

## بررسی حادثه از دست رفتن خنک کننده در راکتور مینیاتوری اصفهان توسط المنت‌های حرارتی

مختاری، جواد\* (۲۰۱) - خورسندی، جمشید<sup>(۱)</sup> - فقیهی، فرشاد<sup>(۲)</sup> - مسعود احمدی<sup>(۲ و ۱)</sup>

۱- سازمان انرژی اتمی، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، پژوهشکده راکتور

۲- دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته‌ای

### چکیده:

در این تحقیق سعی بر آن شده است تا با ساختن المنت‌های الکتریکی - حرارتی با ابعاد مشابه با میله‌های سوخت راکتور MNSR حادثه از دست رفتن خنک کننده شبیه‌سازی شود و امکان برداشت گرمای باقیمانده از قلب راکتور بررسی شود. گرمای واپاشی پس از خاموش شدن راکتور توسط کد ORIGEN2 محاسبه شد. برای کاهش هزینه‌ها، قطعی از راکتور که دارای میله‌هایی با بالاترین توان است، مد نظر گرفته شد. برای بدست آوردن توان میله‌های سوخت و ضریب پیک توان در مدارهای مختلف قلب، راکتور MNSR توسط کد MCNP مدل شد. در همه‌ی آزمایش‌ها دمای غلاف با دمای ذوب آلومینیوم فاصله بسیار زیادی داشت که نشان دهنده‌ی ایمن بودن راکتور MNSR است.

**کلمات کلیدی:** راکتور MNSR حادثه از دست رفتن خنک کننده، المنت الکتریکی - حرارتی، کد MCNP، کد ORIGEN2

### مقدمه :

راکتور MNSR یک راکتور تحقیقاتی پیشرفته و کوچک با توان ۳۰ کیلووات است. راکتور توسط انستیتو انرژی اتمی چین ساخته شده است و کاربرد آن برای آنالیز به روش فعال‌سازی نوترونی، آموزش و تولید رادیوایزوتوپ است. این راکتور زیرکندشونده ۱ است و نسبت کندکننده (هیدروژن) به سوخت (اورانیوم) در آن برابر با ۱۹۷ است و بنابراین به علت ضریب راکتیویته منفی دمایی، این راکتور به‌طور ذاتی ایمن است. همچنین گردش طبیعی سیال درون آن به ایمنی این راکتور می‌افزاید. در راکتور مینیاتوری اصفهان سیال عامل آب سبک است و با مکانیسم انتقال حرارت جابجایی آزاد (همرفت طبیعی) کار می‌کند. در این راکتور از اورانیوم با غنای بالا (HEU) به عنوان سوخت و از بریلیم فلزی به عنوان بازتابنده استفاده شده است. از ساختار ترکیبی تانک استخری برای راکتور بهره گرفته شده است تا این که شرایط جابجایی طبیعی مکانیسم برداشت گرما ایجاد شود. کشور چین تاکنون ۹ واحد راکتور MNSR با سوخت غنای بالای UA14 پراکنده

<sup>1</sup> Under-Moderated

شده ۱ در آلومینیوم در کشورهای مختلف ساخته است. از این تعداد ۴ واحد در چین و بقیه در کشورهای ایران، پاکستان، سوریه، غنا و نیجریه هستند [۱-۶].

بسیاری از کشورها جهت توصیف واقع بینانه‌ای از سناریوهای حوادث در راکتورهای هسته‌ای و آنالیز صحیح تر سیستم در شرایط مختلف کاری اقدام به طراحی و ساخت انواع مختلف مجموعه‌های آزمایشگاهی در مقیاس‌های مختلف نموده‌اند. همچنین با استفاده از اطلاعات تجربی حاصل از اسباب آزمایشگاهی مختلف می‌توان به بهترین تخمین حوادث شدید هسته‌ای و راهکارهای مناسب جهت کنترل آن پرداخت. اولین تجربه ساخت لوپ آزمایشگاهی در کشور به سال ۱۳۸۱ برمی‌گردد که توسط دکتر جلیل جعفری در سازمان انرژی اتمی انجام شده است. دکتر جعفری و همکارانشان لوپ تحت فشار ۵ بار با توان ۲۵ کیلووات تحت عنوان TTL-2 که ویرایش دوم مدار ترموهیدرولیکی TTL-1 بود را در مرکز تهران طراحی کرده‌اند [۷].

دکتر طالبی و همکارانشان لوپ تحت فشار ۲۰ بار را در مرکز اصفهان در سال ۱۳۸۸ ساخته‌اند [۸]. آن‌ها همچنین در پژوهشی به بررسی آزمایشگاهی انتقال حرارت جابجایی در مجرای بین دو استوانه هم مرکز با وجود شار کسینوسی بر استوانه داخلی در محدوده رینولدز بین ۸۰۰ تا ۱۴۵۰ پرداخته که نتایج حاصل از تحقیقشان نشان داد که مکان بیشینه دمای سطح بالاتر از وسط لوله و متناظر با بیشترین شار تولیدی است اتفاق می‌افتند. همچنین نشان دادند که با افزایش عدد رینولدز مقدار بیشینه دمای سطح به میانگین دمای سطح نزدیک تر می‌گردد.

با توجه به ایده ساخت یک راکتور تحقیقاتی مینیاتوری جهت نوترون رادیوگرافی و BNCT، انجام آزمایشات مربوط به انتقال حرارت راکتور در شرایط ایمن به گونه‌ای که خطر حوادث هسته‌ای منجر به نشت مواد پرتوزا و خطرات پرتویی وجود نداشته باشد ضروری است. ایده استفاده از المنت‌های حرارتی بجای میله‌های سوخت برای شبیه‌سازی انتقال حرارت راکتور MNSR بسیار ایمن و سودمند است که تاکنون برای این راکتور انجام نشده است. در این مدل، مشخصات فیزیکی المنت‌های حرارتی با مشخصات واقعی میله‌های سوخت راکتور هم‌خوانی دارد. در تحقیق پیش رو آزمایش مربوط به حادثه از دست رفتن خنک‌کننده توسط المان‌های حرارتی انجام می‌شود و نحوه برداشت حرارت قلب راکتور MNSR توسط هوا مورد بررسی قرار می‌گیرد.

## روش کار :

سناریو حادثه از دست رفتن خنک‌کننده یک حادثه مربوط به طراحی راکتور می‌باشد. در این حادثه شکستی در محفظه‌های آب و یا اتصالات به وجود می‌آید که باعث می‌شود آب به عنوان خنک‌کننده از اطراف قلب

<sup>1</sup> Dispersd

خارج شود. در این حادثه گرچه به دلیل نبود خنک‌کننده (که نقش کندکننده نیز دارد) راکتور خاموش می‌شود، ولی تولید گرما به وسیله تابش‌های محصولات شکافت ادامه می‌یابد. در شرایط پایدار این مقدار گرما نزدیک به ۵ درصد کل توان حرارتی خروجی راکتور در شرایط کاری عادی می‌باشد. برای راکتور مینیاتوری چشمه نوترونی با توان کل نزدیک به ۳۰ کیلووات، گرمای تولید شده در این حادثه به میزان تقریباً ۱۵۰۰ وات می‌باشد. این مقدار حرارت تولید شده در صورت نبود خنک‌کننده می‌تواند باعث بالاتر رفتن دمای مرکز سوخت و سطح غلاف از قیود تعیین شده باشد. بنابراین باید مطمئن شد که در چنین شرایطی راکتور خنک می‌شود. در راکتورهای قدرت این عمل با استفاده از سیستم اضطراری خنک‌کننده‌ی قلب (ECCS) انجام می‌شود. این سیستم آب را به درون قلب تزریق می‌کند و باعث می‌شود که دمای سطح غلاف کاهش یابد و از آسیب رسیدن به سوخت جلوگیری شود. در راکتورهای با توان بسیار پایین همانند راکتور MNSR، جریان گردش طبیعی هوا که در اطراف میله‌های سوخت به وجود می‌آید، می‌تواند این خنک‌کنندگی را انجام دهد. در این پروژه با استفاده از مدل ساخته شده می‌توان بررسی نمود که آیا در حین حادثه از دست رفتن خنک‌کننده، هوا می‌تواند دمای غلاف و میله سوخت را پایین‌تر از محدوده‌ی مجاز دمایی نگه دارد و عمل خنک‌کنندگی را انجام دهد.

ابتدا المنت‌هایی با غلاف استیل ساخته شدند و اعتبارسنجی برای آن‌ها انجام شد. پس از آن گرمای ویژه آب با استفاده از المنت‌های ساخته شده از غلاف آلومینیومی با ابعاد برابر با میله‌های سوخت راکتور MNSR در ظرف عایق بدست آمد. در مرحله‌ی بعد حادثه از دست رفتن خنک‌کننده در راکتور مورد بررسی قرار گرفت و فرض شد که آب راکتور به صورت آبی خارج می‌شود و پس از آن راکتور خاموش می‌شود و امکان برداشت گرمای واپاشی توسط هوا مورد بررسی قرار گرفت. لازمی انجام آزمایش، بدست آوردن گرمای واپاشی پس از خاموش شدن راکتور است که توسط کد ORIGEN2 محاسبه شد. برای کاهش هزینه‌ها، قطعی از راکتور که دارای میله‌هایی با بالاترین توان است، انتخاب شد. راکتور MNSR برای بدست آوردن توان میله‌های سوخت و ضریب پیک توان در مدارهای مختلف قلب، توسط کد MCNP شبیه‌سازی شد. دو آزمایش برای بررسی حادثه‌ی از دست رفتن خنک‌کننده انجام شد. در آزمایش اول فرض شد که توان واپاشی راکتور به صورت پله‌ای با زمان تغییر می‌کند. آزمایش دوم با فرض توان واپاشی ثابت انجام شد. برای بدست آوردن دمای سطح داخلی غلاف و دمای مرکز سوخت به ترتیب از رابطه‌ی زیر استفاده شده است [۹-۱۱]:

$$T(r) = T(a) - \frac{q'' a^2}{2k_c} \ln\left(\frac{r}{a}\right) \quad a \leq r \leq b \quad (1)$$

<sup>۱</sup>. Emergency core cooling system (ECCS)

$$T_{\max} = T(a) + \frac{q''' a^2}{4k_f} \quad (2)$$

که در آن  $a$  شعاع داخلی غلاف و  $b$  شعاع خارجی غلاف،  $k$  ضریب هدایت گرمایی و  $q'''$  چگالی حجمی تولید گرماست.

جهت انجام آزمایش یک سری فرض‌هایی نیز اعمال می‌شود. در این حادثه فرض می‌شود که آب محفظه‌ی راکتور به صورت آبی تخلیه می‌شود. گرچه این فرض از نظر فیزیکی غیرقابل قبول است ولی می‌تواند حد دمایی بالاتری را محاسبه کند. بلافاصله پس از خالی شدن راکتور از اطراف قلب راکتور، راکتور خاموش می‌شود (که فرض معقولی است). فرض دوم این است که پس از اینکه محفظه از آب خالی شد، هوا به سرعت جانشین آب می‌شود که البته این فرض نیز منطقی می‌باشد.

## نتایج:

ابتدا ۳ المنت حرارتی با غلاف از جنس استیل ساخته شد. طول هر المنت برابر با طول واقعی میله سوخت و قطر آن برابر ۶ میلی‌متر (۰/۵ میلی‌متر بیشتر از اندازه واقعی) است. نمای المنت ساخته شده، در شکل ۱ نمایش داده شده است. برای اطمینان از عملکرد المنت‌ها در آب، المنت‌ها به مدت ۲۴ ساعت در آب شهر قرار گرفتند. همه‌ی المنت‌ها بعد از ۲۴ ساعت سالم باقی ماندند. از آنجایی که در آزمایش فوق از آب شهری استفاده شده بود، الکترولیز شدید رخ داد و باعث خوردگی در کاتد و آند آلومینیومی شد. خوردگی در شکل ۲ قابل مشاهده است. برای جلوگیری از این پدیده در آزمایش‌های بعدی از آب مقطر استفاده شد.



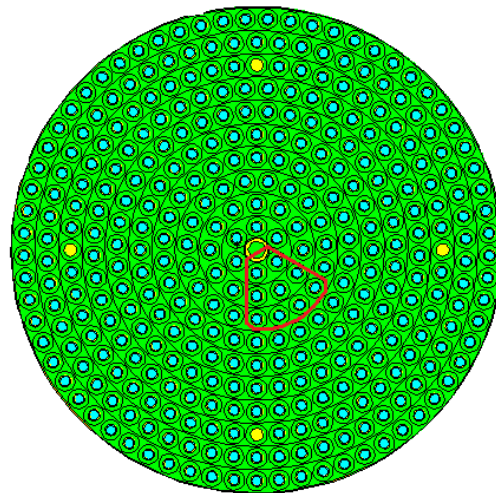
شکل ۱: المنت‌های حرارتی با غلاف استیل



شکل ۲: خوردگی در کاتد و آند آلومینیومی

در مرحله بعد غلاف از جنس آلومینیوم با قطر داخلی ۴/۳ میلی‌متر و قطر خارجی ۵/۵ میلی‌متر ساخته شد. برای کاهش هزینه‌ها قطعی از قلب راکتور که شامل یک میله مرکزی است، انتخاب می‌شود و محاسبات

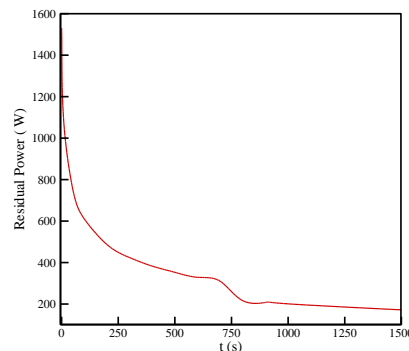
برای آن انجام می‌شود. برای انتخاب قطاع مناسب، با استفاده از کد مونت کارلو MCNP راکتور MNSR مدل شده است و با استفاده از آن شار روی سطح تمام میله‌ها محاسبه شد و از آنجایی که رابطه شار با توان خطی است، برای هر میله نسبت توان به توان متوسط محاسبه شد. که نتایج آن در جدول ۴-۴ قابل مشاهده است. با استفاده از غلاف آلومینیومی ۹ المنت در اندازه واقعی میله‌های سوخت با مقاومت ۱۲۵-۱۲۰ اهم ساخته شد و با توجه به نتایج جدول یک با گام مشابه با گام قطاعی از قلب مطابق شکل ۳ به هم وصل شدند. برای محاسبه توان واپاشی راکتور MNSR از کد ORIGEN2 استفاده شد. به خاطر اینکه به واقعیت نزدیک‌تر باشیم، فرض شده است که راکتور به مدت ۱ سال، ۵ روز از هفته به مدت ۲ ساعت با توان ۳۰ کیلووات کار می‌کند و دقیقاً پس از آخرین بهره‌برداری حادثه اتفاق می‌افتد و از آن لحظه محاسبات توان واپاشی انجام شده است. نتایج محاسبات برای توان واپاشی مواد ساختاری فعال شده در اثر پرتو، اکتیدها و دخترهایشان، محصولات شکافت و همچنین توان واپاشی کل در جدول ۲ نمایش داده شده است. همچنین توان واپاشی کل تا ثانیه‌ی ۱۵۰۰ در شکل ۴ نمایش داده شده است.



شکل ۳: نمای قلب MNSR و قطاع انتخاب شده

جدول ۱: تعداد میله‌های سوخت، توان هر میله به توان متوسط و توان هر میله در مدارهای مختلف راکتور

شماره مدار	۰	۱	۲	۳	۴	۵	۶	۷	۸	۹	۱۰	مجموع
تعداد میله سوخت	۰	۶	۱۲	۱۹	۲۶	۳۲	۳۹	۴۵	۴۸	۵۸	۵۸	۳۴۳
قطر مدار (cm)	۱/۱	۲/۱۹	۴/۳۸	۶/۵۷	۸/۷۷	۱۰/۹۵	۱۳/۱۴	۱۵/۳۵	۱۷/۵۲	۱۹/۷۱	۲۱/۹	-
توان هر میله به توان متوسط	۰	۱/۱۹	۱/۲۱	۱/۱۷	۱/۱۴	۱/۱۰	۱/۰۶	۱/۰۱	۰/۹۶	۰/۹۱	۰/۸۵	-
توان هر میله (وات)	۰	۱۰۴/۰۸	۱۰۵/۸۳	۱۰۲/۱۴	۹۹/۳۹	۹۶/۱۷	۹۲/۴۲	۸۸/۲۶	۸۳/۷۰	۷۹/۱۰	۷۴/۶۷	-



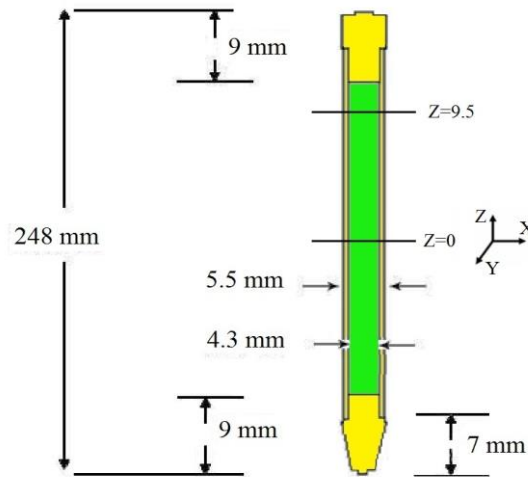
شکل ۴: توان واپاشی باقیمانده بر حسب زمان

جدول ۲: توان واپاشی پس از خاموشی راکتور

زمان پس از خاموشی (ثانیه)	توان واپاشی مواد ساختاری فعال شده (وات)	توان واپاشی اکتیویته‌ها و دخترهایشان (وات)	توان واپاشی محصولات شکافت (وات)	توان واپاشی کل (وات)
0.1	4.548E+00	2.941E-02	1.527E+03	1.532E+03
1	4.527E+00	2.940E-02	1.404E+03	1.409E+03
10	4.322E+00	2.931E-02	1.068E+03	1.072E+03
50	3.516E+00	2.888E-02	7.464E+02	7.500E+02
100	2.717E+00	2.836E-02	6.085E+02	6.112E+02
200	1.622E+00	2.736E-02	4.851E+02	4.867E+02
300	9.685E-01	2.641E-02	4.228E+02	4.238E+02
400	5.783E-01	2.550E-02	3.823E+02	3.830E+02
500	3.453E-01	2.464E-02	3.526E+02	3.529E+02
600	2.061E-01	2.382E-02	3.290E+02	3.292E+02
700	1.231E-01	2.304E-02	3.094E+02	3.096E+02
800	2.000E-03	1.798E-02	2.159E+02	2.159E+02
900	1.199E-03	1.748E-02	2.082E+02	2.083E+02
1000	7.204E-04	1.700E-02	2.011E+02	2.011E+02
10E4	8.618E-06	7.569E-03	4.713E+01	4.713E+01

توان حرارتی تولید شده ناشی از تابش‌های پاره‌های شکافت، به صورت نمایی با زمان کاهش می‌یابد. در اینجا دو آزمایش با دو فرض مختلف انجام شده است. فرض اول این است که توان واپاشی به صورت پله‌ای با زمان تغییر می‌کند و برای لحاظ کردن حد اطمینان در هر بازه‌ی زمانی توان پله قبل در نظر گرفته شده است. فرض دوم این است که توان حرارتی تولید شده از پاره‌های شکافت در طول زمان ثابت و برابر مقدار اولیه آن (۱۵۳۲ وات) است. این امر گرچه از نظر فیزیکی درست نیست ولی بالاترین حد دمایی را تعیین می‌کند. این فرض قطعاً منجر به تخمین بسیار زیادی خواهد شد چرا که پس از ۵۰ ثانیه از خاموشی راکتور توان واپاشی نصف مقدار اولیه و پس از ۴۰۰ ثانیه حدود یک چهارم مقدار اولیه خواهد شد ولی انجام این آزمایش با توجه به بالاترین حد دمایی که مشخص می‌کند خالی از لطف نیست. واضح است که فرض اول علاوه بر در نظر گرفتن حد ایمنی، به واقعیت فیزیکی نیز نزدیک‌تر است.

قطاع انتخاب شده شامل ۹ میله است که توان واپاشی کل آن‌ها دقیقاً پس از خاموشی با در نظر گرفتن ضریب پیک توان برابر ۴۸/۶ وات می‌شود. در جدول ۳ نتایج حاصل برای حادثه از دست رفتن خنک‌کننده با فرض توان واپاشی پله‌ای در دو ارتفاع مختلف قلب ( شکل ۵ را ببینید) نمایش داده شده است. همان‌گونه که در جدول ۳ ملاحظه می‌شود، دمای غلاف تا ۲۰۰ ثانیه بالا می‌رود و به ترتیب به دمای بیشینه ۷۹ و ۸۳ درجه سانتی‌گراد می‌رسد. سپس تا ۳۰۰ ثانیه دما ثابت می‌ماند و بعد از آن دما شروع به کاهش می‌کند و در ۱۰۰۰ ثانیه به ترتیب ۶۳ و ۶۸ درجه سانتی‌گراد می‌رسد. در این حالت به هیچ‌وجه دمای غلاف به دمای ذوب آلومینیوم (۶۶۰ درجه سانتی‌گراد) نزدیک نمی‌شود. بنابراین در شرایطی که راکتور در توان نامی بدون آب شود به غلاف و میله‌های سوخت آسیبی نمی‌رسد.



شکل ۵: شماتیکی از یک میله‌ی سوخت راکتور MNSR.

جدول ۳: دمای میله‌ی مرکزی قطاع پس از خاموشی

زمان (ثانیه)	توان واپاشی (وات)	دمای بیرون غلاف در $Z=0$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای بیرون غلاف در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای داخل غلاف در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای مرکز سوخت در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)
۰	۴۸/۶	۴۰	۴۰	۴۰/۰۰۵	۴۰/۰۱۶
۱۰	۳۴	۴۶	۴۶	۴۶/۰۰۳	۴۶/۰۱۱
۵۰	۲۳/۸۱	۶۴	۶۳	۶۳/۰۰۲	۶۳/۰۰۸
۱۰۰	۱۹/۴۱	۷۲	۷۴	۷۴/۰۰۲	۷۴/۰۰۶
۲۰۰	۱۵/۴۵	۷۹	۸۳	۸۳/۰۰۱	۸۳/۰۰۵
۳۰۰	۱۳/۴۶	۷۹	۸۳	۸۳/۰۰۱	۸۳/۰۰۴
۴۰۰	۱۲/۱۶	۷۷	۸۲	۸۲/۰۰۱	۸۲/۰۰۴
۵۰۰	۱۱/۲۰	۷۵	۸۰	۸۰/۰۰۱	۸۰/۰۰۴
۶۰۰	۱۰/۴۵	۷۳	۷۸	۷۸/۰۰۱	۷۸/۰۰۳
۷۰۰	۹/۸۳	۷۱	۷۷	۷۷/۰۰۱	۷۷/۰۰۳
۸۰۰	۶/۸۵	۷۰	۷۵	۷۵/۰۰۱	۷۵/۰۰۲
۹۰۰	۶/۶۱	۶۶	۷۰	۷۰/۰۰۱	۷۰/۰۰۲
۱۰۰۰	۶/۳۸	۶۳	۶۸	۶۸/۰۰۱	۶۸/۰۰۲

برای به دست آوردن دما در بدترین شرایط، در آزمایش دیگری فرض شده است که توان حرارتی تولید شده از پاره‌های شکافت در طول زمان ثابت و برابر مقدار اولیه آن (۱۵۳۲ وات) باقی می‌ماند. در این حالت توان متوسط هر میله برابر  $4/7$  وات است. با در نظر گرفتن ضریب پیک توان  $1/21$  که در بخش قبل برای میله های ردیف دوم به دست آمد، توان واپاشی هر میله برابر  $5/4$  وات می‌شود. نتایج حاصل از آزمایش دوم در جدول ۴ نمایش داده شده است. در این حالت دمای سطح غلاف در مرکز و بالای آن تا ۹۰۰ ثانیه بالا می‌رود و به ترتیب به ۱۴۹ و ۱۵۹ درجه سانتی‌گراد می‌رسد. پس از آن انتقال حرارت به تعادل می‌رسد و دما ثابت می‌ماند. در این حالت هم به میله‌های سوخت آسیبی نمی‌رسد و فاصله دما تا دمای ذوب آلومینیوم (۶۶۰ درجه سانتی‌گراد) بسیار زیاد است.

جدول ۴: دمای میله مرکزی پس از خاموشی با فرض توان واپاشی ثابت

زمان (ثانیه)	دمای سطح خارجی غلاف در $Z=0$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای سطح خارجی غلاف در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای سطح داخلی غلاف در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)	دمای مرکز سوخت در $Z=9.5$ (درجه سانتی‌گراد)
۰	۴۰	۴۰	۴۰/۰۰۵	۴۰/۰۱۶
۵۰	۷۰	۶۹	۶۹/۰۰۵	۶۹/۰۱۶
۱۰۰	۹۲	۹۲	۹۲/۰۰۵	۹۲/۰۱۶
۲۰۰	۱۱۹	۱۲۲	۱۲۲/۰۰۵	۱۲۲/۰۱۶
۳۰۰	۱۳۲	۱۳۸	۱۳۸/۰۰۵	۱۳۸/۰۱۶
۴۰۰	۱۴۰	۱۴۶	۱۴۶/۰۰۵	۱۴۶/۰۱۶
۵۰۰	۱۴۴	۱۵۰	۱۵۰/۰۰۵	۱۵۰/۰۱۶
۶۰۰	۱۴۶	۱۵۴	۱۵۴/۰۰۵	۱۵۴/۰۱۶
۷۰۰	۱۴۷	۱۵۷	۱۵۷/۰۰۵	۱۵۷/۰۱۶
۸۰۰	۱۴۸	۱۵۸	۱۵۸/۰۰۵	۱۵۸/۰۱۶
۹۰۰	۱۴۹	۱۵۹	۱۵۹/۰۰۵	۱۵۹/۰۱۶
۱۰۰۰	۱۴۹	۱۵۹	۱۵۹/۰۰۵	۱۵۹/۰۱۶
۱۲۰۰	۱۴۹	۱۵۹	۱۵۹/۰۰۵	۱۵۹/۰۱۶
۱۵۰۰	۱۴۹	۱۵۹	۱۵۹/۰۰۵	۱۵۹/۰۱۶

## بحث و نتیجه گیری :

بررسیهای حاصل از این پژوهش نشان دادند که هنگام حادثه از دست رفتن خنک‌کننده برای سوخت و غلاف راکتور مینیاتوری هیچگونه مشکلی به وجود نمی‌آید. بنابراین ایمنی راکتور مینیاتوری در حادثه مذکور مورد تایید است.

## مراجع :

- [1] CIAE, Safety Analysis Report (SAR) for the Esfahan Miniature Neutron Source Reactor, China, 1993.
- [2] Hainoun, A., & Alissa, S. (2005). Full-scale modelling of the MNSR reactor to simulate normal operation, transients and reactivity insertion accidents under natural circulation



- conditions using the thermal hydraulic code ATHLET. *Nuclear engineering and design*, 235(1), 33-52.
- [3] Jonah, S. A., Ibikunle, K., & Li, Y. G. (2009). A feasibility study of LEU enrichment uranium fuels for MNSR conversion using MCNP. *Annals of Nuclear Energy*, 36(8), 1285-1286.
- [4] Hainoun, A., & Alhabit, F. (2007, November). Safety analysis of MNSR reactor during reactivity insertion accident using the validated code PARET. In *Proceedings of the International Conference on Research Reactors; Safe Management and Effective Utilization* (pp. 5-9).
- [5] Yongmao, Z. (1986). The MNSR Reactor. *TECHNOLOGY AND USE OF LOW POWER RESEARCH REACTORS*, 89.
- [6] Omar, H., Ghazi, N., Alhabit, F., & Hainoun, A. (2010). Thermal Hydraulic analysis of Syrian MNSR research reactor using RELAP5/Mod3. 2 code. *Annals of nuclear Energy*, 37(4), 572-581.
- [۷] مرتضی طاهرزاده فرد، جلیل جعفری، ناصر وثوقی و هادی عرب نژاد، "ارتقا مدار ترموهیدرولیکی TTL-1 و مطالعه تجربی و تئوری حادثه شکست کوچک"، ۱۳۸۸.
- [۸] منصور طالبی، "به دست آوردن ضریب انتقال حرارت اطراف سوخت توسط یک لوپ تحت فشار ۲۰ بار"، ۱۳۸۹.
- [9] El-Wakil, M. M. (1971). NUCLEAR HEAT TRANSPORT.
- [10] Kakaç, S., Shah, R. K., & Aung, W. (Eds.). (1987). Handbook of single-phase convective heat transfer (pp. 7-1). New York et al.: Wiley.
- [11] Lewis, E. E. (1977). Nuclear power reactor safety.