



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

مدل سازی مولد بخار عمودی تک پاس در نیروگاه هسته‌ای با روش زیر کانال

علی همدانی: امید نوری کلخوران: امیرسعید شیرانی: محمد مهدی میرزایی گودرزی

۱- دانشگاه شهید بهشتی، دانشکده مهندسی هسته‌ای، گروه راکتور

چکیده:

مقاله پیش رو به مدلسازی و بررسی کمیت‌های ترموهیدرولیکی مولد بخار عمودی تک پاس (OTSG)، در نیروگاه‌های هسته‌ای با راکتورهای آب تحت فشار می‌پردازد. برای این منظور از رویکرد زیرکانال استفاده شده و نتایج حاصل از آن با نتایج تجربی و نتایج مشابه مورد مقایسه قرار گرفته است. نمونه مورد مطالعه، مولد بخار آزمایشگاهی ۱۹ لوله‌ای ساخته شده توسط شرکت بایکاک و ویلکاکس آمریکا می‌باشد. نتایج بدست آمده نشان می‌دهد که روش زیرکانال نسبت به روش تک کانال گرم-شونده که غالبترین روش بررسی مولد بخار می‌باشد، دقیق‌تر و جامع‌تر است و می‌توان مقادیر کمیت‌های مختلف مربوط به تمامی لوله‌ها و بخش پوسته را در نقاط مختلف، بدست آورد.

کلید واژه: مولد بخار عمودی، روش زیر کانال، روش زیرکانال، پارامترهای ترموهیدرولیکی

۱- مقدمه

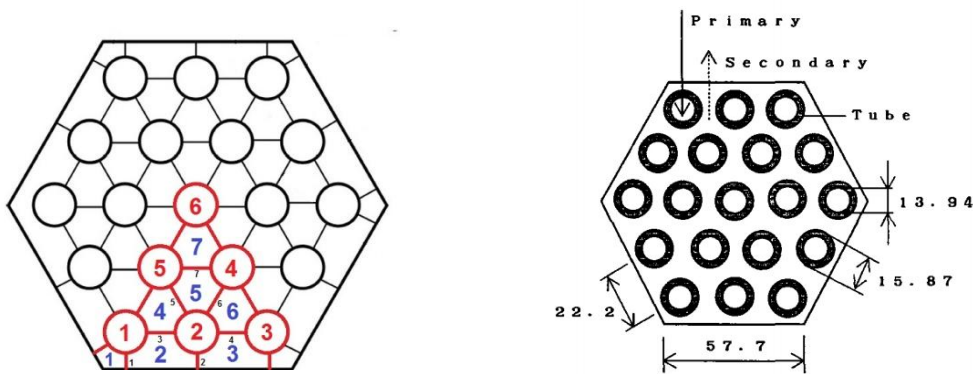
مولد بخار در نیروگاه‌های هسته‌ای با راکتور آب تحت فشار، به عنوان واسطه بین مدار اول و مدار دوم جهت انتقال حرارت تولید شده در قلب راکتور، که سیال مدار اول حامل آن می‌باشد، یکی از مهم‌ترین اجزای این نوع نیروگاه‌ها بشمار می‌رود. از اینرو بررسی کمیت‌های ترموهیدرولیکی و ساختاری- فیزیکی این جزء ضروری به نظر می‌رسد [۱]. مشکلات حاصل از فرسودگی معمولاً در ۱۵-۱۰ سال ابتدایی عملکرد نیروگاه بوجود می‌آید، حال آنکه مولدهای بخار برای عملکرد ۴۰-۳۰ سال طراحی و ساخته می‌شوند. بنابراین تحلیل و بررسی عملکرد و قابلیت اطمینان مولد بخار باید به صورت مداوم صورت گیرد تا بتوان راه‌کارهای قابل اطمینان و کاربردی را در مواجهه با مشکلات ارائه کرد. بررسی ترموهیدرولیکی مولد بخار اطلاعات اساسی لازم جهت بررسی عملکرد، ارزیابی سایش، خوردگی و شکست حاصل از ارتعاشات اعمالی از جریان سیال، تشخیص و برطرف کردن گرفتگی و... را فراهم می‌کند [۲]. میتوان مولدهای بخار را به دو نوع عمده جریان چرخشی و جریان تک پاس تقسیم بندی کرد. با توجه به اینکه بیشتر نمونه‌های صنعتی مورد استفاده از نوع تک پاس هستند در این تحقیق نیز این نوع مورد مطالعه قرار گرفته است. مولدهای بخار با جریان تک پاس^۱ نیز عمدتاً به دو نوع لوله مستقیم و لوله U شکل دسته بندی می-

^۱ Once Through Steam Generator (OTSG)

شوند که نوع لوله مستقیم آن در این نوشتار مد نظر می‌باشد. در این نوع مولد سیال خنک کننده که حامل حرارت تولید شده در قلب راکتور می‌باشد در داخل لوله‌ها، و سیال مدار دوم در قسمت پوسته جریانی می‌یابند؛ تماس غیر مسقیم این دو سیال باعث انتقال حرارت از سیال مدار اول به سیال ثانویه از طریق لوله‌ها شده و بخار مورد نیاز جهت چرخاندن پره توربین‌ها و تولید توان را فراهم می‌کند [۳].

۲- روش کار

در این تحقیق از روش زیرکانال^۲ برای مدل‌سازی نمونه مورد مطالعه استفاده شده است. کمیت‌های ترموهیدرولیکی مورد مطالعه عبارتند از: دما (آنتالپی)، فشار، دبی جرمی محوری و عرضی، ضریب انتقال حرارت و گرمای انتقال یافته. جهت اعتبارسنجی و صحت کد گسترش داده شده بر اساس رویکرد زیر کانال، از راکتور تحقیقاتی شرکت جنرال الکتریک که دارای ۹ میله سوخت می‌باشد و در کد ترموهیدرولیکی THERMIT [4] نیز از آن استفاده شده، بهره گرفته شده است. سطح مقطع نمونه مورد مطالعه و تقسیم بندی آن به زیرکانال‌های مختلف بترتیب در شکل ۱ و شکل ۲ آورده شده است.



شکل ۱: سطح مقطع مولد بخار مورد مطالعه [۵]

مطالعه [۵]

روش زیرکانال

۲-۱-

در این روش سطح مقطع جریانی به کانال‌های کوچکتر که اطراف لوله‌ها هستند تقسیم‌بندی می‌شوند. این کانال‌ها بواسطه جریانی عرضی عبوری از مرز مشترکشان با یکدیگر تبادل جرم، ممنتوم و انرژی دارند. به همین دلیل علاوه بر معادله بقای ممنتوم در راستای محوری، معادله بقای ممنتوم در راستای عرضی نیز حضور خواهد داشت. معادلات مربوط به روش زیر کانال از معادلات ناویر-استوکس منتج شده اند. در حل عددی معادلات حاکم از روش تفاضل محدود استفاده شده است [۶].

Subchannel Approach^۲



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

۲-۲- معادلات حاکم

معادلات بقای جرم، انرژی و ممنتوم (ناویراستوکس) بترتیب عبارتند از:

$$\frac{\partial}{\partial t} \int_{Vol_f} \rho d\bar{V} + \int_{S_A} \rho (\bar{V} \cdot \bar{n}) d\bar{A} = 0 \quad (1)$$

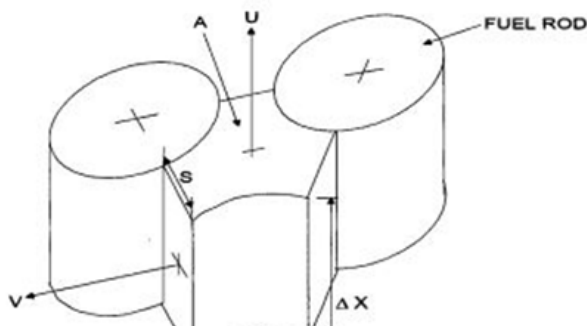
(۲)

$$\frac{\partial}{\partial t} \int_{Vol_f} \rho \bar{V} d\bar{V} + \int_{S_A} \rho \bar{V} (\bar{V} \cdot \bar{n}) d\bar{A} = - \int_{S_A} P \bar{n} d\bar{A} + \int_{S_A} (\bar{\tau} \cdot \bar{n}) d\bar{A} + \int_{Vol_f} \rho \bar{g} d\bar{V}$$

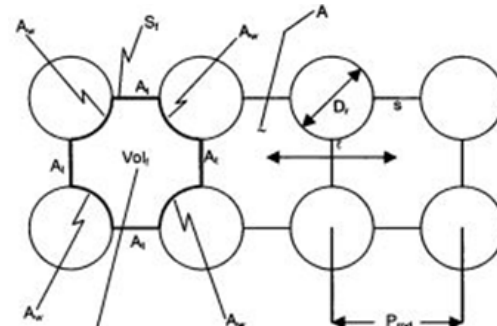
(۳)

$$\frac{\partial}{\partial t} \int_{Vol_f} \rho h d\bar{V} + \int_{S_A} \rho h (\bar{V} \cdot \bar{n}) d\bar{A} = - \int_{S_A} (q'' \cdot \bar{n}) d\bar{A}$$

با در نظر گرفتن حجم کنترل شکل ۳-الف و شکل ۳-ب و حل معادلات ناویر استوکس برای آن، میتوان معادلات بقای جرم، ممنتوم محوری و عرضی، انرژی و گرادیان فشار را برای حالت زیرکانال بترتیب زیر ارائه نمود:



[شکل ۳-ب: نمای سه بعدی حجم کنترل زیرکانال]



[شکل ۳-الف: نمای دو بعدی حجم کنترل زیرکانال]

$$A \frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial F}{\partial x} + \sum_{k \in i} e_{ik} w = 0 \quad (4)$$



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

$$A \frac{\partial}{\partial t} \rho U + \frac{\partial}{\partial x} \rho U^2 A + \sum_{k \in i} e_{ik} \rho U V s = -A \frac{\partial P}{\partial x} - \frac{1}{2} \left(\frac{f_w}{D_{hy}} + K' \right) \rho U |U| A - C_T \sum_{k \in i} w' (\Delta U) - A \rho g \cos \theta \quad (5)$$

$$s \frac{\partial}{\partial t} \rho V + s \frac{\partial}{\partial x} \rho V U = \frac{s}{l} [P_{l+\Delta l} - P_l] - \frac{1}{2} K_G \rho V |V| \frac{s}{l} \quad (6)$$

$$A \frac{\partial}{\partial t} \rho h + \frac{\partial}{\partial x} \rho U h A + \sum_{k \in i} e_{ik} \rho V h s = \sum_{m \in i} \phi_{im} P_H q'' - \sum_{k \in i} w' (\Delta h) \quad (7)$$

$$\{P_J^{n+1} - P_{J-1}^{n+1}\} = - \left\{ K_J (F_{J-1}^{n+1})^2 \right\} \Delta x_J + [A_J]^{-1} \left[[B_J] [S]^T - [S]^T [U_J^*] \right] \{w_J^{n+1}\} \Delta x_J \quad (8)$$

در معادلات فوق‌الذکر، A سطح مقطع جریان، ρ چگالی، F دبی جرمی محوری، w دبی جرمی عرضی در واحد طول، U سرعت جریان سیال در راستای محوری، f_w ضریب افت فشار اصطحاکاکی، K' ضریب افت فشار محلی، s طول شکاف، V سرعت سیال در راستای عرضی، l فاصله مرکز زیرکانال‌ها از یکدیگر، h آنتالپی، ϕ_{im} کسر منتقل شده از حرارت تولیدی در لوله مجاور زیر کانال به آن، C_T ضریب ثابت مدل موردنظر، S ماتریس تغییر، e_{ik} درایه متناظر با زیرکانال i و شکاف k متناظر با آن، B_J ماتریس سرعت و q'' حرارت تولید شده در واحد سطح لوله، می‌باشند [۶-۸].

۲-۳- ملاحظات ترموهیدرولیکی

در یک مولد بخار، سیال مدار اول که در لوله‌ها جریان یافته و حامل حرارت تولید شده قلب می‌باشد، در حالت تکفاز باقی می‌ماند. اما سیال مدار دوم که در پوسته جریان دارد با گرفتن حرارت از لوله‌ها و افزایش آنتالپی دچار تغییر فاز می‌شود. سیال مدار دوم هنگام ورود به پوسته در حالت مایع مادون‌سرد^۳ قرار دارد، با گرفتن حرارت و افزایش دمای سیال و دیواره لوله‌ها و رسیدن دمای دیواره به دمای اشباع سیال در فشار محلی جوشش زیراشباع آغاز می‌شود، با ادامه پیدا کردن انتقال حرارت دمای حجم سیال نیز به دمای اشباع رسیده و جوشش اشباع آغاز می‌شود. همچنانکه حرارت منتقل شده به جریان دوفاز ادامه پیدا کرده و کیفیت بخار حاصل بیشتر می‌شود، در نقطه‌ای این کمیت به مقدار عددی ۱ رسیده و تمام مایع در حال تعادل بخار می‌شود، از این نقطه تبادل حرارت با حالت تکفاز بخار و در ناحیه ترمودینامیکی مافوق گرم^۴ صورت می‌پذیرد. مدل دوفازی استفاده شده در این روش همورژن

^۳-Subcooled Liquid

^۴-Superheat vapor



بیست و یکمین کنفرانس هسته‌ای ایران

۱۷ و ۱۸ فروردین ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

تعادلی^۰ می‌باشد [۹]. هندسه مولد بخار دارای تقارن با نسبت ۱/۶ می‌باشد که در شکل ۲ نشان داده شده است. بنابراین تحلیل این قسمت از مولد بخار در حقیقت به معنای تحلیل کامل آن خواهد بود. طول مولد بخار مورد مطالعه ۱۵.۹ متر می‌باشد. شرایط مرزی مسئله مورد بررسی در جدول ۱ آورده شده است.

[۵] جدول ۱: شرایط مرزی مولد بخار

۳۰۰ °C	دمای خروجی سیال مدار اول (لوله‌ها):
۵.۶ m/s	سرعت خروجی سیال مدار اول:
۱۵.۳ MPa	فشار سیال مدار اول:
۲۵۱.۷ °C	دمای ورودی سیال م: دار دوم
۰.۳ m/s	سرعت ورودی سیال مدار دوم:
۷.۴ MPa	فشار سیال مدار دوم:

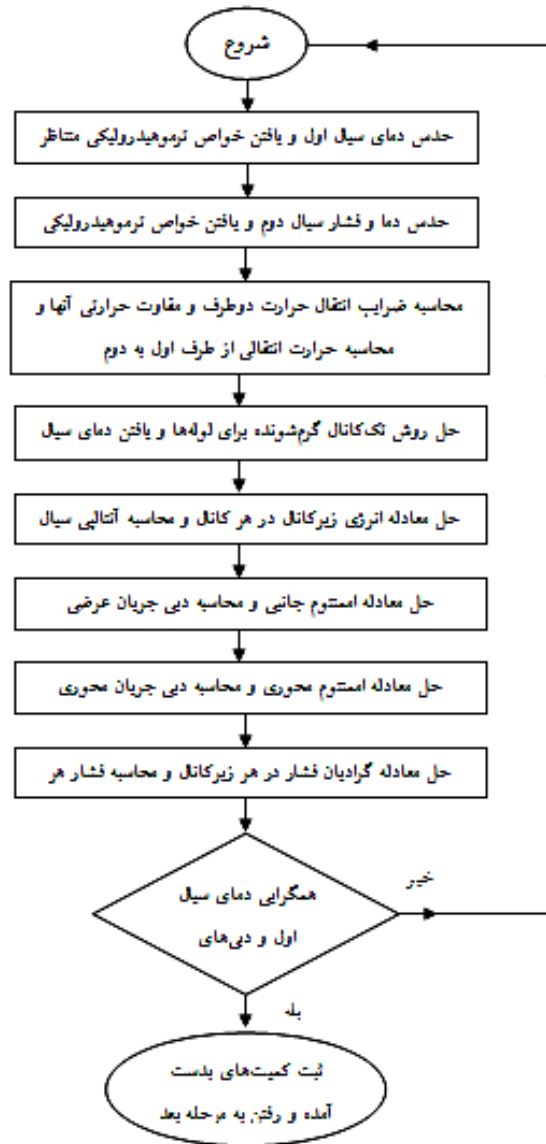
۲-۴- الگوریتم حل

الگوریتم مورد استفاده جهت یکپارچه سازی و حل عددی معادلات در شکل ۴ به نمایش در آمده است.



بیست و یکمین کنفرانس هشتای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان



شکل ۴: الگوریتم مورد نظر جهت حل عددی معادلات زیرکانال

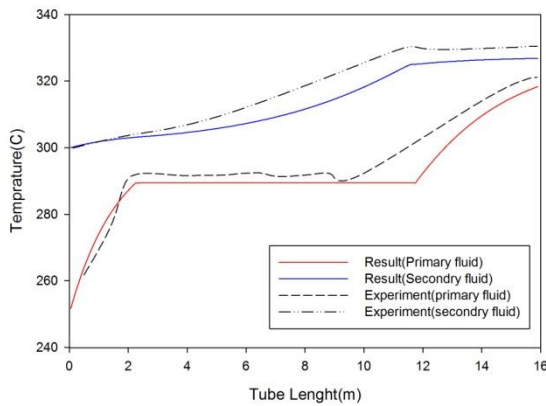
۳- نتایج /



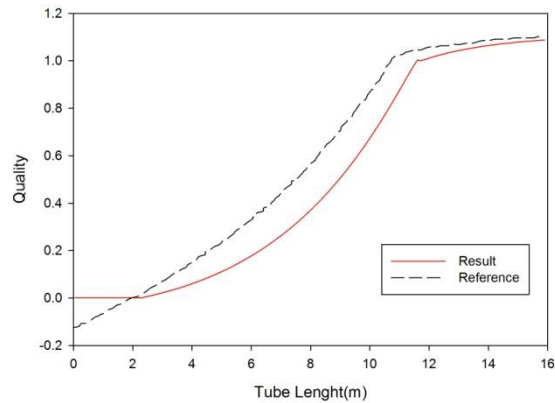
بیست و یکمین کنفرانس هسته ای ایران

۶ و ۷ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

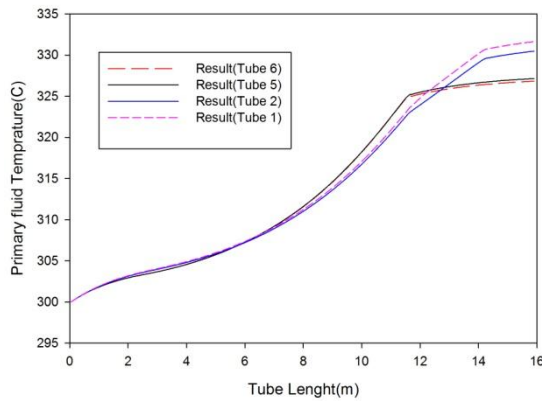
نمودارهای مربوط به دمای سیال مدار اول و دوم و کیفیت برای زیر کانال شماره ۷ و زیر کانالهای مجاور در اشکال ۱۰-۵ آورده شده اند.



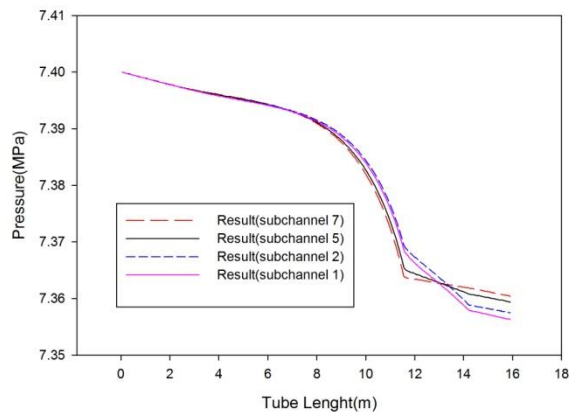
شکل ۶: منحنی دمای زیر کانال شماره ۷



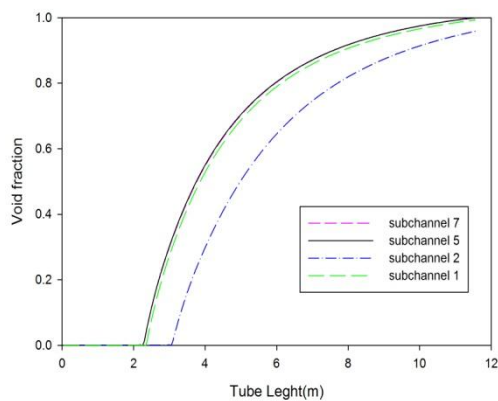
شکل ۵: منحنی کیفیت زیر کانال شماره ۷



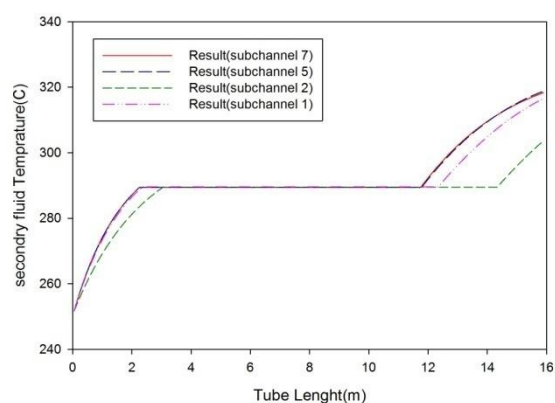
شکل ۸: منحنی دمای سیال در لوله های شماره ۱، ۲، ۵ و ۶



شکل ۷: منحنی فشار سیال در زیر کانال های شماره ۱، ۲، ۵ و ۷



شکل ۱۰: منحنی وید زیر کانال های شماره ۱، ۲، ۵ و ۷



شکل ۹: منحنی دمای سیال زیر کانال های شماره ۱، ۲، ۵ و ۷



بیست و یکمین کنفرانس هتای ایران

۷ و ۸ اسفند ماه ۱۳۹۳ دانشگاه اصفهان

۴- بحث و نتیجه گیری

بررسی نتایج آورده شده در اشکال ۱۰-۵ نشان میدهد که نتایج حاصل از برنامه نویسی صورت گرفته تطابق بسیار مناسبی با نتایج تجربی دارا می باشند. زیرکانالهایی که در قسمت مرکزی قرار دارند دارای بیشترین تشابه با نتایج حاصل از روش تک کانال می باشند. با دور شدن از قسمت مرکزی و تفاوت ایجاد شده در هندسه زیرکاناله های مجاور، کمیت های ترموهیدرولیکی نیز دستخوش تغییر می شوند، بخصوص آنکه تغییر زیاد در ضریب انتقال حرارت زیرکاناله های مجاور دیواره، باعث می شود تا نسبت به زیرکاناله های مرکزی دیرتر به حالت دوفازی و در نتیجه بخار مافوق گرم برسند. یکسان نبودن کمیت های ترموهیدرولیکی کانال های مجاور در رفتار هر کدام از آنها تاثیر گذار خواهد بود. در روش زیرکانال می توان کمیت های ترموهیدرولیکی مربوط به تمام نقاط مولد بخار را در موقعیت های فضایی مختلف بدست آورد؛ که این امر در تشخیص علل و موقعیت بهتر اختلالات هندسی و یا عوامل مخربی چون شکست، خوردگی، سایش و... موثر و مفید خواهد بود.

۵- مراجع

1. GREEN, S.J. and G. HETSRONI, *PWR STEAM GENERATORS* Int. J. Multiphase Flow, 1995. Vol. 21: p. 1-97.
2. SINGHA, A.K. and G. SRIKANTIA, *A REVIEW OF THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS METHODOLOGY FOR PWR STEAM GENERATORS AND ATHOS3 CODE APPLICATIONS* Progress in Nuclear Energy, 1991. Vol. 25, No. 1: p. pp. 7-70.
3. Kitto, J.B. and S.C. Stultz, *Steam its generation and use, Edition 41*. 2005, Barberton, Ohio, U.S.A.: The Babcock & Wilcox Company
4. Kelly, J.E., S.P. Kao, and M.S. Kazimi, *USER'S GUIDE FOR THERMIT-2: A VERSION OF THERMIT FOR BOTH CORE-WIDE AND SUBCHANNEL ANALYSIS OF LIGHT WATER REACTORS*. 1981, MIT Energy Laboratory Electric Utility Program: MASSACHUSETTS INSTITUTE OF TECHNOLOGY.
5. OSAKABE, M., *Thermal-Hydraulic Study of Integrated Steam Generator in PWR* journal of Nuclear Science and Technology, 1988. 26(2): p. 286~294.
6. Rowe, D.S., *COBRA IIC: A Digital computer program for Steady State and Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Rod Bundle Nuclear Fuel Elements*. March 1973. BNWL-1695.
7. R. T. Lahey, J. and F.J. Moody, *The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor, Second Edition*. American Nuclear Society, 1993.
8. Todreas, N.E. and M.S. Kazimi, *NUCLEAR SYSTEMS II Elements of Thermal Hydraulic Design*. 1990, UNITED STATES: Massachusetts Institute of Technology.
9. COLLIER, J.G. and J.R. THOME, *Convective Boiling and Condensation* 1994, Walton Street, Oxford OX2 6DP: CLARENDON PRESS · OXFORD.