

بِسْمِ اللَّهِ الرَّحْمَنِ الرَّحِيمِ



دانشکده‌ی فیزیک و مهندسی هسته‌ای
پایان نامه کارشناسی ارشد فیزیک هسته‌ای

بررسی پراکندگی جوی رادیونوکلئیدها از یک نیروگاه هسته‌ای در اثر یک سناریوی حادثه فرضی

نگارنده: مهدیه میرزایی نیا

اساتید راهنما

دکتر محمدرضا شجاعی

دکتر احسان ابراهیمی بسابی

استاد مشاور

دکتر مهدی ابراهیمی

تیر ۱۳۹۷

شماره:

تاریخ:

باسمه تعالی



مدیریت تحصیلات تکمیلی

فرم شماره (۳) صورتجلسه نهایی دفاع از پایان نامه دوره کارشناسی ارشد

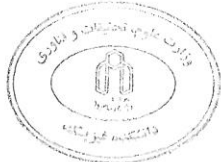
با نام و یاد خداوند متعال، ارزیابی جلسه دفاع از پایان نامه کارشناسی ارشد خانم / آقای مهدیه میرزائی نیا با شماره دانشجویی ۹۴۳۹۲۶۴ رشته فیزیک گرایش هسته‌ای تحت عنوان بررسی پراکندگی جوی رادیونوکلئیدها از یک نیروگاه هسته‌ای در اثر یک سناریوی حادثه فرضی که در تاریخ ۱۳۹۷/۴/۲۵ با حضور هیأت محترم داوران در دانشگاه صنعتی شاهرود برگزار گردید به شرح ذیل اعلام می‌گردد:

قبول (با درجه:): مردود
نوع تحقیق: نظری عملی

عضو هیأت داوران	نام و نام خانوادگی	مرتبه علمی	امضاء
۱- استاد راهنمای اول	جناب آقای دکتر محمدرضا شجاعی	دانشیار	
۲- استاد راهنمای دوم	جناب آقای دکتر احسان ابراهیمی بسابی	استادیار	
۳- استاد مشاور	جناب آقای دکتر مهدی ابراهیمی	استادیار	
۴- نماینده تحصیلات تکمیلی	جناب آقای دکتر علی حسینی	استادیار	
۵- استاد ممتحن اول	جناب آقای دکتر حسین توکلی عنبران	دانشیار	
۶- استاد ممتحن دوم	جناب آقای دکتر رضا قرائی	استادیار	

نام و نام خانوادگی رئیس دانشکده: جناب آقای دکتر مهدی مومنی

تاریخ و امضاء و مهر دانشکده: ۹۷/۰۲/۹
تیمبره: در صورتی که کسی مردود شود حداکثر یکبار دیگر (در مدت مجاز تحصیل) می‌تواند از پایان نامه خود دفاع نماید (دفاع مجدد نباید زودتر از ۴ ماه برگزار شود).



تقدیم بہ:

خدائی کہ آفرید

جہان را، انسان را، عقل را، علم را، معرفت را، عشق را

و بہ کسانی کہ عشقان را در وجودم دمیدند.

سپاس خدای را که سخوران، در ستودن او بماند و شمارندگان، شمردن نعمت های او ندانند و کوشندگان، حق او را کزاردن نتوانند و سلام و درود بر محمد و خاندان پاک او، طاهران معصوم، هم آنان که وجودمان و امدار وجودشان است.

از اساتید محترم، جناب آقای دکتر محمد رضا شجاعی و جناب آقای دکتر احسان ابراهیمی بسابی که با حسن خلق و فروتنی، زحمت راهنمایی این پایان نامه را بر عهده گرفتند و از استاد صبورم، جناب آقای دکتر حسین توکلی غنبران که زحمت داوری این پایان نامه را متقبل شدند، کمال تشکر و قدردانی را دارم. باشد که این خردترین بخشی از زحمات آنان را سپاس گوید.

از مادر مهربانم، پدر بزرگوارم، برادر عزیزم و خانواده دوست داشتنی ام که در تمام عرصه های زندگی یار و یاور من بوده اند و با حمایت های همه جانبه آنان توانستم این پایان نامه درسی را به اتمام برسانم، سپاس گزار می نمایم.

ضمناً بر خود لازم می دانم مراتب تشکر و قدردانی را خدمت دوستان گرانمایه ام که مرا صمیمانه و مشفقانه یاری داده اند و همه کسانی که به نوعی مرا در به انجام رساندن این مهم یاری نموده اند، تقدیم نمایم.

تعمیرنامه

اینجانب **مهدیه میرزایی‌نیا** دانشجوی دوره کارشناسی ارشد رشته **فیزیک** دانشکده فیزیک و مهندسی هسته‌ای دانشگاه صنعتی شاهرود نویسنده پایان‌نامه بررسی پراکندگی جوی رادیونوکلئیدها از یک نیروگاه هسته‌ای در اثر یک سناریوی حادثه فرضی تحت راهنمایی **جناب آقای دکتر محمدرضا شجاعی** و **جناب آقای دکتر احسان ابراهیمی بسابی** متعهد می‌شوم.

- تحقیقات در این پایان‌نامه توسط اینجانب انجام شده است و از صحت و اصالت برخوردار است .
- در استفاده از نتایج پژوهشهای محققان دیگر به مرجع مورد استفاده استناد شده است .
- مطالب مندرج در پایان‌نامه تاکنون توسط خود یا فرد دیگری برای دریافت هیچ نوع مدرک یا امتیازی در هیچ جا ارائه نشده است .
- کلیه حقوق معنوی این اثر متعلق به دانشگاه صنعتی شاهرود می‌باشد و مقالات مستخرج با نام « دانشگاه صنعتی شاهرود » و یا « Shahrood University of Technology » به چاپ خواهد رسید .
- حقوق معنوی تمام افرادی که در به دست آمدن نتایج اصلی پایان‌نامه تأثیرگذار بوده اند در مقالات مستخرج از پایان‌نامه رعایت می‌گردد.
- در کلیه مراحل انجام این پایان‌نامه ، در مواردی که از موجود زنده (یا بافتهای آنها) استفاده شده است ضوابط و اصول اخلاقی رعایت شده است .
- در کلیه مراحل انجام این پایان‌نامه، در مواردی که به حوزه اطلاعات شخصی افراد دسترسی یافته یا استفاده شده است اصل رازداری ، ضوابط و اصول اخلاق انسانی رعایت شده است .

تاریخ

امضای دانشجو

مالکیت نتایج و حق نشر

کلیه حقوق معنوی این اثر و محصولات آن (مقالات مستخرج ، کتاب ، برنامه های رایانه ای ، نرم افزار ها و تجهیزات ساخته شده است) متعلق به دانشگاه صنعتی شاهرود می‌باشد . این مطلب باید به نحو مقتضی در تولیدات علمی مربوطه ذکر شود .

استفاده از اطلاعات و نتایج موجود در پایان‌نامه بدون ذکر مرجع مجاز نمی‌باشد.

چکیده:

هدف اصلی این پایان‌نامه بررسی اثر پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزا ناشی از عملکرد عادی و وقوع حادثه در نیروگاه ارنمنستان بر روی مردم و محیط‌زیست کشور ایران است. بخش اصلی محاسبات شامل محاسبه‌ی غلظت آلاینده‌های پرتوزا در این دو حالت و در نهایت محاسبات دز است. همچنین برای بررسی شرایط جوی منطقه‌ی مورد بررسی، از مسیریابی استفاده شد.

در این پایان‌نامه، ابتدا غلظت آلاینده‌ها در حالت عادی عملکرد نیروگاه هسته‌ای ارنمنستان در سطح زمین و ارتفاع ۱/۵ متری طی سال ۲۰۰۸ بررسی و محاسبات دز سالانه خارجی انجام شد. محاسبات دز سالانه برای یک فرد نماینده نشان می‌دهد، که مقدار دز خارجی سالانه‌ی دریافتی بسیار کم‌تر از حد مجاز ۱ mSv توصیه شده در پروتکل ICRP 103 است.

برای بررسی پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزای خروجی طی حادثه در نیروگاه هسته‌ای ارنمنستان دو مرحله شبیه‌سازی صورت گرفت. ابتدا با استفاده از کد HYSPLIT مسیر آلاینده‌ها طی یک دوره‌ی ۱۰ ساله مورد ارزیابی قرار گرفت، بر این اساس ۹ حادثه‌ی فرضی انتخاب و غلظت آلاینده‌های ^{131}I و ^{137}Cs برای این ۹ مورد محاسبه گردید. پس از انتخاب روزهای ۷ و ۸ سپتامبر ۲۰۱۱ به عنوان حادثه‌ی فرضی، غلظت ۵ نوع هسته‌ی پرتوزا محاسبه گردید و محاسبات دز خارجی سالانه انجام شد. در صورت بروز این حادثه، مناطق شمال‌غربی کشور ایران پرتوگیری بیش‌تری نسبت به مناطق دیگر کشور دارند. شهر پارس آباد یکی از مناطق ایران است که در آن نسبت به سایر نقاط شمال غرب کشور فرد نماینده دز سالانه‌ی خارجی بیش‌تری دریافت می‌کند. مقدار دز سالانه‌ی خارجی دریافتی در حالت حادثه کم‌تر از حد مجاز ۱ mSv توصیه شده در پروتکل ICRP 103 است.

کلمات کلیدی:

پراکندگی جوی، نیروگاه ارنمنستان، دز خارجی، HYSPLIT.

فهرست مقالات مستخرج از پایان نامه

۱. بررسی اثرات پخش و دز حاصل از تشعشعات پرتوزای ^{137}Cs و ^{131}I ناشی از حادثه‌ی فرضی در نیروگاه هسته‌ای متسامور ارمنستان، بیست و چهارمین کنفرانس هسته‌ای ایران، ۲ و ۳ اسفند ۱۳۹۶، دانشگاه اصفهان
۲. بررسی پراکندگی جوی مواد از حادثه‌ی فرضی در نیروگاه هسته‌ای ارمنستان طراحی شده براساس حادثه‌ی فوکوشیما با استفاده از مدل HYSPLIT، پنجمین کنفرانس بین‌المللی مهندسی قابلیت اطمینان و ایمنی، ۱۹ و ۲۰ اردیبهشت ۱۳۹۷، دانشگاه شیراز

فهرست مطالب

۱	فصل اول
۲	۱-۱ مقدمه
۳	۲-۱ مقیاس INES
۴	۱-۲-۱ مردم و محیط زیست
۵	۳-۱ حوادث هسته‌ای
۶	۱-۳-۱ تری مایل آیلند، ایالات متحده‌ی آمریکا، ۱۹۷۹
۷	۲-۳-۱ چرنوبیل، اتحاد جماهیر شوروی سابق، ۱۹۸۶
۱۱	۳-۳-۱ فوکوشیما، ژاپن، ۲۰۱۱
۱۵	۴-۱ آثار زیست شناختی پرتوگیری
۱۵	۱-۴-۱ دز تابش
۱۵	۲-۴-۱ دز معادل زیست شناختی
۱۶	۳-۴-۱ دز معادل مؤثر
۱۷	فصل دوم
۱۸	۱-۲ مقدمه
۲۰	۲-۲ مدل‌های پراکندگی جوی
۲۰	۱-۲-۲ مدل ستون گوسی
۲۲	۲-۲-۲ مدل لاگرانژی

۲۴ مدل ۳-۲-۲ اولیری
۲۵ مدل دینامیکی سیالات محاسباتی CFD ۴-۲-۲
۲۶ معرفی کدهای محاسباتی پراکندگی جوی ۳-۲
۳۱ فصل سوم
۳۲ ۱-۳ مروری بر پژوهش‌های گذشته
۳۴ ۲-۳ تعریف مسئله
۳۵ ۳-۳ نیروگاه ارنستان
۴۳ ۴-۳ کد HYSPLIT
۴۴ ۱-۴-۳ پیشینه‌ی تاریخی کد HYSPLIT
۴۷ ۲-۴-۳ محاسبه‌ی غلظت در کد HYSPLIT
۵۱ ۳-۴-۳ مسیریابی در کد HYSPLIT
۵۲ ۵-۳ روند انجام محاسبات
۵۳ ۶-۳ پراکندگی ناشی از عملکرد عادی
۵۴ ۷-۳ غلظت آلاینده‌ها در حالت عملکرد عادی
۵۵ ۸-۳ بررسی گلباد منطقه
۵۶ ۹-۳ پراکندگی ناشی از حادثه‌ی فرضی
۵۷ ۱-۹-۳ فاز اول شبیه‌سازی حادثه
۶۰ ۲-۹-۳ فاز دوم شبیه‌سازی حادثه
۶۲ ۱۰-۳ محاسبات دز

۶۳ ۱۱-۳ محاسبات دز ناشی از غوطه‌وری
۶۳ ۱۲-۳ محاسبات دز ناشی از نهشت
۶۷ فصل چهارم
۶۸ ۱-۴ نتایج پراکندگی ناشی از عملکرد عادی
۷۱ ۲-۴ نتایج پراکندگی ناشی از حادثه‌ی فرضی
۷۱ ۱-۲-۴ نتایج فاز اول شبیه‌سازی حادثه
۷۶ ۲-۲-۴ نتایج فاز دوم شبیه‌سازی حادثه
۷۹ ۴-۴ نتایج محاسبات دز
۸۲ ۵-۴ خطا و عدم قطعیت در مدل‌سازی
۸۴ ۶-۴ نتیجه‌گیری و پیشنهادات
۸۶ مراجع

فهرست شکل‌ها

- شکل ۱-۱: مقیاس بین‌المللی حادثه‌ی هسته‌ای ۴
- شکل ۲-۱: تعداد راکتورهای هسته‌ای ۵
- شکل ۳-۱: نمای ساختمان نیروگاه چرنوبیل ۸
- شکل ۴-۱: شماتیک راکتور شماره‌ی ۴ ۹
- شکل ۵-۱: تشکیل دود توسط شرایط هواشناسی برای انتشار ۱۰
- شکل ۶-۱: عکس هوایی از نیروگاه فوکوشیما ۱۳
- شکل ۷-۱: چرخه‌ی مواد پرتوزا به محیط‌زیست طی حادثه‌ی فوکوشیما ۱۴
- شکل ۸-۱: پراکندگی جوی و اقیانوسی ناشی از حادثه‌ی فوکوشیما ۱۴
- شکل ۱-۲: عوامل مؤثر در مدل‌سازی پراکندگی جوی ۱۹
- شکل ۲-۲: مدل گوسی ۲۱
- شکل ۳-۲: نمایش شماتیک از مدل‌های ستون گوسی و پف ۲۳
- شکل ۴-۲: شبیه‌سازی پراکندگی با استفاده از رویکرد اویلری ۲۵
- شکل ۱-۳: موقعیت مکانی نیروگاه ارمنستان ۳۵
- شکل ۲-۳: نمونه‌ای از نقص فنی در نیروگاه ارمنستان ۳۷
- شکل ۳-۳: نمونه‌ای از پایش در اطراف نیروگاه ارمنستان ۳۸
- شکل ۴-۳: فعالیت خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان ۴۱
- شکل ۵-۳: پیشینه‌ی تاریخی HYSPLIT ۴۴
- شکل ۶-۳: پنجره‌ی ورودی گرافیکی کد ۴۸

- شکل ۳-۷: ورودی آلودگی، نهشت و شبکه ۴۸
- شکل ۳-۸: نمودار روند محاسبات ۵۲
- شکل ۳-۹: گلباد سالانه‌ی شهر متسامور ۵۶
- شکل ۳-۱۰: ساختمان آسیب دیده‌ی واحد ۱ نیروگاه فوکوشیما ۵۷
- شکل ۳-۱۱: نمونه‌ای از یک فایل ورودی متنی مسیریابی ۵۹
- شکل ۴-۱: مسیر آلاینده‌ها طی عملکرد عادی ۶۸
- شکل ۴-۲: پراکندگی جوی ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ۶۹
- شکل ۴-۳: نهشت آلاینده‌ها ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ۷۰
- شکل ۴-۴: مقایسه‌ی مسیر آلاینده‌ها بر اساس ارتفاع رهاسازی ۷۱
- شکل ۴-۵: جهت گیری و طول خطوط مسیر طی حوادث فرضی ۷۲
- شکل ۴-۶: مسیر طی فصل‌های سال (۲۰۰۶-۲۰۱۵) ۷۳
- شکل ۴-۷: مسیرهای عبوری از ایران ۷۳
- شکل ۴-۸: زمان شروع حوادث در بازه‌ی ۱۰ ساله ۷۴
- شکل ۴-۹: گسترش افقی مسیرهای عبوری از ایران ۷۵
- شکل ۴-۱۰: گسترش عمودی مسیرهای عبوری از ایران ۷۵
- شکل ۴-۱۱: غلظت آلاینده‌ها در ارتفاع ۱/۵ متری از سطح زمین ۷۷
- شکل ۴-۱۲: غلظت آلاینده‌ها در سطح زمین ۷۸
- شکل ۴-۱۳: کانتور دز سالانه‌ی خارجی در عملکرد عادی ۸۰
- شکل ۴-۱۴: کانتور دز سالانه‌ی خارجی در حالت حادثه ۸۱

شکل ۴-۱۵: بزرگ‌نمایی کانتور دز سالانه‌ی خارجی در حالت حادثه ۸۱

فهرست جدول‌ها

- جدول ۱-۱: معرفی واحدهای نیروگاه فوکوشیما ۱۲
- جدول ۱-۲: ضریب کیفیت تابش‌ها و ذرات مختلف ۱۵
- جدول ۱-۲: مدل‌های پیشنهادی پراکندگی جوی ۲۹
- جدول ۲-۲: کدهای پرکاربرد پراکندگی جوی مواد پرتوزا ۲۹
- جدول ۱-۳: خروجی واحد دوم نیروگاه پس از ترمیم و راه‌اندازی مجدد ۳۶
- جدول ۲-۳: مواد پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان ۴۰
- جدول ۳-۳: مقادیر خروجی دودکش نیروگاه ارمنستان طی ۹ ماه ۴۱
- جدول ۴-۳: غلظت مواد پرتوزا در فاصله‌ی ۰/۵ کیلومتری از نیروگاه ارمنستان ۴۲
- جدول ۵-۳: تاریخچه‌ی توسعه‌ی HYSPLIT ۴۵
- جدول ۶-۳: موارد استفاده از کد HYSPLIT ۴۶
- جدول ۷-۳: ورودی متنی مدل ۴۹
- جدول ۸-۳: سرعت نهشت خشک ۵۰
- جدول ۹-۳: فهرست زمان شروع ۹ حادثه‌ی فرضی ۵۹
- جدول ۱۰-۳: نرخ انتشار هسته‌های پرتوزا ۶۰
- جدول ۱۱-۳: ضرایب تبدیل دز ۶۲

فصل اول

معاہم و تاریخچہ

۱-۱ مقدمه

از ایجاد نخستین راکتورهای هسته‌ای تا توسعه سیستم‌های پیشرفته‌تر سلاح‌های هسته‌ای، دانشمندان و سیاست‌گزاران به طور مداوم حفاظت، روش‌های امنیتی و راهکارهایی را برای کاهش خطر وقوع حوادث و حملات هسته‌ای و رادیولوژیکی در سراسر جهان توسعه داده‌اند. در حالی که سیاست‌های امنیتی و عدم گسترش سلاح‌های هسته‌ای طی نسل گذشته برای اطمینان از کاهش احتمال چنین حوادثی توسعه یافته‌اند، مسئولین باید توجه داشته باشند که این‌گونه حوادث به صورت غیرمترقبه رخ خواهند داد. مهم است که اطمینان حاصل شود که قوانین بین‌المللی برای کاهش عواقب چنین حوادثی ایجاد شده است. ادبیات آکادمیک موجود در ارزیابی بلایای هسته‌ای و رادیولوژیکی نشان داده است که پیامدهای چنین بلایایی طبیعتاً بین‌المللی است، اما هماهنگی بین‌المللی برای مقابله با این عواقب در ظرفیت نسبتاً محدود وجود دارد.

یک حادثه فارغ از منشأ آن، می‌تواند به عنوان یک رویداد غیر قابل پیش‌بینی که ممکن است منجر به صدمه یا جراحت شود تعریف شود. در زمینه‌ی حوادث پرتوزا این تعریف بیش از حد کلی به نظر می‌رسد. با توجه به تعداد کم حوادث پرتوزایی که تاکنون رخ داده است و همچنین نرخ تکثیر کم این گونه حوادث، می‌توان هر حادثه‌ی پرتوزا را یک رویداد منحصر به فرد در نظر گرفت لذا هرگونه تلاش برای تنظیم قوانین عمومی برای این رخدادها، به ویژه هنگامی که هدف اصلی جلوگیری از وقوع حادثه یا مدیریت حوادث بالقوه است، چالش بزرگی است.

در این فصل ضمن معرفی مقیاس INES¹ به بررسی سه حادثه‌ی بزرگ هسته‌ای پرداخته خواهد شد و در ادامه مفاهیمی در رابطه با آثار زیست‌شناختی پرتوگیری بیان خواهد شد.

¹ International Nuclear Event Scale

۱-۲ مقیاس INES

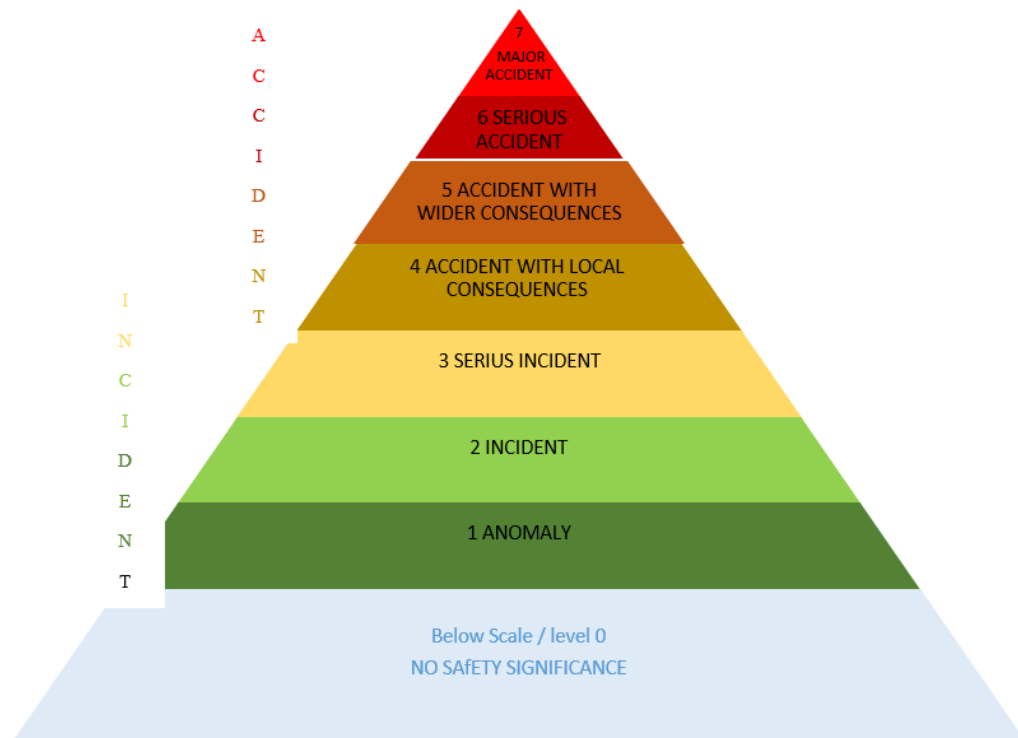
امروزه مقیاس INES برای ارزیابی شدت حوادث احتمالی و بنابراین برای تعریف ریسک حوادث هسته‌ای مورد استفاده قرار می‌گیرد. این مقیاس به طور گسترده‌ای برای حوادث واقعی پذیرفته شده است [۱ و ۲]. INES برای اولین بار در سال ۱۹۹۰ توسط یک گروه بین‌المللی از کارشناسان IAEA^۱ و آژانس انرژی هسته‌ای همکاری و توسعه‌ی اقتصادی OECD/NEA^۲ معرفی شده است. آژانس بین‌المللی انرژی اتمی IAEA با استفاده از مقیاس بین‌المللی حادثه‌ی هسته‌ای INES به دسته‌بندی حوادث هسته‌ای پرداخته است. INES یک مقیاس برای بیان منسجم گزارش‌های ایمنی هسته‌ای و حوادث رادیولوژیکی به استثنای پدیده‌های طبیعی است. این مقیاس را می‌توان در مورد تمام رویدادهای مرتبط با تأسیسات هسته‌ای، حمل و نقل، ذخیره‌سازی و استفاده از مواد پرتوزا و منابع تابش به کار برد. هدف اصلی استفاده از این مقیاس تسهیل ارتباطات و تفهیم هرچه بهتر گزارشات در اذهان عمومی و مسئولین زیربط در رابطه با حوادث هسته‌ای است به طوری که از وقوع حادثه تا عواقب بالقوه‌ی حادثه قابل بیان باشند [۲].

INES برای تسهیل درک اهمیت هسته‌ای و حوادث هسته‌ای از یک مقیاس عددی بهره می‌برد. رویدادها در هفت سطح طبقه‌بندی می‌شوند، مطابق شکل ۱-۱ سطوح ۱ تا ۳ موسوم به Incidents و سطوح ۴ تا ۷ موسوم به Accidents می‌باشند. این سطوح شامل اثرات بر سه حوزه‌ی، مردم و محیط-زیست، موانع و کنترل رادیولوژیکی و دفاع در عمق است. مقیاس طوری طراحی شده است که به ازای هر افزایش سطح در INES شدت رویداد ۱۰ برابر بزرگ‌تر می‌شود، یعنی مقیاس لگاریتمی است. رویدادهایی که از لحاظ ایمنی بی‌اهمیت هستند در پایین مقیاس، در سطح صفر طبقه‌بندی می‌شوند. رویدادهایی که در رابطه با ایمنی تابش یا ایمنی هسته‌ای نیستند در مقیاس لحاظ نمی‌شوند. برای بیان

¹ International Atomic Energy Agency

² Nuclear Energy Agency of the Organization for Economic Co-operation and Development

رویدادها برای عموم مردم، یک عبارت متمایز به هر سطح INES نسبت داده شده است، که در شکل ۱-۱ نشان داده شده‌اند.



شکل ۱-۱: مقیاس بین‌المللی حادثه‌ی هسته‌ای

۱-۲-۱ مردم و محیط زیست

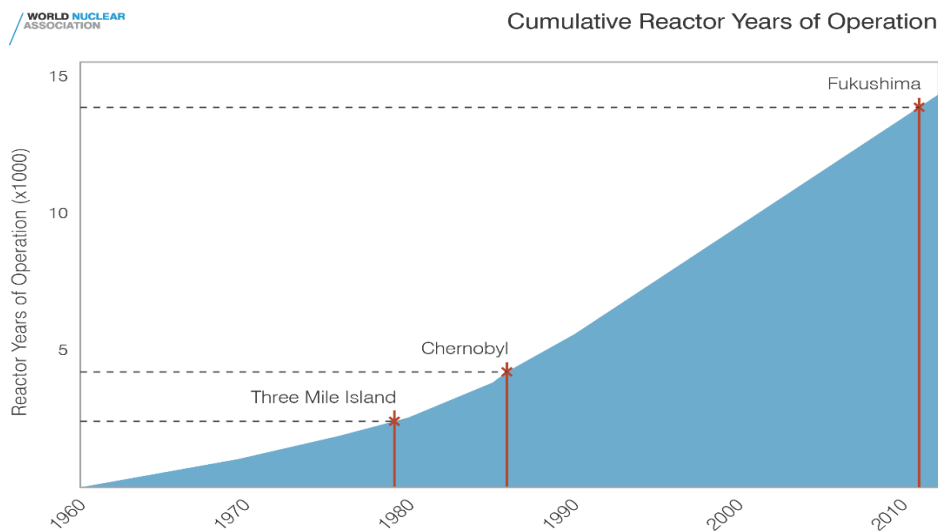
ساده‌ترین روش برای ارزیابی عواقب واقعی در خصوص افراد این است که سطوح را بر اساس میزان دز دریافت شده بنا کنیم. با این حال، این روش ممکن است معیار مناسبی برای رسیدگی به طیف وسیعی از پیامدها در حوادث نباشد. برای مثال ممکن است دز دریافتی عموم مردم در مقایسه با دز دریافتی کارکنان یک تأسیسات کمتر باشد با این وجود عواقب ناشی از دریافت دز عمومی به مراتب خطرناک‌تر است. بنابراین برای سطوح حادثه (4-7) INES معیارها بر اساس مقدار مواد آزاد شده پرتوزا به جای دز دریافت شده، تعریف شده است. واضح است که در این معیارها فقط در مورد شیوه‌هایی که پتانسیل پخش میزان قابل توجهی از مواد پرتوزا را دارند، از مفهوم تعادل رادیولوژیکی^۱ برای میزان مجاز انتشار

^۱ Radiological equivalence

مواد استفاده می‌شود. برای این منظور انتشار I^{131} به عنوان مرجع انتخاب شده است و فاکتورهای تبدیل برای تعریف سطح معادل هسته‌های پرتوزای دیگر تعریف می‌شود که می‌تواند به همان میزان دز مؤثر منجر شود [۲].

۳-۱ حوادث هسته‌ای

با وجود تمام پیش‌فرض‌هایی که در طراحی و ساخت یک راکتور و نیروگاه اعمال می‌شود؛ حوادث جدی راکتورهای هسته‌ای، که ممکن است به آزاد شدن مقدار قابل توجهی از مواد پرتوزا منجر شوند، می‌توانند در پی رویدادهای داخلی مانند نقص فنی یا خطاهای انسانی و یا رویدادهای خارجی مانند زلزله یا برخورد هواپیمای در حال سقوط ایجاد شوند [۳]. در ادامه شرح مختصری از سه حادثه‌ی مهم هسته‌ای بیان می‌کنیم. در شکل ۱-۲ تعداد راکتورهای هسته‌ای در دهه‌های مختلف نشان داده شده است و سه حادثه‌ی تری مایل آیلند، چرنوبیل و فوکوشیما در آن مشخص شده‌اند.



شکل ۱-۲: تعداد راکتورهای هسته‌ای [۴]

سطوح INES از سطح صفر برای یک رویداد بدون اهمیت ایمنی تا سطح ۷ برای یک حادثه بزرگ مانند چرنوبیل تعریف شده است. تری مایل آیلند، به عنوان یک حادثه با خطر خارج از سایت هر چند

هیچ آسیبی برای کسی در پی نداشت در رده‌ی ۵ این مقیاس قرار می‌گیرد و حادثه فوکوشیما نیز در رده ۷ قرار دارد. تعدادی حوادث دیگر با رده‌های پایین‌تر از این مقیاس نیز رخ داده است. حوادث هسته‌ای بزرگ معمولاً با تبعات زیست‌محیطی وسیع همراه هستند و این اثرات باید در ارزیابی حادثه مورد توجه قرار گیرد [۵]. در ادامه این حوادث به طور دقیق‌تر مورد بررسی قرار می‌گیرند.

۱-۳-۱ تری مایل آیلند، ایالات متحده‌ی آمریکا، ۱۹۷۹

در مارس ۱۹۷۹، در نیروگاه هسته‌ای تری مایل آیلند واقع در ۱۶ کیلومتری شهر هاریس برگ در پنسیلوانیا حادثه‌ای رخ داد. این نیروگاه دارای دو راکتور آبی تحت فشار بود. یک رشته رویداد با بسته شدن دریچه‌ی تغذیه‌ی آب دیگ بخار اصلی آغاز شد که منجر به وقوع حادثه شد. یک رشته از رویدادها منجر به ذوب هسته و همچنین رهاسازی پاره‌های شکافت از طریق یک شیر درون سیستم گردش آب اولیه شد. اکثر پاره‌های شکافت در آب نگه داشته شد، با این حال $10^{15} \times 370$ Bq از گازهای نجیب که عمدتاً شامل ^{133}Xe می‌شد و $10^8 \times 550$ Bq از هسته پرتوزای ^{131}I به اتمسفر آزاد شد. با وجود این که مقادیر پرتوزایی زیادی از هسته‌ی راکتور آسیب دیده منتشر شد، دز دریافتی عموم مردم قابل چشم‌پوشی بود. حادثه‌ی تری مایل آیلند منجر به نگرانی‌هایی در مورد احتمال بروز اثرات بهداشتی ناشی از پرتوزایی مانند سرطان در مناطق اطراف نیروگاه شد. لذا وزارت بهداشت پنسیلوانیا به مدت ۱۸ سال به بررسی ۳۰۰۰۰ نفر از ساکنین منطقه تا شعاع ۸ کیلومتری نیروگاه پرداخت. این بررسی در اواسط ۱۹۹۷ متوقف شد و هیچ‌گونه نتیجه‌ای از روند غیر طبیعی سلامت در منطقه گزارش نشد. برای روشن شدن سطح امنیت از نظر فیزیک بهداشت برای ساکنین منطقه می‌توان بیان کرد که بیشینه‌ی دز دریافتی سالیانه برای یک فرد از ساکنان ۱۶ کیلومتری نیروگاه تقریباً برابر با دز دریافتی سالیانه از تصویربرداری اشعه‌ی ایکس قفسه‌ی سینه در ایالات متحده‌ی آمریکا بود [۴ و ۶ و ۷].

۱-۳-۲ چرنوبیل، اتحاد جماهیر شوروی سابق، ۱۹۸۶

در ۲۶ آوریل ۱۹۸۶، جدی‌ترین حادثه در تاریخ صنعت هسته‌ای در واحد ۴ نیروگاه هسته‌ای چرنوبیل در جمهوری اوکراین واقع در اتحادیه جماهیر شوروی سابق، در نزدیکی مرزهای کنونی بلاروس، فدراسیون روسیه و اوکراین رخ داد. موقعیت و شماتیک واحد ۴ نیروگاه هسته‌ای چرنوبیل در شکل‌های ۳-۱ و ۴-۱ مشخص شده است. این راکتور تخریب شد و طی ۱۰ روز بعد، مقدار زیادی مواد پرتوزا به محیط‌زیست منتشر شد [۸ و ۹]. راکتور شماره‌ی ۴ از نوع RBMK^۱ با کندکننده‌ی گرافیت و خنک‌کننده‌ی آب بود. این راکتور دارای ویژگی‌هایی است که در سیستم‌های راکتوری دیگر یافت نمی‌شود، لذا نگرانی‌هایی در زمینه‌ی ایمنی راکتور ایجاد شده بود. علاوه بر این، در طراحی راکتور آزادی عملی بیش از آنچه که متداول است به متصدیان فنی داده شده بود. مجموعه‌ای از این عوامل باعث حادثه گردید.

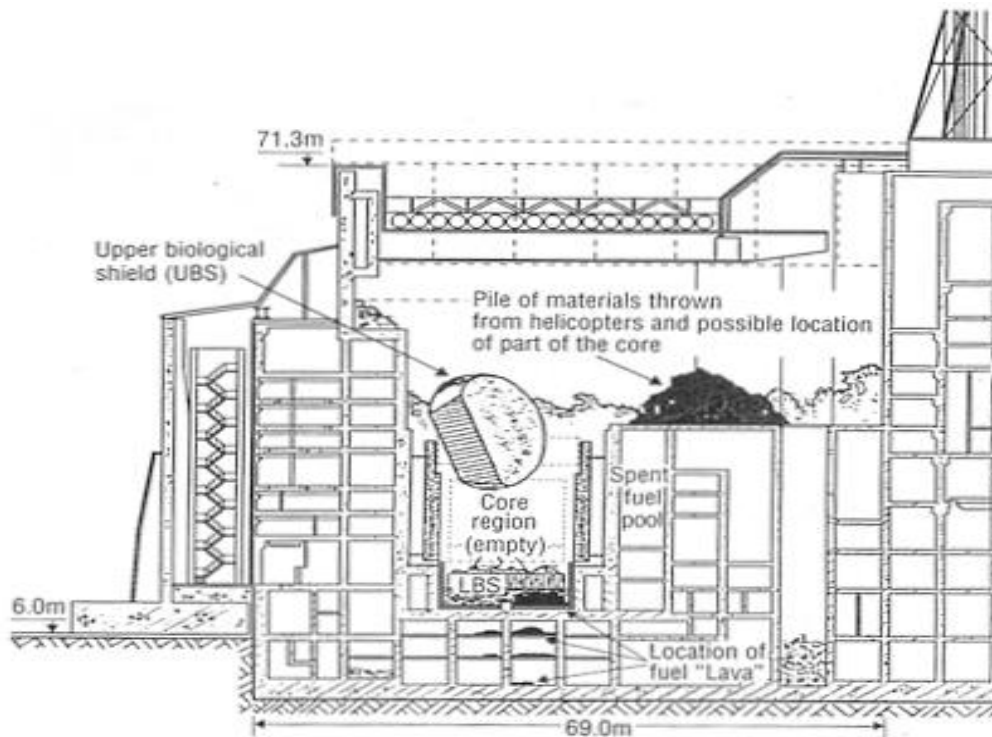
حادثه در خلال انجام یک آزمون برای اطمینان از کفایت سیستم‌های خنک‌کننده‌ی اضطراری رخ داد. این آزمون باید در خلال یک خاموش‌سازی متعارف انجام می‌شد، سپس عملکرد سیستم کنترل الکتریکی خاموشی اضطراری آزمایش می‌شد [۳]. بسیاری از نیروگاه‌های هسته‌ای تجاری دارای یک منبع برق پشتیبان هستند. این منبع تغذیه در صورت بروز مشکل در دسترسی به سیستم برق معمول مورد استفاده قرار می‌گیرد. راکتورهای غربی به طور معمول دارای دو ژنراتور دیزل برای تأمین برق اضطراری هستند و ۱۰ ثانیه برای فعال‌سازی آن‌ها لازم است. ژنراتورهای دیزل چرنوبیل کم‌تر کارآمد بودند، به طوری که در طول حادثه فعال‌سازی آن‌ها ۶۰ ثانیه به طول انجامید [۱۰]. وضعیت ناپایدار راکتور قبل از حادثه به علت کمبودهایی در مهندسی عمومی و اقدامات نادرست اپراتورها بوده است. در طول حادثه سیستم‌های ایمنی از کار افتادند و راکتور تحت شرایط نامناسب و ناپایدار عملکرد قرار گرفت، این وضعیت موجب افزایش قدرت غیر قابل کنترل شد. این افزایش قدرت، سوخت هسته‌ای را

^۱ Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalny (Light Water Graphite Reactor)

بیش از حد گرم کرد و منجر به یک سری از انفجارهای بخار شد که به شدت به ساختمان راکتور آسیب رساند و به طور کامل راکتور واحد ۴ را از بین برد. انفجارها آتش‌سوزی‌های متعددی را در ساختمان راکتور آغاز کردند که بعد از چند ساعت توسط آتش‌نشانان خاموش شدند. تقریباً ۲۰ ساعت پس از انفجارها، آتش‌سوزی‌های بزرگی ناشی از مواد درون راکتور و گازهای قابل احتراق ایجاد شد. این آتش-سوزی بزرگ ۱۰ روز ادامه داشت. هلیکوپترها بارها ترکیبات جاذب نوترونی و مواد کنترل حریق را به دهانه‌ای که از طریق تخریب راکتور تشکیل شده بود، ریختند و سپس ساختار راکتور با استفاده از خطوط لوله‌ی واحدهای دیگر با نیتروژن مایع خنک شد. مواد پرتوزا از راکتور آسیب دیده عمدتاً طی یک دوره‌ی ۱۰ روزه آزاد شدند. نرخ انتشار اولیه‌ی بالا در روز اول ناشی از انفجارها در راکتور بود. انتشار هوای گرم و بخار ناشی از گرافیت سوخته‌ی قلب راکتور ۵ روز ادامه داشت. در چند روز پس از شروع حادثه میزان انتشار تا روز دهم افزایش پیدا کرد، زمانی که انتشارها به طور ناگهانی کاهش یافت و به این ترتیب دوره‌ی انتشار شدید پایان یافت. بالاترین غلظت مواد پرتوزا که طی حادثه منتشر شد در مناطق اطراف راکتور که شامل بخش اروپایی اتحاد جماهیر شوروی سابق بود، گزارش شده است [۱۰ و ۱۱].



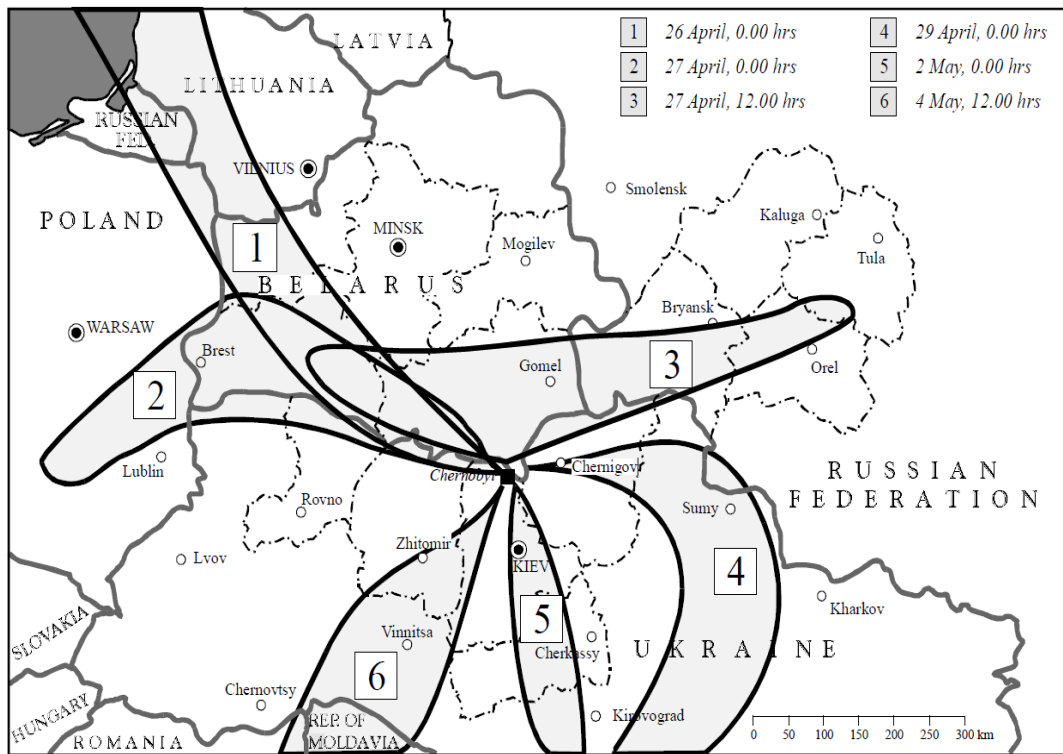
شکل ۱-۳: نمای ساختمان نیروگاه چرنوبیل



شکل ۱-۴: شماتیک راکتور شماره ۴ [۴]

بخشی از پیامدهای حادثه شامل مرگ ۳۱ نفر و تخلیه‌ی ۱۳۵۰۰۰ نفر از ساکنین نواحی اطراف نیروگاه چرنوبیل تا شعاع ۳۰ کیلومتری بود. مشکل است حادثه‌ای بدتر از چرنوبیل متصور شد [۳]. حدود پنج میلیون نفر در بلاروس، روسیه و اوکراین در معرض آلودگی پرتوی ناشی از این حادثه قرار گرفتند [۱۲]. طی روزهای اول حادثه، بالاترین میزان تابش اشعه توسط کارگران اورژانسی و پرسنل در محل دریافت شد و تعدادی از کارگران دز کشنده دریافت کردند. طی سال‌ها بیش از ۶۰۰۰۰۰ نفر به عنوان کارگران اورژانسی و بازسازی با عنوان (liquidators) ثبت شد [۱۳]. پس از حادثه‌ی چرنوبیل 2×10^{18} Bq از مواد پرتوزا در سطح اروپا پخش شد. به طور کلی هسته‌های فراری مانند ید و سزیم فواصل زیادی را پیمودند و در نمونه‌های هوا و خاک در اروپا یافت شدند. اندکی پس از وقوع حادثه در اتحاد جماهیر شوروی و حداقل ۱۱ کشور خارج از آن ذرات جامد پرتوزا روی سطح زمین کشف شد. ذرات فرودی برای تشخیص توسط شمارنده‌های گایگر به اندازه‌ی کافی پرتوزا بودند. جرم کل ذرات کوچک خروجی از راکتور در حدود ۶-۸ تن بود. ذرات پرتوزا که در حادثه چرنوبیل آزاد شده‌اند، عموماً

به عنوان ذرات داغ^۱ توصیف می‌شوند. در سال ۱۹۸۸ یک بررسی بین شهرهای چرنوبیل و کیف نشان داد توزیع ذرات پرتوزا با کاهش فاصله از محل راکتور کاهش می‌یابد. نزدیک به سایت چرنوبیل، در منطقه محدود ۳۰ کیلومتری، تا ۱۰۰۰۰۰ ذره در هر متر مربع مشاهده شده است [۱۴]. در شکل ۱-۵ انتشار جوی آلاینده‌های پرتوزا ناشی از این حادثه قابل مشاهده است، در این شکل زمان به وقت گرینویچ بیان شده است.



شکل ۱-۵: تشکیل دود توسط شرایط هواشناسی برای انتشار [۱۵]

۱ ذرات "داغ" مترادف با "بسیار پرتوزا" است

۱-۳-۳ فوکوشیما، ژاپن، ۲۰۱۱

در طول دهه‌ی ۱۹۶۰، انرژی هسته‌ای به عنوان تأمین‌کننده‌ی مهم برق در ژاپن ظاهر شد. با کمبود ذغال سنگ یا نفت بومی، ژاپن در طول تاریخ مجبور شده است تا نیازهای انرژی خود را از طریق واردات تأمین کند. انرژی هسته‌ای این وابستگی را به میزان قابل توجهی کاهش داد و به عنوان راهی برای کمک به ایجاد کشوری مستقل از لحاظ انرژی در نظر گرفته شد. پس از بررسی طرح‌های پیشنهادی، طراحی GE BWR^۱ برای نیروگاه مورد نظر در فوکوشیما انتخاب شد [۱۰]. در ۱۱ مارس ۲۰۱۱ ژاپن دچار شدیدترین زلزله‌ی ثبت شده تا آن زمان شد. بزرگی زلزله ۹ ریشتر بود و مرکز آن در ۱۷۷ کیلومتری شمال شرقی سایت فوکوشیما دای ایچی^۲ قرار داشت. این زلزله باعث تولید سونامی در سواحل شرقی ژاپن شد، به طوری که بلندی این امواج در برخی نقاط به ۳۹ متر رسید. امواج سونامی و زلزله تخریب قابل توجهی در بخش بزرگی از ژاپن ایجاد کرد [۱۶]. بسیاری از زیر ساخت‌های ژاپن و بسیاری از صنایع از جمله نیروگاه‌های هسته‌ای شرکت برق توکیو TEPCO^۳ در اثر زلزله و سونامی آسیب دید [۱۷].

سایت فوکوشیما دای ایچی دارای شش راکتور است. در زمان وقوع زلزله واحدهای عملیاتی در این تأسیسات با موفقیت به صورت خودکار خاموش شدند. قبل از زلزله واحدهای ۱، ۲ و ۳ در حال کار بودند و به محض وقوع زلزله به صورت ایمن خاموش شدند. سونامی و عواقب آن سبب تخریب‌های گسترده در ساختمان‌ها، درها، جاده‌ها، تانک‌ها و دیگر زیرساخت‌های سایت فوکوشیما دای ایچی شد. اگرچه مطابق با پیش‌بینی‌ها در هنگام وقوع زلزله برق به طور کامل قطع شده بود و با استفاده از سیستم‌های برق اضطراری خودکار میله‌های کنترل با موفقیت وارد سه راکتور تحت عملیات سایت شدند، جدی‌ترین عواقب حادثه مربوط به اثر امواج بزرگ سونامی بر عملکرد سیستم ایمنی بود. اولین

¹ General Electric's Boiling water reactor

² Fukushima Dai ichi

³ Tokyo Electrical Power Company

موج سونامی در حدود ۴۶ دقیقه پس از وقوع زلزله به سایت فوکوشیما دای ایچی رسید. تأسیسات دفاعی سایت فوکوشیما دای ایچی برای مقابله با امواج سونامی با حداکثر ارتفاع ۵/۷ متر طراحی شده بود. ارتفاع امواج در روز حادثه بیش از ۱۴ متر گزارش شده است، این امواج باعث صدمه به سیستم‌های برق اضطراری سایت شد. در پی سونامی اپراتورها با حجم گسترده‌ای از مشکلات ناشی از قطع برق کامل سایت و همچنین عدم وجود وسایل برقراری ارتباط در درون و بیرون سایت مواجه بودند. اپراتورها مجبور به کار در تاریکی بدون وجود ابزار و سیستم‌های کنترل برای ایمنی شش راکتور، شش استخر سوخت مرتبط با آن‌ها، یک مخزن سوخت مشترک بودند. هیچ وسیله‌ای به منظور کنترل و یا خنک کردن راکتورهایی که تا زمان وقوع زلزله در حال عملیات بودند وجود نداشت. علی‌رغم تلاش‌های کارکنان عملیاتی برای بازگرداندن کنترل و خنک کردن راکتورها و سوخت مصرفی، آسیب شدید سوخت و یک سری انفجار رخ داد. این انفجارها موجب تخریب بیشتر در سایت شد. علاوه بر این، آلودگی پرتوی به محیط‌زیست گسترش یافت [۱۸]. تمام واحدهای فوکوشیما دای ایچی در شکل ۱-۶ و مشخصات آن‌ها در جدول ۱-۱ قابل مشاهده هستند.

جدول ۱-۱: معرفی واحدهای نیروگاه فوکوشیما [۱۹]

واحد ۱	واحد ۲	واحد ۳	واحد ۴	واحد ۵	واحد ۶	
۴۶۰	۷۸۴	۷۸۴	۷۸۴	۷۸۴	۱۱۰۰	توان الکتریکی (مگاوات)
۱۹۷۱	۱۹۷۴	۱۹۷۶	۱۹۷۸	۱۹۷۸	۱۹۷۹	شروع بهره‌برداری
BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5	نوع راکتور



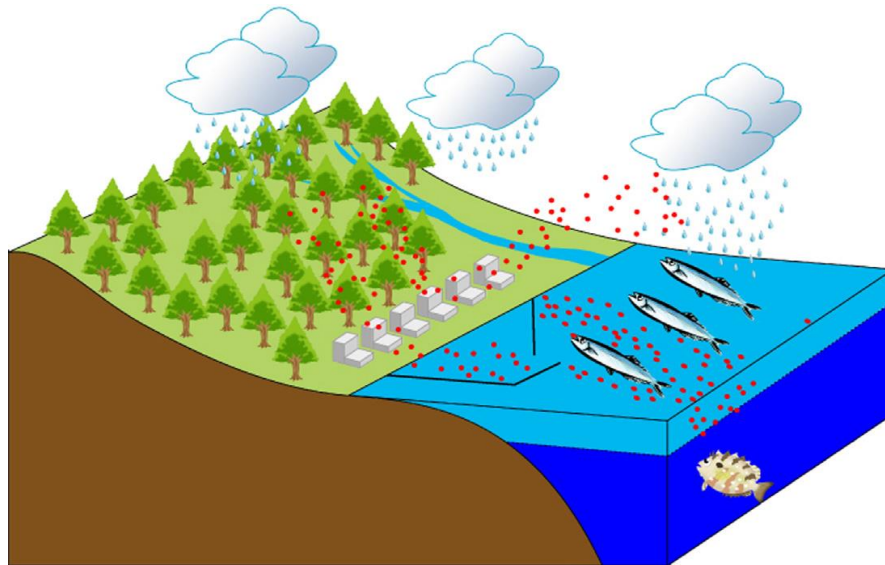
شکل ۱-۶: عکس هوایی از نیروگاه فوکوشیما

در خلال وقوع حادثه‌ی فوکوشیما نشت مواد پرتوزا به محیط و به دنبال آن پراکندگی جوی صورت گرفت. این امر باعث شد که نشت مواد پرتوزا به دو طریق خشک و مرطوب در سطح زمین و اقیانوس در مقیاس محلی و بین قاره‌ای رخ دهد. این میزان از پراکندگی بیش‌ترین مقدار پس از حادثه‌ی چرنوبیل است. با توجه به گزارشات وزارت علوم ژاپن MEXT^۱ سطح بالای از سزیم ۱۳۷ و ید ۱۳۱ در خارج از منطقه تخلیه ۳۰ کیلومتری مشاهده شده است. هر نمونه‌ی گرفته شده از خاک حاوی 550 kBq/m^2 است. در شکل ۱-۷ نمایی از چرخه‌ی انتشار و ورود مواد پرتوزا به محیط‌زیست طی حادثه‌ی فوکوشیما همراه با نحوه‌ی نشت خشک و مرطوب مواد پرتوزا و ۱-۸ پراکندگی جوی و اقیانوسی هسته‌های پرتوزا ناشی از حادثه‌ی فوکوشیما قابل مشاهده است.

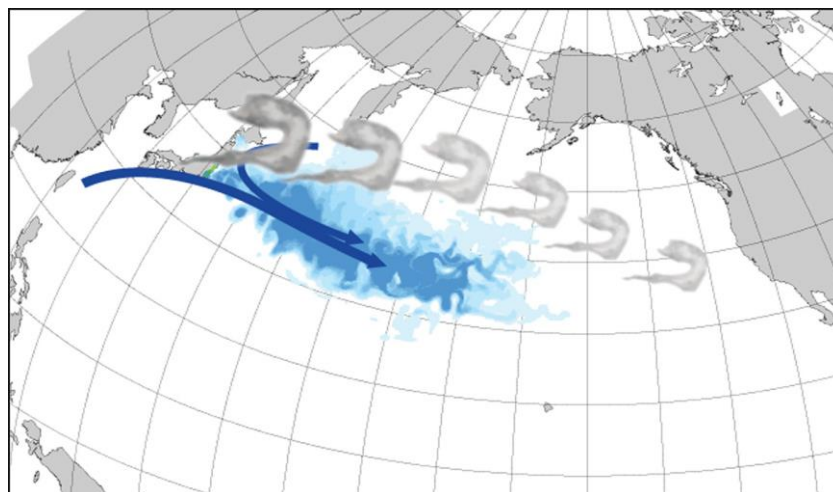
یکی از موارد مهم در برآورد دزهای دریافتی عموم مردم و درک فرآیندهای انتشار جوی، تعیین دقیق منبع نشت مواد است. پژوهش‌هایی در زمینه‌ی تخمین شرایط منبع طی حادثه‌ی فوکوشیما، که تلفیقی از نتایج حاصل از شبیه‌سازی و پایش در این رابطه هستند، منتشر شده است. نشت مواد پرتوزا به جو ناشی از حادثه‌ی فوکوشیما از روز ۱۲ مارس ۲۰۱۱ آغاز و تا روز ۱۳ آوریل ۲۰۱۱ ادامه یافت. به دلیل

^۱ the Japanese Science Ministry

انتشار از راکتورهای آسیب دیده و آسیب‌های متفاوت هر کدام از آنها، نشت مواد به صورت پیوسته صورت نمی‌گرفت و مدت زمان نشت برای هر روز از این بازه منحصر به فرد بود [۱۹ و ۲۰]. به طور مثال می‌توان به انفجار هیدروژنی واحد ۱ در روز ۱۲ مارس ۲۰۱۱ اشاره کرد که با توجه به تخریب ساختمان راکتور منجر به انتشار مواد در ارتفاع بین ۲۰ تا ۱۰۰ متر شد، که در فصل ۳ به آن پرداخته خواهد شد.



شکل ۱-۷: چرخه‌ی مواد پرتوزا به محیط‌زیست طی حادثه‌ی فوکوشیما [۱۹]



شکل ۱-۸: پراکندگی جوی و اقیانوسی ناشی از حادثه‌ی فوکوشیما [۱۹]

با توجه به ضرورت بررسی پرتوگیری عموم مردم، کارکنان نیروگاه و افراد اورژانس در حین عملکرد عادی و حادثه‌ی نیروگاه هسته‌ای، به طور خاص دز ناشی از پراکندگی جوی، در ادامه به بیان مفاهیم مربوط به محاسبات دز می‌پردازیم.

۴-۱ آثار زیست‌شناختی پرتوگیری

۱-۴-۱ دز تابش

دز هر تابش برابر مقدار انرژی منتقل شده توسط تابش هنگام عبور از یک محیط طی اندرکنش‌های یونیزان به آن منتقل می‌شود. واحد فعلی دز تابش که برای هر نوع تابشی قابل استفاده است، گری Gy نامیده می‌شود. گری، میزانی از انرژی هر تابش است که در واحد جرم هر ماده جذب شود و به صورت یک ژول انرژی جذب شده بر کیلوگرم تعریف می‌شود [۳].

۲-۴-۱ دز معادل زیست‌شناختی

انرژی جذب شده‌ی تابش تنها عاملی نیست که آسیب پرتو به بدن انسان را تعیین می‌کند. ذراتی با یونندگی زیاد همچون آلفا از نظر آسیب به بافت‌های بدن انسان نسبت به تابش‌های گاما و بتا مؤثرتر هستند. این عامل را با معرفی ضریب کیفیت QF برای هر نوع تابش لحاظ می‌کنند. در جدول ۲-۱ ضریب کیفیت چند نوع تابش بیان شده‌است. دز معادل زیست‌شناختی با ضرب ضریب کیفیت در دز جذب شده بر حسب گری محاسبه می‌شود و واحد آن سیورت Sv است.

جدول ۲-۱: ضریب کیفیت تابش‌ها و ذرات مختلف [۳]

تایبش	QF
تابش ایکس، بتا و گاما	۱
نوترون حرارتی	۳
پروتون‌های پس‌زده، نوترون‌های سریع، ذرات آلفا	۲۰
ذرات سنگین پس‌زده	۲۰

۱-۴-۳ دز معادل مؤثر

عامل وزنی عبارت است از نسبت خطر احتمالی حاصل از آسیب پرتو به یک بافت منفرد به خطر کل وقتی بدن به طور یکنواخت پرتو ببیند.

$$\text{دز معادل مؤثر} = \sum (\text{عامل وزنی آن بافت}) \times (\text{دز دریافت شده توسط یک بافت معین}) \quad (۲-۱)$$

دز معادل مؤثر نیز دارای محدودیت‌های دز معادل است [۳ و ۲۱].

تعریف دز معادل مؤثر کل: دز معادل مؤثر کل^۱ حاصل جمع دز معادل مؤثر ناشی از تابش‌های خارجی و دز ناشی از تابش‌های داخلی حاصل از استنشاق است [۲۲].

^۱ TEDE

فصل دوم

مدل سازی پراکندگی جوی

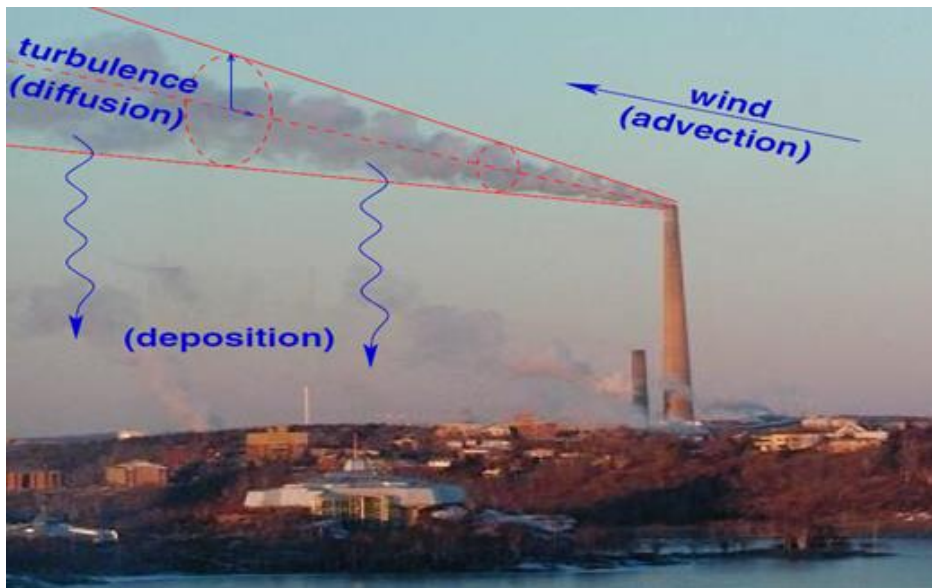
۲-۱ مقدمه

اولین و مهم‌ترین راه پخش مواد پرتوزا در حالت عادی و یا حادثه جو زمین است، لذا پیش‌بینی نحوه‌ی پراکنش جوی آلاینده‌های پرتوزا ضروری است. پراکندگی جوی شامل انتقال آلاینده‌ها در جو، تغییرات رادیولوژیکی و شیمیایی مربوط به آلاینده‌ها و فرآیندهای حذف آن‌ها از جو مانند نهشت خشک و مرطوب مواد است [۲۳]. پایش محیطی اطلاعات کمی از غلظت آلاینده‌های پرتوزا در هوا و سطح زمین در محل پایش ارائه می‌دهد، اما این روش تنها غلظت را در یک منطقه‌ی خاص مورد بررسی قرار می‌دهد. پایش محیطی به تنهایی قادر به ارائه اطلاعات روشن در رابطه با علل ایجاد آلودگی و نحوه‌ی پراکنش آلاینده‌ها در یک منطقه‌ی وسیع نیست. تقابل بین آلاینده‌ها و جریان‌های جوی فرآیندی پیچیده است، لذا برای بررسی پراکندگی جوی یک ابزار تحلیلی نیاز است. مدل‌سازی ذرات پرتوزا ابزاری عددی است که توصیف قطعی از نحوه‌ی پراکنش آلاینده‌های پرتوزا در جو، مکان‌یابی منبع پخش مواد و راهنمایی جهت اجرای اقدامات اورژانسی ارائه می‌دهد.

پراکندگی جوی مواد در مقیاس دوربرد به وسیله‌ی جریان‌های هوا صورت می‌گیرد. این امر سبب می‌شود محور ستون آلاینده با جهت باد متوسط هماهنگ شود. با این وجود پخش مواد به شدت تحت تأثیر تلاطم^۱ است. تلاطم^۱ یک ویژگی جو در نزدیکی سطح زمین شامل اثرات تصادفی هوا بر پخش مواد است که منجر به ایجاد مسیرهای متفاوت برای آلاینده‌هایی با شرایط رهاسازی یکسان می‌شود. این پدیده معمولاً به وسیله‌ی بررسی صدها مسیر تصادفی ناشی از بالن‌های هلیومی که در یک نقطه و یک زمان به هوا رها می‌شوند، قابل مشاهده است [۲۳].

^۱ Turbulence

در شکل ۱-۲ عوامل مؤثر در مدل‌سازی پراکندگی جوی قابل مشاهده هستند. این عوامل شامل مشخصات منبع، باد، تلاطم و نهشت آلاینده‌ها هستند.



شکل ۱-۲: عوامل مؤثر در مدل‌سازی پراکندگی جوی [۲۴]

با استفاده از مطالعات صورت گرفته از نهشت ذرات و اثرات باقی‌مانده‌ی حاصل از آزمایشات هسته‌ای، برنامه‌های مدل‌سازی پراکندگی جوی ذرات پرتوزا توسعه داده شده است. مدل‌های مدرن، قادر به استفاده از اطلاعات آب‌وهوایی در زمان واقعی هستند، اما در روش انتقال با هم تفاوت دارند. این کدها بر اساس مدل‌های ریاضی متنوعی طراحی شده‌اند. در ادامه به بررسی مهم‌ترین روش‌های ریاضی و کدهای محاسباتی طراحی شده بر اساس این روش‌ها برای مطالعه‌ی پراکندگی جوی پرداخته خواهد شد.

۲-۲ مدل‌های پراکندگی جوی

به منظور بررسی اثر صنعت هسته‌ای بر کیفیت هوا و در نتیجه سلامتی افراد لازم است که چگونگی انتشار آلودگی‌های ناشی از گاز و ذرات معلق منتشر شده از تأسیسات هسته‌ای به ویژه راکتورهای قدرت و تحقیقاتی در هر دو حالت عملکرد عادی و وقوع حادثه بررسی شود. ابزار لازم جهت چنین مطالعه‌ای شامل اندازه‌گیری‌های متعدد و همچنین استفاده از ابزاری تحلیلی، برای تعمیم این اندازه‌گیری‌ها به کل منطقه می‌باشد. لذا مدل‌سازی ریاضی برای پیش‌بینی نحوه انتشار آلاینده‌ها لازم و ضروری است. در این بخش پرکاربردترین مدل‌های ریاضی مورد استفاده در این زمینه معرفی خواهد شد.

۲-۲-۱ مدل ستون گوسی

اولین روش برای محاسبه غلظت ناشی از یک منبع آلاینده نقطه‌ای دائمی در حالت پایدار در پایین دست جریان باد، توسط ساتون^۱ ارائه شده است. این روش توسط پاسکول و گیفورد^۲ تکمیل شد و مدل حاصل به نام مدل پراکندگی ستون گوسی^۳ شناخته می‌شود. در این مدل توزیع غلظت در جهت عمود بر محور ستون دود در نظر گرفته شده است، محور ستون دود در جهت سرعت متوسط باد افقی u می‌باشد و میزان توسعه ستون دود توسط ضرایب پخش به صورت تابعی از مسافت یا زمان داده شده است. شکل استاندارد مدل ستون گوسی به صورت زیر است:

$$C(x, y, z; H_{eff}) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left(-0.5\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right) \left(\exp\left(-0.5\left(\frac{z-H_{eff}}{\sigma_z}\right)^2\right) + \exp\left(-0.5\left(\frac{z+H_{eff}}{\sigma_z}\right)^2\right) \right) \quad (1-2)$$

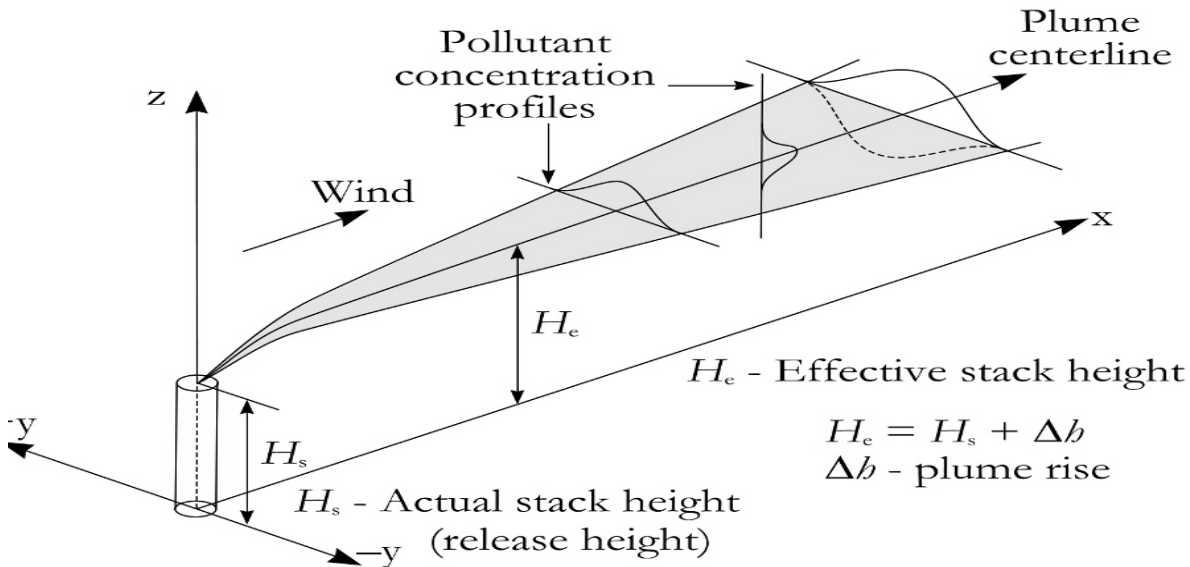
C غلظت آلاینده، Q نرخ انتشار، X ، Y و Z مختصات نقطه مورد نظر جهت محاسبه غلظت، H_{eff} ارتفاع مؤثر دودکش، σ_y و σ_z ضرایب پخش افقی و عمودی است. تصویر آینه‌ای منبع در این معادله لحاظ

¹ Sutton

² Pasquill & Gifford

³ Gaussian plume dispersion model

شده است که یکی از شرایط مرزی مسأله را به وجود می‌آورد [۲۵]. در شکل ۲-۲ شماتیک مدل گوسی قابل مشاهده است.



شکل ۲-۲: مدل گوسی [۲۶]

نرم‌افزارهای طراحی شده بر اساس مدل گوسی زمان پاسخ بسیار سریعی دارند، زیرا فقط یک فرمول واحد را محاسبه می‌کنند. این محاسبه تقریباً بلافاصله حتی با استفاده از رایانه‌های شخصی صورت می‌گیرد؛ با این حال، پیش پردازش اطلاعات هواشناسی و پارامترهای تلاطم پیچیده می‌تواند هزینه‌های محاسباتی را افزایش دهد. مدل گوسی به طور گسترده‌ای در نرم‌افزارهای پشتیبانی تصمیم‌گیری استفاده می‌شود که تنظیمات قوی و زمان پاسخ سریع یک اولویت کلیدی در مورد آن‌ها است. هرچند مدل گوسی نتایج ضعیفی در موقعیت‌هایی که در آن‌ها سرعت باد کم می‌باشد، تولید می‌کند [۲۶].

۲-۲-۲ مدل لاگرانژی

مدل لاگرانژی^۱ مبتنی بر بررسی مسیر یک ذره از سیال عمل می‌کند [۲۷]. در این جا می‌توان ذره را به عنوان ذره هوایز یا یک حجم مشخص از آلاینده در نظر گرفت [۲۸]. مدل لاگرانژی محاسبات مسیرهای آلاینده‌های هوا را به وسیله‌ی قطعیت (میدان باد و شناوری) و اثرات تصادفی (تلاطم) هدایت می‌کند. این مسیرها به جای استفاده از دیفرانسیل جزئی، بر اساس معادلات دیفرانسیل معمولی ODEs^۲ محاسبه می‌شود. ابتدا برای یک ذره محاسبات انجام می‌شود و در نهایت با تعمیم به کل ذرات غلظت محاسبه می‌شود. هزینه‌های محاسباتی مدل لاگرانژی مستقل از وضوح شبکه خروجی است، بنابراین این روش برای شبیه‌سازی‌های کوتاه مدت در مقایسه با محاسبات شبکه‌های با وضوح بسیار بالا کارآمد است. با این حال، در مورد شبیه‌سازی‌های دور برد نیاز به محاسبه تعداد زیادی از مسیرهای تک ذره است که به سرعت هزینه محاسبات را افزایش می‌دهد. در مدل تو در تو^۳ از مدل لاگرانژی در نزدیکی منبع استفاده می‌شود و سپس محاسبات غلظت در یک شبکه‌ی اوپلری برای محاسبات دور برد صورت می‌گیرد. معادله‌ی مسیر برای یک ذره یک معادله دیفرانسیل معمولی مطابق با رابطه‌ی ۲-۲ است:

$$\frac{d\vec{r}}{dt} = \vec{v} + \vec{v}_1 \quad (2-2)$$

که در آن بردار مکان ذره است، \vec{v} سرعت ذره‌ی قطعی است و \vec{v}_1 نوسانات شدید باد متلاطم است. نوسانات متلاطم اغلب به صورت گام‌های تصادفی محاسبه می‌شود که توسط معادله لانگوین^۴ شرح داده می‌شود:

$$dW_t = -\frac{W_t}{T_L} dt + \sqrt{\frac{2\sigma_w^2}{T_L}} dW \quad (3-2)$$

^۱ Lagrangian model

^۲ Ordinary Differential Equations

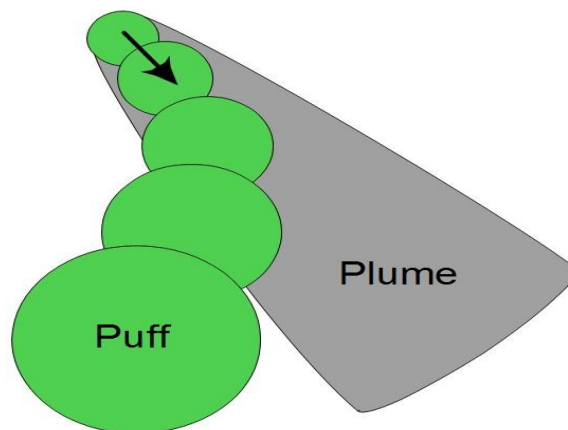
^۳ Nested models

^۴ Langevin equation

که در آن W_t نوسانات تلاطم عمودی، T_L یک گام زمانی انتگرال گیری لاگرانژی، σ_w نوسانات سرعت تلاطم عمودی، dW نشان دهنده‌ی یک فرآیند اختلال سفید^۱ با میانگین صفر است. این فرآیند محاسبات عددی هزینه‌ی زیادی در بر دارد [۲۶].

الف) مدل پف دارای رویکرد لاگرانژی

مدل پف^۲ شباهت‌هایی با مدل‌های پراکندگی گوسی و لاگرانژی نشان می‌دهد. مدل پف آلودگی را به صورت چندین پف دارای حجم مشخص در نظر می‌گیرد و مسیر این پف‌ها را محاسبه می‌کند. مدل پف در مقیاس درون ابر از مدل گوسی و در خارج ابر از مدل لاگرانژی بهره می‌برد. در نتیجه به جای پیروی از خط راست مرکزی ستون گوسی استاندارد، مسیر پف در جهت وزش باد محاسبه می‌شود. این موضوع در شکل ۲-۳ مشهود است. مدل پف همواره پراکندگی گوسی را تخمین می‌زند، اما می‌تواند تغییرات زمانی و فضایی باد را نیز در نظر بگیرد [۲۶ و ۲۹].



شکل ۲-۳: نمایش شماتیک از مدل‌های ستون گوسی و پف [۲۶].

^۱ white noise
^۲ Puff models

ب) مدل مسیریابی دارای رویکرد لاگرانژی

کدهای محاسباتی مبتنی بر مدل مسیریابی^۱، شبیه‌سازی تصادفی از تک ذرات نقطه‌ای متعدد را انجام می‌دهند، هر یک از ذرات به مقدار کسری از حجم آزاد شده آلودگی مربوط می‌شود. مسیر یک ذره تنها از طریق معادلات ۲-۲ و ۳-۲ محاسبه می‌شود. حسن این روش این است که محاسبات آن بدون حضور مشتقات جزئی انجام می‌شود، با این حال تعداد زیادی از تک مسیرها باید محاسبه شود که افزایش هزینه‌های محاسباتی را در بر دارد [۲۶]. علاوه بر پیش‌بینی کیفیت هوا و مسیرهای پراکندگی، مدل‌های مسیریابی اغلب در حالت پس‌رو^۲ برای شناسایی منبع آلودگی هوا استفاده می‌شود.

۲-۲-۳ مدل اویلری

ایده اصلی در مدل اویلری^۳ حل عددی معادله انتقال^۴ (معادله ۴-۲) در یک شبکه‌بندی ثابت است. در این مدل از شبکه‌های دو و سه بعدی برای حل معادلات دیفرانسیل استفاده می‌شود. در هر سلول از این شبکه‌ها پخش، انتقال و حذف آلاینده‌ها از جو محاسبه می‌شود [۲۷].

معادله ۴-۲ نشان‌دهنده‌ی نرخ تغییرات غلظت c بر حسب زمان است:

$$\frac{\partial c}{\partial t} = -\nabla \cdot (c\vec{v}) + S_c + \nabla \cdot (D_c \nabla c) \quad (4-2)$$

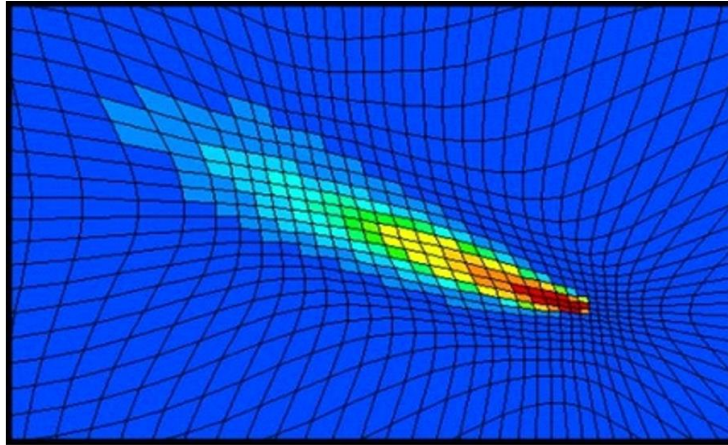
که \vec{v} بردار باد، S_c جمله‌ی منبع و D_c ضریب پخش است. رسوب خشک و مرطوب و واپاشی پرتوزا در S_c لحاظ می‌شوند [۲۶]. با توجه به تغییرات فضایی و زمانی سرعت باد و تلاطم حل تحلیلی معادله‌ی ۴-۲ دشوار است. جهت حل این معادله از روش‌های عددی مبتنی بر مدل اویلری استفاده می‌شود [۲۸]. در شکل ۴-۲ یک شبیه‌سازی آلودگی از یک منبع نقطه‌ای با استفاده از رویکرد اویلری قابل مشاهده است.

¹ Trajectory

² Backward

³ Eulerian model

⁴ The transport equation



شکل ۲-۴: شبیه‌سازی پراکندگی با استفاده از رویکرد اویلری [۲۶]

در واقع مدل‌های لاگرانژی و اویلری راه حلی برای حل معادله‌ی انتقال هستند. تفاوت این دو رویکرد در استفاده از چارچوب مرجع است. در مدل لاگرانژی دستگاه مرجع متحرک است و به همراه ذره‌ی مورد بررسی حرکت می‌کند. در مدل اویلری دستگاه مرجع ثابت است [۲۷].

۲-۲-۴ مدل دینامیکی سیالات محاسباتی CFD

در بررسی‌های کوچک مقیاس پراکندگی جوی، تقابل جریان جوی و موانع مشخصات تندی جریان را به طور چشم‌گیری تغییر می‌دهد. در این جا مقیاس کوچک یعنی منبع و گیرنده آلاینده در فواصل کوچک‌تر از یک کیلومتر از یکدیگر قرار دارند [۲۸]. در مسئله آلودگی هوای شهری، نقاط منبع و گیرنده اغلب در فاصله چند صد متر از یکدیگر قرار دارد، که توسط یک هندسه بسیار پیچیده احاطه شده است. از آن جایی که کیفیت هوای شهری بخش مهمی از حفاظت محیط‌زیست و سلامت است، مدل دینامیکی سیالات محاسباتی CFD^۱ در مدل‌سازی محیطی معرفی شده است [۲۶].

^۱ Computational Fluid Dynamics models

مدل CFD انعطاف‌پذیر و برای حل معادله‌ی ناوه-استوکس^۱ کارآمد است:

$$\frac{\partial U}{\partial t} + U \cdot \nabla U = -\frac{1}{\rho} \nabla p - gk - 2\Omega \times U + \nu \nabla^2 U \quad (5-2)$$

سمت چپ معادله‌ی ۵-۲ شتاب، $-\frac{1}{\rho} \nabla p$ اثرات گرادیان فشار، gk اثرات گرانش و دو جمله‌ی آخر به ترتیب اثر کوریولیس^۲ و تلاطم را معرفی می‌کنند [۲۷].

۲-۳ معرفی کدهای محاسباتی پراکندگی جوی

طی چند دهه‌ی اخیر طیف گسترده‌ای از نرم‌افزارهای مدل‌سازی برای شبیه‌سازی پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزا با فرض‌های فیزیکی و رویکردهای عددی متنوع توسعه یافته‌اند [۲۸]. حادثه‌ی مهیب چرنوبیل در سال ۱۹۸۶ منجر به افزایش سرعت توسعه‌ی این کدها و سیستم‌های مدیریت بحران حادثه در مقیاس‌های جهانی شد [۳۰]. طی بازه‌ی زمانی بین حادثه‌ی چرنوبیل و پایان قرن بیستم تحولات بسیاری در زمینه‌ی مدل‌سازی پراکندگی جوی مواد پرتوزا رخ داد. مدل لاگرانژی در مقیاس جهانی جهت پاسخ اضطراری هسته‌ای مورد استفاده قرار گرفت. کدهای NAME^۳، HYSPLIT^۴ و FLEXPART^۵ که طی این بازه‌ی زمانی به وجود آمدند، همچنان پایه‌ای برای مدل‌سازی پراکندگی‌های مواد پرتوزا در مقیاس جهانی و بسیاری دیگر از برنامه‌های زیست‌محیطی را فراهم می‌کنند [۲۸].

در جدول ۱-۲ مدل‌های ریاضی پیشنهادی در رابطه با مقیاس‌ها و کاربردهای متنوع مدل‌سازی پراکندگی جوی و در جدول ۲-۲ فهرستی از نرم‌افزارهای پرکاربرد جهت مدل‌سازی پراکندگی آلاینده‌های پرتوزا قابل مشاهده است. مناسب‌ترین ابزار مدل‌سازی برای یک هدف خاص می‌تواند بر اساس مقیاس فضایی، شرایط هواشناسی، توپوگرافی منطقه شامل تمام انواع ناهمواری‌ها شهری و طبیعی، تحولات فیزیکی و شیمیایی، همچنین با توجه به دسترسی به داده‌ها و منابع نرم‌افزاری و سخت‌افزاری

¹ Navier–Stokes

² Coriolis force:

³ Numerical Atmospheric Dispersion Modelling Environment

⁴ Hybrid Single Particle Lagrangian Integrated Trajectory Model

⁵ Flexible Particle Dispersion Model

مورد نیاز برای اجرای کد انتخاب شود [۲۸]. با توجه به موارد ذکر شده و اطلاعات موجود در جدول‌های ۱-۲ و ۲-۲ انتخاب کد HYSPLIT که دارای رویکرد مرسوم لاگرانژی است و قابلیت استفاده از رویکرد اویلری را دارد، یک انتخاب معقول برای بررسی پراکندگی جوی ناشی از سناریوی حادثه و عملکرد عادی نیروگاه هسته‌ای است. از دیگر دلایل انتخاب این کد دسترسی آسان و سریع به کد و داده‌های هواشناسی همدیدی^۱، همچنین استفاده‌ی مکرر از این کد در بررسی نیروگاه‌های هسته‌ای در هر دو حالت عادی عملکرد نیروگاه و حوادث نیروگاهی است.

در ادامه به عنوان نمونه‌ای از کدهای موجود در جدول ۲-۲ سه کد HotSpot^۲، HPAC^۳ و DELFIC^۴ به طور مختصر معرفی خواهد شد. همچنین در فصل آینده ضمن بیان مسئله مورد بررسی و مروری بر تاریخچه‌ی استفاده از کد HYSPLIT، نحوه‌ی استفاده از این ابزار جهت بررسی پراکندگی جوی مواد پرتوزا و روند انجام محاسبات به طور مبسوط توضیح داده خواهد شد.

- کد فیزیک بهداشت HotSpot تخمینی اولیه از اثرات تابش ناشی از پراکندگی جوی مواد پرتوزا فراهم می‌سازد. این نرم‌افزار برای تجهیز پرسنل و برنامه‌ریزان واکنش اضطراری ایجاد شده است. این کد مجموعه‌ی وسیعی از ابزارهای نرم‌افزاری قابل حمل را برای ارزیابی رویدادهای مربوط به مواد پرتوزا فراهم می‌کند و برای بررسی ایمنی تأسیسات مربوط به مواد پرتوزا مورد استفاده قرار می‌گیرد. کد فیزیک بهداشت HotSpot برای پیش‌بینی‌های کوتاه برد (کمتر از ۱۰ کیلومتر) و کوتاه مدت (کمتر از چند ساعت) طراحی شده است [۳۱].
- کد بسیار پیشرفته‌تر HPAC، توسط آژانس دفاع کاهش تهدید^۵ توسعه داده شده است. این کد شامل ۳ بخش جهت تعریف منبع خطر، بررسی انتقال و تخمین اثرات آلودگی است و از مدل پراکندگی پف مرتبه‌ی دوم SCIPUFF^۶ جهت پیش‌بینی سریع خطرات ناشی از تأسیسات و

¹ synoptic

² Health Physics Codes for the PC

³ the Hazard Prediction & Assessment Capability

⁴ Defense Land Fallout Interpretive Code

⁵ Defense Threat Reduction Agency

⁶ Second-order Closure Integrated

سلاح‌های هسته‌ای، بیولوژیکی، شیمیایی و رادیولوژیکی بهره می‌برد. نظریه‌ی بستار تلاطم مرتبه‌ی دوم^۱ مورد استفاده در SCIPUFF، از لحاظ توان ایجاد برآورد احتمالی عدم قطعیت ناشی از پراکندگی جوی در نتایج غلظت نسبت به سایر مدل‌ها برتری دارد. HPAC قادر است، سرعت و جهت وزش باد مشاهده شده در زمان واقعی را در یک مکان واحد یا شبکه سه بعدی باد و میدان دما را جهت محاسبه‌ی انتقال آلودگی مورد استفاده قرار دهد [۳۲].

- یکی از پیشرفته‌ترین ابزارهای مدل‌سازی ریزش هسته‌ای، کد DELFIC^۲ است. این کد نخست، توسط آژانس پشتیبانی اتمی دفاع^۳ توسعه یافت و در ادامه توسط آزمایشگاه‌های نظامی، دولتی و سازمان‌های خصوصی تصحیح شده است. DELFIC شامل یک بخش پویای تک بعدی صعود ابر است، که محاسبات سریع رشد ابر هسته‌ای را بر اساس عملکرد سلاح، نوع خاک، ارتفاع انفجار، مشخصات جوی، توزیع اندازه ذرات و غیره انجام می‌دهد. این کد جهت تحقیق پیش‌بینی ریزش هسته‌ای محلی در نظر گرفته شده و به عنوان معیاری در مقایسه با مدل‌های ساده‌تر استفاده می‌شود [۳۲].

¹ The second-order turbulence closure theory

² Defense Land Fallout Interpretive Code

³ Defense Atomic Support Agency

جدول ۱-۲: مدل‌های پیشنهادی پراکندگی جوی [۲۶]

کارکرد	< 1 km	1-10 km	10-100 km	100-1000 km
مدیریت خطرات آنلاین (زمان اجرای کوتاه مهم است)	-	گوسی	پف	اویلری
زمین پیچیده	CFD	لاگرانژی	لاگرانژی	اویلری
مواد فعال	CFD	اویلری	اویلری	اویلری
توده‌ی متوسط بلند-برد	CFD	لاگرانژی	لاگرانژی	لاگرانژی
پراکندگی جوی آزاد (آتشفشان‌ها)	-	لاگرانژی	لاگرانژی	لاگرانژی
حساسیت منبع-گیرنده	-	گوسی	گوسی	اویلری
لایه‌ی مرزی همرفتی	CFD	لاگرانژی	اویلری	اویلری
لایه‌ی مرزی پایدار	CFD	لاگرانژی	اویلری	اویلری
مناطق شهری	CFD	CFD	اویلری	اویلری

جدول ۲-۲: کدهای پرکاربرد پراکندگی جوی مواد پرتوزا [۲۶ و ۲۸-۳۴]

ردیف	کد	ردیف	کد	ردیف	کد
۱	ALOHA	۱۷	CALPUFF	۳۳	HOTSPOT
۲	ARAC	۱۸	DELFI (FPT)	۳۴	MACCS2
۳	FLEXPART	۱۹	TREX	۳۵	PC COSYMA
۴	SNAP	۲۰	FDC	۳۶	GENII
۵	AERMOD	۲۱	INPUFF	۳۷	GXQ
۶	HPAC	۲۲	ERAD	۳۸	RASCAL
۷	NAME	۲۳	MATHEW/ADPIC	۳۹	SHARC
۸	AIRISK	۲۴	CATS	۴۰	GAUS1
۹	DOSEEP	۲۵	ARCON96	۴۱	CAP88-PC
۱۰	PIKE	۲۶	BNLGPM	۴۲	TRIAD
۱۱	TRAC RA/HA	۲۷	VENTSTAR XL	۴۳	RSAC-5
۱۲	PUFF-PLUME	۲۸	AXAIRQ	۴۴	HARM-II
۱۳	AXAOTHER XL	۲۹	SLAB	۴۵	PAVAN
۱۴	UFOTRI	۳۰	PC-AQPAC	۴۶	ETMOD
۱۵	HYSPLIT	۳۱	OMEGA	۴۷	LADAS
۱۶	CTDMPLUS	۳۲	RAPTAD	۴۸	DREAM

فصل سوم

بررسی پراکنندگی جوی نیروگاه ارنستان و محاسبات در

۳-۱ مروری بر پژوهش‌های گذشته

مطالعات بسیاری در زمینه‌ی پراکندگی جوی هسته‌های پرتوزا در حالت عملکرد عادی و حالت حادثه با توجه به نگرانی‌های ناشی از حوادث فوکوشیما و چرنوبیل طی سال‌های اخیر در منطقه‌ی خاورمیانه و شرق آسیا صورت گرفته است.

در ایران نشر مواد پرتوزا به محیط‌زیست در حالت عملکرد عادی و حالت حادثه‌ی نیروگاه بوشهر بررسی شده است. به طور مثال می‌توان به موارد زیر اشاره کرد:

- اثرات زیست محیطی طی یک حادثه‌ی فرضی در نیروگاه بوشهر توسط کد PC COSYMA [۳۵].

- محاسبات دز ناشی از پراکندگی جوی مواد پرتوزا از دودکش واحد یکم نیروگاه بوشهر در شرایط عادی با استفاده از کد CAP88-PC و در حالت حادثه با استفاده از کد HOTSPOT [۳۶].

- بررسی دز عموم مردم ناشی از ریزش مواد آلاینده از دودکش نیروگاه بوشهر در حالت عملکرد عادی با استفاده از مدل پراکندگی جوی HYSPLIT: طی این پژوهش دز دریافتی عموم مردم ناشی از پراکندگی پاره‌های شکافت خروجی از دودکش نیروگاه بوشهر طی عملکرد عادی واحد اول این نیروگاه بررسی شده است. این بررسی تا شعاع ۸۰ کیلومتری اطراف سایت نیروگاه بوشهر در ۱۶ جهت جغرافیایی برای یک شخص نماینده صورت گرفت. نتایج این پژوهش نشان داد که بیش‌ترین میزان دز ناشی از عملکرد عادی نیروگاه کم‌تر از حد مجاز ۱ mSv توصیه شده در پروتکل ICRP 103 است [۳۷].

- شبیه‌سازی انتقال، پخش جوی و نهشت آلاینده‌های هسته‌ای رها شده از یک حادثه فرضی در نیروگاه بوشهر: در این پژوهش حادثه‌ای فرضی بر اساس حادثه‌ی چرنوبیل برای نیروگاه بوشهر طراحی شد و انتقال، پخش و نهشت آلاینده‌های هسته‌ای رها شده از حادثه‌ی فرضی با استفاده

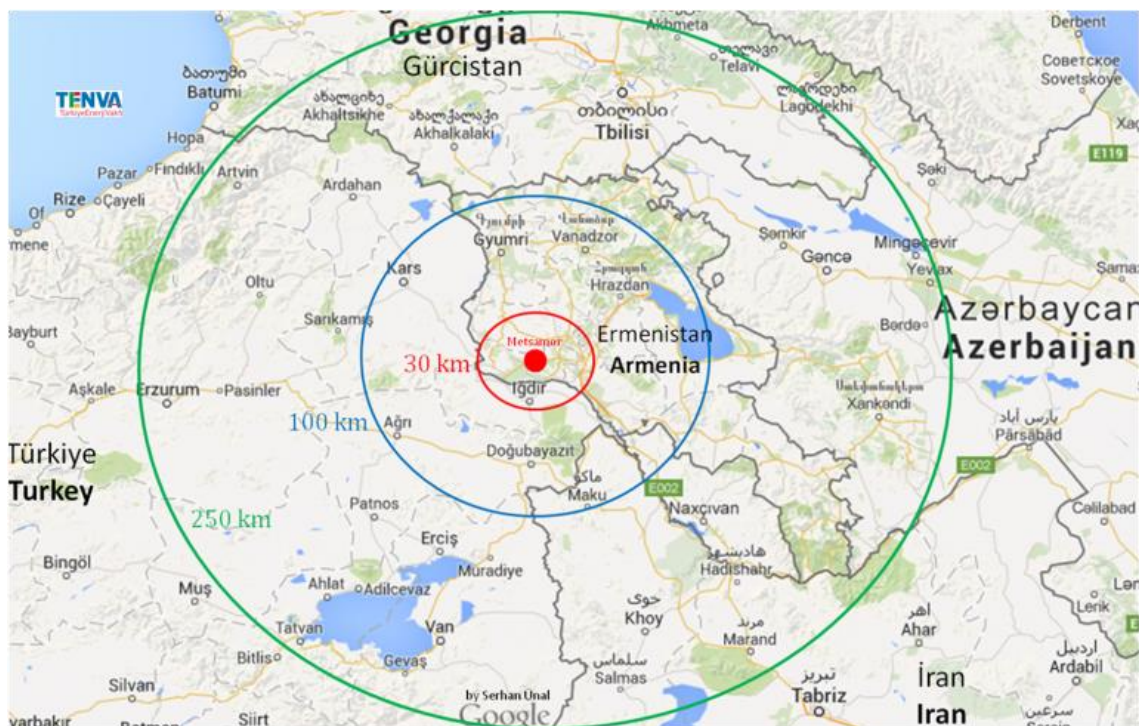
از کد HYSPLIT بررسی شد. در این پژوهش، فرض شده که حادثه نیروگاه هسته‌ای بوشهر در اول دی ماه ۱۳۹۳ اتفاق افتاده است. نتایج شبیه‌سازی در بازه‌ی زمانی یک ماه نشان می‌دهد که مواد هسته‌ای رها شده از این حادثه شهرستان‌های تنگستان، دشتی، دیر، کنگان، جم و عسلویه را بیش‌تر از مناطق دیگر آلوده می‌کنند و بیشینه‌ی نهشت آلاینده‌های هسته‌ای در بخش ساحلی شهرستان تنگستان است. همچنین پراکندگی جوی مواد پرتوزا ناشی از این حادثه در ایران و نقاط دیگر جهان بررسی شد و در نهایت حادثه‌ی فرضی اول دی ماه ۹۳ با حوادث فرضی دیگر در ماه‌های فروردین، تیر و مهر ۱۳۹۴ نیروگاه بوشهر مقایسه گردید [۳۸].

همچنین، پژوهش‌های اندکی در زمینه‌ی نیروگاه‌های کشورهای همسایه صورت گرفته است. از آن جمله می‌توان به پژوهش مصطفی‌نژاد و همکاران، که طی آن به بررسی الگوهای پراکندگی مواد پرتوزای رها شده در اثر سوانح در نیروگاه‌های هسته‌ای اطراف ایران به وسیله‌ی مدل HYSPLIT پرداختند، اشاره کرد [۳۹].

با وجود این مطالعات، همچنان جای خالی پژوهش‌ها در رابطه با عملکرد عادی و حوادث فرضی در رابطه با نیروگاه‌های فعال یا در حال ساخت کشورهای همسایه‌ی ایران در کشور ما محسوس است.

۲-۳ تعریف مسئله

انرژی هسته‌ای یک منبع خوب برای تأمین انرژی است. برنامه‌ریزی برای استفاده از این انرژی در منطقه‌ی خاورمیانه توسط کشورهای مختلف از جمله عربستان، ترکیه و امارات صورت گرفته است. در همسایگی ایران کشورهای هند، پاکستان و ارمنستان دارای راکتورهای عملیاتی هستند. نیروگاه متسامور ارمنستان یکی از قدیمی‌ترین نیروگاه‌های هسته‌ای در حال عملیات است. با توجه به این نکته که نیروگاه متسامور ارمنستان دارای ساخت قدیمی است، از لحاظ فنی دارای نواقصی است. همچنین زلزله خیز بودن منطقه‌ی احداث نیروگاه متسامور منجر به نگرانی‌هایی در رابطه با احتمال وقوع حادثه برای این نیروگاه در مجامع علمی و بین‌المللی خصوصاً از سوی کشورهایمانند آذربایجان، ترکیه، روسیه و اتحادیه‌ی اروپا شده است. در این راستا بررسی پراکندگی جوی مواد پرتوزا در صورت بروز حادثه و درحالت عادی عملکرد نیروگاه ارمنستان اهمیت ویژه‌ای پیدا می‌کند. نیروگاه هسته‌ای ارمنستان واقع در ۴۰/۱۸ درجه‌ی شمالی و ۴۴/۱۴ درجه‌ی شرقی، در ۱۶ کیلومتری مرز شرقی ترکیه، ۸۰ کیلومتری ایران، ۱۱۰ کیلومتری گرجستان و ۱۲۰ کیلومتری آذربایجان قرار دارد. در شکل ۱-۳ موقعیت مکانی این نیروگاه قابل مشاهده است. در این فصل ضمن معرفی نیروگاه ارمنستان و کد HYSPLIT به بیان روش بررسی پراکندگی جوی ناشی از این نیروگاه در دو حالت عملکرد عادی و حادثه پرداخته خواهد شد.



شکل ۳-۱: موقعیت مکانی نیروگاه ارمنستان

۳-۳ نیروگاه ارمنستان

ارمنستان با بیش از ۳۰ سال تجربه در رابطه با توسعه‌ی انرژی هسته‌ای، یکی از ۳۲ کشور فعال در این زمینه در جهان می‌باشد. استفاده از انرژی هسته‌ای در اوایل دهه ۱۹۷۰ در ارمنستان آغاز گردید. نیروگاه ارمنستان شامل دو واحد قدرت دارای راکتورهای VVER-440/270^۱ است. واحد ۱ در تاریخ ۲۲ دسامبر ۱۹۷۶ و واحد ۲ در تاریخ ۵ ژانویه ۱۹۸۰ به بهره‌برداری رسید. در سال ۱۹۸۹ شوروی تصمیم گرفت که نیروگاه ارمنستان را خاموش کند. واحد ۱ در ۲۵ فوریه ۱۹۸۹ و واحد ۲ در ۱۸ مارس ۱۹۸۹ تعطیل شدند. پس از سقوط اتحاد شوروی، حوادث بعد منجر به بحران شدید انرژی در ارمنستان شد. در تاریخ ۷ آوریل ۱۹۹۳، دولت ارمنستان تصمیم به راه‌اندازی مجدد واحد ۲ گرفت. در ۵ نوامبر ۱۹۹۵، واحد دوم نیروگاه ارمنستان مجدداً شروع به کار کرد. ساختار توزیع انرژی الکتریکی ارمنستان در حال حاضر متعادل است. مهم‌ترین راه تولید انرژی در ارمنستان نیروگاه هسته‌ای است و مابقی انرژی مورد نیاز این کشور عمدتاً از طریق گازی و هیدرولیکی تأمین می‌شود. وقتی که نیروگاه هسته‌ای

^۱ Water-cooled water moderated pressurized water reactor

ارمنستان پس از زلزله مخرب ۱۹۸۸ تعطیل و ورود سوخت به نیروگاه‌های حرارتی این کشور غیر ممکن شد، اهمیت این نیروگاه به عنوان تنها راه تأمین انرژی بومی نمایان گشت. این بحران طی بازه‌ی زمانی (۱۹۹۱-۱۹۹۵) باعث شد در رابطه با خاموشی دائمی نیروگاه هسته‌ای تجدید نظر شود. دو گزینه‌ی دیگر برای تأمین انرژی نیروگاه‌های گازی و واردات برق هستند. استفاده از نیروگاه گازی در این کشور باعث آلودگی هوا می‌شود، همچنین هزینه‌ی تأمین برق از این دو روش برای کشور ارمنستان در طولانی مدت بسیار زیاد خواهد بود [۴۰]. در جدول ۳-۱ می‌توان خروجی‌های واحد دوم نیروگاه پس از ترمیم و راه‌اندازی مجدد، تعداد حوادث ایمنی، تعداد ضایعات و مقدار متوسط سالانه‌ی دز جمعی را مشاهده کرد.

جدول ۳-۱: خروجی واحد دوم نیروگاه پس از ترمیم و راه‌اندازی مجدد [۴۰]

تولید برق (۱۹۹۶-۲۰۰۸)	۲۶۳۰۴/۵۶ GW.h [۴۱]
مصرف داخلی برق ^۲	۷/۹۵ درصد
تعداد حوادث بر اساس INES	۹ حادثه‌ی سطح ۱
تعداد ضایعات	۷ (۵ عدد به دلایل خارجی)
مقدار متوسط سالانه‌ی دز جمعی ^۳	1.24 Man-SV

نیروگاه ارمنستان تحت حمایت کشورهای مختلفی از جمله روسیه، جمهوری چک، اتحادیه‌ی اروپا و ایالات متحده‌ی آمریکا و تحت نظارت سازمان‌های مختلف از جمله آژانس بین‌المللی انرژی اتمی و همچنین پی‌گیری وزارت‌خانه‌های مختلف این کشور تا خاموشی کامل راکتور شماره‌ی ۲ در حال پیشرفت، نظارت و بازسازی مداوم است. در شکل ۳-۲ چند نمونه از اصلاحات صورت گرفته در واحد دوم نیروگاه ارمنستان قابل مشاهده است. قسمت (الف) آسیب خوردگی سطح روکش فلنج اصلی RPV^۴ (در خلال سال ۱۹۹۶) را نمایش می‌دهد، در قسمت (ب) رفع این نقص را مشاهده می‌کنیم، همچنین

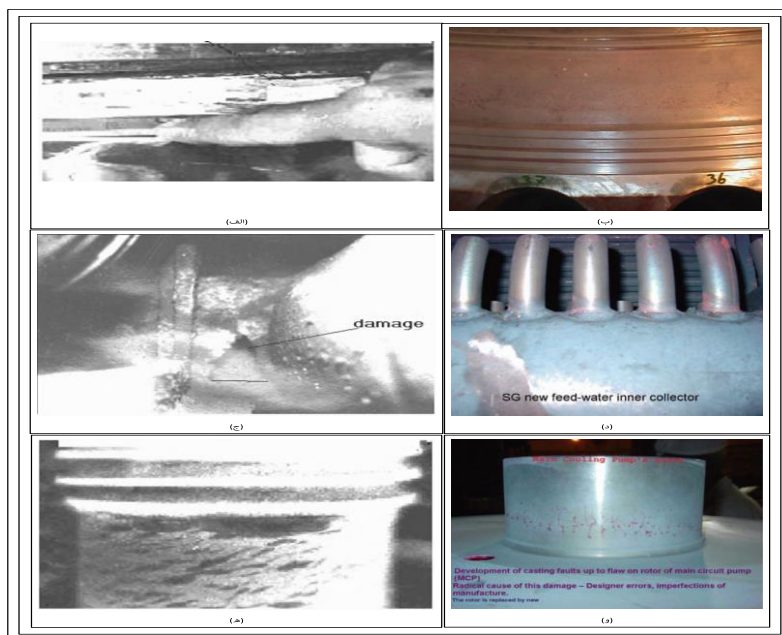
^۱ گیگا وات ساعت

^۲ مقدار انرژی الکتریکی که توسط تجهیزات کمکی و جنبی یک واحد که جهت راهبری آن چه در حالت کار و چه در حالت توقف لازم است برحسب کیلووات ساعت و در طول یک دوره مشخص را مصرف داخلی واحد گویند.

^۳ دز جمعی مجموع دزهای دریافتی فردی است و واحد آن فرد در سیورت است.

^۴ RPV main flange cladding

در قسمت (ج) آسیب خوردگی منبع تغذیه‌ی آب SG^۱ جمع‌کننده‌ی داخلی و در قسمت (د) تصویر رفع این نقص را شاهد هستیم. قسمت (ه) شکل ۲-۳ آسیب ناشی از ساییدگی استوانه‌ی جمع‌کننده‌ی مدار اولیه‌ی ژنراتور بخار را نمایش می‌دهد، برای رفع این مشکل تمام قطعات دارای این نوع نقص با قطعات جدید جایگزین شدند، همچنین فشار در این نواحی در آزمون هیدرولیک کاهش یافت و واشرهای موجود جهت کاهش فشار با واشرهای گرافیتی جایگزین شدند. قسمت (و) ترک‌های کوچک در روتور پمپ خنک‌کننده‌ی اصلی را نمایش می‌دهد که در این مورد نیز اقداماتی در جهت رفع مشکل صورت گرفته است. مجموعه‌ی این تدابیر ایمنی را افزایش و خطر آسیب را کاهش داد [۴۰ و ۴۲].



شکل ۲-۳: نمونه‌ای از نقص فنی در نیروگاه ارنمنستان [۴۰]

^۱ Steam generator feed-water inner collectors

شکل ۳-۳ چند نمونه از اقدامات ایمنی از جمله پایش را در اطراف نیروگاه ارنمنستان نمایش می‌دهد [۴۳]. اقداماتی نیز در زمینه‌ی پایش و فیلترینگ مواد خروجی از دودکش نیروگاه ارنمنستان صورت گرفته است که در ادامه بیان خواهد شد.



شکل ۳-۳: نمونه‌ای از پایش در اطراف نیروگاه ارنمنستان [۴۳]

در محل نیروگاه هسته‌ای ارنمنستان در اکثر موارد دو هسته‌ی پرتوزای ^{137}Cs و ^{90}Sr در جو وجود دارند. وجود این هسته‌های پرتوزا اساساً به دلیل ریزش‌های جهانی ناشی از آزمایشات سلاح‌های هسته‌ای و حادثه‌ی چرنوبیل است و توزیع این هسته‌های پرتوزا بر اثر مقادیر خروجی از دودکش نیروگاه بسیار کم‌تر از آن‌ها است. اگرچه در برخی از موارد مقادیری از این هسته‌های پرتوزا بر اثر عملکرد نیروگاه به مقادیر پایه افزوده می‌شود [۴۴]. منابع انتشار هواویزها و گازها از نیروگاه‌های هسته‌ای شامل دو گروه عمده، نشت خنک‌کننده به اتاق‌های نیروگاه و فرآیند رهاسازی از مخزن آب هستند [۴۵]. اولین سد ایمنی در برابر پاره‌های شکافت در نیروگاه‌های هسته‌ای ماتریس سوخت است. متداول‌ترین سوخت‌های هسته‌ای مورد استفاده در نیروگاه‌ها، قرص‌های UO_2 دارای سطوح مختلف غنی‌سازی هستند. در مقایسه با انواع دیگر مواد به عنوان سوخت، این ماتریس میزان کمی از پاره‌های شکافت را می‌سازد. در قلب

یک راکتور هسته‌ای، طیف گسترده‌ای از هسته‌های پرتوزا به عنوان یک نتیجه از فرآیند شکافت^۱ و فعال‌سازی^۲ تولید می‌شوند. غلاف فلزی دومین سد ایمنی است و در حالت عادی عملکرد راکتور مهم-ترین مانع جهت جلوگیری از نشت محصولات شکافت به خنک‌کننده راکتور است. لذا تست نشت منظم و مناسب مجموعه‌های سوخت، یک الزام اجتناب ناپذیر است. تست نشت نه تنها مربوط به مقررات عملیاتی است، بلکه به تلاش برای حصول اطمینان از عملکرد مطلوب از نقطه نظر حفاظت در برابر تابش نیز وابسته است. دیواره‌های مدار اولیه، سد ایمنی بعدی هستند. این دیواره‌ها مانع از نشت هسته-های پرتوزا از مدار اولیه به مدار ثانویه می‌شوند. هنگامی که غلاف فلزی دچار نقص شود، خنک‌کننده با سوخت در تعامل است. از طریق ترک نازک^۳ در غلاف، پاره‌های شکافت به خنک‌کننده وارد می‌شوند. اگر ترک گسترده^۴ باشد علاوه بر پاره‌های شکافت، تکه‌های سوخت نیز ممکن است به خنک‌کننده راه یابند. به دلیل سیستم‌های حفاظت چندگانه، در اغلب موارد راکتورهای هسته‌ای در حضور تعدادی از عناصر سوخت معیوب عمل می‌کنند، لذا ایمنی و تأثیرات درازمدت آلودگی باید مورد توجه قرار گیرد [۴۶]. نوع دیگری از هسته‌های پرتوزای موسوم به محصولات خوردگی^۵ وجود دارند که، حاصل خوردگی مواد ساختمانی راکتور و در تماس با خنک‌کننده هستند [۴۴]. بنابراین، نشت خنک‌کننده به اتاق‌های نیروگاه معمولاً با رهاسازی هواویزهای بلند عمر پرتوزا و ید پرتوزا همراه است. جهت خروج هوا از سیستم تهویه‌ی خروجی، هوا توسط تأسیسات فیلتر هواویزها و به ویژه ید تصفیه می‌شود. فرآیند رهاسازی از مخزن آب، عمدتاً منجر به رهاسازی گازهای نجیب می‌شود. گازهای نجیب رها شده در فرآیند رهاسازی از مخزن آب، توسط سیستم‌های رادیو کروماتوگرافی^۶ تصفیه می‌شوند [۴۵]. بنابراین، گازها و هواویزهای ناشی از عملکرد عادی نیروگاه هسته‌ای با دقت به وسیله‌ی فیلترها و سیستم‌های تصفیه‌ی گاز تصفیه می‌شوند و سپس از طریق دودکش نیروگاه رها می‌شوند. با این حال لازم است اثرات احتمالی پراکندگی

¹ fission

² activation

³ tight

⁴ open

⁵ Corrosion Products

⁶ radiochromotographic systems

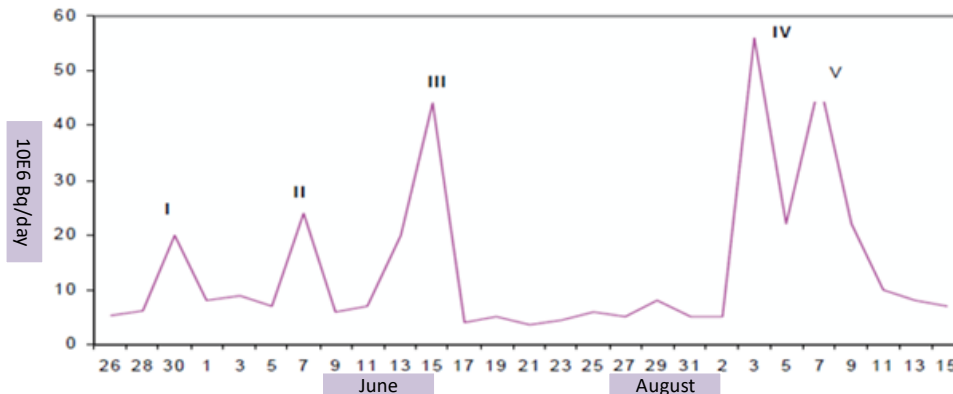
جوی مواد پرتوزا در اطراف نیروگاه اندازه‌گیری و پیش‌بینی شوند. در جدول ۲-۳ مقادیر مواد خروجی دودکش طی عملکرد عادی راکتور قابل مشاهده‌اند. گازهای نجیب پرتوزا به جز ^{85}Kr نیمه عمر کوتاهی از چند دقیقه تا چند روز دارند، لذا از نظر زیست‌محیطی قابل چشم‌پوشی هستند. ^{137}Cs و ^{90}Sr دارای نیمه عمرهای ۳۰/۰۷ و ۲۸/۷۴ سال هستند. اما میزان انتشار ^{90}Sr بسیار کمتر از ^{137}Cs ، ^{60}Co ، ^{54}Mn و $^{110\text{m}}\text{Ag}$ است. با توجه به این موارد در حالت عادی عملکرد نیروگاه تنها لازم است هسته‌های پرتوزای ^{137}Cs ، ^{60}Co ، ^{54}Mn و $^{110\text{m}}\text{Ag}$ مورد بررسی قرار گیرند. در جدول ۲-۳ مواد پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان طی سال در بازه‌ی ۱۹۹۵ تا ۲۰۰۸ قابل مشاهده است. با توجه به این جدول، مقادیر خروجی در سال‌های مختلف متفاوت است. مقادیر بالای انتشار ناشی از عوامل مختلفی از جمله شرایط ابزارهای فیلترینگ، فرآیندهای تکنیکی و... هستند. به طور مثال ارتقا فیلترینگ ید در سال ۲۰۰۵ باعث کاهش قابل توجه خروجی این هسته‌ی پرتوزا از دودکش شده است [۴۴].

جدول ۲-۳: مواد پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان
(مقادیر بر حسب سال/ 10^7 Bq) [۴۴]

^{51}Cr	^{54}Mn	^{90}Sr	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	^{60}Co	^{134}Cs	^{137}Cs	^{131}I	سال/رادینوکلئید
-	-	۰/۱۵	-	۸۳/۷	-	۲۳/۳	۹/۷۰	۱۹۹۵
۱۱/۶	۰/۸۰	۰/۱۲	۲۵/۸۰	۲۲/۴	۰/۸۰	۱۵/۴	۲۳/۵	۱۹۹۶
-	۰/۳۳	۰/۳۶	۷/۲۴	۹/۰	۱/۲۷	۱۱/۶	۳۶/۷	۱۹۹۷
۲۱/۶	۱/۸۹	۰/۲۹	۷/۷۲	۱۸/۴	۱/۳۲	۹/۳۵	۲۸/۸	۱۹۹۸
-	۱/۲۲	۰/۴۴	۱۰/۸	۱۱/۹۴	۰/۸۹	۱۰/۲	۲۵/۸	۱۹۹۹
-	۸/۷۸	۰/۲۸	۲۲/۶۰	۱۷/۷	۵/۹۷	۴/۲۰	۲۶/۰	۲۰۰۰
۲/۲۴	۳/۴۲	۰/۴۹	۱۸/۷۰	۲۳/۵	۵/۳۶	۱۶/۵	۱۸/۸	۲۰۰۱
-	۰/۱۶	۰/۲	۲/۵۰	۶/۶	۲/۲۸	۷/۹۰	۵۹/۶	۲۰۰۲
-	۳/۲۳	۰/۲۳	۲۵/۰	۲۲/۱	۵/۰	۲۶/۷	۳۸/۱	۲۰۰۳
۲/۵۳	۱/۳۵	۰/۰۴	۱۱/۳	۱۴/۶	۰/۳۸	۵/۵۹	۲۷/۱	۲۰۰۴
-	-	۰/۰۳	۱/۳۵	۵/۱۰	۰/۸۳	۷/۰	۱۳/۰۴	۲۰۰۵
-	-	۰/۰۳	۱/۷۷	۹/۴۵	۰/۵۴	۵/۱۲	۳/۶۵	۲۰۰۶
-	۰/۱۰	۰/۰۵	۱/۱۷	۷/۱۵	۱/۶۰	۴/۸۸	۱/۹۰	۲۰۰۷
-	۱/۴۵	۰/۰۴	۸/۰	۲۳/۷	۱/۲۰	۳/۸۲	۰/۴۷	۲۰۰۸

^۱ در سال ۲۰۰۵ یک سیستم بسیار حساس به ^{131}I در نیروگاه ارمنستان فعال شد.

معمولاً در دوره تعمیر و نگهداری نیروگاه ارمنستان خروجی دودکش افزایش می‌یابد، به ویژه زمانی که تجهیزات مدار اول باز و تعمیر می‌شود. به عنوان مثال در شکل ۳-۴ سری زمانی فعالیت کل مواد منتشر شده از دودکش نیروگاه بر حسب بکرل بر روز، مربوط به یک دوره‌ی نگهداری این نیروگاه (ژوئن-اگوست ۲۰۰۸) قابل مشاهده است [۴۴].



شکل ۳-۴: فعالیت خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان [۴۴]

در جدول ۳-۳ فعالیت سه هسته‌ی پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارمنستان طی ۹ ماه از سال ۲۰۰۸ مشاهده می‌شود. براساس این جدول طی این بازه‌ی زمانی خروجی دودکش نیروگاه به صورت همگن توزیع نشده است.

جدول ۳-۳: مقادیر خروجی دودکش نیروگاه ارمنستان طی ۹ ماه

(مقادیر بر حسب ماه/ 10^7 Bq) [۴۴]

^{54}Mn	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	^{60}Co	ماه/رادیونوکلئید
۰/۶۹	۱/۳۰	۱/۶۵	ژانویه
۱/۳۰	۳/۲۰	۲/۴۳	فبریه
۰/۸۴	۱/۴۲	۲/۶۰	مارچ
۷/۲۲	۶/۷۵	۲۰/۸۰	آوریل
۲/۳۷	۷/۲۲	۷/۴۵	می
۱۳/۰۲	۷/۵۸	۵/۲۱	ژوئن
۱/۷۸	۱/۸۵	۴/۰۰	جولای
۰/۹۱	۲/۹۶	۴/۰۲	اگوست
۰/۷۱	۱/۵۴	۱/۶۶	سپتامبر

طبق اندازه‌گیری‌های صورت گرفته حضور مواد پرتوزا ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان در محیط، به ویژه در جو مقدار کمی است. تنها چند مورد از شناسایی این مواد در فاصله‌های ۱ و ۲/۵ کیلومتری اطراف این نیروگاه مشاهده شده است. در جدول ۳-۴ غلظت هسته‌های پرتوزای اصلی خروجی از دودکش نیروگاه ارنمنستان طی ۳ ماه از سال ۲۰۰۸ در فاصله‌ی ۰/۵ کیلومتری از نیروگاه با توجه به اندازه‌گیری‌های صورت گرفته بیان شده است. در سایر موارد عدم حضور این هسته‌های پرتوزا گزارش شده است [۴۴].

جدول ۳-۴: غلظت مواد پرتوزا در فاصله‌ی ۰/۵ کیلومتری از نیروگاه ارنمنستان (مقادیر بر حسب 10^{-8} Bq/l) [۴۴]

^{54}Mn	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	^{60}Co	ماه/رادیونوکلئید
۱/۱۰	۳/۰۰	۱/۷۰	جولای
بزرگتر از ۰/۴	۰/۸۰	۰/۹۵	آگوست
بزرگتر از ۰/۴	بزرگتر از ۰/۴	بزرگتر از ۰/۴	سپتامبر

پایش‌های محیطی ابزاری سودمند برای بررسی پرتوگیری در نزدیکی نیروگاه ارنمنستان است، ولی برای محاسبه‌ی پرتوگیری عموم مردم در کشور ارنمنستان و کشورهای همسایه از جمله ایران کافی نیست. در نتیجه بررسی پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزا در حالت عادی عملکرد این نیروگاه و حالت حادثه امری مهم است.

۳-۴ کد HYSPLIT

HYSPLIT ابزار محاسباتی مجموع خطوط مسیر لاگرانژی تک-ذره‌ی هیبرید است که توسط دراکسلا^۱ و هس^۲ در سال ۱۹۹۸ میلادی در لابراتورهای منابع هوا ARL^۳ مربوط به سازمان ملی اقیانوسی و جوی NOAA^۴ طراحی شد. این کد یک سیستم کامل برای محاسبه‌ی خطوط مسیر ساده و شبیه‌سازی ترابردهای پیچیده، پراکندگی‌ها، تحولات شیمیایی و نهشت مواد می‌باشد. HYSPLIT یکی از پرکاربردترین نرم‌افزارها برای بررسی پراکندگی‌های جوی در بین متخصصان است. این مدل دارای کاربردهای فراوانی است که از آن جمله می‌توان به مدل مسیر پس‌رو و تعیین منبع آلودگی و همچنین شبیه‌سازی پراکندگی، ترابرد و نهشت آلودگی‌ها و مواد خطرناک مانند هسته‌های پرتوزا اشاره کرد. مدل محاسباتی نرم‌افزار HYSPLIT ترکیبی از رویکردهای لاگرانژی و اویلری است. در رویکرد لاگرانژی یک چهارچوب مرجع متحرک برای محاسبات انتشار و انتقال خطوط مسیر و یا المان‌های هوا از مکان اولیه‌ی خود وجود دارد. در رویکرد اویلری یک شبکه‌ی ثابت سه بعدی به عنوان مرجع محاسبات غلظت آلاینده‌ها موجود است [۴۷]. طراحی این مدل توسط محققان با ترکیبی از دو رویکرد ذره و پف جهت مدل‌سازی پراکندگی جوی انواع آلاینده‌ها با استفاده از شبکه‌ی داده‌های هواشناسی سه بعدی همدیدی صورت گرفت. طی محاسبات آزمایشی از نحوه‌ی پراکندگی جوی و نهشت مواد پرتوزا محققان دریافتند زمانی که هیچ اندازه‌گیری مقدور نیست، HYSPLIT می‌تواند با دقت مناسبی نهشت و پراکندگی آلاینده‌های پرتوزا را در یک مکان مشخص شبیه‌سازی کند [۳۲].

¹ R. R. Draxler

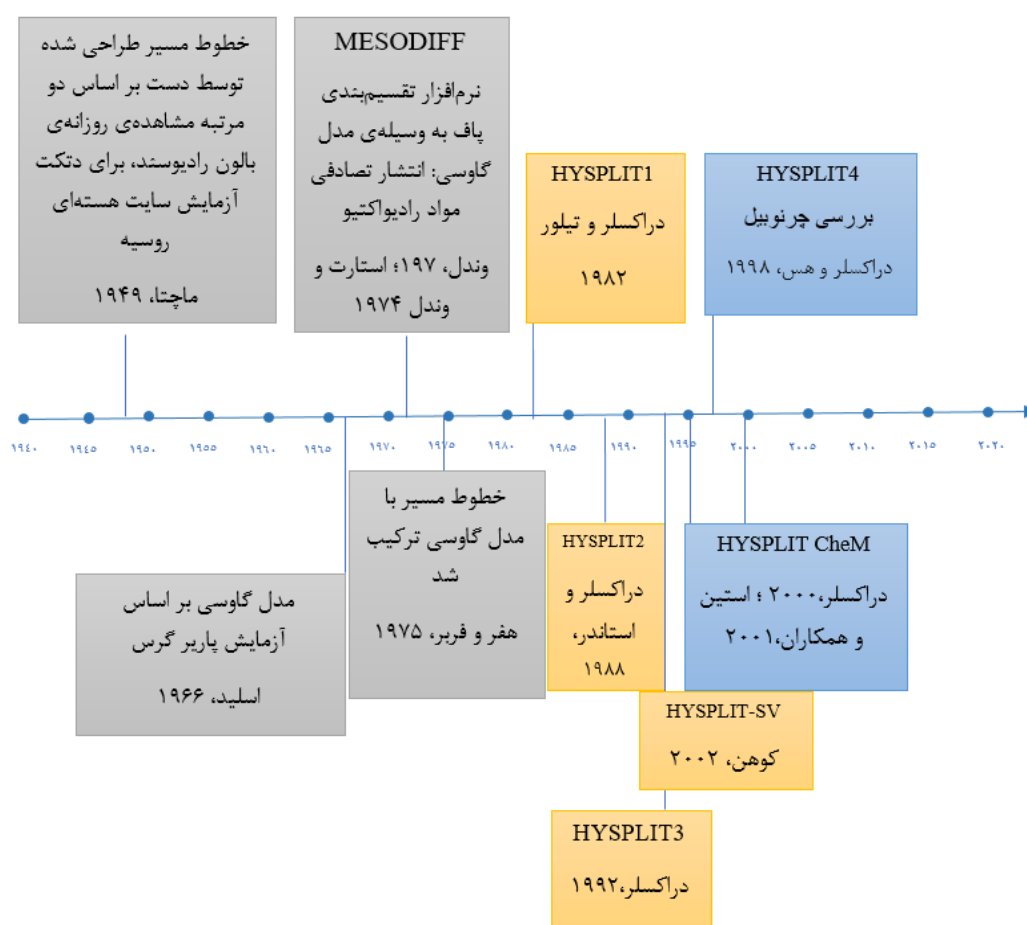
² G.D. Hess

³ Oceanic and Atmospheric Administration

⁴ Air Resources Laboratory's

۳-۴-۱ پیشینه‌ی تاریخی کد HYSPLIT

پیشینه‌ی تاریخی این کد پرکاربرد در زمینه‌ی محاسبه‌ی غلظت مواد پرتوزا، عموماً به پروژه‌هایی با موضوع پخش مواد پرتوزا بر اساس ضرورت‌های موجود در بازه‌ی زمانی ۳۰ ساله‌ی ۱۹۴۰ تا ۱۹۷۰ میلادی مرتبط است که می‌توان آن‌ها را در شکل ۳-۵ مشاهده کرد.



شکل ۳-۵: پیشینه‌ی تاریخی HYSPLIT [۴۷]

در جدول ۳-۵ تاریخچه‌ی توسعه‌ی HYSPLIT قابل مشاهده است و در جدول ۳-۶ برخی از موارد استفاده از این مدل در زمینه‌ی بررسی پراکندگی جوی تأسیسات هسته‌ای قابل مشاهده است.

جدول ۳-۵: تاریخچه‌ی توسعه‌ی HYSPLIT [۴۷]

<p>در این نسخه‌ی اولیه، قطعات پف‌های آلاینده در نزدیکی سطح آزاد شدند و مسیر آن‌ها برای چند روز بررسی شد. حمل و نقل بر اساس داده‌های باد که به طور روزانه دو بار اندازه‌گیری می‌شدند (بدون درون یابی) محاسبه شد. عدم اختلاط عمودی در شب و اختلاط کامل بر لایه‌ی مرزی سیاره ای PBL^۱. لایه‌ی PBL بر اساس زمان و مکان ۱ یا ۲ کیلومتر از سطح دریا است.</p>	<p>HYSPLIT1 (۱۹۸۲) دراکسلر و تیلور</p>
<p>این نسخه شامل درون‌یابی هر نوع داده‌های اندازه‌گیری شده‌ی موجود برای برآورد ضرایب اختلاط عمودی در فضا و زمان‌های مختلف بود.</p>	<p>HYSPLIT2 (۱۹۸۸) دراکسلر و استاندر</p>
<p>در دو نسخه‌ی قبل قابلیت استفاده از داده‌های هواشناسی شبکه‌بندی شده برای این مدل وجود نداشت، اما در نسخه‌ی ۳ این قابلیت ایجاد شد.</p>	<p>HYSPLIT3 (۱۹۹۲) دراکسلر</p>
<p>اساس نسخه‌های اخیر است. مدل خطوط مسیر و پف به صورت سه بعدی در آن استفاده شد. حادثه‌ی چرنوبیل به وسیله‌ی آن بررسی شد.</p>	<p>HYSPLIT4 (۱۹۹۸) دراکسلر و هس</p>

^۱ planetary boundary layer

جدول ۳-۶: موارد استفاده از کد HYSPLIT [۴۷]

کاربرد	مکان مورد بررسی	توضیح مختصر	منابع
رادیونوکلئیدها	جزایر مارشال (مرکزی و اقیانوس آرام)، سایت آزمایشی نوادا (ایالات متحده آمریکا)، سایت آزمایشی هسته‌ای سمیپالاتینسک (قزاقستان)	رسوب مواد رادیواکتیو منتشر شده در جو	موروز و همکاران ۲۰۱۰
رادیونوکلئیدها	کارخانه‌ی فرآوری هسته‌ای آروان سی لاهه (شمال غربی فرانسه)	غلظت ^{85}Kr در هوا	کنان و همکاران ۲۰۱۳
رادیونوکلئیدها	فوکوشیما و استان‌های مجاور (ژاپن)	حمل و نقل جزئی هوایی و محاسبه‌ی پراکندگی رادیونوکلئیدهای ید، تلوریم و سزیم	کینوشیتا و همکاران ۲۰۱۱
رادیونوکلئیدها	محدوده‌ی ۸۰ کیلومتری اطراف نیروگاه فوکوشیما (ژاپن)	بررسی پارامترهای مربوط به ^{137}Cs بر اساس زمان	چالا و همکاران ۲۰۱۲
رادیونوکلئیدها	جهانی	بررسی حمل و نقل، پراکندگی و رسوب ^{133}Xe	بویر و همکاران ۲۰۱۳
رادیونوکلئیدها	منطقه‌ی شهری سنول، کره‌ی جنوبی	ارزیابی ریسک رادیولوژیکی به وسیله‌ی دستگاه‌های پراکندگی رادیولوژیک (RDDs) تروریسم ناشی از ^{137}Cs	اچ.جننگ و همکاران ۲۰۱۳
رادیونوکلئیدها	فوکوشیما (ژاپن) و جهان	بررسی تولید، حمل و نقل، پراکندگی، رسوب و دز ^{137}Cs و ^{131}I	دراکسلر و رلف (۲۰۱۲) دراکسلر و همکاران (۲۰۱۳)
رادیونوکلئیدها	سایت آزمایشی نوادا	پراکندگی ناشی از آزمایش هسته‌ای	رلف و همکاران ۲۰۱۴

۳-۴-۲ محاسبه‌ی غلظت در کد HYSPLIT

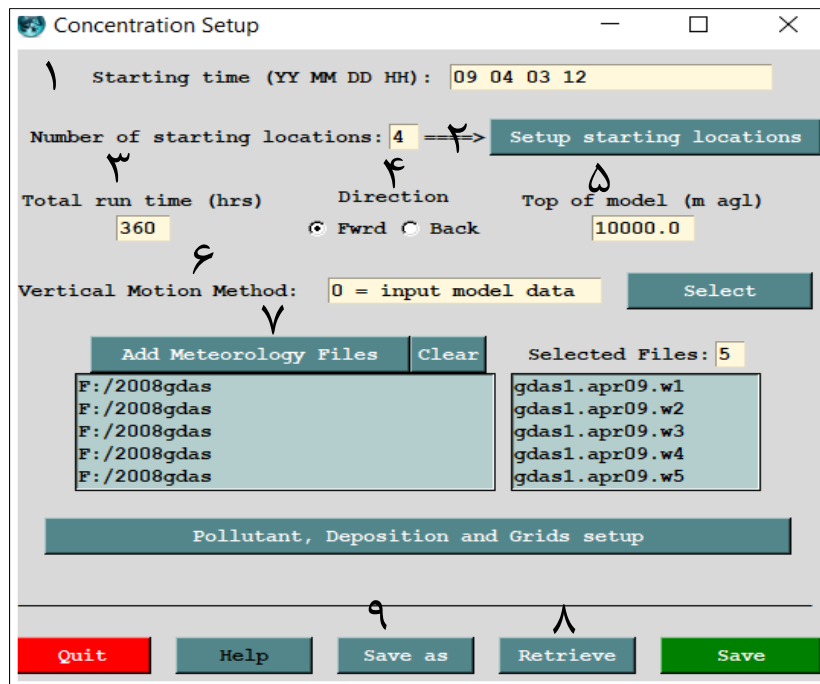
زبان‌های فهرست غلظت^۱ متشکل از شش بخش اصلی است: ورودی گرافیکی مدل، اجرای مدل، نمایش کانتور غلظت، ابزارهای مختلف برای تبدیل خروجی به فرمت‌های دیگر، تنظیم شبیه‌سازی‌های خاص و شبیه‌سازی در محیط چند پردازنده. همچنین ورودی نرم‌افزار را می‌توان به وسیله‌ی یک فایل متنی با نام CONTROL ایجاد کرد. اکثر دستورات را می‌توان از طریق زبان‌های گرافیکی مدل انجام داد، با این وجود بعضی از دستورات تنها از طریق خط فرمان قابل اجرا هستند. در شکل ۳-۶ و ۳-۷ ورودی گرافیکی مدل قابل مشاهده هستند. هر قسمت از مدل در شکل‌ها با یک شماره مشخص شده‌است که در جدول ۳-۷ با توجه به فایل CONTROL تولید شده توسط مدل تشریح خواهد شد. فایل CONTROL یک فایل متنی است که در پوشه‌ی working در محل نصب مدل ذخیره می‌شود و شامل تمام قسمت‌های ورودی است. در ورودی گرافیکی تنها ۷ آلاینده قابل تعریف است ولی در فایل متنی می‌توان تعداد بیش‌تری آلاینده تعریف کرد. قسمت ۸ و ۹ ورودی در شکل ۳-۶ به ترتیب به منظور فراخوانی و ذخیره‌ی فایل CONTROL مورد استفاده قرار می‌گیرند. خروجی غلظت در کد HYSPLIT شامل یک فایل خروجی دودویی در یک شبکه‌ی جغرافیایی منظم است که توسط برنامه‌هایی مانند Ghostscript و گوگل ارث^۲ برای تولید نمایش‌های مختلف و سایر خروجی‌ها خوانده می‌شود. خروجی -های گرافیکی مدل شامل خروجی گرافیکی استاندارد^۳، فایل‌های تصویری^۴ و فایل‌های با پسوند kml هستند [۴۸].

^۱ Concentration

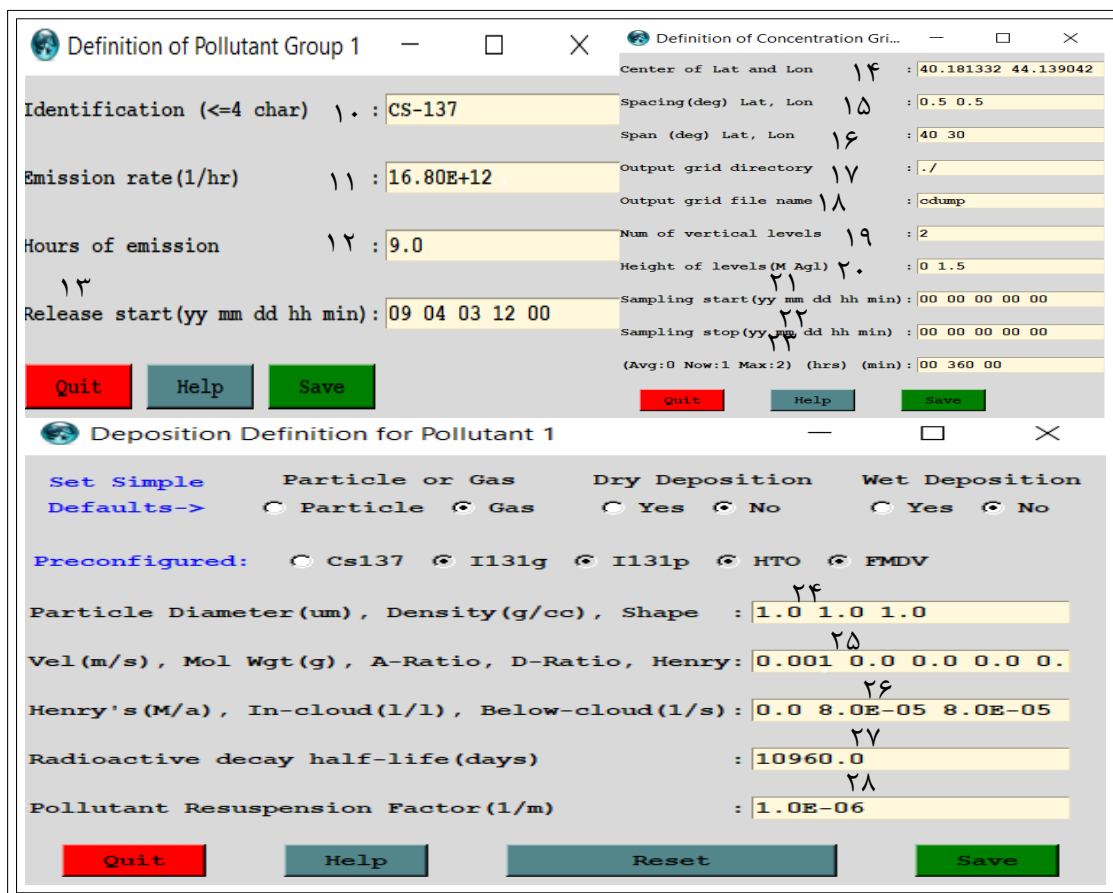
^۲ Google Earth

^۳ Postscript

^۴ Shapefiles



شکل ۳-۶: پنجره‌ی ورودی گرافیکی کد



شکل ۳-۷: ورودی آلودگی، نهشت و شبکه

جدول ۳-۷: ورودی متنی مدل [۴۸].

ردیف	عملکرد	فایل CONTROL
۱	زمان شروع (سال ماه روز ساعت)	09 04 03 12
۲	به ترتیب عرض جغرافیایی، طول جغرافیایی (بر حسب درجه در مبنای ۱۰)، ارتفاع چشمه نسبت به افق (متر)	40.18 44.14 20.0
۳	زمان کل اجرای برنامه (ساعت)	360
۴	جهت انتشار (۰: پیش رو و ۱: پس رو)	0
۵	بیشترین ارتفاع ممکن پیش روی عمودی ذرات (متر)	10000.0
۶	تعیین روش حرکت عمودی توده	0
۷	آدرس فایل هواشناسی نام فایل هواشناسی	F:/2008gdas/ gdas1.apr09.w1
۱۰	اسم آلاینده	CS-137
۱۱	نرخ انتشار آلاینده (ساعت/۱)	16.80E+12
۱۲	بازه‌ی زمانی انتشار آلاینده (ساعت)	9.0
۱۳	زمان شروع رها سازی آلاینده (سال ماه روز ساعت دقیقه)	09 04 03 12 00
۱۴	مرکز شبکه (در این پژوهش در تمام موارد محل نیروگاه به عنوان مرکز شبکه در نظر گرفته شده است).	40.18 44.14
۱۵	گام مکانی (تعریف عملکرد این گام به نوع محاسبات برنامه، مدل پف یا ذره، وسعت منطقه‌ی مورد بررسی و تفکیک پذیری داده هواشناسی وابسته است).	0.5 0.5
۱۶	منطقه‌ی مورد بررسی (که مانند گام شبکه بر حسب درجه بیان می‌شود)	40 30
۱۸	نام فایل خروجی دودویی	cdump
۱۹	تعداد ترازهای خروجی غلظت	2
۲۰	ترازهای خروجی که بر حسب ارتفاع از سطح زمین بیان می‌شوند.	0 1.5
۲۲، ۲۱	زمان شروع و پایان نمونه‌برداری (سال ماه روز ساعت دقیقه)	00 00 00 00 00
۲۳	زمان میانگین اجرای برنامه (بر حسب ساعت دقیقه)	00 360 00
۲۴	این عوامل نشان دهنده‌ی نوع آلاینده (گاز، ذره) می‌باشند.	1.0 1.0 1.0
۲۵	عوامل مربوط به نهشت خشک	0.001 0.0 0.0 0.0 0.0
۲۶	عوامل مربوط به نهشت مرطوب	0.0 4.0E+05 5.0E+05
۲۷	نیمه عمر هسته‌ی پرتوزا (روز)	10960.0
۲۸	ضریب بازتعلیق مواد (۱/m)	1.0E-06

یکی از بخش‌های مهم آلاینده، نهشت آلاینده است. در پژوهش حاضر به دلیل تعریف مستقیم سرعت نهشت خشک در قسمت ۲۵ مابقی پارامترهای این قسمت را صفر در نظر می‌گیریم و نیازی به تعریف دقیق پارامترهای قسمت ۲۴ که در رابطه با نوع ذره هستند نداریم و تنها به مقادیر صفر برای تعریف گازها و مقادیر یک برای تعریف ذرات بسنده خواهیم کرد. در جدول ۳-۸ مقادیر سرعت نهشت خشک برای مواد پرتوزا در سطوح مختلف قابل مشاهده است. ثابت هانری در قسمت ۲۶ فرآیند نهشت مرطوب برای گازهای محلول را مشخص می‌کند. دو عدد بعدی نماینده‌ی نهشت مرطوب ذرات آلاینده هستند و در این مطالعه از مقادیر پیشنهادی این کد $4.0E+04$ و $5.0E-05$ برای تمامی محاسبات استفاده شده است [۴۸]. در قسمت ۲۸ ضریب بازتعریق در رابطه با پراکندگی مجدد ذرات نهشت یافته بر روی خاک تعریف می‌شود و مقدار $1.0E-06$ برای آن لحاظ خواهد شد.

جدول ۳-۸: سرعت نهشت خشک ($m.s^{-1}$) [۴۹]

شهری	آب	مرتع	زمین کشاورزی	جنگل	ید ذره‌ای
۰/۰۰۵	۰/۰۰۱	۰/۰۱۵	۰/۰۲	۰/۰۷۳	گازهای نجیب
۰/۰۰۰۵	۰/۰۰۰۷	۰/۰۰۱۵	۰/۰۰۲	۰/۰۰۷۵	هسته‌های پرتوزای دیگر

قدر مسلم مدل‌سازی پراکنش‌های جوی آلاینده‌ها با استفاده از داده‌های هواشناسی دارای توان تفکیک فضایی بالای امروزی، که از مقیاس ۲/۵ درجه طول جغرافیایی در ۲/۵ درجه عرض جغرافیایی تا ۰/۵ در ۰/۵ متناسب با ورودی کد HYSPLIT موجود است، به دلیل دسترسی مناسب روشی مطلوب است. در این پژوهش از فایل‌های هواشناسی هفتگی GDAS یک درجه که حاوی اطلاعات گوناگون جوی شامل ۳۵ عامل هواشناسی از جمله سرعت و جهت باد، فشار، دما و غیره در ۲۳ سطح فشار می‌باشد، به دلیل قدرت تفکیک مناسب و دسترسی آسان استفاده شده است. توان تفکیک فضایی این داده‌ها

حدوداً ۱۰۰×۱۰۰ کیلومتر می‌باشد و در بازه‌های ۳ ساعته در ساعات ۰۰، ۰۶، ۱۲ و ۱۸ UTC^۱ گزارش

می‌شوند. این فایل‌ها در آرشیو NOAA موجود و به سهولت قابل استفاده هستند [۵۰].

۳-۴-۳ مسیریابی در کد HYSPLIT

یکی دیگر از ابزارهای موجود در کد HYSPLIT مسیریابی^۲ است. با استفاده از این ابزار می‌توان مسیر آلاینده‌ها را در فواصل دور به صورت افقی و عمودی ره‌گیری کرد. محاسبات مسیر آلاینده‌ها به صورت پیش‌رو و پس‌رو جهت توصیف الگوی جریان هوا استفاده می‌شود. توصیف الگوی جریان هوا برای تفسیر حمل و نقل آلاینده‌ها به صورت فضایی و زمانی سودمند است. به عبارتی مسیریابی برای بررسی تاریخچه‌ی حرکت آلاینده‌ها یا پیش‌بینی حرکت آلاینده‌ها استفاده می‌شود [۴۷]. فهرست گرافیکی این ابزار دارای قسمت‌هایی است که عیناً در فهرست غلظت نیز وجود دارد، لذا از تکرار مجدد این عناوین صرف نظر شد.

^۱ Coordinated Universal Time

^۲ Trajectory

۳-۵ روند انجام محاسبات

همان‌طور که در بخش ۳-۲ توضیح داده شد، هدف اصلی این پژوهش آگاهی از نحوه‌ی اثر پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزا ناشی از عملکرد عادی و وقوع حادثه در نیروگاه ارنستان بر روی مردم و محیط‌زیست کشور ایران است. جهت دستیابی به این هدف لازم است در روند محاسبات مراحل متعددی صورت گیرد. بخش اصلی این مراحل محاسبه‌ی غلظت آلاینده‌های پرتوزا در حالت عادی عملکرد این نیروگاه و حالت حادثه و در نهایت محاسبات دز است. غلظت آلاینده‌ها به شرایط جوی منطقه‌ی مورد بررسی وابسته است و شرایط جوی متغیر است. لذا برای بررسی شرایط جوی و تاریخچه‌ی هواشناسی منطقه‌ی مورد بررسی، از مسیریابی استفاده شد. در شکل ۳-۸ مراحل پژوهش حاضر قابل مشاهده است.



شکل ۳-۸: نمودار روند محاسبات

جهت یادگیری و صحت‌سنجی محاسبات در تمام مراحل از فایل‌های آموزشی NOAA استفاده گردید. برای نمونه محاسبات موجود در بخش (15.1-15.3) مرجع ۵۱ انجام شد، این محاسبات مثالی در رابطه با پراکندگی جوی هسته‌های پرتوزا است.

۳-۶ پراکندگی ناشی از عملکرد عادی

شبیه‌سازی غلظت مواد پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارنمنستان در یک دوره‌ی یک ساله دارای زمان اجرای طولانی است، با توجه به این نکته در نظر گرفتن نمونه برای این شبیه‌سازی‌ها امری معقول است. فرآیند مسیریابی ذرات و نمونه‌گیری در بخش ۳-۹ به طور مبسوط گزارش خواهد شد. به دلیل اعمال اصلاحات فراوان جهت ایجاد شرایط ایمن‌تر در حالت عادی عملکرد نیروگاه ارنمنستان، که در بخش ۳-۳ بیان شد، شبیه‌سازی عملکرد عادی تنها به سال ۲۰۰۸ محدود گردید. پس از بررسی مسیرهای تصادفی موجود برای سال ۲۰۰۸، ساعت ۰۰ UTC روز ۲۰۰۸/۱/۳۱ به دلیل گذر مسیر ذرات از شمال غرب ایران طی یک دوره‌ی ۷۲ ساعته به عنوان نمونه‌ای از روزهای سال ۲۰۰۸ انتخاب شد. شبیه‌سازی پراکندگی ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان شامل موارد زیر است:

۱. محاسبه‌ی غلظت آلاینده‌ها طی عملکرد عادی این نیروگاه
۲. بررسی گلباد منطقه جهت تعیین تعداد روزهایی از سال ۲۰۰۸ که شرایط مشابهی با نمونه دارند. در واقع هدف از این بررسی پاسخ به این سؤال است که "در طول سال ۲۰۰۸ چند روز وجود دارد که مسیر آلاینده‌ها به صورتی است که بیشینه‌ی غلظت در ایران ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان رخ می‌دهد؟" با توجه به نتایج این بخش ضریبی جهت محاسبه‌ی دز سالانه‌ی خارجی بدست می‌آید.

این دو مورد در بخش‌های ۳-۷ و ۳-۸ به طور مبسوط توضیح داده شده‌اند.

۷-۳ غلظت آلاینده‌ها در حالت عملکرد عادی

ورودی‌های مورد نیاز کد HYSPLIT برای محاسبه‌ی غلظت آلاینده طی عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان برای یک نمونه از سال ۲۰۰۸ به شرح زیر است:

۱. اجرای برنامه از ساعت ۰۰ روز ۲۰۰۸/۱/۳۱ آغاز و تا ۷۲ ساعت بعد ادامه یافت. ۷۲ ساعت

جهت پراکندگی مواد پرتوزا در شمال غرب ایران، با توجه به مسیریابی این مواد کافی است.

۲. ارتفاع رهاسازی ذرات ۱۵۰ متر که معادل طول دودکش نیروگاه ارنمنستان است در مختصات این نیروگاه در نظر گرفته شد.

۳. با توجه به خطوط مسیر عمودی ذرات بیش‌ترین ارتفاع ممکن پیش‌روی ذرات ۲۰۰۰ متری از سطح زمین در نظر گرفته شد.

۴. در جدول ۲-۳ نرخ انتشار ۷ ماده‌ی پرتوزا طی یک سال کاری نیروگاه بیان شده است. جهت شبیه‌سازی این مقادیر بر تعداد ساعات یک سال تقسیم گردید و به عنوان نرخ انتشار ورودی مدل استفاده شد. زمان انتشار ۲۴ ساعت، که معادل یک روز است، در نظر گرفته شد. ید در حالت عادی عملکرد به صورت ذره در نظر گرفته شد.

۵. انتشار در یک شبکه‌ی ۵×۵ درجه با گام مکانی ۰/۱×۰/۱ درجه و در دو ارتفاع ۰ و ۱/۵ متری، که به ترتیب معرف سطح زمین و قد متوسط یک فرد هستند، بررسی شد. لازم به ذکر است هر ۰/۱ درجه حدوداً معادل ۱۰ کیلومتر است.

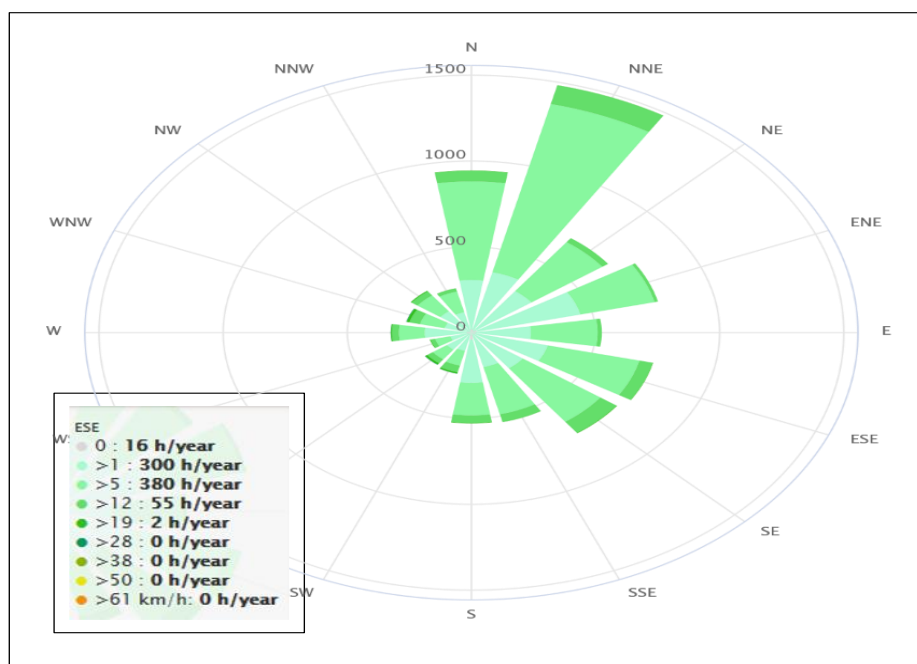
۶. زمان اجرای میانگین مدل ۷۲ ساعت در نظر گرفته شد.

۳-۸ بررسی گلباد منطقه

گلباد^۱ روشی گرافیکی برای نمایش مشخصات وزش باد در مقیاس محلی با توجه به جهت وزش می‌باشد. برای رسم گلباد داده‌های هواشناسی مربوط به وزش باد طی یک دوره‌ی زمانی مشخص ساعتی، ماهانه، سالانه و یا طولانی مدت برای یک منطقه‌ی خاص جمع‌آوری و براساس جهت باد دسته‌بندی می‌شوند. سپس یک گراف دایروی شکل در یک دستگاه مختصات مرکزی براساس جهت‌های جغرافیایی از این اطلاعات ترسیم می‌شود. طول هر بازوی این گراف نشان‌دهنده‌ی مدت زمان وزش باد در آن جهت می‌باشد. تفسیر این گراف وابسته به اطلاعات توپوگرافی منطقه می‌باشد. این گراف دارای کاربردهای فراوانی از جمله امکان‌سنجی استفاده از انرژی بادی، طراحی باند فرودگاه، زمین‌های ورزشی، طراحی شهری، مکان‌یابی جهت گسترش فضای سبز و عدم استقرار صنایع آلاینده در جهت باد غالب می‌باشد [۵۲].

با توجه به فاصله‌ی ۵ کیلومتری شهر متسامور از نیروگاه هسته‌ای متسامور ارمنستان اطلاعات هواشناسی این شهر به عنوان داده‌های هواشناسی منطقه‌ای نیروگاه استفاده شده است. در شکل ۳-۹ گلباد سالانه‌ی شهر متسامور که بر اساس شبیه‌سازی داده‌های ۳۰ ساله‌ی جهانی (۱۹۸۵-۲۰۱۵) با قدرت تفکیک ۳۰ کیلومتر قابل مشاهده است. رنگ‌ها نماینده‌ی سرعت‌ها بر حسب کیلومتر بر ساعت هستند و گسترش آن‌ها در نمودار نماد تعداد ساعات وزش باد با این سرعت است. جهت باد غالب بر اساس این نمودار در منطقه‌ی متسامور شمال شرق است. با تطبیق شکل‌های ۳-۱ و ۳-۹ دید بهتری در رابطه با اطلاعات موجود در گلباد حاصل می‌شود. اگر فرض شود، گلباد بر مکان نیروگاه ارمنستان منطبق باشد، جهت ESE دارای مقادیر بالایی از وزش باد است. این جهت به دلیل مایل بودن به سمت کشور ایران نیز حائز اهمیت هستند. جهت ESE نزدیک‌ترین جهت به نتایج مسیریابی در حالت عادی عملکرد نیروگاه ارمنستان است.

^۱Wind rose



شکل ۳-۹: گلباد سالانه‌ی شهر مِتسامور [۵۳]

در این پژوهش با توجه به مسیر پخش مواد طی بازه‌ی شبیه‌سازی و اطلاعات موجود در شکل ۳-۹ ضریب ۳۱ روز برای محاسبات دز سالانه در حالت عادی عملکرد نیروگاه در نظر گرفته شد.

۳-۹ پراکندگی ناشی از حادثه‌ی فرضی

مطابق با جدول ۱-۱ توان الکتریکی واحد اول فوکوشیما دای ایچی ۴۶۰ مگاوات گزارش شده است، همچنین این واحد قدیمی‌ترین واحد نیروگاه فوکوشیما دای ایچی است. تصویر ساختمان واحد ۱ که بخش قابل توجهی از ساختمان آسیب دیده است، در شکل ۳-۱۰ قابل مشاهده است. با توجه به این موارد و مشابه بودن توان راکتور واحد ۱ فوکوشیما با راکتور واحد ۲ نیروگاه ارنستان به سختی می‌توان حادثه‌ای شدیدتر از آنچه در فوکوشیما رخ داده است، برای واحد ۲ نیروگاه ارنستان متصور شد. داده‌های زمان واقعی حادثه‌ی فوکوشیما از طریق منابع متعددی قابل دسترس است و این نکته در شبیه‌سازی حادثه‌ی فرضی دارای اهمیت ویژه‌ای می‌باشد. لذا در پژوهش حاضر مقادیر خروجی از حادثه‌ی فوکوشیما در روز ۱۲ و ۱۳ مارچ ۲۰۱۱ جمع‌آوری 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 در نظر گرفته شده است.



شکل ۳-۱۰: ساختمان آسیب دیده‌ی واحد ۱ نیروگاه فوکوشیما [۱۹]

شبیه‌سازی حادثه‌ی فرضی شامل دو فاز است:

۱. فاز اول: مسیریابی و تعیین روز وقوع حادثه

۲. فاز دوم: شبیه‌سازی غلظت مواد پرتوزا طی حادثه

در بخش‌های ۳-۹-۱ و ۳-۹-۲ به صورت مبسوط به این موارد پرداخته خواهد شد.

۳-۹-۱ فاز اول شبیه‌سازی حادثه

طی مطالعات در رابطه با اقلیم یک منطقه، به ویژه تاریخچه‌ی هواشناسی و فرآیند هوابرد انتقال آلاینده‌ها، یک دوره‌ی بلند مدت مورد بررسی قرار می‌گیرد، این امر منوط بر وجود اطلاعات کافی در رابطه با شرایط منطقه است. با توجه به این نکته در این بخش برای بررسی مسیرهای گوناگون حرکت آلاینده‌ها یک دوره‌ی ۱۰ ساله (۲۰۰۶-۲۰۱۵) انتخاب گردید و در فرآیند نمونه‌گیری از مدل مسیریابی HYSPLIT با استفاده از روش پیش‌رو استفاده شد. در این مرحله مجموعاً ۶۰۰ روز با استفاده از اعداد تصادفی به عنوان نمونه انتخاب گردید، در انتخاب این روزها فرض شد هر سال ۱۲ ماه و هرماه ۵ هفته

دارد، لذا در مجموع برای هر سال ۶۰ عدد تصادفی در نظر گرفته شد. زمان شروع شبیه‌سازی در کد HYSPLIT علاوه بر تاریخ دارای ساعت شروع نیز هست. برای تعیین ساعت شروع روز اول حادثه به صورت تصادفی از بین ۴ عدد ۶، ۱۲، ۱۸ و ۲۴ UTC انتخاب گردید. این زمان‌ها به عنوان نماینده‌هایی از ۲۴ ساعت شبانه‌روز انتخاب شدند و مسیریابی طی دوره‌های ۱۵ روزه بررسی شد. مجموعاً ۲۳۳ روز از ۶۰۰ روز نمونه‌گیری دارای خطوط مسیر گذرنده از ایران هستند. ۴۰ درصد از حوادث فرضی که منجر به طی مسیر در کشور ایران می‌شوند در روز اول حادثه دارای ساعت شروع شبیه‌سازی UTC ۱۲:۰۰ می‌باشند. این ۴۰ درصد شامل ۹۲ روز هستند، در ادامه جهت بررسی روز دوم حادثه نیز مسیر ذرات به وسیله‌ی مسیریابی به صورت پیش‌رو با استفاده از ۲۴ عدد تصادفی برای زمان وقوع حادثه مجدداً طی دوره‌های ۱۵ روزه بررسی گردید و از بین آن‌ها ۹ روز به عنوان نمونه برای محاسبات غلظت در نظر گرفته‌شد. در تمام موارد اعداد تصادفی به وسیله‌ی نرم‌افزار اکسل تولید شدند. در شکل ۳-۱۱ نمونه‌ای از یک فایل کنترل مسیریابی، که به ترتیب شامل تاریخ شروع مسیریابی، مشخصات چشمه، زمان کل اجرا، جهت انتشار، بالاترین ارتفاع ره‌گیری آلاینده‌ها و فایل ورودی هواشناسی است، قابل مشاهده است. مسیر ذرات با ارتفاع ره‌سازی ۲۰، ۱۰۰، ۱۲۰ و ۱۵۰ متری (ارتفاع دودکش) از سطح زمین به وسیله‌ی کد محاسبه و نتایج این شبیه‌سازی‌ها بررسی گردید. در واقع ارتفاع‌های یاد شده را ارتفاع مؤثر پخش مواد می‌نامند و با توجه به ابر ایجاد شده در زمان وقوع انفجار نیروگاه فوکوشیما و ارتفاع دودکش نیروگاه ارنستان تعیین شده‌اند. لازم به ذکر است که ساختمان‌های تخریب شده یک منبع نقطه‌ای نیستند و دارای ابعاد سطحی نیز هستند اما با یک تقریب خوب طی بررسی پراکندگی جوی آلاینده‌ها در مساحت‌های گسترده مانند آنچه در پژوهش حاضر رخ داده است می‌توان از حجم این چشمه‌ها صرف نظر کرد و آن‌ها را نقطه‌ای فرض کرد. در جدول ۳-۹ فهرست زمان شروع ۹ حادثه‌ی فرضی که مسیر آن‌ها به نحوی از ایران عبور می‌کند قابل مشاهده است. در قسمت نتایج توضیحات بیشتری در رابطه با این جدول بیان خواهد شد.

```

13 01 14 18
4
40.18 44.14 20.0
40.18 44.14 100.0
40.18 44.14 120.0
40.18 44.14 150.0
360
0
10000.0
9
E:/gdas2013/
gdas1.feb13.w1]
./
tdump

```

شکل ۳-۱۱: نمونه‌ای از یک فایل ورودی متنی مسیریابی

جدول ۳-۹: فهرست زمان شروع ۹ حادثه‌ی فرضی

تاریخ و زمان شروع شبیه سازی	حادثه
UTC ۲۰۰۶/۱۱/۲۳ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۰۶/۱۱/۲۴ ساعت ۴	A
UTC ۲۰۰۷/۷/۱۷ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۰۷/۷/۱۸ ساعت ۹	B
UTC ۲۰۰۹/۴/۳ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۰۹/۴/۴ ساعت ۵	C
UTC ۲۰۱۰/۱۲/۳۱ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۱/۱/۱ ساعت ۸	D
UTC ۲۰۱۱/۹/۷ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۱/۹/۸ ساعت ۱۲	E
UTC ۲۰۱۲/۳/۴ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۲/۳/۵ ساعت ۲۴	F
UTC ۲۰۱۳/۵/۱۵ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۳/۵/۱۶ ساعت ۵	G
UTC ۲۰۱۴/۱۱/۱۸ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۴/۱۱/۱۹ ساعت ۱۲	H
UTC ۲۰۱۵/۲/۱۵ ساعت ۱۲ - UTC ۲۰۱۵/۲/۱۶ ساعت ۲	I

۳-۹-۲ فاز دوم شبیه‌سازی حادثه

در ابتدا جهت یافتن الگوی غلظت آلاینده‌های پرتوزا پراکندگی ^{131}I و ^{137}Cs طی ۹ حادثه‌ی فرضی طراحی شده در قسمت قبل بررسی شد. هر کدام از این حوادث دارای زمان اجرای کل ۱۵ روز بود. پس از انتخاب حادثه‌ی E به عنوان روزهای وقوع حادثه‌ی فرضی مجدداً غلظت تمام هسته‌های پرتوزای موجود در جدول ۳-۱۰ طی یک دوره‌ی ۱۵ روزه پس از وقوع حادثه شبیه‌سازی شد و خروجی متنی مربوط به این آلاینده‌ها جهت محاسبات دز دریافت شد.

جدول ۳-۱۰: نرخ انتشار هسته‌های پرتوزا ($\times 10^{12}$ Bq/h) [۱۹ و ۲۰ و ۵۴]

^{89}Sr	^{90}Sr	^{134}Cs	^{137}Cs	^{131}I گازی	^{131}I ذره‌ای	هسته‌ی پرتوزا (روز/زمان انتشار)
۱	۰/۱	۱۰	۱۶/۸	۱۰۰	۱۰۰	روز اول (۹ ساعت)
۳	۰/۲	۳۰	۲۵/۶	۱۵۴/۲	۱۵۴/۲	روز دوم (۲۴ ساعت)

نکات مربوط به محاسبات غلظت:

۱. طی یک حادثه‌ی نیروگاه هسته‌ای تعداد زیادی از هسته‌های پرتوزا منتشر می‌شوند که می‌تواند بیشتر از ۱۵۰ هسته‌ی پرتوزا را شامل شود. جهت بررسی اثرات محیطی و سلامت ناشی از حادثه‌ی نیروگاه هسته‌ای تنها بر هسته‌های با خطر پرتوی بالا تمرکز می‌شود [۴۹]. البته هسته‌های دیگری مانند پلوتونیم نیز وجود دارند که دارای مخاطرات سلامتی هستند اما به دلیل سنگین بودن این ذرات در نزدیکی نیروگاه نهشت می‌کنند، لذا با توجه به فاصله‌ی نیروگاه ارنستان از ایران در شبیه‌سازی‌های پژوهش حاضر لحاظ نشدند.

۲. محاسبه‌ی غلظت آلاینده‌ها در جو و سطح زمین به ترتیب شامل محاسبه‌ی نسبت پرتوزایی به حجم و سطح سلول شبکه‌ی خروجی مدل است. شبکه‌ی خروجی به طور مستقل و توسط کاربر با توجه به وسعت منطقه و تفکیک‌پذیری داده‌های هواشناسی تعریف می‌شود. در این

پژوهش غلظت در شبکه‌ای با ابعاد 40×30 درجه و گام مکانی $0/5$ درجه، که معادل 50 کیلومتر است، به مرکزیت نیروگاه ارنستان محاسبه شد. همچنین اگرچه حرکت عمودی ذرات در فشارها و ارتفاع‌های مختلف از سطح زمین صورت می‌گیرد در این پژوهش تنها غلظت در سطح زمین و ارتفاع $1/5$ متری که برابر با قد متوسط یک انسان است محاسبه شد.

۳. بیش‌ترین ارتفاع ره‌گیری ذرات در شبیه‌سازی حادثه 10000 متری از سطح زمین در نظر گرفته شده است.

۴. چون منطقه‌ی مورد بررسی شامل انواع سطوح نهشت است سرعت نهشت خشک به صورت میانگینی از مقادیر موجود در جدول $3-8$ در نظر گرفته شده است.

۵. در رابطه با نهشت خشک و مرطوب ^{131}I در حالت گازی سرعت نهشت خشک $0/01$ (m/s) و ثابت هانری 3 در نظر گرفته شد [۴۸].

۳-۱۰ محاسبات دز

دریافت دز به دو طریق دریافت از چشمه‌ی خارجی و دریافت از چشمه‌های داخل بدن صورت می‌پذیرد. در رابطه با پراکندگی جوی مواد پرتوزا دریافت خارجی از سطح زمین و هوا و دریافت داخلی از طریق استنشاق و بلع مواد پرتوزا صورت می‌گیرد. اسلپر^۱ و همکارانش در سال ۱۹۹۴ روشی جهت ارزیابی مخاطرات ناشی از رهاسازی تصادفی مواد از نیروگاه‌های هسته‌ای در اروپا ارائه کردند. در این روش ضمن ارزیابی خطر روند محاسبات دز ناشی از تمام راه‌های پرتوگیری ممکن بیان شد [۵۵]. محاسبات دز در پژوهش حاضر بر اساس این روش صورت گرفته است. ضرایب تبدیل دز مورد استفاده در این پژوهش در جدول ۳-۱۱ موجود هستند. مقیاس مناسب برای بررسی دز فردی مجاز با استفاده از ICRP 103 استخراج شد. لازم به ذکر است به دلیل گستردگی ناحیه‌ی مورد بررسی در هر دو حالت عملکرد عادی و حادثه تنها پرتوگیری خارجی طی یک سال مورد بررسی قرار گرفت.

پرتوگیری خارجی از دو مسیر زیر صورت می‌گیرد:

۱. دریافت دز ناشی از غوطه‌وری در ابر پرتوزای منتشر شده

۲. دریافت دز ناشی از هسته‌های پرتوزای نهشت یافته بر سطح زمین

روند محاسبه‌ی این دو مورد در بخش‌های ۳-۱۱ و ۳-۱۲ بیان شده است.

جدول ۳-۱۱: ضرایب تبدیل دز [۵۶]

$\lambda(s^{-1})$	DCF نهشت	DCF غوطه‌وری	هسته‌ی پرتوزا
2.57E-08	8.12E-16	4.09E-14	⁵⁴ Mn
4.20E-09	2.35E-15	1.26E-13	⁶⁰ Co
1.59E-07	2.27E-18	7.73E-17	⁸⁹ Sr
7.69E-10	2.84E-19	7.53E-18	⁹⁰ Sr
3.2E-08	2.65E-15	1.36E-13	^{110m} Ag
9.98E-07	3.76E-16	1.82E-14	¹³¹ I
1.07E-08	1.52E-15	7.57E-14	¹³⁴ Cs
7.35E-10	2.85E-19	7.74E-18	¹³⁷ Cs

۱۱-۳ محاسبات دز ناشی از غوطه‌وری

دز معادل مؤثر کل ناشی از غوطه‌وری در ابر پرتوزا از رابطه‌ی ۱-۳ محاسبه می‌شود. در بررسی پرتوگیری ناشی از غوطه‌وری در ابر پرتوزا ضریب تبدیل دز، محاسبه‌ی دز بر اساس غلظت هوا را ممکن می‌سازد. جمله‌های درون پرانتز رابطه ۱-۳ ناشی از زمان‌های حضور مردم درون ساختمان است که به صورت جزئی از پرتوگیری جلوگیری می‌کند [۵۵].

$$D_{extcl} = C_A \cdot DC_{extcl} \cdot (1 - F_{ind} + F_{ind} \cdot F_{buildcl}) \quad (1-3)$$

که در این رابطه:

D_{extcl} : دز ناشی از قرار گرفتن درون ابر پرتوزایی از هسته‌های خاص (SV)

C_A : غلظت برای ابر پرتوزای خاص در زمان کل انتشار ($Bq \cdot s \cdot m^{-3}$)

DC_{extcl} : ضریب تبدیل دز برای واحد غلظت هوا جهت محاسبه‌ی دز تابشی خارجی برای ابری نامحدود

از یک هسته‌ی پرتوزای خاص ($Sv \cdot s^{-1} \cdot Bq^{-1} \cdot m^3$)

F_{ind} : کسر میانگین زمان سپری شده درون ساختمان (۰/۷)

$F_{buildcl}$: عامل کاهش متوسط درون ساختمان از تابش خارجی ابرها (۰/۷)

۱۲-۳ محاسبات دز ناشی از نهشت

پرتوگیری ناشی از هسته‌های پرتوزای نهشت‌یافته بر سطح زمین شامل مواردی است که فرد روی خاکی که حاوی مواد پرتوزا است راه می‌رود یا می‌ایستد. ضرایب تبدیل دز، غلظت خاک را با دز دریافتی مرتبط می‌سازند. جمله‌ی درون پرانتز رابطه ۲-۳ ناشی از زمان‌های حضور مردم درون ساختمان است که به صورت جزئی از پرتوگیری جلوگیری می‌کند. با استفاده از جمله‌ی نمایی وابستگی غلظت مواد پرتوزا به زمان محاسبه می‌شود [۵۵].

دز ناشی از هسته‌های پرتوزای نهشت یافته بر سطح زمین در سه بازه‌ی زمانی مجزا محاسبه می‌گردد:

الف) طی یک دوره‌ی یک ماهه پس از نهشت

ب) طی دوره‌ی ۱۱ ماهه از ماه دوم تا یک سال پس از نهشت

ج) طی یک دوره‌ی بلند مدت (پس از یک سال تا پایان دوره‌ی ارزیابی)

در پژوهش حاضر یک دوره‌ی یک ساله، که شامل موارد الف و ب است، با استفاده از رابطه‌ی (۲-۳) مورد مطالعه قرار گرفت.

$$D_{extsoi} = DC_{extso} \cdot O_A \cdot (1 - F_{ind} \cdot (1 - F_{build})) \cdot \frac{(e^{-\lambda \cdot t_i} - 1 - e^{-\lambda \cdot t_i})}{\lambda} \cdot F_{runoff} \cdot F_{penei} \quad (2-3)$$

D_{extsoi} : دز ناشی از پرتوگیری خارجی از هسته‌ی پرتوزای خاص نهشت یافته بر زمین در دوره‌ی i ام
(Sv)

DC_{exto} : ضریب تبدیل دز جهت پرتوگیری خارجی سطحی برای هسته‌ی پرتوزای خاص، زمانی که هیچ حفاظی در نظر گرفته نشده است. ($Sv \cdot s^{-1} \cdot Bq^{-1} \cdot m^2$)

O_A : نهشت کل برای هسته‌ی پرتوزای خاص بر واحد سطح (Bq/m^2)

F_{ind} : کسری از زمان که درون ساختمان گذرانده می‌شود (۰/۷)

F_{build} : عامل کاهش برای حفاظسازی درون ساختمان (۰/۳)

F_{penei} : ضریب حفاظسازی ناشی از نفوذ هسته‌های پرتوزا در زمین (برای ماه اول ۱ و برای مابقی سال ۰/۵ در نظر گرفته شد)

F_{runoff} : تصحیحی برای جریان آب در نواحی شهری (از عدد ۱ برای نواحی شهری و روستایی استفاده شد)

t_i و t_{i-1} : به ترتیب زمان‌های شروع و پایان دوره‌ی i ام (روز)

تصحیحی برای جریان آب در نواحی شهری به دلیل گستردگی منطقه و وجود هر دو ناحیه در مساحت مورد مطالعه صورت نگرفت و عامل آن همواره ۱ فرض شد. به طور کلی عامل تصحیح برای جریان آب از رابطه‌ی ۳-۳ محاسبه می‌گردد.

$$F_{runoffi} = 1 - F_{popurban} \cdot (1 - F_{urbani}) \quad (3-3)$$

$F_{popurban}$: کسری از جمعیت است که در نواحی شهری زندگی می‌کنند.

F_{urbani} : کسری از جریان آب آلوده در نواحی شهری

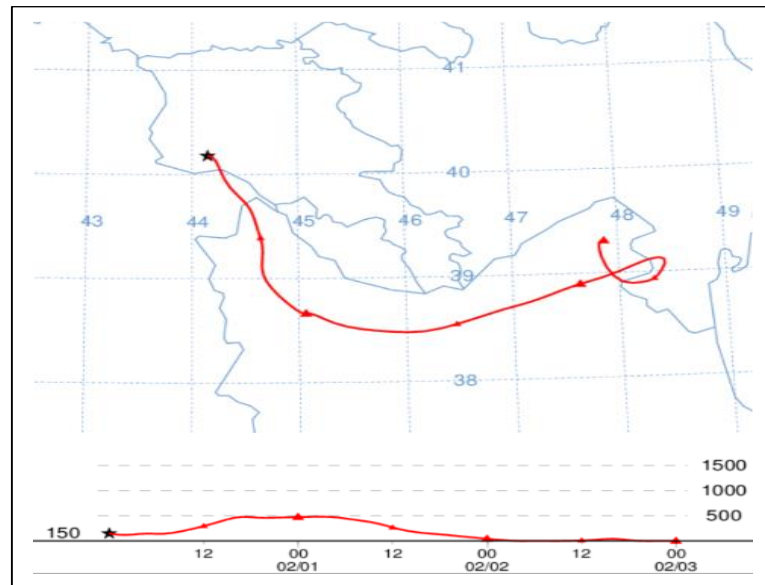
در نهایت پس از انجام محاسبات مربوط به دریافت دز خارجی با استفاده از نرم‌افزار 14 surfer نقشه‌ی کانتور دز برای حالت عادی و حادثه با استفاده از خروجی‌های مدل HYSPLIT رسم گردید. 14 surfer یک ابزار نقشه‌کشی بسیار کارآمد است که قابلیت ترسیم انواع نقشه‌ها برای اهداف خاص و امکانات زیادی از جمله ایجاد شبکه‌های دلخواه بر روی نقشه‌های ایجاد شده بر اساس داده‌های طبقه‌بندی نشده را داراست. وجود این قابلیت‌ها برای رسم نقشه‌های این پژوهش ضروری می‌باشد [۵۷].

فصل چهارم

بحث و نتیجه گیری

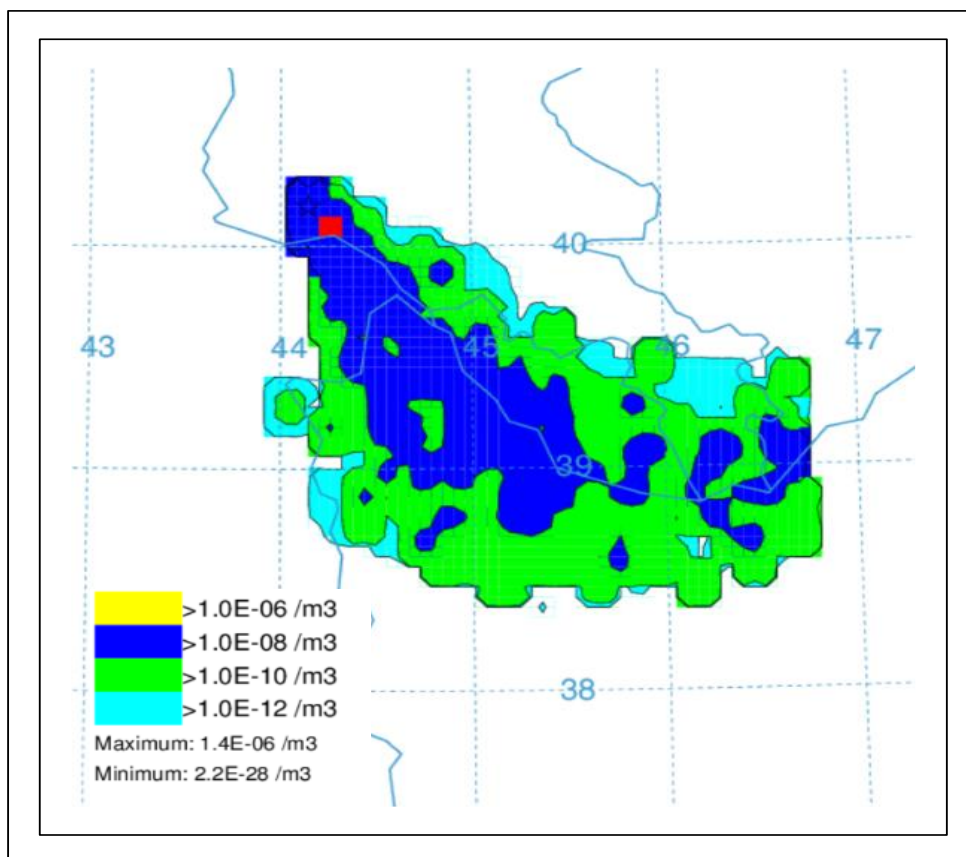
۴-۱ نتایج پراکندگی ناشی از عملکرد عادی

مسیریابی ذرات از ساعت ۰۰ UTC روز ۲۰۰۸/۱/۳۱ آغاز و تا ۷۲ ساعت پس از آن ادامه یافت. شکل ۴-۱ نتیجه‌ی این مسیریابی را به صورت افقی و عمودی بر حسب ارتفاع از سطح زمین نمایش می‌دهد. بر اساس این شکل، هسته‌های پرتوزا نواحی واقع در عرض جغرافیایی ۳۸-۴۰/۱۸ درجه‌ی شمالی و ۴۴-۴۹ درجه‌ی شرقی را در ارتفاع ۰ تا ۵۰۰ متری طی می‌کنند. پدیده‌ی پخش آلاینده‌ها وابسته به جریان هوا است، در صورتی که خطوط مسیر بر یک ناحیه متمرکز باشند امکان وجود آلاینده‌ها در آن ناحیه افزایش می‌یابد. هرچه مقدار آلاینده‌های رها شده در جو کوچک‌تر باشد زمان مورد نیاز برای رهگیری آلاینده‌ها کم‌تر است زیرا سریع‌تر پراکنده می‌شوند. در این شکل مسیر ذرات بر نواحی مرزی شمال غرب ایران متمرکز است، این مناطق نزدیک‌ترین قسمت ایران به نیروگاه ارمنستان هستند، لذا مسیر در این روز برای مطالعات اثرات پراکندگی جوی عملکرد عادی نیروگاه ارمنستان روی ایران با توجه به مقادیر اندک خروجی نیروگاه در حالت عادی نسبت به حالت حادثه مطلوب است.



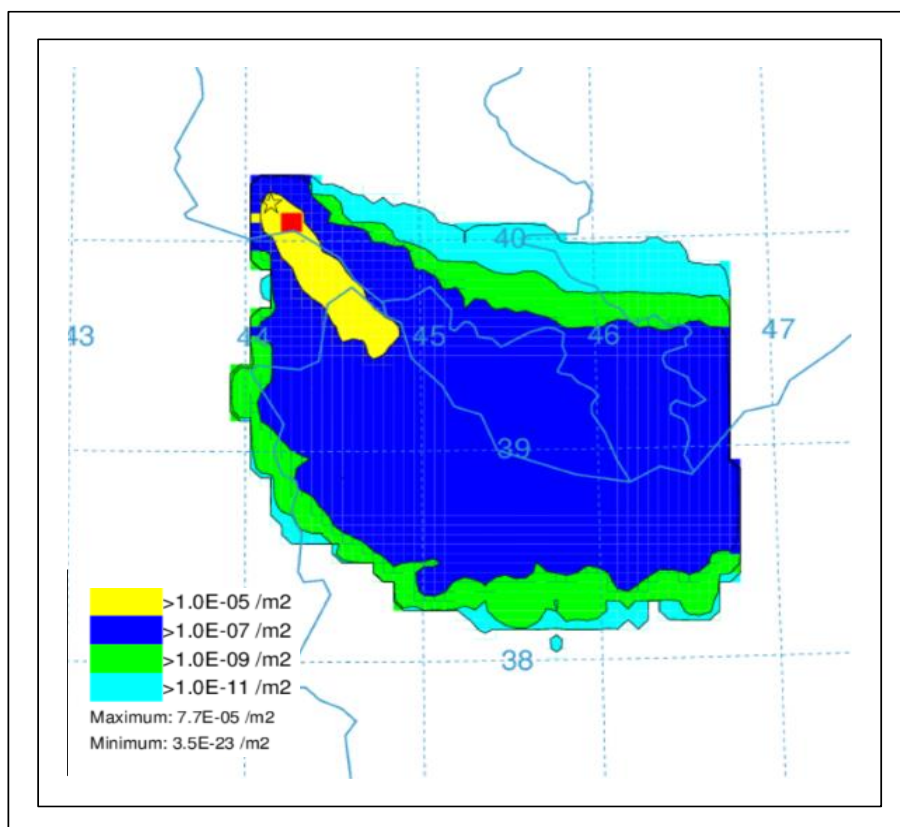
شکل ۴-۱: مسیر آلاینده‌ها طی عملکرد عادی

شکل ۲-۴ نحوه‌ی پراکندگی جوی ۷ هسته‌ی پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارنستان ناشی از حالت عادی عملکرد این نیروگاه که در جدول ۲-۳ موجود هستند، را نمایش می‌دهد. خروج ذرات از دودکش نیروگاه در ساعت ۰۰ UTC روز ۲۰۰۸/۱/۳۱ آغاز شد و ۲۴ ساعت ادامه یافت، سپس پراکندگی ذرات تا ۴۸ ساعت پس از آن نیز بررسی شد که مجموعاً شامل ۷۲ ساعت است. رنگ‌های موجود در شکل نشان‌دهنده‌ی غلظت هسته‌های پرتوزا در جو می‌باشند. رنگ قرمز و فیروزه‌ای به ترتیب نماینده‌ی مقادیر بیشینه و کمینه‌ی کانتور رنگ هستند. طبق انتظار مقادیر غلظت خروجی با گام‌های شبکه‌ی ۱۰ کیلومتری در یک شبکه‌ی ۵۰۰×۵۰۰ کیلومتری اعداد کوچکی هستند.



شکل ۲-۴: پراکندگی جوی ناشی از عملکرد عادی نیروگاه (Bq/m³)

در شکل ۳-۴ نهشت ۷ هسته‌ی پرتوزای خروجی از دودکش نیروگاه ارنمنستان ناشی از حالت عادی عملکرد این نیروگاه قابل مشاهده است. شکل‌های ۳-۴ و ۲-۴ از یک اجرا حاصل شده‌اند. مقادیر شبیه‌سازی شده برای این حالت نیز مانند حالت قبل قابل توجه نیست، با این وجود حضور بخشی از کشور ایران در ناحیه‌ی زرد رنگ اهمیت محاسبات دز را در رابطه با عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان برای کشور نمایان می‌سازد.

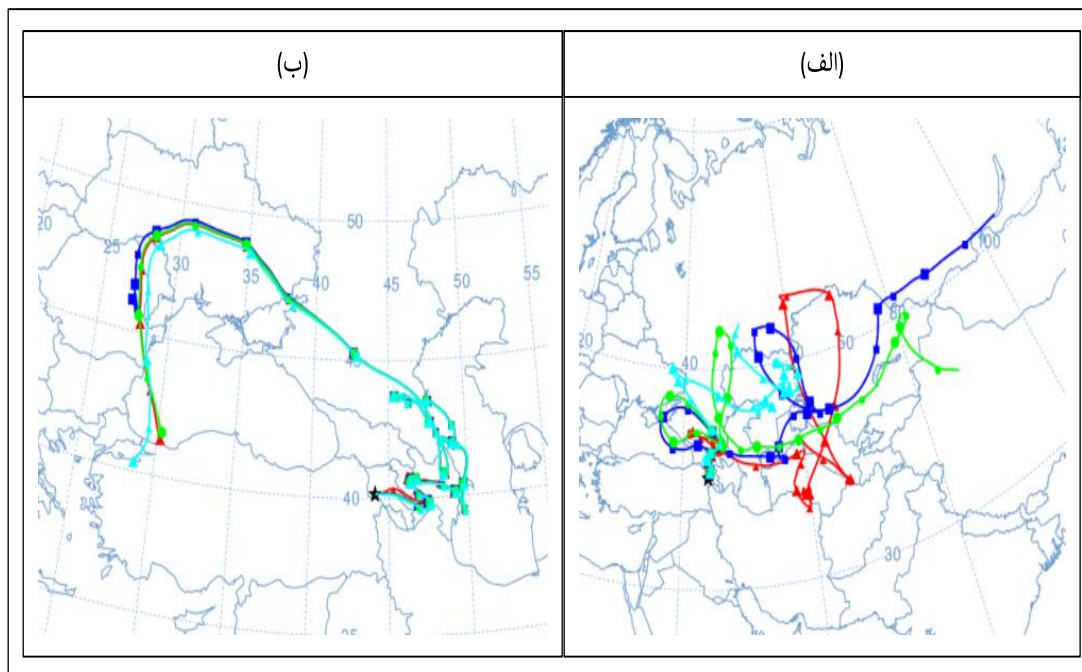


شکل ۳-۴: نهشت آلاینده‌ها ناشی از عملکرد عادی نیروگاه (Bq/m²)

۲-۴ نتایج پراکندگی ناشی از حادثه‌ی فرضی

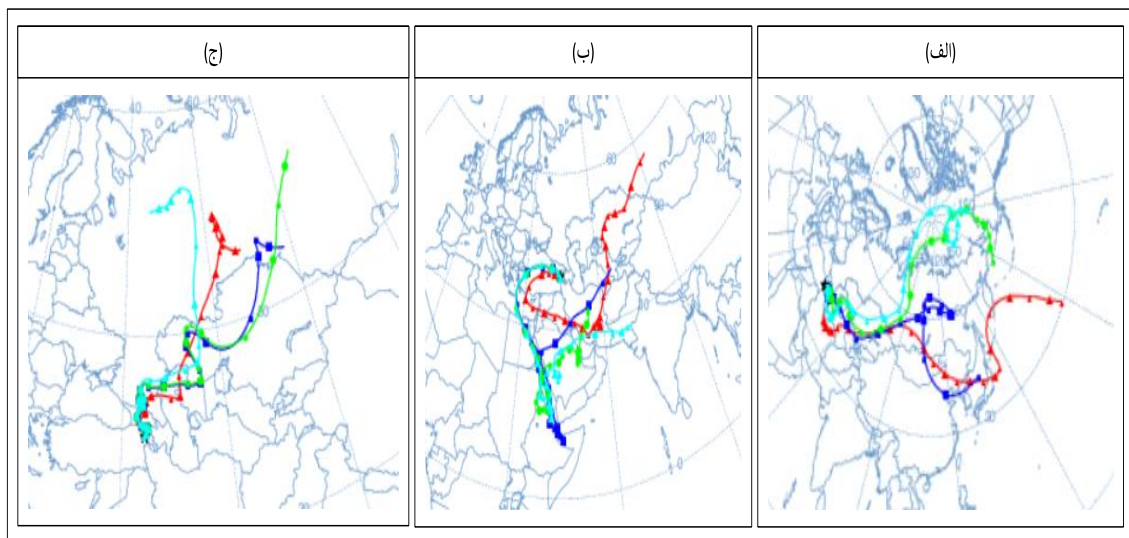
۱-۲-۴ نتایج فاز اول شبیه‌سازی حادثه

بررسی‌های انجام شده بر روی نتایج مسیریابی آلاینده‌های پرتوزا ناشی از حادثه‌ی فرضی نشان داد که مسیرهای طی دوره‌ی ۱۰ ساله‌ی (۲۰۱۵-۲۰۰۶) دارای روندهای متفاوتی هستند. در شکل ۴-۴ نمونه‌ای از این موارد قابل مشاهده است، این شکل نمای افقی مسیرها را نمایش می‌دهد. رنگ‌های قرمز، آبی، سبز و فیروزه‌ای به ترتیب نمایش دهنده‌ی مسیر با ارتفاع رهاسازی ۲۰، ۱۰۰، ۱۲۰ و ۱۵۰ متری از سطح زمین می‌باشند. در قسمت (الف) شکل ۴-۴ پیچیدگی و تفاوت مسیرها مشاهده می‌شود ولی مسیرها در قسمت (ب) شکل ۴-۴ بر هم منطبق هستند. بروز این تفاوت‌ها ناشی از گرادیان پارامترهای هواشناسی مانند فشار، دما، باد و غیره بر حسب ارتفاع رهاسازی در طول بازه‌ی زمانی شبیه‌سازی است.



شکل ۴-۴: مقایسه‌ی مسیر آلاینده‌ها بر اساس ارتفاع رهاسازی

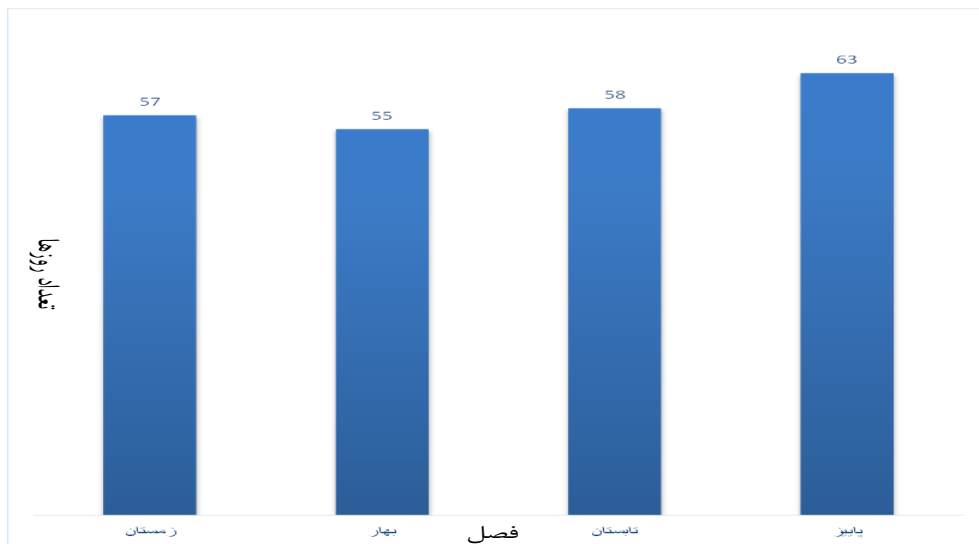
یکی دیگر از نتایج حائز اهمیت فاز اول شبیه‌سازی این است که طول‌های طی شده توسط مسیرها و همچنین جهت آن‌ها در بازه‌های زمانی ۱۵ روزه بسیار متفاوت هستند که این امر در شکل ۴-۵ قابل مشاهده است. در قسمت (الف) شکل ۴-۵ خطوط مسیر به سمت شرق آسیا امتداد پیدا کرده‌اند در صورتی که در قسمت (ب) خطوط مسیر به سمت خاورمیانه و شرق اروپا متمایل می‌شوند و سپس به سمت ایران باز می‌گردند و همچنین در قسمت (ج) خطوط مسیر به سمت شمال ارمنستان امتداد می‌یابند.



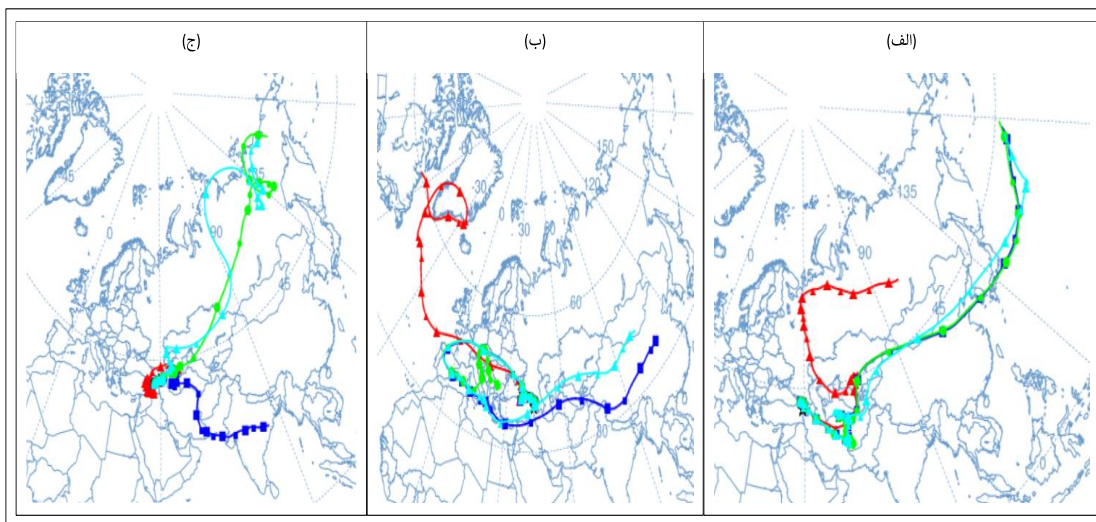
شکل ۴-۵: جهت گیری و طول خطوط مسیر طی حوادث فرضی

نمودار تعداد روزهایی که مسیرها از ایران عبور می‌کنند بر حسب فصل‌های سال، در شکل ۴-۶ مشاهده می‌شود. طی بازه‌ی ۱۰ ساله‌ی (۲۰۰۶-۲۰۱۵) فصل پاییز بیش‌ترین تعداد را داراست. مجموعاً ۲۳۳ روز از ۶۰۰ روز مورد بررسی طی بازه‌ی ۱۰ ساله، دارای خطوط مسیر گذرنده از ایران هستند. لازم به ذکر است که در اغلب موارد مرزهای شمال غربی ایران در حادثه‌ی فرضی دخیل بودند که از این موارد در مطالعات صرف نظر گردید. با وجود این که در تمام ۲۳۳ روز مسیر ذرات از ایران عبور می‌کند، طول و جهت مسیرها در این نمونه‌ها با یکدیگر تفاوت دارد، این تفاوت‌ها در شکل ۴-۷ قابل مشاهده هستند. در قسمت (الف) این شکل مسیرها تمام استان‌های شمال کشور را پوشش می‌دهند، در قسمت (ب)

فقط از استان‌های شمال غربی عبور می‌کنند و در قسمت (ج) یکی از خطوط مسیر از بخش جنوب شرقی ایران نیز می‌گذرد.

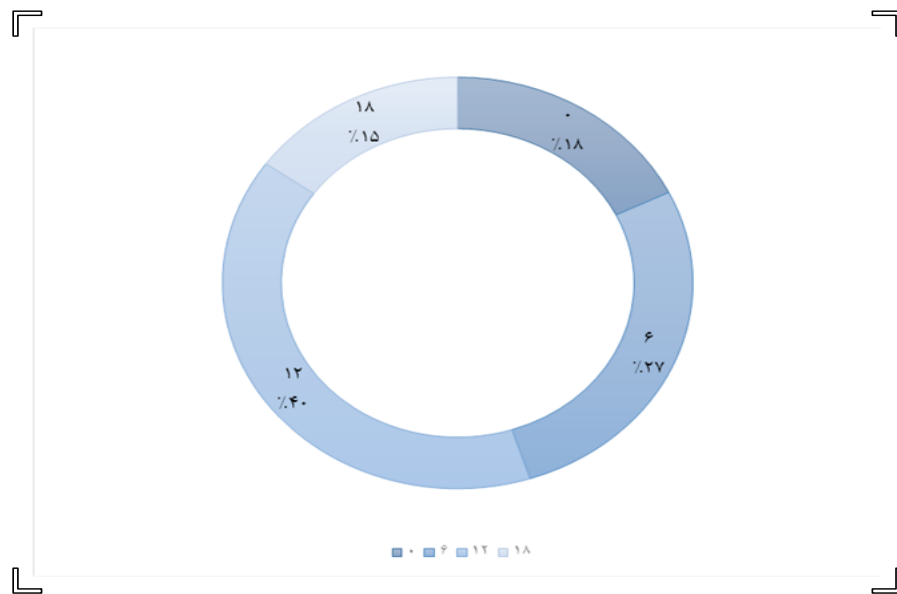


شکل ۴-۶: مسیر طی فصل‌های سال (۲۰۰۶-۲۰۱۵)



شکل ۴-۷: مسیرهای عبوری از ایران

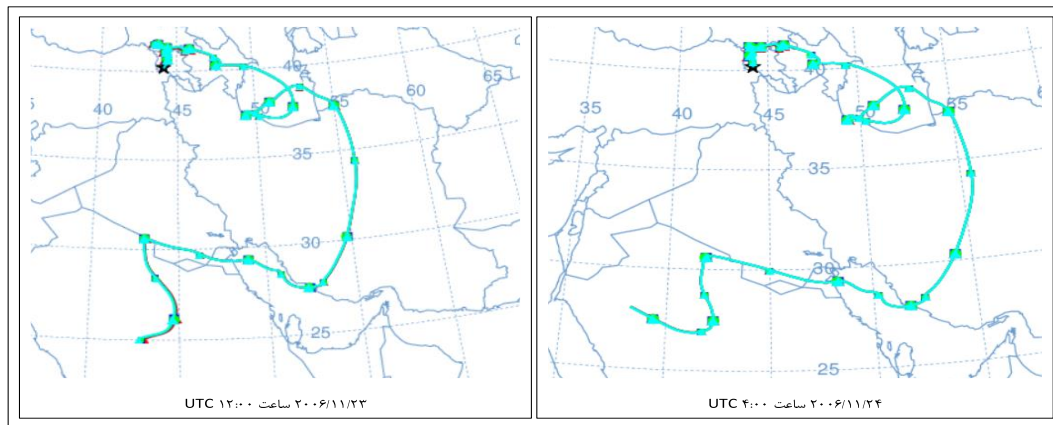
در شکل ۴-۸ مشاهده می‌شود که ۴۰ درصد از حوادث فرضی که منجر به طی مسیر در کشور ایران می‌شوند، دارای ساعت شروع شبیه سازی UTC ۱۲:۰۰ و ۲۷ درصد موارد دارای ساعت شروع شبیه سازی UTC ۰۶:۰۰ می‌باشند. از بین ۴۰ درصد حوادث، که شامل ۹۲ روز از ۲۳۳ روز می‌باشد، ۹ مورد پس از بررسی مسیر روز دوم وقوع حادثه‌ی فرضی به عنوان نمونه انتخاب شد. در انتخاب این ۹ مورد سعی شد که از هر سال یک نمونه انتخاب شود.



شکل ۴-۸: زمان شروع حوادث در بازه‌ی ۱۰ ساله

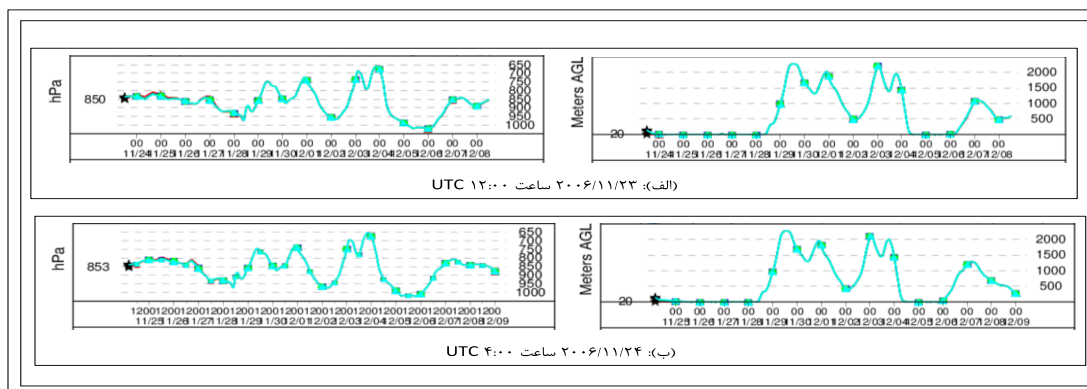
در شکل ۴-۹ و ۴-۱۰ نمونه‌ای از خطوط مسیر ۹ روز منتخب جهت بررسی غلظت در فاز دوم شبیه‌سازی نمایش داده شده است. در شکل ۴-۹ تصویر گسترش افقی مسیرهای عبوری از ایران در بازه‌های زمانی ۱۵ روزه با زمان شروع انتشار ۲۳ و ۲۴ نوامبر ۲۰۰۶ قابل مشاهده است. لازم به ذکر است که در تمام موارد انتخابی مسیرها کل مساحت کشور را جاروب نمی‌کند و سعی شده حالت‌های متفاوتی از عبور مسیرها به صورت افقی انتخاب شود. به دلیل یکسان بودن خطوط مسیر ناشی از ۴ ارتفاع مورد بررسی فقط رنگ فیروزه‌ای در شکل قابل مشاهده است. مسیرها از عرض ایران عبور کرده

و به سمت بخشی از 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 برای ۴ ارتفاع مذکور بوده است.



شکل ۴-۹: گسترش افقی مسیرهای عبوری از ایران

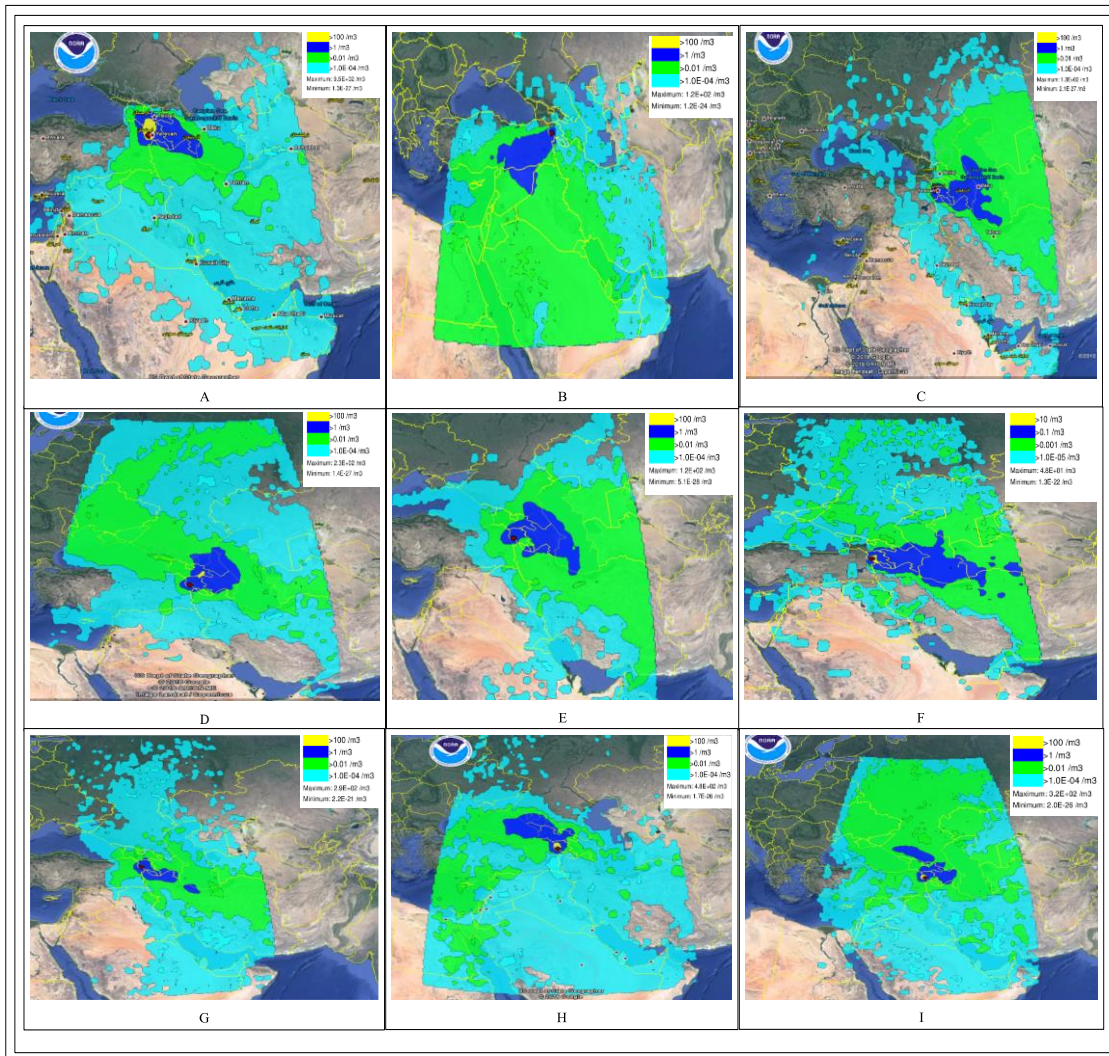
در شکل ۴-۱۰ قسمت‌های (الف) و (ب) گسترش عمودی مسیرها با دو رویکرد نمایش بر اساس تغییرات فشار و تغییرات ارتفاع از سطح زمین قابل مشاهده است. نتایج نشان می‌دهند که آلاینده‌ها در هر دو اجرا از سطح زمین تا ارتفاع بیشینه ۲۰۰۰ متری پراکنده خواهند شد. این ارتفاع‌ها تابعی از زمان هستند. به طور مثال ارتفاع مسیر آلاینده‌ها در روز ۲۸ ام نوامبر ۲۰۰۶، ۲۰ متر است، سپس آلاینده‌ها صعود می‌کنند و نهایتاً در روز ۲۹ ام نوامبر ۲۰۰۶ به بیشینه ارتفاع ۲۰۰۰ متری از سطح زمین می‌رسند.



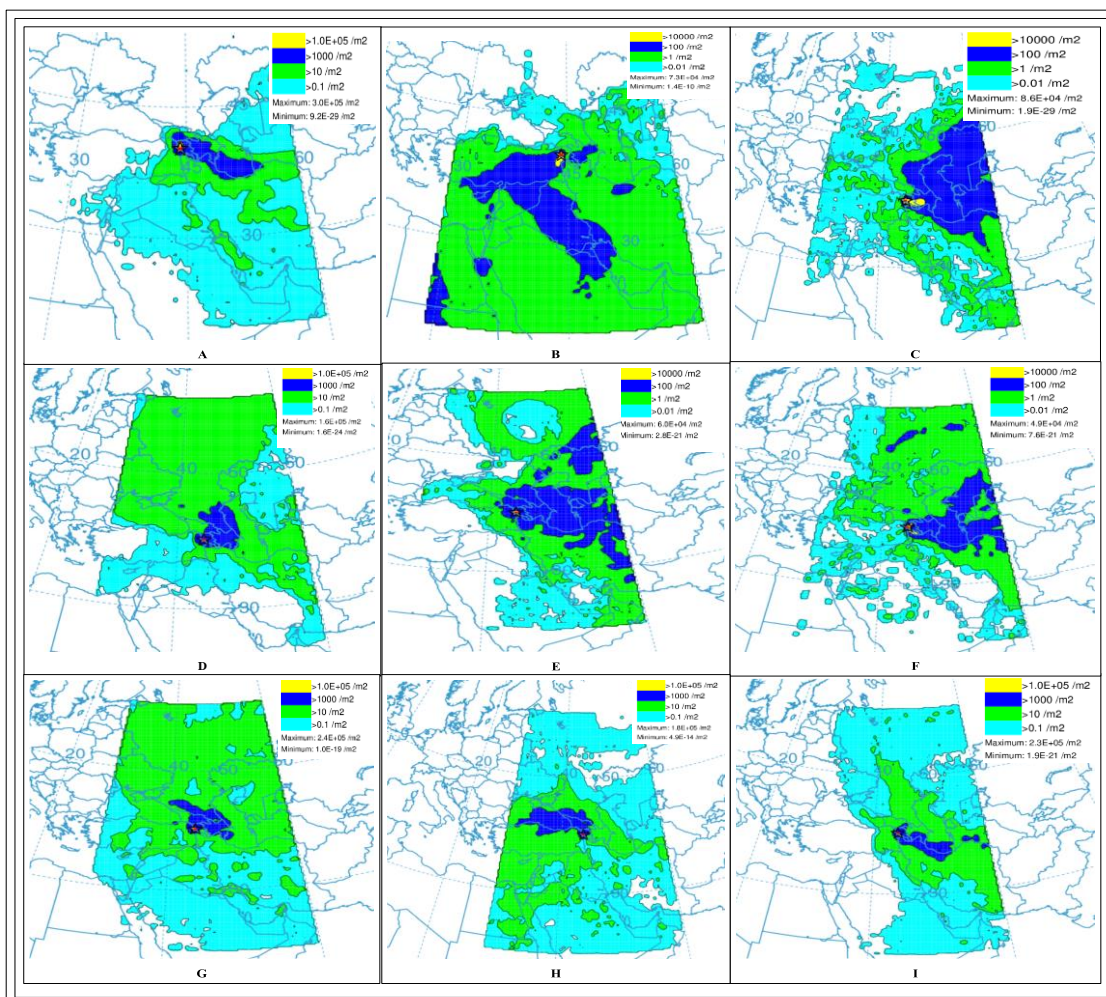
شکل ۴-۱۰: گسترش عمودی مسیرهای عبوری از ایران

۴-۲-۲ نتایج فاز دوم شبیه‌سازی حادثه

در شکل ۴-۱۱ و ۴-۱۲ به ترتیب غلظت آلاینده‌ها طی دوره‌های ۱۵ روزه در سطوح ۱/۵ متری و سطح زمین با زمان شروع ذکر شده در جدول ۳-۹ قابل مشاهده است. در این شکل‌ها رنگ زرد نمایان‌گر بیشینه‌ی غلظت ^{131}I و ^{137}Cs است که معمولاً در نزدیکی منبع رخ می‌دهد، رنگ فیروزه‌ای نماینده‌ی کمینه‌ی غلظت است که مقادیر آن به طور قابل توجهی کم است. اگرچه در دوره‌های A تا I شاهد پراکندگی مواد پرتوزا بر روی ایران هستیم، با مقایسه‌ی ۹ مورد غلظت مواد پرتوزا در ارتفاع ۱/۵ متری و سطح زمین تفاوت‌هایی در الگوی پراکندگی مواد قابل مشاهده هستند. به طور مثال در قسمت B شکل ۴-۱۱ رنگ‌های سبز و آبی پررنگ بر روی عربستان و ترکیه پراکنده شده‌اند، در حالی که در قسمت F این شکل تقریباً غلظتی در این مناطق وجود ندارد. الگوی پخش در قسمت E در هر دو شکل، به دلیل وجود رنگ‌های سبز و آبی پررنگ بر ایران متمرکز است. لذا، روزهای ۷ و ۸ سپتامبر ۲۰۱۱ به عنوان روزهای وقوع حادثه‌ی فرضی، طراحی شده بر اساس حادثه‌ی فوکوشیما، در نظر گرفته شد.



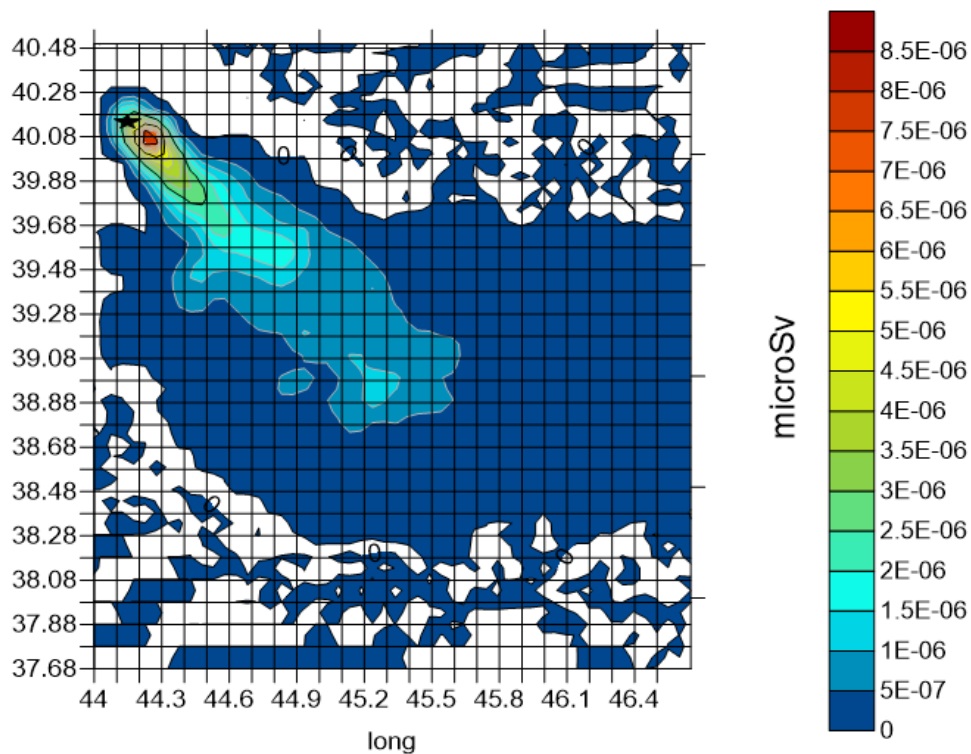
شکل ۴-۱۱: غلظت آلاینده‌ها در ارتفاع ۱/۵ متری از سطح زمین (Bq/m³)



شکل ۴-۱۲: غلظت آلاینده‌ها در سطح زمین (Bq/m²)

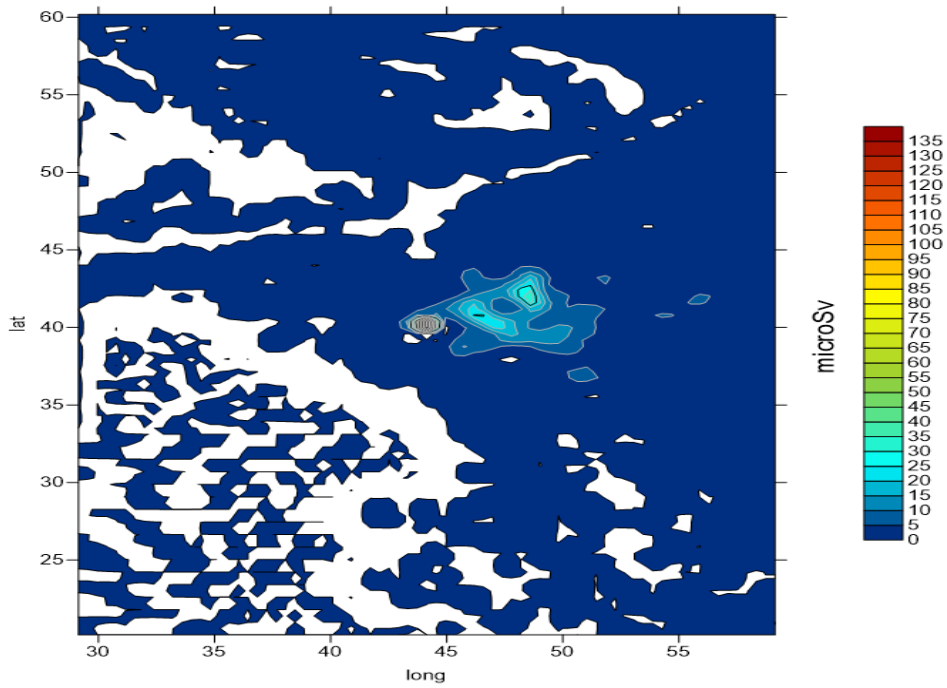
۴-۴ نتایج محاسبات دز

کانتور دز سالانه‌ی خارجی محاسبه شده بر اساس عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان طی ۷۲ ساعت پس از ساعت ۰۰ UTC روز ۲۰۰۸/۱/۳۱ برای سال ۲۰۰۸ در شکل ۴-۱۳ نمایش داده شده است. اعداد موجود در راهنمای کانتور بر حسب میکروسیورت گزارش شده‌اند. رنگ‌ها از سرد به گرم نشان دهنده‌ی افزایش میزان دز دریافتی می‌باشند. در واقع این نقشه نشان می‌دهد که به طور مثال اگر فردی طی یک سال عملکرد عادی نیروگاه در این مناطق زندگی کند چه میزان دز از طریق خارجی دریافت خواهد کرد. محور افقی معرف طول جغرافیایی و محور عمودی معرف عرض جغرافیایی می‌باشد. البته نقشه‌ی زیر تنها ناحیه‌ای از شبکه‌ی ۵×۵ درجه‌ای تعریف شده برای خروجی HYSPLIT در حالت عادی عملکرد نیروگاه را نمایش می‌دهد که مقدار قابل توجهی از دز در آن موجود بود. طبق انتظار این نقشه با برآیند دو شکل ۴-۲ و ۴-۳ مطابقت نسبی دارد. هر کدام از خطوط شبکه معرف ۰/۱ درجه‌ی جغرافیایی می‌باشند. حدود ۲۰ کیلومتری نیروگاه یک افزایش ناگهانی دز مشاهده می‌شود که به دلیل شرایط آب و هوایی یا توپوگرافی منطقه رخ داده است، این امر نشان می‌دهد که تنها بر اساس فاصله از منبع نمی‌توان با قطعیت بیان کرد که میزان دز دریافتی افراد کم‌تر از مناطق نزدیک‌تر به منبع خواهد بود. شهر ماکو در ناحیه‌ی $10^{-6} \times 1/5$ میکرو سیورتهی قرار دارد که در نواحی آبی رنگ واقع شده است. میزان دز خارجی سالانه‌ی دریافتی مردم کشور ایران در حالت عملکرد عادی نیروگاه ارنمنستان طی سال ۲۰۰۸ بسیار کمتر از حدود تعیین شده در ICRP 103 که برای عموم مردم ۱ میلی سیورت عنوان شده است، می‌باشد.

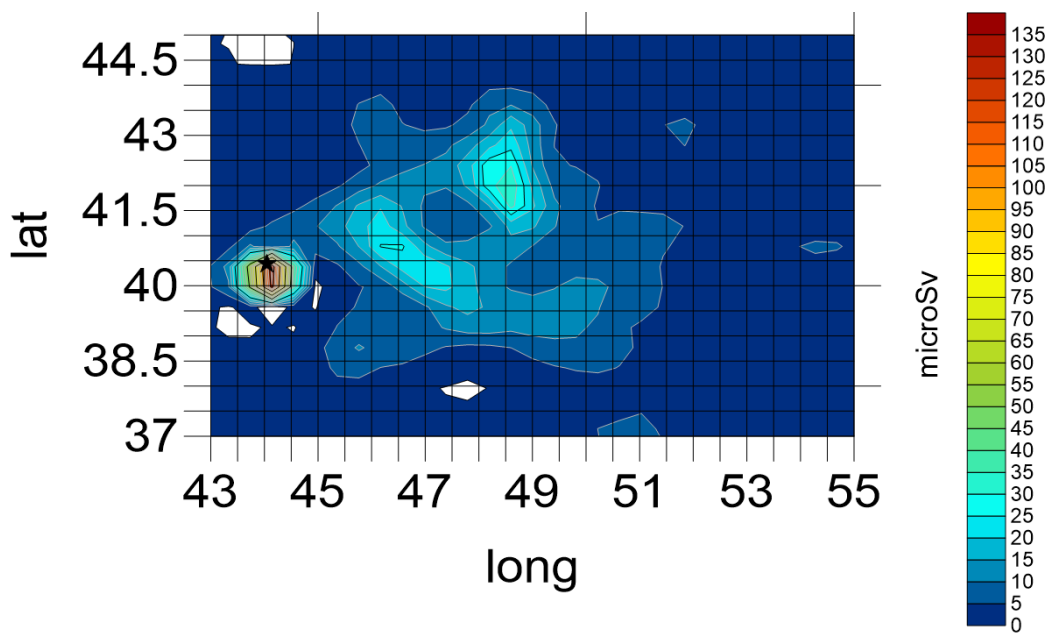


شکل ۴-۱۳: کانتور دز سالانه‌ی خارجی در عملکرد عادی (μSv)

در شکل ۴-۱۴ کانتور دز سالانه‌ی خارجی ناشی از حادثه‌ی فرضی طراحی شده بر اساس حادثه‌ی فوکوشیما در روزهای ۷ و ۸ سپتامبر ۲۰۱۱ را می‌توان مشاهده کرد. محورهای افقی و عمودی به ترتیب طول و عرض جغرافیایی را نمایش می‌دهند و کانتور رنگ‌ها بر حسب میکرو سیورت از سرد به گرم معرف افزایش دز است. الگوی حاکم بر پراکندگی ذرات به وضوح بر دز نیز حاکم است. برای بررسی دقیق‌تر حادثه‌ی فرضی E در نیروگاه ارمنستان یک ناحیه با ابعاد (۳۷-۴۴/۵) عرض جغرافیایی و (۵۵-۴۳) درجه‌ی طول جغرافیایی با شبکه‌بندی 0.5×0.5 درجه‌ی جغرافیایی در شکل ۴-۱۵ قابل مشاهده است. مقدار بیشینه‌ی کانتور ۱۳۵ میکرو سیورت است. این مقادیر در کشور ایران رخ نداده است، برای کشور ایران مقادیری بین ۰-۴۰ میکرو سیورت بدست آمد که کوچک‌تر از حدود موجود در ICRP 103 است.



شکل ۴-۱۴: کانتور دز سالانه‌ی خارجی در حالت حادثه (μSv)



شکل ۴-۱۵: بزرگ‌نمایی کانتور دز سالانه‌ی خارجی در حالت حادثه (μSv)

۴-۵ خطا و عدم قطعیت در مدل سازی

پایان نامه‌ی حاضر براساس مدل سازی پراکندگی جوی پدید آمده است. دقت و عدم قطعیت نتایج مطالعاتی از این دست، حائز اهمیت است. لذا در ادامه در رابطه با این موارد توضیحاتی بیان خواهد شد.

خطای محاسبات:

براساس مرور بر ادبیات می توان، خطای کل مسیریابی در هر نقطه را بین ۱۰ تا ۳۰ درصد فاصله‌ی سفر تخمین زد. این خطا ناشی از موارد زیر است [۵۸]:

خطای فیزیکی به دلیل نارسایی اطلاعات جوی در فضا و زمان

خطای محاسباتی به دلیل اشتباهات عددی

خطاهای اندازه گیری در رابطه با ایجاد داده‌های هواشناسی مورد استفاده‌ی کد

خطای پیش بینی در صورت استفاده از پیش‌بینی هواشناسی

جهت برآورد خطای محاسبات غلظت هسته‌های پرتوزا، عموماً مانند مرجع ۳۷ عمل می‌شود. این نوع بررسی نیازمند دسترسی به نتایج تجربی یا مدل سازی متناسب با شرایط مسأله مورد بررسی است. در رابطه با نیروگاه ارنستان به دلیل عدم دسترسی به این موارد، محاسبات خطا به این شیوه مقدور نبود و تنها به ذکر مهم‌ترین منابع ایجاد عدم قطعیت در نتایج بسنده شد.

منابع ایجاد عدم قطعیت در نتایج:

عدم قطعیت منبع رهاسازی هسته‌های پرتوزا:

همان‌طور که در ابتدای بخش ۳-۹ شرح داده شد، حوادث فرضی بر اساس مقادیر خروجی واحد اول نیروگاه فوکوشیما طراحی شده است. روشن است که راکتورهای BWR و VVER دارای تفاوت‌هایی هستند. با این وجود، هر دو راکتور دارای ساخت قدیمی و توان الکتریکی مشابه هستند. همچنین

دسترسی به داده‌های زمان واقعی حادثه‌ی فوکوشیما بیان‌گر صحت منابع اطلاعاتی مقادیر آلاینده‌ی پرتوزای خروجی است. لذا در نظر گرفتن این مقادیر خروجی برای حوادث فرضی دارای اطمینان مطلوبی است.

به دلیل این که مقادیر خروجی دودکش برای ۷ هسته‌ی پرتوزای مورد بررسی طی عملکرد عادی نیروگاه ارمنستان به صورت سالانه گزارش شده است، منطقی است که میزان نشر مواد طی یک روز با تقسیم این مقادیر بر ۳۶۵ روز محاسبه شود. با این وجود، خروجی دودکش نیروگاه دارای مقدار ثابتی برای هر روز از سال نیست و لذا عدم قطعیتی در این مورد وجود دارد.

عدم قطعیت ناشی از کد HYSPLIT و داده‌های هواشناسی:

کد HYSPLIT براساس ادبیات آکادمیک، یک برنامه‌ی صحیح و قابل اطمینان است. این برنامه به طور گسترده در رابطه با بررسی پراکندگی جوی مواد آلاینده، از جمله آلاینده‌های پرتوزای خروجی از نیروگاه‌های هسته‌ای طی عملکرد عادی و سناریوی حادثه مورد استفاده قرار گرفته است. با این وجود، توپوگرافی پیچیده‌ی منطقه‌ی مورد بررسی در حالت عادی و حادثه‌ی فرضی نیروگاه ارمنستان موجب ایجاد عدم قطعیت در مدل‌سازی می‌شود. اما این امر تنها منحصر به کد حاضر نیست و در رابطه با برنامه‌های مشابه نیز وجود دارد.

داده‌های هواشناسی دارای توان تفکیک فضایی افقی حدوداً 100×100 کیلومتر می‌باشند، لذا مدل‌سازی دقیق تغییرات هواشناسی در مقیاس‌های کوچک‌تر امکان‌پذیر نیست. با این وجود، اثرات عدم قطعیت حاضر، بر نتایج مدل‌سازی در مقیاس بلند-برد محدود است.

۴-۶ نتیجه‌گیری و پیشنهادات

با توجه به مطالعات و محاسبات صورت گرفته در این پژوهش نتایج زیر حاصل گردید:

- طی عملکرد عادی یک نیروگاه، پراکندگی جوی آلاینده‌های پرتوزا وابسته به شرایط کاری نیروگاه است. دز خارجی ناشی از عملکرد عادی نیروگاه ارمنستان در فواصلی دورتر از ۱۰ کیلومتری نیروگاه ارمنستان بسیار کم‌تر از 1 mSv است.
- شکل‌های ۴-۱۴ و ۴-۱۵ نشان می‌دهد در صورت بروز حادثه‌ای با شرایط حادثه‌ی فرضی E در نیروگاه ارمنستان مناطق شمال‌غربی کشور ایران پرتوگیری بیش‌تری نسبت به مناطق دیگر کشور دارند. با توجه به این دو شکل پارس آباد واقع در $39/63$ درجه‌ی شمالی و $47/90$ درجه‌ی شرقی یکی از مناطق ایران است، که نسبت به سایر نقاط شمال غرب کشور دز بیشتری دریافت می‌کند.
- نتایج فاز اول بررسی حادثه‌ی فرضی نیروگاه ارمنستان نشان می‌دهد که مسیر عبور آلاینده‌ها طی یک دوره‌ی بلند مدت دارای تنوع بسیاری است. با توجه به این نکته حتی اگر حین طراحی ساختمان صنایع آلاینده مانند نیروگاه‌های هسته‌ای نکات ایمنی در رابطه با پراکندگی جوی مواد رعایت شود، به دلیل ناپایدار بودن جو در صورت وقوع حادثه ممکن است مخاطرات زیست‌محیطی در سطح ملی و بین‌المللی ایجاد شود.
- پیش‌بینی پراکندگی جوی ناشی از حادثه‌ی E می‌تواند جهت ایجاد ایستگاه‌های پایش مفید باشد، با این وجود بررسی پراکندگی جوی پس از وقوع حادثه می‌تواند در جهت تسریع فرآیند تصمیم‌گیری برای اعمال موارد ایمنی کارآمد باشد.

پیشنهادات:

- محاسبات دز از طریق پرتوگیری داخلی ناشی از پراکندگی جوی در حالت عادی و عملکرد نیروگاه ارنستان
- وجود نیروگاه‌های مسن و طرح‌های در دست تصویب و احداث فراوان در منطقه‌ی خاورمیانه لزوم بررسی هرچه بیش‌تر فرآیند پخش آلودگی از طرق مختلف به ویژه پراکندگی جوی مواد پرتوزا را نشان می‌دهد.
- محاسبات پراکندگی جوی در رابطه با تأسیسات هسته‌ای درون کشور ایران

مراجع

- [1] Vitázková J., Cazzoli E. (2013) **“Common risk target for severe accidents of nuclear power plants based on IAEA INES scale”** Nuclear Engineering and Design 262 106– 125.
- [2] IAEA. (2013), **“INES The International Nuclear And Radiological Event Scale User’s Manual”**, Vienna IAEA, 1-5.
- [۳]. بنت دی.جی.، تامسون جی.آر.، (۱۳۷۸) **“مبانی نیروگاه‌های هسته‌ای”** کوهی فایق، چاپ اول، کوهرنگ، تهران، ص ۲۹۳-۳۰۴ و ۳۴۶-۳۵۴.
- [4] www.world-nuclear.org
- [۵] رکرک ب، موافقی ا، محمدزاده ن و متاجی کجوری ن، (۱۳۹۴) **“مقایسه‌ی ساختار نظارتی و روش‌های نیل به ایمنی در صنایع هسته‌ای و هوایی”** مجله‌ی سنجش و ایمنی پرتوی، جلد ۳، شماره‌ی ۳، ص ۱۹-۲۸.
- [6] Talbott E. O., Youk A. O., McHugh-Pemu K. P. and Zborowski J. V., (2003), **“Long-term follow up of the residents of the Three Mile Island accident area 1979-1998”** Environ Health Perspect, 111(3), 341-8.
- [7] Chamley H. (2003) **“Geosciences, Environment and Man”**1, Elsevier Science, 296.
- [8] IAEA. (1996), **“One decade after Chernobyl: Summing up the consequences of the accident”** Proceedings series, Vienna IAEA, 3.
- [9] Ivanov, V.K., A.F. Tsyb, E.V. Nilova, Nilova E.V., Efendiev V.F., Gorsky A.I., Pitkevich V.A., Leshakov S.Y. & Shiryaev V.I. (1997) **“Cancer risks in the kaluga oblast of the Russian federation 10 years after the Chernobyl accident”** Radiat. Environ. Biophys, 36, 161- 167.
- [10] Filburn T., Bullard S. (2016) **“Three Mile Island, Chernobyl and Fukushima: Curse of the Nuclear Genie”** 1, Springer International Publishing Switzerland, 55-97.
- [11] Grishanin E. I., (2006) **“The Role of Chemical Reactions in the Chernobyl Accident”** Physics of Atomic Nuclei, 73, 2296–2300.

- [12] Cardis E. Et Al, (2006), **“Cancer consequences of the Chernobyl accident: 20years on”**, J. Radiol. Prot. 26, 127–140.
- [13] International Atomic Energy Agency, (2005), **“Chernobyl’s legacy: health, environmental and socio-economic impacts and recommendations to the governments of Belarus, the Russian federation and Ukraine”** The Chernobyl Forum, (IAEA), Vienna, Geneva, 36, 6.
- [14] Sandalls F.J., Segal M.G. & Victorova N., (1993), **“Hot particles from Chernobyl: a review”** Journal of Environmental Radioactivity, 18, 5–22.
- [15] Borzilov V.A., Klepikova N.V., (1993), **“Effect of meteorological conditions and release composition on radionuclide deposition after the Chernobyl accident”** United States: Research Enterprises, 26, 47-68.
- [16] Mimura N., Yasuhara K., Kawagoe S., Yokoki H., Kazama S., (2011) **“Damage from the Great East Japan Earthquake and Tsunami - A quick report”** Mitigation and Adaptation Strategies for Global Change, 16, 803-818.
- [17] Mathieu A. Korsakissok I., Quélo D, Groëll J, Tombette M, Didier D, Quentric E, Saunier O, Benoit J.P. & Isnard O, (2012), **“Atmospheric dispersion and deposition of radionuclides from the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident”** Elements, 8, 195-200.
- [18] Weightman M. ET AL, (2011), **“IAEA international fact finding expert mission of the Fukushima dai-ichi NPP accident following the great east japan earthquake and tsunami”** www-pub.iaea.org, 11-28.
- [19] Povinec P.P., Hirose K. & Aoyama M., (2013), **“Fukushima accident: radioactivity impact on the environment”** Elsevier, Boston, 105-128.
- [20] Korsakissok, I., Mathieu, A. & Didier, D., (2013), **“Atmospheric dispersion and ground deposition induced by the Fukushima Nuclear Power Plant accident: A local-scale simulation and sensitivity study”** Atmospheric Environment, 70, 267-279.
- [۲۱] چری س، سورنسون ج، فلیپس م، (۱۳۸۹) **“فیزیک در پزشکی هسته‌ای”** جلد اول، صدرممتاز، طاهرپرور، اداره چاپ و انتشارات دانشگاه گیلان، رشت، ص ۴۰۱-۴۱۳.
- [22] Anvari A, Safarzadeh L., (2012) **“Assessment of the total effective dose equivalent for accidental release from the Tehran research reactor”** Annals of Nuclear Energy, 50, 251-255.

[23] Jones A., (2004) “**Atmospheric dispersion modelling at the Met Office**” *Weather*, 59, 311–316.

[24] Stockie J., (2012) “**The Mathematics of Atmospheric Dispersion Modeling**” *SIAM Review*. 53. 349-372.

[۲۵] جعفری بهبهانی ت، کاشفی ک، (۱۳۸۶) “**بررسی دقت مدل‌های گوسی و مطالعه حساسیت آنها در پیش‌بینی آلودگی هوا**” شماره ۱. ۵۶، دوره ۱۷، صفحه ۶۴–۷۱.

[26] LeelÖssy Á. Et Al, (2014) “**Dispersion modeling of air pollutants in the atmosphere: a review**” *Cent. Eur. J. Geosci*, 6(3), 257-278.

[27] Gurjar B.R., Molina L.T. & Ojha C.S.P., (2010) “**Air Pollution: Health and Environmental Impacts**” CRC Press, 1, 46-98.

[28] Leelössy Á., Lagzi I., Kovács A., & Mészáros R., (2018) “**A review of numerical models to predict the atmospheric dispersion of radionuclides**” *Journal of Environmental Radioactivity*, 182, 20–33.

[29] Williams M., Yamada T., (1990) “**A microcomputer-based forecasting model: potential applications for emergency response plans and air quality studies**” *J. Air Waste Manage. Assoc.*, 40, 1266–1274.

[30] Piedelievre J.P., Musson-Genon L., Bompay F., (1990) “**An eulerian model of atmospheric dispersion: first validation on the Chernobyl release**” *J. Appl. Meteorol*, 29, 1205–1220.

[31] Homann S. G., Fernando A., (2013) “**HotSpot Health Physics Codes Version 3.0 User’s Guide**”, National Atmospheric Release Advisory Center Lawrence Livermore National Laboratory Livermore, CA 94550, 1-10.

[32] Rolph G.D., Ngan F., Draxler R.R., (2014) “**Modeling the fallout from stabilized nuclear clouds using the HYSPLIT atmospheric dispersion model**”, *Journal of Environmental Radioactivity*, 136, 41-55.

[33] Auxier J.P., Auxier II J.D., Hall H.L., (2017) “**Review of current nuclear fallout codes**”, *Journal of Environmental Radioactivity*, 171, 246-252.

[34] Williams D. L., (2005), PhD. thesis, “**A process model to characterize airborne radionuclide emissions and transport using radiological and meteorological measurements**”, Nuclear engineering. Depart. Maryland University.

[35] Sohrabi M., Parsouzi Z., Amrollahi R., Khamooshy C. & Ghasemi M., (2013) **“Public exposure from environmental release of radioactive material under normal operation of unit-1 Bushehr nuclear power plant”** Ann. Nucl. Energy 55, 351-358.

[36] 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”** International Journal Of Hydrogen Energy 40(44), 1-8.

[37] Zali A., Shamsaei Zafarghandi M., Fegghi S.A., Taherian A.M., (2017), **“Public member dose assessment of Bushehr Nuclear Power Plant under normal operation by modeling the fallout from stack using the HYSPLIT atmospheric dispersion model”** Journal Of Environmental Radioactivity 171, 1-8.

[۳۸] کاویانی ف، معماریان م.ح، اسلامی کلانتری م، (۱۳۹۶) "شبيه سازى انتقال، پخش جوى و

نهشت آلاينده هاى هسته اى رها شده از يك حادثه فرضى در نيروگاه بوشهر" فيزيك زمين

و فضا، دوره ۴۳، شماره ۳، صفحه ۶۳۵-۶۵۰.

[۳۹] مصطفى نژاد ك. و همكاران (۱۳۹۶) "الگوهاى پراكندگى مواد پرتوزاى رها شده در اثر

وقوع سوانح در نيروگاههاى هسته اى اطراف ايران" مجله سنجش و ايمنى پرتو، جلد ۵، شماره

۳، صفحه ۲۳-۳۲.

[40] Sevikyan, G., Vardanyan, M. & Apikyan, S., (2009). Nuclear energy in Armenia history, problems, possibilities and outlook, pp133-142, In: **“Nuclear Power and Energy Security”** Apikyan S., Diamond D., Springer, Netherlands.

[41] <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>

[42] Gevorgyan A. A., Galstyan A. A., (2009). Development of nuclear energy in Armenia, pp143-146, In: **“Nuclear Power and Energy Security”** Apikyan S., Diamond D., Springer, Netherlands.

[43] Khachatryan D. A., Avagyan A. A. & Stepanyan V. E. (2009). International cooperation and security in the field of nuclear energy in Armenia, pp261-265, In: **“Nuclear Power and Energy Security”** Apikyan S., Diamond D., Springer, Netherlands.

- [44] Vardanyan M., (2009). Emissions of the corrosion radionuclides in an atmosphere, pp205-210, In: **“Nuclear Power and Energy Security”** Apikyan S., Diamond D., Springer, Netherlands.
- [45] Egorov N.N., Novikov V.M., Burykin A.A., Popov V.K. & Parker F.L., (2000), **“The Radiation Legacy of the Soviet Nuclear Complex: An Analytical Overview”** Earthscan, 57-59.
- [46] Slugeň V., (2011) **“Safety of VVER-440 Reactors”** Springer, London,17-40.
- [47] Stein A. F., Draxler R. R., Rolph G. D., Stunder B. J. B., Cohen M. D., & Ngan F. (2015), **“NOAA’S hysplit atmospheric transport and dispersion modeling system”** Bulletin Of American Meteorological Society, 96, 2059-2077.
- [48] Draxler R. R., Stunder B., Rolph G., Stein A. & Taylor A., (2012) **“HYSPLIT4 USER'S GUIDE”**, https://www.arl.noaa.gov/documents/reports/hysplit_user_guide.pdf.
- [49] Baklanov A., Sorensen J.H., (2001) **“Parameterization of radionuclide deposition in atmospheric long range transport modeling”** Phys. Chem. Earth (B), 26, 787-799.
- [50] <https://ready.arl.noaa.gov/gdas1.php>
- [51] <https://ready.arl.noaa.gov/documents/Tutorial/html/index.html>
- [52] <https://novalynx.com/store/pc/What-Is-a-Wind-Rose-d55.htm>
- [53] www.meteoblue.com
- [54] <https://www.ready.noaa.gov/fdnpp-bin/setnuk1.pl>
- [55] Slaper, H., Blaauboer, R.O., Eggink, G.J., (1994) **“A risk assessment method for accidental releases from nuclear power plants in Europe”** National Institute of Public health and environmental protection.
- [56] Eckerman K. F., Ryman J. C.,(1993) **“Federal guidance report no. 12 external exposure to radionuclides in air, water, and soil ”** United States Environmental Protection Agency, EPA-402-R-93-081,57-183.
- [57] Surfer® 14 from Golden Software, LLC (www.goldensoftware.com)
- [58]https://www.arl.noaa.gov/documents/workshop/NAQC2007/HTML_Docs/trajerro.html

Abstract

The main point of this thesis is assessment of the effect of atmospheric dispersion of radioactive pollutants caused by normal operation and accident scenario of the Armenian nuclear power plant on the people and environment of Iran. The main part of the calculation involves calculating the concentration of radioactive pollutants caused by normal operation and accident scenario of the Armenian nuclear power plant and the dose calculation. Also trajectory calculation was used to study atmospheric conditions.

In this thesis, first the concentration of pollutants caused by normal operation of the Armenian nuclear power plant during 2008 in two levels 0 & 1.5 m Agl was examined. The results showed the annual external exposure dose for a representative person is less than ICRP 103 recommended dose limit (1 mSv).

Two simulation steps were conducted to study the atmospheric dispersion of radioactive pollutants during the accident scenario of the Armenian nuclear power plant. First, by using the HYSPLIT trajectory model, the path of the radioactive pollutants during a 10 years period was evaluated. Accordingly, nine probable accidents were selected and the concentrations of ^{131}I and ^{137}Cs were calculated for these 9 cases. After selecting the 7 & 8/9/2011 as hypothetical accident days, concentrations of 5 types of radioactive nuclei were calculated and annual external exposure dose calculations were performed. In the event of an accident with the same accident scenario in the Armenian nuclear power plant, the north-western regions of Iran have more radiation than other parts of the country. Pars Abad city is one of Iran regions, where the representative person receives more annual external exposure dose than the north-western part of the country. The external exposure dose for a representative person is less than ICRP 103 recommended dose limit (1 mSv) in case of the accident scenario.

Key words:

Atmospheric dispersion, The Armenian nuclear power plant, External exposure dose, HYSPLIT.



Shahrood University of Technology
Faculty of Physics and Nuclear Engineering
MSc Thesis in nuclear Physics

Assessment of atmospheric dispersion of radionuclides from a
nuclear power plant under a hypothetical accidental scenario

By: Mahdiye Mirzai niya

Supervisors:

Dr. Mohammad Reza Shojaei

Dr. Ehsan Ebrahimibasabi

Advisor:

Dr. Mahdi Ebrahimi

July 2018