

SID



سرویس های ویژه



سرویس ترجمه تخصصی



کارگاه های آموزشی



بلاگ مرکز اطلاعات علمی



عضویت در خبرنامه



فیلم های آموزشی

کارگاه های آموزشی مرکز اطلاعات علمی جهاد دانشگاهی



مباحث پیشرفته یادگیری عمیق؛ شبکه های توجه گرافی (GAN)

مباحث پیشرفته یادگیری عمیق؛
شبکه های توجه گرافی
(Graph Attention Networks)



آموزش استفاده از وب آو ساینس

کارگاه آنلاین آموزش استفاده از
وب آو ساینس



کارگاه آنلاین مقاله روزمره انگلیسی



تحلیل عدم قطعیت و آنالیز حساسیت در سیستم ایمنی راکتورهای هسته ای در طی یک حادثه مبنای طرح

حسین خامه^۱، کامران سپانلو^۲، احسان ظریفی^{۲*}

۱- دانشگاه آزاد اسلامی واحد علوم و تحقیقات تهران، دانشکده فنی و مهندسی، گروه مهندسی هسته ای-راکتور

۲- سازمان انرژی اتمی ایران، پژوهشگاه علوم و فنون هسته ای

خلاصه

روشهای ریاضی و تحلیلی متعدد و پیچیده ای برای شناخت فرآیند ایمنی راکتورهای هسته ای تا به امروز ارائه شده است. تحلیل ایمنی راکتورهای هسته ای بر اساس چنین روش هایی، همواره توأم با خطای نسبی بوده که برآورد این خطای نسبی به عنوان "عدم قطعیت" در علوم مهندسی شناخته می شود. بنابراین تعیین منابع عدم قطعیت می تواند گامی اولیه در تحلیل قابلیت اطمینان در عملکرد یک راکتور هسته ای باشد. این مقاله به بررسی دو روش ارزیابی عدم قطعیت آماری و قطعی می پردازد و توصیه هایی برای انتخاب یک روش عدم قطعیت، داده می شود و به روند ارزیابی بهترین برآورد عدم قطعیت در تحلیل ایمنی راکتورهای پیشرفته می پردازد.

کلمات کلیدی: عدم قطعیت، آنالیز حساسیت، حوادث مبنای طرح، ایمنی هسته ای

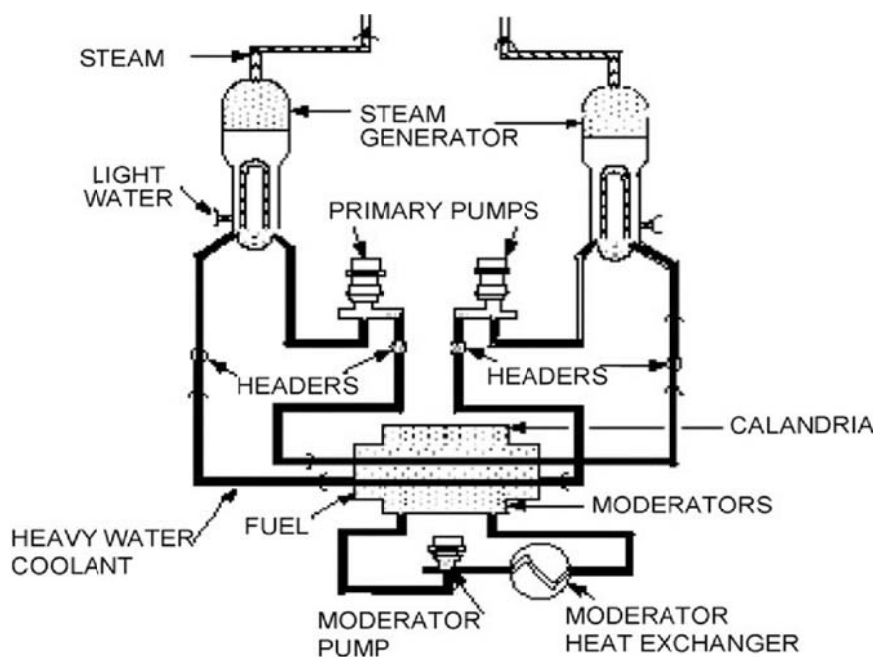
۱. مقدمه

در مراحل طراحی یک راکتور هسته ای، پدیده هایی وجود دارند که ماهیت اصلی آنها مشخص است ولی به دلیل وجود یک یا چند پارامتر عدم قطعیت در این پدیده ها، محاسبات ایمنی راکتور که یکی از مهمترین گام های طراحی یک راکتور هسته ای است، ممکن است دچار خطا شود [۱]. جهت حصول اطمینان از عملکرد واقعی راکتور و سیستم های ایمنی آن در طی یک سری حوادث (حوادث مبنای طرح) لازم است هر یک از این پارامترها و پدیده های عدم قطعیت در مدل ایمنی راکتور که عموماً توسط کدهای انتگرالی نظیر RELAP5 [۲]، با یک روش خاص آنالیز و ارزیابی می شود. در سال های اخیر روش های مختلفی از عدم قطعیت ارائه شده است. یکی از استانداردهای رایج ترین روش ها جهت ارزیابی پارامترهای عدم قطعیت، استفاده از روش مونت کارلو و جایگزینی اعداد تصادفی به جای پارامتر عدم قطعیت است. جهت کاهش حجم محاسبات که در یک مدل استاندارد آنالیز عدم قطعیت که گاهاً چند روز به طول می انجامد، از تکنیک انتخاب پارامترهای مهم که توسط مدل هیرارچو انجام می شود، استفاده می شود. در ضمن جهت کاهش محاسبات تعداد اعداد تصادفی جایگزین پارامترهای فوق را توسط فرمول پیشنهادی WILK [۳] به صد آنالیز کاهش می یابد.

* Corresponding author
Email: ezarifi@aeoi.org.ir

در این گزارش ضمن معرفی انواع روش های متداول آنالیز عدم قطعیت به آنالیز حساسیت و عدم قطعیت یک راکتور نمونه PHWR پرداخته می شود. سیستم برداشت حرارت در یک راکتور ۲۲۰ مگاوات الکتریکی PHWR شامل تعدادی کانال موازی در ۸ حلقه می باشد، که هرمدار نیز شامل یک مولدبخار و پمپ می باشد. نمای کلی سیستم برداشت حرارت در این راکتور در شکل ۱ آمده است [۴].

با توجه به شکل (۱) مشخص است که قسمت ورودی این کانال ها به ورودی راکتور وصل می باشد و همچنین قسمت خروجی این کانال ها به قسمت خروجی راکتور متصل است. ایمنی اولیه برای هر راکتور هسته ای به دلیل نگرانی از احتمال نشت و پخش مواد رادیو اکتیو به محیط در طول حوادثی مانند large break LOCA و... است. این حوادث زمانی اتفاق می افتد که طراحی زیر حد استاندارد برای سیستم خنک کننده باشد [۲].



شکل ۱- نمایی از سیستم برداشت حرارت در راکتور PHWR

۲. روش تحقیق

۱.۲ روش های آنالیز عدم قطعیت

عموماً از سه روش WILKS، سطح پاسخ و روش مستقیم مونت کارلو برای آنالیز عدم قطعیت ایمنی بهره می برند که در ادامه به آن پرداخته می شود.

۱.۱.۲ روش WILKS

بازه تصادفی (L, U) را در نظر گرفته می شود که حاوی احتمال β در کسری از γ از جمعیت مورد مطالعه باشد. احتمال و کسر β و γ معیار های انتخاب شده توسط تحلیلگر براساس میزان اطمینان مطلوب است. فرض می شود حد تیرانس γ ، برای میزان احتمال β از یک نمونه محدود S_1 با ابعاد N ، L و U باشد. احتمال β که حداقل به تعداد γ از جمعیت X در یک نمونه نامحدود بزرگتر S_2 موجود باشد در بازه L تا U قرار می گیرد و از رابطه زیر محاسبه می گردد [۳]:

$$P\left(\int_L^U f(x)dx \geq \gamma\right) = B \quad (1)$$

در رابطه (۲)، $f(x)$ تابع چگالی احتمال برای متغیر تصادفی x است.

$$N \geq \frac{\log(1-\beta)}{\log(\alpha)} \quad (2)$$

با توجه با رابطه (۲)، زمانی N کم ترین مقدار را خواهد داشت که مقدار α در بیشینه مقدار خود باشد. در این رابطه α احتمال و β میزان اطمینان است. اگر مقدار α و β هر کدام ۹۵٪ باشد، می توان نوشت:

$$N \geq \frac{\log(1-0.95)}{\log(0.95)} \Rightarrow N \geq 58.404 \cong 59 \quad (3)$$

این رابطه که شامل سه پارامتر مستقل و یک مقدار تصادفی است، نشان می دهد حداقل تعداد ۵۹ بار باید عمل محاسبات تکرار شود.

۲.۱.۲. روش سطح پاسخ

برای مدل های پیچیده، استفاده از مدل های کامپیوتری برای تجمع هر پارامتر ورودی عدم قطعیت نمونه گیری شده، می تواند بسیار پرهزینه باشد. بنابراین گاهی لازم است که یک مدل پیچیده را با یک مدل جانشین، جایگزین نمود. این مدل جانشین شرایط فیزیکی مشابهی را از مدل کامل ارائه می نماید با این تفاوت که از شرایط ساده کننده به دست آمده است که باعث می شود محاسبه مدل جدید بسیار سریعتر از مدل اصلی صورت پذیرد در نتیجه بهای این کار کاهش دقت و بازه قابل کاربرد است [۵].

روش سطح پاسخ، یک مدل جانشین ساده شده را با پیمودن سه مرحله زیر ارائه می نماید:

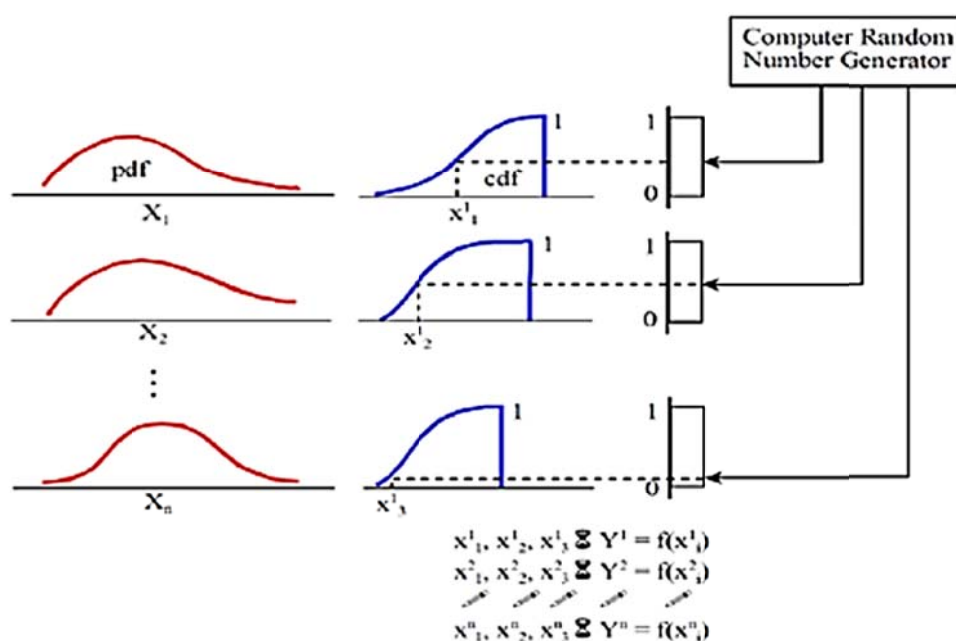
۱. داده های ورودی، ارزیابی و مقدار دهی می شوند تا مواردی که بیشترین تاثیر را در پاسخ مدل دارند مشخص شوند و در نتیجه یک مجموعه برای بیان پارامترهای ورودی نامطمئن به دست می آید.
۲. پاسخ مدل کامل روی یک بازه از نمونه های فضای نمونه ای پارامتر ورودی مورد ارزیابی می گردد.
۳. این پاسخ ها برای تولید یک بیان خطی که تقریب کافی از پاسخ ها در بازه مورد نظر ارائه می دهند. این بیان خطی مدل، سطح پاسخ را تشکیل می دهد.

$$y = \sum_{i,j=0}^3 a_{ij} x_i x_j \quad (4)$$

۳.۱.۲. روش مونت کارلو

برای محاسبه عدم قطعیت در ریز مدل ها و پارامترهای ورودی، لازم است محاسبات از طریق کد تجمع یابند. رفتار دینامیکی کدهای مربوط به حوادث شدید، در هر گام زمانی حل مسئله، خطای انباشته شده در عدم قطعیت را به بازه زمانی دیگر انتقال می دهند و بسته به نوع نیروگاه، مشخصات سیستم و نوع نرم افزارهای بکار رفته، تجمع عدم قطعیت به نتایج متفاوتی منجر می گردد. نوع و منابع عدم قطعیت و اطلاعات موجود نیز به شدت نتایج را تحت تاثیر قرار می دهند. روش مونت کارلو رهیافت متفاوتی برای بدست آوردن نمونه، از منابع عدم قطعیت دارد و بسته به نوع نمونه گیری، اسامی مختلفی به خود می گیرد از جمله نمونه گیری ساده، فوق مکعب و نمونه گیری بر اساس روش مونت کارلو که ساده ترین روش برای عدم قطعیت پارامترهای می باشد. نمونه گیری تصادفی پارامترها از داده ورودی ایجاد می شود. برای هر

مجموعه از پارامترهای ورودی مدل کاملی اجرا می گردد تا نمونه های پاسخ خروجی را تولید نماید. از معایب این روش زمان بر بودن آن است با این وجود یک روش آسان و در نتیجه به صرفه تر در میان روش های موجود می باشد [۶]. در این روش زمانی، که عدم قطعیت در پارامترهای خروجی مدل به شدت متاثر از عدم قطعیت در پارامترهای ورودی می باشد، حائز اهمیت است. ایراد این روش در این است که برای بدست آوردن واریانس های کوچک، تعداد دفعات اجرای برنامه نسبتاً زیاد است. اگر از یک روش کاهش واریانس به جای نمونه گیری تصادفی ساده استفاده شود، هزینه محاسباتی نیز کاهش می یابد که نمونه گیری لایه ای و فوق مکعب از این جمله می باشند. ایده اصلی برای شبیه ساز مونت کارلو در شکل ۲ نشان داده شده است.



شکل ۲- نمونه گیری به روش مونت کارلو

روش کلاسیک مونت کارلو برای بدست آوردن عدم قطعیت Y در تابعی به فرم $Y = f(x_1, x_2, \dots, x_n)$ که x_i ها پارامترهای ورودی مدل هستند از طریق مراحل زیر انجام می پذیرد [۵] [۶]:

۱. برای هر پارامتر ورودی یک نقطه از توزیع انتخاب می شود.
۲. مقدار متناظر برای Y از طریق محاسبه تابع $Y = f(x_1, x_2, \dots, x_n)$ محاسبه می گردد.
۳. مراحل ۱ تا ۲ برای دفعات کافی تکرار می شود (به عنوان نمونه ۱۰۰۰ بار) تا اینکه نمونه بزرگی از Y بدست آید.
۴. با استفاده از نمونه بدست آمده در مرحله ۳ و با انتخاب سطح اطمینان مناسب، حد اطمینان برای مقدار خروجی به دست می آید.

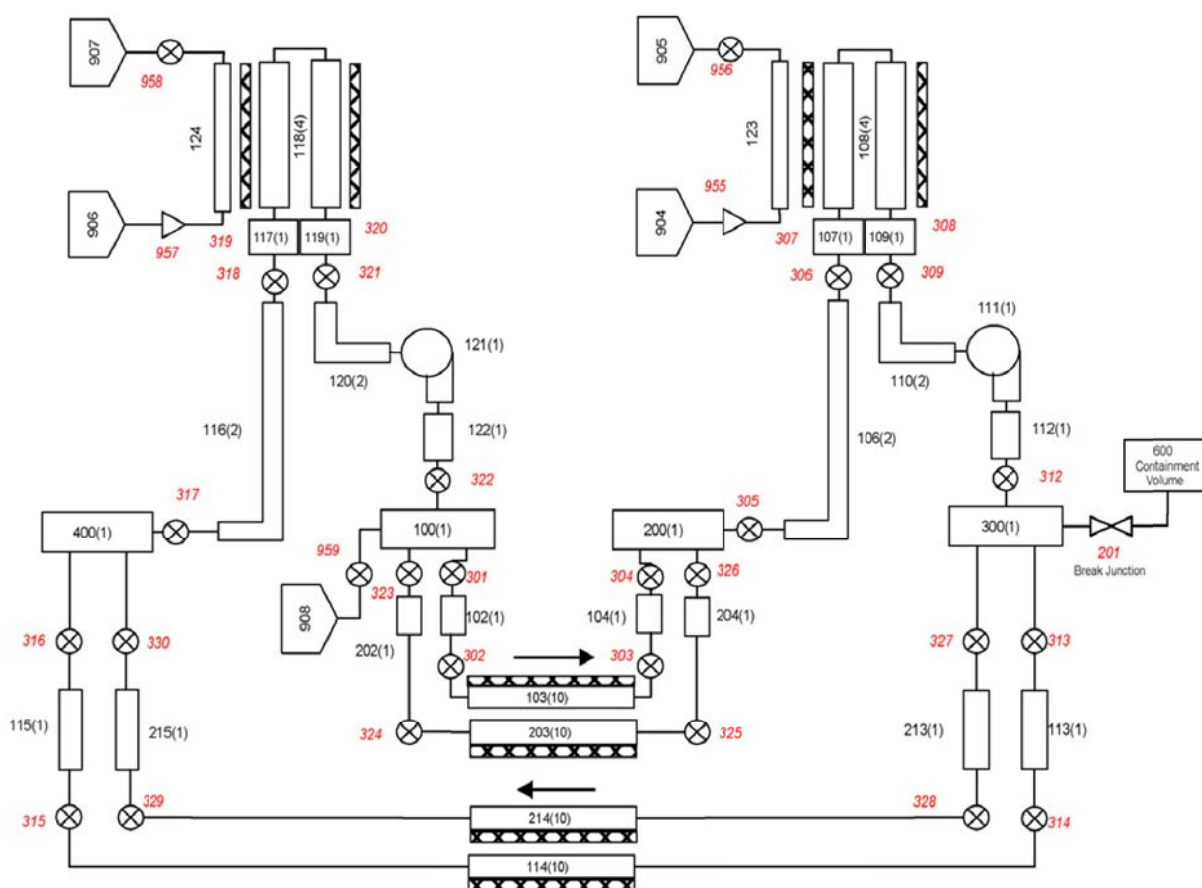
۲.۲. شبیه سازی

نُدبندی سیستم برداشت حرارت اولیه در راکتور PHWR در کد RELAP5 در شکل ۳ نشان داده شده است. مدلسازی قسمتهای مختلف محفظه تحت فشار راکتور، لوله های خنک کننده و مولدبخار با در نظر گرفتن مشخصات هندسی آن، پارامترهای هیدرودینامیکی و انتقال حرارت بین اجزاء و سیال خنک کننده انجام شده و شرایط کاری نیروگاه به عنوان شرایط مرزی لحاظ شده است. در این مدلسازی ۱۵۳ حجم کنترلی با ۱۵۲ اتصال در نظر گرفته شده است. بر

۱۵۳ کانال، ۱۵۲ کانال برای ساختن مسیر کانال مورد استفاده قرار می گیرند [۵]. اطلاعات مربوط به سیستم برداشت حرارت اولیه در مدلسازی راکتور در جدول ۱ نشان داده شده است.

شاخص های قابل قبول برای سیستم برداشت حرارت اضطراری (ECCS) به صورت زیر می باشد:

- ۱- دمای غلاف سوخت باید کمتر از ۱۲۰۴ درجه سانتیگراد (۱۴۷۷ کلوین) باشد.
- ۲- شاخص های اکسید شدن برای مواد غلاف باید کمتر از ۱۷ درصد باشد.
- ۳- هیدروژن تولید شده نباید بیشتر از ۰.۰۱ در واحد زمان گردد.
- ۴- هندسه خنک کننده قلب باید تحت هر شرایطی حفظ گردد.
- ۵- خنک سازی بلند مدت قلب راکتور باید به طور دائم حفظ گردد.

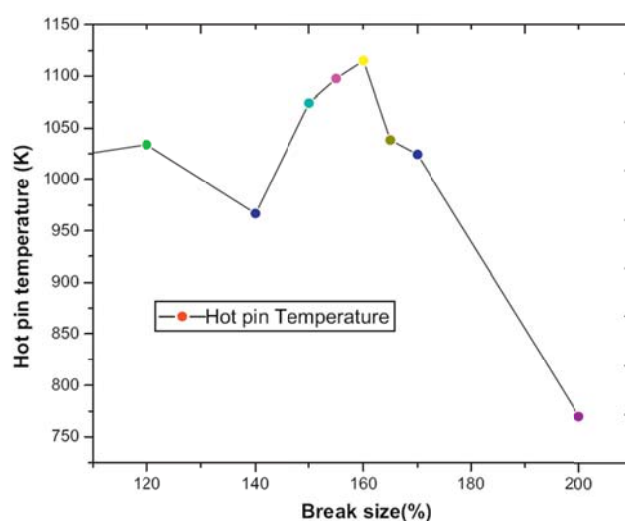


شکل ۳- طرح شبیه سازی برداشت حرارت در راکتور به وسیله کد RELAP5

جدول ۱- اطلاعات مربوط به سیستم برداشت حرارت اولیه در مدلسازی راکتور با کد RELAP5

شماره مولفه	شماره مربوط	حجم کنترلی
۱۰۳.۱۱۴	۱۰	متوسط کانال های قلب
۱۰۰.۳۰۰	۱	ورودی
۲۰۰.۴۰۰	۱	خروجی
۱۰۳.۱۰۵.۱۱۳.۱۱۵	۱	ورودی و خروجی آب تغذیه
۱۰۶.۱۱۶	۲	لوله های خروجی از محفظه راکتور به مولد بخار
۱۰۷.۱۰۹.۱۱۷.۱۱۹	۱	مخزن آب مولد بخار
۱۰۸.۱۱۸	۴	لوله های مولد بخار
۱۱۰.۱۲۰	۲	لوله های اتصالی بین مخزن آب مولد بخار تا ورودی پمپ
۱۱۱.۱۲۱	۱	سیستم پمپ و برداشت حرارت
۱۱۲.۱۲۲	۱	خط تخلیه پمپ به راکتور
۷۰۱.۸۰۱	۵	قسمت رایزر مولد بخار
۷۰۲.۸۰۲	۱	جداکننده بخار
۷۰۳.۸۰۳	۴	ناحینه پایین رونده
۷۰۴.۸۰۴	۱	اکونومایزر
۷۰۵.۸۰۵	۵	درام بخار در مولد بخار
۷۰۶.۸۰۶	۱	خطوط لوله بخار

در شکل ۴ بیشینه دمای غلاف سوخت بر حسب میزان شکستگی لوله خنک کننده مدار اول نشان داده شده است. همانطور که ملاحظه می گردد بیشترین افزایش دمای غلاف در حالت شکستگی ۱۶۰ درصد رخ می دهد، بنابراین در محاسبات عدم قطعیت حالت ۱۶۰ درصد مورد بررسی قرار می گیرد.



شکل ۴- بیشینه دمای غلاف سوخت بر حسب میزان شکستگی لوله

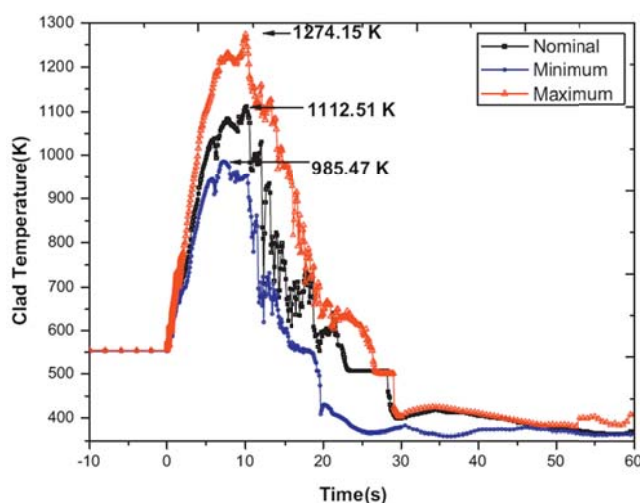
عدم قطعیت در بیشینه دمای سوخت به انرژی ذخیره شده در سوخت وابسته است. ۶ پارامتر مهمی که در آنالیز حساسیت در نظر گرفت می شود عبارتند از: (۱) توان حرارتی رآکتور (۲) رسانندگی حرارتی سوخت (۳) ضریب انتقال حرارت گپ بین سوخت و غلاف (۴) ضریب تخلیه زیر ناحیه اشباع (۵) ضریب تخلیه دوفازی و (۶) گرمای واپاشی پس از خاموشی رآکتور.

نتایج حاصل از آنالیز حساسیت در جدول ۲ نشان داده شده است. بر اساس جدول ۳ ملاحظه می گردد که در توان اسمی بیشینه دمای سوخت ۱۱۱۲.۵ کلوین است و با در نظر گرفتن شش متغیر و حتی در مورد سه پارامتر اول (توان رآکتور، رسانندگی حرارتی سوخت و انتقال حرارت گپ)، بیشینه دمای غلاف کمی بیش از مقدار آن در توان اسمی می باشد. نتایج این بررسی در جدول ۲ نشان داده شده است.

جدول ۲- نتایج آنالیز حساسیت

دمای داغ ترین میله سوخت (بر حسب کلوین)	کمیت ها در ۱۶۰ درصد LOCA	
۱۱۱۲.۵۱	۱۰۰	توان اسمی رآکتور
۱۰۱۶.۷۶	۹۵	
۱۱۸۴.۳۴	۱۰۵	
۱۱۳۲.۵۷	۷۰	رسانندگی حرارتی سوخت
۹۸۸.۵۰۳	۱۳۰	
۱۲۱۱.۲۲	۴۰	انتقال حرارت گپ
۱۱۱۵.۸۹	۸۰	
۱۰۷۶.۸۷	۱۲۰	
۱۰۷۸.۴۲	۹۰	گرمای واپاشی پس از خاموشی رآکتور
۱۰۵۴.۱۴	۱۱۰	

نمونه گیری تصادفی ساده برای تولید ۵۹ مجموعه برای سه متغیر مستقل (توان رآکتور، هدایت حرارتی سوخت و انتقال حرارت گپ) به عنوان توزیع های احتمالی استفاده شده است. این ۵۹ مجموعه از پارامترهای ورودی برای به دست آوردن ۹۵ درصد میزان بیسنه دمای غلاف با ۹۵٪ قابلیت اطمینان مورد نیاز است. کد RELAP۵ برای حالت های گذرا در ۵۹ مجموعه از متغیرهای ورودی استفاده شده است و میزان بیشینه دمای غلاف در هر مرحله ثبت شده است. بیشینه دمای غلاف از ۵۹ اجرای کد در کاهش مراحل مورد بررسی قرار گرفته است. با توجه به تعداد بالای جداول حاصل، یک مقدار برای بیشینه دمای غلاف با احتمال بیش از ۹۵ درصد (با اطمینان ۹۵٪) در نظر گرفته شد که برابر ۱۲۷۴ کلوین بود. این مقدار با اختلاف ۲۰۳ کلوین بدست آمد. این مقدار کوچکتر از حد مجاز ۱۴۷۷ کلوین دمای غلاف می باشد. در شکل ۵ تغییرات دمای غلاف بر حسب زمان با عدم قطعیت نشان داده شده است.



شکل ۵- عدم قطعیت در دمای غلاف سوخت بر حسب زمان

۴. نتیجه گیری

روش های مختلفی برای آنالیز عدم قطعیت وجود دارد که در این مقاله به آنها پرداخته شد. هر کدام از این روش ها دارای مزایا و معایبی بسته به نوع روش آن دارا می باشند. هدف آنالیز عدم قطعیت شناخت و تعیین کمیت همه پارامترهای عدم قطعیت که دارای اهمیت بالایی می باشند، است. توسعه آنها در محاسبات با کدهای کامپیوتری، احتمال توزیع و ایجاد محدوده ها را در نتایج کدها فراهم می نماید. ارزیابی محدوده ایمن، معیارهایی را در ایمنی رآکتور به وجود می آورد. آنالیز عدم قطعیت در صورتی که محاسباتی در خصوص توانائی پیش بینی، نظیر ماکزیمم دمای غلاف از طریق "بهترین تخمین" با کدهای محاسباتی ترموهیدرولیکی قابل تعیین باشد، مورد نیاز می باشد. در غیر این صورت برای پذیرش تک مقدارهای شناخته شده صحیح، می توان آنها را بوسیله مقایسه با محدودیت های ارائه شده توسط سازنده نیروگاه بررسی نمود.

۵. مراجع

۱. Boyack, B.E., Catton, I., Duffey, R.B., Griffith, P., Katsma, K.R., Lellouche, G.S., Levy, S., Rohatgi, U.S., Wilson, G.E. (۱۹۹۰). Quantifying reactor safety margins. Nuclear Engineering and Design ۱۱۹, ۱-۱۱۷ (part ۱-۶).
۲. Ransom, V.H. Wagner, R.J. Trapp, J.A. Johnsen, G.W. Miller, C.S. Kiser, D.M. and Riemke, R.A. (۱۹۹۰). RELAP۵/MOD۳: code manual: user guide and input requirements
۳. Wilk, S.S. (۱۹۴۱). Determination of sample sizes for setting tolerance limits. The Annals of Mathematical Statistics ۱۲, ۹۱-۹۶.
۴. Hong, Le Van, Chatterjee, B. (۲۰۰۲). Large LOCA analysis of Indian pressurized heavy water reactor-۲۲۰ MWe. Nuclear Science and Technology ۱ (۱), ۱۲-۱۷.
۵. OECD/CSNI (۲۰۱۱). Workshop on Best Estimate Methods and Uncertainty Evaluations.

٦. LEE, S.W., CHUNG, B.D., BANG, Y.S., BAE, S.W. (٢٠١٤). ANALYSIS OF UNCERTAINTY QUANTIFICATION METHOD BY COMPARING MONTE-CARLO METHOD AND WILKS' FORMULA, Nuclear Engineering and Technology, ٤٦ (٤), ٤٨١-٤٨٨.
٧. Trivedi, A.K. Srivastava, A., Lele, H.G., Kalra, M.S., Munshi P. (٢٠١٢). Uncertainty analysis of large break LOCA for pressurized heavy water reactor, Nuclear Engineering and Design, ٢٤٥, ١٨٠-١٨٨.

SID



سرویس های
ویژه



سرویس ترجمه
تخصصی



کارگاه های
آموزشی



بلاگ
مرکز اطلاعات علمی



عضویت در
خبرنامه



فیلم های
آموزشی

کارگاه های آموزشی مرکز اطلاعات علمی جهاد دانشگاهی



مباحث پیشرفته یادگیری عمیق؛
شبکه های توجه گرافی
(Graph Attention Networks)



کارگاه آنلاین آموزش استفاده از
وب آوساینس



کارگاه آنلاین مقاله روزمره انگلیسی