‌چندانی در این زمینه در داخل و خارج از کشور منتشر نشده است. در این پژوهش، مقدار پرتوگیری کارکنان و مردم در شرایط بهره‌برداری عادی یک راکتور تحقیقاتی استخری نوعی با توان متوسط محاسبه و ایمنی پرتوی آن بررسی شده است. جمله چشمه در راکتور تحقیقاتی براساس داده‌های مربوط به بهره‌برداری عادی راکتور محاسبه می‌شود. از نتایج این محاسبه به‌عنوان ورودی به نرم‌افزار "مدلسازی پخش مواد پرتوزا در شرایط کاری عادی" استفاده می‌شود. مدل‌های پراکندگی که بر پایه معادله گاوسی کار می‌کنند، از رایجترین روشها برای مطالعه هستند که به‌ویژه برای پایش نحوه توزیع و پراکندگی پرتوزایی

^{۱۵۴} Normal operation

^{۱۵۵} Source term

^{۱۵۶} Nuscale Standard Plant, Design Certification Application, Final Safety Analysis Report, Chapter Eleven, Radioactive Waste Management, PART ۲ – TIER ۲, Revision ۰, December ۲۰۱۶.

در اطراف راکتورهای هسته‌ای کاربرد دارد. در این مطالعه، از کد CROM برای مدل‌سازی استفاده میشود. این کد، یک کد محیط زیستی است که توسط CIEMAT در همکاری با دانشگاه پلی‌تکنیک مادرید توسعه داده شده است [۱۵۷].

۲- مواد و روش‌ها

در نتیجه فرایندهایی مثل شکافت و فعال‌سازی در کارکرد معمول راکتورهای هسته‌ای، رادیونوکلئیدهایی تولید می‌شوند. با وجود تمهیدات گسترده جهت جلوگیری از نشت این رادیونوکلئیدها به محیط خارج از گنبد راکتور، نشت مقداری از آنها به محیط گریزناپذیر است. این آلاینده‌ها، در اثر جریانهای جوی تا فواصلی دور از راکتور هم میتوانند پراکنده شوند. از این رو برای حفاظت از مردم و محیط‌زیست، محدودیتهایی برای نشت رادیونوکلئیدهای پرتوزا به محیط مشخص شده و پایش مداوم و دوره‌های آهنگ نشت این آلاینده‌ها انجام میشود. این آلاینده‌ها همگی از اهمیت یکسانی برخوردار نیستند، رادیونوکلئیدهای کوتاه‌عمر به‌تندی فرومیپاشند و انتظار نمیرود بتوانند فواصل طولانی را در اطراف راکتور طی کنند. برعکس، رادیونوکلئیدهای با نیمه‌عمر بلند زمان کافی خواهند داشت که پراکنده شوند و بر سطح خاک و گیاهان بنشینند [۱۵۸]. به‌منظور رعایت حدود ایمنی و مفروضات سختگیرانه، مقادیر جمله چشمه در طراحی پایه راکتور معمولاً چندین مرتبه بزرگتر از جمله چشمه واقعی در نظر گرفته میشود. یعنی در چنین شرایطی، درصد نقص در سوختها معمولاً ۱۰ برابر درصد نقص واقعی سوختها لحاظ میشود. در راکتورهای قدرت، اغلب فرض میشود که ۰/۲۵-۰/۲۸ درصد کل سوختها دچار نقص شده است [۱ و ۳]. رادیونوکلئیدهای مهم در حوادث مربوط به سوختهای راکتورهای هسته‌ای شامل گازهای نجیب، ید، سزیم، روبیدیوم و تلور است. برای تبدیل شدن ید موجود در سوخت به عنصر فرار بایستی دمای سوخت بالای ۱۸۵ درجه سانتیگراد و برای سزیم و تلور و روبیدیوم این دما بایستی در حدود ۳۱۵ تا ۱۲۸۰ درجه سانتیگراد باشد که بسیار بالاتر از دمای موجود در سوخت راکتور تحقیقاتی است [۱۵۹ و ۱۶۰]. به‌منظور رعایت حدود ایمنی و مفروضات سختگیرانه در محاسبات ایمنی، معمولاً مقادیر جمله چشمه در طراحی پایه راکتور چندین مرتبه بزرگتر از مقادیر واقعی در نظر گرفته میشود. نکته دیگر فرض بر توزیع یکنواخت نقص غلاف سوخت در تمام قلب راکتور است [۲]. بر طبق مدارک، حدود پرتوگیری افراد پرتوکار و عادی به‌صورت زیر است [۱۶۱]:

پرتوکاران: دز موثر میانگین ۲۰ میلی‌سیورت بر سال در یک بازه ۵ ساله در صورتیکه از ۵۰ میلی‌سیورت بر سال تجاوز ننماید،

مردم عادی: دز موثر میانگین ۱ میلی‌سیورت در سال.

^{۱۵۷} Juan. Carlos. Mora, Beatriz Robles, Jesus Rodriguez, User's Manual for the CROM v^۸, published by information Technology Laboratory (LABI) at the Polytechnic University of Madrid's School of Industrial Engineers in collaboration with the CIEMAT Department.

^{۱۵۸} AP^{۱۰۰۰} European, Design Control Document, AP^{۶۰۰}, Chapter ۱۱, Radioactive Waste Management.

^{۱۵۹} Safety Report Series No. ۵۳- Derivation of the Source Term and Analysis of the Radiological Consequences of Research Reactor Accidents- - IAEA- VIENNA- ۲۰۰۸.

^{۱۶۰} El-Messiry A. M., Khalil Y., Abd Semea A., RADIO NUCLIDES RELEASE IN RESEARCH REACTORS, ۶th Conference on Nuclear and Particle Physics, ۱۷-۲۱ Luxor, Egypt, Nov. ۲۰۰۷.

^{۱۶۱} ICRP, ۱۹۹۱. ۱۹۹۰ Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication ۶۰. Ann. ICRP ۲۱ (۱-۳).

مقدار پاره‌های شکافت در میله‌های سوخت و نشت آنها به خنککننده برای رادیونوکلئیدهای مادر و دختر با استفاده از معادله ۱ و ۲ محاسبه میشود [۲].

$$\frac{dN_{Cp}}{dt} = \frac{FR_p N_{Fp}}{M_C} - \left[\lambda_p + \frac{Q_L}{M_C} \left(\frac{DF_p - 1}{DF_p} \right) \right] N_{Cp} \quad \text{معادله ۱}$$

$$\frac{dN_{Cd}}{dt} = \frac{FR_d N_{Fd}}{M_C} + f_p \lambda_p N_{Cp} - \left[\lambda_d + \frac{Q_L}{M_C} \left(\frac{DF_d - 1}{DF_d} \right) \right] N_{Cd} \quad \text{معادله ۲}$$

در این معادلات Q_L ، DF ، λ ، M_C ، F ، R ، N_F ، N_C و f به ترتیب تعداد نوکلیدهای موجود در خنککننده (atoms/g)، سوخت (atoms)، ضریب نشت (S/1)، کسر سوخته‌های آسیب دیده، جرم خنککننده (g)، ثابت واپاشی نوکلید (S/1)، ضریب رفع آلودگی سختی گیر 162 ، دبی آب عبوری از سختی گیر (g/S) و کسر واپاشی نوکلیدهای مادر که سبب تولید نوکلیدهای دختر میشود، است.

۳- محاسبات و نتایج

محاسبه موجودی قلب 163 و جملات چشمه 164

نوع و مقدار رادیونوکلئیدهای موجود در هر بسته سوخت براساس دوره‌های کارکرد راکتور، چیدمان و مکان سوخت در قلب، مدت زمان پرتودهی سوخت و سایر مولفه‌های موثر توسط مدلسازی با کدهای محاسباتی مثل ORIGEN محاسبه میشود [۱۶۵].

در راکتور تحقیقاتی مورد بررسی، با فرض اینکه قلب شامل ۲۴ بسته سوخت بوده، راکتور در یک دوره کامل 166 تقریباً روشن بوده و قلب تعادلی با ۳۰٪ مصرف 167 حاصل شده باشد، موجودی قلب محاسبه و نتایج پرتوآیی برخی از مهمترین رادیونوکلیدهای تولیدی در جدول ۱ درج شده است.

از آنجاکه محاسبات پخش آلودگی و پرتوگیری پرسنل و جامعه اطراف راکتور بهطور مستقیم بهمیزان مصرف سوخت بستگی دارد، مصرف ۳۰٪ برای در نظر گرفتن بدبینانه‌ترین حالت 168 ، که سبب پخش بیشترین آلودگی پرتوی محیط میشود، لحاظ شده است.

¹⁶² Nuclide demineralizer decontamination factor

¹⁶³ Core Inventory

¹⁶⁴ Source Terms

¹⁶⁵ A. G. Croff, a User's Manual for the ORIGEN II Computer Code Oak Ridge National Laboratory, Union Carbide Corporation for the Union State Department of Energy, July ۱۹۸۰.

¹⁶⁶ cycle

¹⁶⁷ burnup

¹⁶⁸ Conservative condition

جدول ۱: موجودی قلب راکتور تحقیقاتی برای قلبی با مصرف متوسط ۳۰٪.

ردیف	رادیونوکلئید	پرتوزایی یک سوخت		ردیف	رادیونوکلئید	پرتوزایی یک سوخت	
		(Ci)	(Ci)			(Ci)	(Ci)
۱	Kr-85m	۱.۷۳E+۰۳		۱۶	CS134	۱.۱۶E+۰۳	
۲	Kr-87	۳.۴۴E+۰۳		۱۷	CS134M	۴.۳۸E+۰۲	
۳	Kr-88	۴.۸۵E+۰۳		۱۸	CS136	۳.۵۱E+۰۲	
۴	KR89	۶.۰۹E+۰۳		۱۹	Cs-137	۶.۹۷E+۰۲	
۵	XE131M	۵.۵۰E+۰۱		۲۰	Cs-138	۱.۰۱E+۰۴	
۶	Xe-133	۱.۰۵E+۰۴		۲۱	Sr-91	۷.۹۴E+۰۳	
۷	XE133M	۳.۱۶E+۰۲		۲۲	Tc-99m	۸.۲۴E+۰۳	
۸	Xe-135	۱.۶۹E+۰۳		۲۳	Cd-115	۵.۱۵E+۰۱	
۹	XE138	۹.۲۹E+۰۳		۲۴	Sb-122	۹.۲۹E+۰۰	
۱۰	I130	۲.۵۶E+۰۲		۲۵	Sb-124	۵.۸۴E+۰۰	
۱۱	I-131	۴.۸۲E+۰۳		۲۶	Sb-125	۴.۸۴E+۰۱	
۱۲	I-132	۷.۰۰E+۰۳		۲۷	Te-132	۶.۹۳E+۰۳	
۱۳	I-133	۱.۰۵E+۰۴		۲۸	Ba-139	۹.۷۸E+۰۳	
۱۴	I134	۱.۱۷E+۰۴		۲۹	Ba-140	۹.۶۸E+۰۳	
۱۵	I135	۹.۷۸E+۰۳		۳۰	La-140	۱.۰۲E+۰۴	

مولفه‌های استفاده شده برای میزان نشت رادیونوکلیدهای پرتوزا در محیط در جدول ۲ آورده شده است [۳ و ۱۶۹].

جدول ۲: کمیت‌های مورد استفاده در محاسبه جمله چشمه خنک کننده.

Rp	The fission product escape coefficient (s ⁻¹)	Xe, Kr gases	۶.۵۰E-۰۸
		I, Br, Cs, Rb	۱.۳۰E-۰۸
		Mo, Tc, Ag	۲.۰۰E-۰۹
		Te	۱.۰۰E-۰۹

^{۱۶۹} Fission Product Appearance Rate Coefficients in Design Basis Source Term Determinations, Past and Present, EPJ Web of Conferences, ۱۵۳, ۰۷۰۳۷ (۲۰۱۷), ICRS-۱۳ & RPSD-۲۰۱۶, Pedro B. Perez^۱, John N. Hamawi, ^۱AREVA SAS, Lyon, France, AREVA INC, Marlborough, MA, U.S.A.

		Sr, Ba	$1.0 \cdot E^{-11}$
		Others	$1.6 \cdot E^{-12}$
λ	Nuclide decay constant (1/s)		از جداول استاندارد
M_c	Mass of reactor coolant (g) (for water=V)		500 m^3
D_F	Nuclide demineralizer decontamination factor		For Noble gas and iodine=1
			For others=10
Q_L	Purification or letdown mass flow rate (g/s)		$1.39 \cdot E^{+2}$

میزان تولید برخی از رادیونوکلیدهای مادر و دختر در سوخت و خنک‌کننده در جدول ۳ و جدول ۴ آورده شده است.

جدول ۳: رادیونوکلیدهای مادر در سوخت و و خنک کننده راکتور.

P	Con. (Ci)	Rp (1/s)	M_c (g)	λ	Q_L (gs ⁻¹)	D_F	debi (g/s)	Bq
Kr-85m	$1.73 \cdot E^{+3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$4.3 \cdot E^{-0.5}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$1.5 \cdot E^{+10}$
Kr-87	$3.44 \cdot E^{+3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$1.51 \cdot E^{-0.4}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$2.41 \cdot E^{+9}$
Kr-88	$4.85 \cdot E^{+3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$6.8 \cdot E^{-0.5}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$1.68 \cdot E^{+10}$
KR89	$6.09 \cdot E^{+3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$3.67 \cdot E^{-0.3}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$7.26 \cdot E^{+6}$
XE131 M	$5.5 \cdot E^{+0.1}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$6.77 \cdot E^{-0.7}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$1.92 \cdot E^{+12}$
Xe-133	$1.05 \cdot E^{+0.4}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$1.53 \cdot E^{-0.6}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$7.16 \cdot E^{+13}$
XE133 M	$3.16 \cdot E^{+0.2}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$3.65 \cdot E^{-0.6}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$3.81 \cdot E^{+11}$
Xe-135	$1.69 \cdot E^{+0.3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$2.11 \cdot E^{-0.5}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$6.11 \cdot E^{+10}$
XE138	$9.29 \cdot E^{+0.3}$	$6.5 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$8.17 \cdot E^{-0.4}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$2.23 \cdot E^{+0.8}$
I130	$2.56 \cdot E^{+0.2}$	$1.3 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$1.57 \cdot E^{-0.5}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$3.35 \cdot E^{+0.9}$
I-131	$4.82 \cdot E^{+0.3}$	$1.3 \cdot E^{-0.8}$	$500 \cdot E^{+0.8}$	$1.0 \cdot E^{-0.6}$	1000	1	$1.39 \cdot E^{+2}$	$1.54 \cdot E^{+13}$

I-132	7.00×10^3	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	6.50×10^{-5}	1000	1	1.39×10^2	5.31×10^9
I-133	1.05×10^4	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	9.25×10^{-6}	1000	1	1.39×10^2	3.92×10^{11}
I134	1.17×10^4	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	2.20×10^{-4}	1000	1	1.39×10^2	7.76×10^8
I135	9.78×10^3	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	2.93×10^{-5}	1000	1	1.39×10^2	3.66×10^{10}

جدول ۴: رادیونوکلئیدهای دختر در سوخت و خنک کننده راکتور.

D	Con. (Ci)	Rp (s ⁻¹)	Mc (g)	λ	Q _L (gs ⁻¹)	D F	debi (g/s)	Bq
Kr-85	4.12×10^1	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	2.04×10^{-9}	1000	1	1.39×10^2	1.59×10^{17}
Rb-87	9.31×10^{-8}	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	4.63×10^{-19}	1000	1	1.39×10^2	6.98×10^{27}
Rb-88	6.17×10^3	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	6.49×10^{-4}	1000	1	1.39×10^2	1.81×10^9
Rb-89	8.03×10^3	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	7.62×10^{-4}	1000	1	1.39×10^2	2.56×10^8
Xe-133	1.18×10^4	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	1.53×10^{-6}	1000	1	1.39×10^2	8.18×10^{13}
Cs-135	2.84×10^{-3}	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	9.55×10^{-15}	1000	1	1.39×10^2	1.00×10^{23}
Cs-138	1.17×10^4	1.30×10^{-8}	5.00×10^8	3.46×10^{-4}	1000	1	1.39×10^2	8.41×10^8
Xe-133	1.05×10^4	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	1.53×10^{-6}	1000	1	1.39×10^2	7.42×10^{13}
Xe-135	3.07×10^3	6.50×10^{-8}	5.00×10^8	1.26×10^{-3}	1000	1	1.39×10^2	8.83×10^8

Cs- ۱۳۴	$۲.۴۲E+۰۲$	$۱.۳۰E-۰۸$	$۵.۰۰E+۰۸$	$۱.۰۹E-۰۸$	۱۰۰۰	۱۰	$۱.۳۹E+۰۲$	$۳.۹۱E+۱۳$
------------	------------	------------	------------	------------	------	----	------------	------------

نتایج مربوط به تولید و نشت برخی از رادیونوکلیدها به محیط به عنوان نمونه در جدول ۵ آورده شده است.

جدول ۵: مقادیر نشت رادیونوکلیدها از سوخت به زیر گنبد راکتور و سپس به محیط زیست.

رادیونوکلید	غلظت در آب (Bq)	ضریب عبور از آب	غلظت در زیر گنبد (Bq/cm ³)	پرتوژایی (Bq/s)
Kr-85m	$۱.۵۰E+۱۰$	۰.۰۲	$۲.۰۰E+۰۴$	$۱.۹۱E+۰۵$
Kr-87	$۲.۴۱E+۰۹$	۰.۰۲	$۳.۲۱E+۰۳$	$۳.۰۶E+۰۴$
Kr-88	$۱.۶۸E+۱۰$	۰.۰۲	$۲.۲۴E+۰۴$	$۲.۱۴E+۰۵$
KR-89	$۷.۲۶E+۰۶$	۰.۰۲	$۹.۶۸E+۰۰$	$۹.۲۳E+۰۱$
XE-131M	$۱.۹۲E+۱۲$	۰.۰۲	$۲.۵۶E+۰۶$	$۲.۴۴E+۰۷$
Xe-133	$۲.۲۸E+۱۴$	۰.۰۲	$۳.۰۳E+۰۸$	$۲.۸۹E+۰۹$
XE-133M	$۳.۸۱E+۱۱$	۰.۰۲	$۵.۰۷E+۰۵$	$۴.۸۴E+۰۶$
Xe-135	$۶.۲۰E+۱۰$	۰.۰۲	$۸.۲۷E+۰۴$	$۷.۸۸E+۰۵$
XE-138	$۲.۲۳E+۰۸$	۰.۰۲	$۲.۹۸E+۰۲$	$۲.۸۴E+۰۳$
I-129	$۱.۰۱E+۱۴$	۰.۰۰۰۱	$۶.۷۵E+۰۳$	$۶.۴۴E+۰۴$

میزان دز جذبی در یک سال برای دو فاصله مختلف از گنبد راکتور محاسبه و در جدول ۶ آورده شده است.

جدول ۶: دز دریافتی خارجی، داخلی و مجموع در فواصل مختلف از راکتور در جهت شمال.

فاصله از راکتور (متر)	نوع پرتوگیری	پرتوگیری (Sv/y)
۱۰۰	خارجی	$۶.۷۲E-۰۰۸$
	داخلی	$۱.۰۵E-۰۰۷$
	مجموع	$۱.۷۲E-۰۰۷$
۱۰۰۰	خارجی	$۱.۸۶E-۰۰۵$
	داخلی	$۲.۹۱E-۰۰۵$
	مجموع	$۴.۷۷E-۰۰۵$

نتایج مدل‌سازی پخش رادیونوکلیدهای خروجی از دودکش راکتور در جدول بالا برای یک سال کاری در شرایط بهره برداری عادی نشان می‌دهد که هیچ پرتوگیری بیش از حدود مجاز برای پرسنل و جامعه اطراف راکتور تحقیقاتی وجود نخواهد داشت.

۴- نتیجه گیری

کیفیت سوخت مورد استفاده در راکتور دارای اهمیت فراوانی است، چراکه میزان نشت از آن بایستی در محدوده‌های مجاز بوده و منجر به پرتوگیری پرسنل و محیط اطراف نگردد. برای یک راکتور تحقیقاتی نوعی که دارای سوختی مطابق با استانداردهای نشت است، نتایج مربوط به محاسبات نشت رادیونوکلیدهای پرتوزا از سوخت به خنککننده و از آنجا به بیرون از گنبد راکتور نشان میدهد که بیشترین میزان پرتوگیری محاسبه شده برای افراد پرتوکار اطراف راکتور مقدار $1.72E-007$ Sv/y و برای مردم عادی در فاصله‌های دورتر از راکتور مقدار $4.77E-005$ Sv/y است که بسیار کمتر از حدود مجاز ۲۰ و ۱ میلی‌سیورت تعیین شده است.

بهبود مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای با استفاده از یادگیری ماشین: رویکردهای

پیش‌بینی و بهینه‌سازی (کد مقاله : ۱۵۴۳)

کیان پور، مهیار^۱

۱- دانشگاه علم و صنعت ایران، دانشکده مهندسی صنایع، گروه مدیریت بهره‌وری و پروژه

چکیده:

مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای به دلیل حساسیت بالای این صنعت، از اهمیت ویژه‌ای برخوردار است. یادگیری ماشین به عنوان زیر مجموعه‌ای از هوش مصنوعی با تحلیل داده‌های عملیاتی و پیش‌بینی خرابی تجهیزات، می‌تواند نقش مهمی را در بهینه‌سازی مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات ایفا نماید. این مطالعه با بهره‌گیری از مدل‌های یادگیری ماشین از جمله جنگل تصادفی، شبکه عصبی عمیق و یادگیری تقویتی به پیش‌بینی خرابی تجهیزات و بهینه‌سازی نگهداری پیشگیرانه با استفاده از داده‌های شبیه‌سازی شده پرداخته است. نتایج اجرای مدل شبکه عصبی عمیق با دقت میانگین ۹۱٪، عملکرد بهتری نسبت به مدل جنگل تصادفی با دقت میانگین ۸۷٪ در پیش‌بینی خرابی تجهیزات نشان می‌دهد. همچنین، استفاده از مدل یادگیری

تقویتی هزینه‌های نگهداری را ۲۷٪ و خرابی‌های غیرمنتظره را ۳۴٪ کاهش داده است. نتایج حاصل از این مطالعه نشان می‌دهند که کارایی مدل‌های هوشمند در مدیریت ایمنی و بهره‌وری تأسیسات هسته‌ای حائز اهمیت بوده است. **واژه‌های کلیدی:** مدیریت نگهداری، ایمنی هسته‌ای، یادگیری ماشین، شبکه عصبی عمیق، جنگل تصادفی، یادگیری تقویتی.

Enhancing Safety and Maintenance Management in Nuclear Facility Using Machine Learning: Predictive and Optimization Approaches

Kianpour, Mahyar^{۱*}

^۱-Iran University of Science and Technology, School of Industrial Engineering

Abstract:

The management of safety and maintenance in nuclear facilities is critical due to the high sensitivity of this industry. Machine learning, a subset of artificial intelligence, offers significant potential for optimizing safety management and maintenance by analyzing operational data and predicting equipment failures. This study employs advanced machine learning models, including Random Forest, Deep Neural Networks, and Reinforcement Learning, to forecast equipment failures and enhance preventive maintenance strategies using simulated data. The results indicate that the Deep Neural Network model, achieving an average accuracy of ۹۱٪, outperforms the Random Forest model, which attained an average accuracy of ۸۷٪. Additionally, the implementation of the Reinforcement Learning model led to a ۲۷٪ reduction in maintenance costs and a ۳۴٪ decrease in unexpected failures. These findings underscore the effectiveness of intelligent models in improving the safety management and operational efficiency of nuclear facilities.

Key words: Maintenance Management, Nuclear Safety, Machine Learning, Deep Neural Networks, Random Forest, Reinforcement Learning.



۱- مقدمه:

صنعت هسته‌ای به دلیل ماهیت حساس و پیچیده خود، نیازمند سیستم‌های پیشرفته‌ای برای مدیریت ایمنی و نگهداری تجهیزات است. عملکرد نامطلوب تجهیزات هسته‌ای نه تنها می‌تواند منجر به افزایش هزینه‌های عملیاتی شود، بلکه ریسک‌های جدی ایمنی و زیست‌محیطی را نیز به همراه دارد. از این رو، توسعه روش‌های کارآمد برای پیش‌بینی خرابی‌ها و بهینه‌سازی برنامه‌های نگهداری، از اهمیت بالایی برخوردار است [۱].

در سال‌های اخیر، تکنیک‌های یادگیری ماشین به عنوان ابزاری توانمند برای تحلیل داده‌های عملکردی تجهیزات و بهبود فرآیندهای نگهداری پیشگیرانه مورد توجه قرار گرفته‌اند. مدل‌های یادگیری ماشین قادرند با پردازش داده‌های سنسوری شامل دما، فشار، ارتعاش و تشعشع، الگوهای پنهان را شناسایی کرده و احتمال وقوع خرابی را پیش‌بینی کنند [۲]. علاوه بر این، الگوریتم‌های یادگیری تقویتی^{۱۰} مانند Q-learning امکان بهینه‌سازی زمان‌بندی نگهداری را از طریق تعامل با محیط عملیاتی فراهم می‌کنند [۳]. استفاده از یادگیری ماشین در مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای یکی از موضوعات مهم و رو به رشد در صنعت هسته‌ای است. مطالعات در این زمینه نشان داده‌اند که ترکیب یادگیری ماشین با روش‌های پیش‌بینی و بهینه‌سازی می‌تواند نقش کلیدی در بهبود قابلیت اطمینان، کاهش هزینه‌های نگهداری و افزایش ایمنی این تأسیسات ایفا کند [۴]. گوئل و همکاران (۲۰۲۰) ساختاری برای پیش‌بینی نگهداری زیرساخت‌های هسته‌ای پیشنهاد داده‌اند که از مدل‌های یادگیری ماشین برای تشخیص و پیش‌بینی خرابی‌ها استفاده می‌کند. مطالعات دیگر نیز بر اهمیت مدل‌های داده‌محور در این حوزه تأکید کرده‌اند [۵]. به عنوان مثال، رن (۲۰۲۱) روش‌هایی برای بهینه‌سازی نگهداری پیش‌بینی‌کننده ارائه کرده که می‌تواند قابلیت اطمینان سیستم‌های هسته‌ای را افزایش دهد [۶]. در راستای بهبود عملکرد نیروگاه‌های هسته‌ای، آگراوال و همکاران (۲۰۲۱) فناوری‌های مقیاس‌پذیر برای نگهداری مبتنی بر شرایط را بررسی کرده‌اند که بر اساس تحلیل داده‌های عملیاتی، خرابی‌ها را پیش‌بینی می‌کند [۷]. در زمینه ارزیابی شرایط ساختاری و مکانیکی تأسیسات هسته‌ای، سندهو و همکاران (۲۰۲۳) یک مرور جامع از روش‌های یادگیری ماشین برای ارزیابی وضعیت سازه‌های هسته‌ای ارائه کرده‌اند [۸]. مطالعات دیگری مانند موثوکومار و همکاران (۲۰۲۵) نشان داده‌اند که ترکیب اینترنت اشیا^{۱۱} و یادگیری ماشین می‌تواند دقت ارزیابی‌های ساختاری را افزایش دهد [۹]. همچنین، ادومین و همکاران (۲۰۲۲) بر نظارت بر شرایط عملکردی سامانه‌های هسته‌ای در محیط‌های دریایی تمرکز کرده‌اند و اهمیت روش‌های مبتنی بر داده را در افزایش ایمنی نیروگاه‌های هسته‌ای نشان داده‌اند [۱۰]. علاوه بر این، خماج و همکاران (۲۰۲۴) عوامل انسانی را در عملیات، نگهداری و مدیریت تأسیسات هسته‌ای با استفاده از یادگیری ماشین بررسی کرده‌اند. این پژوهش نشان داده که تحلیل داده‌های انسانی می‌تواند بهره‌وری عملیاتی را افزایش داده و احتمال وقوع خطاهای انسانی را کاهش دهد. این موضوع به‌ویژه در کنترل واحدهای نیروگاهی هسته‌ای اهمیت دارد [۱۱]. به طور کلی، مطالعات اخیر نشان داده‌اند که استفاده از یادگیری ماشین در پیش‌بینی خرابی‌ها، نظارت بر وضعیت تجهیزات و بهینه‌سازی مدیریت تأسیسات هسته‌ای، رویکردی مؤثر برای افزایش ایمنی و بهره‌وری در زیرساخت‌های هسته‌ای است. ترکیب روش‌های

^{۱۰} Reinforcement Learning (RL)

^{۱۱} Internet of Things (IoT)



داده‌محور با فناوری‌هایی نظیر اینترنت اشیا و تحلیل پیش‌بینی‌کننده می‌تواند بهینه‌سازی عملیات نگهداری و مدیریت ریسک را در این حوزه تسهیل کند.

در بخش مقدمه این مطالعه، اهمیت ایمنی در تأسیسات هسته‌ای و چالش‌های مدیریت آن بررسی شده است. سپس در مرور ادبیات، تحقیقات پیشین مرتبط با استفاده از یادگیری ماشین در مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای مرور گردید. در بخش روش تحقیق به معرفی مدل‌های یادگیری ماشین مورد استفاده، نحوه گردآوری داده‌های شبیه‌سازی‌شده و فرایند پیاده‌سازی مدل‌ها پرداخته شده است. در بخش نتایج و تحلیل، عملکرد مدل‌های پیشنهادی ارزیابی و مقایسه می‌گردد. در نهایت، نتیجه‌گیری و پیشنهادات آینده به بررسی یافته‌های اصلی و مسیرهای تحقیقات آتی اختصاص دارد.

۲- روش تحقیق:

در این مطالعه، سیستم مدیریت نگهداری و ایمنی تأسیسات هسته‌ای به‌گونه‌ای طراحی شده است که تجهیزات را بر اساس داده‌های حسگرها و تحلیل‌های یادگیری ماشین در سه وضعیت اصلی عادی، هشدار و بحرانی طبقه‌بندی می‌کند. این دسته‌بندی به سیستم کمک می‌کند تا سطح خطر را تشخیص داده و اقدامات مناسب را برای پیشگیری از خرابی‌های غیرمنتظره اتخاذ کند. حالت عادی^{۱۷۲}: در این حالت، تمامی تجهیزات در شرایط استاندارد عملیاتی هستند. پارامترهای حیاتی مانند دما، فشار، تشعشع و ارتعاش در محدوده ایمن قرار دارند و هیچ نشانه‌ای از عملکرد غیرطبیعی مشاهده نمی‌شود. مدل‌های یادگیری ماشین نشان می‌دهند که احتمال خرابی بسیار پایین است.

حالت هشدار^{۱۷۳}: در این وضعیت، برخی از پارامترهای عملیاتی از حد استاندارد خارج شده‌اند، اما هنوز به سطح خطرناک نرسیده‌اند. احتمال بروز خرابی افزایش یافته است، اما سیستم همچنان قادر به عملکرد است. مدل‌های یادگیری ماشین مانند شبکه عصبی عمیق^{۱۷۴} (DNN) و جنگل تصادفی^{۱۷۵} (RF) نشان می‌دهند که احتمال خرابی در حال افزایش است.

حالت بحرانی^{۱۷۶}: در این وضعیت، پارامترهای عملیاتی از آستانه‌های ایمنی فراتر رفته‌اند و احتمال خرابی بسیار زیاد است. عملکرد غیرعادی تجهیزات می‌تواند به خرابی جدی یا حادثه‌ای خطرناک منجر شود. مدل‌های یادگیری ماشین تأیید می‌کنند که وقوع خرابی قریب‌الوقوع است.

۲-۱- داده‌های شبیه‌سازی شده

در این مطالعه، برای شبیه‌سازی داده‌های عملکردی تجهیزات هسته‌ای، از یک مدل دینامیکی مبتنی بر پارامترهای بحرانی (مانند دما، فشار، ارتعاش و تشعشعات رادیواکتیو) استفاده شده است. داده‌های شبیه‌سازی‌شده با اعمال نویزهای تصادفی و شرایط بحرانی مختلف تولید شده‌اند تا نمایانگر شرایط واقعی عملکردی سیستم باشند.

^{۱۷۲} Normal State

^{۱۷۳} Warning State

^{۱۷۴} Deep Neural Networks (DNN)

^{۱۷۵} Random Forest

^{۱۷۶} Critical State



۲-۲- انتخاب الگوریتم‌های یادگیری ماشین

برای تحلیل داده‌های شبیه‌سازی شده، از سه دسته اصلی الگوریتم استفاده شده است:

شبکه‌های عصبی عمیق: جهت استخراج ویژگی‌های پنهان از داده‌های پیچیده و غیرخطی؛

جنگل تصادفی: برای کاهش بیش‌برازش^{۱۷۷} و ارائه یک مدل مبتنی بر تصمیم‌گیری؛

یادگیری تقویتی: جهت بهینه‌سازی زمان‌بندی نگهداری بر اساس بازخوردهای محیطی و پیش‌بینی‌های مدل.

۳-۲- فرایند پیاده‌سازی مدل

ابتدا داده‌های شبیه‌سازی شده با استفاده از یک سری سناریوهای بحرانی تولید می‌شوند. سپس داده‌ها از طریق پیش‌پردازش شامل نرمال‌سازی، حذف نویز و استخراج ویژگی‌های مهم آماده‌سازی می‌شوند. در مرحله بعد، مدل‌های یادگیری ماشین آموزش داده شده و از طریق شاخص‌های ارزیابی مانند دقت^{۱۷۸}، صحت^{۱۷۹} و فراخوان^{۱۸۰} مورد بررسی قرار می‌گیرند. نهایتاً، نتایج مدل‌های مختلف با یکدیگر مقایسه شده و مدل بهینه جهت پیش‌بینی خرابی تجهیزات انتخاب می‌شود.

۳- اجرای مدل و نتایج:

۱-۳- شبیه‌سازی داده‌ها

با استفاده از نرم‌افزارهای شبیه‌سازی عددی مانند MATLAB و Python (با کتابخانه‌های NumPy و SciPy) تعداد ۱۰۰۰ نمونه از داده که نمایانگر وضعیت‌های مختلف تجهیزات هسته‌ای هستند، تولید گردید. این داده‌ها شامل مقادیر ورودی مانند دما، فشار، ارتعاش و تشعشع بوده و با اعمال تغییرات تصادفی شرایط بحرانی، سناریوهای خرابی شبیه‌سازی شدند.

جدول ۱- نمونه داده‌های شبیه‌سازی شده در سه وضعیت عادی، هشدار و بحرانی

وضعیت	تشعشع (mSv)	ارتعاش (mm)	فشار (Bar)	دما (C)
عادی (۰)	۰.۴۵	۴.۹	۹۸	۴۵
هشدار (۱)	۰.۴۸	۵.۳	۱۰۲	۵۵
بحرانی (۲)	۰.۵۲	۶.۱	۱۱۰	۶۵
عادی (۰)	۰.۴۳	۴.۷	۹۵	۴۷
هشدار (۱)	۰.۵۰	۵.۸	۱۰۸	۶۲

۲-۳- آموزش مدل‌ها

شبکه‌های عصبی: ساختار چند لایه با استفاده از کتابخانه TensorFlow پیاده‌سازی شد. پس از تنظیم هایپرپارامترها، مدل بر روی ۸۰٪ داده‌ها آموزش داده شده و ۲۰٪ باقی‌مانده جهت اعتبارسنجی استفاده گردید.

^{۱۷۷} Overfitting

^{۱۷۸} Accuracy

^{۱۷۹} Precision

^{۱۸۰} Recall



جنگل تصادفی: با استفاده از کتابخانه scikit-learn، مدل جنگل تصادفی با تعداد درختان مختلف پیاده‌سازی و بهینه‌سازی شد.

یادگیری تقویتی: از الگوریتم Q-learning برای تنظیم سیاست‌های نگهداری استفاده شده است. در این الگوریتم، محیط شبیه‌سازی شده وضعیت تجهیزات را ارائه می‌دهد و مدل بر اساس پاداش‌های دریافت‌شده، سیاست بهینه برای زمان‌بندی نگهداری را فرا می‌گیرد.

۳-۳- نتایج عملکرد مدل‌ها

در این بخش، نتایج مدل‌های DNN، RF و RL در پیش‌بینی خرابی تجهیزات هسته‌ای و بهینه‌سازی نگهداری پیشگیرانه به تفصیل توضیح داده می‌شود.

نتایج جدول ۲ حاکی از آن است که شبکه‌های عصبی به دلیل توانایی بالا در استخراج الگوهای پیچیده، عملکرد بهتری نسبت به سایر مدل‌ها ارائه داده‌اند. همچنین، کاربرد الگوریتم یادگیری تقویتی در بهینه‌سازی زمان‌بندی نگهداری، نشان از امکان کاهش هزینه‌های نگهداری و افزایش ایمنی سیستم دارد.

جدول ۲- مقایسه عملکرد مدل‌های یادگیری ماشین

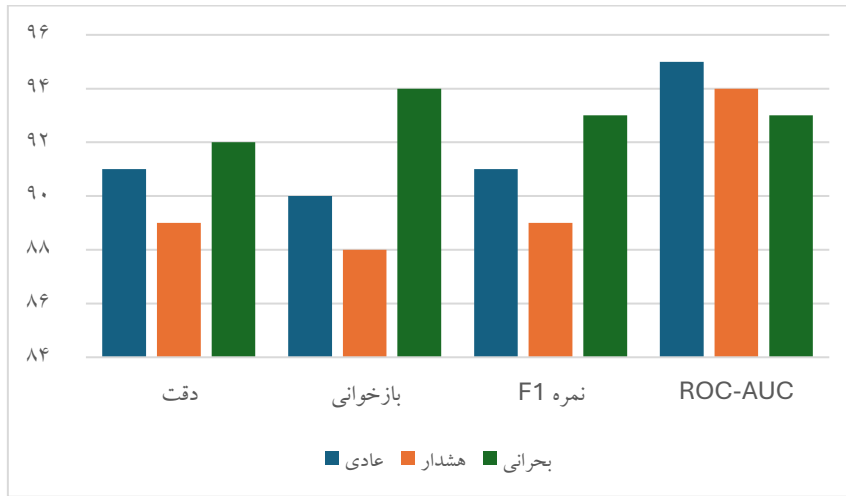
مدل یادگیری ماشین	وضعیت	دقت ^{۱۸۱}	بازخوانی ^{۱۸۲}	نمره F1 ^{۱۸۳}	مقدار (ROC-AUC)
مدل RF	عادی	۸۸٪	۸۷٪	۸۸٪	۸۵٪
	هشدار	۸۶٪	۸۵٪	۸۶٪	۷۸٪
	بحرانی	۸۹٪	۹۱٪	۹۰٪	۸۵٪
مدل DNN	عادی	۹۱٪	۹۰٪	۹۱٪	۹۵٪
	هشدار	۸۹٪	۸۸٪	۸۹٪	۹۴٪
	بحرانی	۹۲٪	۹۴٪	۹۳٪	۹۳٪

۳-۴- ارزیابی عملکرد مدل‌ها

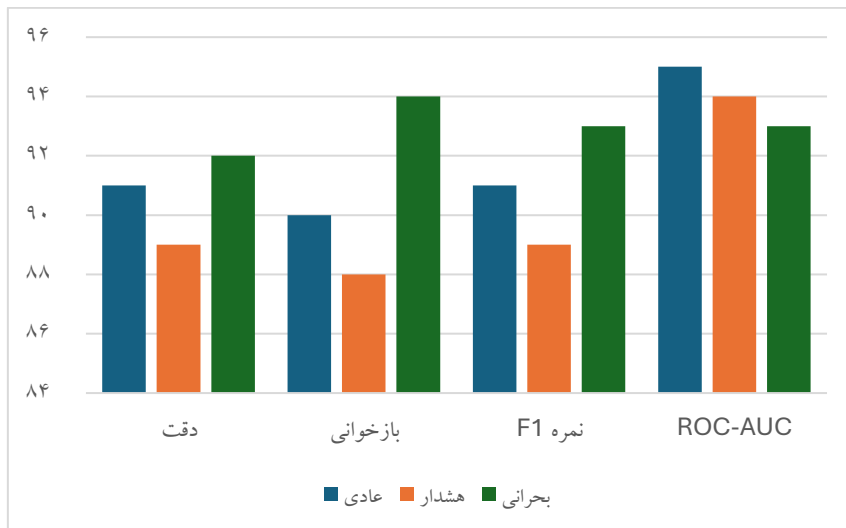
برای ارزیابی عملکرد مدل‌های مختلف، از دقت پیش‌بینی، منحنی ROC-AUC استفاده شد.

الف) دقت پیش‌بینی: با توجه به جدول ۲ مدل DNN توانست به طور میانگین دقتی برابر با ۹۱٪ در پیش‌بینی خرابی‌ها ارائه دهد. این نتیجه به‌طور قابل‌توجهی بهتر از مدل RF با میانگین دقت ۸۷٪ بود. این دقت بالا نشان‌دهنده توانایی شبکه عصبی در شبیه‌سازی الگوهای پیچیده رفتار تجهیزات هسته‌ای است.

^{۱۸۱} نسبت نمونه‌های صحیح پیش‌بینی شده به کل نمونه‌هایی که توسط مدل به عنوان آن کلاس پیش‌بینی شده‌اند.
^{۱۸۲} نسبت نمونه‌های صحیح پیش‌بینی شده به کل نمونه‌هایی که واقعاً متعلق به آن کلاس هستند.
^{۱۸۳} میانگین هارمونیک دقت و بازخوانی است. این معیار برای متوازن کردن دقت و بازخوانی استفاده می‌شود، به‌خصوص زمانی که توزیع کلاس‌ها نامتوازن باشد.

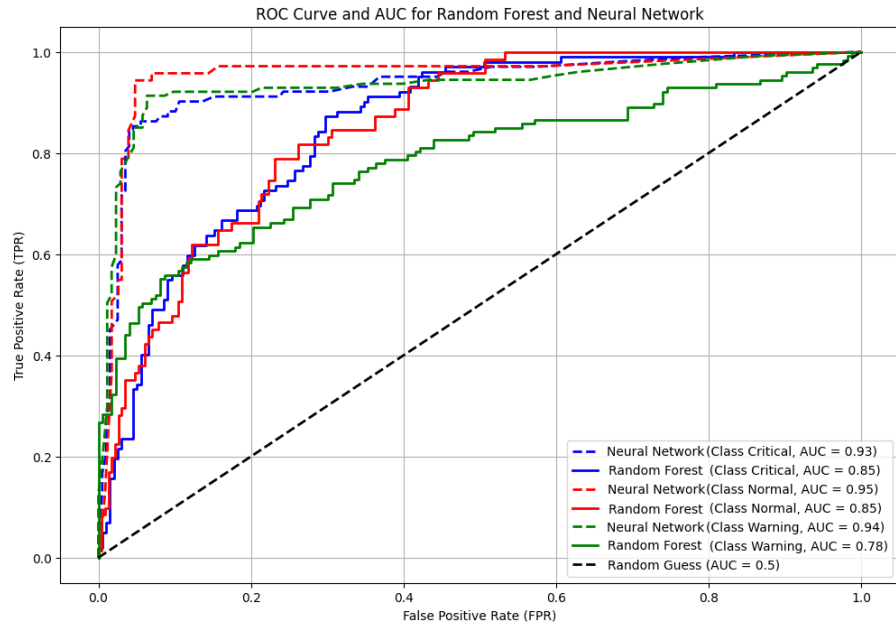


شکل ۱- عملکرد الگوریتم RF نسبت به هریک از شاخص‌های ارزیابی



شکل ۲- عملکرد الگوریتم DNN نسبت به هریک از شاخص‌های ارزیابی

ب) منحنی ROC-AUC: در این مطالعه، عملکرد دو الگوریتم RF و DNN در طبقه‌بندی وضعیت تجهیزات به سه دسته عادی هشدار و بحرانی مورد بررسی قرار گرفت. برای ارزیابی مدل‌ها، از منحنی ROC و شاخص AUC استفاده شد. نتایج جدول ۲ نشان داد که مدل RF با مقادیر AUC برابر با ۰.۸۵، ۰.۸۵ و ۰.۷۸ به ترتیب برای کلاس‌های بحرانی، عادی و هشدار، عملکردی متوسطی در طبقه‌بندی وضعیت‌ها داشت. در مقابل، مدل DNN با مقادیر AUC برابر با ۰.۹۳، ۰.۹۵ و ۰.۹۴ به ترتیب برای کلاس‌های بحرانی، عادی و هشدار، عملکردی بهتری نسبت به مدل RF داشت. این تفاوت عملکرد می‌تواند ناشی از پیچیدگی بیشتر داده‌ها و نیاز به مدل‌های بسیار عمیق برای این مسئله خاص باشد. بنابراین به‌طور کلی، DNN به‌عنوان یک مدل قوی و قابل اعتماد برای این نوع مسائل طبقه‌بندی چندکلاسه پیشنهاد می‌شود.



شکل ۲- منحنی ROC و AUC برای الگوریتم‌های RF و DNN

در شکل ۲، منحنی‌های مربوط به هر کلاس برای هر دو الگوریتم رسم شده‌اند. خطوط نقطه‌چین مربوط به شبکه عصبی و خطوط پیوسته مربوط به جنگل تصادفی هستند. همچنین، خط سیاه نقطه‌چین نشان‌دهنده حدس تصادفی ($AUC = 0.5$) است. مقادیر شکل ۲ نشان می‌دهند که هر دو الگوریتم عملکرد خوبی دارند، اما شبکه عصبی کمی بهتر عمل کرده است. با این حال، جنگل تصادفی با تنظیمات بیشتر می‌تواند بهبود یابد.

۳-۵- بهینه‌سازی نگهداری پیشگیرانه با RL

الف) کاهش هزینه‌های نگهداری: با استفاده از RL به عنوان یک رویکرد تصمیم‌گیری بهینه، زمان بندی نگهداری پیشگیرانه برای تجهیزات هسته‌ای بهینه شد. این روش به سیستم این امکان را داد تا تصمیمات تعمیرات و نگهداری را با کمترین هزینه و بیشترین دقت اتخاذ کند. با توجه به جدول ۳ استفاده از این الگوریتم منجر به کاهش ۲۷٪ در هزینه‌های کلی نگهداری شد، زیرا تعمیرات تنها در زمان‌هایی انجام می‌شد که احتمال خرابی به بالاترین حد خود می‌رسید.

ب) کاهش خرابی‌های غیرمنتظره: از آنجا که یادگیری تقویتی قادر است زمان بندی نگهداری را بر اساس اطلاعات به‌روز تجهیزات و تحلیل وضعیت آنها بهینه کند، در نتیجه خرابی‌های غیرمنتظره به‌طور قابل توجهی کاهش یافت. در این مطالعه، با توجه به جدول ۳ استفاده از یادگیری تقویتی منجر به کاهش ۳۴٪ در نرخ خرابی‌های غیرمنتظره شد، که نشان‌دهنده عملکرد بهینه سیستم در پیش‌بینی و جلوگیری از خرابی‌های ناگهانی است.



جدول ۳- تاثیر یادگیری تقویتی بر هزینه‌ها و نرخ خرابی‌ها

میزان بهبود	مقدار بعد از یادگیری تقویتی	مقدار قبل از یادگیری تقویتی	معیار
کاهش ۲۷٪	۷۳٪	۱۰۰٪	هزینه‌های نگهداری
کاهش ۳۴٪	۶۶٪	۱۰۰٪	نرخ خرابی غیرمنتظره

۳-۶- تحلیل ویژگی‌های مؤثر در پیش‌بینی خرابی‌ها

مدل RF به‌طور ویژه برای تحلیل اهمیت ویژگی‌ها استفاده شد. این مدل توانست متغیرهای کلیدی مؤثر در پیش‌بینی خرابی‌ها را شناسایی کند. برخی از ویژگی‌های مهم شامل:

دما: بالا رفتن دما در تجهیزات هسته‌ای می‌تواند به سرعت منجر به خرابی‌های عمده شود.

فشار: تغییرات فشار در سیستم‌های هسته‌ای نیز از جمله علائم خرابی‌های احتمالی هستند.

ارتعاش: نوسانات ارتعاشی می‌تواند نشان‌دهنده خرابی‌های مکانیکی در تجهیزات باشد.

نرخ تشعشع: افزایش یا تغییرات غیرمنتظره در سطح تشعشعات نیز می‌تواند به خرابی‌های سیستم اشاره داشته باشد.

این متغیرها توسط مدل RF به‌عنوان ویژگی‌های کلیدی برای پیش‌بینی خرابی‌های آینده شناسایی شدند.

ترکیب مدل‌های یادگیری ماشین، به‌ویژه شبکه عصبی عمیق و جنگل تصادفی، برای پیش‌بینی خرابی تجهیزات هسته‌ای بسیار مؤثر بود. همچنین، یادگیری تقویتی با بهینه‌سازی زمان‌بندی نگهداری پیشگیرانه، علاوه بر کاهش هزینه‌های نگهداری، منجر به بهبود ایمنی و کاهش خرابی‌های غیرمنتظره شد. به‌طور کلی، استفاده از مدل‌های هوشمند یادگیری ماشین در این مطالعه به وضوح نشان می‌دهد که این روش‌ها می‌توانند عملکرد سیستم‌های هسته‌ای را بهبود دهند، ایمنی را افزایش دهند و هزینه‌های عملیاتی را کاهش دهند.

۴- نتیجه‌گیری و پیشنهادات:

نتایج به دست آمده از آزمایش‌های شبیه‌سازی نشان می‌دهد که استفاده از مدل‌های یادگیری ماشین، به‌ویژه شبکه‌های عصبی، می‌تواند به‌طور مؤثری در پیش‌بینی خرابی‌های تجهیزات هسته‌ای نقش داشته باشد. با وجود چالش‌های موجود در تولید داده‌های واقعی، استفاده از داده‌های شبیه‌سازی شده یک نقطه شروع مناسب برای بررسی این رویکردها محسوب می‌شود. از سوی دیگر، پیاده‌سازی الگوریتم‌های یادگیری تقویتی نشان می‌دهد که با اعمال سیاست‌های بهینه نگهداری، امکان کاهش هزینه‌های عملیاتی و افزایش کارایی سیستم‌های ایمنی وجود دارد. با این حال، نیاز به تحقیقات بیشتر در زمینه تنظیم بهینه هاپرپارامترها و اعتبارسنجی نتایج در محیط‌های واقعی احساس می‌شود. در این مطالعه، رویکردی مبتنی بر یادگیری ماشین برای بهبود مدیریت ایمنی و نگهداری تأسیسات هسته‌ای ارائه شد. با استفاده از داده‌های شبیه‌سازی شده، مدل‌های مختلفی از جمله شبکه‌های عصبی، جنگل تصادفی و الگوریتم‌های یادگیری تقویتی پیاده‌سازی و ارزیابی شدند. نتایج نشان داد که مدل شبکه‌های عصبی با دقت بالاتر می‌تواند الگوهای پیچیده خرابی را تشخیص داده و در نتیجه، بهبود قابل توجهی در پیش‌بینی خرابی‌ها ایجاد نماید. همچنین، استفاده از یادگیری تقویتی در بهینه‌سازی زمان‌بندی نگهداری، به عنوان گامی نوین در جهت کاهش هزینه‌های نگهداری و افزایش ایمنی سیستم‌های هسته‌ای محسوب می‌شود.



۵- مراجع:

- [۱] Jeong, K., Lee, K., Park, H., Pyo, J., & Lee, J. (۲۰۲۴). Considerations for the industrial safety management during decommissioning of nuclear facilities. *Annals of Nuclear Energy*, ۲۰۷, ۱۱۰۷۳۹.
- [۲] Wahlström, B. (۲۰۱۸). Systemic thinking in support of safety management in nuclear power plants. *Safety Science*, ۱۰۹, ۲۰۱-۲۱۸.
- [۳] Xu, H., Zhang, B., & Liu, Y. (۲۰۲۱). New safety strategies for nuclear power plants: A review. *International Journal of Energy Research*, ۴۵(۸), ۱۱۵۶۴-۱۱۵۸۸.
- [۴] Himanen, R., Julin, A., Jänkälä, K., Holmberg, J. E., & Virolainen, R. (۲۰۱۲). Risk-Informed Regulation and Safety Management of Nuclear Power Plants—On the Prevention of Severe Accidents. *Risk Analysis: An International Journal*, ۳۲(۱۱), ۱۹۷۸-۱۹۹۳.
- [۵] Gohel, H. A., Upadhyay, H., Lagos, L., Cooper, K., & Sanzetenea, A. (۲۰۲۰). Predictive maintenance architecture development for nuclear infrastructure using machine learning. *Nuclear Engineering and Technology*, ۵۲(۷), ۱۴۳۶-۱۴۴۲.
- [۶] Ren, Y. (۲۰۲۱). Optimizing predictive maintenance with machine learning for reliability improvement. *ASCE-ASME Journal of Risk and Uncertainty in Engineering Systems, Part B: Mechanical Engineering*, ۷(۳), ۰۳۰۸۰۱.
- [۷] Agarwal, V., Manjunatha, K. A., Gribok, A. V., Mortenson, T. J., Bao, H., Reese, R. D., ... & Palas, H. (۲۰۲۱). Scalable technologies achieving risk-informed condition-based predictive maintenance enhancing the economic performance of operating nuclear power plants (No. INL/EXT-۲۱-۶۴۱۶۸-Rev۰۰۰). Idaho National Laboratory (INL), Idaho Falls, ID (United States).
- [۸] Sandhu, H. K., Bodda, S. S., & Gupta, A. (۲۰۲۳). A future with machine learning: review of condition assessment of structures and mechanical systems in nuclear facilities. *Energies*, ۱۶(۶), ۲۶۲۸.
- [۹] Muthukumar, R., Harekal, D., Sharif, S. M., Poosapadi, D., Kumar, P. S., & Sudhakar, M. (۲۰۲۵). Integrating IoT and Machine Learning for Advanced Nuclear Structure Analysis. In *Integrating Machine Learning Into HPC-Based Simulations and Analytics* (pp. ۳۸۳-۴۰۸). IGI Global Scientific Publishing.
- [۱۰] Adumene, S., Islam, R., Amin, M. T., Nitonye, S., Yazdi, M., & Johnson, K. T. (۲۰۲۲). Advances in nuclear power system design and fault-based condition monitoring towards safety of nuclear-powered ships. *Ocean Engineering*, ۲۵۱, ۱۱۱۱۵۶.
- [۱۱] Khamaj, A., Ali, A. M., Saminathan, R., & Shanmugasundaram, M. (۲۰۲۴). Human factors engineering simulated analysis in administrative, operational and maintenance loops of nuclear reactor control unit using artificial intelligence and machine learning techniques. *Heliyon*, ۱۰(۱۰).



شناسایی تجهیزات بحرانی سیستم در تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان با استفاده از معیارهای اهمیت ارزیابی ایمنی احتمالاتی (کد مقاله: ۱۵۵۰)

ورچندی فرد، علی*^۱ - کردعلیوند، سعید^۱ - راجی، محمدحسین^۱
۱ - شرکت توسعه و ارتقای ایمنی نیروگاه‌های ایران (توانا)

چکیده:

توجه همزمان به جنبه‌های ریسک و اهمیت در نیروگاه‌های اتمی و کاهش فعالیت‌های تعمیر و نگهداری هدف اصلی تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان می‌باشد. استفاده از معیارهای اهمیت ارزیابی ایمنی احتمالاتی به طور گسترده برای اهداف گوناگون در نیروگاه‌های اتمی مورد توجه قرار گرفته‌اند. این مقاله روش جدیدی با استفاده از دو معیار اهمیت و مدل ساده‌شده سطح یک ارزیابی ایمنی احتمالاتی، برای شناسایی و رتبه‌بندی تجهیزات بحرانی و در نتیجه اولویت‌بندی فعالیت‌های تعمیر و نگهداری در قالب تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان ارائه می‌کند. علاوه بر این به عنوان مورد مطالعاتی سیستم برداشت حرارت اضطراری نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰ مورد بررسی قرار گرفته است. سپس با توجه به رویکرد تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان، فعالیت تعمیر و نگهداری مناسب تجهیزات این سیستم با توجه به دسته بندی تعیین شده، ارائه شده است که بدین ترتیب می‌توان فعالیت‌های تعمیر و نگهداری غیرضروری را حذف نمود.

کلمات کلیدی: تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان، معیار اهمیت، PSA سطح یک

۱- مقدمه:

از ارزیابی ایمنی احتمالاتی^{۱۸۴} (PSA) در یک نیروگاه هسته‌ای می‌توان به منظور شناسایی سیستم‌ها و تجهیزات مهم از نظر تاثیر بر ایمنی و ریسک در بهره‌برداری و طراحی نیروگاه استفاده می‌شود. به منظور تفسیر نتایج به دست آمده از PSA، معیارهایی که می‌توانند رتبه‌بندی اهمیت تجهیزات و تاثیر آنها بر ایمنی نیروگاه را ارائه دهند، تعریف شده‌اند. معیارهای اهمیت به طور گسترده با هدف افزایش ایمنی نیروگاه مورد استفاده قرار گرفته‌اند [۱]. برخی از این معیارها مشخصاً به منظور شناسایی تجهیزات بحرانی در فرآیند تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان^{۱۸۵} (RCM) به کار گرفته شده‌اند [۲،۳]. هدف شناسایی تجهیزات بحرانی در فرآیند RCM شناسایی تجهیزات با ریسک بحرانی می‌باشد که باید در اولویت فعالیت‌های تعمیر و نگهداری قرار بگیرند.

تعمیر و نگهداری یک نیروگاه هسته‌ای شامل سیستم‌ها و تجهیزات بسیار زیادی می‌باشد که تنها مربوط به تجهیزات مهم نمی‌شود و حذف یا اصلاح این فعالیت‌ها برای تجهیزات که دارای اهمیت کمتری هستند باید توجیه شود. بنابراین بهبود تعمیر و نگهداری با استفاده از روش‌های سیستماتیک از قبیل RCM، ابتدا باید برای یک سیستم یا تعدادی از آنها که مشکلاتی در بهره‌برداری آنها وجود دارد یا میزان فعالیت‌های تعمیر و نگهداری آنها بیش از حد معمول است، صورت گیرد.

به منظور محاسبه مقادیر معیارهای اهمیت عمدتاً از فرکانس ذوب قلب^{۱۸۶} (CDF) که در آن تمامی سیستم‌های ایمنی نیروگاه مورد توجه قرار می‌گیرند، استفاده می‌شود [۴]. با استفاده از چنین شاخصی تنها تعداد اندکی از تجهیزات سیستم تحت

^{۱۸۴} Probabilistic safety assessment

^{۱۸۵} Reliability centered maintenance

^{۱۸۶} Core damage frequency



بررسی در رتبه‌بندی اهمیت ریسک تجهیزات نیروگاه قرار می‌گیرند. تجهیزات دیگری که متعلق به سیستم می‌باشند و در درجه کمتر اهمیت هستند در رتبه‌بندی اهمیت به دلیل مقدار برش^{۱۸۷} استفاده شده در محاسبه CDF سطح یک PSA یا به دلیل اینکه تجهیزات مهمتر متعلق به این سیستم نمی‌باشند، قرار نمی‌گیرند. این وضعیت مناسب آنالیز مرتبط با سطح یک PSA می‌باشد اما با توجه به اینکه فقط مهمترین تجهیزات کل نیروگاه ارزیابی می‌شوند، این رویکرد مناسب آنالیز RCM همانطور که در بالا اشاره شد، نمی‌باشد. با افزایش مقدار برش تا حدودی می‌توان این مشکل را برطرف کرد اما در این صورت موجب افزایش تعداد تجهیزات مهم می‌شود که مطلوب هیچ کدام از فرآیندهای سطح یک و RCM نمی‌باشد [۵]. به منظور رفع این مشکل در این مقاله وابستگی سیستم تحت بررسی با سیستم‌های پشتیبان مربوط به آن و همچنین نقش سایر سیستم‌ها در محاسبه فرکانس ذوب قلب ساده‌سازی شده است.

علاوه بر این معیارهای اهمیت در سطح یک PSA عمدتاً برای مودهای خرابی تجهیزات تعریف می‌شوند در حالی که تجهیزات عمدتاً مودهای خرابی متعددی دارند که هر کدام از آنها ناظر به عملکرد تجهیز در هر یک از شرایط پیش‌بینی شده در طرح می‌باشد. سیستم‌های ایمنی که در وضعیت نرمال در حالت آماده به کار هستند لازم است تا در سناریوهای مختلف فعال شوند. این شرایط موجب می‌شود که سیستم در مودهای عملکردی متفاوتی کار کند که پیکربندی آن در این مودها متفاوت می‌باشد. بنابراین اهمیت نسبی یک تجهیز وابسته به مود عملکردی سیستم مربوط به آن تجهیز می‌باشد. بدیهی است که در فرآیند شناسایی تجهیزات بحرانی باید تمامی یا حداقل مهمترین مود عملکردی تجهیز مد نظر قرار گیرد. مارتورل و همکاران [۵] روشی را برای در نظر گرفتن همه‌ی مودهای خرابی تجهیز در معیارهای اهمیت ارائه کرده‌اند. در این روش معیار اهمیت مربوط به هر کدام از مودهای خرابی تجهیز با هم جمع می‌شوند. نقص این روش این است که در صورتی که در یک مجموعه برش کمینه^{۱۸۸} (MCS) چند مود خرابی یک تجهیز قرار داشته باشد اثر تمامی مودهای خرابی تجهیز در معیار اهمیت منعکس نمی‌شود. اما در رویکرد ارائه شده در این مقاله احتمال خرابی مربوط به هر یک از مودهای خرابی تجهیز با توجه به تعریف معیار اهمیت مورد نظر تغییر کرده و محاسبات معیار اهمیت به یکباره برای با در نظر گرفتن همه مودهای خرابی انجام می‌شود. در این مقاله سیستم خنک‌کننده اضطراری مدار اول^{۱۸۹} (ECCS) نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰ به عنوان مورد مطالعاتی مورد بررسی قرار گرفته است و رتبه‌بندی تجهیزات برای فعالیت‌های تعمیر و نگهداری با توجه به معیارهای اهمیت معرفی شده انجام می‌شوند.

در بخش دوم معیارهای اهمیت ریسک که برای اولویت‌بندی فعالیت‌های تعمیر و نگهداری استفاده می‌شوند، معرفی می‌گردند. در بخش سوم نتایج مربوط به پیاده‌سازی روش معرفی شده بر روی تجهیزات ECCS نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰ ارائه می‌گردد. بخش چهارم نیز در رابطه با نتیجه‌گیری و یافته‌های مرتبط با آنالیز صورت گرفته می‌باشد.

۲- روش کار:

به دلیل اینکه نیروگاه‌های اتمی بر اساس قاعده دفاع در عمق طراحی شده‌اند، رخداد خرابی در یکی از تجهیزات موجب وقوع حادثه بزرگ نمی‌شود. حادثه بزرگ می‌تواند در نتیجه ترکیبی از چند خرابی اتفاق بیافتد. در آنالیز PSA تمامی مجموعه برش^{۱۹۰}های مهم که می‌توانند منجر به یک حادثه بزرگ شوند، شناسایی می‌شود. نتایج نهایی آنالیز PSA در معادله ریسک نمایان می‌شود. در این معادله، ریسک می‌تواند هر کدام از شاخص‌های فرکانس ذوب قلب، دز منتشر شده، فرکانس نشت بزرگ و غیره باشد. مدل ریاضیاتی عبارت بولی مربوط به این معادله را می‌توان به صورت زیر نوشت [۶]:

^{۱۸۷} Cut-off value

^{۱۸۸} Minimal cut set

^{۱۸۹} Emergency core cooling system

^{۱۹۰} Cut set



$$R(x) = K(x) + L(x) \quad (1)$$

در اینجا $K(x)$ نمایانگر مجموعه برش‌هایی می باشد که رویداد پایه x_i در آن قرار دارد و $L(x)$ نمایانگر مجموعه برش‌هایی است که رویداد پایه x_i در آن قرار ندارد. از معادله ریسک $R(x)$ می توان به معیارهای اهمیت مورد نیاز را استخراج کرد. معیار اهمیت ریسک بیانگر سهم یک تجهیز مشخص در ریسک کلی می باشد. در جدول ۱۴ معیارهای اهمیتی که عمدتاً مورد استفاده قرار می گیرند معرفی شده اند.

جدول ۱۴: معیارهای اهمیت ریسک [۶ و ۲]

معیار	علامت اختصاری	معادله
Risk Achievement Worth	RAW	$\frac{R(x_i = 1)}{R(base)}$
Risk Reduction Worth	RRW	$\frac{R(base)}{R(x_i = 0)}$
Fussel-Vesely	FV	$\frac{R(base) - R(x_i = 0)}{R(base)}$
Criticality importance	CR	$\frac{R(x_i = 1) - R(x_i = 0)}{R(base)} \times x_i(base)$
Return to service worth	RTS	$\frac{R(x_i = 1) - R(base)}{R(x_i = 1)}$
Birnbaum importance	BI	$R(x_i = 1) - R(x_i = 0)$

در این جدول از تعاریف زیر استفاده شده است:

$R(x_i = 1)$: سطح ریسک افزایش یافته با فرض خرابی رویداد پایه x_i

$R(x_i = 0)$: سطح ریسک کاهش یافته با فرض عدم خرابی رویداد پایه x_i

$R(base)$: سطح فعلی ریسک

$x_i(base)$: احتمال خرابی تجهیز i

۲-۱- اهمیت ریسک و اهمیت ایمنی

معیار اهمیت FV عمدتاً به عنوان معیار اهمیت ریسک و معیار RAW به عنوان معیار اهمیت ایمنی مورد استفاده قرار می گیرند. هدف از استفاده از معیارهای اهمیت شناسایی تجهیزات بحرانی برای اولویت بندی فعالیت های تعمیر و نگهداری در فرآیند RCM است و در رابطه با فلسفه اهمیت ریسک و اهمیت ایمنی پرداخته نمی شود و برای مطالعه بیشتر می توان به مرجع [۷] مراجعه کرد.

FV معادل نسبت MCS هایی که تجهیز مورد نظر در آنها قرار دارد به کل MCS های سطح یک PSA می باشد که در واقع با احتمال خرابی تجهیز و مفهوم ریسک متناسب است. از سوی دیگر RAW تقریباً مستقل از احتمال خرابی تجهیز است. در واقع RAW نمایانگر خود تجهیز نمی باشد بلکه نشان دهنده جایگاه خرابی تجهیز و وضعیت سایر تجهیزات در وقوع ذوب قلب می باشد. در حقیقت کم بودن مقدار RAW بیانگر قوی بودن دفاع در عمق و مفهوم ایمنی برای تجهیز تحت بررسی می باشد [۶]. آنچه که در اینجا برای RAW کاملاً مناسب مفهوم BI نیز می باشد و بنا بر توضیحات بخش بعد، به منظور استفاده در شناسایی تجهیزات بحرانی در این مقاله از معیار اهمیت BI به جای RAW استفاده شده است.



۲-۲- محاسبه CDF ساده‌شده بر اساس PSA سطح یک

همانطور که اشاره شد برای شناسایی تجهیزات بحرانی نباید مستقیماً از نتایج مربوط به PSA سطح یک استفاده کرد. مدل CDF در PSA سطح یک هر کدام از عملکردهای مربوط به سیستم‌های ایمنی که مدل خرابی آن توسط درخت خطا مدلسازی شده است در درخت‌های رویداد مربوط به هر یک از رویدادهای آغازگر قرار می‌گیرد و معادله بولی در قالب مجموعه برش‌های کمینه حل می‌شود. در مدلی که در این مقاله استفاده شده است و بر اساس روش پیشنهاد شده مرجع [۵] می‌باشد تنها مدل خرابی مربوط به عملکردهای ایمنی سیستم تحت بررسی آنالیز شده و بقیه عملکردهای ایمنی مدل CDF به عنوان ابرتجهیز^{۱۹۱} با احتمال خرابی مربوطه در نظر گرفته می‌شوند. همچنین سیستم‌های پشتیبان مربوط به سیستم تحت بررسی نیز به عنوان ابرتجهیز لحاظ می‌شوند. بدیهی است که در مدل CDF ساده‌شده، رویدادهای پایه کمتری نسبت به CDF منتج از PSA سطح یک قرار دارند.

۲-۳- استفاده از معیارهای اهمیت برای شناسایی تجهیزات بحرانی

معیارهای اهمیتی که به آنها اشاره شد حاوی اطلاعات گوناگونی هستند و به این دلیل هر کدام از آنها برای هدف خاصی مورد استفاده قرار می‌گیرند. در بسیاری از موارد لازم است دو معیار اهمیت برای هدف مد نظر باید مورد استفاده قرار بگیرند و برای برخی نیز یک معیار کفایت می‌کند.

همانطور که اشاره شد یک تجهیز می‌تواند دارای مودهای عملکردی و در نتیجه مودهای خرابی متعددی باشد. بنابراین به منظور استفاده از معیارهای اهمیت برای شناسایی تجهیزات بحرانی باید تمامی مودهای خرابی تجهیز را در نظر گرفت. برای این منظور در این مقاله تمامی مودهای خرابی تجهیز سیستم تحت بررسی که در مدل درخت خطا قرار دارد با توجه به تعریف مود خرابی تغییر می‌کنند و بدین ترتیب معیار اهمیت مربوطه برای کل مودهای خرابی تجهیز محاسبه می‌شود. به عنوان مثال در محاسبه FV مربوط به یک تجهیز نسبت فرکانس MCS های مربوط به همه‌ی مودهای خرابی تجهیز به فرکانس MCS های مدل در نظر گرفته شده است.

در این مقاله ترجیح داده شده است که از معیار BI به جای RAW استفاده شود به این دلیل که معیار BI به طور کامل مستقل از مقدار احتمال خرابی و عدم دسترسی تجهیز است [۶]. معیار FV به دو علت می‌تواند زیاد باشد. اولی به دلیل بالا بودن احتمال خرابی تجهیز و دومی به دلیل ضعیف بودن سطح دفاع در عمق. هنگامی که مقدار هر دو شاخص FV و BI زیاد باشد، ایمنی سیستم می‌تواند با کاهش احتمال خرابی یا عدم دسترسی تجهیز و یا با افزایش سطح دفاع در عمق، بهبود پیدا کند. در واقع در چنین حالتی نمی‌توان برداشت صحیحی از اینکه چه استراتژی تعمیر و نگهداری برای تجهیز موثرتر است، به دست آورد اما در این وضعیت مشخص است که تجهیز از نظر ریسک مهم بوده و باید در اولویت فعالیت‌های تعمیر و نگهداری برای کاهش سطح ریسک قرار گیرد. در این شرایط توصیه می‌شود که در صورت امکان شرایط تجهیز به طور پیوسته ارزیابی شود و سنسورهای پایش وضعیت یا سیستم‌های SCADA استفاده شود. در غیر اینصورت می‌توان فعالیت‌های پیشگیرانه بر اساس شرایط^{۱۹۲} که می‌توانند خرابی را در مراحل ابتدایی شناسایی کنند و از وقوع خرابی کامل جلوگیری کنند، در بازه‌های زمانی کوتاه استفاده کرد.

ترکیب زیاد بودن مقدار FV و کم بودن مقدار BI بسیار غیر محتمل است و زمانی می‌تواند اتفاق بیفتد که احتمال خرابی یا عدم دسترسی تجهیز به شدت بالا باشد [۶]. در چنین وضعیتی افزایش قابلیت اطمینان تجهیز نمی‌تواند تاثیر چندانی در ایمنی سیستم داشته باشد. بنابراین استراتژی تعمیر و نگهداری باید مقرون به صرفه و بهینه باشد. در این وضعیت تجهیز بحرانی

^{۱۹۱} Supercomponent

^{۱۹۲} Condition base



در نظر گرفته شده و توصیه می‌شود تعمیر و نگهداری اصلاحی و اورهال با کاهش بازه‌های زمانی فعلی بر روی تجهیز اعمال گردد.

در صورتی که مقدار FV کم و BI زیاد باشد تجهیز از نظر ریسک اهمیت چندانی ندارد اما از نظر ایمنی مهم خواهد بود. به دلیل تاثیر زیاد تجهیز در ایمنی سیستم باید بحرانی در نظر گرفته شود. در این وضعیت به دلیل زیاد بودن مقدار BI باید خرابی تجهیز کنترل شود. از اینرو برای این دسته از تجهیزات فعالیت‌های پیشگیرانه بر اساس شرایط توصیه می‌شود. تجهیزاتی که در هر دو معیار BI و FV رتبه پایینی داشته باشد، از نظر ریسک اهمیتی نخواهد داشت و در دسته‌بندی غیر بحرانی قرار می‌گیرد. برای این تجهیز می‌توان تمامی فعالیت‌های تعمیر و نگهداری پیشگیرانه را حذف کرد و صرفاً پس از خرابی تجهیز اقدام به تعمیر یا تعویض آن نمود. موارد ذکر شده در بالا مختصراً در جدول ۱۵ آورده شده است.

جدول ۱۵: دسته بندی تجهیزات و فعالیت تعمیر و نگهداری توصیه شده

ردیف	معیار BI اهمیت	معیار FV اهمیت	رتبه	وضعیت تجهیز از نظر RCM	استراتژی تعمیر و نگهداری توصیه شده
۱	زیاد	زیاد	۱	بحرانی	پایش وضعیت پیوسته
۲	زیاد	کم	۲	بحرانی	فعالیت‌های براساس شرایط
۳	کم	زیاد	۳	بحرانی	فعالیت‌های اصلاحی و اورهال با کاهش بازه زمانی
۴	کم	کم	۴	غیر بحرانی	حذف فعالیت‌های پیشگیرانه

به منظور تعیین حد زیاد و کم در معیار اهمیت باید مقدار برش و حد آستانه‌ای تعریف شود. اگر مقدار برش بر روی احتمال خرابی تجهیزات اعمال شود این احتمال وجود دارد که تجهیزات با BI زیاد در نظر گرفته نشوند. بنابراین در این مقاله مقدار برش بر روی معیارهای اهمیت در نظر گرفته شده است. مقدار برش برای معیارهای BI و FV به صورت زیر تعریف می‌شوند:

$$\frac{BIC}{BIM} \geq L_B \quad (2)$$

$$\frac{FVC}{FVM} \geq L_F \quad (3)$$

L_B و L_F به ترتیب مقادیر برش مربوط به BI و FV می‌باشند. BIC و FVC به ترتیب معیارهای اهمیت Birnbaum و Fussell-Vesely تجهیز می‌باشند و BIM و FVM معیارهای اهمیت مذکور برای تجهیزاتی که بیشترین مقدار را در رتبه‌بندی مربوط به هر یک از معیارها دارد، می‌باشند. فرض شده است که سهم نسبی تجهیزاتی که بحرانی در نظر گرفته می‌شود حداکثر به میزان بزرگی دو واحد از مهمترین تجهیز کمتر باشد. بنابراین برای هر کدام از پارامترهای L_B و L_F مقدار ۰.۰۱ در نظر گرفته شده است.

۲-۴- مورد مطالعاتی: سیستم ECCS نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰

سیستم خنک کننده اضطراری راکتور (ECCS) که در نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰ با کد TH شناخته می‌شود، برای کاهش پیامدهای ناشی از شکستگی در سیستم خنک کننده راکتور که موجب از دست رفتن خنک کننده راکتور در برخی بیش از مقدار نرخ خنک کنندگی سیستم جبرانی راکتور می‌شود، طراحی شده است. علاوه بر این سیستم TH خنک کنندگی راکتور بعد از خاموشی در وضعیت‌هایی که برداشت حرارت از طریق مولدهای بخار چندان موثر نیست را نیز بر عهده دارد. عملکردهای



ECCS در نیروگاه اتمی ۱۰۰۰-WWER شامل برداشت حرارت تا منبع برداشت حرارت نهایی و برداشت حرارت باقیمانده از سوخت به سیستم خنک‌کننده تجهیزات (TF) می‌باشد.
در جدول ۱۶ گروه رویدادهای آغازگری که نیاز به عملکرد سیستم ECCS دارند با فرکانس مربوطه لیست شده‌اند. همچنین در این جدول سهم CDF مربوط به هر یک از رویدادهای مذکور به CDF نیروگاه ($5.74E-05$) نشان داده شده است.

جدول ۱۶: فرکانس و سهم رویدادهای آغازگر مربوط به سیستم ECCS

سهم CDF گروه رویداد به CDF مرجع	CDF رویداد	فرکانس رویداد آغازگر	رویداد آغازگر	گروه رویداد آغازگر
$3.40E-01$	$1.95E-05$	$1.20E-01$	C	نشت جبران‌شده خنک‌کننده
$6.10E-02$	$4.44E-07$	$4.91E-04$	SL ^۱	نشت کم خنک‌کننده
	$1.12E-06$	$1.23E-03$	SL ^۲	
	$1.94E-06$	$2.17E-03$	SL ^۳	
$1.27E-01$	$1.08E-07$	$1.21E-04$	ML ^{۱۱}	نشت متوسط خنک‌کننده
	$9.87E-07$	$1.97E-04$	ML ^{۱۲}	
	$7.61E-08$	$8.54E-05$	ML ^{۲۱}	
	$1.98E-06$	$3.95E-04$	ML ^{۲۲}	
	$1.24E-07$	$1.71E-04$	ML ^{۳۱}	
	$4.00E-06$	$7.89E-04$	ML ^{۳۲}	
$1.03E-02$	$2.55E-07$	$4.31E-05$	LL ^۱	نشت زیاد خنک‌کننده
	$2.55E-08$	$2.49E-05$	LL ^{۲۱}	
	$2.05E-07$	$4.01E-05$	LL ^{۲۲}	
	$1.04E-07$	$2.80E-05$	LL ^۳	

۳- نتایج

جدول ۱۷ مقادیر معیارهای اهمیت و رتبه‌بندی مربوط به تجهیزات بحرانی را برای تجهیزات سیستم ECCS ارائه می‌کند. با توجه به اینکه مقدار بیشینه برای معیار اهمیت FV، $9.31E-02$ و برای معیار اهمیت BI، $2.62E-02$ می‌باشد، با استفاده از روابط (۲) و (۳) مقادیر برش برای این دو معیار به ترتیب $9.31E-04$ و $2.62E-04$ محاسبه می‌شود که این موضوع منجر به غربال تعداد ۷۸ تجهیز مهم مطابق جدول ۱۷ شده است. نوع تجهیزات در این جدول که با اختصارات MOV، REG و CV ارائه شده‌اند به ترتیب معرف رگولاتور، شیر با عملکرد موتوری و شیر یکطرفه می‌باشند.

۵۲ تجهیز در رتبه ۱، ۲۱ تجهیز در رتبه دوم و ۵ تجهیز در رتبه چهار قرار گرفته و تجهیز برای رتبه سوم شناسایی نشد. باقی تجهیزاتی که در جدول مذکور ارائه نشده‌اند در دسته تجهیزات غیربحرانی قرار گرفته و در رتبه چهارم قرار می‌گیرند.

جدول ۱۷: انتخاب تجهیزات بحرانی برای سیستم ECCS نیروگاه اتمی ۱۰۰۰-WWER

رتبه	BI	FV	نوع تجهیز	کد تجهیز	ردیف
۱	$2.62E-02$	$9.31E-02$	Pump	TH ^{۲۰} D ^{۰۰۱}	۱
۱	$2.62E-02$	$9.23E-02$	Pump	TH ^{۱۰} D ^{۰۰۱}	۲



۳	TH ϵ 0D001	Pump	۷.۳۲E-0۲	۲.۴۵E-0۲	۱
۴	TH ϵ 0D001	Pump	۶.۳۵E-0۲	۱.۹۳E-0۲	۱
۵	TH ϵ 0S00۷	REG	۳.۴۲E-0۲	۲.۶۴E-0۲	۱
۶	TH ϵ 0S00۷	REG	۳.۳۷E-0۲	۲.۶۴E-0۲	۱
۷	TH ϵ 0S00۲	MOV	۲.۷۷E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۸	TH ϵ 0S001	MOV	۲.۷۷E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۹	TH ϵ 0S001	MOV	۲.۷۵E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۰	TH ϵ 0S00۲	MOV	۲.۷۵E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۱	TH ϵ 0S01۳	MOV	۲.۷۳E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۲	TH ϵ 0S01۴	MOV	۲.۷۳E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۳	TH ϵ 0S01۳	MOV	۲.۷۱E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۴	TH ϵ 0S01۴	MOV	۲.۷۱E-0۲	۱.۷۸E-0۲	۱
۱۵	TH ϵ 0S00۷	REG	۲.۶۱E-0۲	۲.۱۶E-0۲	۱
۱۶	TH ϵ 0S000	CV	۲.۴۹E-0۲	۲.۶۴E-0۲	۱
۱۷	TH ϵ 0S000	CV	۲.۴۸E-0۲	۲.۶۴E-0۲	۱
۱۸	TH ϵ 0S00۷	CV	۲.۳۶E-0۲	۱.۵۲E-0۲	۱
۱۹	TH ϵ 0S00۲	MOV	۲.۳۲E-0۲	۱.۴۹E-0۲	۱
۲۰	TH ϵ 0S001	MOV	۲.۳۲E-0۲	۱.۴۹E-0۲	۱
۲۱	TH ϵ 0S01۳	MOV	۲.۳۱E-0۲	۱.۴۹E-0۲	۱
۲۲	TH ϵ 0S01۴	MOV	۲.۳۱E-0۲	۱.۴۹E-0۲	۱
۲۳	TH ϵ 0S000	CV	۲.۱۵E-0۲	۲.۱۶E-0۲	۱
۲۴	TH ϵ 0S01۳	MOV	۲.۱۳E-0۲	۷.۹۷E-0۳	۱
۲۵	TH ϵ 0S01۴	MOV	۲.۱۳E-0۲	۷.۹۷E-0۳	۱
۲۶	TH ϵ 0S00۲	MOV	۲.۱۳E-0۲	۷.۹۷E-0۳	۱
۲۷	TH ϵ 0S001	MOV	۲.۱۳E-0۲	۷.۹۷E-0۳	۱
۲۸	TH ϵ 0S000	CV	۱.۷۷E-0۲	۱.۵۲E-0۲	۱
۲۹	TH ϵ 0D001	Pump	۱.۱۴E-0۲	۱.۴۷E-0۳	۱
۳۰	TH ϵ 0D001	Pump	۱.۱۳E-0۲	۱.۴۷E-0۳	۱
۳۱	TH ϵ 0S00۳	MOV	۱.۰۱E-0۲	۱.۵۷E-0۲	۱
۳۲	TH ϵ 0S00۳	MOV	۱.۰۰E-0۲	۱.۵۶E-0۲	۱
۳۳	TH ϵ 0D001	Pump	۹.۷۸E-0۳	۱.۳۳E-0۳	۱
۳۴	TH ϵ 0D001	Pump	۸.۳۶E-0۳	۷.۵۹E-0۴	۱
۳۵	TH ϵ 0S00۳	MOV	۵.۹۸E-0۳	۱.۲۷E-0۲	۱
۳۶	TH ϵ 0S00۳	MOV	۴.۷۴E-0۳	۷.۹۱E-0۳	۱
۳۷	TH ϵ 0S010	MOV	۱.۶۲E-0۳	۱.۱۱E-0۳	۱



۳۸	TH۲۰S۰۰۲	CV	۱.۲۷E-۰۳	۷.۳۲E-۰۴	۱
۳۹	TH۲۰S۰۳۷	CV	۱.۲۷E-۰۳	۷.۳۲E-۰۴	۱
۴۰	TH۲۰S۰۰۱	CV	۱.۲۷E-۰۳	۷.۳۲E-۰۴	۱
۴۱	TH۱۰S۰۰۱	CV	۱.۲۶E-۰۳	۷.۲۶E-۰۴	۱
۴۲	TH۱۰S۰۰۲	CV	۱.۲۶E-۰۳	۷.۲۶E-۰۴	۱
۴۳	TH۱۰S۰۳۷	CV	۱.۲۶E-۰۳	۷.۲۶E-۰۴	۱
۴۴	TH۴۰S۰۱۰	MOV	۱.۲۲E-۰۳	۶.۸۰E-۰۴	۱
۴۵	TH۴۰S۰۰۲	CV	۱.۰۹E-۰۳	۶.۶۱E-۰۴	۱
۴۶	TH۴۰S۰۰۱	CV	۱.۰۹E-۰۳	۶.۶۱E-۰۴	۱
۴۷	TH۴۰S۰۳۷	CV	۱.۰۹E-۰۳	۶.۶۱E-۰۴	۱
۴۸	TH۳۰S۰۱۰	MOV	۱.۰۲E-۰۳	۳.۶۸E-۰۴	۱
۴۹	TH۲۰S۰۲۴	MOV	۱.۰۰E-۰۳	۲.۱۵E-۰۲	۱
۵۰	TH۲۰S۰۲۳	MOV	۱.۰۰E-۰۳	۲.۱۵E-۰۲	۱
۵۱	TH۱۰S۰۲۴	MOV	۹.۷۱E-۰۴	۲.۱۵E-۰۲	۱
۵۲	TH۱۰S۰۲۳	MOV	۹.۷۱E-۰۴	۲.۱۵E-۰۲	۱
۵۳	TH۳۰S۰۰۲	CV	۸.۴۴E-۰۴	۳.۸۱E-۰۴	۲
۵۴	TH۳۰S۰۰۱	CV	۸.۴۴E-۰۴	۳.۸۱E-۰۴	۲
۵۵	TH۳۰S۰۳۷	CV	۸.۴۴E-۰۴	۳.۸۱E-۰۴	۲
۵۶	TH۲۰S۰۲۱	MOV	۶.۸۱E-۰۴	۷.۱۹E-۰۴	۲
۵۷	TH۱۰S۰۲۱	MOV	۶.۵۹E-۰۴	۷.۱۹E-۰۴	۲
۵۸	TH۴۰S۰۲۴	MOV	۶.۵۱E-۰۴	۲.۰۸E-۰۲	۲
۵۹	TH۴۰S۰۲۳	MOV	۶.۵۱E-۰۴	۲.۰۸E-۰۲	۲
۶۰	TH۲۰S۰۰۹	CV	۵.۶۲E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۱	TH۲۰S۰۰۴	CV	۵.۶۲E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۲	TH۲۰S۰۰۰	CV	۵.۶۲E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۳	TH۲۰S۰۰۸	CV	۵.۶۲E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۴	TH۱۰S۰۰۴	CV	۵.۶۱E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۵	TH۱۰S۰۰۸	CV	۵.۶۱E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۶	TH۱۰S۰۰۹	CV	۵.۶۱E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۷	TH۱۰S۰۰۰	CV	۵.۶۱E-۰۴	۱.۸۳E-۰۳	۲
۶۸	TH۲۰S۰۰۸	REG	۴.۵۳E-۰۴	۲.۶۲E-۰۵	۴
۶۹	TH۳۰S۰۰۰	CV	۴.۲۱E-۰۴	۹.۵۵E-۰۴	۲
۷۰	TH۳۰S۰۰۴	CV	۴.۲۱E-۰۴	۹.۵۵E-۰۴	۲
۷۱	TH۳۰S۰۰۹	CV	۴.۲۱E-۰۴	۹.۵۵E-۰۴	۲
۷۲	TH۳۰S۰۰۸	CV	۴.۲۱E-۰۴	۹.۵۵E-۰۴	۲



۷۳	TH۱۰S۰۰۸	REG	۴.۱۹E-۰۴	۲.۴۳E-۰۵	۴
۷۴	TH۳۰S۰۲۳	MOV	۴.۱۴E-۰۴	۱.۶۱E-۰۲	۲
۷۵	TH۳۰S۰۲۴	MOV	۴.۱۴E-۰۴	۱.۶۱E-۰۲	۲
۷۶	TH۴۰S۰۱۱	MOV	۱.۷۸E-۰۴	۷.۳۹E-۰۵	۴
۷۷	TH۴۰S۰۰۴	CV	۱.۷۰E-۰۴	۱.۰۳E-۰۴	۴
۷۸	TH۳۰S۰۰۴	CV	۱.۶۵E-۰۴	۱.۰۱E-۰۴	۴

۴- بحث و نتیجه گیری:

در این مقاله روش جدید برای شناسایی و رتبه‌بندی تجهیزات بحرانی ارائه شد و به عنوان مورد مطالعاتی به بررسی روش مذکور برای سیستم ECCS نیروگاه اتمی WWER-۱۰۰۰ پرداخته شد. از مهمترین مزایای استفاده از این روش در نظر گرفتن تمامی موده‌های خرابی تجهیز، در نظر گرفتن تمامی عملکردهای سیستم تحت بررسی و در نظر گرفتن سه دسته‌بندی برای تعیین فعالیت‌های تعمیر و نگهداری می باشد. در این روش با توجه هر دو جنبه ایمنی و ریسک تجهیزات با توجه به معیارهای اهمیت انتخاب شده مورد توجه قرار گرفتند. با توجه به رویکرد ارائه شده و استفاده از کاربردهای PSA می‌توان فعالیت‌های غیرضروری برای تجهیزاتی که اهمیتی از نظر ریسک و ایمنی ندارند را حذف کرد که یکی از اهداف اصلی تعمیر و نگهداری مبتنی بر قابلیت اطمینان می‌باشد.

۵- مراجع:

- [۱] Lofgren, E. V., Cooper, S. E., Kurth, R. E. & Phillips, k. B., A process for risk-focused maintenance. NUREG/CR-۵۶۹۵, ۱۹۹۱
- [۲] Cheng, J., Liu, J., Chen, S., A new method for safety classification of structures, systems and components by reflecting nuclear reactor operating history into importance measures, Nuclear Engineering and Technology, Volume ۵۴, Issue ۴, ۲۰۲۲.
- [۳] Hook, T. G., Hughes, E. A., Levline, R. E., Morgan, T. A. & Parker, L. M., Application of RCM to San Onofre units ۲ and ۳ auxiliary feedwater system. EPRI Report NP-۵۴۳۰, September ۱۹۸۷.
- [۴] International Atomic Energy Agency, Procedures for conducting probabilistic safety assessment of nuclear power plants (level ۱). Safety Series No. ۵۰-P-۴, IAEA, Vienna ۱۹۹۲.
- [۵] Martorell, S., Serradell, V., & Verdú, G. (۱۹۹۶). Safety-related equipment prioritization for reliability centered maintenance purposes based on a plant specific level ۱ PSA. Reliability Engineering & System Safety, ۵۲, ۳۵-۴۴.
- [۶] Van der Borst, M., & Schoonakker, H. (۲۰۰۱). An overview of PSA importance measures. Reliability Engineering & System Safety, ۷۲, ۲۴۱-۲۴۵.
- [۷] Cheok, M. (۱۹۹۷). Use of importance measures in risk-informed regulatory applications, reliability and fault tree analysis, ۲۱۳-۲۶.



بررسی عملکرد سیستم کنترل برای راکتورهای نسل جدید تولید رادیودارو (کد مقاله : ۱۵۵۵)

محمدامین برهانی^۱، یاسر عباسی^۱، جواد مختاری^۱

پژوهشکده ایمنی و راکتورهای هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای

چکیده:

مولیبدن-۹۹ (Mo^{99}) یک رادیودارو پرکاربرد در پزشکی هسته‌ای است که برای تولید تکنسیوم-۹۹ (Tc^{99m}) استفاده می‌شود. راکتور محلول همگن (AHR) یکی از انواع راکتورهای مورد استفاده در تولید رادیودارو است که نسل جدید آن در سال‌های اخیر مورد توجه ویژه قرار گرفته است. در این پژوهش یک مدل دینامیکی سریع که شامل ترکیب سینتیک نقطه‌ای نوترون و مدل ترموهیدرولیکی است توسعه یافته تا بتواند رفتار گذرا و همچنین عملکرد میله کنترل را شبیه‌سازی کند. حادثه خروج میله کنترل در سرعت‌های مختلف و ارزش‌های راکتیویته مختلف برای تحلیل امکان ایجاد حادثه در اثر خروج سریع میله کنترل مورد بررسی قرار گرفته است. تحلیل رفتار راکتور نشان می‌دهد به دلیل وجود مکانیزم‌های بازخورد منفی شامل بازخورد منفی دما و بازخورد خلاء به سرعت اثرات حاصل از تزریق راکتیویته در اثر خروج میله کنترل را خنثی می‌کند. زمانی که راکتور در وضعیت فوق بحرانی قرار می‌گیرد توان افزایش می‌یابد، تشکیل خلاء در محیط محلول سوخت به سرعت افزایش می‌یابد که بازخورد منفی قدرتمندی ایجاد می‌کند. این مدل توسعه یافته می‌تواند به توسعه سیستم کنترل بهینه برای راکتورهای تولید رادیودارو نسل جدید کمک کند.

کلمات کلیدی: رادیودارو، راکتور محلول همگن، رفتار گذرا، سینتیک نقطه‌ای، میله کنترل

Investigating the performance of the control system for a new generation of medical radioisotope production reactors

Borhani, Mohammad Amin¹, Abbasi, Yaser¹, Mokhtari, Javad¹

Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, Iran

Abstract:

Molybdenum- 99 (Mo^{99}) is a common radio isotope used in nuclear medicine to make technetium- 99 (Tc^{99m}). The AHR is one type of reactor used to produce these radio isotope, and newer generation have gained a lot of attention recently. In this study, we created a fast model that combines neutron point kinetics and a thermohydraulic model to simulate



how the reactor behaves during changes and how the control rods perform.

It is also investigated what happens when control rods are ejected at different speeds and reactivity values to find a safe limit. The analysis shows that negative feedback mechanisms, like negative temperature feedback and void feedback, quickly decrease the effects of reactivity changes caused by control rod ejection. When the reactor reaches a supercritical state, the power increases rapidly, leading to more void formation in the fuel solution, which creates strong negative feedback. This model can help design a better control system for new types of medical isotope production reactors.

Keywords: radio isotope, aqueous homogeneous reactor, transient behavior, point kinetics, control rod



۱- مقدمه

راکتورهای محلول همگن ($AHR^{۱۹۳}$) نوعی از راکتورهای هسته‌ای هستند که از سوخت مایع به جای سوخت جامد استفاده می‌کنند [۱]. این راکتور از ترکیبات مختلفی مانند نمک اورانیوم محلول در آب یا اسید استفاده می‌کنند [۲]. سوخت‌های رایج در این راکتورها اورانیل سولفات [۳]، اورانیل نیتريد [۴] یا اورانیل فلوراید است. هزینه ساخت AHR در مقایسه با راکتورهای سوخت جامد به طور قابل توجهی کمتر است [۵]. همچنین به حجم کمتری از اورانیوم برای رسیدن به وضعیت بحرانی نیاز دارد [۶]. علاوه بر این در AHR مدیریت پسماند آسان‌تر و استانداردهای ایمنی بالاتری دارند [۷]. این راکتورها به صورت رایج در سطوح توانی ۱۰ کیلووات تا ۳۰۰ کیلووات کار می‌کنند [۸]. این راکتورها برای اهداف مختلف، از جمله تولید ایزوتوپ‌های دارویی، به ویژه مولیبدن استفاده می‌شوند [۹]. به همین دلیل است که به آنها راکتورهای تولید ایزوتوپ پزشکی (MIPR) نیز می‌گویند. کاربردهای دیگر عبارتند از رادیوگرافی نوترونی [۱۰]، تجزیه و تحلیل فعال سازی نوترون، و آموزش و تحقیق است. در سال‌های اخیر نسل‌های جدیدی از این راکتورهای مورد استقبال قرار گرفته است تا کمبود تولید رادیودارو تکنسیوم را از این طریق جبران کنند. برخی از نمونه‌های شناخته شده این نوع راکتور شامل ARGUS، MIPR، KEWB، CRAC و SILENCE هستند [۱۱-۱۶].

مدل‌های متعددی برای پیش‌بینی رفتار AHR در هر دو شرایط حالت پایدار و گذرا ایجاد شده‌اند. این مدل‌ها از رویکردهای متفاوتی استفاده می‌کنند، از جمله ترکیب مدل نوترونیکی با دینامیک سیالات چند فاز محاسباتی. مدل‌هایی مانند INCTAC و FETCH نمونه‌هایی از این رویکردها هستند [۱۷] [۱۸]. مدل‌های سینتیک نقطه‌ای دارای کارایی محاسباتی و توانایی پیش‌بینی دقیق رفتار گذرا را دارد. نمونه‌هایی از مدل‌های سینتیک نقطه‌ای که برای مطالعه AHR استفاده می‌شوند عبارتند از TRACE [۱۹] و CRITEX [۲۰] هستند.

آرگوس یک راکتور ۲۰ کیلوواتی است که با محلول اورانیل سولفات ساخته شده است. پس از مطالعات امکان‌سنجی، سوخت راکتور بین سال‌های ۲۰۱۰ و ۲۰۱۲ به اورانیوم با غنای پایین (LEU) تبدیل شده است [۱۵]، [۱۶]. این راکتور در ۲۰۱۴ به اولین وضعیت بحرانی خود با سوخت LEU دست یافت.

در راکتور محلول همگن مانند آرگوس، بازخورد دما و بازخورد خلاء دو عامل مهمی هستند که بر رفتار نوترونیک راکتور تأثیر می‌گذارند. رادیولیز و تولید بخار علل بازخورد منفی خلاء در این راکتورها هستند. زیرا تابش پرتو مولکول‌های آب را به دو قسمت تجزیه می‌کند [۲۱]، [۲۲]. بازخورد منفی دما به دلیل کاهش چگالی و اثر داپلر نیز رخ می‌دهد. سوتو [۲۳] مدلی را برای بازخوردها در AHR، از جمله بازخورد خلاء و دما ایجاد کرد. کولینگ و همکاران [۲۴] مدل نوترونیک-ترموهیدرولیک را برای مدل سازی یک راکتور AHR توسعه داد.

مدل‌های محاسباتی برای مطالعه فیزیک‌های مختلف آرگوس وجود دارد. این مدل‌ها در حالت پایدار مورد مطالعه قرار گرفته‌اند. پرز و همکاران [۲۵] رفتار ترموهیدرولیک آرگوس را در سال ۲۰۱۵ بررسی کردند. آنها افزایش توان به ۷۵ کیلووات و طراحی مجدد سیستم خنک‌کننده را بررسی کردند. میروکیلی و همکاران [۲۶] و پارادو و همکاران [۲۷] رفتار نوترونیکی و ترموهیدرولیک یک AHR که توسط شتاب‌دهنده بحرانی شده بود را مدل کردند. در سال ۲۰۱۹، پرز و همکاران [۲۸] پارامترهای نوترونیک آرگوس را مورد مطالعه قرار دادند و کسر نوترون تاخیری و میانگین زمان تولید را محاسبه کردند. جندقیان و همکاران [۱۰] و [۲۹] نوترونیک آرگوس را با استفاده از MCNP مطالعه کردند و به یک سیستم رادیوگرافی و محافظ

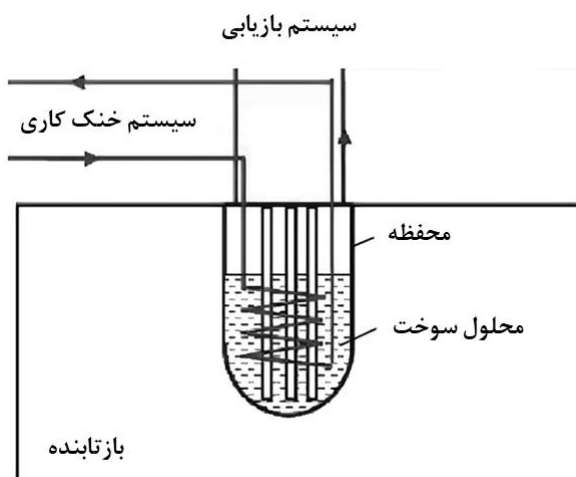


نوترونی برای این نوع راکتور طراحی کردند. مدل‌های موجود هیچ کدام از سینتیک نقطه یا مدل گذرا برای آرگوس استفاده نکردند.

با توجه سابقه پژوهش‌های انجام شده در این زمینه، کمبود پژوهش، به ویژه در بررسی حالت گذرا، برای راکتور محلول همگن با مشخصات مشابه با آرگوس وجود دارد. در این مطالعه، یک مدل ترموهیدرولیک-نوترونیک برای بررسی رفتار گذرا توسعه داده شده است که از سینتیک نقطه‌ای برای محاسبات نوترونیکی استفاده می‌کند. همچنین تولید خلاء و بازخوردهای منفی راکتیویته برای راکتور لحاظ شده است. پس از توسعه این مدل عملکرد راکتور در حادثه خروج میله کنترل در سرعت‌ها و ارزش‌های مختلف مورد بررسی قرار گرفته است تا محدوده ایمن برای آن تعیین شود. هدف این مطالعه درک عملکرد راکتور محلول همگن با استفاده از یک مدل سریع است که می‌تواند به توسعه یک سیستم کنترلی برای این راکتور کمک کند.

۲- مدل سازی و معادلات حاکم

راکتور آرگوس از سوخت اورانیل سولفات با غنای پایین استفاده می‌کند. قلب راکتور یک استوانه فولادی با کف نیمکره‌ای است و شامل لوله خنک کننده مارپیچی برای کنترل دمای محلول سوخت است. شکل ۱ تصویر شماتیک راکتور آرگوس را نشان می‌دهد. غلظت اورانیوم ۳۹۰ گرم در لیتر و حجم سوخت ۲۶ لیتر است. دمای کار محلول سوخت اورانیوم کمتر از ۹۰ درجه سانتیگراد است. جدول ۱ اطلاعات درباره مشخصات کلی آرگوس [۲۵] ارائه می‌دهد.



شکل ۱. تصویر شماتیکی از راکتور آرگوس
جدول ۱. مشخصات کلی راکتور آرگوس

پارامتر	مقدار
سوخت	UO_2SO_4
غنای سوخت	۱۹.۸ %
توان حرارتی	۲۰ Kw
قطر داخلی	۳۰.۵ cm
حجم سوخت	۲۶ Liter
ارتفاع محلول	۴۴.۰۲ cm
قطر مارپیچ	۰.۶ cm
طول مارپیچ	۱۹ m



۱-۲- مدل نوترونیکی

برای شبیه سازی رفتار وابسته به زمان راکتور آرگوس معادلات سینتیک نقطه ای به عنوان یک مسئله مقدار اولیه باید حل شود. مدل نوترونیکی آرگوس شامل شش گروه از نوترون‌های تاخیری است [۱۱]. این مجموعه معادلات حاکم عبارتند از:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i(t) \quad [i = 1, \dots, 6] \quad (2)$$

توان راکتور $P(t)$ میانگین زمان تولید نوترون Λ است. β و λ به ترتیب کسری از نوترون‌های تاخیری و ثابت واپاشی را نشان می‌دهند. جمعیت هر گروه نوترون تاخیری C_i است. راکتویته راکتور شامل وارد کردن راکتویته خارجی و بازخورد منفی حاصل از خلاء و تغییرات دما است.

$$\rho(t) = R_{ex}(t) + \alpha_T(T_{FS}(t) - T_{FS}(t_0)) + \gamma_V(V_{RG}(t) - V_{RG}(t_0)) \quad (3)$$

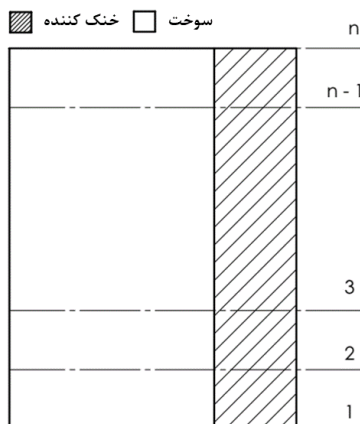
T_{FS} میانگین دمای محلول سوخت و V_{RG} کل حجم خلاء است. α_T و γ_V به ترتیب ضرایب بازخورد دما و خلاء هستند. جدول ۲ داده های مربوط به شش گروه نوترونی را نشان می‌دهد. میانگین زمان تولید نوترون این راکتور ۱۳۴.۰۸ میکرو ثانیه است [۲۸].

جدول ۲. مشخصات مربوط به نوترونیکی راکتور [۲۹]

شماره گروه	β	λ
گروه ۱	۰.۰۰۰۲۵	۰.۰۱۲۴۹
گروه ۲	۰.۰۰۱۲۳	۰.۰۳۱۸۱
گروه ۳	۰.۰۰۱۰۲	۰.۱۰۹۴۲
گروه ۴	۰.۰۰۳۵۶	۰.۳۱۷۲۲
گروه ۵	۰.۰۰۱۰۸	۱.۳۵۳۳۵
گروه ۶	۰.۰۰۰۳۱	۸.۶۵۱۳۶

۲-۲- مدل ترموهیدرولیکی

تصویری از گسسته سازی ۱ بعدی مدل ترموهیدرولیکی که برای حل مدل استفاده می‌شود در شکل ۲ ارائه شده است.



شکل ۲. مدل ترموهیدرولیکی راکتور به صورت یک بعدی

در این مدل فرض شده است که دمای سوخت در تمام ظرف یکنواخت باشد. همچنین انتقال حرارت بین محلول و دیواره بیرونی و همچنین با گاز در قسمت بالایی ظرف نادیده گرفته شده است. دمای سوخت محلول را می توان با استفاده از رابطه زیر تعیین کرد.

$$m_{FS}c_{FS} \frac{dT_{FS}(t)}{dt} = P(t) - n_{coil}h_{coil}A_{coil}(T_{FS}(t) - T_{ave C}(t)) \quad (4)$$

$T_{ave C}$ میانگین دمای میانگین مایع خنک کننده و T_{FS} دمای سوخت مایع را نشان می دهد. از معادله ۵ می توان برای محاسبه دمای خنک کننده در ارتفاع و زمان مختلف استفاده کرد.

$$m_c c_c \frac{\partial T_c(t, z)}{\partial t} = h_{coil} A_{coil} (T_{FS}(t) - T_c(t, z)) - m_c c_c v_c \frac{\partial T_c(t, z)}{\partial z} \quad (5)$$

معادله ۵ مشخصات دمای مایع خنک کننده T_c را به عنوان تابعی از زمان و ارتفاع تعریف می کند. عبارت $v_c \frac{\partial T_c(t, z)}{\partial z}$ نشان دهنده جابجایی مایع خنک کننده در امتداد مارپیچ خنک کننده است که با سرعت v_c به سمت بالا می رود.

۲-۳- مدل خلاء

در این مدل فرض شده که محلول کاملاً با گاز محلول اشباع شده است، بنابراین هر گاز اضافی تولید شده فوراً خلاء را تشکیل می دهد. معادله ۶ حجم خلاء را در واحد ارتفاع V_{RG} را در راکتور مدل می کند. عبارت G_{RG} تولید خلاء را نشان می دهد. پروفیل شار نوترون نرمال $\psi(z)$ با معادله ۷ تعریف می شود. فرض شده که پروفیل توان با مشخصات شار نوترون متناسب است.

$$\frac{\partial V_{RG}(t, z)}{\partial t} = G_{RG} P(t) \psi(z) - v_c \frac{\partial V_{RG}(t, z)}{\partial z} \quad (6)$$

معادله ۷ پروفیل توان را نشان می دهد، که در آن H_{NF} ارتفاع شار نوترون را نشان می دهد. δ_{base} فاصله برون یابی شار نوترونی در سوخت است. مشخصات ترموهیدرولیکی و خلاء برای راکتور آرگوس در جدول ۳ آمده است.



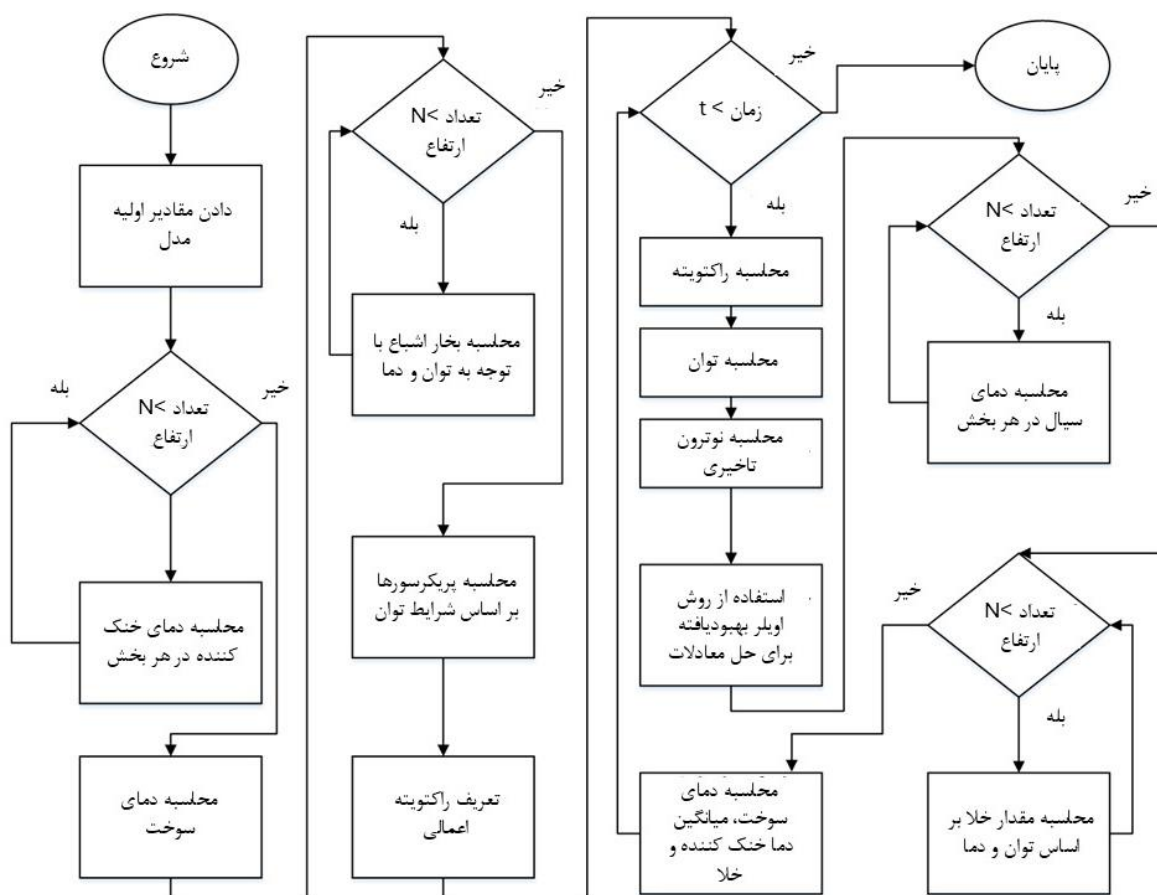
$$\psi(z) = \frac{\pi \sin\left(\frac{\pi(z + \delta_{base})}{H_{NF}}\right)}{H_{NF} \left(\cos\left(\frac{\pi \delta_{base}}{H_{NF}}\right) - \cos\left(\frac{\pi(H_{FS} + \delta_{base})}{H_{NF}}\right) \right)} \quad (7)$$

جدول ۳. مشخصات ترموهیدرولیکی و خلاء در راکتور

محلول سوخت	
۲۵۸۰ J/kg/K	ظرفیت گرمایی
۱.۴۳۳ kg/L	میانگین چگالی
۰.۰۲۶ Pa.s	ویسکوزیته متوسط
۰.۴۵	H_{FS}
۰.۱	δ_{base}
۰.۵۵	H_{NF}
۰.۰۴۵	v_b
آب	
۴۱۸۱ J/kg/K	C_p
۱۵	تعداد ماریچ
ضریب بازخورد منفی	
۰.۰۴ B_{eff}/K	C_T
۰.۰۰۹ B_{eff}/kW	C_V

۲-۴- روش حل

شده برای حل معادلات دیفرانسیل از روش اویلر اصلاح استفاده شده که در پایتون تمام کد نوشته شده است. در این کد امکان ایجاد سناریوهای مختلف برای اعمال راکتیویته توسعه یافته است. برای بررسی عملکرد کد تعداد تقسیمات مختلفی را برای ارتفاع مقایسه شد و در نهایت تعداد گسست ۵۰ قسمتی انتخاب شد. برای مرحله زمانی، اندازه های مختلف گام مورد بررسی قرار گرفت و ۰.۰۰۱ برای محاسبات انتخاب شد. شکل ۴ فلوچارت مربوط به این کد و حلگر را نشان می دهد.



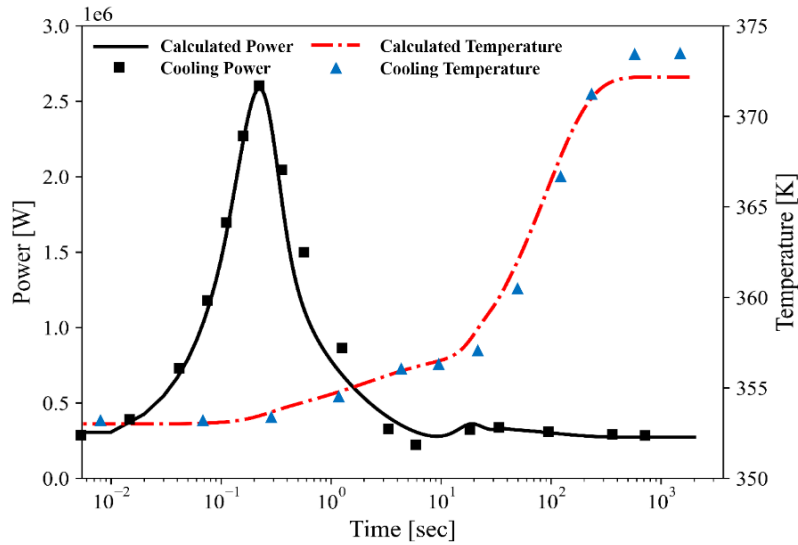
شکل ۳. فلوجارت مربوط به الگوریتم کد توسعه یافته

۳- نتایج

اعتبار سنجی یک کد دینامیکی یک مرحله ضروری در هر شبیه سازی است. برای این منظور، عملکرد کد را با مدل MIPR توسعه یافته توسط کولینگ [۲۴] مقایسه شد. سپس برای راکتور آرگوس به بررسی عملکرد خروج میله کنترل در سرعت ها و ارزش های مختلف پرداخته می شود.

۳-۱- اعتبار سنجی

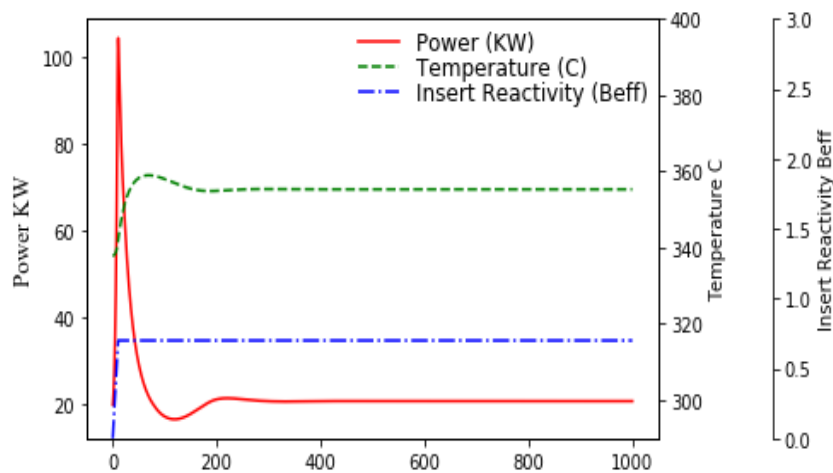
کولینگ [۲۴] مدلی را برای MIPR توسعه داد که با نتایج تجربی همخوانی دارد. داده های به دست آمده از مدل کولینگ با تحقیقات ارائه شده مقایسه شده است. شکل ۴ توان و دمای راکتور MIPR را پس از اعمال راکتویته پله ای برابر با ۱ دلار را نشان می دهد. نتایج مدل توسعه یافته در این تحقیق با مدل کولینگ مطابقت خوبی دارد. دمای سوخت در این حالت ۳۷۲.۵ کلون است که تقریباً ۱ درصد با نتایج کولینگ تفاوت دارد.



شکل ۴. توان و دمای سوخت برای اعتبارسنجی کد توسعه یافته

۲-۳- بررسی حادثه مربوط به خروج سریع میله کنترل

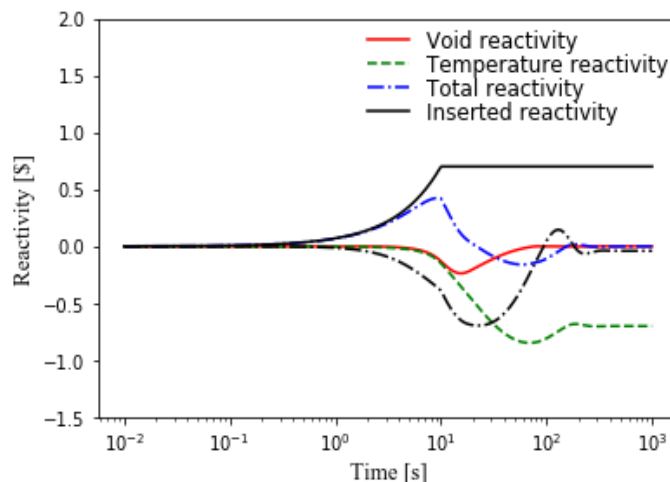
نتایج حاصل از خروج میله کنترل برای راکتور آرگوس در شرایط کاری و حالت اشباع گازی مورد مطالعه قرار گرفته است. توان و دمای سوخت راکتور را هنگام خروج میله کنترل را در زمان های خروج ۱۰، ۲۰ و ۴۰ ثانیه و ارزش میله کنترل ۰.۷ و ۱ دلار بررسی شده است. شکل ۵ عملکرد راکتور را در اثر خروج میله کنترل به ارزش ۰.۷ دلار و در زمان ۱۰ ثانیه را نشان می دهد. توان، دمای سوخت و راکتیویته اعمالی در نمودار مشخص شده است.



شکل ۵. عملکرد راکتور در اثر خروج میله کنترل ۰.۷ دلاری در زمان ۱۰ ثانیه



پس از اعمال راکتیویته ۰.۷ دلاری در زمان ۱۰ ثانیه، در اثر افزایش دما و پدیده رادیولیز راکتیویته های منفی در سیستم ایجاد می شود. شکل ۶ راکتیویته های موحود در راکتور را و عملکردشان را نشان می دهد.



شکل ۶. راکتیویته اعمالی و راکتیویته های بازخورد منفی (محور افقی لگاریتمی)

جدول ۴ حداکثر توان و دمای سوخت را نشان می دهد. برای اعمال راکتیویته های مختلف خروج میله کنترل را به شکل خلاصه نشان می دهد. خروج میله کنترل ۱ دلاری در ۴۰ ثانیه منجر به بالاترین توان بیشینه ۷۹.۸ کیلووات شد، در حالی که میله کنترل ۱ دلاری در زمان خروج ۱۰ ثانیه دارای توان بیشینه ۱۸۱ کیلووات بود. دمای سوخت نیز با افزایش ارزش میله کنترل و سرعت خروج میله سریعتر افزایش یافت. میله کنترل ۱ دلاری در ۱۰ ثانیه منجر به بالاترین دمای سوخت ۳۶۷ کلوین شد، در حالی که خروج میله کنترل ۰.۷ دلاری در ۱۰ ثانیه منجر به دمای سوخت ۳۵۹ کلوین شده است.

جدول ۴. بررسی عملکرد خروج میله کنترل به ارزش های مختلف و زمان های مختلف

دمای سوخت (کلوین)	توان بیشینه (کیلووات)	زمان خروج (ثانیه)	راکتیویته (دلار)
۳۵۹	۱۰.۴	۱۰	۰.۷
۳۵۷	۸۴.۴	۲۰	۰.۷
۳۵۵.۹	۶۰.۶	۴۰	۰.۷
۳۶۷	۱۸۱	۱۰	۱
۳۶۵	۱۲۱.۵	۲۰	۱
۳۶۴.۵	۷۹.۸	۴۰	۱

با افزایش زمان خروج میزان افزایش توان باعث افزایش دمای سوخت شده که باعث غلبه این عامل نسبت به بازخورد منفی خلاء می شود. این عامل جلوی افزایش ناگهانی توان را گرفته و با وجود میزان ارزش یکسان مقدار توان محدود تر افزایش پیدا کرده است. اما در اثر این تغییرات زمان میزان تغییرات مربوط به دمای سوخت ناچیز تر بوده و این به همان دلیل افزایش زمان اعمال است که باعث می شود برای رسیدن به حالت تعادل مجدد دما را تا حد مشخصی که مورد نیاز است برای بازخورد منفی دمایی افزایش دهد. با توجه به اطلاعات بالا باید مد نظر داشت ارزش میله کنترل بالا تر از ۰.۷ می تواند شرایط را برای سوخت



از نظر ایمنی خطرناک کند چرا که در صورت وقوع چنین حادثه‌ای میزان دما بسیار به دمای ۹۰ درجه که محدوده خطر است نزدیک می‌شود.

۴- نتیجه گیری

این مطالعه یک مدل نوترونیک-ترموهیدرولیک را برای بررسی رفتار گذرا راکتور محلول همگن، یک نوع راکتور تولید رادیودارو ارائه می‌کند. این مدل به طور موثر فیزیک پیچیده مرتبط با تولید خلاء را شبیه‌سازی می‌کند، که برای درک دینامیک راکتور در زمان‌های گذرا ضروری است.

اعمال راکتویته‌های مثبت با تشکیل خلاء سریع‌تر همراه است. اعمال راکتویته در اثر خروج میله کنترل نشان می‌دهد سرعت خروج بالاتر منجر به افزایش پیک توان و دمای سوخت می‌شود، با میله کنترل ۱ دلاری در ۱۰ ثانیه به ۱۸۱ کیلووات می‌رسد. نتایج نشان می‌دهد با افزایش زمان اعمال راکتویته تاثیر بازخورد دمایی ناشی از دمای سوخت بیشتر از تاثیرات مربوط به بازخورد خلاء است.

با توجه به داده‌های به‌دست‌آمده، اگر ارزش میله کنترل از ۰.۷ فراتر رود، ممکن است شرایط ایمنی سوخت به خطر بیفتد، زیرا در چنین حالتی دمای سیستم به میزان قابل توجهی افزایش یافته و به محدوده خطرناک ۹۰ درجه نزدیک می‌شود. نتایج به دست آمده برای بهبود تحلیل ایمنی و همچنین برای پیش‌بینی رفتارهای گذرا راکتور تحت شرایط مختلف می‌توان استفاده کرد.

۵- منابع

[۱] A. Isnaeni, M. S. Aljohani, T. G. Aboalfaraj, and S. I. Bhuiyan, "Analysis of ^{99}Mo production capacity in uranyl nitrate aqueous homogeneous reactor using ORIGEN and MCNP," *At. Indones.*, vol. ۴۰, no. ۱, pp. ۴۰-۴۳, ۲۰۱۴.

[۲] F. J. Souto and R. H. Kimpland, "Reactivity analysis of solution reactors for medical-radioisotope production," *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. Sect. B Beam Interact. Mater. At.*, vol. ۲۱۳, pp. ۳۶۹-۳۷۲, ۲۰۰۴.

[۳] G. R. Piefer *et al.*, "Mo- 99 production using a subcritical assembly," in *Proceedings of the 1st Annual Mo-99 Topical Meeting*, ۲۰۱۱. Accessed: Aug. ۲۴, ۲۰۲۴. [Online]. Available: https://mo99.ne.anl.gov/2011/pdfs/Mo99%202011%20Web%20Papers/S6-P3_Piefer-Paper.pdf

[۴] Z. Duan *et al.*, "Overview of performances and service behaviors of uranyl nitrate solution for medical aqueous homogeneous reactors," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۱۵۷, p. ۱۰۴۵۹۱, ۲۰۲۳.

[۵] S. Rijnsdorp, "Design of a small Aqueous Homogeneous Reactor for production of ^{99}Mo ," PhD Thesis, M. Sc. Thesis, Delft University of Technology, The Netherlands. Available ..., ۲۰۱۴. Accessed: Aug. ۲۴, ۲۰۲۴. [Online]. Available: https://www.janleenkloosterman.nl/reports/thesis_rijnsdorp_2014.pdf

[۶] N. Ayoobian, H. Khodadadi, J. Mokhtari, and Y. Abbassi, "Thermal-hydraulic characterization of a ۵۰-kW medicinal-aimed aqueous homogeneous reactor (MAHR)," *Nucl. Eng. Des.*, vol. ۴۲۷, p. ۱۱۳۴۵۱, ۲۰۲۴.



[۷] P. H. Liem, H. N. Tran, and T. M. Sembiring, "Design optimization of a new homogeneous reactor for medical radioisotope Mo-⁹⁹/Tc-^{99m} production," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۸۲, pp. ۱۹۱-۱۹۶, ۲۰۱۵.

[۸] H. Khodadadi and N. Ayoobian, "Conceptual design and uncertainty analysis of a typical ۵۰ kW aqueous homogeneous reactor aimed for medical isotope production," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۱۲۱, p. ۱۰۳۲۳۳, ۲۰۲۰.

[۹] E. Bradley, P. Adelfang, and N. Ramamoorthy, "Homogeneous Aqueous Solution Nuclear Reactors for the Production of Mo-⁹⁹ and Other Short Lived Radioisotopes," IAEA-TECDOC-۱۶۰۱: ۱-۱۳, ۲۰۰۸.

[۱۰] B. Jandaghian, J. Mokhtari, and M. C. Dastjerdi, "Design and simulation of neutron radiography system for an aqueous homogeneous solution reactor," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۱۷۳, p. ۱۰۵۲۲۹, ۲۰۲۴.

[۱۱] A. G. Buchan *et al.*, "Simulated transient dynamics and heat transfer characteristics of the water boiler nuclear reactor-SUPO-with cooling coil heat extraction," *Ann. Nucl. Energy*, vol. ۴۸, pp. ۶۸-۸۳, ۲۰۱۲.

[۱۲] J. A. Lane, H. G. MacPherson, and F. Maslan, *Fluid fuel reactors: Molten salt reactors, aqueous homogeneous reactors, fluoride reactors, chloride reactors, liquid metal reactors and why liquid fission*. Addison-Wesley Pub. Co., ۱۹۵۸. Accessed: Aug. ۲۴, ۲۰۲۴. [Online]. Available:

<https://books.google.com/books?hl=en&lr=&id=FOSEDwAAQBAJ&oi=fnd&pg=PT۲۴&dq=lane+۱۹۵۸+fluid+fuel&ots=vyyXirOSvX&sig=sYyqXC۸۰۱HCrJFhYvgvBmTbq\`xk>

[۱۳] J. A. Lane, "Aqueous Homogeneous Reactors," *Fluid Fuel React. Oak Ridge*, p. ۳۰, ۱۹۶۲.

[۱۴] Y. Yamane, Y. Miyoshi, S. Watanabe, and T. Yamamoto, "Critical experiments on ۱۰% enriched uranyl nitrate solution using an ۸۰-cm-diameter cylindrical core," *Nucl. Technol.*, vol. ۱۴۱, no. ۳, pp. ۲۲۱-۲۳۲, ۲۰۰۳.

[۱۵] P. P. Boldyrev *et al.*, "The Russian آرگوس solution reactor HEU-LEU conversion: LEU fuel preparation, loading and first criticality," Argonne National Lab.(ANL), Argonne, IL (United States), ۲۰۱۴. Accessed: Aug. ۲۴, ۲۰۲۴. [Online]. Available: <https://www.osti.gov/servlets/purl/۱۳۵۸۶۱۱>

[۱۶] S. V. Myasnikov, A. K. Pavlov, N. V. Petrunin, and V. A. Pavshook, "Conversion of the آرگوس solution reactor to LEU fuel: results of feasibility studies and schedule," in *Proceedings of the 34th International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR'12)*, ۲۰۱۲, p. ۸. Accessed: Aug. ۲۴, ۲۰۲۴. [Online]. Available: https://www.rertr.anl.gov/RERTR۳۴/pdfs/S۳-P۱_Myasnikov.pdf

[۱۷] S. Mitake, Y. Hayashi, and S. Sakurai, "Development of INCTAC code for analyzing criticality accident phenomena," ۲۰۰۳. Accessed: Sep. ۱۷, ۲۰۲۴. [Online]. Available: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:۳۶۱۱۶۵۴۷

[۱۸] C. C. Pain *et al.*, "Modelling transient ۳D multi-phase criticality in fluidised granular materials-the FETCH code," ۲۰۰۳. Accessed: Sep. ۱۷, ۲۰۲۴. [Online]. Available: <https://www.osti.gov/etdweb/biblio/۲۰۴۸۷۸۹۳>



[۱۹] P. H. Liem and Y. Naito, "TRACY and SILENE Benchmark Phase II evaluation by TRACE code," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۸۵, pp. ۷۱-۸۲, ۲۰۱۵.

[۲۰] D. J. Mather and P. M. Shaw, "CRITEX-a computer program to calculate criticality excursions in fissile liquid systems," UKAEA Safety and Reliability Directorate, ۱۹۸۶. Accessed: Jun. ۱۷, ۲۰۲۴. [Online]. Available: https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:۱۸۰۲۴۴۹۱

[۲۱] G. E. Winter, C. M. Cooling, and M. D. Eaton, "A semi-empirical model of radiolytic gas bubble formation and evolution during criticality excursions in uranyl nitrate solutions for nuclear criticality safety assessment," *Ann. Nucl. Energy*, vol. ۱۶۵, p. ۱۰۸۶۱۴, ۲۰۲۲.

[۲۲] G. E. Winter, C. M. Cooling, and M. D. Eaton, "Linear energy transfer of fission fragments of ^{235}U and nucleation of gas bubbles in aqueous solutions of uranyl nitrate," *Ann. Nucl. Energy*, vol. ۱۴۲, p. ۱۰۷۳۷۹, ۲۰۲۰.

[۲۳] F. J. Souto, R. H. Kimpland, and A. S. Heger, "Analysis of the Effects of Radiolytic-Gas Bubbles on the Operation of Solution Reactors for the Production of Medical Isotopes," *Nucl. Sci. Eng.*, vol. ۱۵۰, no. ۳, pp. ۳۲۲-۳۳۵, Jul. ۲۰۰۵, doi: ۱۰.۱۳۱۸۲/NSE۰۵-A۲۵۱۹.

[۲۴] C. M. Cooling, M. M. R. Williams, E. T. Nygaard, and M. D. Eaton, "A Point Kinetics Model of the Medical Isotope Production Reactor Including the Effects of Boiling," *Nucl. Sci. Eng.*, vol. ۱۷۷, no. ۳, pp. ۲۳۳-۲۵۹, Jul. ۲۰۱۴, doi: ۱۰.۱۳۱۸۲/NSE۱۳-۵۵.

[۲۵] D. Milian Pérez *et al.*, "Thermal-Hydraulics Study of a ۷۵ kWth Aqueous Homogeneous Reactor for ^{99}Mo Production," *J. Thermodyn.*, vol. ۲۰۱۵, pp. ۱-۱۱, Dec. ۲۰۱۵, doi: ۱۰.۱۱۵۵/۲۰۱۵/۲۶۸۰۳۴.

[۲۶] S. M. Mirvakili, Z. Gholamzadeh, and A. Davari, "Neutronic and thermo hydraulic analysis of a modeled subcritical uranyl nitrate aqueous reactor driven by ۳۰-MeV protons," *Ann. Nucl. Energy*, vol. ۹۷, pp. ۱۷۱-۱۷۸, ۲۰۱۶.

[۲۷] L. H. Pardo, D. M. Pérez, D. M. Pérez, D. E. M. Lorenzo, and C. A. B. de Oliveira Lira, "Coupled multi-physics simulation for the evaluation of an accelerator-driven Aqueous Homogeneous Subcritical System for medical isotope production," *Prog. Nucl. Energy*, vol. ۱۳۴, p. ۱۰۳۶۹۲, ۲۰۲۱.

[۲۸] D. M. Pérez, D. E. M. Lorenzo, C. A. B. de Oliveira Lira, and L. P. R. Garcia, "Neutronic evaluation of the steady-state operation of a ۲۰ kWth Aqueous Homogeneous Reactor for Mo- 99 production," *Ann. Nucl. Energy*, vol. ۱۲۸, pp. ۱۴۸-۱۵۹, ۲۰۱۹.

[۲۹] B. Jandaghian, M. C. Dastjerdi, and J. Mokhtari, "Characterization of neutronic parameters and radiation shi



یکی از ما شوید!
انجمن هسته ای ایران

انجمن برتر کشور در سال ۱۴۰۲

 NSI.IR  INFO@NSI.IR

سی و یکمین
کنفرانس
هسته‌های
ایران



۲۳-۲۵ اردیبهشت ۱۴۰۴ | مشهد

I N C 3 1 . N S I . I R

