

## شبیه سازی و تحلیل آزمایش اختلاط سیال خنک کننده در محفظه فشار راکتور نیروگاه هسته ای بوشهر با استفاده از نرم افزار ANSYS CFX 18.0

محمد خالوندی\*<sup>۱</sup>، محمدباقر غفرانی<sup>۲</sup>، محمدرضا نعمت اللهی<sup>۳</sup>، حسن سعادت<sup>۱</sup>

<sup>۱</sup> گروه مهندسی هسته ای، دانشکده مهندسی مکانیک، دانشگاه شیراز، شیراز، ایران  
<sup>۲</sup> گروه مهندسی هسته ای، دانشکده مهندسی انرژی، دانشگاه صنعتی شریف، تهران، ایران  
<sup>۳</sup> مرکز تحقیقات ایمنی دانشگاه شیراز، شیراز، ایران

تاریخ دریافت: ۱۴۰۰/۶/۱۴

تاریخ پذیرش: ۱۴۰۱/۶/۱۴

### چکیده

در راکتورهای PWR عوامل مختلفی مانند افزایش یا کاهش برداشت حرارت از مدار اولیه، باعث بروز پدیده اختلاط سیال خنک کننده در محفظه فشار راکتور می شود. تعیین میزان اختلاط شکل گرفته از حیث حفظ ایمنی و کنترل راکتور بسیار حائز اهمیت است. در این پژوهش تست ترموهیدرولیکی اختلاط سیال خنک کننده در محفظه تحت فشار راکتور نیروگاه هسته ای بوشهر با نرم افزار ANSYS CFX 18.0 به صورت سه بعدی شبیه سازی شده است. در این تست، اختلاط سیال ناشی از کاهش برداشت حرارت از مدار اولیه توسط مدار ثانویه بررسی می شود. هدف این پژوهش محاسبه توزیع دمای سیال خنک کننده، ضرایب اختلاط (درصد اختلاط) بین حلقه های مدار اولیه و هم چنین تمام پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال خنک کننده در تمام نقاط راکتور از جمله قلب که بسیار حائز اهمیت است، می باشد. بدین منظور هندسه کامل راکتور و اجزای داخلی آن به صورت دقیق مدل می شود و با استفاده از نرم افزار CFX، معادلات جریان داخل راکتور حل می گردد. معادلاتی که برای جریان حل می شوند، معادلات ناویر-استوکس متوسط گیری شده توسط رینولدز به همراه معادلات مدل آشفتگی دو معادله ای SST k- $\omega$  می باشد. با مقایسه نتایج به دست آمده حاصل از شبیه سازی و نتایج تجربی حاصل از تست راه اندازی مربوطه در نیروگاه بوشهر، متوسط خطای به دست آمده در محاسبه ضرایب اختلاط بین حلقه ها ۴۵/۶ درصد و برای ورودی قلب ۹۲/۱۰ درصد می باشد. این درصد خطا با توجه به کارهای مشابه و هم چنین ساده سازی های صورت گرفته در حین شبیه سازی، مطلوب و قابل اعتماد است.

**واژه های کلیدی:** اختلاط سیال، محفظه فشار راکتور، نیروگاه هسته ای بوشهر، توزیع دمای خنک کننده، ضرایب اختلاط، CFX.

### ۱- مقدمه

در جدول ۱ فهرستی از علل وقوع اختلاط سیال در راکتور آورده شده است. تعیین میزان اختلاط شکل گرفته از حیث حفظ ایمنی و کنترل راکتور بسیار حائز اهمیت است. لذا در این پژوهش تست ترموهیدرولیکی اختلاط سیال خنک کننده در محفظه تحت فشار راکتور نیروگاه هسته ای بوشهر که یک راکتور-VVER 1000 مدل V-446 می باشد، با نرم افزار ANSYS

یکی از کاربردهای مهم CFD در صنعت هسته ای بررسی پدیده اختلاط سیال در محفظه فشار راکتورهای PWR می باشد. عوامل مختلفی باعث وقوع این پدیده می شود که از جمله مهم ترین عوامل آن، افزایش یا کاهش برداشت حرارت از مدار اولیه و یا تغییرات غلظت اسید بوریک در مدار اولیه می باشد (CNSC. 2014).

جدول ۱. عوامل به وجود آورنده اختلاط سیال در راکتور (CNSC.2014)

دسته بندی رویداد	شرح رویداد	نوع رویداد	پیامد
افزایش برداشت حرارت	سپهوی باز شدن شیرهای اطمینان بخار	AOO	کاهش دمای مدار
	سپهوی باز شدن کامل شیر کنترل آب تغذیه	AOO	مدار اولیه
توسط مدار ثانویه	افزایش دبی بخار به دلیل خرابی سیستم کنترل فشار شکست خط لوله بخار	AOO	افزایش دمای مدار اولیه
	توقف پمپ آب تغذیه	AOO	افزایش دمای مدار اولیه
کاهش برداشت حرارت	کاهش دبی بخار (به دلیل خرابی سیستم کنترل فشار، بسته شدن شیر اصلی بخار، توقف توربین، برداشته شدن بار خارجی، قطع برق، از دست رفتن خلاء چگالنده)	AOO	افزایش دمای مدار اولیه
	شکست خط لوله آب تغذیه	DBA	افزایش دمای مدار اولیه
افزایش دبی سیال خنک کننده راکتور	خرابی سیستم کنترل حجم آب مدار اول و تزریق بور	AOO	کاهش غلظت بور یا دمای مدار اولیه
	به کار افتادن سپهوی سیستم خنک کننده اضطراری قلب	DBA	کاهش دمای مدار اولیه
اختلال در سیستم کنترل راکتیویته	شروع به کار کردن یکی از پمپ‌های مدار اول که غیرفعال بوده بدون کاهش اولیه در سطح قدرت راکتور	DBA	کاهش دمای مدار اولیه

## ۲. روش انجام تحقیق

### ۱.۲. روش حل

نرم افزار CFX در حال حاضر یکی از دقیق ترین نرم افزارهای محاسباتی در محاسبات سه بعدی سیال است که از روش حجم محدود براساس میان یابی المان محدود برای حل مسئله استفاده می کند و نسبت به نرم افزارهای مشابه از قدرت و سرعت همگرایی بالاتری برخوردار است. لذا در این پژوهش از این نرم افزار استفاده شده است. با توجه به اینکه جریان سیال ورودی به داخل راکتور، آشفته می باشد و این آشفستگی بر متغیرهای اصلی مسئله یعنی دما و سرعت بسیار

CFX 18.0 به صورت سه بعدی شبیه سازی شده است. در این تست، اختلاط سیال ناشی از کاهش برداشت حرارت از مدار اولیه توسط مدار ثانویه بررسی می شود که در این حالت دمای سیال مدار اولیه در حلقه ای که برداشت حرارت از آن کاهش پیدا کرده است، افزایش می یابد. مهم ترین پیامد ناشی از وقوع این رویداد، تغییرات راکتیویته در قلب راکتور بخاطر تغییر چگالی سیال خنک کننده و وجود عکس العمل های حرارتی می باشد، که این تغییرات راکتیویته منجر به نوسان قدرت در راکتور خواهد شد. هدف این پژوهش محاسبه توزیع دمای سیال خنک کننده، ضرایب اختلاط (درصد اختلاط) بین حلقه های مدار اولیه و هم چنین تمام پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال خنک کننده در تمام نقاط راکتور از جمله قلب که بسیار حائز اهمیت است، می باشد. بدین منظور هندسه کامل راکتور و اجزای داخلی آن به صورت دقیق مدل می شود و با استفاده از نرم افزار CFX، معادلات جریان داخل راکتور حل می - گردد. معادلاتی که برای جریان حل می شوند، معادلات ناویر- استوکس متوسط گیری شده توسط رینولدز به همراه معادلات مدل آشفتگی دو معادله ای SST k- $\omega$  می باشد. حالت عملکرد راکتور در ۱۲ درصد قدرت اسمی و ابتدای دوره سوخت گذاری با دمای آب ورودی ۲۷۰ درجه که همان شرایط اولیه برای تست می باشند (ZAO "Atomstroyexport" 2007)، به صورت حالت پایا شبیه سازی و از نتایج آن به عنوان حالت مرجع برای شبیه سازی تست اختلاط سیال استفاده می شود. در این پژوهش مقدار ضرایب اختلاط و تمام پارامترهای ترموهیدرولیکی سیال خنک کننده در تمام نقاط راکتور از جمله قلب که بسیار حائز اهمیت می باشد، حساب می شود. نتایج به دست آمده حاصل از شبیه سازی با نتایج تجربی حاصل از تست راه اندازی مربوطه در نیروگاه بوشهر (ZAO "Atomstroyexport" 2007)، مقایسه و میزان خطای به دست آمده با توجه به کارهای مشابه (U. Rohdea, T. H'ohne, et al. 2007) (Michael B'ottcher, ( Thomas H'ohne 2009) ارزیابی خواهد شد.

معادله انتقال نرخ تلفات بر حسب  $\omega$  :

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(\bar{\rho}\omega) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\bar{\rho}\bar{u}_j\omega) \\ = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[ (\mu + \sigma_\omega \mu_t) \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \right] \\ + 2(1 - F_1)\bar{\rho}\sigma_{\omega 2} \frac{1}{\omega} \frac{\partial k}{\partial x_j} \frac{\partial \omega}{\partial x_j} \\ + \alpha \frac{\omega}{k} P_k - \beta \bar{\rho}\omega^2 + G_{\omega b} + S_\omega \end{aligned} \quad (5)$$

جهت اطلاعات بیشتر به مراجع

(Klaus A. Hoffmann, Steve T. Chiang .2000)

، (ANSYS CFX .2017) مراجعه شود. محاسبات به صورت حالت پایا انجام می شود و با توجه به پیچیدگی هندسه و شبکه سلول های محاسباتی از طرح پیش بینی با دقت مرتبه اول (بالادست مرتبه اول) جهت همگرایی مطلوب تر در حل معادلات استفاده می شود.

## ۲.۲. هندسه طرح و شبکه سلول های محاسباتی

در شکل ۱ هندسه راکتور و ساختار مش نشان داده

شده است. تمامی ابعاد دقیق هندسه در مرجع (Atomic Energy Organization of IRAN .2008)

موجود است. سیال خنک کننده از نازل های ورودی وارد راکتور شده (a) و از طریق پایین آورنده تا انتهای

راکتور پایین می آید (b). قسمت بیضی گون انتهای Barrel متخلخل بوده که شبیه سازی دقیق آن باعث

افزایش چشم گیر سلول های محاسباتی خواهد شد، لذا این قسمت به صورت یک پارچه مدل می شود و بعدا

درصد تخلخل آن در نرم افزار CFX اعمال می شود

(c). سیال خنک کننده بعد از عبور از صفحه بیضی-گون انتهای Barrel، از طریق کانال هایی که توسط

قسمت پایینی ستون های نگه دارنده قلب ایجاد شده اند، بالا می آید (d). قسمت بالایی ستون های نگه

دارنده به عنوان توزیع کننده جریان در ورودی قلب عمل می کند. در این قسمت، ستون ها متخلخل بوده

لذا این قسمت نیز مانند صفحه بیضی گون پایین Barrel مدل می شود (e). در قلب راکتور حدودا نیمی

از فضای آن توسط میله های مختلف (میله سوخت، میله کنترل و ...)، شبکه های نگه دارنده و سایر سازه ها

اشغال شده است که امکان مدل سازی همه این اجزا تقریبا غیر ممکن می باشد (محدودیت کامپیوتری)، لذا

برای سادگی شبیه سازی می توان قلب راکتور را به صورت مجتمع های سوخت شش ضلعی متخلخل با

تاثیر گذار است، لذا می بایست از مدل های جریان آشفته برای شبیه سازی استفاده نمود. یکی از مدل های متداول در دینامیک سیالات محاسباتی برای شبیه سازی جریان های تک فاز با عدد رینولدز بالا، مدل انتقال تنش برشی بر پایه معادلات  $k-\omega$  می باشد که در این پروژه مورد استفاده قرار می گیرد. دلیل انتخاب این مدل علاوه بر موارد فوق، دقت بالای آن در نزدیکی دیواره ها (که عدد رینولدز کوچک است) و هم چنین همگرایی مناسب تر آن نسبت به سایر مدل-ها می باشد. معادلاتی که در این مدل استفاده می شود همان معادلات ناویر-استوکس برای بقای مومنتوم و معادله پیوستگی برای بقای جرم می باشد، که اثرات آشفتگی جریان توسط مدل دو معادله ای  $k-\omega$  اصلاح شده Wilcox با استفاده از قیود منطبق کننده با واقعیت در آن اعمال می شود. این معادلات به شرح زیر هستند:

معادله پیوستگی جرم :

$$\begin{aligned} \frac{\partial \rho}{\partial t} + \rho \frac{\partial u_i}{\partial x_i} = 0 \quad u = \bar{u} + u', \text{ Average on time} \rightarrow \frac{\partial \bar{\rho}}{\partial t} \\ + \bar{\rho} \frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_i} = 0 \end{aligned} \quad (1)$$

معادله مومنتوم:

$$\begin{aligned} \frac{\partial u_i}{\partial t} + \frac{\partial u_i u_j}{\partial x_j} = - \frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x_i} + \nu \frac{\partial^2 u_i}{\partial x_j^2} + G_i \\ u = \bar{u} + u', \quad P = \bar{P} + P', \quad G = \bar{G} + G', \text{ Average on time} \rightarrow \bar{\rho} \frac{\partial \bar{u}_i}{\partial t} \\ + \bar{\rho} \frac{\partial \bar{u}_i \bar{u}_j}{\partial x_j} \\ = - \frac{\partial \bar{P}}{\partial x_i} \\ + \frac{\partial}{\partial x_j} \left( \mu \frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} - \bar{\rho} \bar{u}_i' \bar{u}_j' \right) + \bar{\rho} \bar{G}_i \end{aligned} \quad (2)$$

به همین ترتیب معادله انرژی نیز به صورت نهایی

زیر نوشته خواهد شد:

$$\bar{\rho} C_p \left( \frac{\partial \bar{T}}{\partial t} + \bar{u}_j \frac{\partial \bar{T}}{\partial x_j} \right) = \frac{\partial}{\partial x_j} \left( \lambda \frac{\partial \bar{T}}{\partial x_j} - \bar{\rho} C_p \bar{u}_j' \bar{T}' \right) \quad (3)$$

معادله انتقال انرژی جنبشی اغتشاشی:

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(\bar{\rho}k) + \frac{\partial}{\partial x_j}(\bar{\rho}\bar{u}_j k) \\ = \frac{\partial}{\partial x_j} \left[ (\mu + \sigma_k \mu_t) \frac{\partial k}{\partial x_j} \right] + P_k \\ - \beta^* \bar{\rho} \omega k + G_b + S_k \end{aligned} \quad (4)$$

سعی و خطا مقدار مطلوب برای این ضرایب به دست می آید که در جدول ۲ مقدار آن ها گزارش شده است.

$$\frac{\partial P}{\partial i} = -K_{loss} \frac{\rho}{2} |U_i| U_i$$

جدول ۲. درصد تخلخل قسمت های متخلخل در مدل سازی هندسه راکتور

ضریب افت ( $K_{loss} [m^{-1}]$ )	درصد تخلخل (%)	قسمت مورد نظر
۱۰۰	۱۸/۶۹	صفحه بیضی - گون انتهای Barrel
۴	۷۹/۵۲	قسمت بالایی ستون های نگه - دارنده قلب
۹	۵۴/۷۲	قلب راکتور (مجموعه های سوخت)
۰	۳۱/۸۴	دیواره واحد لوله های حفاظت - کننده
3/5	۱۰۰	کانال کنارگذر قلب
۰	۹۷/۳۷	قسمت بالای مجموعه های سوخت

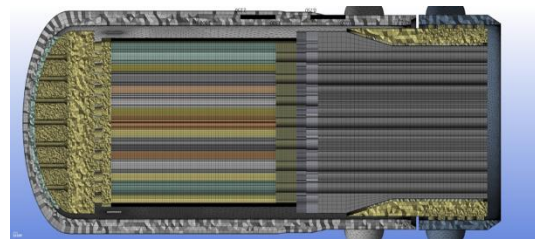
### ۳.۲. شرایط مرزی

مقدار سرعت و دمای سیال در نازل ورودی راکتور به عنوان شرط مرزی در ورود، شرط فشار در نازل خروجی به عنوان شرط مرزی در خروج، و دیواره ها همگی صلب و آدیاباتیکی فرض می شوند. مسئله در دو حالت مجزا یعنی حالت مرجع و حالت وقوع اختلاط حل می شود. در جدول ۳ مقادیر شرایط مرزی مربوط به حالت مرجع آورده شده است. در حالت وقوع اختلاط تنها دمای حلقه ۱ راکتور ۱۳ درجه سلسیوس افزایش می یابد و سایر مقادیر مشابه حالت مرجع می باشد.

جدول ۳. شرایط مرزی حالت مرجع (عدم اختلال در دمای ورودی) (ZAO "Atomstroyexport". 2007)

مقدار	شرط مرزی
۲۷۰	دمای سیال ورودی °C
۱۰/۲۸	سرعت سیال ورودی m/s
۱۵/۶۶	فشار سیال خروجی MPa
۰/۰۳	زبری دیواره mm
آدیاباتیکی	انتقال حرارت دیواره

امکان تبادل جرم و انرژی بین مجتمع های سوخت همسایه فرض کرد و مانند سایر اجزای متخلخل، آن را مدل سازی کرد (f). حدود ۴ درصد از سیال خنک کننده در سرمایه مستقیم قلب شرکت نمی کند لذا در اطراف قلب یک کلنال کنارگذر برای عبور این بخش از سیال در نظر گرفته شده است. این کانال کنارگذر تحت گرمایش نبوده و تنها از طریق رسانش با مجتمع های سوخت در تبادل حرارتی است (g). سیال خنک کننده پس از عبور از قلب، وارد واحد لوله های حفاظت کننده می شود (h). در این قسمت، سیال به صورت شعاعی از دو دیواره متخلخل عبور کرده (i),(j) و سپس از طریق نازل های خروجی از راکتور خارج می شود (k). در جدول ۲ مقادیر درصد تخلخل در قسمت های متخلخل آورده شده است.



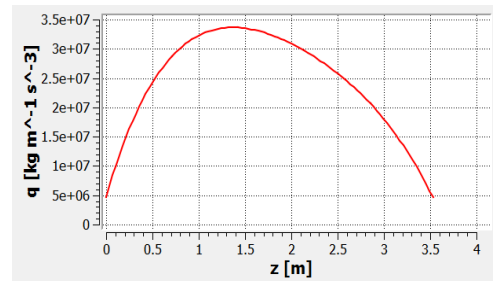
شکل ۱. هندسه راکتور و ساختار مش

استفاده از سلول های شش وجهی برای تولید شبکه منجر به ایجاد تعداد سلول کم تری خواهد شد، اما به کار بردن چنین الگویی در هندسه های پیچیده بسیار زمان بر بوده و معمولاً از الگوهای چهار وجهی استفاده می شود. به دلیل هندسه پیچیده مسئله در این پروژه، به منظور کاهش تعداد سلول ها توام با حفظ کیفیت مطلوب شبکه، قسمت های مختلف به صورت جداگانه شبکه بندی شده است تا بتوان تا حد امکان از الگوی شش وجهی استفاده شود. در مجموع تعداد سلول های شبکه ۱۰۴۴۹۵۸۰ شده است.

با توجه به ساده شدن هندسه در قسمت های متخلخل، میزان افت فشار در جریان واقعی بیشتر خواهد بود. برای نزدیک کردن هرچه بهتر شبیه سازی به جریان واقعی می توان از یک سری ضرایب افت فشار اضافی استفاده نمود. بر اساس مقادیر افت فشار گزارش شده در مرجع (Atomic Energy Organization of IRAN. 2008) و با استفاده از رابطه ۶ یک حدس اولیه معقول برای ضرایب افت به دست می آید. نهایتاً با کمی

## ۴.۲. محاسبات توزیع قدرت در قلب راکتور

قلب راکتور شامل مجتمع های سوخت منشوری شکل (شش ضلعی) می باشد که تنها ۵۳/۷۲ درصد از حجم آن ها را سیال اشغال کرده و مابقی توسط اجزای جامد پر شده است. برای محاسبه توزیع قدرت در هریک از این مجتمع های سوخت، ابتدا توزیع محوری قدرت در مجتمع سوخت با توان حرارتی متوسط ( $K_q=1$ ) محاسبه می شود، سپس با ضرب آن در ضریب قلب سازی قدرت هر یک از مجتمع های سوخت، توزیع قدرت در تک تک مجتمع های سوخت به دست می آید. در نمودار ۱ توزیع چگالی قدرت حجمی برای مجتمع سوخت با توان حرارتی متوسط نشان داده شده است.



نمودار ۱. توزیع چگالی قدرت حجمی برای مجتمع سوخت با توان حرارتی متوسط

## ۳. نتایج و بحث

نتایج به دست آمده شامل سه بخش می باشد: بخش اول نتایج حالت مرجع، بخش دوم نتایج حالت وقوع اختلاط و بخش سوم مربوط به محاسبه ضرایب اختلاط می شود.

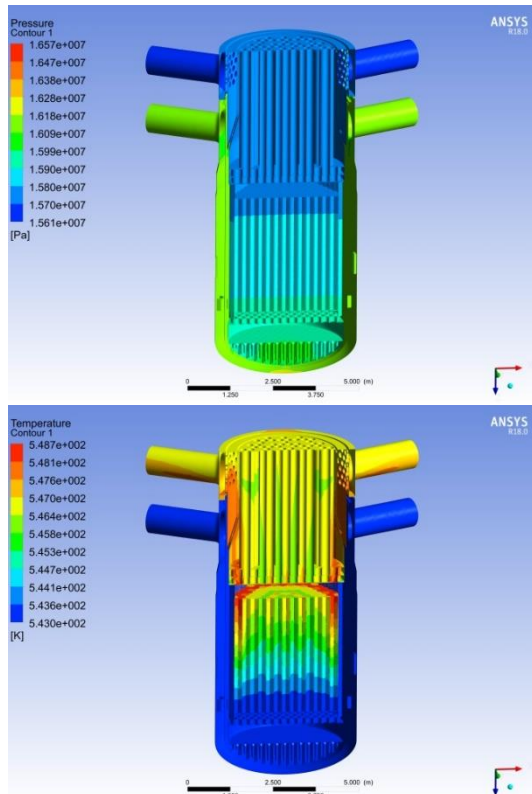
### ۱.۳. نتایج حالت مرجع

حالت مرجع، حالتی است که راکتور در حالت عملکرد عادی؛ یعنی دمای یکسان برای سیال ورودی در هر چهار حلقه، قرار دارد. با توجه به شرایط تست اختلاط انجام شده در راکتور BNPP، قدرت راکتور ۱۲ درصد قدرت اسمی و دمای سیال ورودی به محفظه فشار راکتور ۲۷۰ $^{\circ}$ C در نظر گرفته شده است. در شکل ۲ توزیع دما و فشار به دست آمده در راکتور در حالت مرجع نشان داده شده است. ملاحظه می شود که چون در ابتدای سیکل است، پیک قدرت در اطراف قلب بیشتر از مرکز می باشد، لذا دمای مرکز نسبت به نواحی کناری اندکی کمتر می باشد. مقدار متوسط گرمایش در قلب در این وضعیت تقریباً برابر ۴/۲۱ درجه به دست

آمده است.

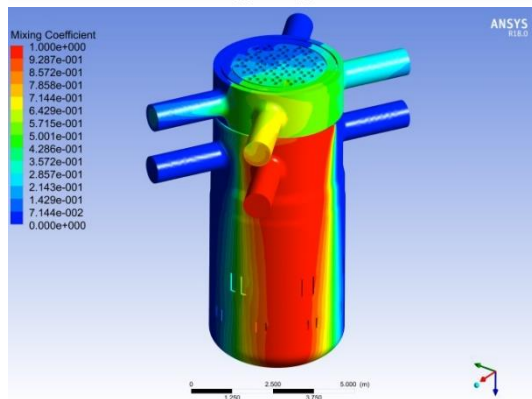
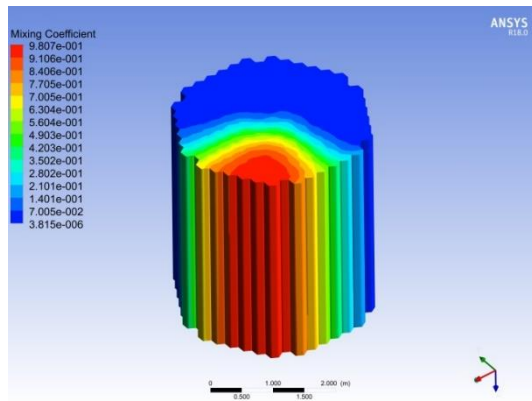
## ۲.۳. نتایج حالت وقوع اختلاط

در این بخش نتایج شبیه سازی در حالت اختلاط دما در سیال ورودی به راکتور که فرآیند اختلاط سیال در راکتور روی می دهد، ارائه شده است. در اثر افزایش دمای سیال ورودی حلقه شماره ۱ به اندازه ۱۳ درجه، اختلاط از همان ابتدای پایین آورنده شروع می شود و سیال گرم تر شروع به حرکت و نفوذ در سیال حلقه های مجاور می کند که این امر منجر به افزایش دمای سیال حلقه های مجاور خواهد شد. با اندازه گیری میزان این افزایش دماها در نقاط مختلف راکتور، می توان درصد اختلاط را در نقاط مزبور محاسبه نمود. در شکل ۳ توزیع دمای سیال در قلب برای حالات مرجع و وقوع اختلاط نشان داده شده است.



شکل ۲. توزیع فشار و دما در قسمت های مختلف راکتور

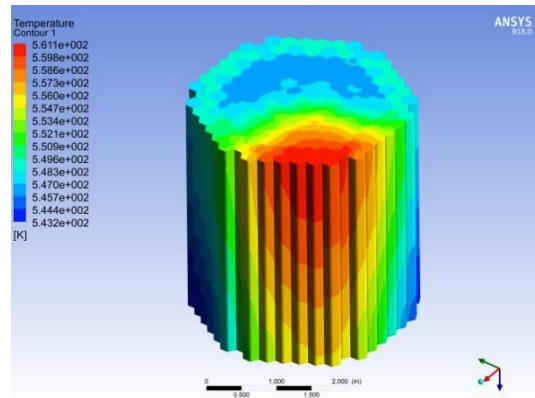
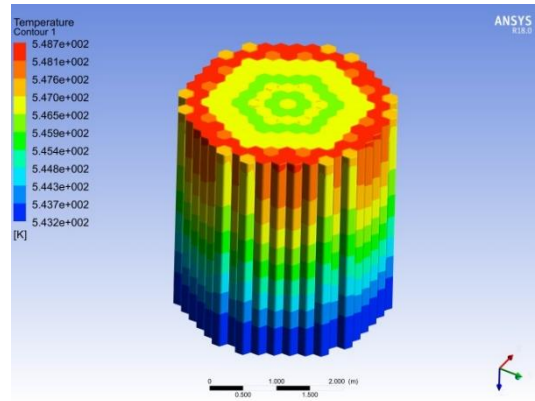
مجاور آن می باشد. از آن جا که سیال خروجی از قلب به سرعت و با کم ترین تبادل حرارت از قسمت زیرین RCC خارج می شود، لذا مقدار اختلاط در این بخش کمتر از بخش بالایی آن می باشد، چرا که سیال خروجی از قسمت بالایی مدت زمان بیشتری را در راکتور سپری کرده و لذا تبادل حرارت بیشتری با حلقه های مجاور خود داشته است.



شکل ۴. توزیع ضرایب اختلاط در قسمت های مختلف راکتور

#### ۴.۴. اعتبار سنجی نتایج

برای ارزیابی صحت نتایج به دست آمده از شبیه سازی، از ضرایب اختلاط و هم چنین برخی پارامترهای ترموهیدرولیکی مهم سیال که مقادیر متناظر آن ها در مرجع (Atomic Energy Organization of IRAN 2008) موجود است، استفاده می شود. به این منظور در جدول ۴ مقادیر متوسط ضرایب اختلاط بین نازل ورودی ۱ و نازل های خروجی ۱ تا ۴ حاصل از شبیه سازی با نتایج تجربی به دست آمده از تست راه اندازی مربوطه در نیروگاه بوشهر مقایسه شده است.



شکل ۳. توزیع دما در قلب. شکل چپ قبل از اختلاط دما و شکل راست بعد از اختلاط دما

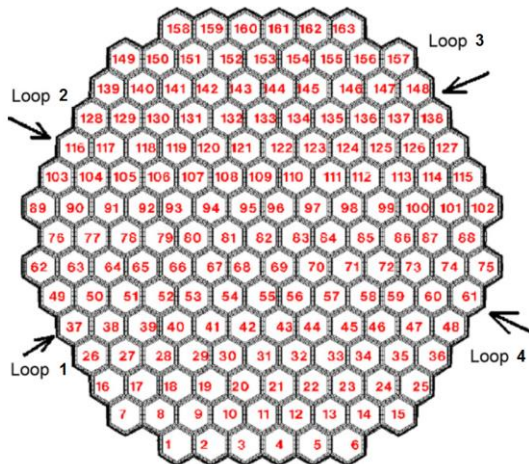
#### ۳.۳. محاسبه ضرایب اختلاط

از آن جا که وقوع فرآیند اختلاط در این مسئله تنها از اختلاف دمای سیال ناشی می شود، لذا می توان میزان اختلاط شکل گرفته در راکتور را با استفاده از تغییرات نسبی دما در هر نقطه از راکتور محاسبه نمود (رابطه ۷).

$$\text{Mixing Coefficient} = \frac{T_{\text{final}} - T_{\text{initial}}}{\Delta T} \quad (7)$$

در رابطه ۷،  $T_{\text{final}}$  دمای نهایی در هر نقطه از سیال بعد از ایجاد اختلاط دما و  $T_{\text{initial}}$  دما در همان نقطه از سیال ولی قبل از ایجاد اختلاط می باشد. مقدار  $T\Delta$  برابر ۱۳ درجه می باشد. در شکل ۴ کانتورهای توزیع ضرایب اختلاط در قلب و ممفنه فشار راکتور نشان داده شده است. همان طور که مشاهده می شود، در بین حلقه های مجاور حلقه ۱، گردش جریان به سمت حلقه دورتر است. علت این امر بخاطر نیروی وارده از سمت جریان حلقه نزدیک تر و هم چنین کمتر بودن این نیرو در سمت حلقه دورتر می باشد. دلیل شکل گیری این نیروها تفاوت چگالی سیال در حلقه ۱ و حلقه های

آن کم شود (دقت نتایج تجربی گزارش شده از مرتبه ۰/۱ بوده که دقت خوبی برای گزارش ضرایب اختلاط نیست و خطای زیادی در ارزیابی وارد می کند). خطای به دست آمده در محاسبه ضرایب اختلاط در ورودی قلب به طور متوسط ۱۰/۹۲ درصد می باشد که با توجه به درصد خطای پژوهش های مشابه، مقدار مطلوب و معقولی است.



شکل ۵. چیدمان مجتمع های سوخت در قلب و جایگاه نازل های راکتور نسبت به قلب

در جدول ۵ مقایسه ای بین پارامترهای ترموهیدرولیکی به دست آمده از شبیه سازی و مقادیر متناظر گزارش شده در مرجع (Atomic Energy Organization of IRAN, 2008) آورده شده است. با توجه به ابعاد هندسی بزرگ مسئله، وجود چنین خطاهایی در شبیه سازی طبیعی است. البته علت اصلی وجود این خطاها بخاطر استفاده از ضرایب تقریبی است که بخاطر برخی ساده سازی های هندسی و استفاده از مدل محیط متخلخل می باشد. لذا با تغییر ضرایب افت فشار می توان خطاهای موجود را تا حد زیادی کاهش داد.

نرخ تغییرات تکرارها (خطای باقی مانده ها) در پایان محاسبات، حدوداً برای معادلات مومنت  $5 \times 10^{-5}$ ، برای معادله جرم کمتر از  $10^{-6}$ ، برای معادله انتقال حرارت  $5 \times 10^{-6}$  و برای معادلات آشفتگی  $10^{-5}$  می باشد. لازم به ذکر است که این محاسبات توسط سیستم پردازش موازی ۱۶ هسته ای با ۶۴ گیگابایت حافظه موقت انجام شده است که محاسبات برای هر حالت

جدول ۴. مقایسه ضرایب اختلاط حاصل از شبیه سازی با نتایج

تجربی	از ۱ به ۱	از ۱ به ۲	از ۱ به ۳	از ۱ به ۴
نتایج تجربی	۰/۶۴	۰/۰۷	۰/۰۴	۰/۲۵
نتایج شبیه سازی	۰/۷۳۳	۰/۰۷۹	۰/۰۲۶	۰/۱۶۲
متوسط خطا با روش RMSE <sup>1</sup>				۶/۴۵ درصد

حال برای ارزیابی دقیق تر نتایج شبیه سازی، نمودار ضرایب اختلاط برای مجتمع های سوخت در قسمت ورودی قلب ترسیم شده است. در شکل ۵ نمای از بالای قلب نشان داده شده که در آن نحوه چیدمان مجتمع های سوخت و جایگاه نازل های ورودی و خروجی نسبت به قلب مشخص شده است. در نمودار ۲ مقادیر ضرایب اختلاط به دست آمده در مجتمع های سوخت با نتایج تجربی مقایسه شده است. در شکل ۶ نیز توزیع ضرایب اختلاط در ورودی قلب نشان داده شده است. ملاحظه می شود که روند نتایج شبیه سازی هم خوانی نسبتاً خوبی را با نتایج تجربی دارد، البته در بعضی از مجتمع های سوخت کمی خطا در نتایج شبیه سازی مشاهده می شود. علت وجود این خطا در محاسبات می تواند تا حدودی ناشی از فرض  $\Delta T$  به اندازه ۱۳ درجه می باشد. از آن جا که اطلاعاتی درباره مقدار  $\Delta T$  در تست راه اندازی مربوطه در نیروگاه بوشهر در دسترس نیست، لذا این مقدار از یک تست راه اندازی مشابه در یک راکتور VVER-1000 مدل V-320 گرفته شده است. با توجه به اینکه دما یک عامل مهم در انتقال حرارت به شمار می آید و می تواند جریانت همرفتی در سیال ایجاد کند، لذا فرض تقریبی دمای سیال ورودی به راکتور کمی باعث اختلاف بین نتایج شبیه سازی و تجربی شده است. هم چنین انتقال کانال های آب مرکزی در بعضی از مجتمع های سوخت به کانال کنار گذر قلب نیز تا حدودی بر توزیع دمای سیال در قلب و به تبع ضرایب اختلاط اثر گذار است. البته روش های اندازه گیری در تست تجربی نیز خود خطاهایی دارد که می تواند به خطای کلی اضافه و یا از

گرمایش میانگین در قلب			
در حالت ۱۲ درصد قدرت	4/21	-	-
(°C)			

#### ۴. نتیجه گیری

در این پژوهش تست اختلاط سیال خنک کننده که یکی از تست های راه اندازی در راکتورهای PWR از جمله راکتور VVER-1000/V-446 بوشهر می باشد و نتایج آن از حیث تدوین دستورالعمل های لازم جهت کنترل راکتور در شرایط عملکرد عادی و یا در زمان وقوع حوادث بسیار حائز اهمیت است، با استفاده از نرم افزار ANSYS CFX 18.0 شبیه سازی شده است که به طور خلاصه مهم ترین دستاوردهایی که در این پژوهش حاصل شده اند به قرار زیر می باشد:

- محاسبه توزیع دمای سیال خنک کننده در تمام نقاط راکتور در حالت عملکرد عادی و غیر عادی راکتور
- محاسبه درصد اختلاط بین حلقه های مدار اولیه و هم چنین در سایر قسمت های راکتور به خصوص در قلب

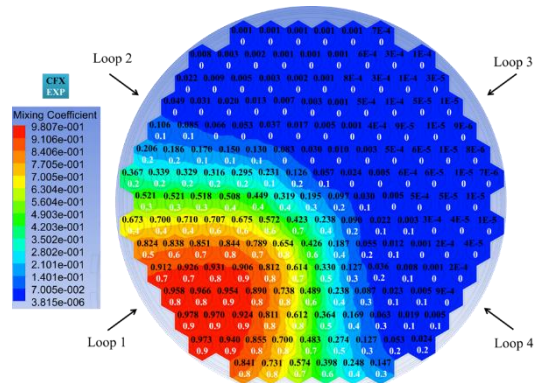
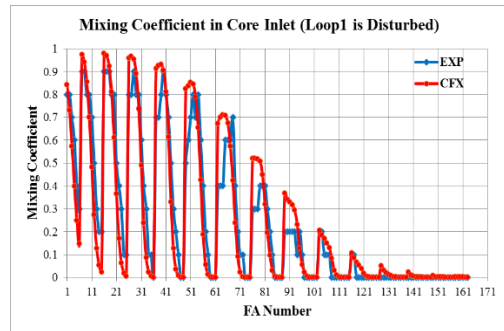
- محاسبه پروفیل دقیق سرعت و هم چنین مقدار فشار در قلب با وجود روش جدید مدل سازی هندسه راکتور
- فراهم آوردن امکان ارزیابی ترموهیدرولیکی تک تک مجتمع های سوخت و هم چنین سایر اجزای راکتور
- فراهم آوردن بسترهای لازم برای بررسی انواع مختلف حالت های بروز اختلاط سیال در راکتور

مهم ترین عوامل خطا در شبیه سازی نیز به قرار زیر است:

- فرض تقریبی افزایش دمای حلقه ۱ به علت در دسترس نبودن دمای مربوطه در انجام تست اختلاط سیال در نیروگاه بوشهر
- استفاده از الگوی توزیع قدرت حرارتی قلب در شرایط ۲۵ درصد قدرت اسمی (۱۲ درصد قدرت اسمی در دسترس نبود)
- عدم امکان استفاده از شبکه بندی ریز و زمان حل زیاد برای افزایش دقت محاسبات به علت ابعاد بزرگ هندسه

حدود ۵ روز به طول انجامیده است.

نمودار ۲. ضرایب اختلاط به دست آمده در مجتمع های سوخت



شکل ۶. توزیع ضرایب اختلاط در ورودی قلب

جدول ۵. مقایسه پارامترهای ترموهیدرولیکی به دست آمده از شبیه سازی با مرجع (Atomic Energy Organization of IRAN, 2008)

پارامتر	CFX	Ref	خطای نسبی	درصد
سرعت متوسط در قلب (m/s)	۵/۲۸	۵/۶۰	۵/۷۱	
فشار در ورودی قلب (m/s)	۱۵/۹۱	۱۵/۸۴	۰/۴۴	
فشار در خروجی قلب (MPa)	۱۵/۷۷	۱۵/۷۰	۰/۴۴	
فشار در ورودی راکتور (MPa)	۱۶/۱۲	۱۶/۱۰	۰/۱۲	
فشار در خروجی راکتور (MPa)	۱۵/۶۱	۱۵/۶۶	(شرط مرزی)	
افت فشار از ورودی تا خروجی راکتور (MPa)	۰/۴۶۳	۰/۴۴۰	۵/۲۲	
افت فشار از ورودی تا خروجی قلب (MPa)	۰/۱۳۵	۰/۱۴۴	۶/۲۵	
افت فشار از ورودی راکتور تا ورودی قلب (MPa)	۰/۲۱۱	۰/۲۶۰	۱۸/۸۴	



6. Thomas H'ohne (2009). CFD Simulation of Thermal-Hydraulic Benchmark V1000CT-2 Using ANSYS CFX. Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2009, Article ID 835162, 7 pages.

7. Klaus A. Hoffmann, Steve T. Chiang (2000). Computational Fluid Dynamics, Fourth Edition, Volume III. Engineering Education System, Wichita, Kansas, 67208-1078, USA.

8. ANSYS CFX (2017). Reference Guide, Release 18.0.

9. ANSYS CFX (2017). CFX-Solver Theory Guide, Release 18.0.

10. Atomic Energy Organization of IRAN (2008). NPP "Bushehr" Unit 1, Final Safety Analysis Report., 49.BU.1 0.0.OO.FSAR.RDR001.

• ایجاد برخی ساده سازی ها در تولید هندسه و استفاده از مدل محیط متخلخل در برخی از قسمت های راکتور (به منظور کاهش حجم محاسبات) که منجر به استفاده از یک سری ضرایب تقریبی افت فشار در شبیه سازی شده

• خطای مدل استفاده شده برای حل جریان سیال و خطاهای محاسباتی نرم افزار

با توجه به موارد فوق و مقایسه با پژوهش های مشابه، درصد خطای به دست آمده در این پژوهش معقول و منطقی بوده و نتایج آن رضایت بخش و قابل اعتماد است. البته تمام موارد فوق که عنوان عوامل خطا ذکر گردید، قابل بهبود بوده و باعث کاهش خطای شبیه سازی خواهد شد. در کل انجام این پروژه تنها به تحلیل فرآیند اختلاط سیال در راکتور محدود نمی شود و می توان از زیر ساخت های آن برای تحلیل های ترموهیدرولیکی راکتور در شرایط عملکرد عادی و حادثه بهره برد.

### مراجع

1. Canadian Nuclear Safety Commission-CNSC (2014). Regulatory Document REGDOC-2.4.1, Deterministic Safety Analysis.
2. ZAO "Atomstroyexport" (2007). Programme of testing to determine coolant loop fluxes mixing in reactor, Related to organization of activities on BNPP-1 commissioning. 53.BU.1 0.00.PN.PM.ATE034.
3. ZAO "Atomstroyexport" (2007). Determining of the temperature field of the primary coolant at the inlet to the reactor core. 53.BU10.OO.PN.PM.ATE030-WP01. Ch. 9.
4. U. Rohdea, T. H'ohne, et al. (2007). Fluid mixing and flow distribution in a primary circuit of a nuclear pressurized water reactor— Validation of CFD codes. Nuclear Engineering and Design, 237, 1639–1655.
5. Michael B'ottcher (2008). Detailed CFX-5 study of the coolant mixing within the reactor pressure vessel of a VVER-1000 reactor during a non-symmetrical heat-up test. Nuclear Engineering and Design, 238, 445–452.

## Simulation and Analysis of the Coolant Mixing Test within the Reactor Pressure Vessel of BNPP Using ANSYS CFX 18.0

Mohammad Khalvandi<sup>a</sup>, Mohammad Bagher Ghofrani<sup>b</sup>, Mohammad Reza Nematollahi<sup>a,c</sup>, Hassan Saadati<sup>a</sup>

<sup>a</sup> Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Engineering, Shiraz University, Shiraz, Iran

<sup>b</sup> Group of Nuclear Engineering, Department of Energy Engineering, Sharif University of Technology, Tehran, Iran

<sup>c</sup> Safety Research Center of Shiraz University, Shiraz, Iran

Received: 5 - 9 - 2021

Accepted: 5 - 9 - 2022

### Abstract

There are different parameters such as increase or decrease of heat removal from primary circuit which affect the coolant mixing phenomena in the vessels of pressurized water reactors (PWRs). Determination of mixing level is very important from reactor safety and control aspects. In this study, the thermal hydraulic test of coolant mixing within the reactor pressure vessel of Bushehr nuclear power plant (BNPP) has been simulated (3-D modeling) using ANSYS CFX 18.0. In this test, the fluid mixing due to primary circuit heat removal decrease has been investigated and the goal of this research has been defined as finding the coolant temperature distribution, computing the primary circuit loops mixing coefficients and other thermal hydraulic parameters of coolant in the whole reactor zones specially the reactor core which is the most important. To achieve this, the geometry of whole reactor considering all components have been modeled and the governing equations of reactor flow field (the Reynolds Averaged Navier-Stokes equations utilizing SST k- $\omega$  turbulence model) have been solved in CFX. Comparison of simulation results and experimental results of BNPP startup test shows the average error of 6.45 % and 10.92 % for mixing coefficient of loops and core inlet, respectively. According to the implemented simplifications, the results have good accuracy.

**Keywords:** : Coolant mixing, Reactor pressure vessel, BNPP, Coolant temperature distribution, Mixing coefficient, CFX.