



نشریه تابش و فناوری هسته‌ای، سال دوم، شماره 3، پاییز 1394

محاسبه و آنالیز ایمنی بحرانی هسته‌ای محفظه حمل و نگهداری سوخت‌های مصرف شده در راکتور WWER-1000 برای دو حالت با و بدون برناپ

اصغر محمدی¹، مصطفی حسن زاده^{2*}، نیما امیدواری²

¹ استادیار، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، ایران

² کارشناس ارشد، شرکت پسمانداری صنعت هسته‌ای ایران، سازمان انرژی اتمی ایران، ایران

(تاریخ دریافت مقاله: 1394/3/29 - تاریخ پذیرش مقاله: 1394/6/23)

چکیده

یکی از مشکلات نیروگاه‌های هسته‌ای در کنار تولید الکتریسته، تولید سوخت هسته‌ای مصرف شده است که بایستی به روش مناسب مدیریت گردند. از همین رو برخی از کشورها، نگهداری به روش خشک را برای سوخت‌های مصرفی انتخاب نموده‌اند که از محفظه‌های دو منظوره برای حمل و نگهداری این سوخت‌های هسته‌ای استفاده می‌نمایند. یکی از انواع محفظه‌هایی که برای حمل و نگهداری سوخت‌های مصرف شده در راکتور WWER-1000 استفاده می‌شود، محفظه TK-13 می‌باشد که توانایی حمل و نگهداری 12 مجتمع سوخت مصرف شده را دارد. در این مطالعه به آنالیز ایمنی بحرانی هسته‌ای سبد نگهدارنده داخلی آن برای دو حالت سوخت با و بدون برناپ با استفاده از کد MCNPX پرداخته شده است. نتایج بدست آمده برای دو حالت با و بدون برناپ نشان می‌دهد که کسک‌هایی با شعاع 66 سانتی متر و طول گام 28 سانتی متر و سبدهای نگهدارنده داخلی به ترتیب از جنس استیل بوردار و بدون بور عدم بحرانی سیستم را برآورده می‌سازد.

واژه‌های کلیدی: سوخت مصرف شده، WWER-1000، نیروگاه اتمی بوشهر، ORIGIN2.1، MCNPX2.6، TK-13

* تهران، پژوهشکده راکتور، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، کد پستی: 133914155
پست الکترونیکی: m_hassanzadeh2003@yahoo.com

1. مقدمه

استفاده از نیروگاه‌های هسته‌ای برای تولید الکتریسته دارای مزایای بسیار زیادی از جمله عدم تولید گازهای گلخانه‌ای می‌باشد. همچنین استفاده از مواد پرتوزا در نیروگاه‌ها و راکتورهای تحقیقاتی هسته‌ای برای تولید انرژی است که کاربرد این مواد در پزشکی، صنایع و کشاورزی مانند دیگر صنایع همراه با تولید مواد زائد و ضایعات بلااستفاده می‌باشد. از میان مشکلاتی که صنعت انرژی هسته‌ای امروزه با آن مواجه است احتمالاً هیچکدام به بزرگی مشکل سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده از کارکرد راکتورهای هسته‌ای نمی‌باشد [1].

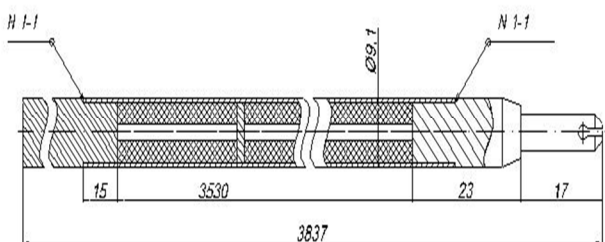
با توجه به مطالب ذکر شده بعضی از کشورها بعد از ارزیابی فنی و اقتصادی، انبارش میان مدت دور از راکتور را به روش خشک برای نگهداری مجتمع‌های سوخت مصرف شده تولیدی از راکتورهای خود را انتخاب می‌کنند [2].

در نگهداری میان مدت مجتمع‌های سوخت مصرف شده، کشورها ناگزیر هستند که از کسک‌های فلزی دو منظوره برای نگهداری و حمل استفاده نمایند [2].

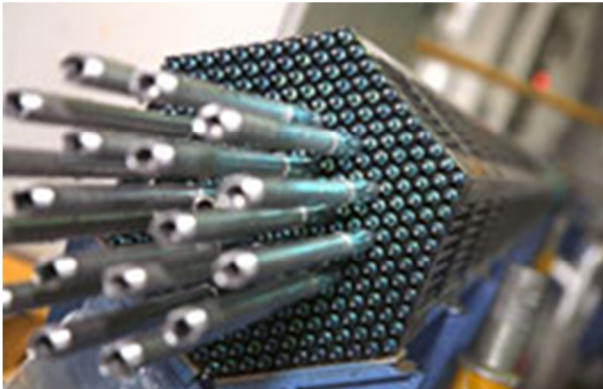
نظر به راهاندازی نیروگاه اتمی بوشهر از نوع WWER-1000 روسی در کشور و به تبع آن تولید سوخت‌های مصرف شده و همچنین در صورت انتخاب گزینه انبارش میان مدت دور از راکتور، بایستی از کسک‌های فلزی دو منظوره برای نگهداری و حمل مجتمع سوخت‌های مصرف شده استفاده گردد. سوخت هسته‌ای مصرف شده به سوختی اطلاق می‌شود که پس از تابش دهی از راکتور برداشته می‌شود؛ یا سوختی که بعثت فقیر شدن مواد شکافت پذیر و افزایش مواد جذب کننده نوترون و یا آسیب ناشی از تابش ذرات دیگر قابل استفاده نباشد [3]. سوخت هسته‌ای به دلایلی همچون داشتن پاره‌های شکافت و مواد شکافت پذیر به ترتیب دارای خطراتی مانند داشتن آهنگ دز بالا و بحرانی شدن است. در این تحقیق، جنبه

بحرانی شدن سوخت‌های هسته‌ای مصرف شده مورد بررسی قرار گرفته است [2]. با توجه به اینکه تخمین دقیق مواد شکافت پذیر در سوخت‌های مصرف شده بسیار سخت می‌باشد، تاکنون در سراسر دنیا محاسبات بحرانیست هسته‌ای کسک‌های حامل مجتمع‌های سوخت مصرف شده را با فرض اینکه سوخت‌ها بصورت تازه هستند و یا به عبارتی پرتودهی نشده اند انجام می‌دهند که این فرض، با وجود اینکه از لحاظ ایمنی بسیار محافظه کارانه هست ولی از لحاظ اقتصادی به صرفه نیست [4]. لذا در این مطالعه، بحرانیست هسته‌ای کسک حامل مجتمع‌های سوخت‌های مصرف شده با دو فرض ذکر شده مورد بررسی قرار می‌گیرند:

- سوخت تازه یعنی تمامی مواد شکافت پذیر در سوخت وجود دارند.
 - سوخت‌های مصرف شده (Burnup) یعنی مقداری از مواد شکافت پذیر در سوخت مصرف شده است.
- لازم بذکر است که کد مونت کارلو MCNPX2.6 که از روش آماری برای حل مسائل بهره می‌گیرد، در این تحقیق برای محاسبه بحرانیست سوخت‌های مصرف شده در راکتور WWER-1000 استفاده شده است.

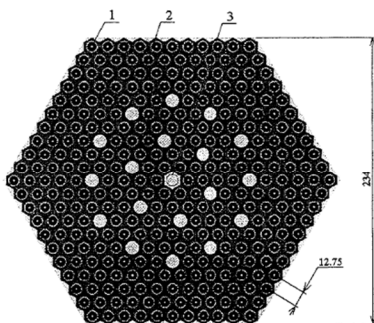


شکل 1. نمای کلی از میله سوخت راکتور هسته ای WWER1000



شکل 2. یک مجتمع سوخت نوعی از سوخت WWER-1000

شکل های (3) و (4) نشان دهنده همین موضوع می باشد. برای نگهداری میله های سوخت در کنار یکدیگر از 15 نگهدارنده الاستیک و یک نگهدارنده غیر الاستیک استفاده می شود. جنس این نگهدارنده ها نیز از همان جنس غلاف سوخت می باشد. مجتمع سوخت WWER-1000 همچنین حاوی 18 عدد لوله هدایت گر میله های کنترل هستند که جنس آنها نیز از همان جنس غلاف سوخت می باشد که در شکل (4) نشان داده شده است.



شکل 3. مجتمع سوخت WWER1000

1- میله سوخت 2- لوله هدایت کننده میله های کنترل و یا میله جاذب نوترون 3- لوله مرکزی

1.1. معیارهای طراحی

اصل طراحی بحرانی هسته ای در طراحی کسک برای مجتمع های سوخت مصرف شده، فراهم آوردن فضای مناسب ما بین مجتمع های سوخت در داخل سازه کسک می باشد. معیار ایمنی بحرانی هسته ای برای پارامتر ضریب تکثیر موثر نوترون (K_{eff}) که با استفاده از روش مونت کارلو محاسبه شده است، بایستی مقدار 0.95 در بسیاری از شرایط و مقدار 0.98 در شرایط حادثه باشد [5].

معیار طراحی بحرانی ایمنی هسته ای را می توان بصورت زیر تعریف کرد.

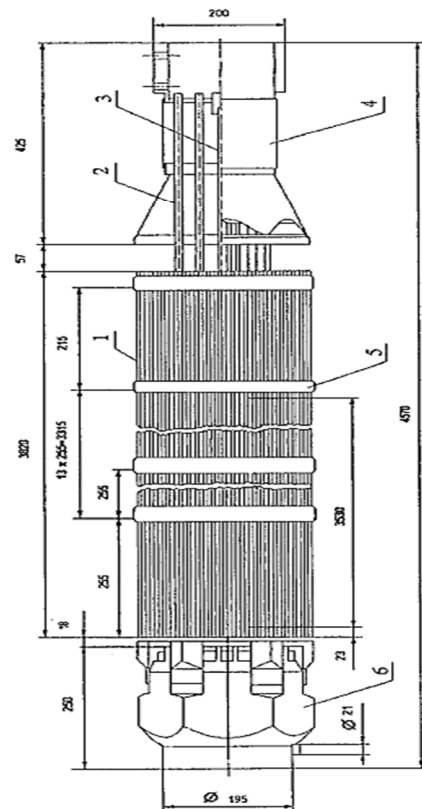
$$K_{eff} + 2\sigma < 0.95 \quad \text{برای شرایط عادی}$$

$$K_{eff} + 2\sigma < 0.98 \quad \text{برای شرایط حادثه}$$

2.1. مشخصات سوخت

قلب نیروگاه هسته ای بوشهر، از 163 مجتمع سوخت تشکیل شده است؛ که هر یک از این مجتمع سوخت ها شامل 312 عدد میله سوخت می باشد. جنس قرص ها نیز UO_2 است. قرص های سوخت در داخل غلافی از جنس $Zr+1\%Nb$ قرار گرفته است. ضخامت این غلاف در حدود 0/65 میلی متر می باشد. از خصوصیات این نوع غلاف این است که دارای سطح مقطع جذب نوترونی پایین و همچنین انتقال حرارت بالاست (2). شکل های (1) و (2) به ترتیب نشان دهنده مجتمع و میله سوخت نیروگاه اتمی بوشهر از نوع WWER-1000 می باشند [6]. مجتمع سوخت راکتور WWER-1000 دارای ارتفاع فعال 353 سانتی متر می باشد. قطر میله های سوخت در حدود 9/1 میلیمتر بوده و چیدمان آنها بصورت شبکه های هگزاگونال است. طول گام میله های سوخت در داخل شبکه هگزاگونال 12/75 میلیمتر می باشد.

تعداد طوری های نگهدارنده	15
ماده استفاده شده برای میله های سوخت، توری های نگهدارنده، کانال های کنترل وتیوب مرکزی	Zr (98.97%), Nb (1%), Hf (0.03%) wt
قطر داخلی و ضخامت غلاف سوخت (mm)	9/1×0/69
قطر داخلی و ضخامت کانال های هدایت کننده (mm)	13/1×1
قطر داخلی و ضخامت تیوب مرکزی (mm)	13/1×1
طول فعال میله سوخت (mm)	3530
درصد غنای اولیه سوخت نسبت به ^{235}U	4/4
جرم سوخت در یک میله سوخت (kg)	1/575



شکل 4. نمای کلی از مجتمع سوخت - 1WWER1000 میله سوخت 2- لوله هدایت میله های کنترل یا جاذب نوترون 3- لوله مرکزی 4- سر مجتمع سوخت 5- توری 6- قسمت انتهایی

3.1. مشخصات محفظه در نظر گرفته شده برای حمل و نگهداری سوخت‌های مصرف شده

محفظه TK-13 نیز به منظور حمل 13 مجتمع سوخت هسته ای راکتور WWER-1000 طراحی گردیده است. بدنه این محفظه شامل یک فلاسک فلزی از جنس فولاد می باشد که بعنوان حفاظ رادیولوژیکی در برابر پرتوهای گاما عمل می کند. همچنین لایه ای استوانه ای از محلول اتیلن گلیکول (67%) نیز برای حفاظ در برابر پرتوهای نوترون در نظر گرفته شده است. گرمای ناشی از واپاشی نیز توسط انتقال حرارت هدایتی و تابشی بصورت طبیعی به بیرون منتقل می گردد [4].

شکل های (5) و (6) به ترتیب نشان دهنده شمای کلی کسک TK-13 را براساس مرجع [6] و طراحی شده در کد MCNPX را نشان می دهد [8].

جدول (1) مشخصات میله سوخت و مجتمع سوخت راکتور WWER-1000 برای انجام محاسبات ایمنی بحرانی هسته ای را نشان می دهد [6].

جدول 1. مشخصات میله سوخت و مجتمع سوخت راکتور WWER-1000 برای انجام محاسبات ایمنی بحرانیت هسته ای

مقدار	خصوصیات
234	طول سطح مقطع مجتمع (mm)
312	تعداد میله های سوخت در مجتمع
12/75	طول گام مابین میله های سوخت (mm)

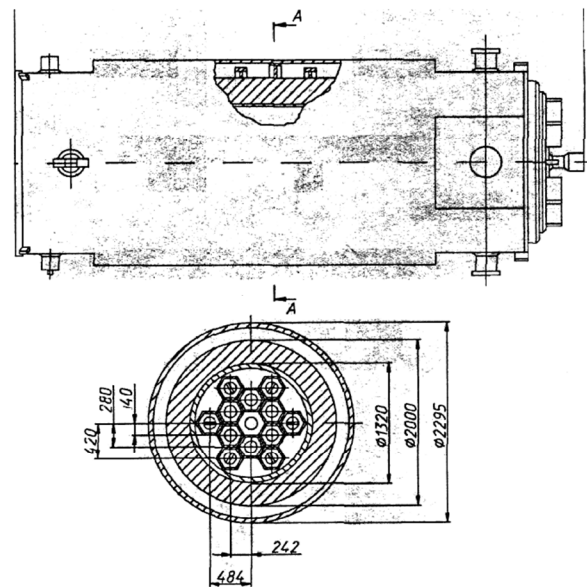
مسئله بر این اساس بود که هیچ گونه سوخت مصرف شده یا Burnup در طراحی کسک حامل در نظر گرفته نمی شد. این فرض موجب می شد که با حالت واقعی اختلاف معنی داری داشته باشد. از اینرو اخیراً سعی می شود محاسبات ایمنی بحرانیتهای هسته‌ای برای حالتی که سوخت هسته‌ای که مصرف شده است در نظر گرفته شود. ضریب تکثیر بحرانیته سوخت هسته‌ای مصرف شده به دلایل زیر دارای اختلاف محسوسی با ضریب تکثیر بحرانیته سیستم در حالت تازه است [7].

- مصرف شدن مواد شکافت پذیر
- تجمع آکتنیدها
- افزایش غلظت پاره‌های شکافت که تعدادی از آنها دارای سطح مقطع جذب نوترونی بالا هستند.
- کاهش جاذب‌های سوختنی

لذا در ادامه به نتایج بدست آمده از دو حالت سوخت های تازه و مصرف شده اشاره می گردد. همانطور که قبلاً ذکر گردید بحرانیته یک سیستمی که حاوی مواد شکافت پذیر می باشد به عواملی مانند:

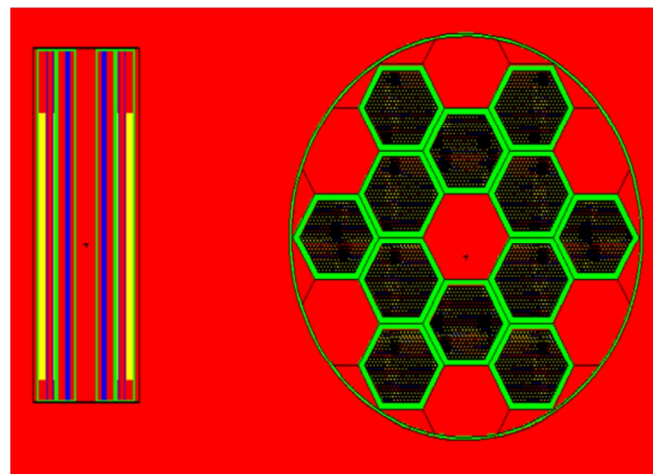
- غلظت مواد شکافت‌پذیر
- هندسه سیستم
- غلظت مواد کند کننده
- فاصله مجتمع‌های سوخت در یک سیستم تکرار شونده
- غلظت مواد جاذب در محفظه در برگیرنده مواد شکافت‌پذیر
- و

همچنین یکی از پارامترهایی که برای تحلیل بحرانیته هسته‌ای اهمیت دارد، انعطاف پذیری و آسان بودن فاکتور مورد نظر برای تحلیل می باشد. از اینرو در ابتدا با تغییر در فاصله مابین مجتمع‌های سوخت یا به عبارتی با تغییر طول گام شبکه (فاصله مرکز تا مرکز مجتمع‌های سوخت) می توان بحرانیته سیستم را مورد ارزیابی نمود و فاصله بهینه را بدست آورد. شکل (7) نمایی از طول شبکه یا گام را نشان می دهد.



شکل 5. مخزن حمل و نگهداری سوخت مصرف شده در راکتور

WWER-1000



شکل 6. نمای کلی از یک محفظه حمل و نگهداری سوخت

مصرف شده در کد MCNPX

2. روش انجام محاسبات

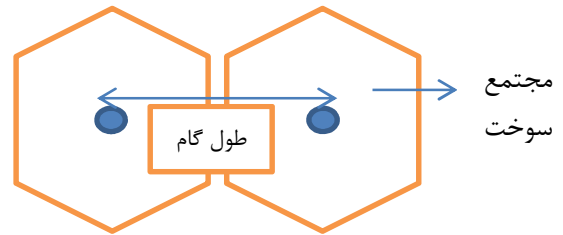
محاسبات بحرانیته هسته‌ای با استفاده از کد مونت کارلو MCNPX2.6 انجام شده است. بر اساس مرجع [4]، در دهه های 60 و 70 میلادی، طراحی سیستم‌های نگهداری و حمل سوخت های مصرف شده گسترش یافت، برای انجام محاسبات بحرانیته بسیار محافظه کارانه عمل می شد. یعنی فرضیات

جدول 2. نتایج محاسبات ضریب تکثیر بحرانی برای طول گام‌های مختلف سوخت تازه در محفظه ای از جنس فولاد

طول گام (mm)	ضریب بحرانیت برای حالت های مختلف					
	بیرون و داخل محفظه کاملاً خشک باشد.		داخل محفظه پر از آب و بیرون کاملاً خشک باشد.		داخل و بیرون محفظه پر از آب باشد.	
	σ	K_{eff}	Σ	K_{eff}	σ	K_{eff}
۲۵	0/00021	0/2397	0/00069	1/1249	0/00074	1/12457
۲۶	0/00021	0/23492	0/00071	1/08861	0/00071	1/08861
۲۷	0/00019	0/23157	0/00069	1/06668	0/00071	1/06965
۲۸	0/00019	0/22913	0/00065	1/05126	0/00069	1/05312

همانگونه که در این جدول مشاهده می‌شود با افزایش طول گام شبکه ضریب تکثیر بحرانی هسته‌ای بصورت نامحسوسی کاهش می‌یابد. برآورده نمودن معیار بحرانی هسته‌ای ذکر شده از طریق افزایش طول گام بدلیل افزایش وزن و حجم محفظه ناممکن می‌باشد، لذا بایستی از روشهای دیگری استفاده گردد.

یکی از روشهای معمول دیگری که جهت این امر استفاده می‌شود استفاده از مواد جاذب نوترون در ساختار محفظه داخلی نگهدارنده برای کاهش راکتیویته می‌باشد. لذا در ادامه با افزایش مقداری ناخالصی عنصر بور طبیعی (کمتر از 0/95%) در فولاد استفاده شده برای محفظه داخلی به بررسی ضریب



شکل 7. نمای کلی از گام یا طول شبکه

همانگونه که قبلاً ذکر شد طبق شکل (5) مجتمع‌های سوخت در داخل یک سبد نگهدارنده از جنس فولاد قرار داده می‌شوند که ضخامت صفحات سازنده آن با تغییر طول گام تغییر خواهد کرد. لذا در ادامه، سیستم با طول گام‌های مختلف مورد بررسی قرار می‌گیرد که به پیروی از آن ضخامت صفحات نگهدارنده نیز تغییر خواهد کرد. از طرفی بحرانی یک سیستم با در نظر گرفتن سه شرط زیر بایستی انجام گیرد [6].

- داخل و بیرون محفظه کاملاً خشک یا در هوای آزاد باشد.
- داخل سیستم پر از آب و بیرون سیستم خشک باشد.
- کل سیستم یعنی هم داخل و هم بیرون در آب باشد.

3. نتایج محاسبات ایمنی بحرانی بدون در نظر

گرفتن Burnup

یکی از روشهای محاسبه ضریب تکثیر بحرانی محفظه‌های حمل و نگهداری سوخت مصرف شده، در نظر گرفتن سوخت‌ها بصورت تابش ندیده می‌باشد. جدول (2) محاسبات ضریب تکثیر بحرانی با طول گام‌های مختلف را با شرایط ذکر شده را نشان می‌دهد.

1.3. نتایج محاسبات ایمنی بحرانی با در نظر گرفتن

Burnup

راکتیویته یک سیستم بحرانی با مصرف شدن مواد شکافت‌پذیر بدلیل کاهش مواد شکافت‌پذیر، افزایش غلظت پاره‌های شکافت‌جاذب نوترون، تجمع اکتینیدها کاهش می‌یابد. از نقطه نظر ایمنی انجام محاسبات ایمنی بحرانی هسته‌ای بدون در نظر گرفتن Burnup بسیار محافظه کارانه می‌باشد که این امر باعث بالارفتن هزینه‌های ساخت می‌شود. لذا جهت کاهش هزینه این موضوع با در نظر گرفتن اینکه مقدار ماده شکافت‌پذیر کاهش یافته است بررسی می‌گردد.

جهت محاسبه غلظت رادیونوکلئیدهای سوخت مصرف شده از کد ORIGEN2.1 استفاده شده است [9, 10]. انجام محاسبات ایمنی بحرانی هسته‌ای با در نظر گرفتن Burnup بر اساس مرجع [4] در چندین سطح قابل بررسی می‌باشد. بر اساس مرجع [4] جهت انجام محاسبات فرض شده است که فقط اکتینیدهای (U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241) در یک مجتمع سوخت مصرف شده وجود دارند. جدول (4) غلظت اکتینیدهای ذکر شده را در یک مجتمع سوخت نشان می‌دهد.

جدول 4. غلظت اکتینیدها در یک مجتمع سوخت مصرف شده

WWER-1000 (برحسب گرم)

Pu-241	Pu-240	Pu-239	U-238	U-235
7.13E2	1.12E3	2.466E3	3.99E5	3.63E3

جدول های (5) و (6) به ترتیب نتایج محاسبات ضریب تکثیر بحرانی برای گام‌های مختلف سوخت مصرف شده را در محفظه‌ای از جنس فولاد و فولاد بوردار با در نظر گرفتن برناب نشان می‌دهند.

تکثیر بحرانی با طول گام‌های مختلف پرداخته می‌شود. جدول (3) محاسبات ضریب تکثیر بحرانی با طول گام‌های مختلف با در نظر گرفتن فولاد بوردار به عنوان نگهدارنده داخلی را با شرایط ذکر شده را نشان می‌دهد.

جدول 3. نتایج محاسبات ضریب تکثیر بحرانی برای طول

گام‌های مختلف سوخت تازه در محفظه ای از جنس فولاد بوردار

طول گام (mm)	ضریب بحرانی برای حالت های مختلف					
	بیرون و داخل محفظه کاملاً خشک باشد.		داخل محفظه مملو از آب و بیرون کاملاً خشک باشد.		داخل و بیرون محفظه پر از آب باشد.	
	σ	K_{eff}	σ	K_{eff}	σ	K_{eff}
۲۵	0/0002	0/23894	0/00082	0/97201	0/00074	0/97343
۲۶	0/0002	0/23306	0/00077	0/95298	0/00077	0/95250
۲۷	0/00018	0/22832	0/00076	0/93953	0/00076	0/94073
۲۸	0/00020	0/22316	0/00080	0/93373	0/00071	0/93224

همانطور که در این جدول مشاهده می‌شود با در نظر گرفتن فولاد بوردار با طول حداقل 28 سانتیمتر معیار ذکر شده برای بحرانی هسته ای بر آورده می‌شود.

جدول 6. نتایج محاسبات ضریب تکثیر بحرانیت برای گام‌های مختلف سوخت تازه در محفظه ای از جنس فولاد بوردار با در نظر گرفتن برناپ

طول گام (mm)	ضریب بحرانیت برای حالت های مختلف					
	بیرون و داخل محفظه کاملاً خشک باشد.		داخل محفظه مملو از آب و بیرون کاملاً خشک باشد.		داخل و بیرون محفظه پر از آب باشد.	
	K_{eff}	σ	K_{eff}	σ	K_{eff}	σ
۲۵	/00019	/18488	/00062	0/91303	0/00063	0/91384
۲۶	/00019	/17864	/00068	0/88323	0/00068	0/88323
۲۷	/00016	/17328	/00064	0/86572	0/00063	0/86536
۲۸	/00016	/16941	/00060	0/85112	0/00061	0/85101

همانگونه که جدول های (5) و (6) نشان می دهند در حالت واقعی یعنی با در نظر گرفتن برناپ از میزان مواد شکافت پذیر بدلیل مصرف آن کاسته می شود و به پیروی از آن به ترتیب راکتیویته و ضریب بحرانیت هسته‌ای سیستم کاهش پیدا می کند. لذا در هر دو صورت یعنی هم حالتی که جنس محفظه از فولاد و هم حالتی که جنس محفظه از فولاد بوردار باشد، معیار مربوط به بحرانیت هسته‌ای محقق می گردد.

جدول 5. نتایج محاسبات ضریب تکثیر بحرانیت برای گام‌های مختلف سوخت تازه در محفظه ای از جنس فولاد با در نظر گرفتن برناپ

طول گام (mm)	ضریب بحرانیت برای حالت های مختلف					
	بیرون و داخل محفظه کاملاً خشک باشد.		داخل محفظه مملو از آب و بیرون کاملاً خشک باشد.		داخل و بیرون محفظه پر از آب باشد.	
	Σ	K_{eff}	σ	K_{eff}	σ	K_{eff}
۲۵	0/00018	0/18464	0/00067	0/78740	0/00068	0/78760
۲۶	0/00017	0/17698	0/00068	0/77049	0/00068	0/77128
۲۷	0/00016	0/17060	0/00065	0/76053	0/00072	0/76095
۲۸	0/00016	0/16550	0/00070	/75501	0/00065	0/75377

4. بحث و نتیجه گیری

در این مطالعه، محاسبات مربوط به بحرانیت هسته‌ای برای دو حالت با و بدون برناپ در راکتور WWER-1000 با کد MCNPX انجام گردید. همانگونه که نتایج نشان می دهد با افزایش طول گام شبکه ضریب تکثیر بحرانیت هسته‌ای بصورت نامحسوسی کاهش می یابد، برآورده نمودن معیار بحرانیت هسته‌ای ذکر شده از طریق افزایش طول گام در محفظه فولادی بدلیل افزایش وزن و حجم محفظه ناممکن می باشد. لذا با در نظر گرفتن فولاد بوردار به عنوان نگهدارنده داخلی با طول حداقل 28 سانتیمتر معیار ذکر شده برای بحرانیت هسته ای را بر آورده می سازد. همچنین نتایج نشان می دهد برای حالت با در نظر گرفتن برناپ از میزان مواد شکافت پذیر بدلیل مصرف آن کاسته می شود و به پیروی از آن

- به ترتیب راکتیویته و ضریب بحرانیتهای هسته‌ای سیستم کاهش پیدا می‌کند. ولی نکته حائز اهمیت در این تحقیق این است که در صورت استفاده از نتایج بدست آمده برای حالت سوخت های مصرفی با برناپ، برای کاهش هزینه‌های مالی بایستی از میزان واقعی برناپ سوخت مصرف شده اطمینان حاصل نمود که این کار با استفاده از تجهیزات ویژه ای مانند FAMOS-III و NUKEM انجام می‌گردد.
- مراجع**
- [1] م. غیاثی نژاد ، ؛ م. کاتوزی ، دروس عمومی حفاظت در برابر اشعه ، ویژه آموزش دوره های مقدماتی کتاب (1) – مهر 1389.
- [2] IAEA Nuclear Energy Series technical Storage No. NF-T-3.5, Reports Costing of Spent Nuclear Fuel Storage, 2009
- [3] IAEA, 2006. Spent fuel management options for research reactors in Latin America, TECDOC-1508-June.
- [4] IAEA-1997-Implementation of burn up credit in spent fuel management systems -TECDOC-1013
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1617, Standard Review Plan for Transportation Packages for Spent Nuclear Fuel, Final Report, 2000.
- [6] Center, Russian research. Description of fresh and spent fuel storage at Balakovo NPP. s.l.: OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY, 2001. DE-AC05-00OR22725
- [7] J. E. Martin, Physics for Radiation Protection, 2006.
- [8] B. P. Denise, "MCNPX User's Manual Version 2.6.0", Los Alamos National Laboratory, LA-CP-07-1473, 2008.
- [9] A. G., Croff, A User's Manual for The ORIGEN2.1 Computer Code, ORNL/ TM-7175 (CCC-371). Oak Ridge National Laboratory, United States, 1980.
- [10] A. Mohammadi, M.Hassanzadeh, M.Gharib , Shielding calculation and criticality safety analysis of spent fuel transportation cask in research reactors, Applied Radiation and Isotopes journal, 2015.

Nuclear Criticality of Transportation and Storage Cask of Spent Fuel in WWER-1000 Reactor for Two Modes of Burn-Up and Fresh Fuels

A. Mohammadi¹, M. Hasanzadeh^{2*} and N. Omidvari¹

¹ M.Sc., Iran Radioactive Waste Management Company, Atomic Organization of Iran, Tehran, Iran

² Assistant Professor, Reactor Research, Atomic Organization of Iran, Tehran, Iran

Corresponding author's E-mail: mhasanzadeh@aeoi.org.ir

(Received: 18/9/2015 - Accepted: 14/7/2015)

ABSTRACT

One of the problems of nuclear power plants beside electricity generation is the product of spent fuels that should be managed in a proper manner. Therefore, some countries have chosen dry storage for their spent fuel in which double purposed casks are employed for transportation and storage of these spent fuels. TK-13 is one of the casks used for transportation and storage of spent fuels in WWER-1000 reactor which can transport and store 12 assemblies of spent fuels. In this study, the safety of nuclear criticality of inner holding basket for the fuel in two cases of burn-up and fresh fuels by MCNPX2.6 and ORIGEN2.1 codes has been calculated and analyzed. According to results of two modes of burn-up and fresh fuels show that casks with 66 cm radius and 28 cm of pitch and inner holding baskets made of bore bearing and bore less steel, respectively fulfill non-criticality of system.

Keywords: TK-13, Cask, ORIGEN2.1, MCNPX2.6, WWER-1000