

## محاسبات آسیب تابشی و تنش عملکردی بر روی محفظه فشار رآکتور WWER-1000 و آنالیز حساسیت مقادیر محاسبه‌شده نسبت به نوع طیف نوترون بر روی جداره محفظه

الهه مسلمی مهنی<sup>۱</sup>، فرخ خوش‌احوال<sup>۲\*</sup>، رضا پورایمانی<sup>۱</sup>، محمد امین امیرخانی دهکردی<sup>۲</sup>

۱. گروه فیزیک، دانشکده علوم پایه، دانشگاه اراک، صندوق پستی: ۳۸۴۸۱۷۷۵۸۴، اراک-ایران

۲. پژوهشکده رآکتور و ایمنی هسته‌ای، پژوهشگاه علوم و فنون هسته‌ای، سازمان انرژی اتمی ایران، صندوق پستی: ۱۳۳۹-۱۴۱۵۵، تهران-ایران

\*Email: fkhoshahval@aeoi.org.ir

### مقاله‌ی پژوهشی

تاریخ دریافت مقاله: ۹۹/۲/۷ تاریخ پذیرش مقاله: ۹۹/۶/۱

### چکیده

محاسبات آسیب ناشی از تابش نوترون برای تخمین طول عمر تأسیسات هسته‌ای بسیار حایز اهمیت است. هدف از این پژوهش، بررسی حساسیت میزان آسیب نسبت به طیف نوترون در ناحیه بیشینه شار از محفظه فشار می‌باشد. محاسبات آسیب تابشی برای سه ساختار گروه‌بندی انرژی مختلف در ناحیه بیشینه شار توسط کدهای SPECTER و SPECOMP صورت گرفته است. با مقایسه نتایج حاصل از ارزیابی کد SPECTER و مقادیر به‌دست آمده از استاندارد ASTM E-693، برای سه ساختار گروه‌بندی انرژی WIMS، CINDER و OPENMC در ضخامت یک‌چهارم محفظه فشار، میزان اختلاف محاسبات به ترتیب  $0.25 \times 10^{-4}$ ،  $0.75 \times 10^{-4}$  و  $1.74 \times 10^{-4}$  به‌دست آمده است. بنابراین گروه‌بندی انرژی WIMS با اختلاف  $0.25 \times 10^{-4}$ ، میزان آسیب دقیق‌تری در ضخامت یک‌چهارم محفظه فشار رآکتور WWER 1000 را به‌دست می‌دهد. در ضخامت سه‌چهارم محفظه فشار (با توجه به تغییر ترکیبات ماده محفظه فشار)، میزان اختلاف محاسبات به ترتیب برابر با  $0.43 \times 10^{-4}$ ،  $0.52 \times 10^{-4}$  و  $1.86 \times 10^{-4}$  می‌باشد. بنابراین در ضخامت سه‌چهارم محفظه فشار نیز گروه‌بندی انرژی WIMS با کم‌ترین اختلاف نسبت به مقدار استاندارد ASTM E-693 ( $0.43 \times 10^{-4}$ )، دقیق‌ترین آسیب را نسبت به دو طیف دیگر محاسبه می‌کند. نتایج حاصل از آنالیز حساسیت محاسبات آسیب در ضخامت‌های مختلف گویای این واقعیت است که محاسبات آسیب نسبت به تعداد گروه انرژی نوترون بسیار حساس است و با افزایش گروه انرژی، اختلاف بین مقادیر آسیب با مقدار استاندارد ASTM E-693 کاهش یافته است. با توجه به نتایج آسیب برای ضخامت یک‌چهارم، میزان تنش عملکردی به‌وجود آمده توسط گروه‌بندی انرژی WIMS در مدت زمان ۱، ۵، ۱۰، ۱۵، ۲۰، ۲۵، ۳۰، ۳۵ و ۴۰ سال کارکرد رآکتور WWER 1000 محاسبه شده است.

**کلیدواژه‌ها:** آسیب تابش، کد محاسباتی SPECTER، آنالیز حساسیت، تنش عملکردی، محفظه فشار

## Radiation damage and yield strength calculations in the pressure vessel of WWER-1000 reactor and sensitivity analysis of neutron spectrum on the shield of vessel

E. Moslemi-Mehni<sup>1</sup>, F. Khoshahval<sup>2,\*</sup>, R. Pour-Imani<sup>1</sup>, M. A. Amirkhani-Dehkordi<sup>2</sup>

1. Department of Physics, Faculty of Science, Arak University, 3848177584, Arak, Iran

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

### Research Article

Received 26.4.2020, Accepted 22.8.2020

### Abstract

Radiation damage calculation is very important for estimating the lifetime of nuclear power plant instruments. The purpose of the present study is to evaluate the sensitivity of the damage values to the neutron group energy, where the neutron flux rate is maximum. In the present study, we propose three neutron group energy (WIMS, CINDER, and OPENMC) to evaluate the sensitivity of radiation damage calculations. The obtained result from SPECTER code shows that the differences between these results and the standard values (ASTM E-693) for three group energy WIMS, CINDER and OPENMC are respectively  $0.25E-04$ ,  $0.75E-04$ , and  $1.74E-04$  in the  $1/4$  diameter of reactor pressure vessel (RPV). Therefore, the WIMS energy group is the most accurate spectrum compared to other spectrums in this region. Also, these differences are respectively  $0.43E-04$ ,  $0.52E-04$ , and  $1.86E-04$  in the  $3/4$  diameter of RPV. Moreover, the WIMS group energy is the most accurate spectrum in this region. This result shows that increasing the number of neutron energy group cause to reduce the difference between calculation of damage and its standard values. According to the results of calculated damage that induced by WIMS group energy in  $1/4$  diameter of RPV, the values of yield strength at 1, 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 and 40 years are calculated by SPECOMP and SPECTER codes.

**Keywords:** Radiation damage, SPECTER code, sensitivity analysis, Yield strength, Reactor pressure vessel



## ۱. مقدمه

اندازه‌گیری میزان آسیب ناشی از تابش ذرات در ماده، امری بسیار مهم در تخمین طول عمر و کارایی تأسیسات و مواد هسته‌ای می‌باشد. تابش‌های شدید نوترون و ذرات باردار باعث تولید این نوع آسیب‌ها در مقیاس نانو می‌شود؛ با گذشت زمان این نواقص تحول یافته و باعث تغییر خواص مکانیکی، از جمله سخت‌شدگی و شکنندگی در اثر تابش می‌گردند [۲،۱]. تخریب مکانیکی و افزایش خوردگی موضعی منجر به نشت مواد پرتوزا (حاصل از تابش نوترون) از حفاظها و دیواره‌ها در آب خنک‌کننده می‌شود که این امر باعث بروز مشکلات زیاد و جبران‌ناپذیری خواهد شد. بررسی تغییرات تنش عملکردی در مواد، درک درستی از عمر مفید و رفتار ماده در حین پرتوگیری به دست می‌دهد. در دماهای پایین و دز کم ( $10 < dpa$ )، آسیب منجر به تغییر ماتریس اتمی<sup>۱</sup> و همچنین افزایش تنش عملکردی<sup>۲</sup> و در نتیجه کاهش انعطاف‌پذیری مواد، به‌ویژه در بلورهای مکعبی<sup>۳</sup> (BCC)، می‌گردد. در دماهای کم‌تر از  $500^{\circ}C$ ، میزان تنش عملکردی در استیل ضدزنگ با افزایش مدت زمان پرتوگیری افزایش یافته و باعث سخت‌شدگی و شکنندگی ماده می‌شود. در دماهای بیش‌تر از  $500^{\circ}C$ ، با افزایش زمان پرتوگیری میزان تنش عملکردی در استیل ضدزنگ به تدریج کاهش یافته و منجر به تغییرات ناگهانی در شکل و حجم استیل ضدزنگ می‌گردد. همچنین برای یک مدت زمان پرتوگیری معین، با افزایش دما تا  $300^{\circ}C$ ، میزان تنش عملکردی به تدریج افزایش می‌یابد و در دماهای بیش‌تر از  $300^{\circ}C$ ، با افزایش دما میزان تنش عملکردی کاهش می‌یابد [۴،۳].

در هنگام تابش، بین ذره تابشی نظیر نوترون و اتم شبکه برهم‌کنش هسته‌ای رخ می‌دهد و موجب می‌شود که بخشی از انرژی ذره فرودی به صورت انرژی پس‌زنی به اتم انتقال یابد. این انرژی باعث جابه‌جایی آن اتم از محل ثابت خود در شبکه اتمی شود که اتم پس‌زده اولیه یا PKA<sup>۲</sup> نامیده می‌شود. در طول حرکت، PKAها با سایر اتم‌های شبکه برخورد کرده و مقداری انرژی جنبشی به آنها منتقل می‌شود که باعث جابه‌جایی اتم‌ها از جایگاهشان در شبکه می‌گردد. به این اتم‌های جابه‌جا شده، اتم‌های پس‌زده ثانویه گفته می‌شود. این روند تا جایی ادامه می‌یابد که آبشاری از اتم‌ها در ماده تشکیل شده و باعث تخریب قسمتی از ماده هدف می‌شود. بعضی از اتم‌ها در آبشار با حفره<sup>۴</sup>های به‌جامانده از PKAها در شبکه

جایگزین می‌شوند و بعضی از این اتم‌ها به صورت اتم بین‌بافتی<sup>۵</sup> در جامد باقی می‌مانند. برهم‌کنش PKAها با اتم‌های دیگر در یک جامد بسیار پیچیده است و به پارامترهای مختلفی نظیر انرژی جنبشی PKAها، جهت پس‌زنی، دمای تابشی، تولید گازهایی مانند هیدروژن و هلیوم با برهم‌کنش‌های (n,p) و (n, $\alpha$ )، میکروساختار ماده و غیره بستگی دارد. بسیاری از عیوبی که در نتیجه جای‌خالی‌ها و بین‌بافتی‌ها ایجاد شده است، در شرایط ناپایدار دینامیکی هستند. برخی از آنها به شرایط پایدار می‌رسند که جفت فرانکل (حفره و اتم بین‌بافتی) را تشکیل می‌دهد و عیوب باقی‌مانده با گذشت زمان بازترکیب می‌شوند. برای شبیه‌سازی آسیب ناشی از تابش، روش‌های مختلفی از جمله روش تقریب برخورد دوجسمی (BCA)<sup>۶</sup>، سینتیک مونت کارلو (MKC)<sup>۷</sup> و دینامیک مولکولی (MD)<sup>۸</sup> وجود دارند. روش تقریب دو جسمی، به دلیل این که فرض شده است برخوردهای دوجسمی صورت می‌گیرد، برای اتم‌های پر انرژی سبک مناسب است. در روش سینتیک مونت کارلو، فاصله‌هایی بین برخوردها و پارامترهای برخورد به‌طور تصادفی در نظر گرفته می‌شود و برای هر ذره به صورت منفرد برهم‌کنش‌های تصادفی صورت می‌گیرد. روش دینامیک مولکولی، پتانسیل و نیروی بین ذرات را بررسی می‌کند و در انرژی‌های پایین، که برهم‌کنش‌های چند جسمی حایز اهمیت است، به کار می‌رود [۵]. در این پژوهش از کد SPECTER [۶]، که از روش برخورد دو جسمی برای محاسبه آسیب استفاده می‌کند، بهره گرفته شده است.

نوترون‌های تابشی حاصل از فرایندهای شکافت در ناحیه قلب رآکتور باعث ایجاد آسیب در نواحی مختلف، از جمله محفظه فشار رآکتور (RPV)<sup>۹</sup> می‌شوند. ناحیه میانی بخشی از محفظه فشار (به‌ویژه ناحیه درونی محفظه)، که در مقابل قلب رآکتور قرار دارد، بیش‌ترین تابش نوترون را دریافت می‌کند و حساسیت بسیار زیادی نسبت به شار نوترون دارد. قلب رآکتور WWER 1000 شامل ۱۶۳ مجتمع سوخت شش‌ضلعی است و کل قلب دارای تقارن یک‌ششم می‌باشد. محفظه فشار رآکتور WWER-1000 از جنس استیل ضدزنگ است و آرایش اتمی در آن به صورت FCC می‌باشد [۷]. این محفظه دارای شعاع داخلی ۲۰۷٫۵ cm و شعاع خارجی ۲۶۷٫۷۵ cm نسبت به مرکز قلب رآکتور است. بخش داخلی رآکتور از جنس آلیاژ 15Kh2NMFAA و ناحیه جوش اتصالات از جنس آلیاژ SV-09GNMTAA می‌باشد. نگرانی که برای این تجهیزات وجود دارد تغییر عملکرد و کارایی آنها در برابر تابش‌های

۱. ماتریس اتمی به چیدمان و قرار گرفتن اتم‌ها در بلور جامد گفته می‌شود.

2. Yield Strength
3. Primary Knock on Atom
4. Vacancy

5. Interstitial Atom

6. Binary Collision Approximation

7. Kinematic Monte Carlo

8. Molecular Dynamic

9. Reactor Pressure Vessel



( $D_{Cr} > D_{Fe} > D_{Ni}$ )، منجر به تفکیک تدریجی توزیع یکنواخت عناصر در آلیاژ می‌گردد. سومین نیرو محرکه از برآیند دو نیروی مذکور، در نتیجه عملکرد آن‌ها روی میکروساختارها به وجود می‌آید. نتیجه تأثیر این نیروها روی میکروساختارها تکامل عیوب، تفکیک عناصر آلیاژ، تغییر فاز آلیاژ از حالت تعادل و در نهایت تغییر در مشخصات مکانیکی ماده می‌باشد [۴، ۹، ۱۰].

امروزه مطالعات زیادی در زمینه آسیب تابش نوترون، در مواد مختلف انجام شده است. از جمله دستاورد این مطالعات رایج روش‌های دقیق برای محاسبه آسیب با استفاده از کدهای محاسباتی مختلف می‌باشد [۸]. در بعضی از مقالات به بررسی رفتار ماده تحت تأثیر این نوع آسیب پرداخته شده است؛ به عنوان مثال فرایند تغییر شکل، میزان تنش عملکردی و تغییر عرضی توزیع عناصر در بعضی از دماها به صورت تجربی مورد ارزیابی قرار گرفته است [۴، ۹، ۱۰]. از موارد مشابه این پژوهش در داخل کشور می‌توان به ارزیابی میزان آسیب، که توسط حداد و همکاران بررسی شده است، اشاره داشت. در این مطالعه محاسبه میزان آسیب نوترون در ناحیه میانی محفظه فشار رآکتور WWER-1000 توسط دو کد SPECTER و SRIM انجام شده است [۸]. تاکنون حساسیت محاسبات آسیب نسبت به طیف نوترون مورد بررسی قرار نگرفته است و میزان تنش عملکردی به‌ازای آسیب طیف نوترونی نیز تنها توسط داده‌های محدود تجربی رایج شده است. پژوهش حاضر با استفاده از تعریف یک رابطه تجربی میان آسیب تابشی و تنش عملکردی، در پی محاسبه تنش عملکردی توسط کد محاسباتی آسیب است که بتوان با استفاده از نتایج شبیه‌سازی آسیب، تنش عملکردی محفظه فشار رآکتور بوشهر را در طی سال‌های مختلف مورد ارزیابی قرار داد. از آن‌جا که داده‌های تجربی برای بررسی رفتار ماده در دماها و شرایط خاص و محدودی رایج شده‌اند، ایجاد ارتباط میان نتایج شبیه‌سازی کدهای محاسباتی آسیب، نظیر SPECTER، با نتایج تجربی می‌تواند راه مناسبی برای بررسی مؤلفه‌های مکانیکی تحت تأثیر تابش باشد. در این پژوهش شبیه‌سازی آسیب توسط کد SPECTER انجام شده است. سپس رابطه تنش عملکردی برحسب میزان آسیب، از درون‌یابی داده‌های تجربی در دمای ۲۸۰ تا ۳۰۰ °C به دست آمده است. به منظور افزایش دقت محاسبات آسیب، در کد SPECTER سه گروه‌بندی انرژی مختلف WIMS، CINDER و OPENMC مورد بررسی قرار گرفته‌اند و برای ارزیابی میزان تنش عملکردی در مدت زمان ۴۰ سال، از نتایج محاسبات آسیب، برای گروه‌بندی انرژی که کم‌ترین اختلاف را با مقادیر استاندارد ASTM E-693 به دست می‌دهد، استفاده شده است.

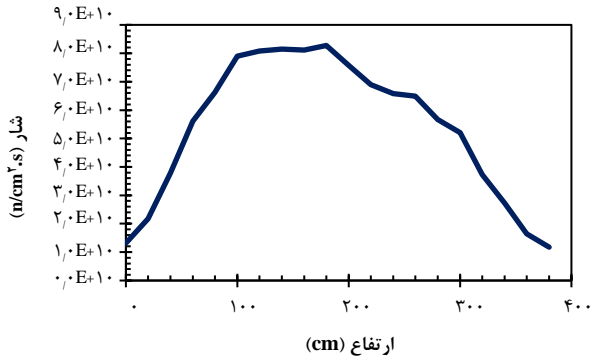
نوترون و ذرات باردار است [۸]. جذب نوترون توسط برخی از فلزات در آلیاژ، نظیر نیکل و آهن، باعث تولید گاز هلیوم می‌شود. افزایش مدت زمان تابش، به‌ویژه در دماهای بالا، باعث رشد حباب‌های هلیوم در ماده می‌شود و هر چه میزان تولید گاز هلیوم در استیل ضدزنگ افزایش یابد، میزان تورم و تغییر شکل در ماده نیز افزایش می‌یابد [۴].

تغییر شکل در استیل ضدزنگ بر اثر تجمع حفره‌ها، انباشت عیوب، رشد حباب‌های هلیوم و باندهای دوگانه ایجاد می‌شود. در حالت تعادل یعنی قبل از پرتوگیری، آلیاژ از توزیع ریزساختاری نسبتاً ثابت و یکنواختی برخوردار است. اما تابش باعث می‌شود که این تعادل و توازن از بین برود. زیرا در هنگام تابش، اتم‌ها از جایگاهشان در شبکه اتمی جابه‌جا شده و در شبکه حفره باقی می‌گذارند. جابه‌جایی بین‌بافتی‌ها و حفره‌ها باعث می‌شود آرایش و توزیع جدیدی از اتم‌ها شکل بگیرد که هر لحظه ممکن است در حال رشد، کوچک شدن و یا حتی ناپدید شدن باشند. فرایند جابجایی دو نوع آسیب (حفره و اتم بین‌بافتی) در کریستال ایجاد می‌کند. اگرچه هر دو این عیوب متحرک هستند، اما سرعت و نحوه انتشار آن‌ها با یکدیگر بسیار متفاوت است: بین‌بافتی‌ها با سرعت بیش‌تری نسبت به حفره‌ها حرکت می‌کنند [۴]. هر دو نوع نقص این توانایی را دارند که با نوع متضاد خود بازترکیب شوند و آرایش اتمی و تراکم‌های مختلفی را ایجاد کنند. تکامل این عیوب، ساختار و توزیع عناصر آلیاژ را تغییر می‌دهد. نکته قابل توجه این است که تراکم بین‌بافتی‌ها به دو بُعد محدود می‌شود ولی تراکم حفره‌ها به دو یا سه بُعد محدود می‌شود. این اختلاف بُعد، عامل اصلی پدیده تورم است. شکل ۱-الف تراکم حفره‌ها در دو بُعد (خراشیدگی) و سه بُعد (خوردگی) و شکل ۱-ب تکامل این عیوب و تغییر در ساختار استیل ضدزنگ را نمایش می‌دهد. استیل ضدزنگ و دیگر آلیاژها در جابه‌جایی‌های بسیار زیاد از حالت تعادل اولیه خود خارج می‌شوند. در طول تابش، فاز تکاملی می‌تواند به صورت قابل ملاحظه‌ای تغییر کرده و فاز جدیدی را ایجاد کند که در نمودار فاز تعادلی یک فولاد خاص یافت نمی‌شود. تغییر میکروساختارها در اثر تابش، به دلیل به وجود آمدن نیرو محرکه‌ای است که در ساختار خالص طبیعی وجود ندارد. یکی از دلایل به وجود آمدن این نیروها، انباشت عیوب به‌ویژه در دماهای پایین تابش (۲۵۰ تا ۵۵۰ °C) می‌باشد. این نیرو که منشأ الکتریکی دارد، روند انتشار حفره‌ها را سرعت بخشیده و باعث تکثیر اتم‌های بین‌بافتی می‌شود. دومین نیرو محرکه، اثر کرکندال<sup>۱</sup> است که به موجب آن، اختلاف نفوذپذیری عناصری مانند Fe، Cr و Ni در حفره‌ها

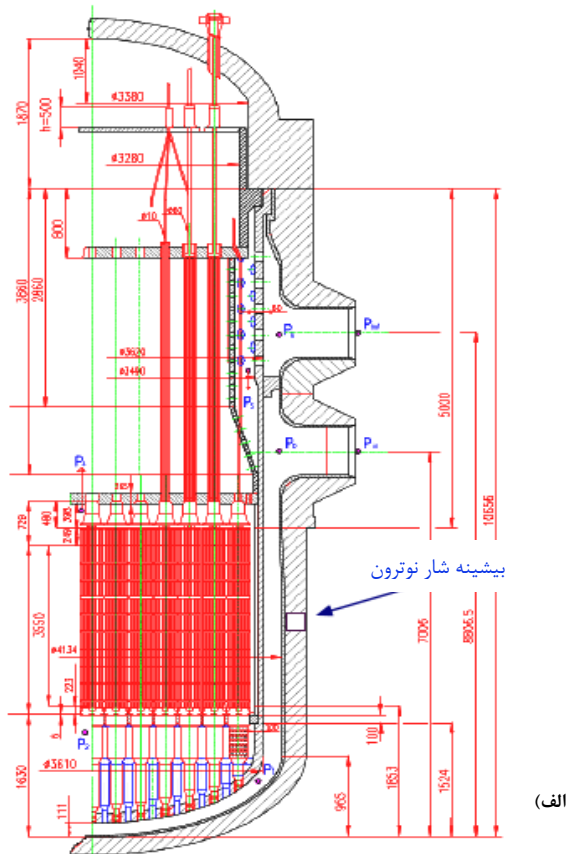
۱. نوعی خزش تحت تنش مؤثر ناشی از فوق اشباع شدن حفره‌ها در ناحیه نفوذ است.

## 2. Kirkendall Effect

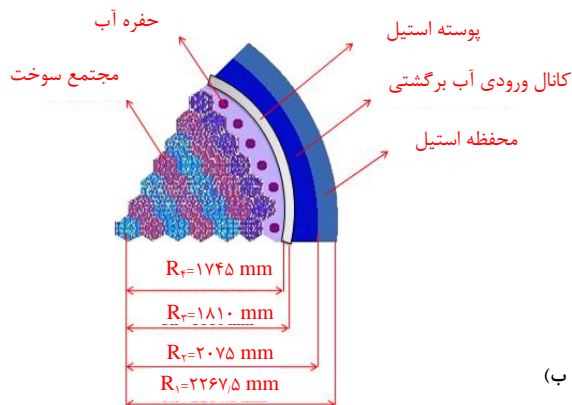




شکل ۲. میزان شار در ارتفاع‌های مختلف محفظه فشار رآکتور بوشهر.

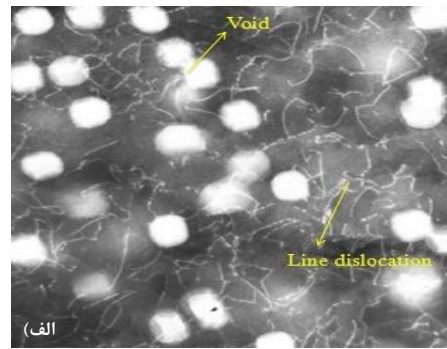


(الف)

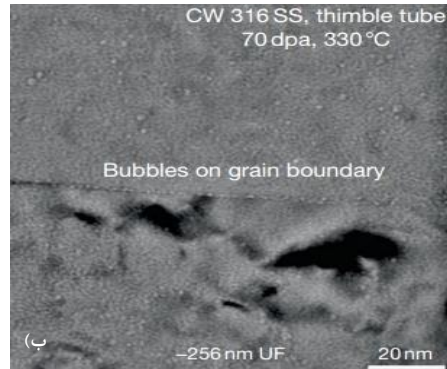


(ب)

شکل ۳. ابعاد بخش‌های مختلف رآکتور و محل بیش‌ترین شار نوترون در محفظه فشار رآکتور (ب) طرح‌واره مدل شبیه‌سازی شده یک‌ششم قلب رآکتور توسط کد MCNPX



(الف)



(ب)

شکل ۴. الف) خراشیدگی و خوردگی ناشی از تراکم حفره‌ها در آلیاژ، ب) تغییر ساختار ناشی از تابش در استیل ضدزنگ [۴].

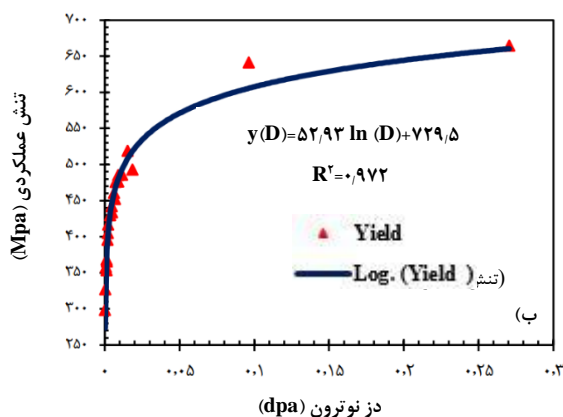
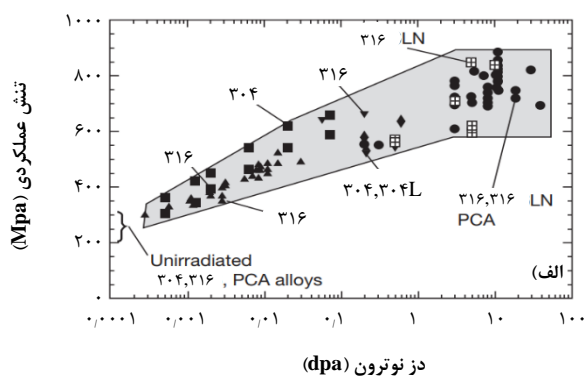
## ۲. روش کار

### ۱.۲ شبیه‌سازی قلب رآکتور WWER-1000

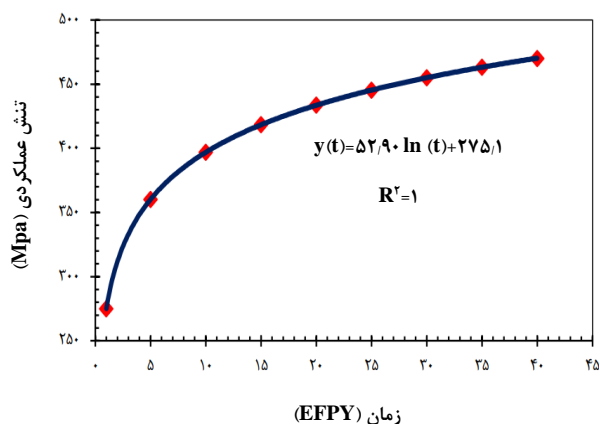
شبیه‌سازی قلب رآکتور و ارزیابی طیف نوترون توسط کد MCNPX انجام شده است [۱۱]. در شبیه‌سازی، تنها ناحیه‌ای از محفظه فشار که در مقابل قلب رآکتور قرار دارد لحاظ شده است. برای تشخیص محلی که بیش‌ترین شار نوترون را دریافت می‌کند، ارتفاع محفظه فشار به ۲۰ قطعه به طول ۲۰ cm تقسیم شده است و در هر قسمت، شار مربوط به آن به‌دست آمده است. با توجه به نمودار شکل ۲، مشخص شد که بیشینه شار نوترون متعلق به ارتفاع ۱۸۰ سانتی‌متری قلب رآکتور می‌باشد. در شبیه‌سازی قلب رآکتور، ۱۶۳ مجتمع سوخت شش ضلعی با تقارن یک‌ششم لحاظ شده است. بخش‌های مختلف رآکتور شامل آب خنک‌کننده، محفظه استیل و غیره نیز در مدل‌سازی در نظر گرفته شده‌اند. شکل ۳ طرح‌واره این مدل‌سازی را نشان می‌دهد. رآکتور در شرایط عملیاتی با دمای ورودی خنک‌کننده  $291^{\circ}\text{C}$ ، توان حرارتی  $3000\text{ MW}$  و غلظت بحرانی اسید بوریک  $6.56\text{ g/kg}$ ، بحرانی است. در ارتفاع ۱۸۰ سانتی‌متری قلب رآکتور، شار نوترون با استفاده از سه گروه‌بندی انرژی WIMS، CINDER و OPENMC استخراج شده است و حساسیت مقادیر آسیب در محفظه فشار نسبت به این سه طیف بررسی شده است [۱۱].



که در آن  $D$  میزان آسیب به وجود آمده در ماده بر حسب dpa می باشد. در این پژوهش آسیب تابش برای ناحیه ای که بیشترین شار را دارد، در ضخامت یک چهارم محفظه فشار برای مدت یک سال (EFPY) ۳، ۵، ۱۰، ۱۵، ۲۰، ۲۵، ۳۰، ۳۵ و ۴۰ سال کارکرد رآکتور (شکل ۵)، با استفاده از کد SPECTER محاسبه می شود. سپس با استفاده از رابطه ۲ میزان تنش عملکردی در ماده برای آسیب های پدید آمده در هر بازه زمانی محاسبه می گردد.



شکل ۴. الف) نتایج تجربی تنش عملکردی به وجود آمده در انواع استیل ضدزنگ ناشی از تابش نوترون [۴]. ب) درون یابی تنش عملکردی برحسب میزان آسیب با استفاده از داده های تجربی تنش عملکردی استیل ضدزنگ.



شکل ۵. تغییرات تنش عملکردی در زمان های مختلف.

۲.۲ محاسبه تعداد اتم های جابه جا شده با استفاده از کد محاسباتی SPECTER و SPECOMP  
 برای محاسبه میزان آسیب روی محفظه فشار، در ناحیه ای که شار بیشینه است (ارتفاع ۱۸۰ سانتی متری قلب رآکتور)، از کد محاسباتی SPECTER استفاده شده است. این کد توسط گرینوود<sup>۱</sup> و اسمیرز<sup>۲</sup> با هدف آسان تر شدن محاسبات آسیب برای طیف نوترون توسعه داده شده است. در این کد از کتابخانه ENDF/B-V برای استخراج داده های هسته ای مربوط به برهم کنش های مختلف نوترون، استفاده شده است. کدهای محاسباتی SPECTER و SPECOMP از جمله کدهایی هستند که با استفاده از روش تقریب برخورد دو جسمی، میزان آسیب تابشی در عناصر و ترکیب ها را محاسبه می کنند [۶، ۱۴]. در این مطالعه از کد محاسباتی SPECOMP جهت محاسبه سطح مقطع آسیب مواد ترکیبی و آلیاژها استفاده شده است [۱۴]. بنابراین ابتدا سطح مقطع آسیب در استیل ضدزنگ با استفاده از داده های جدول ۱، مربوط به درصد وزنی هر عنصر در آلیاژ، توسط کد SPECOMP، محاسبه می گردد. سپس کد SPECTER، میزان آسیب روی دو لایه یک چهارم و سه چهارم محفظه فشار را برای سه گروه بندی انرژی CINDER، WIMS و OPENMC محاسبه می کند. پارامترهای ورودی کد SPECOMP برای ۵ عنصر اصلی تشکیل دهنده آلیاژ، که درصد وزنی بیش تری نسبت به سایر عناصر موجود در آلیاژ دارند، در جدول ۲ گزارش شده است. روش محاسبه آسیب در کد محاسباتی SPECTER با استفاده از رابطه ۱ بیان شده است.

$$DPA = t \int_{E_{min}}^{E_{max}} dE \phi(E) \sigma_D^t(E) \quad (1)$$

که در آن DPA (Displacement Per Atom) نشان دهنده تعداد جابه جایی ها به ازای هر اتم در ماده،  $t$  مدت زمان تابش نوترون برحسب ثانیه،  $\phi$  (n/cm<sup>2</sup>MeVs) شار نوترون فرودی با انرژی  $E$  (MeV) و  $\sigma_D^t(E)$  سطح مقطع آسیب برحسب barn می باشد [۱۵].

۳.۲ محاسبات اثر تابش نوترون بر تنش عملکردی استیل ضد زنگ  
 اثر تابش نوترون بر عملکرد استیل ضدزنگ با استفاده از درون یابی نتایج تجربی بررسی می شود (شکل ۴). نتیجه این درون یابی به صورت رابطه ۲ بیان شده است. بدین ترتیب، با استفاده از رابطه ۲ می توان مقدار تنش عملکردی محفظه فشار رآکتور برحسب میزان آسیب را بررسی نمود [۴].

$$Y(D) = 52.93 \ln(D) + 729.5 \quad (2)$$



**جدول ۱.** درصد وزنی عناصر به کار رفته در آلیاژ مربوط به هر ناحیه نسبت به عنصر Fe (عناصر با علامت \* در شبیه‌سازی کد SPECOMP همراه با عنصر Fe به کار رفته‌اند). این علامت با اندیس ۱ تنها برای لایه اول استیل و با اندیس ۲ تنها برای لایه دوم استیل به کار می‌رود [۸].

Element	C	Si* <sup>1</sup>	Mn*	Cr*	Ni*	Mo	Ti	Co	S	P	Cu* <sup>2</sup>	Sb	Sn
First layer SS	۰٫۰۹	۰٫۹۵	۱٫۳۰	۲۳٫۲۰	۱۲٫۹۰	-	-	۰٫۰۲	۰٫۰۰۴	۰٫۰۱۵	-	-	-
Second layer SS	۰٫۰۵	۰٫۰۷	۱٫۵۰	۱۹٫۰۱	۹٫۸۰	۰٫۰۳	-	۰٫۰۱۶	۰٫۰۰۵	۰٫۰۰۵	۰٫۰۸	-	-

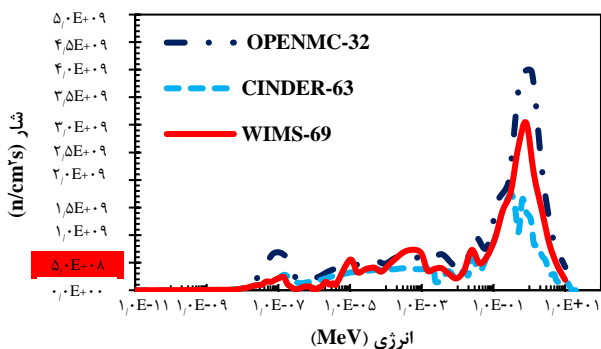
استاندارد ASTM E-693 (با استفاده از رابطه ۳) مقایسه شده است [۱۶]. نتایج به دست آمده در جدول ۴ ارائه شده است.

$$dpa = \phi_{tot} t_r \int_0^{\infty} \sigma_d(E) \psi(E) dE = \phi_{tot} t_r \bar{\sigma}_d \quad (3)$$

در این رابطه  $\phi_{tot}$  نشان‌دهنده شار کل،  $t_r$  مدت زمان قرارگیری مواد در معرض تابش و  $\bar{\sigma}_d$  (barn) سطح مقطع میانگین آسیب می‌باشند که برای بخش‌های مختلف رآکتور در جدول ۳ بیان شده است. مقادیر سطح مقطع آسیب برای دو ضخامت مختلف یک‌چهارم و سه‌چهارم به ترتیب برابر با  $249,24$  barn و  $211,23$  barn داده شده است. شار کل برای سه گروه‌بندی انرژی WIMS، CINDER و OPENMC برابر با  $2,56 \times 10^{10}$  n/cm<sup>2</sup> s می‌باشد. میزان تنش عملکردی در ناحیه بیشینه شار محفظه فشار برای مدت زمان ۱، ۵، ۱۰، ۱۵، ۲۰، ۲۵، ۳۰، ۳۵ و ۴۰ سال کارکرد رآکتور با استفاده از رابطه ۲ مورد بررسی قرار گرفته است (جدول ۵) و نتایج این محاسبات برای گروه‌بندی انرژی WIMS در شکل ۵ نشان داده شده است. این نتایج و همچنین نتایج جدول ۴ نشان می‌دهند که میزان تنش عملکردی به وجود آمده در ناحیه بیشینه شار (ارتفاع ۱۸۰ سانتی‌متری) توسط گروه‌بندی انرژی WIMS برای ضخامت یک‌چهارم محفظه فشار برحسب زمان از رابطه ۴ پیروی می‌کند.

$$Y(t) = 52,90 \cdot \ln(t) + 275,1 \quad (4)$$

با توجه به رابطه ۴، افزایش زمان پرتوگیری باعث تغییر در آرایش شبکه اتمی و همچنین کم‌تر شدن فاصله بین اتم‌ها در شبکه اتمی می‌شود. کاهش فاصله بین اتم‌ها سبب افزایش نیروی بین دو اتم شده و از این‌رو تنش عملکردی در ماده افزایش می‌یابد.



شکل ۶. شار نوترونی در ارتفاع ۱۸۰ سانتی‌متری محفظه فشار رآکتور بوشهر.

**جدول ۲.** پارامترهای ورودی مورد استفاده در کد SPECOMP

Element	Z	Wt	E <sub>d</sub>	Tgam (eV)
Mn	۲۵	۵۴٫۹۴	۴۰	۳۹۵
Cr	۲۴	۵۲٫۰۰	۴۰	۵۵۴
Ni	۲۸	۵۸٫۷۱	۴۰	۴۹۱
Fe	۲۶	۵۵٫۸۵	۴۰	۳۹۵
Si	۱۴	۲۸٫۰۹	۲۵	۵۶۵
Cu	۲۹	۶۳٫۵۴	۴۰	۳۶۶

### ۳. نتایج و بحث

#### ۳.۱ محاسبه شار نوترون بر روی محفظه فشار رآکتور WWER 1000

برای ارزیابی میزان حساسیت محاسبات آسیب در کد SPECTER، نسبت به شار نوترون فرودی، در محلی از محفظه فشار که بیش‌ترین شار نوترون را دریافت می‌کند، سه گروه‌بندی انرژی OPENMC، CINDER و WIMS مورد بررسی قرار گرفته‌اند (شکل ۶). میزان آسیب برای هر گروه‌بندی انرژی در مدت زمان یک سال کارکرد رآکتور (EFPY) محاسبه شده است. با توجه به داده‌های جدول ۱، درصد وزنی عناصر به کار رفته در فولاد ضدزنگ برای لایه یک‌چهارم و سه‌چهارم محفظه فشار تغییر می‌کند و در نتیجه محاسبات آسیب در این دو لایه با یکدیگر متفاوت است. بنابراین هر سه گروه بندی انرژی به صورت جداگانه در این دو لایه بررسی شده‌اند. میزان اختلاف مقادیر آسیب، که توسط کد SPECTER محاسبه شده است، از مقادیر استاندارد ASTM E-693 (جدول ۴) در لایه یک‌چهارم و سه‌چهارم محفظه فشار نشان می‌دهد که گروه‌بندی انرژی WIMS در ضخامت یک‌چهارم محفظه فشار، با اختلاف  $0,25 \times 10^{-4}$  از مقدار استاندارد، و در ضخامت سه‌چهارم، با اختلاف  $0,43 \times 10^{-4}$  محاسبات تنش عملکردی دقیق‌تری نسبت به دو طیف دیگر به دست می‌دهد. دلیل این امر این است که گروه‌بندی انرژی WIMS نسبت به دو گروه‌بندی دیگر از تعداد گروه انرژی بیش‌تری برخوردار است. گروه‌بندی انرژی WIMS دارای ۶۹ گروه انرژی، CINDER دارای ۶۳ گروه انرژی و OPENMC نیز دارای ۳۲ گروه انرژی می‌باشند.

#### ۳.۲ محاسبه اثر تابش در محفظه فشار رآکتور WWER 1000

محاسبات آسیب توسط کد SPECTER برای سه گروه‌بندی مختلف انجام شده است. نتایج به دست آمده از کد SPECTER با مقادیر آسیب به دست آمده از محاسبه مقادیر



جدول ۳. داده‌های میانگین سطح مقطع آسیب برحسب (barn) برای شار نوترون در قسمت‌های مختلف رآکتور از استاندارد ASTM [۱۶].

Benchmark Neutron Spectra	Old ENDF/B-IV Based E 693 response	Current ENDF/B-V Based E 693 response	Difference Current (Old)
ENDF/B-VII 236U Thermal Fission (1, 2)	۸۷۵,۵۵	۸۵۸,۵۴	-۱,۹
Materials Dosimetry Reference Facility (MDRF) (8)	۳۴۵,۰۳	۳۴۳,۵۸	-۱,۴۵
CFRNF (9, 10)	۳۸۲,۹۴	۳۸۷,۰۸	۱,۰۸
Intermediate-energy Standard Neutron Field (ISNF) (10, 11)	۴۸۳,۶۳	۴۸۰,۰۰	-۳,۶۳
Arkansas Nuclear ONE-1 (ANO) Cavity(12, 13)	۱۳۴,۴۰	۱۳۹,۴۴	۵,۰۴
ORNL Poolside Facility (PSF) T/4 position(12, 14)	۲۴۲,۱۴	۲۳۸,۳۳	-۳,۸۱
Oak Ridge Research Reactor (ORR)(10)	۲۹۱,۶۸	۲۸۸,۸۶	-۲,۸۲
Yayoi(10)	۶۱۳,۱۲	۶۰۹,۰۳	-۴,۰۹
BIGTEN(10, 15)	۳۳۴,۹۸	۳۴۱,۲۵	۶,۲۷
H.B. Robinson-2, in the vessel wall, close to the inner surface(6,7)	۲۱۹,۴۳	۲۱۸,۸۱	-۰,۶۲
H.B. Robinson-2;1/4T vessel wall(6,7)	۲۴۵,۱۷	۲۴۹,۲۴	۴,۰۷
H.B. Robinson-2;3/4T vessel wall(6,7)	۲۰۳,۶۸	۲۱۱,۲۳	۷,۵۵

جدول ۴. محاسبه آسیب جابه‌جایی توسط کد SPECTER و استاندارد ASTM E-693 برای ۳ طیف نوترونی مختلف، مدت زمان پرتوگیری و شار کل برای هر سه گروه‌بندی انرژی  $\phi_{tot} = 2,56E + 10 \cdot (n / cm^2 s)$ ،  $t_r = 2,54 \cdot 10^6 E + 0,7 s$ ، لحاظ شده است.

Flux	Thickness	DPA/EPFY	ASTM E-693 DPA/EPFY	$\Delta$ (DPA/EPFY)
OPENMC	1/4 T	3,3566E-04	1,6207E-04	1,7359E-04
	3/4 T	3,2322E-04	1,3735E-04	1,8587E-04
WIMS	1/4 T	1,8683E-04	1,6207E-04	0,2476E-04
	3/4 T	1,8083E-04	1,3735E-04	0,4348E-04
CINDER	1/4 T	8,7166E-05	1,6207E-04	0,7491E-04
	3/4 T	8,5156E-05	1,3735E-04	0,5220E-04

جدول ۵. میزان تنش عملکردی در دوره ۱، ۵، ۱۰، ۱۵، ۲۰، ۲۵، ۳۰، ۳۵ و ۴۰ سال کارکرد رآکتور برای لایه اول استیل ضد زنگ.  $Fluence = \phi_{tot} \cdot t_r$

Time (EPFY)	Fluence (n cm <sup>-2</sup> )	DPA/EPFY	
۱	6,63834E+17	1,5653E-04	275,07
۵	3,31917E+18	9,3414E-04	36,026
۱۰	6,63834E+18	1,8683E-03	396,95
۱۵	9,95750E+18	2,8024E-03	418,41
۲۰	1,32767E+19	3,7366E-03	433,64
۲۵	1,65958E+19	4,6707E-03	445,45
۳۰	1,99150E+19	5,6049E-03	455,10
۳۵	2,32342E+19	6,5390E-03	463,26
۴۰	2,65533E+19	7,4731E-03	470,04

#### ۴. نتیجه گیری

است. پس از تعیین گروه‌بندی انرژی که دقیق‌ترین محاسبات آسیب را در مقایسه با مقادیر استاندارد ASTM E-693 به‌دست می‌دهد، میزان تنش عملکردی حاصل از این گروه‌بندی در محفظه فشار محاسبه می‌گردد. با توجه به محاسبات آسیب کد SPECTER (جدول ۴)، برای هر گروه‌بندی در ارتفاع ۱۸۰ سانتی‌متری محفظه فشار، مشخص شد که گروه‌بندی انرژی WIMS با اختلاف  $0,25 \times 10^{-4}$  از مقدار استاندارد ASTM E-693، مقدار دقیق‌تری از آسیب را

تابش نوترون حاصل از فرایندهای شکافت باعث ایجاد آسیب در بخش‌های مختلف رآکتور، به‌ویژه ناحیه‌ای که بیش‌ترین شار نوترون را دریافت می‌کند، می‌شود. میزان آسیب در تنش عملکردی فلزات بسیار تأثیرگذار است. در این پژوهش، ابتدا ناحیه‌ای که دارای بیش‌ترین شار نوترون است، با استفاده از کد MCNPX تعیین شده است. سپس به بررسی میزان حساسیت مقادیر آسیب نسبت به گروه‌بندی انرژی نوترون پرداخته شده



4. F. A. Garner, *4.02 Radiation damage in austenitic steels*. *Comprehensive nuclear materials*, **4**, 33-95 (2012).
5. K. Nordlund, et al. *Improving atomic displacement and replacement calculations with physically realistic damage models*. *Nature communications*, **9**, 1-8 (2018).
6. Greenwood, R. Lawrence, R.K. Smither. SPECTER: Neutron damage calculations for materials irradiations. No. ANL/FPP/TM-197. *Argonne National Lab, IL (USA)*, (1985)
7. A. Pirouzmand, M. Kazem Dehdashti. *Estimation of relative power distribution and power peaking factor in a VVER-1000 reactor core using artificial neural networks*. *Progress in Nuclear Energy*, **85**, 17-27 (2015).
8. S.F.G. Ardekani, K. Hadad. *Monte Carlo evaluation of neutron irradiation damage to the VVER-1000 RPV*. *Nuclear Energy and Technology*, **3**, 2, 73-80 (2017).
9. T. S. Byun, N. Hashimoto, K. Farrell. *Deformation mode map of irradiated 316 stainless steel in true stress-dose space*. *Journal of nuclear materials*, **351**, 1-3, 303-315 (2006).
10. E. H. Lee, et al. *Origin of hardening and deformation mechanisms in irradiated 316 LN austenitic stainless steel*. *Journal of nuclear materials* **296**, 1-3, 183-191 (2001).
11. L. S. Waters, *MCNPX user's manual*. *Los Alamos National Laboratory*, (2002).
12. W. Dorchester, *RSICC COMPUTER CODE COLLECTION WIMS-D4*. *Atomic Energy Establishment*, (1990).
13. P. K. Romano, N. E. Horelik, B. R. Herman, A. G. Nelson, B. Forget, K. Smith, *OpenMC: A State-of-the-Art Monte Carlo Code for Research and Development*, *Ann. Nucl. Energy*, **82**, 90-97 (2015).
14. L. R. Greenwood, *SPECOMP calculations of radiation damage in compounds*. *Reactor Dosimetry: Methods, Applications, and Standardization*. *ASTM International*, (1989).
15. K. Cass, *An Evaluation and Validation of the Computer Code SPECTER for Use in Nuclear Materials Science Research*. *Diss. Pennsylvania State University*, (2015).
16. ASTM E693-12, *Standard Practice for Characterising Neutron Exposures in Iron and Low Alloy Steels in Terms of Displacements Per Atom (DPA)*, E 706 (ID).

در ضخامت یک چهارم محفظه فشار به دست می‌دهد. هم‌چنین این گروه‌بندی در ضخامت سه چهارم نیز با اختلاف  $10^{-4} \times 0.43$  از مقادیر استاندارد، مقدار آسیب دقیق‌تری، نسبت به دو گروه‌بندی دیگر به دست می‌دهد.

با استفاده از درون‌یابی نتایج تجربی در دمای  $280^\circ\text{C}$  تا  $330^\circ\text{C}$ ، رابطه میزان تنش عملکردی بر حسب مقادیر آسیب به دست آمده است. این رابطه نشان می‌دهد افزایش آسیب در دماهای پایین و مقدار دز کم باعث افزایش تنش عملکردی در ماده می‌شود که با گذشت زمان تغییرات آن کم شده و مقدار تنش عملکردی به مقدار اشباع می‌رسد. هم‌چنین میزان تنش عملکردی به وجود آمده در ضخامت یک چهارم محفظه برای گروه‌بندی انرژی WIMS (که دقیق‌ترین طیف در این ناحیه است) با استفاده نتایج شبیه‌سازی آسیب و رابطه تجربی در مدت زمان‌های ۱، ۵، ۱۰، ۱۵، ۲۰، ۲۵، ۳۰، ۳۵ و ۴۰ سال محاسبه شده است. نتیجه این محاسبات نشان می‌دهد که میزان تنش عملکردی محفظه فشار رآکتور بوشهر در طی ۴۰ سال کارکرد رآکتور (در دماهای بین  $280^\circ\text{C}$  تا  $330^\circ\text{C}$ )، تقریباً به مقدار  $470\text{ MPa}$  افزایش یافته است. با توجه به اینکه کد محاسباتی SPECTER در دمای پایین آسیب تابش نوترون را محاسبه می‌کند، بنابراین مقدار تنش عملکردی در دمای  $293^\circ\text{C}$  می‌تواند با این محاسبات اندکی تفاوت داشته باشد.

## مراجع

1. K. Dohi, et al. *Effect of neutron flux on low temperature irradiation embrittlement of reactor pressure vessel steel*, *Journal of nuclear materials*, **265**, 78-90 (1999).
2. B. Z. Margolin, and V. I. Kostylev. *Radiation embrittlement modelling for reactor pressure vessel steels: II. Ductile fracture toughness prediction*. *International journal of pressure vessels and piping*, **76**, 10, 731-740 (1999).
3. S. Alhassan, *Radiation Damage Assessment of Zircaloy and Stainless Steel Cladding materials based on Neutron Flux and Energy Deposition using both Computational Tools and Analytical Solution*. *Diss. University of Ghana*, (2016).

## 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

الهه مسلمی مهنی، فرخ خوش‌احوال، رضا پورایمانی، محمدمامین امیرخانی دهکردی (۱۴۰۰)، محاسبات آسیب تابشی و تنش عملکردی بر روی محفظه فشار رآکتور WWER-1000 و آنالیز حساسیت مقادیر محاسبه‌شده نسبت به نوع طیف نوترون بر روی جداره محفظه، ۹۸، ۸-۱

DOI: [10.24200/nst.2021.1305](https://doi.org/10.24200/nst.2021.1305)

Url: [https://jonsat.nstri.ir/article\\_1305.html](https://jonsat.nstri.ir/article_1305.html)

