

ارزیابی پخش اتمسفری مواد رادیواکتیو ناشی از حادثه شدید در استخر ذخیره سوخت

واحد یک نیروگاه هسته ای بوشهر

INC29-1262

مریم سادات حسینی* ، احمد پیروزمند

گروه مهندسی هسته‌ای، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز-ایران

چکیده:

ارزیابی ریسک ناشی از حوادث شدید در استخر ذخیره سوخت مصرف شده نیروگاه های هسته ای قدرت و پخش اتمسفری مواد رادیواکتیو در محیط اطراف، بعد از وقوع حادثه فوکوشیما با توجه به حجم بسیار بالای محصولات شکافت در استخر از اهمیت بالایی برخوردار است. بنابراین در این مقاله، پخش اتمسفری رادیونوکلیدهای نشت کرده ناشی از حادثه فرضی از دست رفتن خنک کننده در استخر ذخیره‌ی واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر، توسط کد RASCAL مورد ارزیابی قرار می‌گیرد. برای این منظور با فرض وقوع حادثه در انتهای سیکل چهارم نیروگاه، مجتمع‌های سوخت به نحو مناسب دسته بندی شده و پس از محاسبه ترم چشمه خروجی از دودکش نیروگاه، با اعمال داده های هواشناسی در کد، به ارزیابی پخش جوی و محاسبه دز پیرامون نیروگاه پرداخته می‌شود. نتایج نشان می‌دهد که حداکثر دز به دلیل شرایط آب و هوایی در فصل تابستان مشاهده می‌شود و مقدار آن 0.375 rem می‌باشد.

کلیدواژه‌ها: استخر ذخیره سازی سوخت، توزیع دز، انتشار مواد رادیواکتیو، کد RASCAL

Assessment of atmospheric distribution of radioactive materials caused by a severe accident in the spent fuel pool of BNPP-1

Maryamsadat Hosseini*, Ahmad Pirouzman

Nuclear Engineering department, Faculty of Mechanical Engineering, Shiraz University, Shiraz, Iran

Abstract:

Risk assessment of severe accidents in the spent fuel pool of nuclear power plants and radioactive materials atmospheric dispersion after the Fukushima accident is of great importance due to the very high inventory of fission products. In this paper, atmospheric dispersion of released radionuclides after a LOCA accident in the spent fuel pool of Bushehr nuclear power plant unit-1, is evaluated by the RASCAL code. For this purpose, assuming the occurrence of the accident at the end of the fourth fuel cycle, the fuel assemblies are appropriately categorized and after calculating the source term from the power plant stack, the meteorological data is applied in the code to evaluate the atmospheric distribution and calculate the dose around the power plant. The results show that the maximum dose is observed when the accident occurs in the summer season and its value is 0.375 rem .

Keywords: Spent fuel pool, Dose distribution, Release of radioactive materials, RASCAL code

۱. مقدمه

حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخر سوخت، از متداول‌ترین حوادث در استخرهای نگهداری سوخت به شمار می‌رود. در صورت بروز حادثه در استخر سوخت، زمان لازم برای جلوگیری از حادثه در مقایسه با حوادث داخل قلب بسیار طولانی‌تر است اما با توجه به اینکه غلاف سوخت، تنها سد مانع نشت مواد رادیواکتیو به داخل محفظه ایمنی^۱ در استخرهای نگهداری سوخت است، از این رو احتمال نشت مستقیم به داخل محفظه ایمنی بیشتر خواهد بود [1]. با فرض اینکه سیستم‌های ایمنی از جمله سیستم‌های تزریق اضطراری آب به استخر و غیره در زمان حادثه فعال نگردند، احتمال ذوب سوخت قابل تصور است. بر اساس داده‌های NRC^۲، احتمال رخداد حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخرهای نگهداری سوخت حدود 10^{-6} بر سال است [2]. حادثه فوکوشیما نشان داد که در صورت وقوع حادثه در استخر ذخیره سوخت، حجم قابل توجهی از مواد رادیواکتیو وارد محیط خواهد شد [3,4]. مواد پرتوزا بعد از ورود به محیط، می‌توانند به صورت پخش جوی یا آبی در محیط زیست پراکنده شوند. بنابراین، ارزیابی نحوه پخش این مواد در محیط زیست و کمی کردن توزیع دز ناشی از آن، اهمیت بسیاری در تدوین برنامه آمادگی اضطراری نیروگاه خواهد داشت. با توجه به گذشت چندین سال از بهره برداری واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر و وجود تعداد قابل توجهی از مجتمع‌های سوخت تابش دیده در استخر آن، لازم است مشابه آنچه برای حوادث فرضی قلب راکتور تاکنون صورت گرفته است، پخش مواد رادیواکتیو در محیط ناشی از حوادث فرضی استخر سوخت نیز مورد ارزیابی قرار گیرد. تاکنون مدلسازی‌های زیادی با انواع کدهای حادثه وخیم و ارزیابی پخش مواد رادیواکتیو برای نیروگاه هسته‌ای بوشهر صورت گرفته است [5-7]. در این تحقیق، ارزیابی محاسبه ترم چشمه، محاسبه غلظت مواد رادیواکتیو در جو و نهایتاً به دست آوردن توزیع دز ناشی از حادثه از دست رفتن خنک‌کننده در اثر شکستگی به قطر ۴/۴ سانتی متر در ارتفاع ۵۳ متری در دیواره‌ی استخر سوخت مصرف شده واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر با استفاده از کد RASCAL انجام می‌گردد.

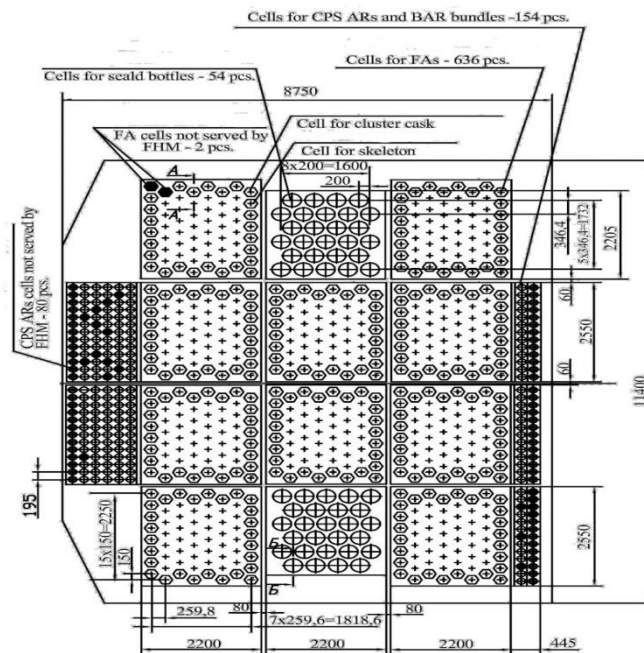
۲. مبانی نظری تحقیق

۲-۱ معرفی استخر ذخیره سوخت راکتور بوشهر

استخر ذخیره سازی سوخت‌های مصرف شده، یکی از تجهیزات جانبی نیروگاه‌های هسته‌ای برای ذخیره سازی و نگهداری موقت سوخت‌های مصرف شده است. استخر در محفظه ایمنی، در ارتفاع ۷/۴۵ متری و مجاور دیوار حوضچه بازرسی راکتور قرار دارد. در هر بار سوخت‌گیری بیش از ۴۹ مجتمع سوخت مصرف شده (پس از گذشت ۷ روز از خاموشی راکتور)، به استخر منتقل شده و در آنجا برای مدت ۹ سال نگهداری می‌شوند، بنابراین استخر باید گنجایش ذخیره کردن سوخت‌هایی را که در هر سیکل کاری از راکتور خارج می‌شوند، برای مدت ۹ سال داشته باشد و همچنین دارای گنجایش کافی برای تخلیه کل سوخت‌های درون قلب باشد تا در زمان حادثه در صورت لزوم، تمام سوخت‌های موجود در قلب، به استخر منتقل شود. استخر از قسمت‌های مختلفی برای نگهداری مجتمع‌های سوخت مصرف شده، مجتمع‌های آسیب دیده و میله‌های کنترل و جاذب نوترون تشکیل شده است. در شکل (۱) قسمت‌های مختلف استخر نمایش داده شده است. ۱۲ قفسه سوخت مصرفی درون استخر وجود دارد که ۱۰ قفسه آن، برای ذخیره سازی سوخت‌های مصرفی عادی است که هر قفسه دارای ابعاد ۲/۵۵ متر در ۲/۲ متر بوده و می‌تواند ۶۴ مجتمع سوخت را در خود جای دهد. ۲ قفسه سوخت نیز برای نگهداری سوخت‌های مصرفی معیوب و دارای نشتی است که به صورت مهر و موم شده در این قفسه‌ها، که هر یک گنجایش نگهداری ۲۷ مجتمع سوخت معیوب را دارد، جای می‌گیرند؛ همچنین همیشه ۳ قفسه سوخت

¹ containment² Nuclear Regulatory Commission's Emergency Operations Center

استخر راه، برای انتقال اضطراری قلب راکتور خالی می‌گذارند. استخر ذخیره‌سازی سوخت دو وظیفه عمده دارد: ۱- خنک نگه داشتن سوخت‌های مصرف شده ۲- ارتفاع زیاد آب بالای سوخت‌ها به عنوان حفاظ^۳ تابشی عمل می‌کند [8].



شکل ۱. استخر سوخت‌های مصرف شده [3].

۲-۲ معرفی کد RASCAL

در این مقاله برای محاسبه ترم چشمه برای حوادث استخر و همچنین توزیع دز، از کد RASCAL استفاده شده است. کد RASCAL در حال حاضر توسط مرکز عملیات اضطراری NRC، برای پیش‌بینی دز برای انتشار جوی در طول شرایط اضطراری رادیولوژیکی، توسعه داده شده است. این کد به صورت کلی، محاسبات را در سه شاخه اصلی محاسبه‌ی ترم چشمه^۴، محاسبه‌ی دز و پردازش فایل‌های هواشناسی انجام می‌دهد. همچنین این کد، ارزیابی انتشار برای چهار حالت: نیروگاه‌های هسته‌ای، استخر ذخیره سوخت^۵، تاسیسات چرخه سوخت و همچنین فعالیت‌های جابه‌جایی مواد رادیواکتیو را به صورت مجزا محاسبه می‌کند. RASCAL ورژن 3.0.5، می‌تواند ترم چشمه را برای سه حالت وضعیت مجتمع سوخت محاسبه کند: ۱- انتشارات رادیونوکلئید از سوخت مصرف شده‌ی ذخیره شده در استخر، هنگامی که بخشی از مجتمع‌های سوخت، خالی از آب شده است (باعث می‌شود سوخت بدون پوشش، بیش از حد گرم و باعث آسیب به غلاف شود) و ۲- انتشار رادیونوکلئید ناشی از سوخت آسیب دیده‌ی موجود در تماس با آب و ۳- انتشارات ناشی از مجتمع‌های سوخت، هنگامی که به طور کامل خالی از آب می‌شوند.

در این کد فرض می‌شود که، کل مواد رادیواکتیو از سوخت مصرف شده، به طور آبی آزاد می‌شود. این رویکرد مدت زمانی را که برای فرار مواد پرتوزا از سوخت مصرف شده‌ی آسیب‌دیده طول می‌کشد، در نظر نمی‌گیرد. برای انجام محاسبات در این کد، ابتدا فعالیت هر رادیونوکلئید^۵ موجود در سوخت مصرف شده محاسبه می‌شود (I_i). دوم، کسری از موجودی هر رادیونوکلئید^۵ را که برای رهاسازی از سوخت مصرف شده برای حادثه مورد ارزیابی در دسترس است، محاسبه می‌کند

³ shield

⁴ Source term

⁵ Spent Fuel Storage Pools and Casks

(AF_i) . سوم، حاصل ضرب آن دو عبارت، در یک ضریب کاهش (RF_i) ضرب می‌شود. در آخر، RASCAL با ضرب در کسر نشت $(LF(k))$ برای مرحله زمانی k ، ترم چشمه را توسط رادیونوکلئید $(S_i(k))$ که در گام زمانی k به جو آزاد می‌شود، محاسبه می‌کند. این محاسبات با معادله (۱) بیان می‌شود [9]:

$$S_i(k) = I_i * AF_i * RF_i * LF(k) \quad (1)$$

۲-۳ معرفی سناریوی حادثه در استخر

در این تحقیق فرض می‌شود مطابق آنچه در مرجع شماره [10] توصیه شده است، با وقوع زلزله شدید، شکستگی کوچکی به قطر ۴/۴ سانتی‌متر در دیواره‌ی استخر سوخت مصرف شده در سیکل چهارم نیروگاه ایجاد شده است. با کاهش سطح آب به زیر ارتفاع ۱۳/۴۵ متری، پمپ سیستم TD روشن شده و شیر مربوطه توسط اپراتور باز می‌شود. آب با دبی ۱۵ متر مکعب بر ساعت وارد استخر می‌شود؛ ولی از آنجایی که دبی آب خروجی، بیشتر از این مقدار است سطح آب همچنان کاهش می‌یابد تا، به ارتفاع ۱۲/۵۵ می‌رسد. با رسیدن سطح آب به این ارتفاع، اپراتور، پمپ‌های سیستم آب جبرانی را که دبی ۲۷ متر مکعب بر ساعت آب وارد استخر می‌کنند، روشن می‌کند. با کاهش ارتفاع آب به زیر ارتفاع مکش پمپ، که در ۹/۳۵ متری قرار دارد، جریان گردش آب درون استخر متوقف خواهد شد. سطح آب همچنان کاهش می‌یابد تا اینکه پس از گذشت ۲۲ ساعت و ۳۲ دقیقه به سطح مجتمع‌های سوخت می‌رسد و ۱ ساعت و ۳۶ دقیقه بعد تا سطح قفسه‌ها کاهش می‌یابد. با رسیدن آب به سطح قفسه‌ها، گردش طبیعی متوقف می‌شود. با توقف گردش طبیعی آب، گرمای واپاشی موجب افزایش دمای سوخت می‌شود. با گذشت ۳۱ ساعت و ۱۴ دقیقه از شروع حادثه، کل سطح مجتمع‌های سوخت، خالی از آب می‌شود. شروع اکسیداسیون غلاف و بخار آب ۲۶ ساعت و ۴۱ دقیقه پس از حادثه، موجب تولید گرما و در نتیجه بیشتر شدن سرعت افزایش دمای سوخت و غلاف می‌شود. با رسیدن دمای غلاف رینگ اول به ۱۱۷۳ کلوین پس از گذشت ۲۶ ساعت و ۵۱ دقیقه از شروع حادثه، نشت مواد رادیواکتیو شروع می‌شود. ۲ ساعت و ۴۲ دقیقه پس از آن، سوخت شروع به ذوب شدن می‌کند [10].

۳. روش انجام کار

برای انجام محاسبات ترم چشمه و توزیع دز ناشی از حادثه استخر سوخت مصرف شده با استفاده از این کد، نیاز به داده‌های مختلفی از جمله پارامترهای مربوط به واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر داریم که این مقادیر از مدرک FSAR^۶ نیروگاه استخراج شده است. همچنین با توجه به آنکه مواد رادیواکتیو چه در شرایط نرمال و حادثه، بعد از خروج از دودکش نیروگاه بلافاصله تحت تاثیر شرایط جوی، سرعت و جهت باد قرار خواهند گرفت، داده‌های هواشناسی ایستگاه بوشهر برای ارزیابی پخش مواد رادیواکتیو مورد نیاز می‌باشد، لذا با داشتن اطلاعات هواشناسی دقیقی از منطقه مورد مطالعه، می‌توانیم خروجی را هرچه دقیق‌تر مشاهده کنیم.

از آنجایی که استخر سوخت مصرف شده، شامل سوخت‌های ناشی از تخلیه کامل قلب و سه سیکل تعویض سوخت است، این سوخت‌ها بر اساس گرمای واپاشی آنها به ۴ رینگ تقسیم شده است. رینگ‌های اول و دوم و سوم و چهارم به ترتیب شامل ۱۶۳، ۴۹، ۴۹ و ۵۴ مجتمع سوخت هستند. از لحاظ زمان ذخیره‌سازی درون استخر، مجتمع‌های سوخت را می‌توان به ۴ گروه تقسیم‌بندی کرد، گروه اول، ۵۴ مجتمع‌های سوختی که در تعویض سوخت سیکل اول، به استخر منتقل شدند و به مدت ۳ سال درون استخر قرار داشته‌اند، گروه دوم، ۴۹ مجتمع سوخت که در تعویض سوخت سیکل دوم، به استخر منتقل شده و به مدت ۲ سال درون آن نگهداری شده‌اند و گروه سوم، ۴۹ مجتمع سوخت که در تعویض

⁶ Final Safety Analysis Report

سوخت سیکل سوم، خارج شده و مدت زمان ۱ سال را درون استخر گذرانده‌اند و نهایتاً گروه چهارم، ۱۶۳ مجتمع سوخت از تخلیه‌ی کامل قلب، که ۱۰ روز از زمان خاموشی و انتقال آنها به استخر گذشته است.

۳-۱ داده‌های هواشناسی

داده‌های هواشناسی مورد نیاز برای نرم افزار RASCAL از داده‌های GDAS^۷ مربوط به موقعیت جغرافیایی نیروگاه بوشهر استخراج شده است. با توجه به امکان رخداد حادثه فرضی در طول سال در این تحقیق فرض شده است که، حادثه در هر یک از چهار فصل روی می‌دهد و داده‌های هواشناسی در تاریخ‌های ۱۷ ژانویه، ۱۸ آوریل، ۲۰ جولای و ۲۰ اکتبر در ساعت ۸ صبح سال ۲۰۲۱، با فاصله زمانی ۳ ساعت برای همان روز حادثه ثبت شده است. برای نمونه در جدول (۱)، داده‌های هواشناسی ورودی به RASCAL را مشاهده می‌کنید. لازم به ذکر است برای تعیین کلاس پایداری، در هر کدام از ردیف‌های داده‌های هواشناسی گرفته شده از GDAS^۱، از مرجع [11] استفاده شده است.

جدول ۱. نمونه داده‌های هواشناسی ورودی برای انجام محاسبات کد RASCAL در فصل زمستان

تاریخ	ساعت	نوع	سرعت (متر بر ثانیه)	جهت (درجه)	دمای هوا (درجه سانتی گراد)	کلاس پایداری
۰۱/۱۵/۲۰۲۱	۰۰:۰۰	Obs	1.2	193	17	F
۰۱/۱۵/۲۰۲۱	۰۳:۰۰	Obs	3.3	160	18	D
۰۱/۱۷/۲۰۲۱	۰۹:۰۰	Obs	3.1	203	21	B
۰۱/۱۷/۲۰۲۱	۱۲:۰۰	Obs	5.7	215	21	C

۳-۲ آماده سازی مدل RASCAL

برای ارزیابی ترم چشمه و با توجه به محدودیت کد، مجتمع‌های سوخت به دسته‌های ۲۵ تایی تقسیم بندی می‌شوند. سپس با توجه به مدت زمان نگهداری مجتمع‌های سوخت در استخر و همچنین حادثه فرضی، داده‌های مورد نظر در کد اعمال می‌گردد. (طبق جدول (۲)).

جدول ۲. گروه بندی مجتمع‌های سوخت برای انجام محاسبات کد RASCAL

گروه	تعداد مجتمع‌های سوخت	مدت زمان اقامت مجتمع سوخت در استخر سوخت	گروه	تعداد مجتمع‌های سوخت	مدت زمان اقامت مجتمع سوخت در استخر سوخت
اول	۲۵	۳ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
اول	۲۵	۳ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
اول	۴	۳ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
دوم	۲۵	۲ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
دوم	۲۴	۲ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
سوم	۲۵	۱ سال	چهارم	۲۵	۱۰ روز
سوم	۲۴	۱ سال	چهارم	۱۳	۱۰ روز

۳-۳ محاسبات پخش جوی

برای پیش‌بینی غلظت آلاینده‌ها، از مدل‌های انتشار استفاده می‌کنند که مدل گوسی، یکی از متداول‌ترین آنها است. بسیاری از مدل‌های انتشار، از مدل پلوم گوسی پیروی می‌کنند. کد RASCAL، نیز از مدل‌های گوسی، برای توصیف پراکندگی جوی مواد رادیواکتیو از تاسیسات هسته‌ای، استفاده می‌کند. این مدل‌ها اغلب برای صدور مجوز و محاسبات پاسخ‌های اضطراری که توسط کارکنان NRC انجام شده است، استفاده شده‌اند. پراکندگی جوی تا حدی توسط یک معادله دیفرانسیل به نام معادله انتشار مدل می‌شود. با مجموعه‌ای از مفروضات که به طور منطقی می‌تواند برای فرآیندهای

⁷ Global Data Assimilation System

جوی اعمال شود، معادله انتشار یک راه حل جبری خاص، بسته و گوسی دارد. در یک بعد، پاسخ به صورت زیر است [9]:

$$\frac{X(x)}{Q} = \frac{1}{(2 * \pi)^{\frac{1}{2}} * \sigma} \exp \left[-\frac{1}{2} * \left(\frac{x - x_0}{\sigma} \right)^2 \right] \quad (2)$$

$X(x)$ غلظت در فاصله x از مرکز توزیع غلظت (x_0) ، Q مقدار مواد آزاد شده و σ پارامتر پراکندگی می‌باشد.

با استفاده از اصل جمع آثار، حل یک بعدی معادله انتشار را می‌توان به سه بعد گسترش داد تا مدل پف پایه گاوسی^۸ به دست آید. در یک سیستم مختصات دکارتی با محورهای x و y در یک صفحه افقی و z در عمودی، غلظت نرمال شده در مجاورت پف برابر است با :

$$\frac{X(x, y, z)}{Q} = \frac{1}{(2 * \pi)^{\frac{3}{2}} * \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp \left[-\frac{1}{2} * \left(\frac{x - x_0}{\sigma_x} \right)^2 \right] \exp \left[-\frac{1}{2} * \left(\frac{y - y_0}{\sigma_y} \right)^2 \right] \exp \left[-\frac{1}{2} * \left(\frac{z - z_0}{\sigma_z} \right)^2 \right] \quad (3)$$

در RASCAL ورژن 3.0.5، پارامترهای پراکندگی افقی با استفاده از منحنی‌های تجربی به دست آمده از نتایج تعداد زیادی آزمایش پراکندگی انجام شده در دهه های ۱۹۵۰ و ۱۹۶۰ محاسبه می‌شوند. دستورالعمل نظارتی منتشر شده توسط NRC شامل تصویر گرافیکی این منحنی‌ها است و تقریب‌های عددی منحنی‌ها، در بسیاری از کدهای رایانه‌ای مورد استفاده توسط NRC، گنجانده شده است. روابط پارامترهای پراکندگی اساسی مورد استفاده در کدهای NRC، به صورت زیر است :

$$\sigma_y = a_y x^{0.9031} \quad (4)$$

$$\sigma_z = a_z(x) * x^{b_z(x)} + c_z(x) \quad (5)$$

در این رابطه x ، فاصله از نقطه رهاسازی (بر حسب متر)، a_y ، تابعی از کلاس پایداری است و a_z ، b_z ، c_z مقادیر تجربی هستند که تابعی از کلاس پایداری و فاصله می‌باشند. مقادیر ثابت پارامترهای پراکندگی جوی در [9] در قابل مشاهده است.

۴. نتایج

در این بخش نتایج مربوط به ترم چشمه، غلظت موادپرتوزا و توزیع دز ارائه می‌شود. نتایج کد RASCAL برای مدت زمان ۴۸ ساعت نشت، ارائه شده است.

۴-۱ ترم چشمه

در این بخش، ترم چشمه برای مهمترین رادیونوکلئیدهای آزاد شده از حادثه، به صورت مقدار کل انتشار و نرخ متوسط انتشار گزارش می‌شود. به عنوان نمونه، جدول (۳) بخشی از ترم چشمه را برای حادثه مذکور نشان می‌دهد. همانطور که انتظار می‌رود بیشترین نرخ انتشار، به ترتیب برای رادیونوکلئیدهای $Xe-133$ ، $Kr-85$ ، $Cs-134$ ، $Cs-137$ ، $Ba-137m$ ، $Te-129$ ، $Te-129m$ با مقادیر $1.55E+04$ ، $4.21E+05$ ، 4.24 ، 3.35 ، 3.15 ، $2.85E-02$ ، $1.77E-02$ کوری بر ساعت

⁸ basic Gaussian puff model

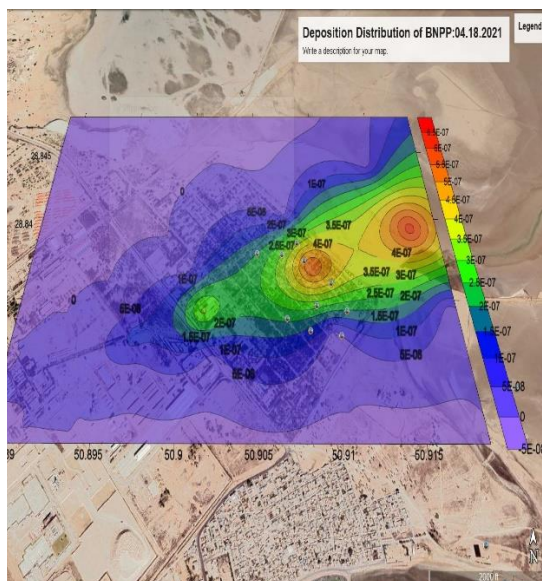
می‌باشد. در ادامه مقادیر نرخ انتشار برای محاسبه غلظت حجمی و سطحی مواد رادیواکتیو و همچنین میزان دز موثر کل مورد استفاده قرار می‌گیرند.

۴-۲ غلظت مواد رادیواکتیو

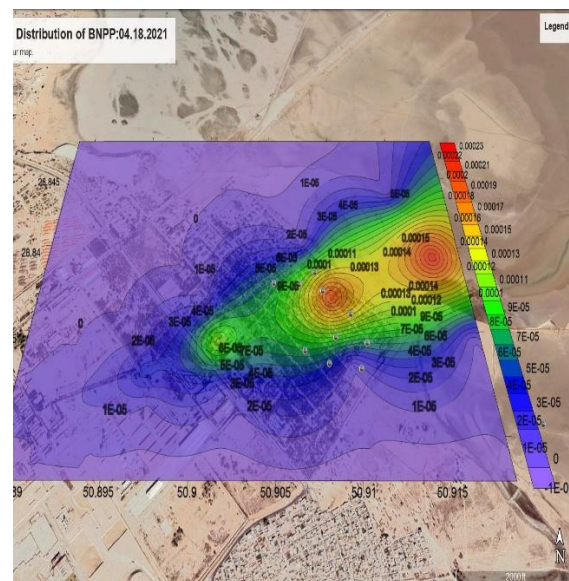
با انجام محاسبات پخش اتمسفری مواد رادیواکتیو منتشر شده از دودکش نیروگاه، غلظت هر یک از رادیونوکلئیدها در جو قابل استخراج است. شکل (۲) به‌عنوان نمونه، غلظت حجمی و سطحی رادیونوکلئید I-131 را در ناحیه پیرامونی نیروگاه برای وقوع حادثه در فصل بهار نشان می‌دهد. نتایج نشان می‌دهد که توزیع غلظت مواد رادیواکتیو در فصول مختلف سال متفاوت بوده و در صورت وقوع حادثه در فصل بهار، به‌علت توزیع جمعیتی اطراف نیروگاه، بیشترین اثرات رادیولوژیکی کوتاه مدت را خواهیم داشت. همچنین نتایج نشان می‌دهد که حداکثر غلظت حجمی این رادیونوکلئید در فصل‌های زمستان، بهار، تابستان و پاییز به ترتیب برابر با $9.6E-05$ ، $2.32E-04$ ، $2.3E-04$ ، $1.4E-04$ بر حسب $\frac{\mu Ci.s}{m^3}$ فصل‌های زمستان، بهار، تابستان و پاییز به ترتیب $2.77E-07$ ، $6.38E-07$ ، $6.35E-07$ ، $3.86E-07$ بر حسب $\frac{\mu Ci}{m^2}$ خواهد بود و حداکثر غلظت سطحی نیز به ترتیب $2.77E-07$ ، $6.38E-07$ ، $6.35E-07$ ، $3.86E-07$ بر حسب $\frac{\mu Ci}{m^2}$ می‌باشد.

جدول ۳. ترم چشمه مربوط به کل مجتمع‌های سوخت آسیب دیده در استخر سوخت مصرف شده.

نرخ انتشار (Ci/hr)	مقدار انتشار کل (Ci)	رادیونوکلئید	نرخ انتشار (Ci/hr)	مقدار انتشار کل (Ci)	رادیونوکلئید
3.13E-03	1.5E-01	Sr-89	4.24E+00	2.03E+02	Cs-134
5.08E-04	2.44E-02	Sr-90	2.39E-08	1.15E-06	Cs-135
7.23E-09	3.47E-07	I-129	3.35E+00	1.63E+02	Cs-137
4.56E-04	2.19E-02	Y-90	3.15E+00	1.51E+02	Ba-137m
4.10E-03	1.97E-01	Y-91	3.77E-03	1.81E-01	Ce-144
5.17E-03	2.48E-01	Te-127	4.36E-10	2.09E-08	Tc-99
2.11E-04	1.01E-02	Te-127m	3.77E-03	1.81E-01	Pr-144
1.77E-02	8.50E-01	Te-129	6.72E-05	3.22E-03	Pr-144m
2.85E-02	1.37E+00	Te-129m	1.55E+04	7.46E+05	Kr-85
5.21E-14	2.5E-12	Rb-87	3.26E-08	1.56E-06	Pu-239
3.54E-03	1.70E-01	Ru-103	4.21E+05	2.02E+07	Xe-133
2.25E-03	1.08E-01	Ru-106	3.52E-03	1.69E-01	Rh-103m



ب

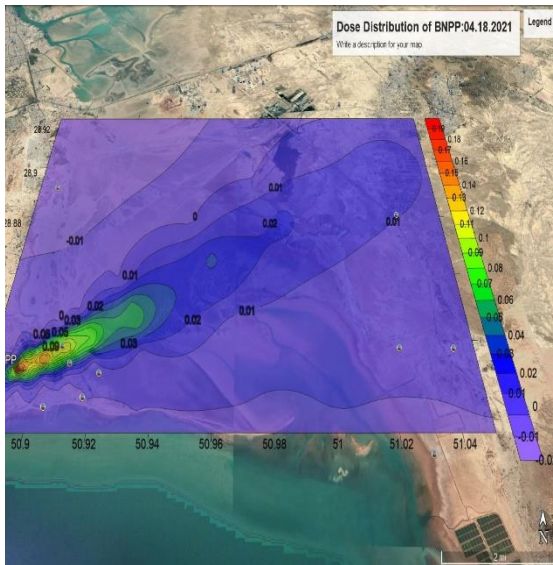


الف

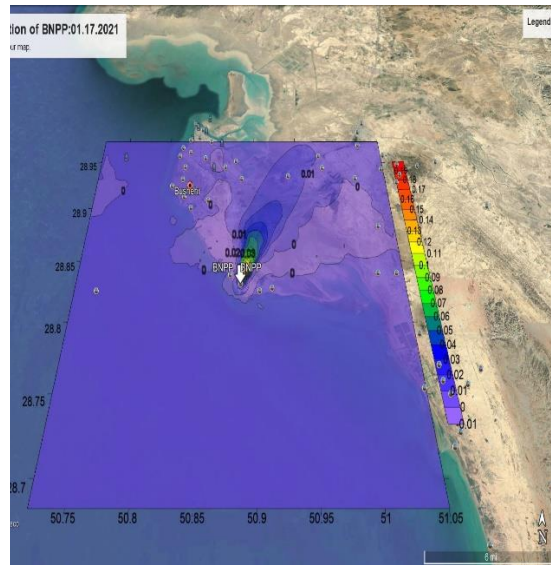
شکل ۲. نمایش توزیع (الف) غلظت حجمی بر حسب $\frac{\mu Ci.s}{m^3}$ و (ب) غلظت سطحی بد-۱۳۱ بر حسب $\frac{\mu Ci}{m^2}$ پیرامون نیروگاه بوشهر در وقوع حادثه در فصل بهار.

۳-۴ توزیع دز

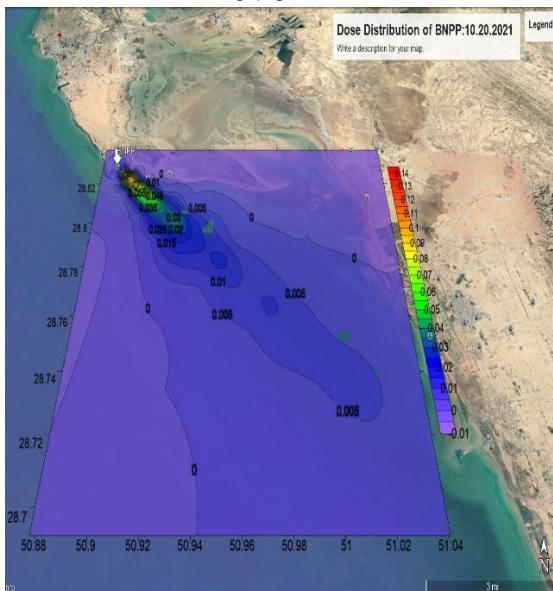
توزیع دز پس از حادثه بر روی نیروگاه بوشهر در فصل‌های مختلف سال در شکل (۳) نمایش داده شده است. این شکل نشان می‌دهد که توزیع دز مواد رادیواکتیو در فصول مختلف سال متفاوت بوده و میزان حداکثر دز معادل موثر کل برای وقوع حادثه در فصول مختلف سال به ترتیب شکل برابر با 0.241، 0.209، 0.375، 0.163 رم می‌باشد. بیشترین مقدار دز معادل موثر دریافتی، در فصل تابستان روی می‌دهد. در این فصل سال، حداکثر فاصله از نیروگاه که مقدار ماکزیمم دز دریافت می‌شود، حدود یک کیلومتر می‌باشد. همچنین مشاهده می‌شود در فصل تابستان به دلیل جهت‌های باد به سمت جمعیت، نسبت به سایر فصول می‌تواند از نظر دز دریافتی توسط مردم خطرناک‌تر و احتمال بروز سرطان برای آنها بیشتر باشد. شکل (۳-د) با توجه به جهت بادها به سمت دریا، خطر پرتوگیری کمتری نسبت به سایر فصول دارد.



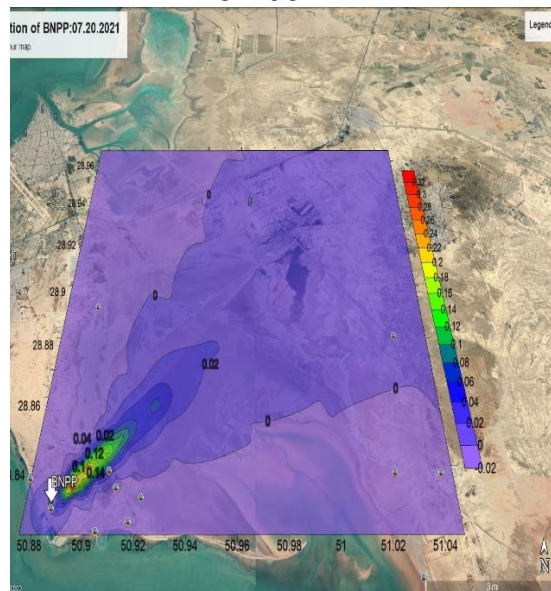
ب- فصل بهار



الف- فصل زمستان



د- فصل پاییز



ج- فصل تابستان

شکل ۳. توزیع دز بر حسب rem پیرامون نیروگاه بوشهر برای وقوع حادثه در فصول مختلف سال.

۵. نتیجه گیری

در این تحقیق، ارزیابی پخش جوی مواد رادیواکتیو برای وقوع حادثه شدید ناشی از از دست دادن خنک کننده در استخر ذخیره سوخت واحد یک نیروگاه اتمی بوشهر، توسط کد RASCAL مورد بررسی قرار گرفت. ارزیابی برای سیکل چهارم نیروگاه و وقوع حادثه فرضی در فصل‌های مختلف سال مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج محاسبات دز نشان می‌دهد که میزان حداکثر دز معادل موثر کل برای وقوع حادثه در فصل‌های زمستان، بهار، تابستان و پاییز به ترتیب برابر با 0.241، 0.209، 0.375، 0.163 رم می‌باشد. مقایسه این داده‌ها با مقدار توصیه^۹ ICRP، برای مردم عادی نشان می‌دهد که مقادیر آنها، از حد مجاز دریافتی برای یکسال (0.1 rem/year) بیشتر می‌باشد. البته این مقادیر حداکثر، در ناحیه قرنطینه است و با افزایش فاصله از نیروگاه برای افراد عادی ساکن مراکز جمعیتی اطراف، مقادیر دز در محدوده مجاز می‌باشد. همچنین لازم به ذکر است با توجه به عدم در دسترس بودن داده‌های پخش اتمسفری مواد رادیواکتیو مربوط به حوادث استخر در مدارک نیروگاه، امکان صحت‌سنجی نتایج این تحقیق، تنها از طریق مقایسه نتایج با کدهای دیگر امکان‌پذیر است. این مورد توسط مولفین مقاله در حال انجام بوده و نتایج آن در آینده منتشر خواهد شد.

مراجع

- [1] Fleurot, J., Lindholm, I., Kononen, N., Ederli, S., Jaeckel, B., Kaliatka, A., ... & Hollands, T. (2014). Synthesis of spent fuel pool accident assessments using severe accident codes. *Annals of Nuclear Energy*, 74, 58-71.
- [2] Kaliatka, A., Ognerubov, V., Vileiniškis, V., & Ušpuras, E. (2013). Analysis of the processes in spent fuel pools in case of loss of heat removal due to water leakage. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2013.
- [3] Wang, D., Gauld, I. C., Yoder, G. L., Ott, L. J., Flanagan, G. F., Francis, M. W., ... & Gehin, J. C. (2012). Study of Fukushima Daiichi nuclear power station unit 4 spent-fuel pool. *Nuclear technology*, 180(2), 205-215.
- [4] Wang, J., Lin, H., Wang, T., Chen, H., Yang, J., & Shih, C. (2014). MELCOR/SNAP analysis of Chinshan (BWR/4) Nuclear Power Plant spent fuel pool for the similar Fukushima accident.
- [5] 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.
- [6] Pirouzmand, A., Dehghani, P., Hadad, K., Nematollahi, M., 2015. Dose assessment of radionuclides dispersion from Bushehr nuclear power plant stack under normal operation and accident conditions. *Int. J. Hydrogen Energy* 40 (44), 15198–15205.
- [7] Kaviani, F., Memarian, M. H., & Eslami-Kalantari, M. (2021). Radioactive impact on Iran and the world from a postulated accident at Bushehr Nuclear Power Plant. *Progress in Nuclear Energy*, 142, 103991.
- [8] AEOI, Atomic Energy Organization of Iran. (2015). Final Safety Analysis Report of BNPP-1, Moscow.
- [9] McGuire S.A, Ramsdell J.V, Athey G.F, RASCAL Version 3.0.5 Description of Models and Methods, 2007.

⁹ International Commission on Radiological Protection

[10] Omidifard, P., Pirouzmand, A., Hadad, K., & Şahin, S. (2020). Analysis of loss of cooling and loss of coolant severe accident scenarios in VVER-1000/V446 spent fuel pool. *Annals of Nuclear Energy*, 138, 107205.

[11] Djangmah, J. A. (2013). Buoyant Gaussian plume modeling of atmospheric dispersion of Cs-137 emitted from a nuclear reactor (Doctoral dissertation, University of Ghana).