

محاسبه برخی از پایاهای راکتور قدرت با روش دوگروهی

نوشته: دکتر علی پذیرنده، دانشیار موسسه علوم و فنون هسته‌ای دانشگاه تهران.
ایرج پهلوانی، فوق لیسانس مهندسی هسته‌ای

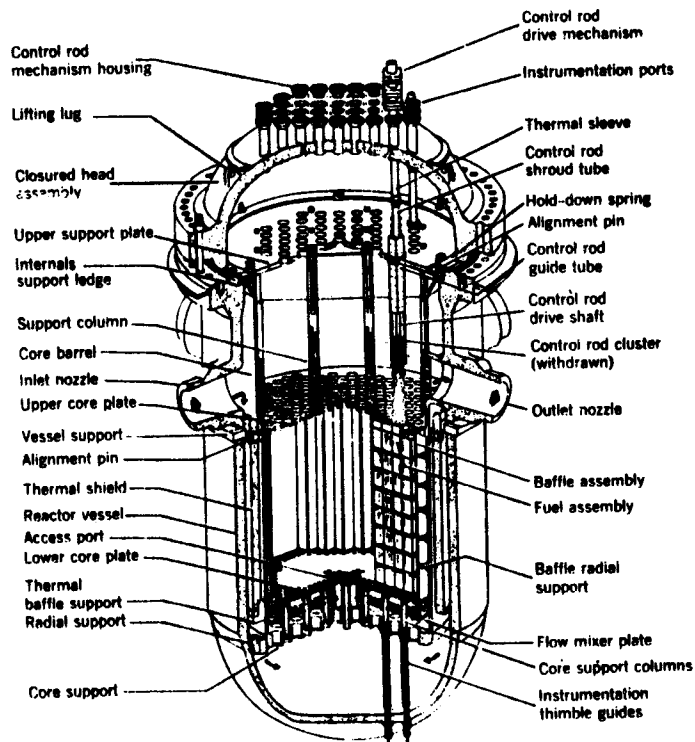
پیشگفتار

از آغاز دهه ۱۹۶۰ در کشورهای صنعتی دنیا اقدام‌های اساسی و جدی در بهره‌گیری از راکتورهای هسته‌ای قدرت برای تولید انرژی انجام گرفته است. یکی از انواع بسیار متداول راکتورها، راکتور آب سبک است. در طرح و ساختن یک راکتور قدرت محاسبات پارامترهای قلب راکتور دارای اهمیت ویژه‌ای است. زیرا براساس این محاسبات است که مسائل طرح از نقطه نظر انتقال حرارت، مواد ساختمانی، استقامت ساختمان راکتور، حفاظ در مقابل پرتوها، می‌تواند قرار گیرد.

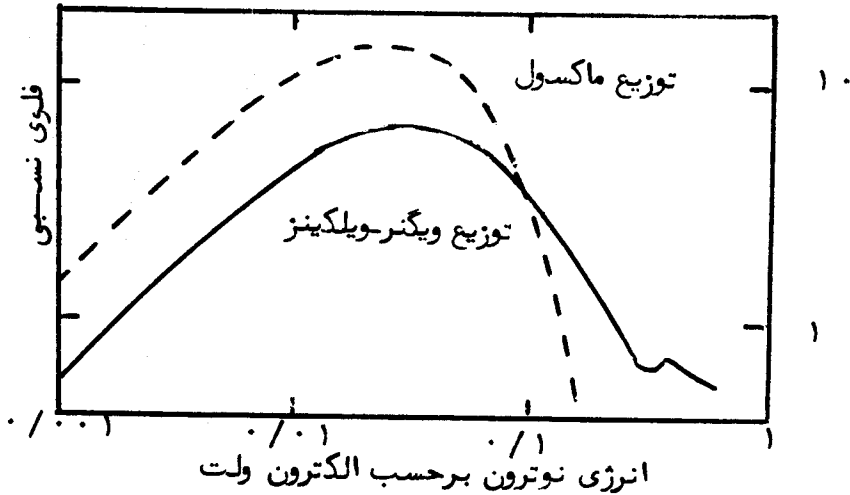
(۲۷۶۵ مگاوات حرارت) است. قلب راکتور مطابق شکل (۱) از ۱۹۳ مجموعه سوختی تشکیل شده و از نظر میزان غنی بودن سوخت به سه ناحیه (۱/۹، ۳۰۲/۵ درصد) تقسیم شده است (درجه غنی بودن یعنی مقدار درصد اورانیوم ۲۳۵ در کل اورانیوم میباشد) مشخصات دیگر راکتور در جدول (۱) داده شده است.

۲- روش تئوری محاسبات

توزیع فلوی نوترون‌ها در قلب و در خارج قلب راکتور از نظر محاسبات میزان واکنش‌های مختلف و ایجاد توزیع فلوی تخت بسیار مهم میباشد، بویژه سطح مقطع‌های مواد مختلف تابع انرژی نوترون و درجه حرارت میباشد.



شکل ۱ - مقطع قلب یک راکتور آب تحت فشار (PWR)



شکل ۲ - مقایسه توزیع ماکسول با توزیع مدل پروتن ویگنر - ویلکینز

جدول ۱

مگاوات	۳۷۶۵	قدرت حرارتی راکتور
مگاوات	۱۲۹۳	قدرت الکتریکی
مگاوات بازا، یک تن	۳۱۵۰۰	میزان مصرف سوخت
بطور متوسط	۲/۴۸ درصد	درجه غنی بودن سوخت
تن	۱۰۳	مقدار سوخت
سانتیمتر	۱/۰۷۵	قطر هر میله سوخت
سانتیمتر	۱/۴۳	گام میله های سوختی
	۱۹۳	تعداد مجتمع های سوختی
سانتیمتر مربع	۲۳×۲۳	ابعاد هر مجموعه
	۲۳۶	تعداد میله های سوخت در هر مجموعه
	۲۰	تعداد میله های حاوی بر در هر مجموعه
	۵۳	تعداد میله های کنترل اساسی
از آلیاژ نقره - ایندیموم - کادمیوم	۸	تعداد میله های کنترل جزئی
به صورت اسید بوریک در آب	۰ - ۲۲۰۰	کنترل شیمیائی
از فولاد	۵ متر	محفظه راکتور قطر داخلی
متر	۱۳/۲	محفظه راکتور، ارتفاع
متر	۳/۵	قلب راکتور، قطر
متر	۳/۹	ارتفاع موثر میله های سوخت
تن در ساعت	۶۳۶۱۹/۲	میزان جریان آب از داخل قلب راکتور
سانتی گراد	۳۰۸/۷	درجه حرارت متوسط خنک کننده
سانتی گراد	۳۵۰	درجه حرارت متوسط روی پوشش
سانتی گراد	۷۰۰	درجه حرارت متوسط سوخت
سانتی گراد	۲۸۲	درجه حرارت ورودی بخار به توربین

از آنجا که حل موضعی معادله پخش نوترون بسیار مشکل و نیاز به استفاده از کامپیوتر با صرف وقت زیاد دارد ناچار در تخمین های اولیه از روش های ساده تری نظیر محاسبات دو یا سه گروهی استفاده میشود . در قلب راکتور نوترون های فیسسیون با انرژی های گسترده ای از ۰/۴ تا ۱۳ میلیون الکترون ولت تولید می شود . این نوترون ها در نتیجه برخورد الاستیک و غیر الاستیک با هسته های محیط کنند شده و تقریباً " بصورت توزیع ماکسول در می آید که دارای یک دنباله E/لبطرف انرژی های زیاد می باشد . لیکن در نتیجه جذب و نشت نوترون توزیع کاملاً " تابع قانون ماکسول نبوده و انحرافی نسبت به آن پیدا میکند که بیشتر تابع قانون توزیع ویگنر- ویلکینز می باشد (شکل ۲) . از آنجا که مقدار سطح مقطع ها در نواحی حرارتی (کم انرژی ، با مقدار متوسط ۰/۰۲۵ الکترون ولت) چندین صد برابر مقدار سطح مقطع در انرژی های بالا است ، در بسیاری از محاسبات اولیه فقط یک گروه انرژی در نظر گرفته می شود . در محاسبات دو گروهی نوترون های حرارتی (کم انرژی) و سریع (پرانرژی) بصورت دو گروه مجزا در نظر گرفته می شوند . روش دو یا سه گروهی در عین حال سادگی با اندازه کافی دقیق میباشد که بتوان براساس نتایج آن مقدار سوخت لازم و ابعاد قلب راکتور را پیش بینی کرد .

۳- معادلات پخش دو گروهی

معادله توازن نوترونی در یک محیط قابل تکثیر بصورت زیر است :

$$\text{تغییر چگالی نوترون در واحد زمان} = \text{نشت} - \text{جذب} - \text{تولید} \quad (1)$$

رابطه (۱) بصورت علامت متداول عبارتست از :

$$D\nabla^2\phi(r,E) - \Sigma_a(E)\phi(r,E) - S(r,E) = -\frac{\partial n}{\partial t} \quad (2)$$

در این معادله $\Sigma_a(E)D(r)$ به ترتیب ضریب پخش و سطح مقطع جذب ماکروسکوپی محیط هموزن است . در محاسبات قلب راکتور اغلب حالت پایدار را در نظر میگیرند که $\frac{\partial n}{\partial t} = 0$ است ، در این حالت معادله (۲) ساده می شود . برای سهولت متغیر های r و E جذب می شوند .

$$D\nabla^2\phi - \Sigma_a\phi - S = 0 \quad (3)$$

$$D_1c\nabla^2\phi_1c - \Sigma_1c\phi_1c + \frac{K}{p} - \Sigma_2c\phi_2c = 0 \quad (4)$$

$$D_2c\nabla^2\phi_2c - \Sigma_2c\phi_2c + p\Sigma_1c\phi_1c = 0$$

در این معادلات ۱ و ۲ معرف گروه ها و C معرف قلب است . یعنی این معادلات برای قلب راکتور نوشته شده است . به ترتیب p, K, Σ ضریب تکثیر نوترونی و احتمال فرار نوترون ها از جذب در سطح مقطع های رزنانس های اورانیوم ۲۳۸ میباشد عبارت دیگر نوترون ها ضمن شدن جذب رزنانس ها نشده به گروه دوم میرسند . اطراف راکتور را یک لایه ۷۵ سانتیمتری آب گرفته که بعنوان لایه باز تابنده است و نوترون هایی که از قلب راکتور خارج میشوند ممکن است در نتیجه برخوردهای متوالی به داخل قلب برگردانده شوند ، ضریب برگشت دهندگی آب حدود ۸۲ درصد است . برای توزیع نوترون ها در باز تابنده معادلات مشابهی نظیر (۴) میتوان نوشت :

$$D_1r\nabla^2\phi_1r - \Sigma_1r\phi_1r = 0 \quad (5)$$

$$D_2r\nabla^2\phi_2r - \Sigma_2r\phi_2r + \Sigma_1r\phi_1r = 0$$

که اندیس γ معرف بازتابنده است. در معاله دوم (Δ) عبارت $\Sigma_{1r} \phi_{1r}$ نوترون های سریعی هستند که از گروه ۱ به گروه ۲ منتقل شده اند. معادلات (۴) را با توجه به معادله موج

$$\nabla^2 \phi + B^2 \phi = 0$$

میتوان بصورت زیر نوشت:

$$-(D_{1c} B^2 + \Sigma_{1c}) \phi_{1c} + \frac{K}{P} \Sigma_{1c} \phi_{1c} = 0$$

$$P \Sigma_{1c} \phi_{1c} - (D_{2c} B^2 + \Sigma_{2c}) \phi_{1c} = 0$$

این دستگاه معادلات وقتی جواب دارد که دترمینان ضرائب برابر صفر باشد یعنی:

$$(B^2 L_{1c}^2 + 1) (B^2 L_{2c}^2 + 1) - K = 0, L^2 = D / \Sigma a$$

این معادله معروف به معادله بحرانی دو گروهی است. این معادلات بر حسب B از درجه دو بوده و جواب آن بصورت زیر

$$\text{است. } B_{1r}^2 = -\frac{\Sigma_{1r}}{D_{1r}} = -\frac{1}{L_{1r}^2}, B_{2r}^2 = -\frac{\Sigma_{2r}}{D_{2r}} = -\frac{1}{L_{2r}^2}$$

چون قلب اکثر راکتورهای تحت فشار (PWR) بشکل استوانه است جواب کلی دستگاه معادلات در مختصات استوانه‌ای

$$F_{1c} = A S_1 J_0(lr) + c S'_1 I_0(mr) \quad \text{بصورت زیر است:}$$

قلب

$$F_{2c} = A J_0(lr) + c I_0(mr)$$

$$\text{بازتابنده } F_{1r} = S'_2 H I_0(\mu_1 r) + S'_2 M K_0(\mu_1 r)$$

$$F_{2r} = E I_0(\mu_2 r) + G K_0(\mu_2 r) + H I_0(\mu_1 r) + M K_0(\mu_1 r)$$

$$S_1 = \frac{\Sigma_{2c} + D_{2c} B_1^2}{P \Sigma_{1c}} \quad S_2 = \frac{\Sigma_{2r} + D_{2r} / L_{2r}^2}{\Sigma_{1r}}$$

$$S'_1 = \frac{\Sigma_{2c} + D_{2c} B_1^2}{P \Sigma_{1c}} \quad S'_2 = \frac{\Sigma_{2r} - D_{2r} / L_{1r}^2}{\Sigma_{1r}}$$

بقیه پارامترها با توجه به شرایط اولیه تعیین می شوند.

از حل معادلات ۹ و ۱۰ توابع توزیع فلوحرارتی و سریع در داخل قلب و بازتابنده بدست می آید که در اشکال

(۳) و (۴) رسم شده اند.

لازم بیادآوری است که بعضی از پایاها مربوط به طیف نوترون های حرارتی و بعضی مربوط به نوترون های سریع

است که با توجه به طیف انرژی محاسبه میشوند.

۴ - محاسبه مقدار بر (B)

راکتورهای هسته ای بویژه راکتورهای تولید انرژی معمولا دارای مقدار اضافی سوخت است تا اینکه در ضمن عمل

فیسین وازبین رفتن ماده قابل فیسین حالت بحرانی قلب راکتور حفظ شود. این اضافه سوخت معمولا "بصورت راکتیویته

اضافی بیان می شود. برای جبران راکتیویته اضافی ^۱بایستی ماده جاذب بدون فیسین که در قلب راکتور بطور یکنواخت

توزیع می شود بکار برد. بر (B) یکی از مواد است که برای این منظور بکار میرود واصطلاحا " ماده کنترل شیمیائی ^۲

نامیده می شود. مقدار بر لازم را میتوان از رابطه زیر بدست آورد:

(۱۱)

را ضریب جذب مفید و $\Sigma_{am}\Sigma_{aB}$ را سطح مقطع های متوسط جذب بر و عناصر دیگر است. تراکم بر را در آب برحسب قسمت در میلیون (PPM) ذکر میکنند و بوسیله رابطه زیر بیان میشود:

$$P_w = (1 - f_0) \frac{18}{10^3} C \times 10^{-6} \frac{\sigma_{aB}}{\sigma_{aw}} \quad (12)$$

با گذشت زمان و کار راکتور و تجمع سموم و مصرف سوخت مقدار C کاهش می یابد.

۵- محاسبه K_{∞}

برای محاسبه ضریب تکثیر بینهایت (K_{∞}) از رابطه زیر استفاده می شود:

$$K_{\infty} = \eta f \epsilon p$$

در یک قلب راکتور هتروژن هر یک از عوامل رابطه بالا بصورت جداگانه حساب می شود.

۱-۵ بهره جذب η

$$\eta = \frac{\sum_i \nu_i N_i \sigma_{fi} \phi_i}{\sum_i N_i \sigma_{ai} \phi_i} \quad (14)$$

در این رابطه ϕ_i, N_i, ν_i به ترتیب بهره فیسون، دانسیته اتمی و فلوی نوترون می باشد.

۲-۵ ضریب استفاده جذب حرارتی f

$$\frac{1}{f} = 1 + \frac{V_2 \Sigma_{a2}}{V_1 \Sigma_{a1}} F + (E - 1) \quad (15)$$

به ترتیب حجم سوخت و کند کننده، V_m, V_u پارامترهایی هستند که از روابط زیر حساب می شود:

$$F = \frac{\chi_1 R_1}{2} \frac{I_0(\chi_1 R_1)}{I_1(\chi_1 R_1)} \quad (16)$$

$$E = \frac{\chi_2 (R_2^2 - R_1^2)}{2R_1} \left[\frac{I_0(\chi_2 R_1) K_2(\chi_2 R_2) + K_0(\chi_0 R_1) I_1(\chi_2 R_2)}{I_1(\chi_2 R_2) K_1(\chi_2 R_1) - K_1(\chi_1 R_2) I_1(\chi_1 R_2)} \right] \quad (17)$$

χ_1, χ_2 به ترتیب عکس طول پخش در سوخت و کند کننده است، R_1 شعاع میله سوخت و R_2 شعاع استوانه معادله حجره منشوری است.

۳-۵ احتمال فرار از رزنانس P

$$P = E \times p \left[-\frac{1}{g} \cdot \frac{Na}{\Sigma s} I \right], I = \int_E^{E_0} \sigma_{aeff} \frac{dE}{E} = A + B \frac{S}{M} \quad (18)$$

مقدار انتگرال رزنانس را معمولا" از رابطه نیمه تجربی بالا بدست می آورند $\frac{S}{M}$ نسبت سطح به جرم میله سوخت است. A و B مقادیر ثابتی هستند که برای اورانیوم عبارتند از $A = 11/6$ و $B = 22/8$ است.

۴-۵ ضریب فیسون سریع

$$\epsilon = 1 + \frac{0.156}{1 + 0.62 P_w \frac{V_w}{V_u} + 0.288 \frac{V_c}{V_u}} \quad (19)$$

در این رابطه ρ_w دانسیته آب، V_c, V_u, V_w به ترتیب حجم های واحد طول حجره برای آب، سوخت و پوشش سوخت (غلاف) میباشد.

در این محاسبات $\rho = 0.707$ $V_w = 1/137$ $V_u = 0.6518$ $V_c = 0.2268$ با توجه به روش های بالا نتایج

محاسبات بصورت زیر هستند.

ρ دانسیته آب در فشار ۱۵۸ اتمسفر و $308/7C$ 0.707 گرم در سانتیمتر مکعب

n بهره ضریب جذب نوترون حرارتی در سوخت قابل فیسوین $1/2407$

D_{th} ضریب پخش نوترون های حرارتی در کند کننده در $308/7C$ 0.2124 سانتیمتر

L_t طول پخش نوترون های حرارتی در کند کننده $308/7C$ $5/614$ سانتیمتر

f ضریب استفاده حرارتی از جذب نوترون حرارتی در ماده سوخت 0.914

P احتمال فرار نوترون های در حال کند شدن از رزنانس های اورانیوم 238 0.762

I انتگرال موثر رزنانس $21/267$

مقادیر ثابت انتگرال موثر رزنانس $B = 22/8$ و $A = 11/6$

ϵ ضریب فیسوین سریع $1/008$

K_{∞} ضریب تکثیر بینهایت $1/227$

۶- تعیین شرایط بحرانی شدن راکتور

راکتور را بصورت استوانه با بازتابنده در نظر می گیریم و فرض می نمائیم که سوخت، کند کننده و پوشش سوخت بصورت هموزن مخلوط می باشند. هدف بررسی شرایط بحرانی شدن و تعیین ضرایب قلب راکتور و معادلات فلو و مقدار ضریب تکثیر موثر میباشد. دو حالت در نظر می گیریم: یکی قلب را در راستای محوری با در نظر گرفتن صرفه بازتابنده لخت فرض کرده معادلات فلوراد جهت شعاعی حل کرده، ارتفاع بحرانی شدن را بدست می آوریم. بار دیگر قلب را در راستای شعاعی لخت فرض کرده (باتوجه به صرفه بازتابنده) معادلات فلو و شرایط بحرانی شدن را محاسبه می نمائیم سپس بعد از تطبیق نتایج و تکرار محاسبات تا یکسان شدن شرایط بحرانی شدن در دو حالت از ضرب معادلات فلو در هر نقطه فلوی کلی بدست می آید. نتیجه محاسبات در جدول (۴) دیده می شود.

شعاع متوسط قلب	صرفه بازتابنده	ارتفاع قلب راکتور	ضریب تکثیر بینهایت	صرفه بازتابنده
R, Cm	δ, Cm	H, Cm	حالت بحرانی	بر اساس جدید K_{∞}
			$K_{\infty cri}$	

۷/۵۹ ۱/۰۲۱۳ ۳۹۰ ۱۲/۶۵ ۱۷۹/۹۶

برای بدست آوردن ضریب تکثیر بینهایتی که قلب راکتور در شرایط بیان شده بحرانی است از دترمینان ضرایب چهار معادله بحرانی بدست می آید مقدار دترمینان معمولاً " صفر نیست و برای اینکه صفر شود بایستی K_{∞} را تغییر داد. بنابراین برای مقادیر مختلف K_{∞} مقدار دترمینان را حساب می کنیم و از رسم مقدار دترمینان بر حسب K_{∞} منحنی شکل ۲ بدست می آید. دیده می شود مقدار K_{∞} بایستی برای ۱/۰۲۱۳ باشد تا دترمینان ضرایب صفر شود. با تکرار محاسبات بر اساس مقدار جدید K ابعاد بحرانی راکتور بصورت زیر در می آید:

$$R = 187/55 \text{ Cm}$$

$$\delta = 7/59 \text{ Cm}$$

صرفه بازتابنده

در حالت دوم فرض می‌کنیم که قلب راکتور در راستای شعاعی لخت ولی در راستای محوری دارای طبقه بازتابنده است. در این حالت محاسبات را مشابه حالت یک انجام می‌دهیم و با توجه به شعاع بحرانی $R_1 = 187/55$ سانتیمتر ارتفاع بحرانی برابر ۳۹۴ سانتیمتر بدست آمد. دیده می‌شود که با مقدار داده شده قبلی (۳۹۰ سانتیمتر) اختلاف کم‌تر از یک درصد است که قابل قبول است. این موضوع تأیید می‌کند که شرایط فرض شده صحیح می‌باشد.

۷- محاسبه مقدار راکتیویته اضافی اولیه

با دانستن ضریب تکثیر بی‌نهایت ($K_\infty = 1/227$) ضریب تکثیر موثر برابر $1/202$ است. راکتیویته اضافی اولیه از رابطه زیر بدست می‌آید:

$$\rho = \frac{1/202 - 1}{1/202} = 0/168$$

بنابراین راکتیویته اضافی اولیه برای ۱۶/۸٪ است که بایستی با حل کردن اسید بوریک در کند کننده و میله‌های جاذب جبران شود.

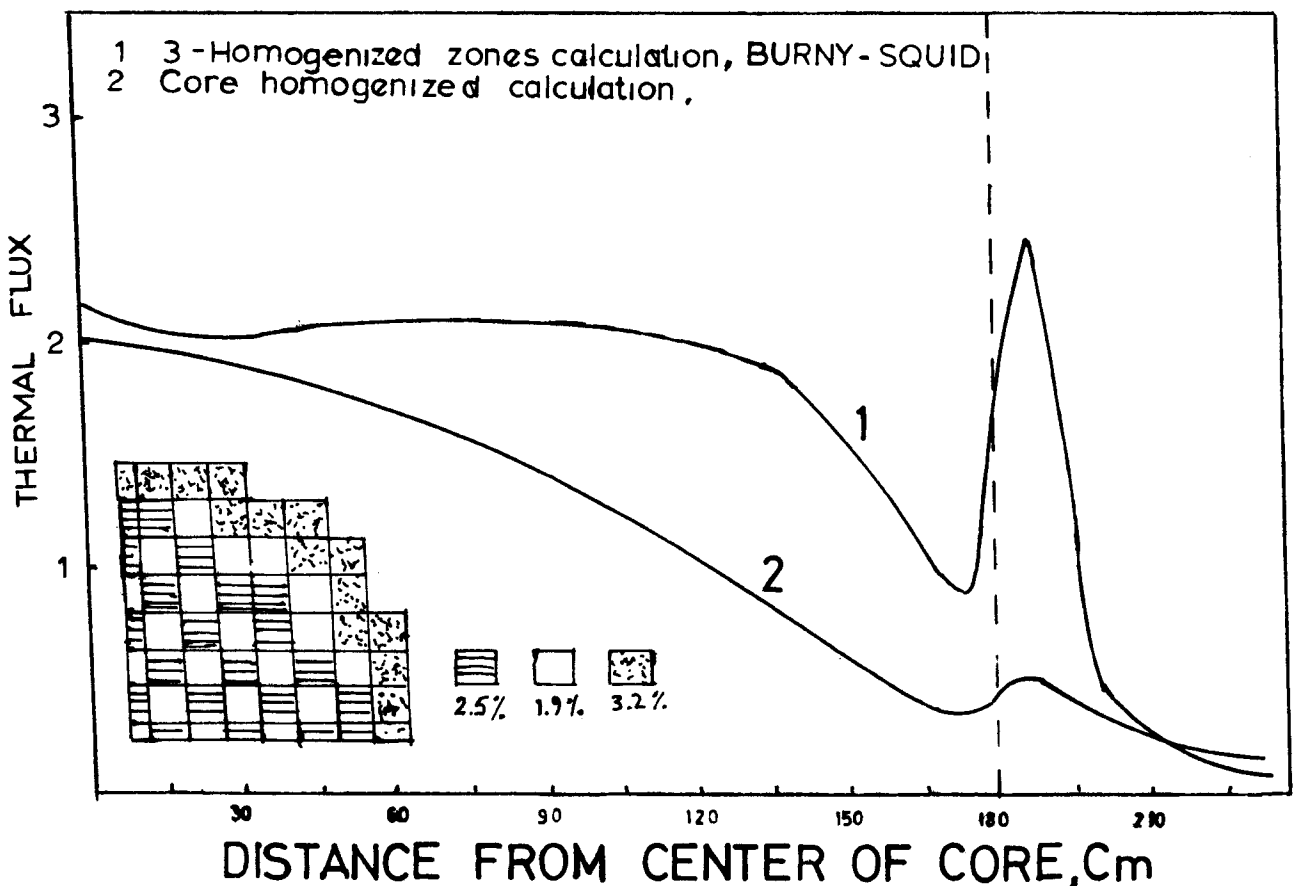
با کارکرد راکتور و تولید سموم راکتور از میزان برکاسته می‌شود. برای محاسبه دانسیته بر از رابطه زیر استفاده می‌شود:

$$\rho = 1/92C \times 10^{-3} (1 - F)$$

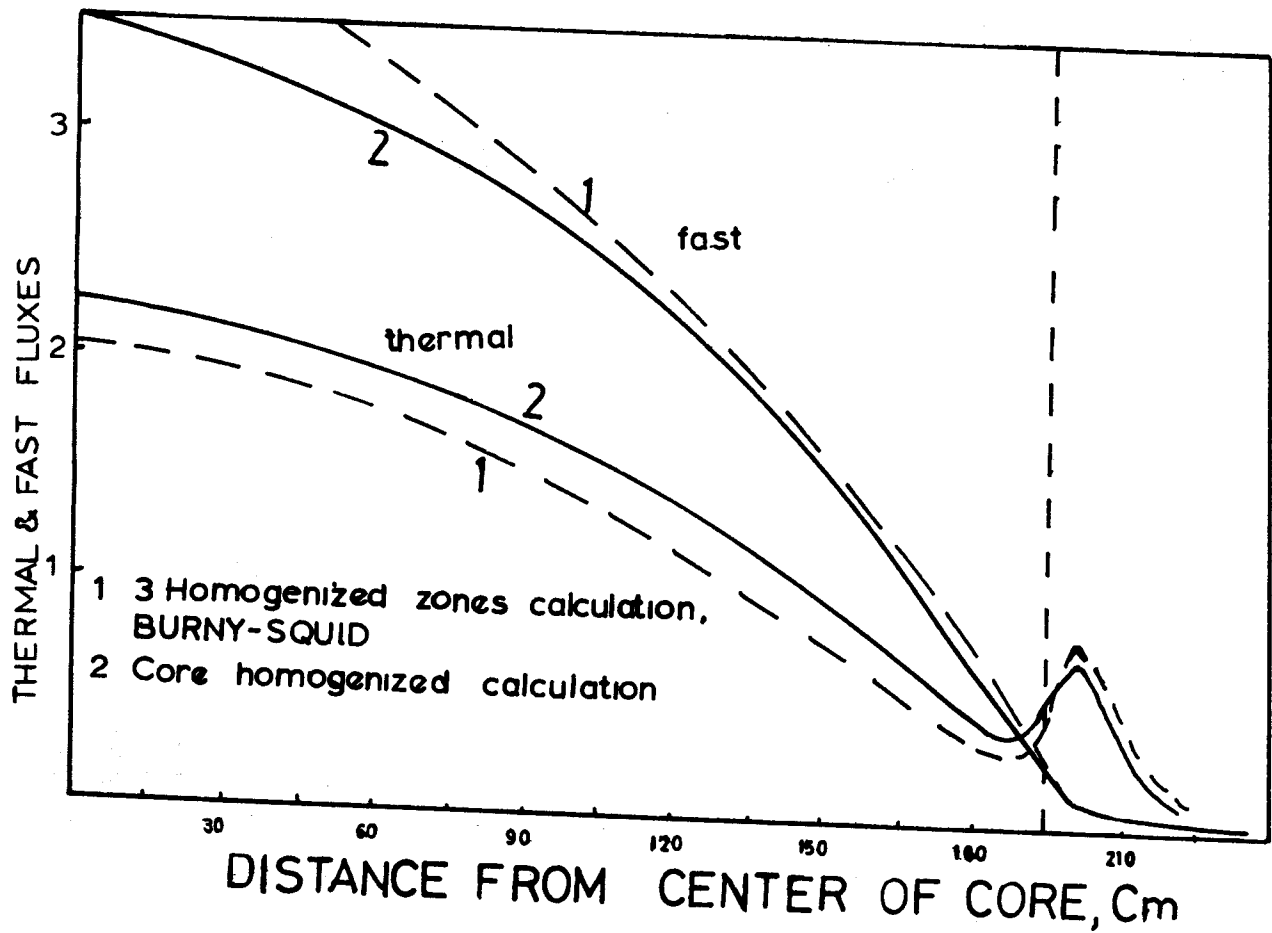
از این رابطه پس از قرار دادن مقادیر معلوم $C = 1017/45$ ppm بدست می‌آید.

۸- توزیع فلوی نوترون حرارتی و سریع در قلب و بازتابنده در دو راستای محوری و شعاعی، از حل معادلات فلویدست

آمده در اشکال (۳) و (۴) نشان داده شده‌اند.



شکل ۳- توزیع فلوی نوترون حرارتی در قلب راکتور



شکل ۴- توزیع فلوی نوترونهای حرارتی و سریع در قلب راکتور و بازتابنده .

فهرست منابع

- [1]- "Introduction to Nuclear Engineering, J.R.Lamarsh, 1975.
- [2]- "Introduction to Nuclear Reactor Theory", J.R.Lamarsh 1967.
- [3]- "Nuclear Reactor Engineering", Samuel Glasston, Alex-Sesonske
- [4]- "Nuclear Reactor Analysis", James.J.Duderstadt and Louis J.Hamilton.

[۵]- پایان نامه فوق لیسانس مهندسی هسته ای ایرج پهلوانی ۱۳۵۶ - مطالعه راکتورهای PWR و کاربرد روش دوگروهی در تجزیه و تحلیل راکتور ایران .

REACTOR CORE PARAMETERS CALCULATION BY
TWO-GROUP THEORY

By: A.Pazirandeh and I. Pahlavani

Abstract

Reactor core for Nuclear Power Plant (1293 MWe) is of Pressurized Water Reactor (PWR) type , with net electric output of 1200 MWe. The reactor is designed by a German Company KWU (Krafts werk Union).

In order to introduce the methods of calculation of the reactor core parameters to the students at the Institute of Nuclear Science and Technology, and in addition to provide them with the basic knowledge of reactor technology some of the M.Sc theses based on solely the core calculations.

In this article some of the parameters, such as, infinite multiplication factor, effective multiplication factor, critical multiplication factor, excess reactivity, boron concentration (as boric acid, burnable poison) to compensate excess reactivity, and also thermal and fast flux distribution in two dimensions (radial and axial) have been calculated by two group diffusion theory.

The results of the calculations agreed quite well with the results of more advance methods.