

***(D,D) VE (D,T) FÜZYON NÖTRONLARINA MARUZ KALAN
TORYUM VE FLİBE KARIŞIMLARININ SONSUZ ORTAM
DEĞERLERİNİN HESAPLANMASI***

Hüseyin YAPICI ve Veysel ÖZCEYHAN
Erciyes Üniversitesi Mühendislik Fakültesi, Kayseri

ÖZET

Bu çalışmada, 14.1 MeV (D, T) ve 2.45 MeV katalize (D,D) füzyon nötronları karşısında hibrid reaktör teknolojisi için önemli olan Toryum ve Flibe karışımlarının sonsuz ortamdaki nötronik per-formansları araştırılmıştır. Hesaplamalar füzyon reaktör ve hibrid reaktör teknolojisi için önemli olan Nötron Çoğalım Oranı, Nötron Kazanımı, Tritiyum Üretim Oranı, Fisil Yakıt Üretim Oranı ve Toplam Isı kazanımı parametreleri için yapılmıştır. Bu ifadelerdeki oran her füzyon nötronu için elde edilen miktarı göstermektedir.

***INFINITE MEDIUM CALCULATIONS OF THORIUM AND FLIBE
MIXTURES EXPOSED (D,D) AND (D, T) FUSION NEUTRONS***

ABSTRACT

In this study, neutronic performances of various mixtures composed of Thorium and Flibe have been evaluated with 14.1 MeV (D,T) and catalyzed (D,D) 2.45 MeV fusion neutrons in infinite medium. The calculations have been performed for Neutron Multiplication Ratio, Neutron Gain, Tritium Breeding Ratio (TBR), Fissile Fuel Breeding ratio and Total Nuclear Heat Release which is important neutronic criterions in Nuclear Technology: The ratio in these statements shows values per fusion neutrons.

1. GİRİŞ

21. yüzyılın eşiğinde dünya enerji ihtiyacı sürekli olarak artmaktadır. Sanayi ülkelerinde uygulanan enerji ekonomisi stratejileri bu artışı yumuşatmakla birlikte, gelişmekte olan ülkelerin çağdaş teknolojiyi yakalama çabaları bu geçiş evresinde büyük engellerle karşılaşmaktadır. Orta ve uzun vadede düşünülecek olursa ileriki yıllarda tüm dünyanın yeni enerji kaynaklarına ihtiyaç duyacağı muhakkaktır.

Hidrolik enerji kaynakları sınırlıdır. Bu nedenle günümüzde sanayinin ihtiyaç duyduğu enerji üretimi fosil ile nükleer yakıtlardan sağlanmaktadır. Fosil yakıtların sebep olduğu taşıma, dağıtım ve çevre kirliliği gibi problemlerin yanında rezervlerinin sınırlı olması, bu tür yakıtların kullanımına bir sınırlama getirebilir. Bu sebeple içinde bulunduğumuz yüzyılda yeni alternatif enerji kaynaklarına yönelme zorunluluğu belirlemiştir. Yeni enerji kaynakları ise, orta vadede yenilenebilir enerji kaynakları ve uzun vadede ise nükleer enerjidir.

Dünya elektrik enerjisi üretiminde nükleer enerjinin payının giderek arttığı görülmektedir [1]. Bilindiği gibi nükleer elektrik payı, başta Fransa olmak üzere Belçika, Kore, Macaristan ve Tayvan' da toplam elektrik üretiminin yarısına erişmiş veya geçmiştir. Almanya, Bulgaristan, Finlandiya, İspanya, İsveç, İsviçre gibi ülkelerde de nükleer pay $1/3$ oranının üzerindedir.

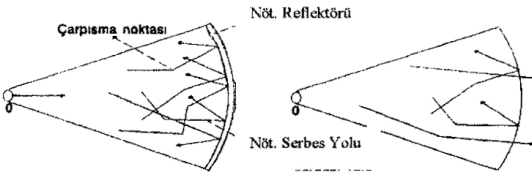
Diğer yandan gelişmekte olan ülkeler nükleer enerjiye ilgisiz kalarak bu zengin enerji kaynağından yararlanma şansını kaybetmektedirler. Gelişmiş ülkelerde ise nükleer enerji yatırımları hızla artmaktadır.

Bu çalışmanın amacı, füzyon ve hibrid reaktörlerinde kullanılacak muhtemel malzeme ve yakıt kompozisyonlarının değişik füzyon nötronları

karşısındaki sonsuz ortam değerlerinin hesaplanmasıdır. Böylece, başlangıçta ekonomik ve teknolojik olarak uygun olabilecek halleri belirlenebilecektir.

2. SONSUZ ORTAM

Sonsuz ortam, reaktör geometrisinin dış yüzeyinden hiç bir nötron kaçağının olmadığını kabul eden nötron-madde etkileşim alanıdır (Şekil 1). Nötron serbest yolu mutlaka bir reaksiyon yapacak kadar uzundur. Hesaplamalarda reaktör sınırında gelen tüm nötronları tekrar reaktör içerisine yansıtan bir reflektör yapının veya malzemenin varlığı kabul edilmektedir. Burada amaç, nötronun herhangi bir çekirdek ile reaksiyona girmesiyle, en ekonomik ve en iyi performans şartlarının sağlanması halinde, elde edilebilecek limit değerleri belirlemektir. Çünkü, gerçek uygulamalarda elde edilecek nötronik sonuçlar hiç bir zaman sonsuz ortam ile bulunan sınırları aşamayacaktır. Geometri ve malzeme kompozisyonu reaktör performansını etkileyen en büyük parametreler olması sebebiyle ilk dizayn hesaplamaları sırasında reaktörün belirli malzemeler karşısında verebileceği maksimum veya minimum değerlerin bilinmesi, reaktör geometrisinin ve bu geometride kullanılacak malzeme konfigürasyonunun tayini açısından bir gerekliliktir.



a. Sonsuz ortam

b. Gerçek ortam

Şekil 1 Sonsuz ortamın ve gerçek ortamın şematik olarak gösterilmesi

3. SAYISAL HESAPLAMALAR

Nükleer analizlerin en önemli gayelerinden birisi, ortam içindeki nötron akı dağılımının tesbit edilmesidir. Akı dağılımının özellikle bilinmesinin nedeni açığa çıkan enerji ve trityum üretimi gibi reaksiyon ürünlerinin nötronların başlattığı çekirdek reaksiyonlarından meydana gelmesidir. Bu oluşumlar nötron enejisinin fonksiyonu olduğundan, nötron akı dağılımının nötron enerjisine bağlı olarak da ifade edilmesi gereklidir.

Nötron akı dağılımını etkileyen faktörler nötron ve çekirdek arasındaki reaksiyonlar ile ortam malzemesinin atomik yoğunluğu ve ortam geometrisidir. Nötronlarla ortam malzemesi arasındaki reaksiyonlar tesir-kesitleri yardımıyla matematiksel olarak ifade edilebilir. Tesir-kesit değerleri ortam atomlarının geometrik kesitinden farklı olup, nötron ile atom arasındaki reaksiyon ihtimalini ve reaksiyon türünü ifade eder. Ortam malzemesinin yapısı ve geometrisinin nötron akı dağılımına etkisi, tesir-kesitlerin yardımıyla ve difüzyon teorisi ile hassas olarak Boltzman Transport denklemi ile ifade edilebilir.

Tesir-kesit değerlerinin düzensiz bir dağılım göstermesi nedeniyle matematiksel olarak formülize edilememeleri, gerçek hesaplamalar ve konfigürasyonlar için difüzyon ve transport denklemlerinin analitik olarak çözümlerini imkansız kılmaktadır. Bu nedenle çözüm ancak sayısal metodlarla yapılabilmektedir.

3.1. HESAPLAMA METODU

Karışık bir yapıya sahip olan Boltzman Transport denkleminin çözümü için, bilgisayarlarda kullanılabilecek çok çeşitli metodlar geliştirilmiştir. Bu çalışmada ise bunlardan S_N metodu kullanılmıştır. S_N metodunda nötronun hareket yönü, uzay açısı N sektöre bölünerek takip edilir. Her ayrı sektör içinde akının açığa bağlı olmadığı kabul edilir.

3.2. NÖTRONİK ANAI İZ

Son 30 yılda bilimsel literatürde füzyon nötronları ve füzyon reaktör sistemleri hakkında çok fazla çalışma yapılmıştır. Bu çalışmaların ana gayesi füzyon reaksiyonu sonucu ortaya çıkan reaksiyon enerjisinin büyük kısmını bünyesinde barındıran füzyon nötronlarının enerjilerinin faydalı amaçlar için absorbe edilmesi ve füzyon nötronları vasıtasıyla faydalı nükleer reaksiyonlarının elde edilmesi olmuştur. Bu hedeflenen gayelerin sahip olacağı sınır değerler ise ancak sonsuz ortam kavramıyla hesaplanabilir. Dolayısıyla, bu çalışmada 14.1 MeV (D, T) ve 2.45 MeV katalize (D,D) füzyon nötronları ile füzyon teknolojisi için çok önemli olan Toryum ve Flibe' den meydana gelen karışımların sonsuz ortamdaki nötronik performansları araştırılmıştır. Füzyon reaktör teknolojisi için önemli olan nötronik veriler şunlardır:

- Nötron Çoğalım Oranı
- Nötron kazanımı
- Tritiyum Üretim Oranı
- Fisil Yakıt Üretim Oranı
- Toplam Isı Kazanımı

Bu ifadelerdeki oran her füzyon nötronu için elde edilen miktarı göstermektedir. Önemli ekzotermik ve endotermik nükleer reaksiyonları dikkate alarak her füzyon nötronu için nükleer ısı kazanımı şu şekilde hesaplanmıştır.

$$K = 14.1 + \int [4.784 * \sum_{Li6(n,T)}(E) + 200 * \sum_{Th(n,f)}(E) - 2.467 * \sum_{Li7(n,T)}(E) - 2.2 * \sum_{Be(n,2n)}(E) - 7.5 * \sum_{Pb(n,2n)}(E) - 6.8 * \sum_{Th(n,2n)}(E) - 12 * \sum_{Th(n,3n)}(E)] * \Phi(E) * dE * dV \quad (1)$$

Nötron kazanımı (M_g) ve nötron çoğalım oranı (M_n) ise şu şekilde hesaplanmıştır:

$$M_n = \int \int [2 * \Sigma_{2n}(E) + 3 * \Sigma_{3n}(E) + v * \Sigma_f(E)] * \Phi(E) * dE * dV \quad (2)$$

$$M_g = \int \int [\Sigma_{2n}(E) + 2 * \Sigma_{3n}(E) + v * \Sigma_f(E) - \Sigma_f(E)] * \Phi(E) * dE * dV \quad (3)$$

Her ne kadar füzyon reaktör sistemlerinde farklı tasarım kavramları üzerinde durulsa da, yukarıda belirtilen fiziksel limitler hakkında sonsuz ortamda çalışmalar da yapılmıştır. Yukarıda tariflenen malzeler genellikle bir füzyon reaktöründe tek başına yerine değişik oranlarda karışım veya bileşik halinde bulunur. Dolayısıyla, bu çalışmada katalize (D,D) ve (D,T) füzyon nötronları için sonsuz ortamda yukarıda belirtilen nötronik hesaplamalar şu malzeme kompozisyonları için yapılmıştır:

- Toryum ile Flibe' nin hacimsel olarak %0 ve % 100 arasında ardışık değişen oranlarda karıştırılmasıyla elde edilen değişik kompozisyonlar kullanılmıştır.

3.3..SONUÇLAR

Toryum ile Flibe %0' dan %100'e kadar ardışık olarak değişen hacimsel oranlarda karıştırılmıştır. Şekil 2 ve 3 bu kompozisyonlar için nötron çoğalım oranı ve nötron kazanımını göstermektedir. En yüksek nötron çoğalım oranı ve en yüksek nötron kazanımı % 100 Toryum karışım oranında gerçekleşmiş ve değerleri 2.35041 (0.12118), 1.43455 (0.06147), en düşük nötron çoğalım oranı ve nötron kazanımı ise %100 Flibe' de gerçekleşmiş ve değerleri 0.2619 (0.0108), 0.130955 (0.0054) olarak elde edilmiştir.

Şekil 4 bu yakıt kompozisyonunda her füzyon nötronu için üretilen trityum miktarını (TBR) göstermektedir. Karışımdaki toryum oranı %0 iken karışımda herhangi bir fisil yakıt bulunmaması sebebiyle füzyon nötronlarının fisil çekirdekler tarafından absorpsiyonu olmadığı için TBR

maximum değerlere ulaşmıştır. En yüksek TBR değeri ise 1.15906 (0.7749) olarak hesaplanmıştır. Bu oran % 100 Tabii Lityum' da 1.90 olarak Monte Carlo Code [5] yardımıyla hesaplanmıştır. TBR' nin maksimum değerinden sonra, karışımdaki Toryum oranının artmasıyla TBR' nin azalması dikkat çekicidir. Çünkü, Th miktarının artmasıyla Flibe miktarı azalmaktadır. Modere olmamış yüksek enerjili nötronlar daha az oranda trityum üretimine sebep olmaktadır. Bu sonuç Flibe' nin sebep olduğu nötron çoğalımının ve moderasyonun TBR üzerinde önemli etkiye sahip olduğunu gösterir.

Flibe ve toryum karışımı % 100 fisil bileşik içerdiği zaman TBR yok denecek kadar azdır. Bu ise ^{232}Th ' un $\sigma_{(n,T)}$ değerinin çok küçük olduğunu göstermektedir.

Şekil 5 araştırılan karışım için ısı kazanımını göstermektedir. Karışımdaki Th oranının artmasıyla ısı kazanımının arttığı görülmektedir. Maksimum ısı kazanımı % 100 Th karışımında elde edilmiş ve değeri 43.867 (25.8763) MeV olarak bulunmuştur. Bu değer ref [6]' da 50.5 MeV olarak bulunmuştur. Bu ise iki çalışma için kabul edilebilir bir uyumadır.

Şekil 6 Toryum ile Flibe karışımı için $^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{U}$ reaksiyonu vasıtasıyla füzyon nötronu başına elde edilen ^{233}U yakıt miktarını göstermektedir. Karışımdaki toryum oranı arttıkça Fisil yakıt üretim oranı artmakta ve maksimum fisil yakıt üretim oranı, % 100 Toryum karışımında elde edilmektedir. Fisil yakıt üretim oranı % 100 Th için 2. 165 olarak bulunmuştur. Oysaki bu değer ref [6]' da 2.49' olarak hesaplanmıştır. Bu iki değer arasındaki uyumsuzluk, farklı kullanılan tesir-kesit kütüphanesinin farklılığından kaynaklanmaktadır.

Not: Parantez içindeki değerler (D,D) füzyon nötronları içindir.

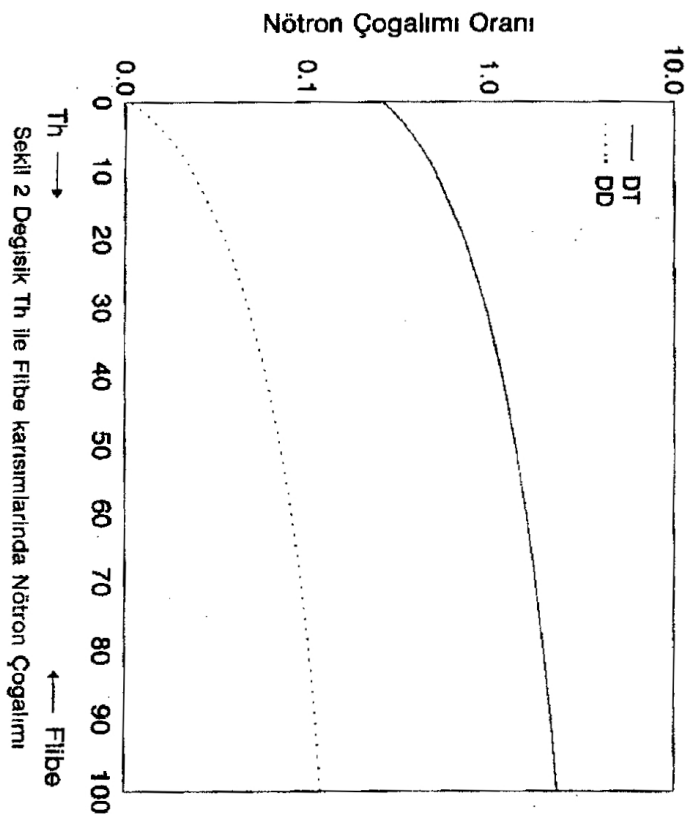
4. TAVSİYELER

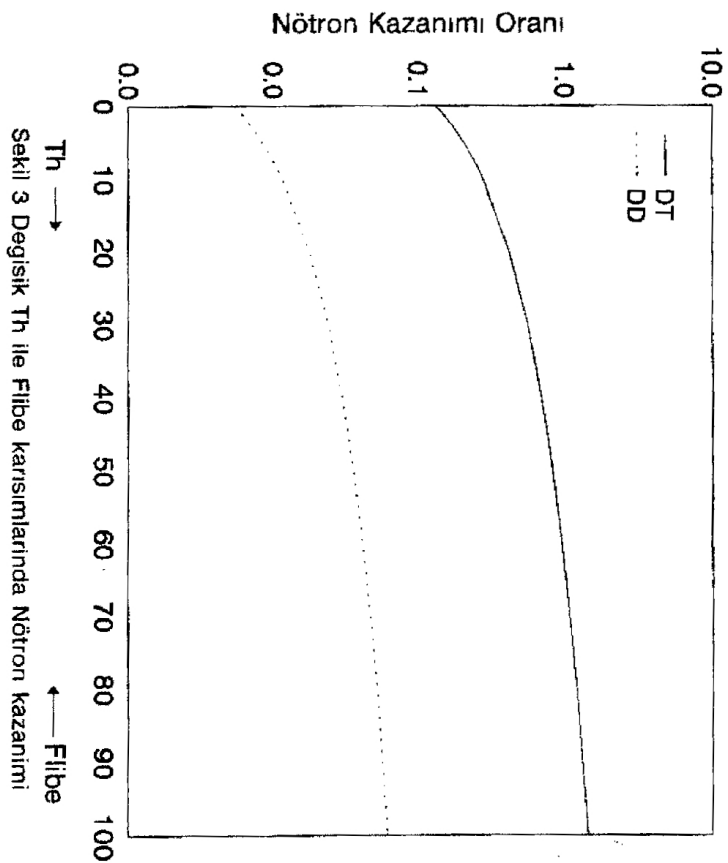
Sonsuz ortam hesaplamaları (D, D) ve (D, T) füzyon nötronları ve füzyon reaktörlerinde kullanılma ihtimali çok yüksek olan veya mutlaka kullanılması gerekli olan malzeme kompozisyonları için yapılmıştır. Bu çalışmada elde edilen neticeler değişik füzyon nötronlarının başlattığı problemler için fiziksel limitler verecektir. Aynı zamanda füzyon reaksiyonunu içeren çalışmalara iyi bir referans sağlayacaktır. Hesaplanan toplam değerler kullanılan tesir-kesit kütüphanelerine bağlı olarak az veya çok değişebilir. Fakat bu çalışmada bulunan neticeler, araştırılan malzemelerin genel fiziksel davranışlarını değiştirmeyecektir. Gelecek çalışmalar için şu tavsiyeler yapılabilir:

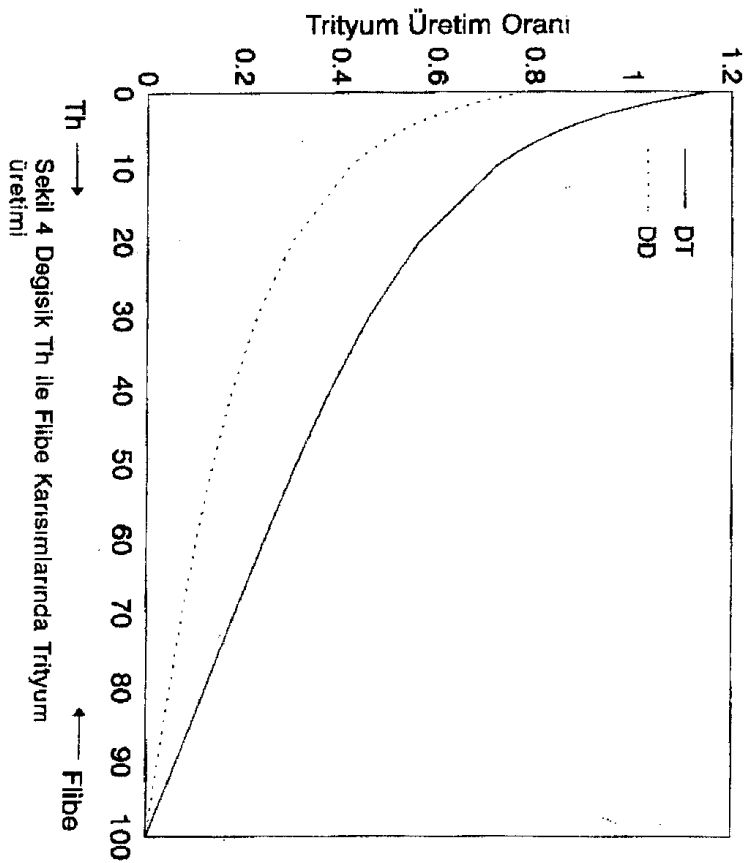
- Günümüzde Th yakıt reaktörlerde geniş olarak kullanılmamaktadır. Genellikle uranyum kullanılması nedeniyle artık olarak biriken yakıt U ve Pu izotoplarını içermektedir. Trityum üretimine negatif katkısı da dikkate alındığında, gelecek füzyon veya hibrid reaktörlere bir temel olması bakımından U ve Pu içerikli sonsuz ortam hesapları yapılmalıdır. Bu aynı zamanda kullanılmış yakıtı gençleştiren hibrid reaktör kavramı açısından daha da elzemdir.
- Gelecekte tesis edileceği mutlak olan füzyon veya hibrid reaktörlerin yapılarında mutlaka çelik, alüminyum, karbon, zirkon, beton bulunacağından sonsuz ortam değerlerinin daha gerçekçi olması bakımından bu tür malzemeler içeren haller için yeni bir hesaplama yapılmalıdır.

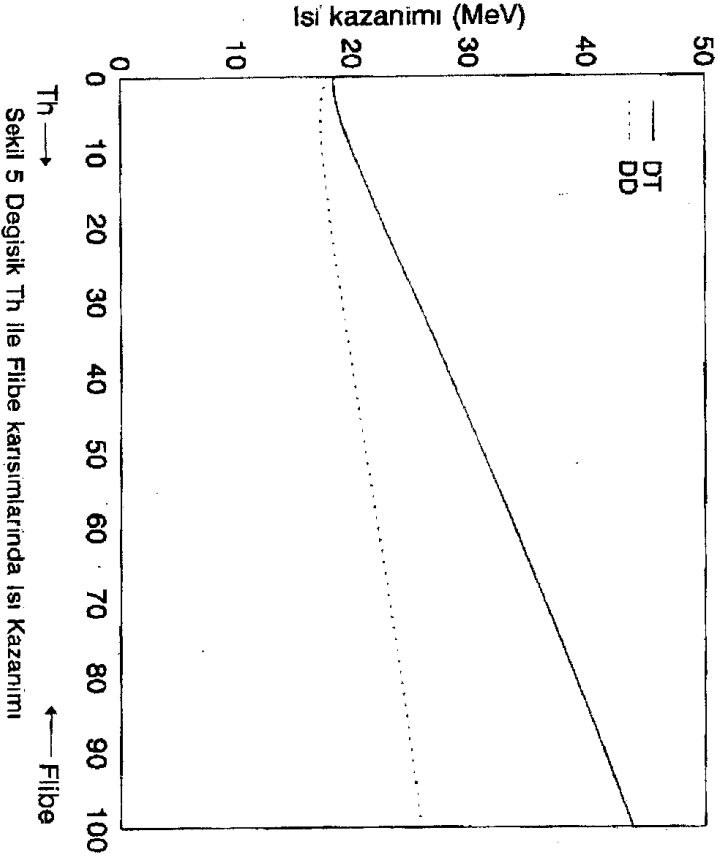
REFERANSLAR

- [1] S. ŞAHİN, "Nükleer Enejiye Yeni Dönem" İnsan ve Kainat Dergisi, Şubat 1992.
- [2] W. W. ENGLE, Jr., "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693, Oak Ridge National Laboratory (1970)
- [3] R. E. MACFARLANE, "TRANSX-2, A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes", Los Alamos National Laboratory (1993)
- [4] S. ŞAHİN, "Comparison of Diffusion and Transport Theory for Fast Reactor Shielding Calculations," Atomkernenergie, 22, 24 (1973)
- [5] E. F. PLECHATY and J. R. KIMLINGER, "TARTNP: A Coupled Neutron-Photon Monte Carlo Transport Code, Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA, UCRL-50400, Vol. 14, July 1976)
- [6]. E. TELLER, Fusion Magnetic Confinement, Vol. I, Part B, Academic Press (1981)









Sekil 5 Degisik Th ile Filibe karisimlarinda Isi Kazanimi

