بررسی پخش سزیم ۱۳۷ رهاشده از یک راکتور ماژولار کوچک در یک حادثه فرضی

INC29-1074

جواد کریمی[1*]، محسن شایسته[1]، علیرضا ولی‌زاده[2]

۱. گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه جامع امام حسین(ع)، صندوق پستی: ۱۶۹۸۷۱۵۴۶۱، تهران ـ ایران
۲. گروه فیزیک مهندسی، دانشکده علوم پایه، دانشگاه صنعتی نوشیروانی بابل، صندوق پستی: ۴۷۱۴۸۷۳۱۱۳، بابل ـ ایران

چکیده:

امروزه راکتورهای ماژولار کوچک به دلیل قابلیت‌های ویژه ازجمله قابل حمل‌ونقل بودن به‌طور قابل‌توجهی مورد استقبال کشورهای مختلف قرار گرفته است. از این راکتورها می‌توان برای تولید انرژی و شیرین کردن آب به‌ویژه در نواحی سواحلی بهره برد. راکتورهای ماژولار کوچک انواع مختلفی دارند که در این پژوهش راکتور روسی ABV در نظر گرفته شده است. فرض شده است که این راکتور به‌عنوان آب‌شیرین‌کن در سواحل جنوبی کشور، منطقه مکران، قرار داده شده است. با فرض وقوع یک حادثه برای این راکتور در اولین گام میزان رادیوایزوتوپ سزیم ۱۳۷ موجود در قلب راکتور در زمان وقوع حادثه با استفاده از کد MCNPX محاسبه شده است. سپس با استفاده از نرم‌افزار راسکال میزان پخش این رادیوایزوتوپ در محیط اطراف محل حادثه در یک زمان مشخص بررسی شد و کمیت‌های دز تجمعی معادل مؤثر کل، دز تجمعی تیروئید، CEDE استنشاقی، نرخ دز خارجی-پنجره باز و نرخ دز خارجی-پنجره بسته محاسبه شده و نمودار تغییرات آن برای فواصل ۸ و ۸۰ کیلومتر نسبت به محل وقوع حادثه رسم شده است.

کلیدواژه‌ها: راکتور ماژولار، کد راسکال، دز، رادیونوکلئید، سزیم ۱۳۷

Investigation of dispersion of cesium-137 released from a small modular reactor in a hypothetical accident

Javad Karimi[1*], Mohsen Shayesteh[2], and Alireza Valizade[3]

1. Physics Department, Faculty of Martyr Dr. Mohsen Fakhrizadeh (Basic Sciences), Imam Hossein Comprehensive University, P.O.BOX: 1698715461, Tehran, Iran;
2. Physics Engineering Department, Noshirvani University of Technology, P.O.BOX: 4714873113, Babol, Iran.

Abstract:

Today, small modular reactors have been significantly welcomed by different countries due to their special capabilities, including portability. These reactors can be used for energy production and water desalination, especially in coastal areas. It has been assumed that this reactor was placed as a desalination plant on the country's southern coast, Makran region. Considering the occurrence of an accident for this reactor, in the first step, the amount of cesium 137 radioisotope in the reactor core at the time of the accident was calculated using the MCNPX code. Then, using RASCAL software, the dispersion of this radioisotope in the surrounding environment at the accident site was investigated at a specific time. The total effective dose equivalent cumulative, thyroid dose, inhalation CEDE, external dose rate-open window, and external dose rate-closed window have been calculated. And the graph of its changes has been plotted for distances of 8 and 80 km compared to the place of the accident.

Keywords: Modular reactor, RASCAL code, Dose, Radionuclide, Cesium 137

۱. مقدمه

امروزه با توسعه علم و فناوری و گسترش صنایع، یکی از چالش‌های مهم زندگی بشر تأمین انرژی است. یکی از مهم‌ترین منابع تأمین‌کننده انرژی، راکتورهای هسته‌ای است[۱]. راکتورهای هسته‌ای انواع مختلفی دارند که در حال حاضر راکتورهای ماژولار کوچک به دلیل داشتن برخی قابلیت‌ها ازجمله حمل‌ونقل و انتقال به محل موردنظر بسیار موردتوجه کشورهای مختلف قرار گرفته است و تحقیقات گسترده‌ای نیز در زمینه طراحی آن‌ها در حال انجام است[۲]. به طور کلی طبق دسته‌بندی‌های آژانس بین‌المللی انرژی اتمی به راکتورهایی با توان الکتریکی کمتر از ۳۰۰ مگاوات، راکتور کوچک گفته می‌شود[۳]. از این راکتورها می‌توان به عنوان منبع تولید انرژی و همچنین آب‌شیرین‌کن بهره برد. راکتورهای هسته‌ای در کنار قابلیت‌های مهم، در صورت وقوع حادثه و عدم ایمنی کافی می‌تواند اثرات مخربی بر سلامت انسان، سایر موجودات زنده و محیط زیست داشته باشد. ازجمله مهم‌ترین حوادث پرتویی می‌توان به حوادث نیروگاه تری‌مایل-آیلند[۴]، نیروگاه چرنوبیل[۵] و نیروگاه فوکوشیما[۶] اشاره کرد. در پی وقوع این حوادث هسته‌ای، انواع مختلفی از رادیوایزوتوپ‌های موجود در قلب راکتورهای آسیب‌دیده این نیروگاه‌ها به محیط اطراف پخش شده و از طریق جریان‌های آب‌وهوایی به مناطق بسیار وسیعی گسترش یافته‌اند. برای بررسی میزان و نحوه پخش این رادیوایزوتوپ‌ها پژوهش‌های مختلفی صورت گرفته شده است. آقای جونجی‌کای و همکارانش با شبیه‌سازی یک حادثه هسته‌ای پراکندگی رادیونوکلئیدهای رهاشده و دز را در منطقه‌ای از خلیج بزرگ چین ارزیابی کردند[۷]. در یک فعالیت پژوهشی دیگر اولگ اسکرینیک و همکاران با استفاده از نرم‌افزار HYSPLIT پخش جوی سزیم-۱۳۷ ناشی از حادثه نیروگاه هسته‌ای چرنوبیل را موردبررسی قرار دادند[۸]. توسط آقای احمد پیروزمند و همکاران پراکندگی جوی مواد پرتوزای ناشی از حادثه فرضی نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از کد HYSPLIT انجام شده است[۹].

در این پژوهش فرض شده است که راکتور ماژولار کوچک ABV [۱۰] به عنوان آب‌شیرین‌کن در سواحل جنوبی کشور، سواحل مکران، نصب شده است. حال با در نظر گرفتن یک حادثه فرضی، پخش سزیم-۱۳۷ موجود در قلب این راکتور در محیط اطراف حادثه تا شعاع ۸۰ کیلومتری موردبررسی قرار گرفته است. در این حادثه فرض شده است که تمام سزیم-۱۳۷ موجود در قلب در مدت یک ساعت بلافاصله پس از وقوع حادثه وارد جو و محیط اطراف می‌شود. در این پژوهش برای انجام محاسبات مصرف سوخت و تعیین نوع و میزان رادیوایزوتوپ‌های موجود در قلب راکتور در زمان وقوع حادثه فرضی از کد محاسباتی MCNPX[۱۱] استفاده شده است. در این کد با استفاده از کارت‌های BURN و KCODE و همچنین استفاده از کد جانبی CINDER [۱۲] محاسبات مصرف سوخت انجام شده است. پس از انجام محاسبات مصرف سوخت و تعیین نوع و میزان رادیوایزوتوپ‌ها و به طور خاص رادیوایزوتوپ سزیم-۱۳۷، با استفاده از نرم‌افزار راسکال[۱۳] پخش این رادیوایزوتوپ در یک روز و در یک بازه زمانی مشخص بررسی شده است و کمیت‌های مختلف شامل دز مؤثر کل، دز تیروئید، دز CEDE[1] استنشاقی، نرخ دز خارجی-پنجره باز و نرخ دز خارجی-پنجره بسته تا شعاع ۸۰ کیلومتری از محل وقوع حادثه محاسبه شده است.

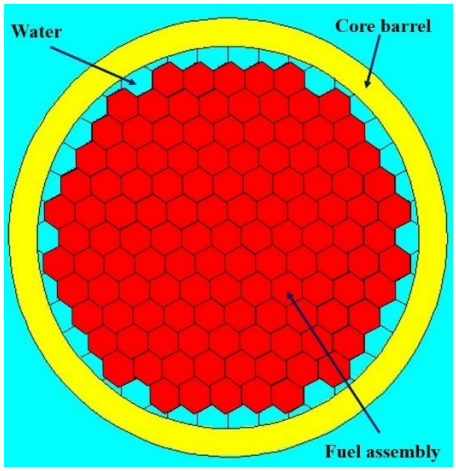
۲. روش کار

[1] Committed Effective Dose Equivalent (CEDE)

در این پژوهش راکتور ماژولار کوچک ABV به عنوان راکتور مبنا در نظر گرفته شده است. ABV یک راکتور ماژولار روسی از نوع PWR است. این راکتور دارای یک ساختار یکپارچه با سیستم گردش طبیعی خنک‌کننده است و توسط شرکت روسی OKBM طراحی شده است. برای این راکتور کاربردهای مختلفی ازجمله تأمین انرژی مناطق دوردست و همچنین استفاده به عنوان آب شیرین‌کن در مناطق ساحلی پیش‌بینی شده است[۱۰]. در شکل ۱ ساختار قلب این راکتور نشان داده شده است. همچنین در جدول ۱ برخی از مشخصات کلی این راکتور ذکر شده است.

با توجه به اینکه امروزه راکتورهای ماژولار کوچک به دلیل داشتن برخی از قابلیت‌ها ازجمله قابلیت حمل‌ونقل موردتوجه کشورهای مختلف ازجمله کشور ما قرار دارد، در این پژوهش فرض شده است که این راکتور ماژولار کوچک در نواحی ساحلی مکران در یک مختصات جغرافیایی مشخص نصب شده و از آن جهت تولید انرژی و شیرین کردن آب استفاده می‌شود. حال برای یک حادثه فرضی این راکتور، پخش رادیوایزوتوپ سزیم ۱۳۷ تولیدی در قلب آن برای یک بازه زمانی مشخص موردبررسی قرار گرفته است.

در این پژوهش در اولین گام برای انجام محاسبات مصرف سوخت و مشخص کردن میزان و نوع رادیوایزوتوپ‌های تولیدی در طول سیکل راکتور از کد MCNPX استفاده شده است. کد MCNPX یکی از ابزارهای قدرتمند محاسبات هسته‌ای است که براساس روش مونت‌کارلو کار می‌کند[۱۱]. این کد در طراحی نوترونی راکتورهای هسته‌ای و بررسی ایمنی آن‌ها، محاسبات بحرانیت، محاسبات مصرف سوخت، طراحی حفاظ، پرتو پزشکی و ... کاربردهای بسیاری دارد. در این کد برای انجام محاسبات مصرف سوخت از کارت های BURN و KCODE و همچنین کد جانبی CINDER[۱۲] استفاده شده است. پس از بررسی رادیوایزوتوپ‌های تولیدی در قلب راکتور و تعیین اکتیویته آن‌ها، اکتیویته سزیم ۱۳۷ استخراج شد(جدول ۲). خطای محاسبات در کد MCNPX کمتر از ۰/۰۱ درصد است. قابل ذکر است که محاسبات قلب راکتور ماژولار کوچک ABV و اطمینان از صحت شبیه سازی انجام شده در سایر مقاله‌های منتشرشده توسط نویسندگان این مقاله بررسی شده است[۱۶-۱۴]. در مرحله بعد برای بررسی پخش این رادیوایزوتوپ در جو از نرم‌افزار RASCAL[1] استفاده شده است. این نرم‌افزار توسط مرکز عملیات اضطراری کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای[2] ایالات متحده به‌منظور ارزیابی انتشار مواد رادیواکتیو در شرایط اضطراری و وقوع حوادث توسعه داده شده و مورد استفاده قرار گرفته است[۱۳]. در این پژوهش برای یک روز و در ساعات مشخص با دریافت اطلاعات هواشناسی نقطه جغرافیایی موردنظر مانند دما، فشار، سرعت باد، جهت باد و ... از سازمان‌های مربوطه، پخش سزیم-۱۳۷ در جو محل حادثه موردبررسی قرار گرفت. خطای محاسباتی در نتایج نرم‌افزار RASCAL کمتر از ۳ درصد است. نتایج این بررسی‌ها در بخش بعدی ارائه‌شده است.



شکل ۱. ساختار قلب راکتور ماژولار کوچک ABV[۱۰].

جدول ۱. برخی از مشخصات کلی راکتور ماژولار کوچک ABV[۱۰].

کمیت	مقدار
نوع راکتور	PWR
خنک‌کننده	آب سبک
توان حرارتی(مگاوات)	۴۵
توان الکتریکی(مگاوات)	۱۱
تعداد مجتمع سوخت	۱۲۱

[1] Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis code
[2] Nuclear Regulatory Commission

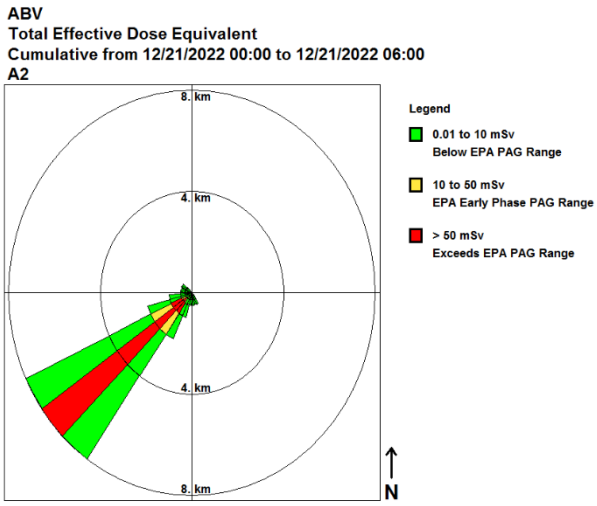
نوع سوخت	ترکیب دی‌اکسید اورانیوم و سیلومین[1]

۳. نتایج

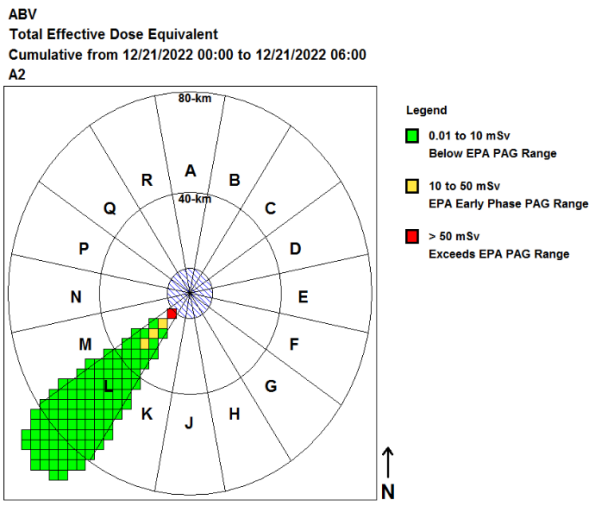
در ابتدا پس از مدل‌سازی راکتور توسط کد MCNPX، نوع و میزان رادیوایزوتوپ‌های مختلف موجود در قلب راکتور شناسایی شد که در این پژوهش سزیم-۱۳۷ موردنظر است و اطلاعات آن در جدول ۲ بیان شده است. حال با فرض وقوع یک حادثه برای راکتور ABV در یک مکان مشخص در سواحل مکران، پخش این رادیوایزوتوپ در محیط اطراف محل حادثه و تا شعاع ۸۰ کیلومتری بررسی شد. اطلاعات هواشناسی محل موردنظر نیز در زمان وقوع حادثه شامل فشار، دما، سرعت و جهت باد از سازمان‌های هواشناسی دریافت و در کد اعمال گردید. در کد RASCAL پخش سزیم-۱۳۷ برای ۶ ساعت بررسی شده است. در این بررسی روند تغییرات کمیت‌های دز مؤثر کل، دز تیروئید و دز CEDE استنشاقی محاسبه و مطابق شکل ۲ برای دو فاصله شعاعی ۸ و ۸۰ کیلومتری رسم شده است. طبق اطلاعات هواشناسی جهت باد در زمان وقوع حادثه در جهت جنوب‌غربی بوده و پخش سزیم نیز در این جهت بوده که نتایج به‌خوبی این موضوع را نشان می‌دهد. طبق شکل ۲-الف مقدار دز در اطراف محل حادثه تا شعاع ۸ کیلومتری در بعضی نواحی به بیش از ۵۰ mSv می‌رسد اما طبق شکل ۲-ب به طور کلی تا شعاع ۸۰ کیلومتری بین ۰/۰۱ تا ۱۰ mSv است. روند پخش دز تیروئید نیز در شکل‌های ۲-ج و ۲-د نشان داده شده است. طبق این شکل به طور کلی تا شعاع ۸۰ کیلومتری دز بین ۰/۰۵ تا ۵۰ mSv است. مقدار تغییرات دز CEDE استنشاقی نیز در شکل‌های ۲-ه و ۲-و نشان داده شده است. طبق این شکل‌ها در نواحی نزدیک به محل وقوع حادثه در بعضی موارد دز CEDE استنشاقی به بیش از ۱۰۰ mSv نیز می‌رسد اما به تدریج با افزایش فاصله از محل حادثه این میزان کاهش‌یافته و بین ۱ تا ۱۰۰ mSv است.

جدول ۲. میزان سزیم-۱۳۷ موجود در قلب راکتور در هنگام وقوع حادثه فرضی

	نیمه‌عمر(سال)	اکتیویته(کوری)	چگالی اتمی (اتم بر بارن سانتی‌متر)
سزیم-۱۳۷	۳۰	$۴/۲۷۴\times۱۰^{۵}$	$۳/۹۱\times۱۰^{۵}$

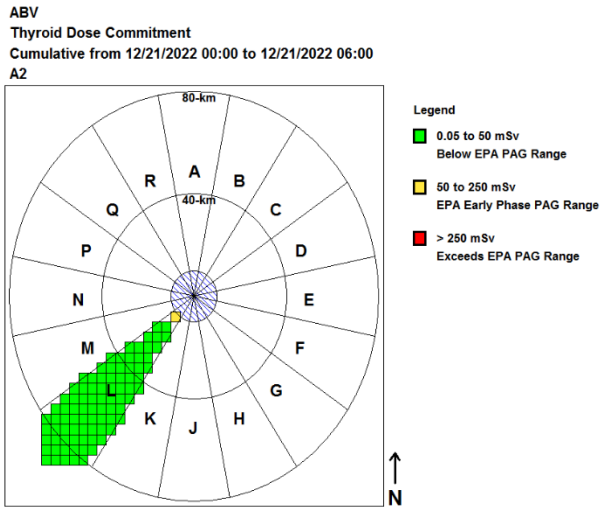


۲- الف) دز مؤثر کل تا فاصله ۸ کیلومتری

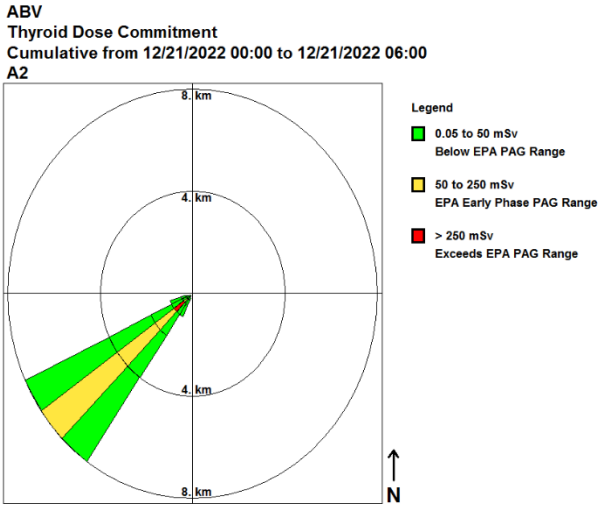


۲- ب) دز مؤثر کل تا فاصله ۸۰ کیلومتری

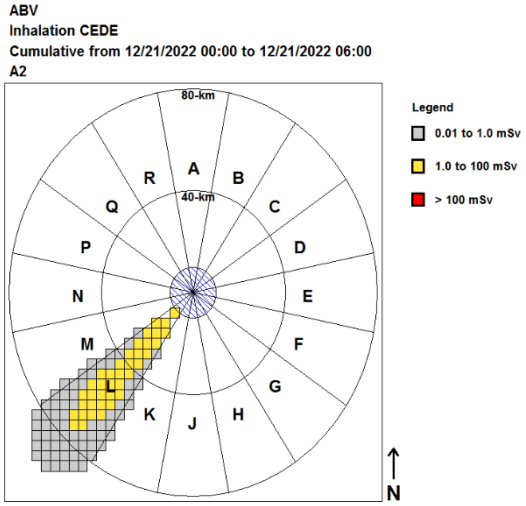
[1] Silumin



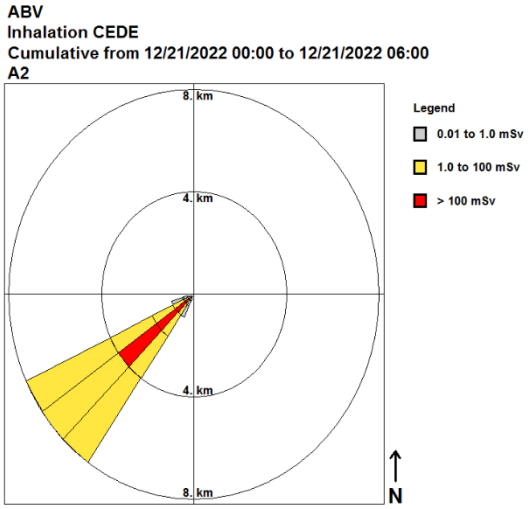
۲- د) دز تیروئید تا فاصله ۸۰ کیلومتری



۲- ج) دز تیروئید تا فاصله ۸ کیلومتری



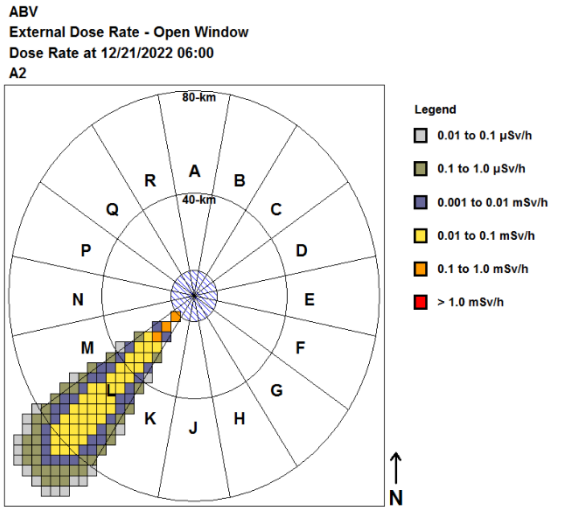
۲- و) دز CEDE استنشاقی تا فاصله ۸۰ کیلومتری



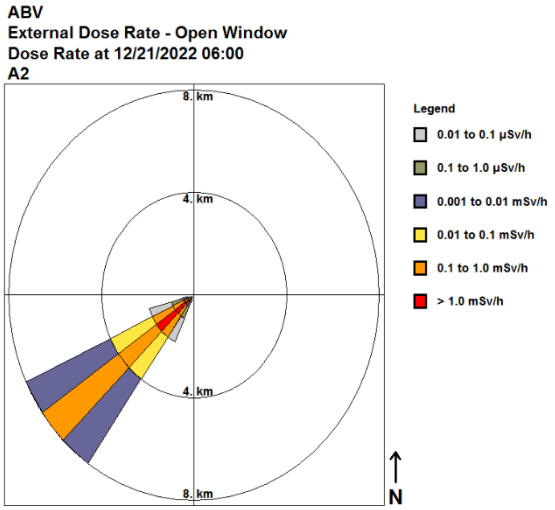
۲- ه) دز CEDE استنشاقی تا فاصله ۸ کیلومتری

شکل ۲. دز ناشی از پخش سزیم-۱۳۷ در حادثه فرضی.

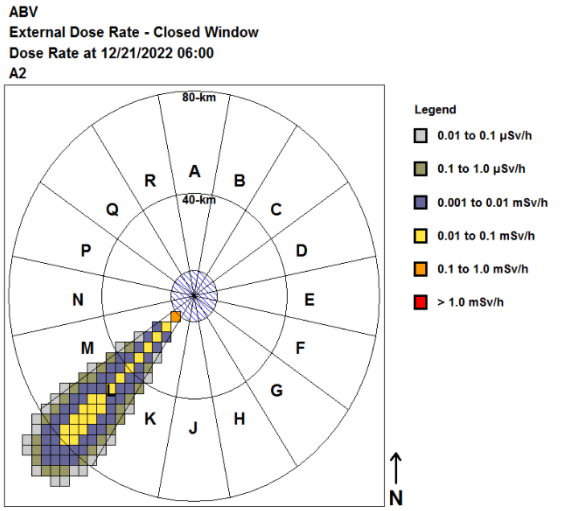
در شکل‌های ۳-الف و ۳-ب نرخ دز خارجی دریافتی برای حالتی با پنجره باز رسم شده است. طبق این شکل‌ها پخش در جهت باد بوده و جهت باد یک عامل تعیین‌کننده در پخش سزیم-۱۳۷ است. مقدار نرخ دز در فواصل نزدیک در بعضی موارد به بیش از mSv/h ۱ نیز می‌رسد اما به‌تدریج با افزایش فاصله از این مقدار کاهش یافته و به مقادیر ۰/۰۱ تا mSv/h ۰/۱ می‌رسد. در شکل‌های ۳-ج و ۳-د نیز نرخ دز خارجی دریافتی در حالت پنجره بسته نشان داده شده است که نسبت به حالت پنجره باز مقادیر کمتری دارد. روند تغییرات نرخ دز با توجه به رنگ‌های مختلف در اشکال کاملاً مشهود است.



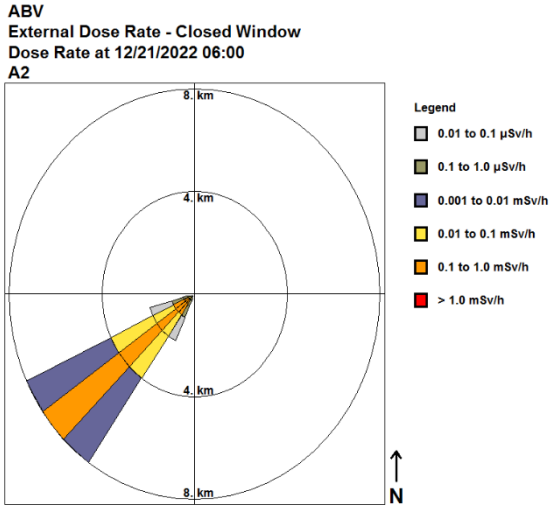
۳- ب) نرخ دز خارجی-پنجره باز تا فاصله ۸۰ کیلومتری



۳- الف) نرخ دز خارجی-پنجره باز تا فاصله ۸ کیلومتری



۳- د) نرخ دز خارجی-پنجره بسته تا فاصله ۸۰ کیلومتری



۳- ج) نرخ دز خارجی-پنجره بسته تا فاصله ۸ کیلومتری

شکل ۲. نرخ دز خارجی ناشی از پخش سزیم ۱۳۷ در حادثه فرضی.

۴. نتیجه‌گیری

در ابتدا راکتور ماژولار کوچک ABV با استفاده از کد MCNPX مدل سازی شد و سپس با انجام محاسبات مصرف سوخت، مقدار اکتیویته سزیم-۱۳۷ موجود در قلب در انتهای سیکل راکتور $۴/۲۷۴\times۱۰^{۵}$ کوری محاسبه شد. سپس با فرض وقوع یک حادثه فرضی و با اعمال شرایط آب‌وهوایی، پخش سزیم-۱۳۷ با استفاده از نرم‌افزار RASCAL برای یک بازه ۶ ساعته بررسی شد. نتایج نشان می‌دهد که جهت باد یکی از عوامل مهم و تعیین‌کننده در نحوه پخش سزیم-۱۳۷ است. با استفاده از نرم‌افزار RASCAL کمیت‌های دز معادل موثر کل، دز تیروئید، CEDE استنشاقی، نرخ دز خارجی-پنجره باز و نرخ دز خارجی-پنجره بسته محاسبه شد. دز معادل مؤثر کل در نواحی نزدیک محل حادثه به بیش از ۵۰ mSv نیز می‌رسد اما به طور میانگین تا فاصله ۸۰ کیلومتری مقدار دز بین ۰/۰۱ تا ۱۰ mSv است. دز تیروئید در فواصل نزدیک بیش از ۲۵۰ mSv است اما در فواصل دورتر به طور میانگین بین ۰/۰۵ تا ۵۰ mSv است. CEDE استنشاقی تا فاصله ۴ کیلومتری به بیش از ۱۰۰ mSv نیز می‌رسد اما در فواصل دورتر تا ۸۰ کیلومتر دز میانگین بین ۱ تا ۱۰۰ mSv است. علاوه بر این نرخ دز خارجی دریافتی برای دو حالت پنجره باز و پنجره بسته محاسبه شد که در حالت پنجره باز و برای فواصل نزدیک تا شعاع ۲ کیلومتری به بیش ۱ mSv/h نیز می‌رسد.

۵. مراجع

[1] Bodansky, D. (2007). Nuclear energy: principles, practices, and prospects. Springer Science & Business Media.
[2] IAEA, S. (2014). Advances in small modular reactor technology developments. International Atomic Energy Agency Vienna, Austria.
[3] Rowinski, M. K., White, T. J., & Zhao, J. (2015). Small and Medium sized Reactors (SMR): A review of technology. Renewable and Sustainable Energy Reviews, 44, 643-656.
[4] Brooks, G. L., & Siddall, E. (1980). An analysis of the Three Mile Island accident (No. AECL-7065). CM-P00067632.
[5] Saenko, V., Ivanov, V., Tsyb, A., Bogdanova, T., Tronko, M., Demidchik, Y., & Yamashita, S. (2011). The Chernobyl accident and its consequences. Clinical Oncology, 23(4), 234-243.
[6] Baba, M. (2013). Fukushima accident: what happened? Radiation Measurements, 55, 17-21.
[7] Cai, J., Ip, K. F., Eze, C., Zhao, J., Cai, J., & Zhang, H. (2019). Dispersion of radionuclides released by nuclear accident and dose assessment in the Greater Bay Area of China. Annals of Nuclear Energy, 132, 593-602.
[8] Skrynyk, O., Voloshchuk, V., Budak, I., & Bubin, S. (2019). Regional HYSPLIT simulation of atmospheric transport and deposition of the Chernobyl 137Cs releases. Atmospheric Pollution Research, 10(6), 1953-1963.
[9] Pirouzmand, A., Kowsar, Z., & Dehghani, P. (2018). Atmospheric dispersion assessment of radioactive materials during severe accident conditions for Bushehr nuclear power plant using HYSPLIT code. Progress in Nuclear Energy, 108, 169-178.
[10] IAEA. (2007). Status of small reactor designs without on-site refuelling. Nuclear Energy Series IAEA-TECDOC-1536.
[11] Pelowitz, D. B. (2005). MCNPXTM user's manual. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, 5, 369.
[12] Bratton, I. J. (2012). Modeling and Validation of The Fuel Depletion and Burnup of The OSU Research Reactor Using MCNPX/CINDER'90 (Doctoral dissertation, Ohio State University).
[13] McGuire, S. A., Ramsdell, J. V., & Athey, G. F. (2007). RASCAL 3.0. 5: Description of models and methods. Office of Nuclear Security and Incident Response, US Nuclear Regulatory Commission.
[14] Karimi, J., Shayesteh, M., & Zangian, M. (2021). Core calculations for small modular reactor during burnup cycle. Energy Sources, Part A: Recovery, Utilization, and Environmental Effects, 1-18.
[15] Karimi, J., Shayesteh, M., & Zangian, M. (2021). Investigation of UO2 fuel efficiency for ABV small modular reactor. Energy Sources, Part A: Recovery, Utilization, and Environmental Effects, 1-19.
[16] Karimi, J., Shayesteh, M., & Zangian, M. (2021). Neutronic analysis of different patterns of ABV reactor core using low enrichment UO2 fuel. Radiation Physics and Engineering, 2(2), 37-42.