



## شبیه سازی مکانیزم شکست محفظه تحت فشار رآکتور بوشهر

محمد رضا، هنر کار؛ خشایار، واعظی؛ نعیم الدین، متاجی کجوری؛ رضا، نظری

سازمان انرژی اتمی، مرکز نظام ایمنی هسته ای کشور، دفتر امور ایمنی هسته ای کشور

### چکیده

در این مقاله به بررسی و تحلیل محاسباتی حاشیه امنیت رشد ترک ترد در محفظه تحت فشار (RPV) رآکتور WWER-1000 پرداخته می شود. از آنجاییکه تغییر در خواص مکانیکی و بالطبع آن تضعیف فولادهای کرنی محفظه های تحت فشار یکی از مؤلفه های اصلی در محدود کردن طول عمر کاری نیروگاه های هسته ای می باشند بنابراین این فرآیند نقش بسیار مهم و تأثیر گذاری بر ایمنی یک نیروگاه دارد. جریان زیاد نوترون ها روی نواحی اطراف محدوده قلب رآکتور، پیری حرارتی و ... منجر به افزایش تردی مواد محفظه های تحت فشار و کاهش حاشیه ایمنی جهت رشد ترک طی شرایط حادثه و نرخ سرعت سرد شدن بالا در سطح داخلی محفظه رآکتور می شود. بنابراین در این پژوهش به بررسی و تحلیل نحوه رشد ترک و محاسبه ضریب شدت تنش بحرانی K<sub>IC</sub> جهت تعیین پارامترهای شکست پرداخته می شود.

کلید واژه: محفظه تحت فشار، رآکتور WWER-1000، پیری حرارتی، تردی، ضریب شدت تنش بحرانی.

### مقدمه

حفظ کارایی و قابلیت اعتماد محفظه های تحت فشار یکی از موضوعات کلیدی هر نیروگاه هسته ای برای کاربردهای بلند مدت آن است. در این پژوهش به جنبه های مختلف یکی از مهمترین عناصر در سلامت و بی عیب بودن محفظه های تحت فشار فولادی به نام تردی محفظه های تحت فشار فولادی و به دنبال آن شبیه سازی های مربوط برای تعیین مقدار ضریب شدت تنش پرداخته می شود. محفظه های تحت فشار به عنوان یکی از اجزای کلیدی در نیروگاه های هسته ای دارای بیشترین اولویت محافظتی بوده و از سوی دیگر غیر قابل تعویض هستند. از آنجاییکه این محفظه به عنوان پوشش ایمنی قلب رآکتور عمل می کند، در صورتیکه خواص مکانیکی آنها به واسطه تابش های نوترونی به قدر کافی افت پیدا کند می تواند با تردی پیری<sup>۱</sup> ایجاد شده ناشی از آن، به جوانه زنی میکرو ترک ها منجر شده و باعث ایجاد نشتی رادیو متریال روی دیواره محفظه

<sup>۱</sup> Aging embrittlement



شود. بنابراین روی کارکرد و توانایی سیستم اضطراری خنک کننده اصلی راکتور تأثیر گذاشته و نهایتاً با افزایش دمای قلب راکتور منجر به شکست خواهد شد [۱]. در حقیقت شکست محفظه های تحت فشار می تواند بواسطه شرایط کاری اعمال شده و یا ضعف ذاتی در ریز ساختار آلیاژ به کار برده شده، باشد [۱].

## روش کار

یکی از پارامترهای اصلی مواد مورد استفاده در آنالیزهای انجام شده، ضریب شدت تنش بحرانی  $K_{IC}$ ، دمای ترد شونددگی بحرانی  $T_K$  و استحکام تسلیم  $RP_{0.2}$  می باشند. در طول شرایط کاری راکتور تغییر در خواص مواد با استفاده از بررسی تغییرات ایجاد شده روی دمای ترد شونددگی بحرانی محاسبه می شود. دمای ترد شونددگی بحرانی دمای انتقال تردی به نرمی مواد می باشد که با میزان انرژی صرف شده جهت شکست مواد تعیین می شود و اندازه گیری آن بر حسب ضریب استحکام و نوع شکست محاسبه شده بر حسب درصد شکاف در یک نمونه شکست انجام می گیرد.

ایجاد جوانه ترک در ساختار فلز پایه و یا ناحیه فلز جوش می تواند بسیار خطرناک و مخرب باشد. یک جسم ترک دار تحت تنش را می توان به سه ناحیه ی متفاوت تقسیم کرد. ناحیه اول که شامل نوک ترک می باشد، دچار کرنش های پلاستیکی است و بنابراین، محاسبات مکانیک شکست الاستیک خطی<sup>۱</sup> در آن معتبر نیست. در ناحیه دوم کرنش ها الاستیک است و مقادیر تنش، کرنش و جابه جایی متأثر از تکنیکی نوک ترک می باشند. در ناحیه سوم، ترم های با بالا  $r$  (شعاع منطقه متأثر) مقادیر قابل توجهی دارند، بنابراین محاسبات در این ناحیه پیچیده می باشد.

در مورد مناطق اطراف نوک ترک مطالعات متعددی صورت گرفته است. از جمله  $K_{fouri}$  با بررسی معیارهای مبتنی بر انرژی، معتقد است که یک معیار شکست مناسب باید شامل این ویژگی باشد که منطقه ای با اندازه ای محدود در مجاورت نوک ترک را به عنوان محدوده ی ممکن برای رشد ترک در نظر بگیرد [۲]. اگر ضریب شدت تنش معلوم باشد، می توان مقادیر تنش، کرنش و جابه جایی را در ناحیه دوم رشد ترک تعیین کرد. یعنی برای یک ماده معین، ضریب شدت تنش به تنهایی کلیه پارامترهای مکانیک شکست را در ناحیه مذکور تعیین می کند. بنابراین هدف اصلی در این جا تعیین مقدار ضریب شدت تنش می باشد. برای تعیین ضریب شدت تنش از روش های مختلفی استفاده می شود که از بین آن ها، روش های عددی به دلیل

<sup>۱</sup> LEFM



هزینه و سرعت مناسب و امکان استفاده برای هندسه های پیچیده در صنعت کاربرد فراوان دارند که در این پژوهش نیز از همین روش برای تحلیل رشد ترک استفاده شد.

جهد شبیه سازی و تحلیل رشد ترک در مرحله Propagation از نرم افزار ABAQUS استفاده گردید. این نرم افزار از جمله نرم افزارهای قدرتمند مهندسی در زمینه تحلیل به روش اجزاء محدود (FEM) است که قابلیت حل مسائل از یک تحلیل خطی ساده تا پیچیده ترین مدل سازی غیر خطی را دارا می باشد و دارای مجموعه المان های بسیار گسترده ای می باشد که هر نوع هندسه ای را می توان توسط این المان ها مدل کرد. برای این کار ابتدا هندسه اولیه ای از قسمت های مختلف محفظه مدل گردید و پس از مونتاژ این قسمت ها و اعمال شرایط مرزی، بارگذاری انجام شد. از جمله اطلاعات خروجی از نرم افزار ضریب شدت تنش در نوک ترک  $K$  می باشد که با مقایسه آن با  $K_{IC}$  می توان وضعیت رشد ترک را پیش بینی کرده و از این طریق حاشیه ایمنی را افزایش داد. دقت آنالیزهای انجام شده وابسته به پارامترهای فراوانی است که از جمله آن می توان به دمای سیال و فشار اولیه اشاره کرد.

با استفاده از روابط مربوط به مکانیک شکست ضریب شدت تنش را می توان به صورت زیر نشان داد:

$$K_{(I,II,III)} = Y\sigma\sqrt{\pi a} \quad (1-1)$$

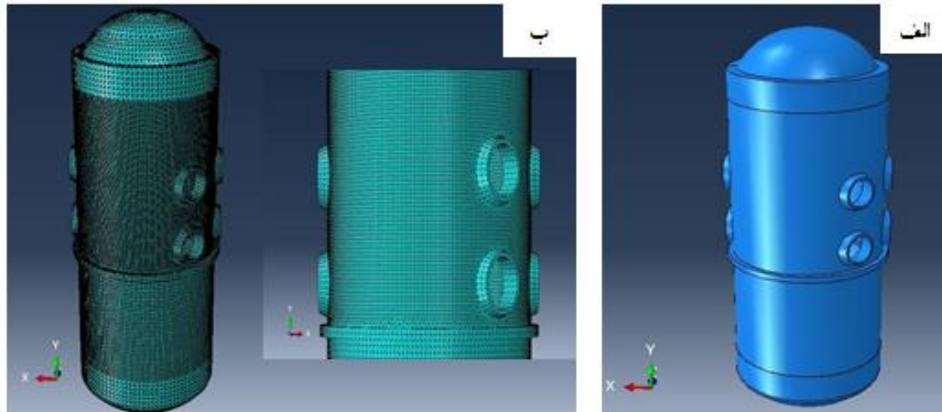
که در آن:

$\sigma$  معرف تنش است.  $Y$ ، به هندسه و مود بارگذاری مربوط می باشد و  $a$  معرف طول ترک می باشد. از سوی دیگر با توجه به محاسبات انجام شده، وابستگی دمایی ضریب شدت تنش بحرانی در مود اول شکست ( $K_{IC}$ ) برای آلیاژ فلز پایه پوسته (NFA)  $15\text{Kh}2$  محفظه های رآکتورهای WWER-1000 در شرایط معمول کاری به صورت زیر محاسبه می شود [۳]:

$$K_{IC} = 70, 2+11, 12e^{0.0292(T-T_K)} \quad (2-1)$$

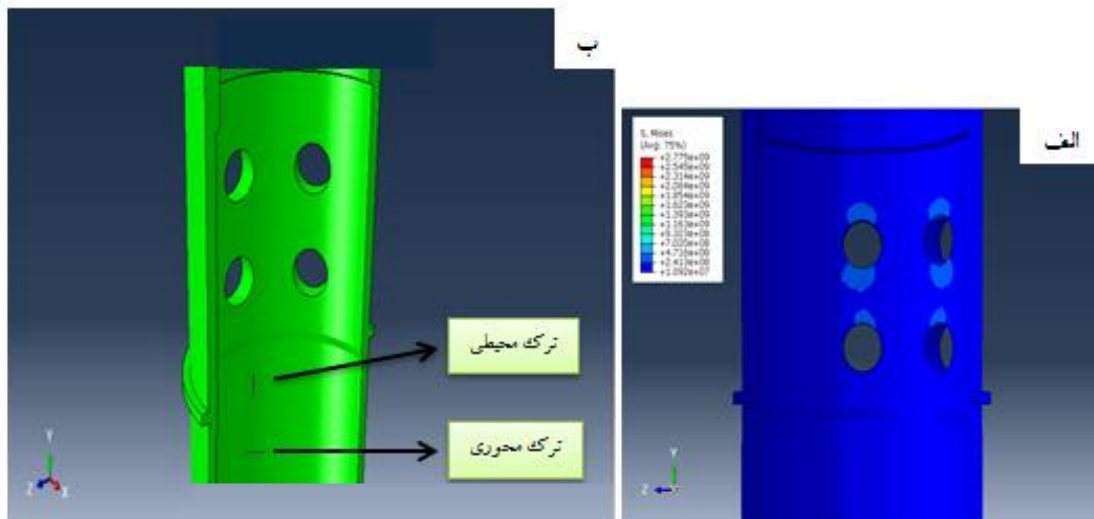
## نتایج

همانطور که اشاره شد شبیه سازی ها با استفاده از نرم افزار ABAQUS انجام گرفت. ابتدا مطابق شکل (۱-الف) هندسه ای کلی از محفظه تحت فشار مدل شد و پس از اعمال شرایط مرزی و خواص فیزیکی-متالورژیکی آلیاژ مورد نظر به مش بندی آن با به کارگیری المان های تتراهدرال  $C3D4T$  (این المان جزو المان های کوپله سازه ای- حرارتی می باشد) پرداخته شد. شکل (۱-ب)



شکل ۱- الف) محفظه تحت فشار رآکتور WWER-۱۰۰۰ ، ب) مدل مش بندی شده ساختار رآکتور WWER-۱۰۰۰

اعوجاجات شدید در ساختار فلز پایه منجر به ایجاد ترک در سطوح داخلی پوسته محفظه رآکتور می شود. بر اساس محاسبات انجام شده بیشترین مقادیر تنش به محل های اطراف دهانه نازل ها، downcomer و beltline وارد می شود و از آنجاییکه ماکزیمم مقدار جریان پرتو های نوترونی و اعوجاجات ایجاد شده در این ناحیه (downcomer) می باشد، پس محتمل ترین محل جهت ایجاد ترک و اشاعه آن به این ناحیه معطوف می شود. بنابراین برای اجرای محاسبات عددی و یافتن مقادیر مربوط به ضریب شدت تنش KI در نوک ترک در این ناحیه، مطابق منبع [۴] از دو ترک محیطی<sup>۱</sup> و محوری<sup>۲</sup> با نسبت عمق به ضخامت ۱ به چهار و عمق به طول ۱ به ۳ فرض گردید. شکل (۱-ب)

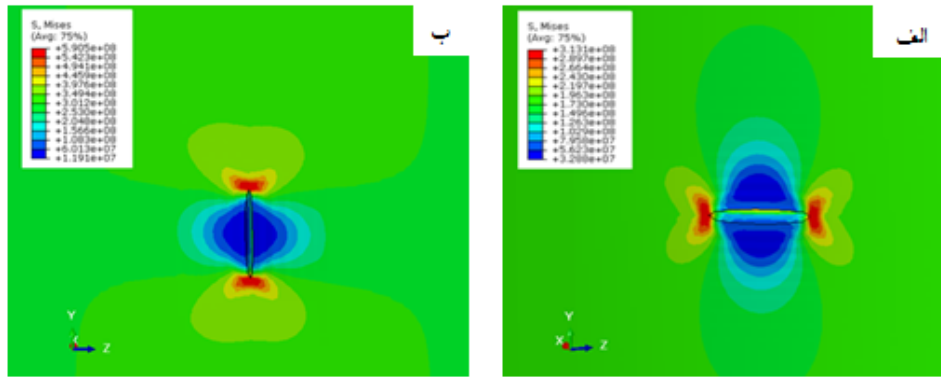


شکل ۲- الف) نحوه توزیع تنش های فون مایز در داخل محفظه بواسطه فشار داخلی (۱۶ مگاپاسکال)، ب) موضع قرار گیری ترک در قسمت downcomer

<sup>۱</sup> Circumferential

<sup>۲</sup> Axial

با اعمال بارگذاری و ایجاد شرایط مرزی و اولیه، نحوه توزیع تنش فون مایز در ناحیه اطراف جبهه ترک در دو حالت محوری و محیطی به صورت زیر خواهد بود. شکل (۳)



شکل ۳ - نحوه توزیع تنش های ایجاد شده در جبهه ترک ناشی از اعمال فشار داخلی برای، الف، ترک محیطی و ب) ترک محوری

بنابراین با توجه به شکل (۳) حداکثر مقادیر ضریب شدت تنش برای ترک های ایجاد شده برابر خواهد بود با:

مقدار مجاز برای عبور از مقادیر ضریب شدت تنش بحرانی محاسبه شده برای راکتور بوشهر می باشد (به جدول ۱ رجوع شود).

جدول ۱- مقادیر ضریب شدت تنش بحرانی محفظه تحت فشار راکتور WWER-۱۰۰۰ در سال های مختلف.

عمر محفظه	۰	۴	۸	۱۲	۱۶	۲۰	۲۴	۲۸	۳۲	۳۶	۴۰
$K_{IC}$	۱۷۴۲۵۸	۵۵۶۲۵	۴۱۵۱۴	۳۳۸۲۸	۲۸۳۸۵	۲۴۵۲۶	۲۱۸۲۱	۱۹۴۱۵	۱۷۷۸۶	۱۶۲۹۵	۱۴۹۲۹

### بحث و نتیجه گیری

- با توجه به محاسبات انجام شده، بیشترین مقادیر تابش نوترون ها و تمرکز تنش حرارتی در ناحیه **downcomer** و **belpline** وجود دارد، بنابراین تمامی محاسبات انجام شده معطوف به این نواحی گردید.
- در طول مدت زمان عمر ۴۰ ساله راکتور مقادیر مربوط به ضریب شدت تنش بحرانی با افزایش دمای انتقال نرمی به تردی ( $T_K$ ) از ۲۵- به ۵۹ درجه سانتیگراد به ترتیب برابر با  $۱۷۴۲۵۸ \text{ MPa}\sqrt{m}$  و  $۱۴۹۲۹ \text{ MPa}\sqrt{m}$  خواهد بود که بیانگر کاهش ۱۲ برابری  $K_{IC}$  می باشد.



- اختلاف زیاد میان ضریب شدت تنش با مقادیر بحرانی آن منجر به عدم رشد ترک (با توجه به شرایط فرض شده از جمله شکل هندسی ترک) می شود.

### مراجع

- [۱] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Integrity of reactor pressure vessels in nuclear power plants: Assessment of irradiation embrittlement effects in reactor pressure vessel steels: IAEA- NP-T-۳,۱۱, IAEA, Vienna (۲۰۰۹).
- [۲] Kfoury A.P., Characteristic crack-tip distances in fracture criteria: Is crack propagation discontinuous, Engineering Fracture Mechanics, ۷۵, ۱۸۱۵-۱۸۲۸ (۲۰۰۸).
- [۳] Regulations for strength calculation of equipment and pipeline of nuclear power plants. PNAGE G-۷-۰۰۲-۸۶, Moscow, Energoatomizdat, ۱۹۸۹.
- [۴] Araneo D., Agresta G., D'Auria F., Fracture Mechanics Analysis for WWER۱۰۰۰ reactor pressure vessel, The ۷-th International Conference "Safety Assurance of NPP with WWER" OKB "GIDROPRESS", Podolsk, Russia ۱۷-۲۰ May, ۲۰۱۱.