

## بسته نرم افزار آموزشی SIMTRANS برای شبیه سازی راکتورهای هسته ای در حالت های گذرا و پایدار

کمال حداد

بخش مهندسی هسته ای دانشگاه شیراز

چکیده: به منظور شبیه سازی حلقه اول نیروگاه های نوع آب سبک تحت فشار (PLWR) بسته نرم افزاری به نام SIMTRANS طراحی و پیاده سازی شد. این نرم افزار با اهداف کاربرد آموزشی به کاربرانی که در زمینه مهندسی هسته ای فعالیت دارند این امکان را می دهد که رفتار و پاسخ سیستم های راکتور نوع System 80 را که تحت ۵ نوع حادثه قرار می گیرد، شبیه سازی و بررسی کنند. حوادثی از قبیل از دست رفتن آب تغذیه، از دست رفتن آب خنک کننده (LOCA)، خاموش شدن پمپ اصلی مدار اولیه و شکسته شدن لوله های مبدل بخار که رایج ترین حوادث در این سیستم ها هستند، برای شبیه سازی در اختیار کاربر است. تغییرات زمانی ۸ پارامتر اصلی سیستم شامل توان حرارتی، فشار سیستم، دمای خطوط گرم و سرد، سطح آب در فشارنده، سطح آب در مبدل بخار، دبی آب در خروجی پمپ و دمای آب در طرف ثانویه مبدل بخار برای آنالیز به صورت جدول و نمودار پس از اجرای حادثه مورد نظر توسط نرم افزار در اختیار کاربر قرار می گیرد. کاربران می توانند با آنالیز رفتارهای زمانی پارامترهای سیستم با رفتار سیستم هنگام وقوع حوادث آشنا شوند و زمینه کار آنها بر روی سیمولاتورهای با ابعاد واقعی فراهم گردد.

واژه های کلیدی: نیروگاه هسته ای PWR، حلقه اولیه، حوادث LOCA، سیستم تأمین بخار هسته ای NSSS، از دست رفتن آب تغذیه FWL

## ۱. مقدمه

شبیه‌سازی کامپیوتری ابزاری است که در زمان نبود روش‌های تجربی می‌تواند کمبودهای علمی را جبران کند. در حقیقت، برنامه‌های کامپیوتری با بیشترین دانش علمی از مسئله فیزیکی ایجاد می‌شوند که یک حقیقت مجازی را متصور می‌سازند و این دانش با آنالیزهای دقیق که در مقیاس‌های کوچکتری از مسئله اصلی انجام می‌شود، به دست می‌آید.

ابزارهای با مبنای کامپیوتری به تدریج از اجزای اصلی و استاندارد آموزشی به شمار آمده‌اند. در سال‌های اخیر، در صنعت مهندسی هسته‌ای قدم‌های بزرگی برداشته شده است تا دامنه وسیعی از تعلیم و تربیت را بر پایه شبیه‌سازی کامپیوتری پیاده کند. آژانس بین‌المللی انرژی (IAEA) نیز از طریق برنامه‌های پژوهشی خود پیاده‌سازی و طراحی تعدادی شبیه‌ساز راکتورهای هسته‌ای را بر عهده گرفته است [۱]. این شبیه‌سازها یا سیمیلاتورها باید قادر باشند بر روی کامپیوترهای شخصی اجرا شوند و پاسخ‌های رفتار گذرا در زمان حادثه یک راکتور را شبیه‌سازی کنند.

سیمیلاتورها به عنوان یک ابزار آموزشی دانشگاه‌ها در موضوعات مربوط به انرژی هسته‌ای نیز به کار گرفته می‌شوند. آموزش سیمیلاتور مهندسان را قادر می‌سازد که بدون دغدغه خاطر با کارکرد عادی و تحت حادثه یک نیروگاه هسته‌ای آشنا شوند و راهکارهای لازم را هنگام وقوع حوادث فراگیرند. نشان داده شده است که ترکیبی از دروس کلاسی و پیاده‌سازی آن بر روی سیمیلاتور بهترین نوع آموزش را برای مهندسان هسته‌ای فراهم می‌سازد.

## ۲. تاریخچه سیمیلاتورهای راکتورهای هسته‌ای

گرچه کارهای اولیه که شامل چندین کد محاسباتی مربوط به صنایع هسته‌ای می‌شود مهم است، لیکن دو شاخه اصلی که تأثیر مهمی بر روی سیمیلاتورهای فعلی داشته‌اند شامل کدهای FLASH و کدهای آزمایشگاه ملی لاس‌آلاموس<sup>۱</sup> یا LANL به نام ICE که مخفف Implicit Continuous Eulerian می‌باشد، بوده است.

کد FLASH که به قسمت طراحی راکتور نیروی دریایی مربوط می‌شود، پایه اولیه‌ای برای کد محاسباتی شناخته شده RELAP [۴] به‌شمار می‌رود که جدیدترین نسخه آن به نام RELAP 5 مهمترین کد در آنالیز ایمنی نیروگاه‌ها محسوب می‌شود. نسخه‌های اولیه این کد حاوی تخمین‌های محافظه کارانه‌ای بوده است که نیازهای اجباری NRC<sup>۱</sup> را پوشش می‌داد، ولی در دهه ۱۹۷۰ که NRC به بهترین تخمین<sup>۲</sup> علاقه‌مند شد، نسخه‌های جدیدتر کد RELAP برای این منظور طراحی شد.

خانواده کد TRAC از شاخه کدهای IEC است که در سال ۱۹۷۴ در LANL طراحی شد. این کد که در نظر بوده است جزئیات محاسباتی بالاتری از RELAP داشته باشد، در عمل آن قدر پیچیده و طولانی شد که تنها برای بررسی کردن پاره‌ای از نتایج RELAP به کار گرفته شد.

چهار برنامه متفاوت از طرف IAEA طراحی شده است که برای انواع راکتورهای آبی تحت فشار PWR، راکتورهای آب جوشان BWR و راکتورهای آب سنگین HWR به کار گرفته می‌شود. کاربرد این سیمپلاتورها به تأمین مشخصه‌های پاسخ نیروگاه‌های خاص محدود می‌شود و برای مقاصد آموزش اپراتور یا ایمنی به کار گرفته نمی‌شوند. در کانادا تعدادی سیمپلاتور برای راکتورهای CANDU طراحی شده است که به نام CARD شناخته می‌شوند. متأسفانه، به دلایل ملاحظات سیاسی، دانشگاه‌ها و مراکز تحقیقاتی ایران از دسترسی به این سیمپلاتورها یا برخی از کدهای مهم محروم هستند.

به دلیل کاربرد وسیع این نوع برنامه‌ها باید کوشش‌های جدی نه تنها برای به دست آوردن آنها، بلکه در طراحی و پیاده‌سازی سیمپلاتورهای مناسب با نیروگاه‌های ایران به کار گرفته شود. در این گزارش نمونه‌ای از این کوشش‌ها که به منظور طراحی و پیاده‌سازی یک سیمپلاتور در دانشگاه شیراز انجام پذیرفته، بیان شده است. شاید این اولین قدم در مدل‌سازی کامل حلقه اولیه یک نیروگاه PWR در ایران باشد، لیکن ساعت‌های زیادی برای بهینه کردن برنامه محاسباتی و پردازش اطلاعات به کار گرفته شده است تا این سیمپلاتور بتواند به‌طور

۱. National Regulatory Commission

۲. Best Estimate

کامل حلقه اولیه<sup>۱</sup> را معرفی کند. طراحی برنامه بر اساس طراحی PWR صورت گرفته است که نیروگاه بوشهر نیز از این نوع می‌باشد.

### ۳. بسته نرم‌افزاری SIMTRANS

برنامه شبیه‌سازی حالت‌های گذرای نیروگاه‌های PWR که SIMTRANS<sup>۲</sup> نامگذاری شده است، یک سیمولاتور سیستم تأمین بخار هسته‌ای (NSSS<sup>۳</sup>) است که مشخصه‌های راکتورهای آب سبک در آن به کار گرفته شده است.

این برنامه با استفاده از مدل سیتیک نقطه‌ای نوترون با شش گروه نوترون تأخیری توان را در کانال گرم<sup>۴</sup> محاسبه و آن را با محاسبات ترموهیدرولیک مربوط به این کانال و حلقه اولیه کوپل می‌کند. تأثیرات فیدبک منفی دما مانند فیدبک دمای سوخت و ماداتور در این محاسبه منظور شده است. در این برنامه از موتور محاسباتی کد CEPAC<sup>۵</sup> که برای حلقه اولیه نیروگاه‌های PWR نوشته شده، استفاده شده است. این کد محاسباتی در دهه ۱۹۸۰-۱۹۹۰ توسط کمپانی Combustion Engineering برای نیروگاه‌هایی نوشته شده که با همکاری کمپانی جنرال الکتریک<sup>۶</sup> طراحی و ساخته شده است. در پیشنهاد اولیه طرح در نظر بود که حالت‌های گذرای توان که ناشی از تغییرات راکتیویته است، شبیه‌سازی شود. در عمل، این امر به دلیل ایجاد نوسانات در محاسبات و ناهمخوانی محاسبات با داده‌های تجربی حذف شده است.

این بسته نرم‌افزاری چهار حالت حادثه یا گذرا<sup>۷</sup> و یک حالت بهره‌برداری نرمال را

---

۱. Primary Loop

۲. SIMulation TRANsient

۳. Nuclear Steam Supply System

۴. Hot Channel

۵. Combustion Engineering Plant Analysis Code

۶. General Electric

۷. Transient

شبيه‌سازی می‌کند. این حالات شامل موارد زیر است:

۱. از دست رفتن آب مدار اولیه در مولد بخار<sup>۱</sup>؛
۲. انواع حوادث از دست رفتن آب خنک‌کننده LOCA شامل شکستگی در لوله گرم<sup>۲</sup> و لوله سرد<sup>۳</sup>؛
۳. خاموش شدن پمپ‌های آب خنک‌کننده<sup>۴</sup>؛
۴. خرابی در لوله‌های مولد بخار<sup>۵</sup>؛
۵. بهره‌برداری پایدار<sup>۶</sup>. همچنین، پس از خاموشی راکتور گرمای استحاله<sup>۷</sup> محاسبه می‌شود.

برنامه SIMTRANS به صورت گرافیک با کاربر ارتباط برقرار می‌کند و در محیط‌های Windows 9X محدود می‌شود. این بسته نرم‌افزاری دارای یک موتور محاسباتی است که کاربر از طریق پنجره‌های خاصی اطلاعات را به آن می‌سپارد و موتور محاسباتی پس از دریافت اطلاعات حالت گذرای خواسته شده را اجرا می‌کند و نتیجه را از طریق پنجره‌های گرافیکی در اختیار کاربر قرار می‌دهد. جزئیات کارکردن با این بسته نرم‌افزاری در همین مقاله به تفصیل بیان شده است. برای شبيه‌سازی حالت‌های گذرای ذکر شده از مشخصات نیروگاه System80<sup>+</sup> ساخت شرکت CE<sup>۸</sup> استفاده شده است.

۱. Steam Generator Feed Water Loss

۲. Hot Leg

۳. Cold Leg

۴. RCP Shut Down

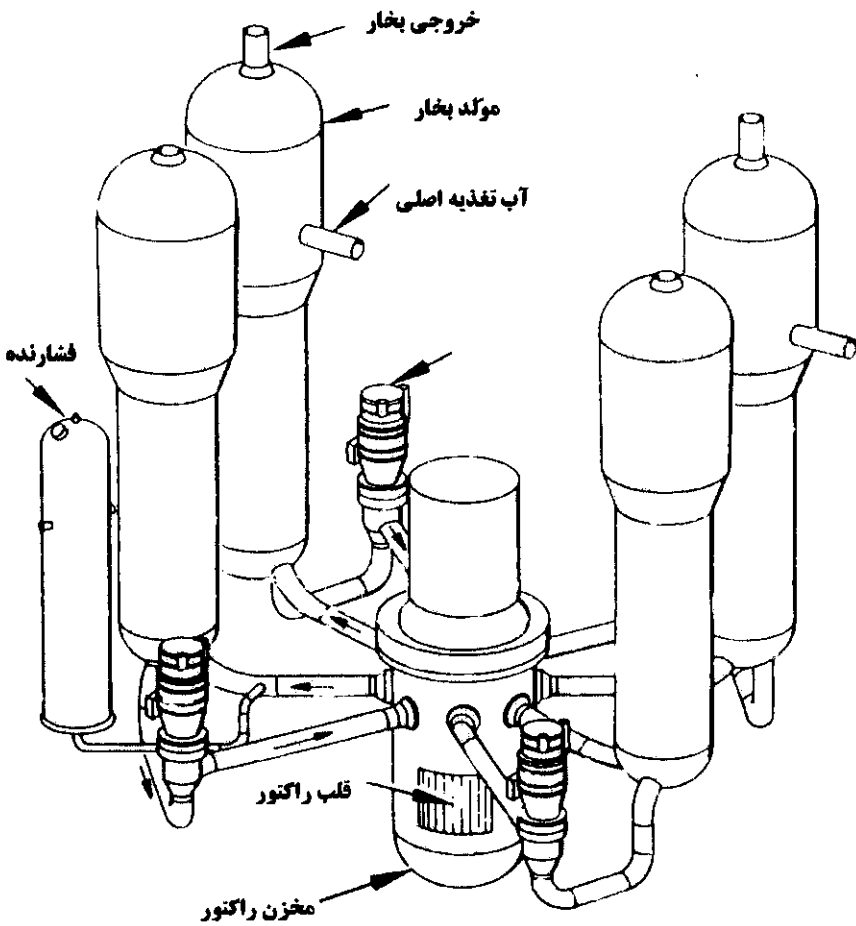
۵. Steam Generator Tube Rupture

۶. Steady State Operation

۷. DECAY HEAT

۸. Combustion Engineering

شماتیک یک سیستم تولید بخار هسته‌ای (NSSS) برای نیروگاه آبی تحت فشار (PWR) در شکل ۱ نشان داده شده است. اساس مدل‌سازی برنامه SIMTRANS تقسیم کردن این سیستم به اجزای آن و نوشتن معادلات حاکم برای هر جزء است. رابطه بین اجزای سیستم با در نظر گرفتن شرایط مرزی آنها معین می‌شود.



شکل ۱. سیستم تأمین بخار هسته‌ای (NSSS)

اجزای اساسی سیستم که در اینجا مورد توجه است، عبارت‌اند از:

۱. قلب راکتور<sup>۱</sup>؛
  ۲. فشارنده<sup>۲</sup>؛
  ۳. مولد بخار<sup>۳</sup>؛
  ۴. پمپ خنک‌کننده راکتور<sup>۴</sup>؛
  ۵. سیستم برداشت گرمای استحاله<sup>۵</sup>؛
  ۶. سیم اضطراری خنک‌کننده قلب شامل سیستم‌های تزریق تحت فشار بالا<sup>۶</sup> و سیستم‌های تزریق تحت فشار پایین<sup>۷</sup>.
- در اینجا به اختصار به روابط معادلات مدل‌سازی اجزا اشاره می‌شود:
۱. قلب راکتور (CORE): مدل سیستیک نقطه‌ای ۶ گروهی با فیدبک‌های دمای سوخت و دمای کندکننده؛
  ۲. فشارنده (PZ): معادلات پیوستگی جرم بخار و مایع، معادلات بقای انرژی و مومنت؛
  ۳. مولد بخار (SG): پیوستگی جرم بخار و مایع معادلات بقای انرژی؛
  ۴. پمپ خنک‌کننده (RC): پیوستگی جرم مایع و بقای مومنت؛
  ۵. سیم برداشت گرمای استحاله (RHR): پیوستگی جرم بخار و مایع، بقای انرژی و مومنت؛
  ۶. سیستم‌های اضطراری، پیوستگی جرم مایع، پیوستگی و بقای مومنت.

۱. Reactor Core

۲. Pressurizer = PZ

۳. Steam Generator = SG

۴. Reactor Cooling Pump = RCP

۵. Residual Heat Removal (RHF)

۶. HPSIS

۷. LPSIS

برای ملاحظه معادلات کامل به مرجع [۱] رجوع شود.

#### ۴. استفاده از بسته نرم‌افزاری SIMTRANS

با اجرای برنامه در محیط‌های ویندوز 9X-2000 یا XP صفحه شروع برنامه ظاهر می‌شود. کاربر ابتدا توسط دگمه تعیین‌شده زمان شبیه‌سازی را بین ۱۰۰ الی ۳۰۰۰ ثانیه معین می‌کند. کاربران مبتدی می‌توانند از وضعیت بهره‌برداری نرمال یا Steady State شروع کنند و سپس به شبیه‌سازی حادثه‌هایی نظیر خرابی Rcp یا از دست رفتن آب تغذیه LOCA و خرابی لوله‌های مولد بخار بپردازند. کاربران پیشرفته می‌توانند بانک اطلاعاتی موجود SIMTRANS را ملاحظه کنند و در صورت نیاز پارامترهای آن را مطابق سیستم مورد نظر خود تغییر دهند.

علاوه بر شبیه‌سازی ۴ نوع حادثه و حالت بهره‌برداری نرمال، این شبیه‌سازی دارای کتاب الکترونیکی<sup>۱</sup> است که تحت‌گزینه More-Education فعال می‌شود. در این کتاب اطلاعات جامعی در زمینه تئوری راکتورهای هسته‌ای از دید عملی و کاربردی گنجانده شده است که به همراه عکس و تصاویر مطالب جامعی از تکنولوژی راکتورهای موجود را در اختیار کاربر قرار می‌دهد. همان‌طور که گفته شد، ۵ وضعیت مختلف شبیه‌سازی حوادث راکتور در اختیار کاربر است که به اختصار شرح داده می‌شود.

#### ۱.۴. حالت پایدار - بهره‌برداری نرمال<sup>۲</sup>

کاربر با تعیین زمان شبیه‌سازی با فشار دادن دگمه Steady State شبیه‌سازی حالت پایدار را شروع می‌کند. حداقل زمان شبیه‌سازی ۱۰۰ ثانیه است و کاربر با ملاحظه نتایج شبیه‌سازی با پارامترهای سیستم نظیر فشار، دما، سطح مولد بخار و فشارنده و مقادیر آنها در بهره‌برداری نرمال آشنا می‌شود.



#### ۲.۴. از دست رفتن آب تغذیه مولد بخار<sup>۱</sup>

کاربر می‌تواند پس از انتخاب زمان حادثه از دست رفتن آب تغذیه در سه حالت را شبیه‌سازی کند.

- حالت اول، از دست رفتن آب تغذیه برای هر چهار مولد بخار است؛
- حالت دوم، از دست رفتن آب تغذیه برای مولد بخار مربوط به مدار فشارنده است؛
- حالت سوم، از دست رفتن آب تغذیه مولد بخار بر روی مدار غیر از فشارنده است.

#### ۳.۴. حادثه از دست رفتن آب خنک‌کننده

در اینجا نیز کاربر پس از تعیین زمان چهار حالت را دبی از دست رفتن آب سرد خنک‌کننده شبیه‌سازی می‌کند.

- حالت اول، شکستن لوله‌های گرم در حلقه‌های ۱ و ۲ - حداکثر LOCA؛
  - حالت دوم، شکستن یکی از لوله‌های گرم؛
  - حالت سوم، شکستن لوله‌های سرد (حلقه فشارنده)؛
  - حالت چهارم، شکستن لوله سرد مربوط به فشارنده.
- میزان سطح مقطع شکستگی بین  $0.15 \text{ft}^2 < A < 0.375$  است که متناسب با دبی از دست رفتن آب می‌باشد.

#### ۴.۴. خاموش شدن پمپ آب خنک‌کننده راکتور<sup>۲</sup>

در اینجا پس از انتخاب زمان می‌توان هر یک از چهار پمپ را خاموش و وضعیت حالت گذرای راکتور را ملاحظه کرد.

#### ۵.۴. خرابی لوله‌های مولد بخار<sup>۳</sup>

خرابی لوله‌های مولد بخار بسیار با اهمیت است و این لوله‌ها مرز مدار اولیه و ثانویه راکتور

۱. Feed Water Loss

۲. RCP Trip

۳. Steam Generator Tube Rupture

هستند و در صورت خرابی، مایعات دو حلقه با یکدیگر مخلوط و مواد پرتوزایی حلقه اولیه به حلقه ثانویه منتقل می‌شود. اختلاف فشار حدود  $1250 \text{ Psi}$  بین دو مدار باعث مخلوط شدن سریع مایعات دو قسمت می‌شود. در این حالت کاربر می‌تواند پس از انتخاب زمان یک یا دو پایه لوله را خراب فرض کند و شبیه‌سازی را انجام دهد.

## ۵. خروجی‌های شبیه‌سازی

چهار نوع خروجی توسط SIMTRANS تولید می‌شود که عبارت‌اند از:

۱. منحنی‌ها<sup>۱</sup>
۲. اعلام خطر‌ها<sup>۲</sup>
۳. جدول داده‌ها<sup>۳</sup>
۴. انیماسیون<sup>۴</sup>

### ۱.۵. منحنی‌ها

منحنی‌های هشت پارامتر اصلی سیستم پس از هر شبیه‌سازی قابل مشاهده است. کاربر هر یک از هشت پارامتر را انتخاب می‌کند و سپس منحنی زمانی آن پارامتر رسم می‌شود. شکل ۲ نشان‌دهنده تغییرات فشار در شبیه‌سازی از دست رفتن آب تغذیه است.

در این نوع منحنی نوع شبیه‌سازی و نوع پارامتر رسم شده به صورت عناوینی منحنی آورده شده است که مستقیماً قابل چاپ باشد. کاربر می‌تواند بلافاصله با انتخاب دیگر پارامترها منحنی‌های تغییرات زمانی آنها را مشاهده کند.

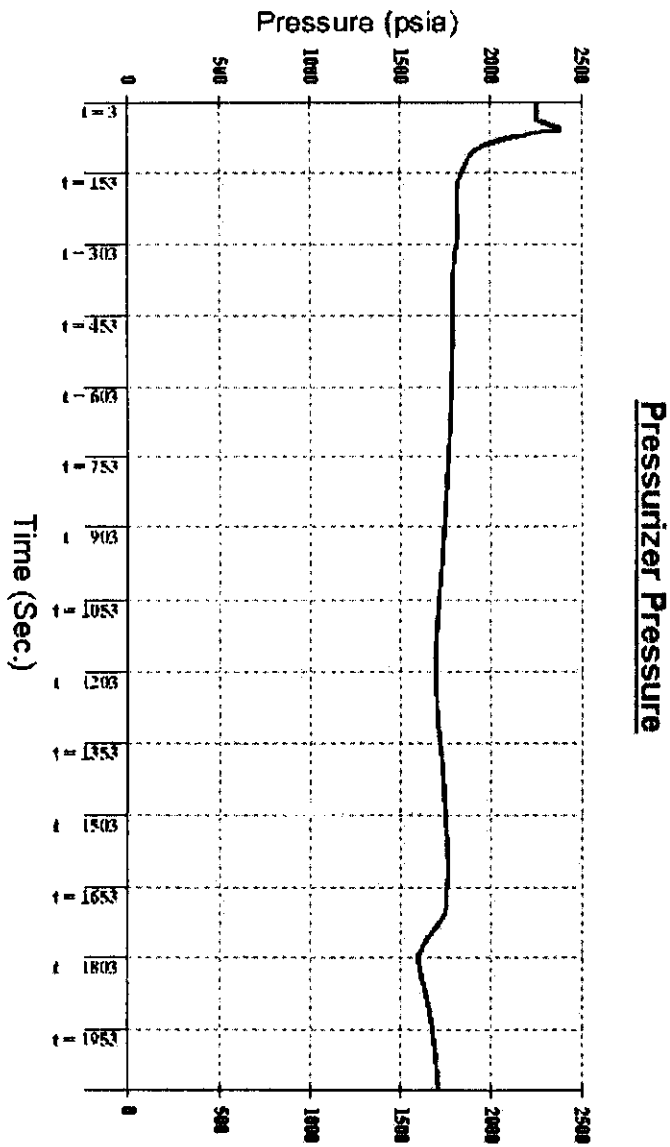
---

۱. Plots

۲. Alarms

۳. Tables

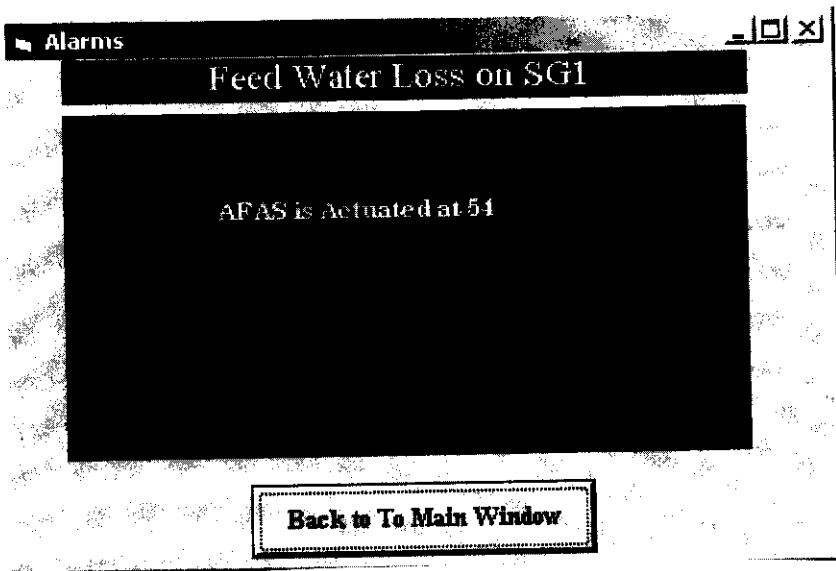
۴. Animation



شکل ۲. منحنی تغییرات زمانی فشار در یک حادثه از دست رفتن آب تغذیه مولد بخار

## ۲.۵.۲.۵. خطاها

پس از شبیه‌سازی هر حادثه خطاها و رفتارهای سیستماتیک سیستم که برای اصلاح خود عملیاتی را انجام می‌دهد، در قسمت خطاها نشان داده می‌شود. برای مثال، پس از شبیه‌سازی حادثه از دست رفتن آب تغذیه، راکتور به واسطه پایین بودن سطح آب مولد بخار در ثانیه ۵۳ خاموش و سیستم کمکی آب تغذیه در یک ثانیه بعد فعال می‌شود. شکل ۳ نمونه‌ای از خطاها را نشان می‌دهد.



شکل ۳. نمایشگر خطاها در شبیه‌سازی راکتورهای هسته‌ای در حالت گذرا و پایدار

### ۳.۵. جداول

در صورت نیاز به انتقال داده‌های نتایج شبیه‌سازی کاربر با استفاده از این اختیار می‌تواند داده‌ها را در یک صفحه گسترده Excel ملاحظه و آنها را به برنامه مورد نظر منتقل کند. در این جدول نیز هر یک یا تمام پارامترهای سیستم بر حسب زمان توسط کاربر به جدول کشیده می‌شوند.

### ۴.۵. انیماسیون

در دست طراحی است.

### ۵.۵. منوی بالای برنامه

کاربر می‌تواند بدون استفاده از ماوس، از این منوگزینه‌ها و اختیارات شبیه‌سازی را انتخاب کند و شبیه‌سازی را انجام دهد. در منوی More گزینه Education موجود است که یک صفحه در قالب متن فعال شده را در اختیار کاربر قرار می‌دهد و کاربر اطلاعات مورد نیاز در زمینه تکنولوژی راکتورهای هسته‌ای را در صفحات این کتاب الکترونیکی جستجو می‌کند.

### ۶.۵. دسترسی به نرم‌افزار

نرم‌افزار یادشده از طریق معاونت پژوهشی دانشگاه شیراز و با مکاتبه به آدرس پستی زیر برای مؤسسات آموزشی به‌طور رایگان و برای سایر مؤسسات قابل تهیه است.

hadadk@shirau.ac.ir

### مراجع

1. V.G. Ranson, Course A - Numerical Modeling of Two-Phase Flows For Presentation at Ecole d'Ete d'Analyse Numerique, EGG-EAST-8546, May 1989.
2. M. Ishii, Terimo-Fluid Dynamic Theory of Two-Phase Flow, Collection de la Direction des Etudes d'Recherches of Electricite de France, 1975.

3. F.H. Harlow and A.A. Amsden, Flow of Interpenetrating Material Phases, Journal of Computational Physics, No. 18, pp. 440-464, 1975.
4. S.R. Behling et al., Relap4/Mod7 - A best Estimate Computer Program to Calculate Thermal and Hydraulic Phenomena in Nuclear Reactor or Related Systems, NUREG/CR - 1988 EGG-2088, Aug. 1981.

(تاریخ دریافت مقاله: ۸۱/۱۰/۷)