ارزیابی مشخصات چشمه درون پوش ناشی از حادثه LOCA در استخر سوخت مصرف شده واحد ۱ نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از کد MELCOR

INC29-1352

زهرا حصیری، احمد پیروزمند، کمال حداد

دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، گروه مهندسی هسته‌ای

چکیده:

آنالیز حوادث شدید در استخر ذخیره سوخت های مصرف شده نیروگاه‌های هسته‌ای بعلت حجم بسیار بالای مواد رادیواکتیو در استخر اهمیت بالایی از نقطه نظر ارزیابی نوع و نرخ مواد پرتوزا به پوش نیروگاه و محیط بیرون و در نتیجه تدوین برنامه اقدام اضطراری دارد. در این مقاله به آنالیز غلظت رادیونوکلئیدهای آزاد شده به درون پوش نیروگاه هسته‌ای VVER-1000/V446 ناشی از حادثه LOCA در استخر سوخت مصرف شده پرداخته می‌شود. شبیه‌سازی حادثه LOCA با مدلسازی استخر و پوش نیروگاه در کد MELCOR و اعمال سناریوی حادثه در ورودی اعمال می گردد. سپس با مدلسازی سیستم های تهویه پوش، مشخصات چشمه درون آن در دو حالت حضور و عدم حضور این سیستم ها مورد ارزیابی قرار می گیرد. نتایج بیانگر تأثیر قابل توجه سیستم‌های فیلتراسیون پوش بر روی غلظت مواد پرتوزا درون پوش بوده و نشان می‌دهد غلظت رادیونوکلئیدها تا حد زیادی کاهش می‌یابد.

کلیدواژه‌ها : حادثه LOCA، استخر سوخت مصرف شده،VVER-1000/V446، مشخصات چشمه، سیستم تهویه، کد MELCOR.

Evaluation of in-containment source term due to LOCA accident in spent fuel pool of BNPP-1 by MELCOR code

Zahra Hasiri, Ahmad Pirouzmand, and Kamal Haddad

Department of Nuclear Engineering- School of Mechanical Engineering- Shiraz University

Abstract:

The analysis of severe accidents in the spent fuel pool (SFP) of nuclear power plants due to the very high inventory of radioactive materials in the SFP is very important in evaluating the type and rate of radioactive materials released into the containment and the environment and consequently the development of emergency response planning. In this study, the concentration of radionuclides released into the containment of the VVER-1000/V446 nuclear power plant due to the LOCA accident in the SFP is analyzed. The LOCA simulation is performed by modeling the SFP and the containment of the plant in the MELCOR code. Then by modeling the ventilation systems of the containment, the characteristics of the source term inside the containment are evaluated. The results show the significant effect of containment filtration systems on the concentration of radioactive materials inside the containment and illustrate that the concentration of radionuclides is reduced to a great extent.

Keywords: LOCA, Spent fuel pool, VVER-1000/V446, Source term, Ventilation system, MELCOR code.

۱. مقدمه

مهمترین هدف ایمنی هسته ای جلوگیری از نشت بدون کنترل مواد پرتوزا به محیط بیرون است. بنابراین ارزیابی جامع نوع و میزان رادیونوکلئیدهای نشت کرده به درون پوش[1] و محیط بیرون که بعنوان مشخصات چشمه[2] شناخته می‌شود در طی شرایط حوادث شدید از اهمیت بالایی برخوردار است[1]. حادثه فوکوشیما نشان داد که با وجود اینکه فرکانس وقوع حوادث SFP[3] کم و روند حادثه کند می‌باشد، اما بدلیل ذخیره تعداد زیادی از مجتمع‌های سوخت در استخر، در صورت وقوع این حوادث، امکان نشت قابل توجهی از مواد رادیواکتیو به بیرون از استخر وجود خواهد داشت و از آنجایی‌که تنها یک سد در برابر نشت مواد رادیواکتیو به محیط وجود دارد، ممکن است منجر به نتایج زیان‌بارتری از حوادث قلب راکتور شود[2]. مجتمع‌های سوخت‌های مصرف شده بسیار رادیواکتیو بوده و نیازمند خنک‌کنندگی، حفاظسازی و کنترل زنجیره شکافت هستند. بعد از گذشت مدت زمان معینی در قلب راکتور، سوخت‌های مصرف شده از قلب راکتور خارج و به استخر سوخت‌های مصرف شده منتقل خواهد شد[3]. بنابراین بعد از چندین دوره کارکرد راکتور حجم بسیار بالایی از موادر رادیواکتیو در SFP وجود خواهد داشت. از این رو بررسی رفتار استخر سوخت مصرف شده در صورت بروز حوادث با توجه به پتانسیل نشت حجم بالایی از موادرادیواکتیو و نقش آن در تدوین برنامه اقدام اضطراری نیروگاه از اهمیت بالایی برخودار است.

یکی از راهکارهای به حداقل رساندن نشت مواد رادیواکتیو به محیط، تعبیه سیستم‌های تهویه در قسمت‌های مختلف پوش راکتور است. سیستم تهویه یک سیستم مدیریت حادثه است که برای به حداقل رساندن انتشار محصولات شکافت در هنگام بالا رفتن بیش از حد فشار ساختمان پوش در طی یک حادثه شدید هسته‌ای طراحی شده است[4]. شناسایی نوع، میزان غلظت و ترکیبات شیمیایی مواد رادیواکتیو رها شده از حوادث شدید، در کاهش آسیب‌های بیولوژیکی و زیست محیطی ناشی از این مواد از اهمیت زیادی برخوردار است[5]. بنابراین در این مقاله به بررسی ترم چشمه ناشی از حادثه LOCA در پوش راکتور VVER-1000/V446 پرداخته شده و اثر سیستم فیلتراسیون پوش راکتور بر روی مشخصات چشمه مورد بررسی قرار می‌گیرد.

۲. معرفی استخر ذخیره‌سازی سوخت، سیستم‌های فیلتراسیون و سناریو حادثه LOCA

استخر ذخیره‌سازی سوخت‌های مصرف‌شده واحد ۱ نیروگاه بوشهر در داخل پوش راکتور و در ناحیه کیپ[4] در ارتفاع ۷/۴۵ متری و در مجاورت دیوار حوضچه بازرسی راکتور قرار دارد. دیواره ساختمان استخر از بتن تقویت شده ساخته شده و سطحی از آن که در تماس با آب است، با لایه‌ای از فولاد پوشانده شده است. موقعیت مکانی استخر در میان حوضچه بازرسی و محل ذخیره سوخت‌های تازه قرار دارد. استخر دارای گنجایش ذخیره کردن سوخت‌های مصرفی که از هر سیکل کاری از قلب خارج می‌شوند را به مدت ۹ سال دارد. در هر بار سوخت‌گیری بیش از ۴۹ مجتمع سوخت مصرف شده از قلب خارج شده و به استخر منتقل می‌شوند. علاوه بر این ظرفیت کافی برای تخلیه کل سوخت‌های درون قلب را نیز دارد تا در صورت بروز حادثه، در مواقع الزام تمام سوخت‌های موجود در قلب به استخر منتقل شوند. استخر علاوه بر سوخت‌های مصرف شده، محلی برای نگهداری مجتمع‌های سوخت آسیب دیده، میله‌های کنترل و جاذب نوترون نیز می‌باشد.

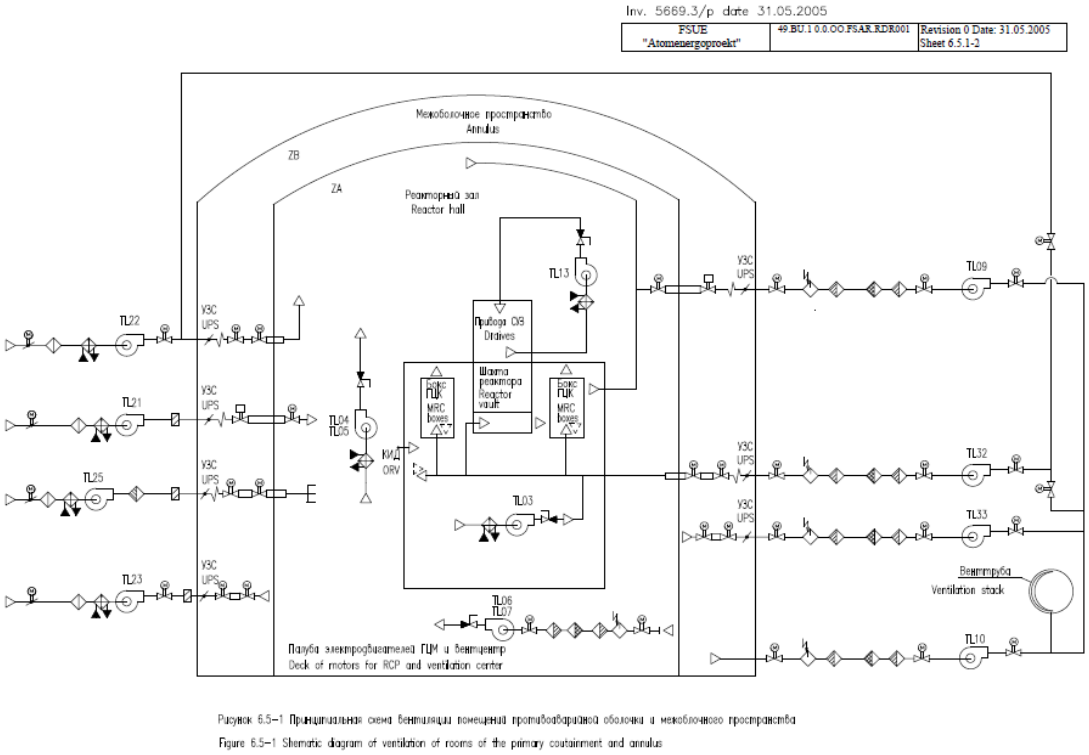
سناریو حوادثی که تاکنون در استخرهای ذخیره‌سازی اتفاق افتاده است، شامل از دست رفتن تمامی یا بخشی از ظرفیت آب استخر سوخت برای خنک‌سازی است که باعث افزایش دمای استخر شده و در نتیجه منجر به آسیب به مجتمع‌های سوخت خواهد شد. البته قابل ذکر است که تا زمانی که مجتمع‌های سوخت در آب غوطه‌ور باشند، گردش طبیعی آب

---

[1] Containment
[2] Source term
[3] Spent fuel pool
[4] Hermetic zone

استخر امکان خنک‌کنندگی کافی را فراهم کرده و احتمال آسیب به مجتمع‌های سوخت را تا حد زیادی پایین نگه می‌دارد [6]. در این مقاله حادثه فرضی شکستگی به قطر ۴/۴ سانتی‌متری در ارتفاع ۰/۵۳ متری بدنه استخر مورد بررسی قرار می‌گیرد. در این سناریو با رسیدن ارتفاع آب به سطح قفسه‌های نگه‌دارنده مجتمع‌های سوخت گردش طبیعی متوقف شده و دمای سوخت افزایش می‌یابد، در نتیجه کل مجتمع‌های سوخت خالی از آب شده و دچار آسیب خواهند شد. با بالا رفتن دما و شروع آسیب به مجتمع‌های سوخت، نشت مواد رادیواکتیو آغاز می‌شود.

سیستم‌های فیلتراسیون پوش نیروگاه که بعنوان TL شناخته می‌شود با توجه به موقعیت مکانی، در حجم‌های مختلفی از فضای پوش قرار می‌گیرند. هر سیستم TL خروجی که هوا را از اتاق‌های فضای پوش گرفته و به بیرون تخلیه می‌کند، دارای یک سیستم TL پلنوم نیز می‌باشد که این هوای گرفته شده را جبران کند و در واقع از ایجاد خلاء در اتاق جلوگیری کند. این سیستم‌های پلنوم هوا را از بیرون گرفته و به اتاقی که سیستم خروجی هوای آن را به بیرون تخلیه کرده است، منتقل می‌کند. نمای کلی از این سیستم‌ها در پوش راکتور VVER-1000 بوشهر در شکل ۱ نمایش داده شده است [10] .



شکل ۱. نمای کلی از سیستم‌های فیلتراسیون در پوش نیروگاه بوشهر[10] .

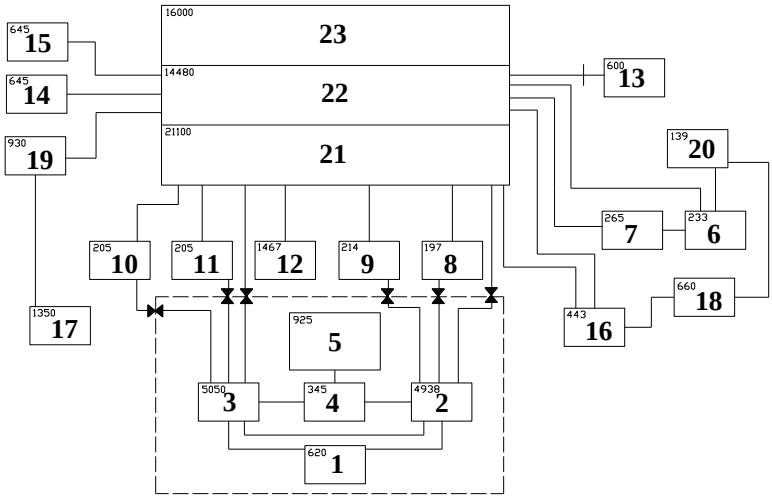
۳. روش انجام کار

۱.۳ مدلسازی استخر و پوش راکتور در کد MELCOR

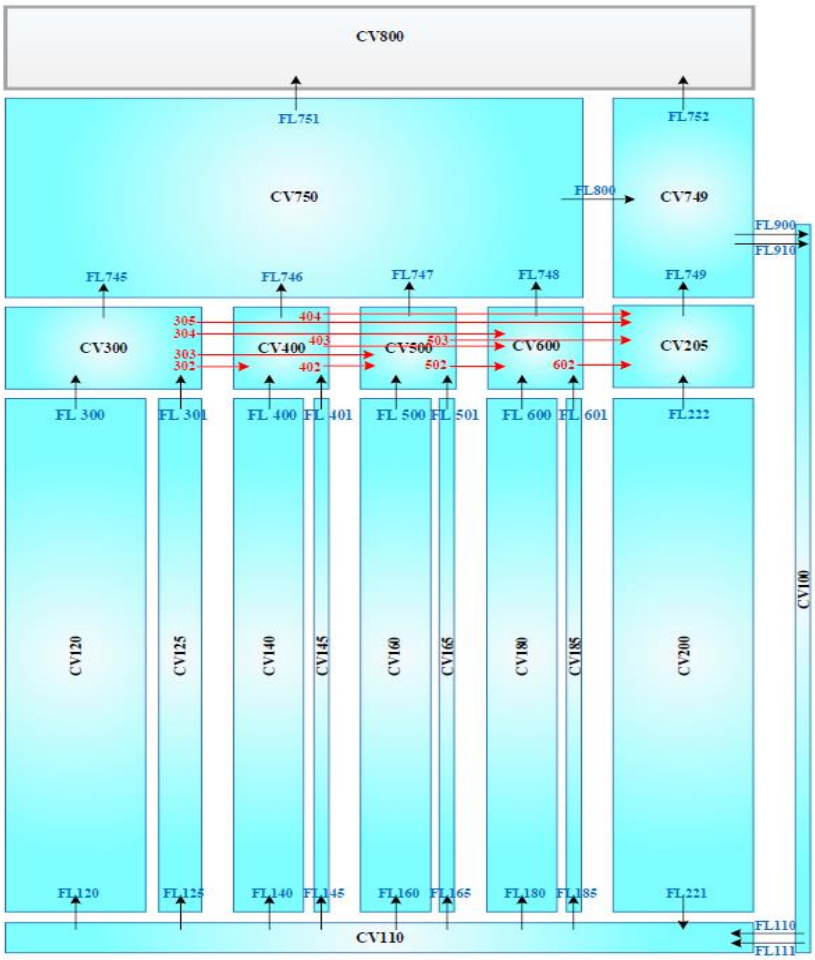
مدلسازی پوش راکتور VVER-1000/V446 از طریق نودبندی ۲۳تایی انجام شده است. به این صورت که فضای داخل پوش به ۲۳ حجم کنترل تقسیم شده که هر حجم کنترل می‌تواند یک یا چندین اتاق دارای اهمیت یکسان، ارتباطات زیاد و ارتفاع مشترک را در خود جای دهد. این حجم کنترل‌ها از طریق مسیرهای جریان با یکدیگر در ارتباط هستند. نودبندی مربوط به پوش راکتور در پکیج CVH و تعریف مسیرهای جریان در پکیج FL انجام می شود. اتاق‌هایی که در فضای پوش راکتور هستند، از ارتفاع پایین راکتور تا ارتفاع بالاتر از ۴۹ متر را در برمی‌گیرند.

موجودی سوخت درون استخر در ۴ رینگ مدل شده است. همچنین مدلسازی رفتار ترموهیدرولیکی خنک‌کننده درون اســتخر از طریق پکیج‌های CVH و FL انجام می‌شــود. خنک‌کننده از طریق دو خط لوله به قطر ۳۰۰ میلی‌متر که در پکیج FL تعریف شده ا ست، از پایین وارد ا ستخر می شود که جریان عبوری از هر خط لوله برابر با ۶۱۲ مترمکعب بر ساعت است. سیال موجود در خنک‌کننده تا روی صفحه‌های نگهدارنده قفسه‌های سوخت به ارتفاع ۰/۵۳ متر در پکیج CVH مدلسازی شده است. دمای آب ورودی برای همه حجم کنترل‌ها برابر با ۴۰ درجه سانتی‌گراد تعریف شده است. نودبندی پوش و استخر به ترتیب در شکل‌های ۲ و۳ نمایش داده شده است.

لازم به ذکر است که صحت ورودی های آماده شده در کد MELCOR برای استخر و پوش در تحقیقات پیشین انجام شده است [6 و 9].



شکل ۲. نودبندی ۲۳تایی پوش راکتور [9].



شکل ۳. نودبندی استخر سوخت مصرف شده [6].

اولین قدم برای مدلسازی سیستم‌های فیلتراسیون که با نام TL شناخته می شوند، تعریف کردن دو حجم کنترل مستقل از زمان حاوی اتمسفر، با حجم بسیار بزرگ، به ازای هر سیستم TL است (یکی برای تخلیه هوا از فضای پوش، و حجم تعریفی متناظر آن برای انتقال هوا به فضای پوش به منظور جلوگیری از خلاء). سیستم‌های TL هوا را از طریق مسیرهای جریان بین حجم کنترل فضای پوش و حجم تعریفی، با سرعت و دبی مشخص در زمان‌های مشخص عبور می‌دهند. فیلترهای آئروسل و فیلتر بخار برای هر ۱۶ کلاس رادیونوکلئید در مسیر جریان‌هایی که حجم‌های بیرون را به اتاق‌های پوش متصل می‌کنند تعریف می‌شود. برای تعریف فیلتر، باید فاکتور کلی آلودگی‌زدایی (DFG[5]) برای هر فیلتر تعیین شود. مقدار این فاکتور برای فیلترهای آئروسل برابر با ۳۳۳۳/۳۳ و برای فیلترهای بخار برابر با ۱۰۰۰/۰ می‌باشد [8]. بعد از مدلسازی سیستم‌های TL محاسبات از طریق کد MELCOR انجام شده و مقدار مواد رادیواکتیو در تمام نودهای پوش بدست می‌آید.

جدول ۱. مشخصات سیستم‌های فیلتر موجود در پوش واحد یک نیروگاه بوشهر [11]

نام سیستم	موقعیت (m)	قطر (mm)	فشار فعالسازی (MPa)	ظرفیت سیستم (m^3/s)
TL09	۹/۳۰۰	۶۰۰/۰	۰/۰۳	۱/۳۹
TL21	۲۰/۸۰۰	۴۰۰/۰	۰/۰۳	۱/۱۱

[5] Global decontamination factor

TL32	۲۰/۸۰۰	۱۰۰۰/۰	۰/۰۳	۶/۴۴
TL22	۲۰/۸۰۰	۱۰۰۰/۰	۰/۰۳	۵/۰
TL33	۲۰/۸۰۰	۱۰۰۰/۰	۰/۰۳	۶/۶۸
TL23	۲۰/۸۰۰	۱۰۰۰/۰	۰/۰۳	۷/۳۴
TL10	۶/۰۰۰	۱۰۰۰/۰	۰/۰۳	۱/۱۱
TL25	۲۰/۸۰۰	۳۰۰/۰	۰/۰۳	۰/۵۳

۲.۳ تعیین مشخصات چشمه درون پوش

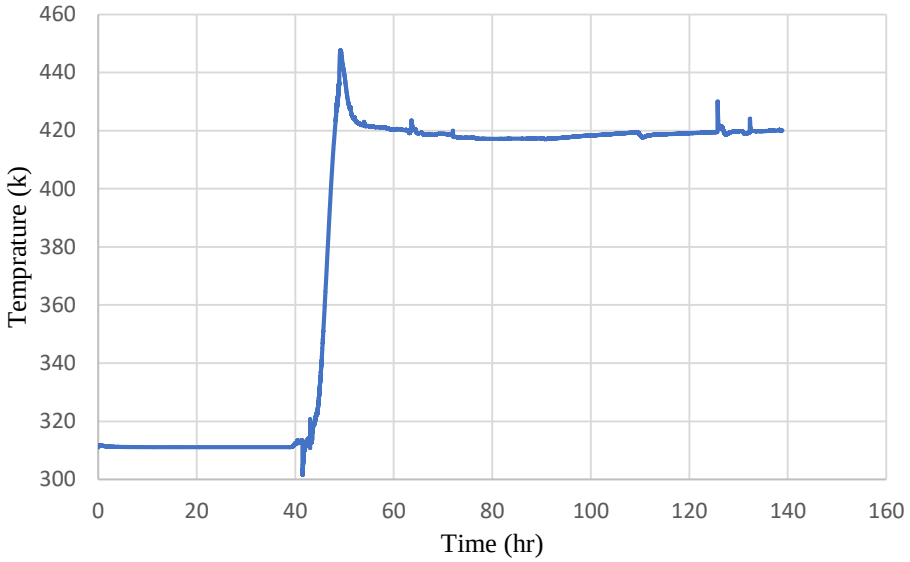
رادیونوکلئیدها بر اساس رفتار شیمیایی و رفتار انتقالی، به گروه‌های مختلفی کلاس‌بندی می‌شوند. توده‌های رادیونوکلئید به دلیل اطمینان از صحت مدلسازی شامل دو بخش رادیواکتیو و غیر رادیواکتیو می‌باشند[7]. به‌منظور تعیین مشخصات چشمه ناشی از حوادث استخر در درون پوش بوسیله کد MELCOR تعداد کلاس‌ها را در ورودی کد در رکورد RN1001 با پیش‌فرض ۱۶ کلاس مشخص می گردد[8]. لازم به ذکر است که غلظت اولیه رادیونوکلئیدها در سوخت برای چهار سیکل کارکرد نیروگاه توسط کد ORIGEN2 محاسبه شده و جرم ۱۶ کلاس رادیونوکلئید در ورودی استخر اعمال شده است [6].

۴. نتایج

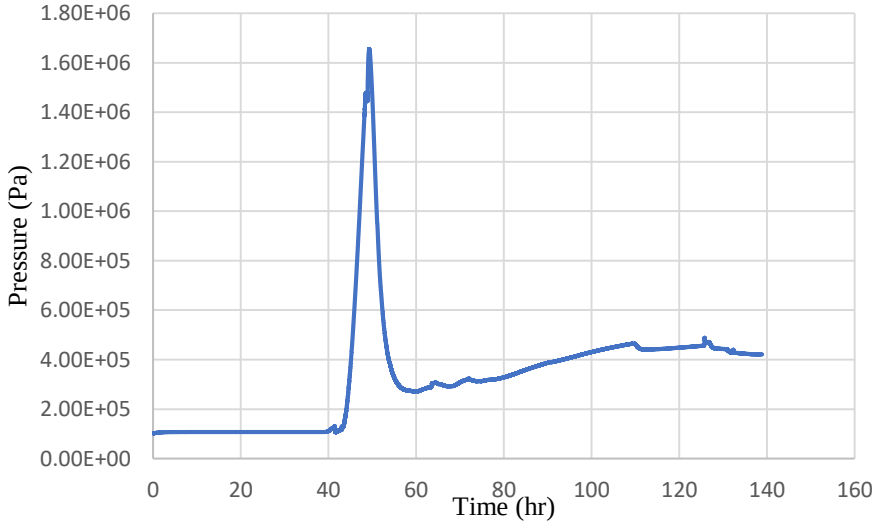
با وقوع زلزله شدید، شکستگی با قطر ۴/۴ سانتی‌متر در بدنه استخر ایجاد می‌شود. با کاهش سطح آب به زیر ارتفاع ۹/۳۵ متری، جریان گردش آب درون استخر متوقف شده و با رسیدن سطح آب به قسفه‌های نگهدارنده مجتمع‌های سوخت، بعد از گذشت ۲۴ ساعت و ۸ دقیقه، گردش طبیعی نیز متوقف شده و این امر منجر به افزایش دمای سوخت خواهد شد [6].

بعد از گذشت ۴۰ ساعت و ۴۵ دقیقه از شروع حادثه، رهاسازی مواد رادیواکتیو به پوش آغاز خواهد شد. ۱ ساعت و ۴۸ دقیقه بعد از نشت مواد رادیواکتیو به پوش سیستم‌های فیلتراسیون فعال شده و شروع به کار می‌کنند و هوای رادیواکتیو را از درون اتاق‌های پوش با دبی مشخص (طبق جدول ۱)، به سمت دودکش تخلیه می‌کنند.

منحنی تغییرات دما و فشار پوش طی حادثه LOCA به ترتیب در شکل‌های ۴ و ۵ نشان داده شده است. در ابتدای حادثه دمای پوش ۳۱۳ کلوین است که با پیشرفت حادثه، بعد از ۴۰ و ۴۵ دقیقه از شروع حادثه که رهاسازی مواد رادیواکتیو به پوش آغاز می‌شود، دما شروع به افزایش می‌کند و به ۴۴۷/۶۰۶ کلوین خواهد رسید. بعد از این، دما بطور آهسته کاهش می‌یابد. فشار پوش نیز، در ابتدای حادثه از MPa ۰/۱۰۱ شروع شده و تا زمان رها شدن مواد رادیواکتیو به داخل پوش، فشار ثابت خواهد ماند. هنگامیکه افزایش دما اتفاق می‌افتد، فشار پوش نیز بشدت افزایش یافته و تا MPa ۱/۶۶ می‌رسد و سپس بعد از ۴۹ ساعت و ۳۳ دقیقه از شروع حادثه، از افزایش فشار کاسته شده و شروع به کاهش می‌کند و در نهایت در فشار ۰/۴۲ مگاپاسکال ثابت می‌ماند. لازم به ذکر است که در مدل پوش عملکرد سیستم اسپری و بازترکیب کننده‌های هیدروژن نیز مدل شده است.



شکل ۴. دمای اتمسفر پوش راکتور در حادثه LOCA

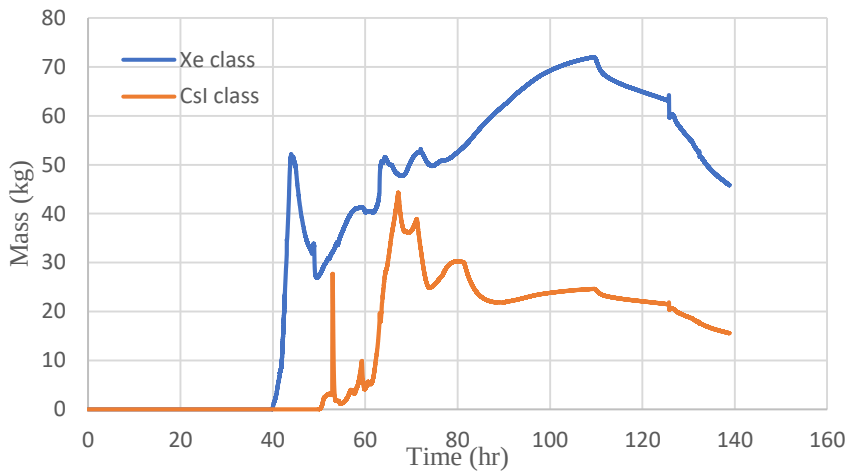


شکل ۵. فشار در پوش راکتور در حادثه LOCA

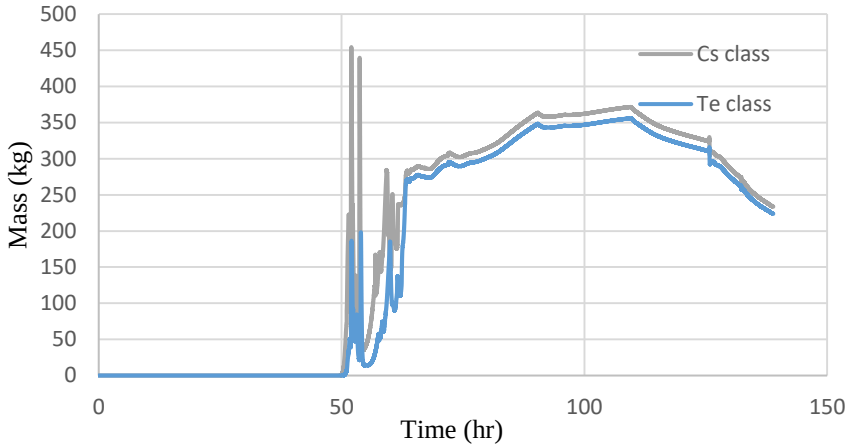
در ادامه، به بررسی غلظت مهمترین کلاس‌های محصولات شکافت فرار مانند Xe، Cs، I ، Te و CsI پرداخته می‌شود. شکل‌های ۶ تا ۱۱ رادیونوکلئیدهای آزاد شده به درون پوش راکتور بر حسب کلاس‌بندی کد، در حضور و عدم حضور سیستم‌های فیلتراسیون را نشان می‌دهد. از زمان۴۲ ساعت و ۲۵دقیقه بعد از حادثه، سیستم‌های فیلتراسیون فعال شده و شروع به کاستن از مقدار رادیونوکلئیدهای آزاد شده می‌کنند. لازم به ذکر است در این آنالیز فرض شده است افزایش فشار پوش راکتور به بیش از فشار طراحی (۰/۴۶ مگاپاسکال) منجر به آسیب پوش و در نتیجه نشت مستقیم مواد رادیواکتیو به محیط بیرون نشده است. جدول ۲ نتیجه محاسبه جرم کل مواد رادیواکتیو در هر کلاس بعد از گذشت مدت زمان ۵ روز و ۱۹ ساعت از شروع خادثه را در پوش راکتور نشان می‌دهد.

جدول ۲. نتایج مربوط به جرم کل مواد رادیواکتیو موجود در هوای پوش

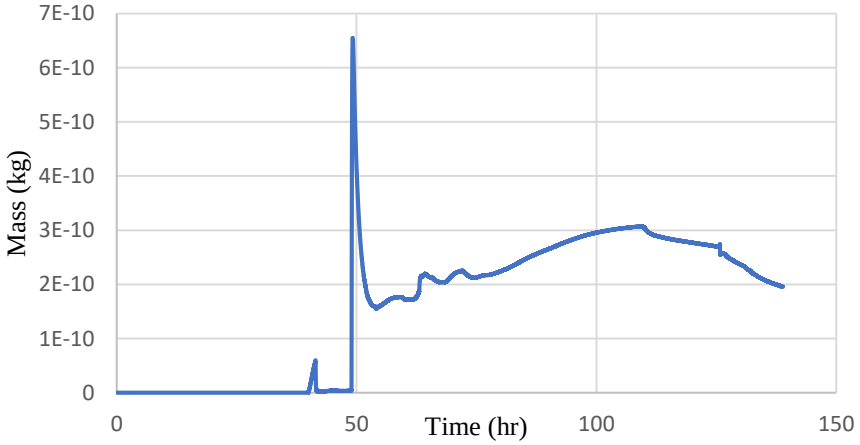
نوع ماده رادیواکتیو	جرم (kg)		درصد کاهش (٪)
	با فیلتر	بدون فیلتر	
Xe	۴۵/۸۰	۴۵/۸۰۵۵	۰/۰۰
Te	۱۷۸/۲۹۶	۵۷۵۰/۶۲	۹۶/۹۰
Cs	۱۸۶/۱۴	۷۵۵۱/۴۲	۹۷/۵۳
I	$۱/۵۵\times۱۰^{-۱۰}$	$۳/۶۰\times۱۰^{-۹}$	۹۷/۶۸
CsI	۰/۱۲۳۶۷۳	۳/۱۳۶۹۹	۹۶/۰۸



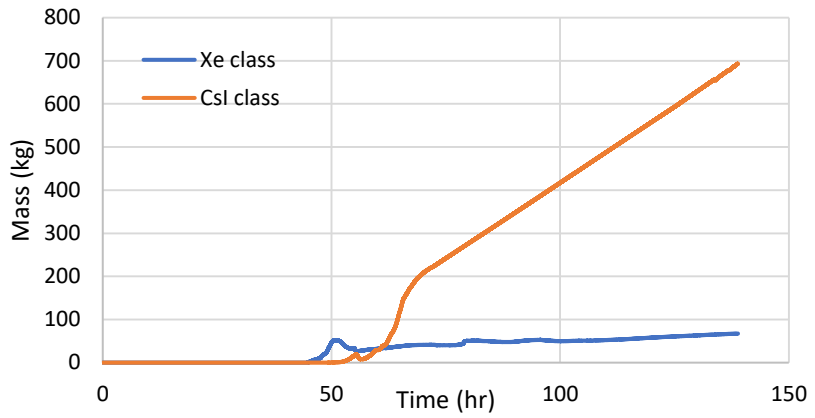
شکل۶. جرم کلاس‌های زینان و سزیم‌یدید در حضور سیستم‌های فیلتراسیون در پوش راکتور.



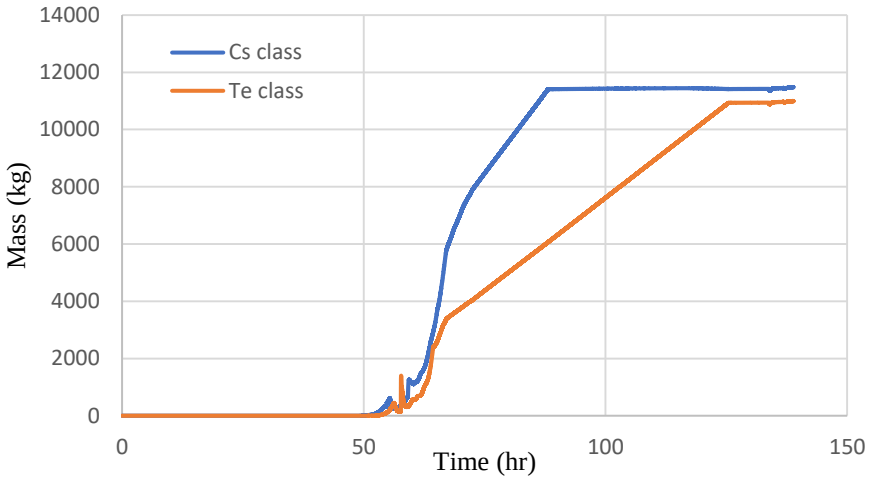
شکل ۷. جرم کلاس‌های سزیم و تلوریم در حضور سیستم‌های فیلتراسیون در پوش راکتور.



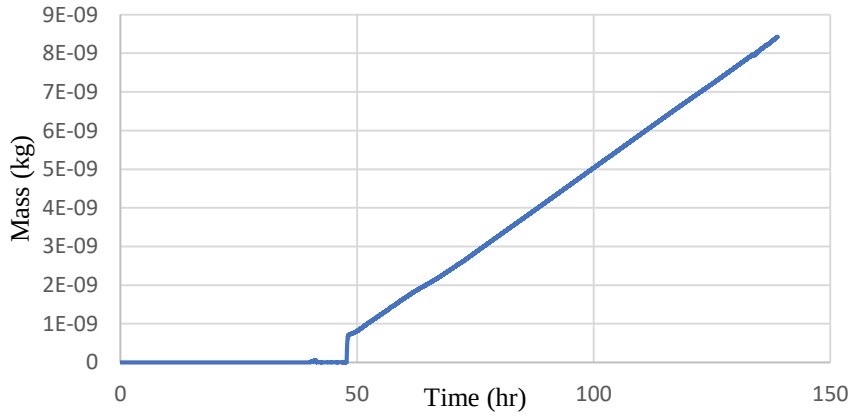
شکل ۸. جرم کلاس ید در حضور فیلتر در پوش راکتور.



شکل ۹ . جرم کلاس‌های زینان و سزیم‌یدید در عدم حضور سیستم‌های فیلتراسیون در پوش راکتور.



شکل۱۰ . جرم کلاس‌های سزیم و تلوریم در عدم حضور سیستم‌های فیلتراسیون در پوش راکتور.



شکل ۱۱. جرم کلاس ید در عدم حضور سیستم‌های فیلتراسیون در پوش راکتور.

۴. نتیجه‌گیری

در این مقاله با مدلسازی پوش، استخر سوخت مصرف شده و در نهایت سیستم‌های فیلتراسیون در کد MELCOR به آنالیز مشخصات چشمه درون پوش راکتور ناشی از حادثه شکستگی به قطر ۴/۴ سانتی‌متر در ارتفاع ۰/۵۳ متری در بدنه استخر نیروگاه VVER-1000/V446 پرداخته شد. با فرض فعال شدن سیستم اسپری و بازترکیب کننده های هیدرژن در طی وقوع حادثه، میزان غلظت رادیونوکلئیدهای کلاس های مختلف در محیط پوش در دو حالت عملکرد و عدم عملکرد سیستم های TL مورد ارزیابی قرار گرفت. نتایج مربوط به کلاس های Te، Cs، I و CsI نشان می دهد، میزان جرم کل مواد رادیواکتیو در حالت عملکرد سیستم های فیلتراسیون به ترتیب برابر با ۹۶/۹۰، ۹۷/۵۳، ۹۷/۶۸ و ۹۶/۰۸ درصد نسبت به حالت عدم حضور سیستم های TL کاهش می یابد.

۵. مراجع

[1] K. Mehboob and C. Xinrong, “Mitigation of PWR in-containment iodine source term under LOCA,” *Int. J. Nucl. Energy Sci. Technol.*, vol. 7, no. 3, pp. 191–208, 2013, doi: 10.1504/IJNEST.2013.052163.

[2] J. H. Song and T. W. Kim, “Severe accident issues raised by the Fukushima accident and improvements suggested,” *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 46, no. 2, pp. 207–216, 2014, doi: 10.5516/NET.03.2013.079.

[3] S. S. Requirements, “Safety of nuclear power plants: Design,” *Kerntechnik*, vol. 67, no. 1, pp. 17–17, 2022, doi: 10.1515/kern-2002-0007.

[4] Y. M. Song, H. S. Jeong, S. Y. Park, D. H. Kim, and J. H. Song, “Overview of containment filtered vent under severe accident conditions at Wolsong NPP unit 1,” *Nucl. Eng. Technol.*, vol. 45, no. 5, pp. 597–604, 2013, doi: 10.5516/NET.03.2013.712.

[5] S. Jafarikia and S. A. H. Feghhi, “Study of in-containment source term behavior for VVER-1000 under LOCA conditions using the IRBURN code system,” *Ann. Nucl. Energy*, vol. 112, pp. 17–29, 2018, doi: 10.1016/j.anucene.2017.09.038.

[6] پ. امیدی‌فرد، "آنالیز دنباله حوادث شدید در استخر سوخت مصرف شده راکتور هسته VVER-1000/V446"، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه شیراز (۱۳۹۷).

[7] V. Vajpayee, V. Becerra, N. Bausch, X. Tian, T. V. Santhosh, and G. Vinod, “Estimation of Radionuclide Release Activity Using an Unscented Kalman Filter,” *Proc. 2019 6th Int. Conf. Instrumentation, Control. Autom. ICA 2019*, no. August, pp. 231–236, 2019, doi: 10.1109/ICA.2019.8916744.

[8] “MELCOR 186 User Guide.pdf.”

[9] ج. رضایی آبگلی، "ارزیابی سیستم راکتور VVER-1000/V446 در فرونشانی مواد رادیواکتیو و کاهش فشار پوش راکتور حین حوادث وخیم با استفاده از کد MELCOR"، پایان‌نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه شیراز (۱۳۹۸).

[10]. AEOI. (2015). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP-1, Chapter 6 part 5: System of monitoring and removal of fission products.

[11]. AEOI. (2015). Final Safety Analysis Report (FSAR) for BNPP-1, Chapter 15: Accident Analysis.