



## تحلیل ترموهیدرولیکی حادثه از دست رفتن سیستم خنک‌کننده در استخر نگره‌داری سوخت نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از کدهای RELAP5 و MELCOR

سارا گل نرگس<sup>۱</sup>، سیدخلیل موسویان<sup>۲\*</sup>

۱. دانشکده مهندسی، دانشگاه شهید بهشتی، صندوق پستی: ۱۹۸۳۹۶۳۱۱۳، تهران - ایران

۲. پژوهشکده راکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، صندوق پستی: ۱۴۱۵۵-۱۳۳۹، تهران - ایران

\*Email: khmosavian@aeoi.org.ir

### مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۸/۹/۲۹ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۸/۱۱/۵

### چکیده

پس از حادثه فوکوشیما دایچی، حوادث مرتبط با استخر نگره‌داری سوخت‌های مصرفی به دلیل مقدار بالای رادیونوکلئیدهای با نیمه‌عمر بالا و نداشتن محفظه تحت فشار با وجود پایین بودن حرارت واپاشی آن اهمیت بیش‌تری یافته است. با توجه به این موضوع، حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی استخر سوخت نیروگاه بوشهر برای اولین بار در این پژوهش مورد تجزیه و تحلیل قرار گرفت. برای شبیه‌سازی این حادثه از کدهای سیستمی RELAP5 (کد با بهترین تخمین) و کد MELCOR (کد تحلیل حوادث شدید) استفاده شده است. توان واپاشی سوخت‌های مصرفی توسط کد ORIGEN محاسبه شد. حجم‌بندی استخر نگره‌داری سوخت بر اساس داده‌ها و نقشه‌های موجود در مدرک آنالیز ایمنی نیروگاه بوشهر انجام شده است. پدیده‌های افزایش دمای آب استخر، جوشش آب استخر و کاهش سطح آب، لخت شدن سوخت‌های مصرفی، افزایش دما و آغاز ذوب سوخت، تولید هیدروژن و آزاد شدن رادیونوکلئیدها در اثر حادثه فوق در استخر سوخت نیروگاه بوشهر مورد بررسی قرار گرفت. نتایج حاصل در شرایط پایا با داده‌های نیروگاه بوشهر اعتبارسنجی گردید. برای صحت‌سنجی نتایج در حالت گذرا و حادثه نتایج دو کد RELAP5 و MELCOR با یکدیگر مقایسه شد که توافق خوبی با یکدیگر و داده‌های نیروگاه بوشهر نشان داد.

**کلیدواژه‌ها:** نیروگاه بوشهر، استخر نگره‌داری سوخت مصرفی، شبیه‌سازی، کدهای هسته‌ای، از دست دادن خنک‌کنندگی

## Thermal-hydraulic analysis of loss-of-cooling accident in spent fuel pool of Bushehr NPP using the RELAP5 and MELCOR

S. Gol Narges<sup>1</sup>, S.Kh. Mousavian<sup>2\*</sup>

1. Engineering Faculty, Shahid Beheshti University, P.O.Box: 1983963113, Tehran – Iran

2. Reactor and Nuclear Safety Research School, Nuclear Science and Technology Research Institute, P.O.Box: 14155-1339, Tehran - Iran

### Research Article

Received 20.12.2019, Accepted 25.1.2020

### Abstract

Following the Fukushima Daiichi accident, the simulation of accidents related to the Spent Fuel Pool (SFP) became more important due to the high content of long-lived radionuclides, and lack of the protection by the pressure vessel despite its low decay heat. Therefore, the loss-of-cooling accident in the SFP of the Bushehr NPP was first simulated in this paper. The RELAP5 (as the Best Estimate code) and MELCOR (as a Severe Accident code) codes were used for simulation of the loss-of-cooling accident. The decay heat power calculation was performed by the ORIGEN code. The nodalization of SFP was done by using the Final Safety Analysis Report (FSAR) of Bushehr NPP. Different phenomena such as increasing water temperature in the pool, water boiling and decreasing of pool water level, spent fuel uncovering, increasing fuel temperature and the onset of fuel melting, hydrogen production, and release of radio-nuclides were observed and investigated. The steady-state results were validated by Bushehr NPP operating data. Verification of transient and accident results was performed by code-to-code (RELAP5 & MELCOR) comparison approach and Bushehr NPP data, the results showed that a good agreement together.

**Keywords:** Bushehr NPP, Spent fuel pool, Simulation, Nuclear codes, Loss-of-cooling



## ۱. مقدمه

سوخت‌های مصرفی نیروگاه هسته‌ای بوشهر پس از گذراندن سه دوره کاری (یا حدود ۸۸۱ روز) باید با سوخت‌های تازه تعویض شده و از رآکتور خارج شوند. سوخت‌های مصرفی به استخر نگهداری سوخت که در مجاورت رآکتور و در داخل محفظه ایمنی<sup>۱</sup> قرار دارد، منتقل می‌شوند و تا دفع نهایی یا بازفرآوری در آن‌جا نگهداری می‌شوند [۱]. حادثه از دست دادن سیال خنک‌کننده<sup>۲</sup> و حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخر سوخت از متداول‌ترین حوادث در استخرهای نگهداری سوخت به شمار می‌روند. در صورت بروز حادثه در استخر سوخت، زمان لازم برای جلوگیری از حادثه در مقایسه با حوادث داخل قلب بسیار طولانی‌تر است زیرا توان ناشی از واپاشی سوخت‌های مصرفی در استخر بسیار کم‌تر از توان قلب رآکتور است. از طرفی در صورت رخداد حادثه، به دلیل این‌که غلاف سوخت تنها سد مانع در استخرهای نگهداری سوخت است، از این‌رو مقدار نشت مواد رادیواکتیو به بیرون بیشتر و عواقب بعد از حادثه در استخر خطرناک‌تر خواهد بود [۲].

حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخر سوخت می‌تواند به‌وسیله عواملی مانند خرابی پمپ‌ها یا شیرها، خرابی لوله، از دست دادن چشمه حرارتی (مبدل‌های حرارتی) و یا قطع برق اتفاق بیافتد [۳]. با فرض این‌که سیستم‌های ایمنی از قبیل اسپری‌ها، سیستم‌های تزریق اضطراری آب به استخر و غیره در زمان حادثه فعال نگردند، احتمال ذوب سوخت قابل تصور است. بر اساس داده‌های NRC، احتمال رخداد حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخرهای نگهداری سوخت حدود  $10^{-6}$  در استخر در سال است [۴]. بر اساس مستندات موجود، بعد از حادثه فوکوشیما دایچی شبیه‌سازی حوادث مرتبط با استخرهای نگهداری سوخت مصرفی اهمیت بیشتری پیدا کرد [۵]. علاوه بر این، در گردهمایی متخصصان در IAEA بر لزوم تحقیق و بررسی بیشتر در حوزه حوادث شدید در استخرهای نگهداری سوخت‌های مصرفی تأکید شد [۶]. در همین راستا، کشورهای مختلف با استفاده از کدهای هسته‌ای متفاوت شبیه‌سازی حالت‌های متعددی را در استخرهای نگهداری سوخت خود در دست بررسی دارند. در قالب پروژه جامع NUGENIA+ و با حمایت مالی اتحادیه اتمی اروپا (Euratom) پروژه AIR-SFP برای شبیه‌سازی حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی و LOCA در استخر نگهداری

سوخت واحد ۴ فوکوشیما دایچی، توسط ۱۵ شرکت‌کننده (کاربر) از ۱۴ کشور اروپایی با استفاده از ۶ نوع کد هسته‌ای مختلف در سال ۲۰۱۵ فعالیت خود را آغاز نمود. هدف آن‌ها ارزیابی و شناسایی اختلاف بین کدها و ارزیابی عدم قطعیت محاسبات مربوط به استخرهای نگهداری سوخت در شرایط حادثه بوده است [۷].

از کد TRACE برای شبیه‌سازی استخر نگهداری سوخت Maine Yankee استفاده شده است. ابتدا گره‌بندی به صورت سه‌بعدی انجام شده و در حالت پایا و گذرا بررسی گردیده و نتایج برای اعتبارسنجی با داده‌های تجربی مقایسه گردیده است [۸]. هانگ و ما [۹] به‌وسیله کد MELCOR به بررسی هم‌زمان رفتارهای گذرای سیال در استخر سوخت‌های مصرفی و سیستم خنک‌کننده پرداختند و هم‌چنین با به‌کارگیری کد RELAP5، یک سیستم جدید خنک‌کننده غیرفعال ترموسیفونی دوفازی، برای برداشت حرارت حاصل از واپاشی تولید شده در استخر را شبیه‌سازی کردند.

در کارهای انجام شده توسط هانگ و همکارانش با استفاده از مدل سه‌بعدی و دوفازی در کد CFD رفتار ترموهیدرولیکی استخر سوخت‌های مصرفی نیروگاه Kuoshen بررسی شده است. در این پژوهش دو توان واپاشی مختلف برای سوخت‌های مصرفی در شرایط عادی در نظر گرفته شد. پس از خرابی سیستم خنک‌کنندگی، جوشش آب استخر برای چیدمان‌های مختلف سوخت بررسی شده و بهترین چیدمان پیشنهاد گردید [۱۰].

در پژوهش انجام شده توسط یه و همکاران [۱۱]، سیستم خنک‌کنندگی غیرفعالی برای استخر سوخت رآکتور CAP1400 به‌وسیله نرم‌افزار Fluent CFD با چهار میلیون گره برای شرایط قطع برق، جهت برداشت حرارت ناشی از واپاشی طراحی گردید. در این کار، سازوکار برداشت حرارت برای چهار چیدمان مختلف لوله‌های سیستم خنک‌کنندگی غیرفعال بررسی شد و بهترین چیدمان معرفی گردید. هم‌چنین نتایج محاسبات در حالت حادثه نشان داد که همواره دمای آب استخر پایین‌تر از دمای اشباع قرار دارد.

برای مطالعه رفتار جوشش به‌صورت تجربی در استخر نگهداری سوخت مصرفی تحت شرایط لخت‌شدگی جزئی<sup>۳</sup> یک وسیله آزمایشی طراحی و ساخته شد. در این وسیله آزمایشی، برای تعیین الگوهای جریان دو فازی و ضریب انتقال حرارت بسته سوخت مصرفی در معرض هوا، یک شبکه هندسی مربعی که ۹ لوله در طول آن و ۹ لوله در عرض آن گنجانده شده باشد

1. Containment
2. LOCA

## 3. Partial Dry-Out



مدل‌سازی شده و نتایج به‌دست آمده با یک‌دیگر مقایسه شده‌اند.

## ۲. استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر

استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر در ارتفاع ۷/۴۵ متری محفظه ایمنی اصلی نیروگاه قرار گرفته و تا ارتفاع ۲۱ متری امتداد یافته است. سوخت‌های خارج شده از قلب رآکتور به این استخر منتقل می‌شوند و گنجایش این استخر برای ۹ دوره کاری رآکتور کافی است. ۱۲ قفسه سوخت مصرفی درون استخر وجود دارد که ۱۰ قفسه آن برای ذخیره‌سازی سوخت‌های مصرفی عادی است که می‌تواند ۶۴ مجتمع سوخت را در خود جای دهد؛ ۲ قفسه سوخت نیز برای نگهداری سوخت‌های مصرفی معیوب و دارای نشتی است که به صورت مهور موم شده در این قفسه‌ها، که هر یک گنجایش نگهداری ۲۷ مجتمع سوخت معیوب را دارد، جای می‌گیرند. همیشه ۳ قفسه سوخت استخر را برای انتقال اضطراری قلب رآکتور خالی می‌گذارند. بین سوخت‌های مصرفی همواره آب حاوی بور با غلظت  $16 \text{ g.kg}^{-1}$  در جریان است که برای برداشت حرارت تولیدی توسط سوخت‌های مصرفی، ۴ مدار (حلقه) برداشت حرارت در مکان‌های مختلف استخر تعبیه شده است که هر حلقه شامل یک پمپ و یک مبدل حرارتی است که آب استخر را خنک کنند و دوباره به درون آن بازگردانند؛ اما به دلیل توان حرارتی پایین تولیدی در استخر در یک بازه زمانی، تنها یک حلقه برداشت حرارت فعالیت می‌کند. آب خنک با دمای  $40^\circ \text{C}$  در ارتفاع ۸ متری توسط پمپ با دبی  $170 \text{ kg.s}^{-1}$  وارد استخر می‌شود و آب گرم استخر نیز در ارتفاع ۱۶/۷ متری و با دمای  $50^\circ \text{C}$  تا  $70^\circ \text{C}$  با همین دبی از استخر خارج می‌گردد. شکل ۱ نمای واقعی و طرح‌واره استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر را نشان می‌دهد [۱].

در محافظه کارانه‌ترین حالت ممکن، فرض شده است که استخر سوخت مصرفی پر از سوخت است و سوخت‌های قلب رآکتور نیز در یک تخلیه اضطراری، به صورت کامل به استخر منتقل شده است. تعداد ۶۶۵ مجتمع سوخت درون استخر قرار دارد که هر مجتمع حاوی ۳۱۱ میله سوخت است؛ جرم سوخت اورانیوم اکساید در هر مجتمع سوخت برابر  $490 \text{ kg}$  است و در مجموع  $325850 \text{ kg}$  سوخت در استخر وجود دارد. توان کلی استخر با استفاده از کد ORIGEN و گزارش نیروگاه بوشهر [۱۶] برابر با  $19,48 \text{ MW}$  محاسبه شده است [۱].

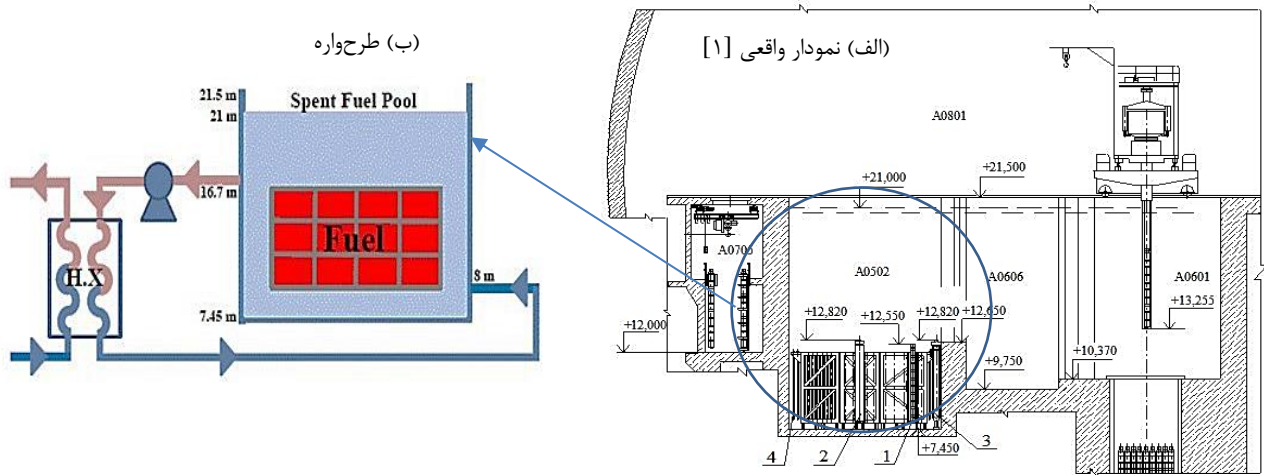
و تمامی لوله‌ها حاوی گرم‌کننده‌های الکتریکی مشابه گرمای پسماند تولیدشده توسط سوخت‌های مصرفی با هندسه شبیه بسته‌های سوخت رآکتور AP1000 قرار داده شده است. در این پژوهش با مقایسه چیدمان‌های مختلف چگالنده، سیستم خنک‌کنندگی بهینه‌ای از نظر انتقال حرارت با بازدهی بالا و امکان‌پذیری اقتصادی مناسب طراحی و پیشنهاد شد [۱۲].

در مطالعه‌ای دیگر [۱۳-۱۴] طرح حادثه LOCA در استخر نگهداری سوخت مصرفی واحد دوم نیروگاه Ignalina به‌وسیله کدهای ATHLET-CD، ASTEC و RELAP/SCDAPSIM شبیه‌سازی شده است. در این کار، وقتی تمام سوخت‌های مصرفی دچار لخت‌شدگی شدند، تزریق آب شروع شده و از گسترش حادثه جلوگیری می‌گردد.

در گزارش ارایه شده توسط کمیسیون تنظیم مقررات هسته‌ای (NUREG) آمریکا، تجزیه و تحلیل افزایش گرمای سوخت‌های مصرفی به دنبال حادثه‌ای فرضی که منجر به خالی شدن کامل آب استخر می‌شود، مورد بررسی قرار گرفته است. محاسبات این گزارش با استفاده از نرم‌افزار کامپیوتری SFUEL انجام شده است. در این نرم‌افزار اثرات مربوط به زمان واپاشی، طراحی سوخت، طراحی قفسه‌های نگهداری سوخت و سایر پارامترهای مؤثر در افزایش گرمای سوخت‌های مصرفی لحاظ و مدل‌سازی شده است [۱۵].

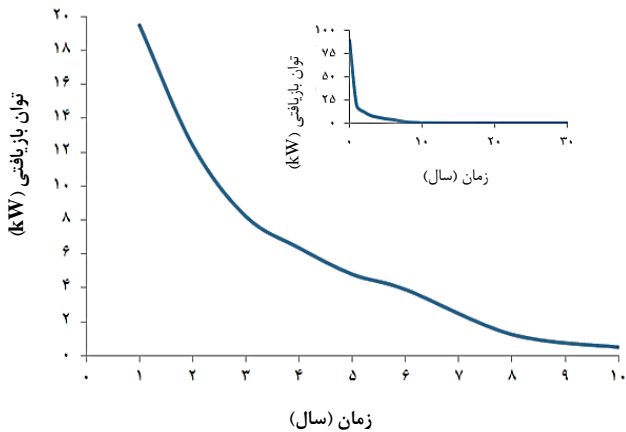
در پژوهش حاضر، استخر نگهداری سوخت‌های مصرفی نیروگاه بوشهر با استفاده از دو کد مختلف مورد مطالعه قرار گرفته است. پس از آشنایی کلی با استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر و سیستم خنک‌کنندگی آن، به مدل‌سازی پرداخته شده است. ابتدا با استفاده از کد ORIGEN مقدار گرمای بازبافتی تولیدی از سوخت‌های مصرفی شده، بر اساس مدت زمان خروج‌شان از رآکتور محاسبه گردید. در گام بعدی، استخر سوخت‌های مصرفی با در نظر گرفتن چیدمان آن بر اساس مدارک نیروگاه بوشهر مدل‌سازی شده است. سیستم خنک‌کنندگی استخر سوخت‌های مصرفی مطابق داده‌های نیروگاه بوشهر شبیه‌سازی شده و اجزاء آن نظیر پمپ و مبدل حرارتی با در نظر گرفتن شرایط مرزی به‌صورت ساده مدل‌سازی گردیده است. هم‌چنین عملکرد حالت پایای استخر نگهداری سوخت‌های مصرفی با کدهای RELAP5 و MELCOR شبیه‌سازی و نتایج حاصل با داده‌های بهره‌برداری نیروگاه بوشهر مقایسه شده است. در ادامه حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخر سوخت نیروگاه بوشهر با کدهای مذکور در بیش‌ترین مقدار توان واپاشی (بدبینانه‌ترین حالت)





شکل ۱. نمای استخر سوخت‌های مصرف شده نیروگاه بوشهر.

تنها ۷ روز است که وارد استخر شده‌اند، پر شده است. پایپ- ۱۶۰ حاوی ۵۴ مجتمع سوخت آسیب دیده و دارای نشتی است که در سلول‌های مهر و موم شده مجزایی قرار گرفته‌اند.



شکل ۲. توان بازیافتی (برحسب kW) برای یک مجتمع سوخت مصرفی بر اساس مدت ذخیره‌سازی در استخر.

جدول ۱. مشخصات کانال‌های حرارتی تعریف شده در کد RELAP5

توان کانال (MW)	تعداد مجموعه‌های سوخت در هر کانال	زمان ذخیره‌سازی در استخر	کانال‌های مختلف حاوی مجموعه‌های سوخت
۵,۷۱۲	۶۴	۷ روز	پایپ- ۱۰۰
۱,۲۴۸۳	۶۴	۱ سال	پایپ- ۱۱۰
۰,۷۹۴۰	۶۴	۲ سال	پایپ- ۱۲۰
۰,۸۵۶	۱۲۸	۳ و ۴ سال	پایپ- ۱۳۰
۰,۵۵۲	۱۲۸	۵ و ۶ سال	پایپ- ۱۴۰
۸,۴۲	۱۶۳	تخلیه اضطراری قلب (۷ روز)	پایپ- ۱۵۰
۱,۸۹۷۷	۵۴	مجموعه‌های سوخت آسیب دیده	پایپ- ۱۶۰
۱۹,۴۸	۶۶۵	-	کل

جرم عناصر مختلف در سوخت و غلاف برای هر مجتمع سوخت در کد ORIGEN وارد شده است و بر اساس مدت ذخیره‌سازی در استخر، محاسبات توان در سه گروه فرآورده‌های فعال، آکتینیدها و محصولات شکافت انجام شده و در نهایت توان کل سوخت‌های مصرفی در محافظه کارانه‌ترین حالت برابر ۱۹,۴۸ MW محاسبه گردیده است. در شکل ۲ توان بازیافتی تولیدی محاسبه شده برای یک مجتمع سوخت مصرف شده براساس مدت ذخیره‌سازی در استخر نشان داده شده است.

در کد RELAP5 تمامی سوخت‌های مصرفی در ۷ کانال حرارتی<sup>۱</sup> که اطلاعات آن‌ها در جدول ۱ گزارش شده است، طراحی شده‌اند. بر اساس استراتژی مدیریت سوخت نیروگاه بوشهر، در هر دوره کاری رآکتور، حدوداً ۵۴ مجتمع سوخت از رآکتور خارج می‌شوند اما در هر قفسه سوخت ۶۴ مجتمع سوخت جای می‌گیرد و ۱۰ مجتمع سوخت باقی‌مانده، از سوخت‌های دوره‌های قبلی پر می‌شود. به عنوان مثال در پایپ- ۱۰۰ تعداد ۵۴ مجتمع سوخت که سه سال در رآکتور تولید توان کرده‌اند و اینک ۷ روز است که به استخر منتقل شده‌اند قرار دارد و ۱۰ مجتمع سوخت باقی‌مانده از قفسه، با سوخت‌های یک سال مانده در استخر پر شده‌اند؛ سایر قفسه‌ها نیز به همین صورت می‌باشند. در پایپ- ۱۱۰ تعداد ۶۴ مجتمع سوخت که به مدت یک سال از رآکتور خارج شده‌اند و در پایپ- ۱۲۰ نیز تعداد ۶۴ مجتمع سوخت که ۲ سال است از رآکتور خارج شده‌اند، قرار گرفته است. پایپ- ۱۳۰ حاوی دو قفسه سوخت می‌باشد که یک قفسه با سوخت‌های سه ساله و یک قفسه با سوخت‌های ۴ ساله پر شده‌اند و مجموع ۱۲۸ مجتمع سوخت در این پایپ قرار دارد و به همین صورت در پایپ- ۱۴۰ دو قفسه سوخت‌های ۵ ساله و ۶ ساله قرار داده شده‌اند. در پایپ- ۱۵۰۰ تعداد ۳ قفسه سوخت با ۱۶۳ مجتمع سوخت قرار گرفته است؛ این پایپ با سوخت‌هایی که به صورت اضطراری از قلب رآکتور خارج شده‌اند و

1. Pipe



در هر مجتمع سوخت تعداد ۳۱۱ میله سوخت وجود دارد که طول هریک ۳/۵۳ m می‌باشد. در هر پایپ تعداد متفاوتی مجتمع سوخت (با توجه به جدول ۱) قرار گرفته است و برای هر پایپ طول معادل برای استفاده در ساختارهای حرارتی محاسبه شده است. در مختصات شعاعی ساختارهای حرارتی تعیین شده در هر پایپ، ۱۲ گره (مش) برای هر میله سوخت در نظر گرفته شده است: برای حفره وسط سوخت ۲ گره، برای سوخت دی‌اکسید اورانیم ۵ گره، فاصله بین غلاف و سوخت ۲ گره و برای غلاف زیرکولای<sup>۷</sup> ۳ گره دمایی. به دلیل ناچیز بودن میزان انتقال حرارت از دیواره‌های استخر در مقایسه با میزان انتقال از طریق فضای باز بالای استخر با محیط اطراف، دیواره‌های استخر عایق در نظر گرفته شده است و آب در قسمت بالای استخر از طریق انتقال حرارت همرفتی با هوای زیر محفظه ایمنی در تبادل حرارت می‌باشد.

#### ۴. شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی بوشهر با استفاده از MELCOR

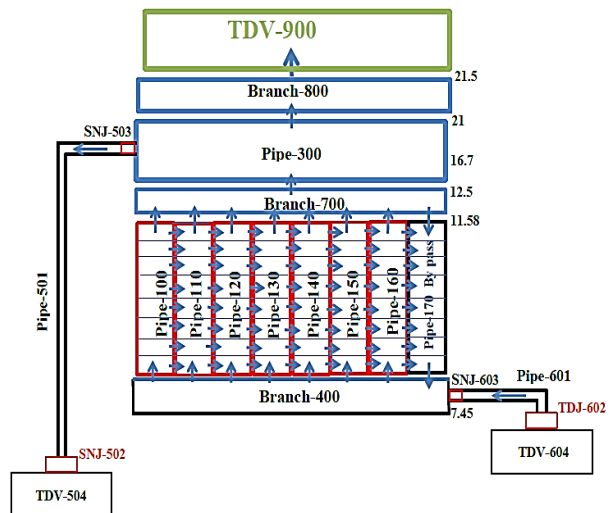
در این مدل‌سازی از کد ۱.۸.۶ MELCOR نسخه‌ی YI استفاده شده است. همان‌طور که در شکل ۴ نشان داده شده است، کل استخر به ۱۱ عدد CV<sup>۸</sup> تقسیم‌بندی شده به‌گونه‌ای که آب پایین قفسه‌های سوخت در CV-۱۱۰ مدل‌سازی شده است و صفحه استیل نگه‌دارنده سوخت‌های مصرفی که قفسه‌ها روی آن قرار گرفته‌اند، در CV-۱۲۰ و سوخت‌های مصرفی در CV-۱۳۰ تا ۲۰۰ مدل‌سازی شده‌اند. آب بالای سوخت‌ها نیز با CV-۲۱۰ نشان داده شده است و با به کارگیری پکیج FL<sup>۱۰</sup> بین همه حجم‌کنترل‌ها تبادل جریان برقرار شده است.

در آخرین نسخه در دسترس از کد MELCOR که در این پژوهش از آن استفاده شده است، امکان مدل‌سازی استخر سوخت مصرفی به‌صورت اختصاصی با در نظر گرفتن ابعاد و جزئیات قفسه‌ها و سوخت مصرفی وجود ندارد و مدل‌سازی استخر سوخت مصرفی بوشهر تاکنون با این کد انجام نشده است، به همین دلیل این شبیه‌سازی یک نوآوری تلقی می‌شود که با به کار بردن روش‌ها و هندسه‌های مختلف و با تلاش فراوان حاصل شده است. در این روش تمامی سوخت‌های مصرفی در پکیج COR شبیه‌سازی شده‌اند و استخر سوخت مصرفی به عنوان یک قلب راکتور PWR در نظر گرفته شده است که قفسه‌های سوخت صفحات غیرنگه‌دارنده<sup>۱۱</sup> و لایه استیل کف استخر به

#### ۳. شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی بوشهر با استفاده از RELAP۵

تمامی سوخت‌های مصرفی شده توسط پایپ-۱۰۰ تا پایپ-۱۶۰ مدل‌سازی شده و آب در جریان بین قفسه‌های سوخت و فضاهای خالی استخر در پایپ-۱۷۰ شبیه‌سازی شده است. چنان‌که در شکل ۳ قابل مشاهده است، هر پایپ به ۸ زیر حجم<sup>۱</sup> تقسیم شده است که هر یک با قفسه‌های سوخت مجاور در تبادل جرم و انرژی هستند و بدین شکل تبادل عرضی<sup>۲</sup> جریان برقرار شده است. آب در پایین قفسه‌های سوخت به‌وسیله Branch-۴۰۰ مدل شده است و از این طریق ارتباط بین خنک‌کننده در جریان بین قفسه‌های سوخت در پایین استخر برقرار شده است. آب موجود در بالای قفسه‌های سوخت با پایپ-۳۰۰ نشان داده شده است و به دلیل وجود عمق زیاد آب در این قسمت، این پایپ به ۵ زیرحجم تقسیم شده است. آب بالای استخر با Branch-۸۰۰ به فضای زیر محفظه ایمنی<sup>۳</sup> که با TDV<sup>۴</sup>-۹۰۰ نشان داده شده، متصل شده است.

آب در دمای ۳۱۳ K و دبی جرمی ۱۷۰ kg.s<sup>-۱</sup> به استخر وارد می‌شود که به وسیله TDJ-۶۰۲<sup>۵</sup> نمایش داده شده است. آب خروجی از استخر در دمای بین ۳۲۳ تا ۳۴۳ K و دبی جرمی ۱۷۰ kg.s<sup>-۱</sup> نیز با SNJ-۵۰۲<sup>۶</sup> نشان داده شده است. با وجود این اجزاء برداشت حرارت از استخر صورت می‌گیرد. همان‌طور که در جدول ۱ گزارش شده است، برخی از پایپ‌ها دارای توان حرارتی بیشتری می‌باشند؛ از این‌رو با در نظر گرفتن ضریب افت فشار مناسب در کد RELAP۵، آب ورودی بیشتری به این پایپ‌ها در نظر گرفته شده است تا توزیع دمای یکنواخت‌تری در کل استخر مشاهده گردد.



شکل ۳. حجم‌بندی به‌کار رفته برای شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی شده نیروگاه بوشهر در کد RELAP۵.

1. Sub-Volume
2. Cross Flow
3. Containment
4. Time- Dependent Volume
5. Time-Dependent Junction
6. Single-Junction

7. Zircaloy
8. Control Volume Hydrodynamics (CVH) Package
9. Support Plate
10. Flow Path (FL) Package
11. Non Supporting Plate



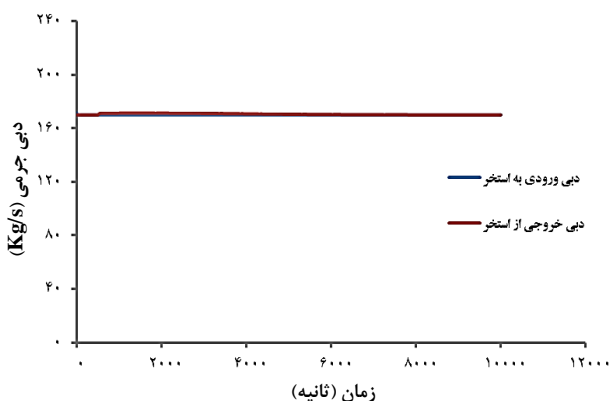


### ۵. نتایج شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی بوشهر در حالت پایا و حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی

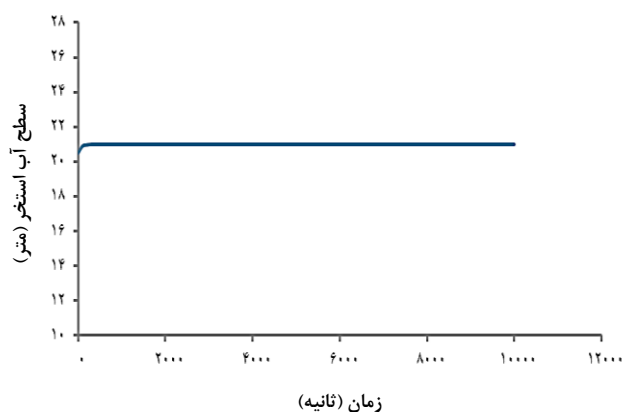
#### ۱.۵ نتایج شبیه‌سازی در حالت پایا

در حالت پایا، آب استخر با دمای بین ۳۲۳ تا ۳۴۳ K (در ارتفاع‌های مختلف استخر درجه حرارت آب متفاوت است) با دبی  $170 \text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$  از استخر خارج شده و آب با دمای ۳۱۳ K و همان دبی به استخر وارد می‌شود. تا  $10^4$  ثانیه ابتدایی اجرای کد این حلقه برداشت حرارت از افزایش دمای آب استخر جلوگیری می‌کند. در شکل ۵ دبی آب ورودی و خروجی به استخر مشخص شده است و در شکل ۶، ثابت ماندن سطح آب استخر با تنظیم دبی قابل مشاهده است.

در شکل ۷ دمای آب در سه کانال استخر برای ۸ سطح محوری فعال سوخت در کد RELAP5 نشان داده شده است. به دلیل در نظر گرفتن جریان عرضی بین کانال‌های مختلف، تبادل جریان خنک‌کننده بین این کانال‌ها به خوبی صورت گرفته است و دما در آن‌ها یکسان شده است؛ در حرکت از پایین استخر به سمت بالا، به دلیل پروفایل توزیع توان محوری میله‌های سوخت مصرفی که از پایین به بالا افزایش یافته و در مرکز بیشینه است، دمای خنک‌کننده نیز افزایش یافته است.



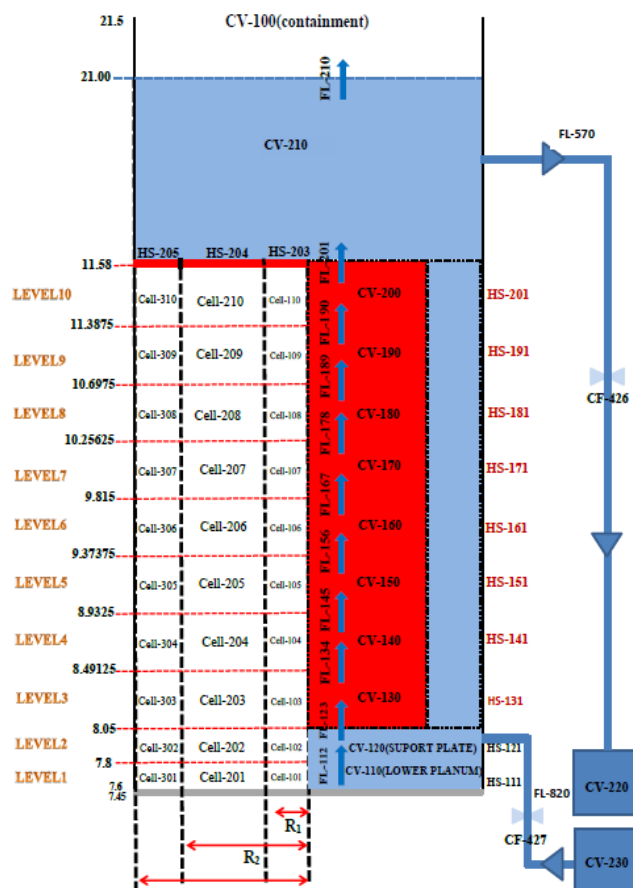
شکل ۵. دبی آب ورودی و خروجی به استخر در حالت پایا.



شکل ۶. سطح آب استخر در حالت پایا.

صورت کلاسی پایین<sup>۱</sup> با هندسه تخت مدل‌سازی شده است. کل سوخت‌های مصرفی به ۲ حلقه شعاعی و ۸ سطح محوری تقسیم شده‌اند به صورتی که ۱۶ سلول نشان‌دهنده سوخت‌های مصرف شده‌اند که هر سلول با حجم کنترل مشخصی (نشان داده شده در شکل ۴) در تبادل جرم و انرژی است. ۸ سلول در حلقه شعاعی سوم موجود است که آب اطراف قفسه‌ها را نشان می‌دهد و شامل سوخت نمی‌باشد. شعاع قلب، شعاع معادل مساحتی از استخر که حاوی سوخت است و شعاع محفظه تحت فشار، شعاع معادل استخر در نظر گرفته شد.

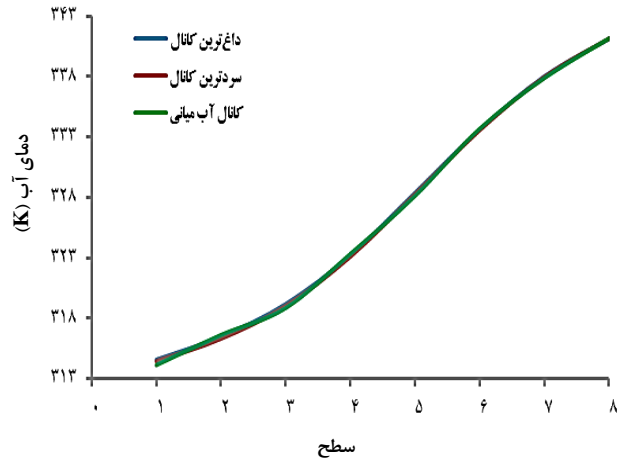
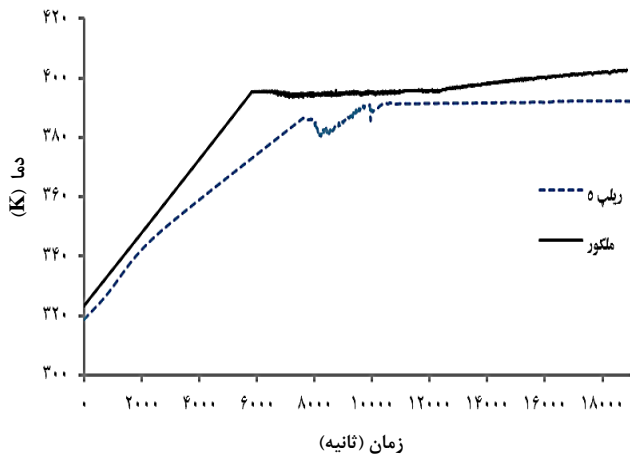
آب سرد از طریق FL-۸۲۰ وارد استخر می‌شود و آب گرم به وسیله FL-۵۷۰ از استخر خارج می‌شود و به این صورت برداشت حرارت تولیدی از استخر انجام می‌گیرد. به وسیله تعریف توابع کنترلی<sup>۲</sup> و شیرهای مختلف در ورودی و خروجی آب به استخر، می‌توان از حالت پایا گذر کرده و وارد فاز گذرا شد.



شکل ۴. حجم‌بندی به کار رفته برای شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی شده نیروگاه بوشهر در کد MELCOR.

1. Lower Head
2. Control Function (CF) Package





شکل ۷. دمای آب استخر در سه کانال مختلف.

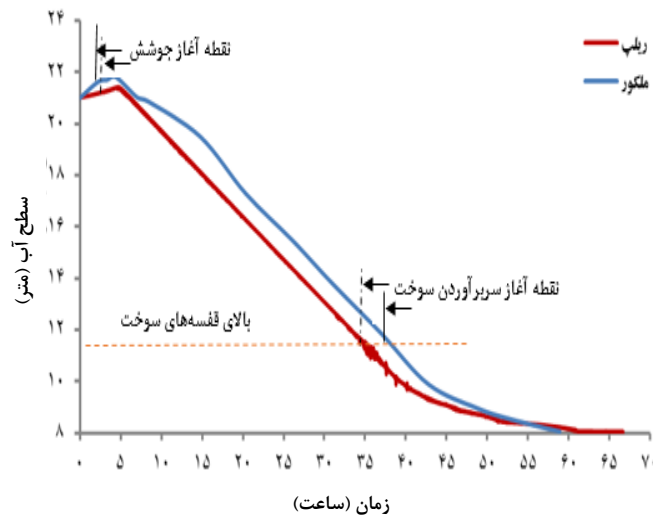
شکل ۸. دمای آب استخر با از دست دادن خنک‌کنندگی در دو کد مختلف.

۲.۵ نتایج شبیه‌سازی حادثه از دست دادن سیستم خنک‌کننده

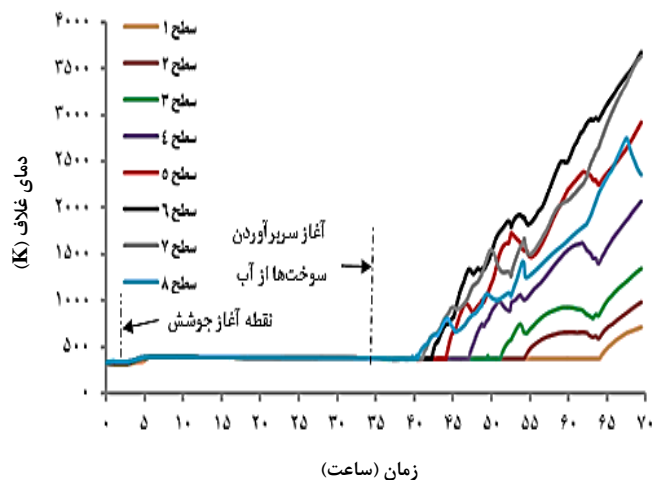
در صورت در دسترس نبودن سیستم برداشت حرارت از استخر سوخت مصرفی، به دلیل تولید توان بالا توسط سوخت‌ها، گردش طبیعی آب استخر برای خنک‌کردن سوخت‌ها کافی نبوده و دمای آب استخر شروع به زیاد شدن می‌کند. در شکل ۸ افزایش دمای آب تا رسیدن به دمای اشباع در دو کد RELAP5 و MELCOR نمایش داده شده است. در این پژوهش فرض شده است که هیچ‌یک از سیستم‌های ایمنی از قبیل سیستم تزریق اضطراری آب به استخر یا اسپری برای جلوگیری از پیشرفت حادثه در دسترس نبوده و حادثه تا بدترین و وخیم‌ترین شرایط که ذوب سوخت‌های مصرفی است، پیش می‌رود.

آب استخر در کد RELAP5 تقریباً پس از ۲/۱۱ ساعت و در کد MELCOR پس از ۱/۸۶ ساعت به دمای اشباع می‌رسد. در این لحظه، چنان‌که در شکل ۹ نشان داده شده است، به دلیل کاهش چگالی آب به علت افزایش دما، حجم آب زیاد می‌شود.

پس از بیرون آمدن سوخت‌ها از زیر آب و ادامه روند تبخیر آب استخر (شکل ۹)، دمای قسمت‌های بالای سوخت که خارج از آب قرار دارند به شدت افزایش می‌یابد. روند افزایش دمای غلاف سوخت در کدهای RELAP5 و MELCOR برای داغ‌ترین کانال‌ها در سطوح مختلف به ترتیب در شکل‌های ۱۰ و ۱۱ قابل مشاهده است.

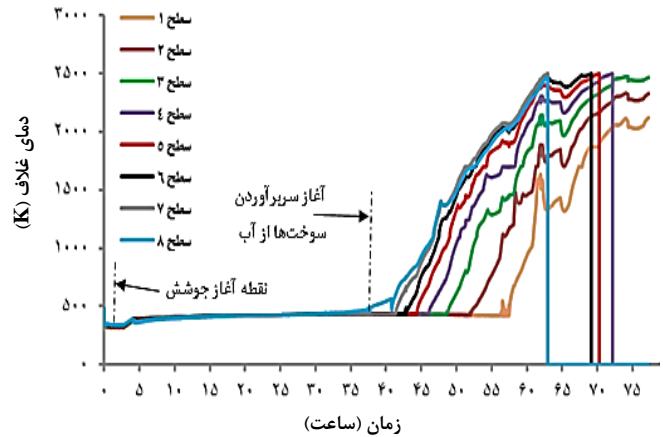
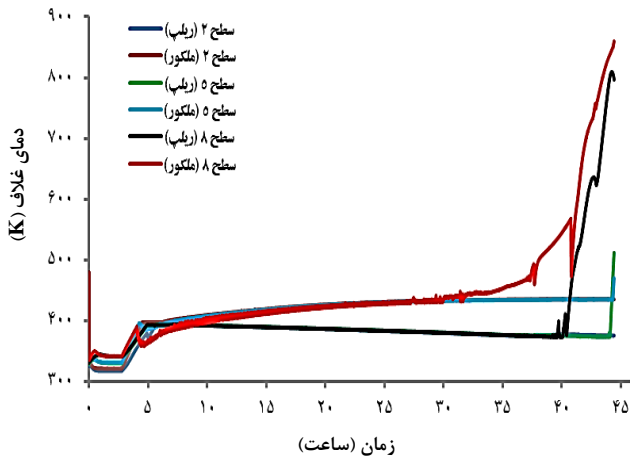


شکل ۹. تغییرات سطح آب استخر طی حادثه در دو کد RELAP5 و MELCOR.



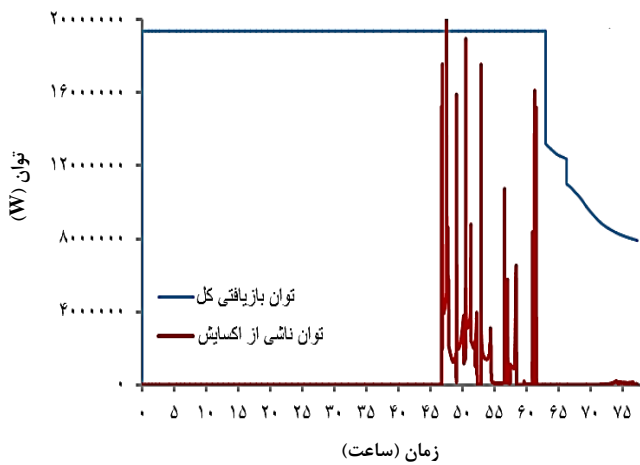
شکل ۱۰. تغییرات دمای سطح غلاف سوخت برای داغ‌ترین کانال در کد RELAP5.





شکل ۱۲. دمای غلاف سوخت تا قبل از شروع اکسایش توسط دو کد MELCOR و RELAP5.

شکل ۱۱. تغییرات دمای غلاف سوخت برای داغترین کانال در کد MELCOR.



شکل ۱۳. توان ناشی از اکسایش در کد MELCOR.

با افزایش دمای غلاف سوخت و رسیدن به حدود  $1000\text{ K}$ ، فرایند اکسایش غلاف سوخت آغاز می‌گردد؛ این فرایند گرمزاست و توان ناشی از اکسایش باعث بالا رفتن بیش‌تر دمای سوخت می‌شود. واکنش اکسایش در کد RELAP5 در نظر گرفته نمی‌شود [۱۷] و پس از شروع اکسایش، تنها کد MELCOR می‌تواند به درستی دمای سوخت و آسیب غلاف و ادامه روند حادثه را پیش‌بینی کند. با توجه به شکل ۱۲، که در آن دمای سوخت تا قبل از شروع اکسایش برای داغ‌ترین کانال‌ها در دو کد رسم شده است، می‌توان نتیجه گرفت که تا قبل از شروع اکسایش، دمایی که با گذشت زمان از دو کد به دست آمده است به هم نزدیک است اما پس از  $46.66$  ساعت با شروع اکسایش غلاف، که تا  $61.11$  ساعت هم ادامه دارد و با وجود توان ناشی از اکسایش (شکل ۱۳)، دمای غلاف در بیش‌تر نقاط توسط کد MELCOR نسبت به کد MELCOR مقدار بیش‌تری پیش‌بینی شده است. همان‌طور که در شکل ۱۱ نشان داده شد، دمای سوخت در حجم کنترل‌های واقع شده در سطوح محوری بالاتر، سریع‌تر افزایش می‌یابند و در نهایت شروع به ذوب شدن کرده و از سلول مورد نظر به پایین سرازیر می‌شوند. این مواد مذاب باعث افزایش دمای سوخت در سلول‌های پایینی بیش از پیش می‌شوند اما در شکل ۱۰ به دلیل این‌که کد RELAP5 قادر به مدل‌سازی ذوب سوخت نیست، دمای سوخت در سطوح بالایی به افزایش خود ادامه می‌دهند و دما در قسمت‌های پایینی سوخت هم‌چنان پایین باقی می‌ماند.

با شروع اکسایش، همان‌طور که در شکل ۱۳ نشان داده شده است، توان ناشی از اکسایش وجود دارد که با ادامه اکسایش و افزایش فشار گازهای تولید شده در سوخت، ضخامت غلاف به تدریج پاره شده تا این‌که پس از  $62.94$  ساعت، غلاف به کلی اکسید می‌شود و عناصری که به دلیل افزایش دمای سوخت از آن جدا شده بودند، با نبود غلاف به طور کلی از سوخت خارج می‌شوند. این عناصر دارای انرژی بالایی هستند و با ترک سوخت، این مقدار انرژی کاسته می‌شود. این روند در شکل ۱۳ قابل مشاهده است. از محصولات فرایند اکسایش می‌توان گاز هیدروژن را نام برد که در شکل ۱۴ مقدار هیدروژن تولیدی از اکسایش غلاف زیرکونیم و قفسه‌های سوخت از جنس فولاد ضدزنگ<sup>۱</sup> نشان داده شده است.

تفاوت در زمان‌بندی رویدادهای پیش‌بینی شده توسط دو کد از قبیل زمان شروع جوشش آب استخر، کاهش سطح آب استخر، آغاز سر از آب برآوردن سوخت‌های مصرف شده و افزایش دمای غلاف سوخت تا قبل از اکسایش حدود  $12$  تا  $16\%$  است که این اختلاف کم بین محاسبات دو کد می‌تواند عمدتاً ناشی از تفاوت در حجم‌بندی (گره‌بندی) به کار رفته شده در دو کد (نوع و سایز اجزاء شبیه‌سازی شده)، تفاوت در پکیج‌های انتقال حرارت استفاده شده و متفاوت بودن مدل‌های شبیه‌سازی در دو کد باشد.

## 1. Stainless Steel





**جدول ۲.** توالی و زمان‌بندی رویدادهای حادثه در دو کد مورد استفاده در این پژوهش

زمان وقوع در MELCOR (ساعت)	زمان وقوع در RELAP5 (ساعت)	رویداد
۱,۸۶	۲,۱۱	شروع جوشش آب استخر
۳۷,۴۱	۳۴,۳۶	شروع سربرآوردن سوخت‌های مصرفی از آب
۴۶,۶۶	-	شروع فرایند اکسایش
۵۸,۳۳	۶۴,۷۲	تبخیر کامل آب اطراف سوخت‌های مصرفی
۶۲,۹۴	-	نشت عناصر آزاد شده از سوخت‌های مصرفی

## ۶. نتیجه‌گیری

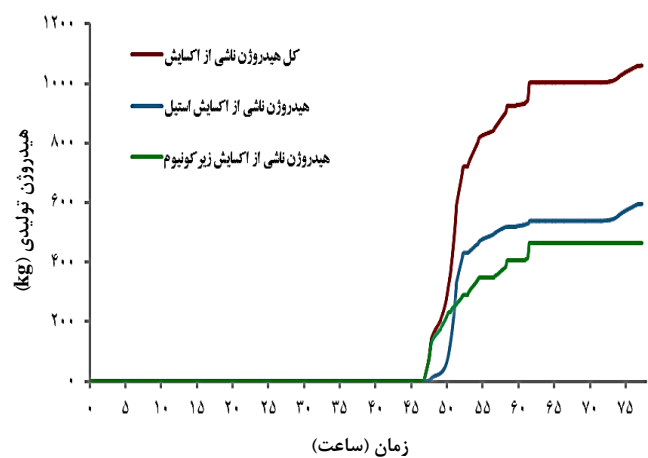
برای بهبود ایمنی استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر، انجام آنالیزهای یقینی برای حوادث ضروری است. لذا حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی که مهم‌ترین حادثه از لحاظ فرکانس وقوع در بین حوادث ماوراء طراحی در استخر سوخت مصرفی است، در این پژوهش بررسی شده است. این بررسی برای نیروگاه بوشهر تاکنون با این جزئیات انجام نشده است.

مدل‌سازی استخر سوخت مصرفی به شکل محافظه‌کارانه‌ای صورت گرفته است به‌گونه‌ای که کل گنجایش استخر پر از سوخت در نظر گرفته شده است و قلب راکتور نیز در شرایط تخلیه اضطراری به استخر منتقل شده است. در این حالت توان مجموعه‌های سوخت به‌وسیله کد ORIGEN محاسبه گردید و مقدار ۱۹,۴۸ MW برای آن به دست آمد. برای شبیه‌سازی استخر سوخت مصرفی به‌وسیله کد ترموهیدرولیکی RELAP5، تمامی مجموعه‌های سوخت موجود در استخر براساس مدت زمان خروج از راکتور و توان بازیافتی که تولید می‌کنند، به ۷ پایپ حرارتی تقسیم شدند. برای هر پایپ ساختار حرارتی با تعداد گره‌های مشخص در نظر گرفته شد و بر اساس میزان حرارت تولیدی برای هر پایپ، دبی جرمی متناسب با ضریب افت فشار آن محاسبه شد. به‌دلیل توزیع محوری توان در نظر گرفته شده برای میله‌های سوخت به نحوی که با حرکت از پایین استخر به سمت بالا، تولید توان بیش‌تر شده و در مرکز استخر میزان آن بیشینه است، دمای آب استخر نیز در بالای استخر بیش‌تر از پایین آن است.

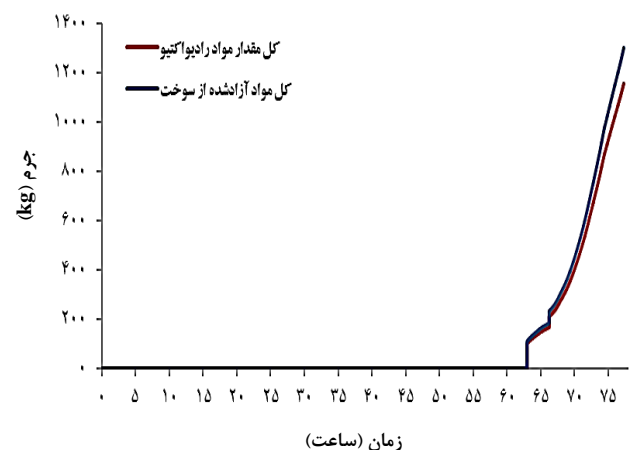
برای مدل‌سازی استخر در کد حوادث و خیم MELCOR، کل مجموعه‌های سوخت به دو حلقه شعاعی تقسیم گردید به‌گونه‌ای که در حلقه داخلی، ۲ قفسه سوخت که دارای توان بازیافتی کم‌تری هستند، و در رینگ بیرونی، تمامی ۱۰ قفسه سوخت باقی‌مانده با توان بالا قرار داده شد و در کل ۱۶ سلول سوخت به‌وجود آمد که هر سلول با حجم کنترل متناظر خود در تبادل جرم و انرژی است. در این شبیه‌سازی سعی بر این بوده

وقتی دمای سوخت افزایش می‌یابد، به تدریج سوخت یکپارچگی‌اش را از دست داده و عناصر بسیاری از آن جدا می‌شود که حجم بیش‌تر آن‌ها را عناصر رادیواکتیو و به شدت خطرناک تشکیل می‌دهد. در شکل ۱۵ کل جرم عناصر آزاد شده از سوخت و کسری از آن‌ها که رادیواکتیو هستند، نشان داده شده است که پس از نبود غلاف وارد فضای زیر محفظه ایمنی یا کانتینمنت شده و تجمع می‌یابند.

توالی و زمان‌بندی رخدادهای حادثه از دست دادن خنک‌کنندگی در استخر سوخت مصرفی نیروگاه بوشهر که توسط دو کد RELAP5 و MELCOR پیش‌بینی شده، در جدول ۲ گزارش شده است.



شکل ۱۴. هیدروژن تولید شده طی فرایند اکسایش.



شکل ۱۵. کل جرم عناصر آزاد شده از سوخت‌های مصرف شده در اثر افزایش دما.



## مراجع

1. A.E.O.I., *Final Safety Analysis Report (FSAR) for Bushehr VVER-1000 Reactor*, (2003).
2. J. Fleurot, et al., *Synthesis of spent fuel pool accident assessments using severe accident codes*, *Ann. Nucl. Energy*, **74**, 58-71 (2014).
3. T.E. Collins, G. Hubbard, <https://www.nrc.gov/docs/ML0104/ML010430066.pdf>.
4. A. Kaliatka, et al., <http://downloads.hindawi.com/journals/stni/2013/598975.pdf>.
5. M. Adorni, et al., <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-2.pdf>.
6. G. Mignot, et al., *Large scale experiments simulating hydrogen distribution in a spent fuel pool building during a hypothetical fuel uncover accident scenario*, *Nucl. Eng. Technol.* **48**, 881-892 (2016).
7. O. Coindreau, et al., *Severe accident code-to-code comparison for two accident scenarios in a spent fuel pool*, *Ann. Nucl. Energy*, **120**, 880-887 (2018).
8. S. Carlos, F. Sanchez-Saez, S. Martorell, *Use of TRACE best estimate code to analyze spent fuel storage pools safety*, *Prog. Nucl. Energy*, **77**, 224-238 (2014).
9. Z. Huang, W. Ma, *Performance of a passive cooling system for spent fuel pool using two-phase thermosiphon evaluated by RELAP5/MELCOR coupling analysis*, *Ann. Nucl. Energy*, **128**, 330-340 (2019).
10. T.-C. Hung, et al., *The development of a three-dimensional transient CFD model for predicting cooling ability of spent fuel pools*, *Appl. Therm. Eng.*, **50**, 496-504 (2013).
11. C. Ye, et al., *The design and simulation of a new spent fuel pool passive cooling system*, *Ann. Nucl. Energy*, **58**, 124-131 (2013).
12. D. Lu, et al., *Experiment investigation on pool boiling of the modelled spent fuel tube bundle under partial dry-out conditions*, *Ann. Nucl. Energy*, **121**, 461-467 (2018).
13. V. Ognierubov, A. Kaliatka, V. Vileiniškis, *Features of modelling of processes in spent fuel pools using various system codes*, *Ann. Nucl. Energy*, **72**, 497-506 (2014).
14. A. Kaliatka, V. Ognierubov, V. Vileiniskis, *Analysis of the processes in spent fuel pools of Ignalina NPP in case of loss of heat removal*, *Nucl. Eng. Des.*, **240**, 1073-1082 (2010).
15. Allan S. Benjamin, David J. McCloskey, Dana A. Powers, and Stephen A. Dupree, <https://www.nrc.gov/docs/ML1209/ML120960637.pdf>
16. A.E.O.I., *Report on safety analyses of Bushehr NPP at extreme external impacts*, (2012).
17. Z. Zhang, Y. Du, K. Liang, *Advanced modeling techniques of a spent fuel pool with both RELAP5 and MELCOR and associated accident analysis*, *Ann. Nucl. Energy*, **110**, 160-170 (2017).

است که حجم‌بندی (گره‌بندی) در دو کد حتی‌الامکان مشابه یک‌دیگر باشد تا نتایج حاصله به هم نزدیک و قابل مقایسه باشد. در ۱۰<sup>۴</sup> ثانیه ابتدایی اجرای کد، به دلیل وجود جریان اجباری در استخر (حالت پایا)، توان بازیافتی تولیدی توسط سوخت‌های مصرفی به‌خوبی برداشت می‌شد و دمای آب استخر همواره بین ۵۰ تا ۷۰ °C و سطح آب استخر ثابت و در ارتفاع ۲۱ متر باقی مانده است. پس از قطع سیستم برداشت حرارت، وارد فاز حادثه می‌شویم و جریان طبیعی آب استخر برای خنک‌کردن مجموعه‌های سوخت کافی نمی‌باشد. در این شرایط دمای آب استخر شروع به بالا رفتن کرده و پس از گذشت حدود ۲ ساعت، آب استخر به جوش می‌آید. با تبخیر آب استخر، برداشت حرارت از سوخت‌های مصرفی صورت می‌گیرد و سطح آب استخر به تدریج کاهش می‌یابد تا این‌که سوخت‌های مصرفی پس از حدود ۳۶ ساعت سر از آب بیرون می‌آورند و با ادامه روند تبخیر آب، اطراف سوخت‌ها خالی شده و دمای آن‌ها به شدت افزایش می‌یابد. بررسی حادثه در دو کد نشان می‌دهد که هم‌خوانی خوبی بین رفتار و زمان‌بندی رخدادها در دو کد وجود دارد و اختلاف ۱۲ تا ۱۶ درصدی بین زمان‌بندی رویدادها می‌تواند عمدتاً ناشی از تفاوت در ساختار دو کد، گره‌بندی به‌کار رفته، مدل‌های فیزیکی و معادلات متفاوت استفاده شده باشد.

با افزایش دمای سوخت و رسیدن دمای آن به ۱۰۰۰ K، اکسایش غلاف آغاز می‌شود و کد MELCOR قادر به پیش‌بینی درست حوادث بعد از اکسایش می‌باشد. پس از گذشت ۴۷ ساعت، فرایند اکسایش غلاف آغاز شده و گرمای ناشی از این فرایند باعث افزایش بیش‌تر دمای سوخت می‌شود. با ادامه اکسایش غلاف، ضخامت آن بسیار کم شده و در نهایت پس از ۶۳ ساعت از بین می‌رود و عناصری که بر اثر افزایش دمای سوخت از آن آزاد شده بودند، با نبود غلاف وارد محیط اطراف می‌شوند؛ بیش‌تر این عناصر رادیواکتیو و بسیار پایدار و خطرناک هستند. با در نظر گرفتن مدل‌سازی محافظه‌کارانه نیز مدت زمان زیادی (حدود ۲/۶۲ روز) برای جلوگیری از نشت مواد خطرناک به محیط اطراف وجود دارد و این زمان برای جلوگیری از وقوع چنین حادثه خطرناکی کافی به نظر می‌رسد.

## COPYRIGHTS

©2021 The author(s). This is an open access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution (CC BY 4.0), which permits unrestricted use, distribution, and reproduction in any medium, as long as the original authors and source are cited. No permission is required from the authors or the publishers.



## استناد به این مقاله

سارا گل نرگس، سیدخلیل موسویان (۱۳۹۹)، تحلیل ترموهیدرولیکی حادثه از دست رفتن سیستم خنک‌کننده در استخر نگهداری سوخت نیروگاه هسته‌ای بوشهر با استفاده از کدهای RELAP5 و MELCOR، ۹۳، ۸۷-۹۶

DOI: 10.24200/nst.2020.1145

Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1145.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1145.html)

