کد مصرف سوخت راکتورهای PWR با غنای متوسط کمتر از ٪۵: کد SUDEPLET

علی‌اکبر بهرامی، دکتر فرشاد فقیهی*، دکتر محمدرضا نعمت‌الهی

دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش مهندسی هسته‌ای

چکیده

در این پژوهش کد ساده و کارآمد محاسبات مصرف سوخت انواع PWR (با غنای متوسط قلب کمتر از ٪۵) با نام SUDEPLET (Shiraz University DEPLETion code) توسعه یافت. در اینجا مفاهیم فیزیکی و روش‌های تقریبی مورد استفاده در آن آورده شده است. توانمندی‌های برجسته این کد شامل انجام محاسبات مصرف سوخت بدون نیاز به هندسه پیچیده قلب راکتور، توانایی محاسبه کاهش راکتیویته قلب صرفاً بر اساس مصرف سوخت در طول زمان (که در بدست آوردن غلظت اسید بوریک یا مکان میله‌های کنترل در قلب، سودمند است) و نمایش مقادیر جرمی پاره‌های شکافت بر حسب عدد جرمی و عدد اتمی است. برای راستی آزمایی نیز نتایج SUDEPLET با نتایج کد مستقل ORIGEN2.1 مقایسه شده است.

کلمات کلیدی: کد SUDEPLET، مصرف سوخت، راکتیویته

Fuel depletion code for PWRs with less than 5% enrichment: SUDEPLET code

A. A. Bahrami[1], F. Faghihi[1,2,3], M. R. Nematollahi[1,3]

1 Department of Nuclear Engineering, School of Mechanical Eng., Shiraz University, Shiraz, Iran
2 Radiation Research Center, Shiraz University, Shiraz, Iran
3 Safety Research Center, Shiraz University, Shiraz, Iran

- *Corresponding author (Farshad Faghihi, PhD), E-mail: faghihif@shirazu.ac.ir*

Abstract

An efficient fuel depletion code for the PWRs containing less than 5% average enrichment is developed, called SUDEPLET (Shiraz University DEPLETion code), and is released along with the present article. In the current article, SUDEPLET physical concepts and its approximation procedures are given herein. The SUDEPLET execution schemes are explained through the current article, and moreover, the SUDEPLET code is executed for three different typical PWRs (contains less than 5% enrichment), and obtained results are benchmarked with those results using another independent fuel depletion code analyzer such as ORIGEN2.1. The most important capability of the SUDEPLET is its ability to calculate fuel depletion without use the complex geometry of the core and calculate the core reactivity decrease due to only core fuel depletion at any desired burnup which may be used to estimate the control rods' withdrawn position and/or boric-acid dilution at any cycle-time (to compensate for the whole core decrease of fission rate due to fuel depletion). The SUDEPLET also gives the produced fission fragments' yields versus their atomic mass number. In addition, among these calculated fission fragments Cs-137, Sr-90, Tc-99, I-129 which are problematic isotopes in the High Level Waste analysis; also Am-241and Np-237 which are actinides (and another long-term heat-emitters in the depleted fuel) are highlighted within all obtained fission fragments and trans-uranic elements.

***Keywords**: SUDEPLET Code, Fuel Depletion, Reactivity.*

مقدمه

هدف اصلی این پژوهش توسعه یک کد کامپیوتری برای بدست آوردن مصرف سوخت راکتور PWR با غنای متوسط قلب کمتر از ٪۵ برای چهار سیکل عملیاتی راکتور است. برای توسعه این کد، از زبان C# استفاده شده است. یک راکتور PWR شامل مجتمع‌های مختلف سوخت UO_2 (مخلوطی از سموم سوختنی یا/و میله‌های جاذب سوختنی) است. اورانیوم که شامل ایزوتوپ‌های ^{235}U و ^{238}U است (از عنصر ^{234}U صرفنظر می‌شود) بر اثر مصرف سوخت در طول سیکل تبدیل به ایزوتوپ های مختلفی از جمله ایزوتوپ‌های پلوتونیوم، پاره‌های شکافت و عناصر فرا اورانیومی می‌شود. بر اساس فیزیک مسئله در زنجیره‌های تولید و مصرفی که به وجود می آید، می‌توان یک دستگاه معادلات ODE مرتبه‌ی اول وابسته به زمان تشکیل داد. SUDEPLET با حل این معادلات تغییر غلظت ایزوتوپ‌ها را بدست می‌آورد. در این کد چهار گروه انرژی نوترون[۱] در دستگاه معادلات ODE لحاظ شده‌است. کدORIGEN نیز در محاسبات مصرف‌سوخت خود از همین روش‌های قطعی استفاده می‌کند [۱].

فرضیات و مفاهیم فیزیکی

فرضیات فیزیکی و تقریب‌های استفاده شده در SUDEPLET شامل موارد زیر است [۲]:

۱) بطور کلی سطح مقطع یک واکنش تابع انرژی و نوع ماده است و لازم است که تغییرات آن در محدوده انرژی موردنظر و برای یک ماده مشخص، معلوم باشد. نرخ واکنش فرایند α با رابطه زیر بیان می‌شود:

$$R_\alpha = \int_0^\infty \Sigma_\alpha(\upsilon)\, \upsilon n(\upsilon) d\upsilon = \bar{\Sigma}_\alpha^\Phi . \bar{\Phi} \qquad \text{(معادله ۱)}$$

که $\Sigma_\alpha(\upsilon)$ سطح مقطع ماکروسکوپیک وابسته به انرژی و $\bar{\Sigma}_\alpha^\Phi = \frac{\int_0^\infty \Sigma_\alpha(\upsilon)\upsilon n(\upsilon)d\upsilon}{\int_0^\infty \upsilon n(\upsilon)d\upsilon}$ سطح مقطع ماکروسکوپیک متوسط در فرایند α است. چرخه انرژی نوترون در یک راکتور حرارتی، از نوترون‌های شکافت (ناحیه سریع) تا نوترون-های حرارتی جذب شده در سوخت UO_2 (شکافت بعدی) را شامل می‌شود. با استفاده از مفاهیم پایه‌ای فوق، تمرکز ما روی سطح مقطع ناحیه حرارتی (۰/۰۲۵۳ eV الی 10^{-5} eV) است ولی با درنظر گرفتن سایر پارامترهای قلب راکتور (جدول۱)، سهم رزونانس و نواحی انرژی سریع نیز به حساب آورده شده است. همچنین بعنوان نمونه‌ای از حساسیت کد SUDEPLET به پارامترهای این جدول، می‌توان به تغییر ε به اندازه ۰/۱ و در نتیجه تغییر Burnup به میزان $۶\frac{MWd}{ton\ U}$ در طول یک سیکل اشاره کرد. میزان تغییرات برای p نیز به همین صورت است. اما تغییر P_1 اثر بیشتری روی Burnup دارد، به طوریکه به ازای ۰/۱ تغییر آن، Burnup در یک سیکل حدود $۱۰\frac{MWd}{ton\ U}$

[۱] ناحیه سریع (بالای ۱mev)، ناحیه بالای روزنانس (۱۰kev-۱mev)، ناحیه زیر رزونانس (۰/۰۲۵ev-۱۰۰ev) و ناحیه حرارتی (زیر ۰/۰۲۵ev)

تغییر می کند. P_2 تاثیر خاصی روی Burnup ندارد.

جدول ۱ احتمال‌های عدم فرار در چهار ناحیه انرژی نوترون‌های راکتورهای *PWR* با غنای کمتر از ٪۵ [۲]

پارامتر	مقدار (واحد)
ضریب شکافت سریع، ε	۱/۰۴۷۶
احتمال فرار از ناحیه سریع به بالای رزونانس ^{238}U، P_1	۰/۹۸۸۹
احتمال فرار از رزونانس ^{238}U، p	۰/۷۷۲۵
احتمال فرار از زیر رزونانس ^{238}U تا ناحیه حرارتی، P_2	۰/۹۹۸۰

۲) آهنگ برهم‌کنش نوترون‌های حرارتی محیط i (سوخت، غلاف و ...) و سلول j برابر $N_{ij}\sigma_i V_j \vartheta_j \Phi$ است. در این رابطه، N_{ij} تعداد اتم‌ها یا مولکول‌ها (یا ایزوتوپ‌ها) محیط i در واحد حجم سلول j، V_j حجم سلول j در شبکه، σ_i سطح مقطع موثر محیط i برای نوترون‌های حرارتی مذکور، ϑ_j نسبت شار نوترون حرارتی در سلول j به شار حرارتی در سوخت و Φ شار نوترون‌های حرارتی است.

۳) سطح مقطع جذب موثر محیط i ($i\Sigma_i$) بجز برای ^{235}U ثابت می‌ماند.

۴) سطح مقطع جذب نوترون‌های حرارتی به وسیله‌ی مواد قابل شکافت ثابت می‌ماند.

۵) پارامترهای قلب همچون ε، P_1، P_2، P_{th} و DB^2 (عامل نشت نوترون‌های حرارتی) ثابت می‌ماند.

۶) جذب نوترون‌های حرارتی توسط خنک کننده، کندکننده و سایر مواد ساختاری ثابت می‌ماند.

۷) آهنگ جذب نوترون حرارتی در سموم ^{135}Xe، ^{149}Sm و دیگر پاره‌های شکافت با سطح مقطع جذب بالا نیز درنظر گرفته شده است. بدین صورت که فرض شده چهار نوع پدیده (شکافت حرارتی ^{235}U، شکافت سریع ^{238}U، شکافت سریع و رزونانس ^{239}Pu و ^{241}Pu) سبب ایجاد پاره‌های شکافت می‌شوند. سپس برای هر کدام، آهنگ کل جذب نوترون‌های حرارتی در پاره‌های شکافت با سطح مقطع جذب بالا برابر $q'_m N_m(t)\sigma_m\varphi$ گرفته-شده است که m بیان کننده چهار نوع پدیده مذکور است و q'_m آهنگ سمی‌شدن موثر نامیده می‌شود و عبارتست از نسبت آهنگ جذب نوترون‌های حرارتی در پاره‌های شکافت ایزوتوپ m به کل نوترون‌های جذب شده در ایزوتوپ m که توسط رابطه زیر به q_mها (از جنس q'_m با مقادیر متوسط ثابت) مربوط می شود:

$$q'_m = q_m + \frac{\eta_m(\varepsilon - 1)}{\eta_{28} - 1} q_{28} \qquad \text{(معادله ۲)}$$

۸) تمام واپاشی‌های بتا و آلفا بدلیل نیمه‌عمر زیاد آن‌ها بجز واپاشی بتای ^{237}U (به ^{237}Np)، واپاشی بتای ^{239}U (به ^{239}Np)، واپاشی ^{239}Np (به ^{239}Pu) و واپاشی ^{241}Pu (به ^{241}Am) در سیکل محاسبات حذف شده اند.

۹) مجتمع سوخت بعنوان یک محیط همگن در نظر گرفته شده است.

۱۰) توزیع قدرت قلب یکنواخت در نظر گرفته شده است. با بررسی توزیع قدرت قلب یک PWR مشاهده می‌شود که تعداد مجتمع‌های سوخت دارای قدرت بیشتر از متوسط با مجتمع‌های سوخت دارای قدرت کمتر از متوسط، تقریباً برابر است که حاکی از سازگاری فرض استفاده شده برای مصرف سوخت کل قلب است [۳].

۱۱) فرض شده که قلب راکتور در طول سیکل با تمام قدرت کار می‌کند. لذا تغییرات سوخت بدست آمده بیشترین مقادیر ممکن هستند. در عمل راکتور درتمام سیکل با ماکزیمم قدرت کار نمی‌کند. در اینصورت سیکل کاری را به بازه های کوچکتر تقسیم کرده و قدرت متناظر آن بازه را قرار می‌دهیم.

بر اساس فرضیات فوق و صرفنظر از Burnup روشن/خاموش شدن راکتور ($0.5\frac{\mathrm{MWd}}{ton\ \mathrm{U}}$) در مقابل Burnup سیکل کاری راکتور که از مرتبه‌ی چندهزار $\frac{\mathrm{MWd}}{ton\ \mathrm{U}}$ است [۴]، تغییر غلظت ایزوتوپ‌ها با استفاده از مجموعه معادلات دیفرانسیل جفت‌شده (ODE) زیر بیان و توسط روش رانگ-کوتای مرتبه چهار حل می‌شوند:

(معادله ۳)
$$\frac{\mathrm{dN_{25}}}{\mathrm{dt}} = -\mathrm{N_{25}}\sigma_{25}\phi$$

(معادله ۴)
$$\frac{\mathrm{dN_{26}}}{\mathrm{dt}} = \frac{\mathrm{N_{25}}\sigma_{25}\alpha_{25}\phi}{1+\alpha_{25}} - \mathrm{N_{26}}\sigma_{25}\phi$$

(معادله ۵)
$$\frac{\mathrm{dN_{28}}}{\mathrm{dt}} = -\left(\frac{dN_{49}}{dt} + \frac{d\mathrm{N_F}(49)}{dt} + \frac{dN_{40}}{dt} + \frac{dN_{41}}{dt} + \frac{d\mathrm{N_F}(41)}{dt} + \frac{dN_{42}}{dt} + \frac{d\mathrm{N_F}(28)}{dt}\right)$$

(معادله ۶)
$$\frac{\mathrm{dN_{29}}}{\mathrm{dt}} = \frac{\mathrm{N_{28}}\sigma_{28}\alpha_{28}\phi}{1+\alpha_{28}} - \mathrm{N_{29}}\sigma_{29}\phi - \lambda_{29}\mathrm{N_{29}}$$

(معادله ۷)
$$\frac{\mathrm{dN_{40}}}{\mathrm{dt}} = \frac{\alpha_{49}\mathrm{N_{49}}\sigma_{49}\phi}{1+\alpha_{49}} - \mathrm{N_{40}}\sigma_{40}\,\phi$$

(معادله ۸)
$$\frac{\mathrm{dN_{41}}}{\mathrm{dt}} = \mathrm{N_{40}}\sigma_{40}\phi - \mathrm{N_{41}}\sigma_{41}\phi$$

(معادله ۹)
$$\frac{\mathrm{dN_{42}}}{\mathrm{dt}} = \frac{\alpha_{41}\mathrm{N_{41}}\sigma_{41}\phi}{1+\alpha_{41}} - \mathrm{N_{42}}\sigma_{42}\phi - \lambda_{42}\mathrm{N_{42}}$$

(معادله ۱۰)
$$\frac{\mathrm{dN_{49}}}{\mathrm{dt}} = \eta_{25}\varepsilon\mathrm{P_1}(1-\mathrm{p})\mathrm{N_{25}}\sigma_{25}\phi + \eta_{49}\varepsilon\mathrm{P_1}(1-\mathrm{p})\mathrm{N_{49}}\sigma_{49}\phi + \eta_{41}\varepsilon\mathrm{P_1}(1-\mathrm{p})\mathrm{N_{41}}\sigma_{41}\phi$$
$$-\mathrm{N_{49}}\sigma_{49}\phi + \mathrm{N_{28}}\sigma_{28}\phi + \frac{\alpha_{28}}{1+\alpha_{28}}\,\frac{\varepsilon-1}{\eta_{28}-1}\left(\begin{matrix}\eta_{25}\mathrm{N_{25}}\sigma_{25}+\\ \eta_{49}\mathrm{N_{49}}\sigma_{49}+\eta_{41}\mathrm{N_{41}}\sigma_{41}\end{matrix}\right)\phi + \lambda_{29}\mathrm{N_{29}}$$

(معادله ۱۱)
$$\frac{\mathrm{dN_F}(25)}{\mathrm{dt}} = \frac{\mathrm{N_{25}}\sigma_{25}\phi}{1+\alpha_{25}}$$

(معادله ۱۲)
$$\frac{\mathrm{dN_F}(28)}{\mathrm{dt}} = \frac{\varepsilon-1}{\eta_{28}-1}.\frac{\mathrm{v_{25}dN_F}(25)/\mathrm{dt} + \mathrm{v_{49}dN_F}(49)/\mathrm{dt} + \mathrm{v_{41}dN_F}(41)/\mathrm{dt}}{1+\ \alpha_{28}}$$

$$\frac{dN_F(41)}{dt} = \frac{N_{41}\sigma_{41}\phi}{1+\alpha_{41}} \quad \text{(معادله ۱۳)}$$

$$\frac{dN_F(49)}{dt} = \frac{N_{49}\sigma_{49}\emptyset}{1+\alpha_{49}} \quad \text{(معادله ۱۴)}$$

SUDEPLET مصرف سوخت هر نوع FA و مصرف سوخت قلب را انجام می‌دهد. بدین منظور کاربر مقادیر اولیه ایزوتوپ‌های فوق را به برنامه می‌دهد و این مقادیر بعنوان شرایط اولیه برای حل معادلات درنظر گرفته می شوند.

تخمین شار حرارتی

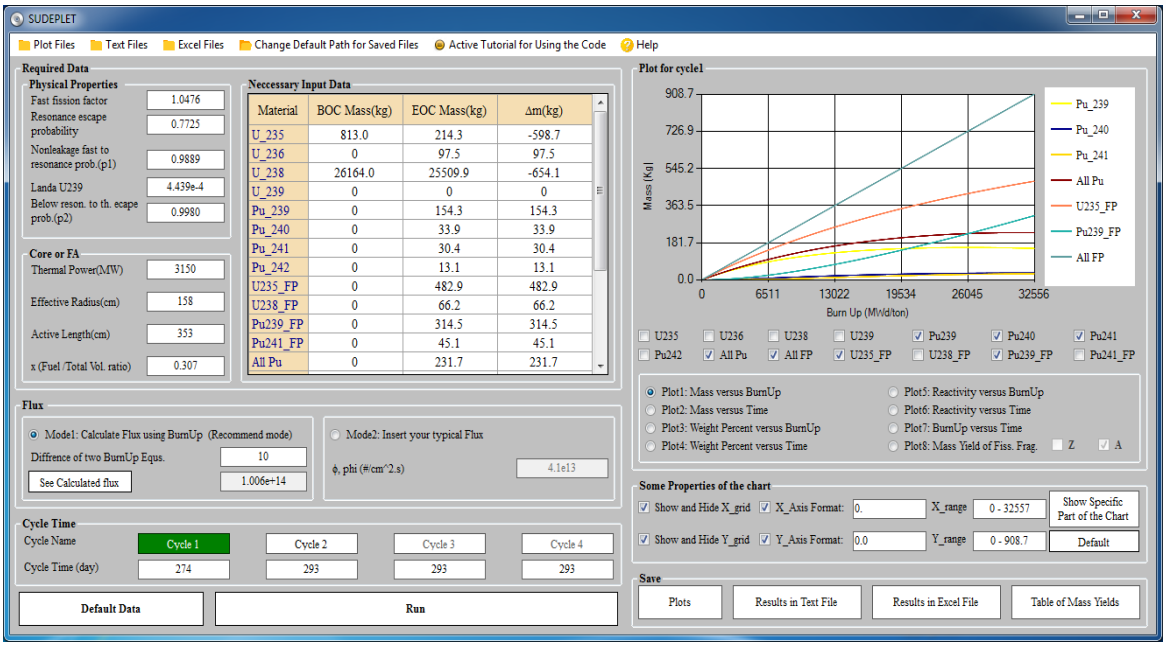
یکی از مهم‌ترین پارامترهای معادلات فوق، مقدار شار حرارتی است که بر اساس دو روش داده می شود. در روش اول، کاربر به صورت دستی مقدار شار متوسط قلب را به برنامه می‌دهد. در روش دوم، کد SUDEPLET برای محاسبه مصرف سوخت (برای یک نوع FA و یا کل قلب) از معادله وابسته به زمان زیر استفاده می‌کند [۲]:

$$B = 9.5\times10^5 \times \frac{M_F(25,t)+M_F(28,t)+M_F(49,t)+M_F(41,t)}{M_{25}^0+M_{28}^0} \ \left(\frac{\text{MW days}}{\text{Ton. U}}\right) \quad \text{(معادله ۱۵)}$$

از طرفی B از معادله مستقل $B=(\varepsilon.P.t)/M$ نیز بدست می‌آید که در آن ε ضریب بارگذاری (بدون واحد)، P توان (MW)، t زمان(روز) و M موجودی اورانیوم (تن) است. بنابراین از طریق تکرار، مقدار شار حرارتی مطلوبی که مصرف سوخت بدست آمده از دو رابطه‌ی فوق را برابرکند، به عنوان شار حرارتی روش دوم انتخاب می‌گردد.

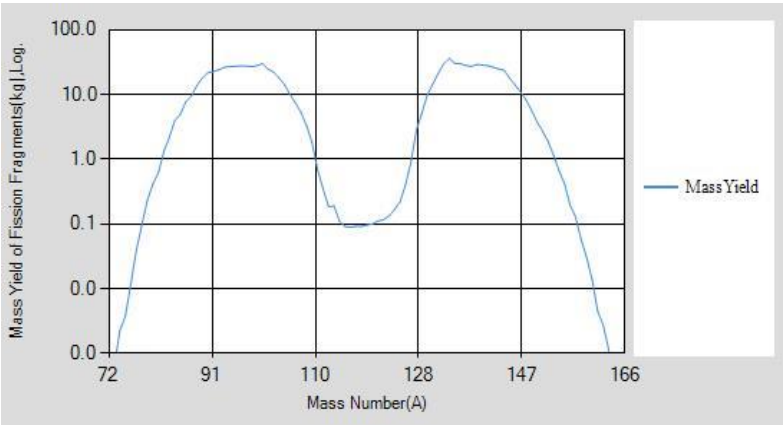
محیط کد SUDEPLET

مصرف سوخت هر نوع FA با نوع دیگر و با مصرف سوخت قلب متفاوت است و کاربر باید جرم و توان متناظر با هریک را در سیکل مربوطه وارد نماید. پنجره اصلی کد SUDEPLET در شکل زیر به نمایش در آمده است:



شکل ۱ محیط کد SUDEPLET

به عنوان نمونه‌ای از کاربردهای SUDEPLET، این کد مقادیر پاره‌های شکافت تولید شده در طول سیکل را در قالب شکل و داده (شکل ۲)، بعلاوه برخی از مهم‌ترین پسمان‌های سطح بالا (HLW) را نیز گزارش می‌دهد.



شکل ۲ مقادیر جرمی پاره‌های شکافت برحسب عدد جرمی[۱]

[۱] بر حسب معادلات ۳ الی ۱۴، مقدار کل پاره‌های شکافت تولیدی در هر سیکل بدست می‌آید. سپس برحسب متوسط درصد فراوانی ایزوتوپ‌های مختلف پاره‌های شکافت در راکتورهای حرارتی، مقدار وزنی هر ایزوتوپ محاسبه می‌شود.

برآورد راکتیویته وابسته به زمان

تغییرات راکتیویته قلب برحسب مصرف سوخت یک پارامتر بسیار کاربردی است که SUDEPLET آن را طبق رابطه زیر که کل راکتیویته قلب را به صورت تابعی از زمان نشان می‌دهد، برآورد می‌کند [۲]:

$$\rho(t)=\frac{\sum_m(\eta_m\varepsilon P_{th}p-1-q'_m)N_m(t)\sigma_m-KN_{235}\sigma_{235}-\sum_h N_h\sigma_h-\sum_F N_F\sigma_F}{\sum_m \eta_m\varepsilon P_{th}pN_m(t)\sigma_m} \quad \text{(معادله ۱۶)}$$

η_m موثر نوترون‌های تولیدی در هر شکافت، ε سهم شکافت سریع، P_{th} احتمال فرار نوترون‌های حرارتی، p احتمال فرار از رزونانس، q'_m آهنگ سمی‌شدن موثر، N_m دانسیته اتمی، σ_m سطح مقطع جذب، K ضریب ثابتی است که سهم‌های فرار، جذب در مواد fertile، کندکننده، ساختارها و ... را به جذب در U^{235} مربوط می‌کند. اندیس‌های m،h وF بترتیب روی عناصر شکافا، عناصر(U^{236}، Pu^{240} و Pu^{242})و زوج پاره‌های شکافت جمع می‌زنند.

اعتبارسنجی نتایج کد SUDEPLET

این کد برای سه راکتور VVER-1000، MW_{th} 3150 Westinghouse و PWR 3250 MW_{th} 3.3% enrichment اجرا شد. نتایج SUDEPLET در مقایسه با نتایج کد ORIGEN برای راکتور VVER-1000 آورده شده است (جدول ۲).

جدول ۲ مقایسه نتایج اجرای SUDEPLET با نتایج ORIGEN2.1 برای قلب VVER-1000

مواد	مقادیر ابتدای سیکل	مقادیر انتهای سیکل (۲۹۳)		خطای نسبی
		SUDEPLET ($۱۲۱۹۳\frac{MWd}{ton\ U}$)	ORIGEN2.1 [۵] ($۱۲۴۲۱\frac{MWd}{ton\ U}$)	
اورانیوم ۲۳۵	۱۷۲۴/۴	۹۴۷/۷	۹۹۷/۶	٪ ۵/۰
اورانیوم ۲۳۸	۷۰۳۵۸	۶۹۶۵۲/۹	۶۹۰۲۰	٪ ۰/۹
پلوتونیوم ۲۳۹	۰	۳۰۹/۶	۲۸۶/۶	٪ ۸/۰
کل پلوتونیوم‌ها	۰	۴۰۹/۷	۳۸۶/۷	٪ ۵/۹
کل پاره‌های شکافت	۰	۹۲۵/۲	۹۷۲/۶	٪ ۴/۹

نتیجه گیری

کد SUDEPLET با اینکه تقریب ساده‌ای برای هندسه راکتور درنظر می‌گیرد، اما در مبحث مصرف سوخت در مقایسه با نتایج کد ORIGEN، نتایج قابل قبولی ارائه می‌کند. همانطور که از شکل محیط کد مشخص است، این کد علاوه بر توانمندی‌های ویژه خود که شامل عدم نیاز به هندسه پیچیده راکتور، توانایی محاسبه کاهش راکتیویته قلب، محاسبه مقادیر پاره‌های شکافت و گزارش مقادیر پسماندهای سطح بالا، دارای یک محیط کاربر پسند با

ابزارهای مناسب است. SUDEPLET می‌تواند بعنوان یک کد وابسته به زمان–مکان توسعه بیشتری یابد. بطور ویژه عامل‌های پیک توان (شعاعی و محوری) در نسخه بعدی SUDEPLET در نظر گرفته خواهد شد.

منابع:

[۱] A. G. Croff, A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code, Analysis for Nuclear Fuel Cycles, OAK ridge national laboratory, 1980.

[۲] Benedict, Manson and Pigford, Thomas H and Levi, Hans Wolfgang; Nuclear chemical engineering; McGraw Hill Book Company; Page 127-142, 1981.

[۳] Y. Oka, An advanced course in nuclear engineering; Nuclear reactor design, Springer 2010.

[۴] John A. Bernard, light water reactor startup/shutdown, MIT Nuclear Reactor Laboratory, 2009.

[۵] روح ا.. نبوی، محاسبه تغییرات سوخت نیروگاه بوشهر طی دوره اول سیکل کارکرد راکتور، پایان نامه کارشناسی ارشد، دانشگاه شیراز، دانشکده مهندسی مکانیک، بخش هسته‌ای، ۱۳۸۶.