

PAPER DETAILS

TITLE: GÜÇ ÜRETİMİ DÜZGÜNLESTİRİLMİŞ THO₂+CMO₂ KARISIK NÜKLEER YAKITLI HYBRID
BLANKETTİN NÖTRONİK ANALİZİ

AUTHORS: Saim KOÇAK, Ali ERİSEN

PAGES: 137-158

ORIGINAL PDF URL: <https://dergipark.org.tr/tr/download/article-file/590871>



GÜÇ ÜRETİMİ DÜZGÜNLEŞTİRİLMİŞ $\text{ThO}_2 + \text{CmO}_2$ KARIŞIK NÜKLEER YAKITLI HYBRİD BLANKETTİN NÖTRONİK ANALİZİ

(NEUTRON-PHYSICS ANALYSIS OF HYBRID BLANKET WITH FLATTENED POWER PROFILE AND $\text{ThO}_2 + \text{CmO}_2$ MIXED FUEL)

SAİM KOÇAK*, ALİ ERİŞEN**

ÖZET/ABSTRACT

Radyal yönde yakıt yüzdeleri değişen bir karışık yakıt (ThO_2 ve $^{244}\text{CmO}_2$) kullanarak, bir hybrid blankette düzgün fisyon güç yoğunluğu elde etmek üzere bir dizi yoğunluk düzeltme hesapları gerçekleştirilmiştir. Nötronik analiz, yakıt bölgesi hızlı nötron spektrumuna maruz bırakılan bir blanket üzerine yapılmıştır. Blanket dizaynı sırasında düşünülen bu yaklaşımlarla, fisyon güç yoğunluğu, uzun bir reaktör işletim periyodunda, hemen hemen düzgün olarak muhafaza edilmiş ve böylece, ^{233}U ve çok üstün nükleer özelliklere sahip ^{245}Cm gibi fissile yakıt üretiminin yanı sıra, esas olarak elektrik üretimi için düşünülebilecek bir hybrid blanket tasarımına ulaşılabilmektedir.

En büyük fisyon yoğunluğu değerinin ortalama değerine oranı, 24 aylık bir işletim periyodu sonunda, başlangıçtaki 1,06036 değerinden sadece 1,07316 değerine yükselmiştir. Hesaplamalarda %75'lik bir tesis faktörü ve 10^{14} n/cm²s lik yarı katalize füzyon nötronları akı yükü esas alınmıştır.

A set of successive density corrections is applied to achieve a flat fission power density in a hybrid blanket by using a mixed fuel (ThO_2 and $^{244}\text{CmO}_2$) with variable fractions of the fuel components in the radial directions. The neutronic analysis is carried out on a blanket with a hard neutron spectrum in the fissionable zone. Due to these precautions in the blanket design, the fission power density could be kept quasi-constant over a relatively long plant lifetime and so, in addition fissile fuel breeding such as ^{233}U and ^{245}Cm with superior nuclear properties, it could be possible to reach a hybrid blanket design for substantial electricity production.

The ratio of the peak to the average fission power density is increased from 1.06036 at start up only to 1.07416 after an operation period of 24 months by a plant factor of 75% under a first-wall semi-catalyzed fusion neutron flux load of 10^{14} n/cm²s.

ANAHTAR KELİMELELER/KEYWORDS

Füzyon, Fisyon, Hybrid blanket, Nötronik analiz
Fusion, Fission, Hybrid blanket, Neutronics analysis

*Selçuk Üniversitesi, Mühendislik-Mim. Fak. Makine Müh. Bölümü, Kampüs, KONYA

**Kırıkkale Üniversitesi, Mühendislik Fak. Makine Müh. Bölümü, KIRIKKALE

1. GİRİŞ

Dünya enerji ihtiyacının karşılanmasına yönelik olarak, çeşitli ülkelerce gerçekleştirilen çeyrek yüzyılı aşan çalışma programı, kaynak dağılımını fosil yakıtlardan nükleer yakıtlara kaydirmiştir. Bu dönüşüme paralel olarak gelişme göstermesi tabii olan nükleer teknoloji ise termal reaktör-hızlı reaktör-termonükleer reaktör aşamalarını yaşamaktadır. Üst ve alt sınırları iç içe geçmiş bulunan bu aşamalardan birincisinin sonuna doğru yaklaşırken hızlı reaktör teknolojisi, gelişim sürecinin zirvesine doğru yönelmiş, termonükleer reaktör füzyon teknolojisi ise gençlik dönemini yaşamaktadır. Bu son teknolojinin ekonomik bir düzeye ulaşabilmesi için 30-50 yıllık bir peryot öngörülmüştü (Greenspan ve Miley, 1981; Itoh ve Fukuyama, 1989; Kulsinki vd., 1989; Şahin, 1992; Szöke ve Moir, 1991).

Mevcutların yanı sıra, yakın gelecekte, dünya enerji üretim kaynaklarının %50'lik gibi önemli bir payını karşılamak üzere kurulması düşünülenlerle birlikte, ikibinli yılların ilk çeyreğinde termal reaktörlerin, hali hazırda tabii uranyumdan (%0.7 ^{235}U +%99.3 ^{238}U) karşılanmakta olan bölünebilir yakıt gereksinimlerinin; başka bir çözüm bulunmadıkça, karşılanamaz bir duruma ulaşacağı, bazı araştırmacılarca ileri sürülmektedir (Greenspan ve Miley, 1981; Itoh ve Fukuyama, 1989; Kulsinki vd., 1989; Şahin, 1992). Bölünebilir yakıt ihtiyacının karşılanabilmesine yönelik, hızlı reaktör teknolojisinin ise 10-30 yıllık katlanma periyotlarına sahip olması ve bu reaktörlerde elde edilen yakıtın yeni hızlı reaktörlerde kullanılabilecek olması, yukarıda sözü edilen probleme, yakın gelecek için alternatif bir çözüm aranmasına yol açmıştır (Mynatt, 1977; Doncals vd., 1985). Burada, prensip olarak, bölünebilir yakıt eldesine dayalı olarak çalışan hızlı ve üretken reaktör sisteminin, bölünebilir yakıttan başka yeni bir nötron kaynağıyla çalıştırılması gündeme gelmektedir. Bu özellik ise, ya termonükleer reaktörlerde (D-D), (D-T) ve diğer muhtemel birleşme reaksiyonlarından elde edilebilecek nötronlarla, veya ağır çekirdeklerin yüksek enerjili yüklü taneciklerle yarılması sonucu açığa çıkan nötronlarla ya da bir hedef çekirdeğe laser ile eklenecek enerji ile açığa çıkan nötronlarla sağlanabilir (Dyachanko vd., 1993; Basov vd., 1990).

Mevcut nükleer Reaktör Teknolojisine eşlik eden önemli bir olumsuz sonuç da önemli miktarlarda nükleer atık maddenin üretilmiş ve üretiliyor olmasıdır. Bu atık malzemelerle ortaya çıkan olumsuzluk güvenlik ve nükleer malzemelerin azaltılması sorunudur. Atık malzemeler üç grupta toplanabilir: Fisyon ürünleri, Aktinidler ve nötronla aktive edilen radyoaktif malzemeler. Bu üç gruptan en riskli olan aktinidler olup, yüksek radyoaktifliğe sahiptir (Basov vd., 1990; Arthur, 1981).

Bir hybrid reaktör, birbirlerinin özelliklerini tamamlamak üzere, çekirdek birleşme ve bölünme olaylarının birlikte gerçekleştirildiği bir sistemdir. Böyle bir reaktörde, temel fikir, füzyon plazmasını, bölünebilir yakıtı dönüştürebilecek bir nükleer yakıttan (fertile material, ^{238}U veya ^{232}Th) meydana gelen bir gömlekle (blanket) çevrelemektir (Leonard, 1973; Youssef ve Conn, 1979; Conn vd., 1980; Şahin ve Al Kusayer, 1983). Bu şekilde, blankette yer alan nükleer yakıtın bir kısmı, termal reaktörlerde kullanılabilecek yakıtı (^{239}Pu veya ^{233}U) dönüştürülürken, aynı zamanda, enerjik nötronlarla sağlanan hızlı bölünme sonucu enerji de elde edilebilmektedir. Böyle bir uygulamada, birim enerji başına fissil yakıt üretimi, bir hızlı üretkende elde edilenin yaklaşık olarak 30 katına kadar çıkabilen bir değere ulaşabilirken, blankette açığa çıkan enerji ise, düşük enerji kazanımlı bir füzyon reaktörünün sahip olduğunun yaklaşık 20 ile 40 katı kadar olabilmektedir (Greenspan vd., 1983; Şahin, 1977).

Blanket yakıt bölgesinde, ancak hızlı fisyon nötronlarıyla bölünmeye uğrayabilen fertile malzeme yerine, yavaş nötronlarla fisyon oluşturan fissile malzeme de kullanılabilir. Bu durum, günümüz reaktör teknolojisindeki mevcut durumun yansıtılması açısından önem taşır.

Fakat, bu durumda, yavaş nötronlarla fisyon oluşabilmesi için, füzyon nötron kaynağı ile (ya da cidarla) yakıt bölgesi arasına nötronları yavaşlatacak bir moderasyon malzemesi konulması gerekir.

Hybrid blankette üretilebilecek fissile yakıtın çok az bir kısmı, yine blanket içerisinde, enerji üretimine katkıda bulunacak şekilde kullanılırken, geriye kalan miktarı, uygun yöntemlerle, reaktör dışına alınıp, termal reaktörlere yakıt olarak aktarılabilir. Böyle bir uygulamada yakıt çubuk blokları, LWR ve hybrid reaktör arasında belirli bir peryotla çevrime sokularak LWR'lerin tükenmiş yakıtının gençleştirilmesi gerçekleştirilebilir. Önceleri LWR'ler için düşünülen bu potansiyel, daha sonraları Ağır Su Reaktörleri (CANDU gibi) için de analiz edilmiştir (Greenspan, 1984; Şahin ve Yapıcı, 1989). Bu analizlerde yarı katalize D-D reaksiyonuyla, D-T sürücülü reaksiyondan daha hızlı bir yakıt gençleştirmenin mümkün olabileceği ve geliştirilmiş CANDU'larda yakıt gençleştirmesinin olabileceği hatta LWR'ler için dahi gerekli yakıtın üretilebileceği gösterilmiştir (Şahin vd., 1989; Ünal, 1998). Böyle bir çevrim, yakıt çubuğu malzemesi mekanik olarak işe yaramaz hale gelinceye kadar devam edebilir (Yapıcı, 1989).

Yine, bir hybrid reaktör blanketinin sürekli olarak kritik altı çalışmasından dolayı diğer reaktörlere göre daha yüksek bir güvenlik faktörüne sahip olmak ve termal reaktörlerin radyoaktif nitelikli artığı olan aktinidleri yakıt olarak kullanıp, bunlardan da yine fissile yakıt üretmek gibi avantajlara sahiptir (Greenspan, 1984; Şahin, 1980; Cappicilo vd., 1984; Berward ve Duderstadt, 1990).

Sıralamaya çalışılan bu avantajların yanı sıra, hybrid reaktör sistemleri iki ayrı sistemi birleştirmiş olmasından kaynaklanan bazı problemlere sahiptirler. Yani füzyon nötron kaynağı ve fissile blanket, bir arada çalıştırılmaları durumunda, kendi başlarına sahip olacakları teknolojik işletme problemlerinin ötesinde ilk cidardaki radyasyon hasarı gibi her ikisine ait şartların optimizasyonuna yönelik bir dizi probleme sahiptir ve bunların öncelikli olarak analiz edilmesi ve çözümlenmesi gerekir (House, 1994; Moir, 1996; Şahin vd., 1996).

Füzyon nötron kaynağı ile ilgili olarak yapılan çalışmalar, termonükleer reaktör teknolojisinin gelişimine paralel olarak Füzyon Reaktör Nötroniği başlıklı çalışmalarda incelenilmektedir (Sawan ve Malang, 1999; Şahin vd., 1996). Fissile blanket çalışmaları ise blanket tasarımı başlıklı bir çalışma programı şeklinde yürütülmektedir (Maniscalco vd., 1981; Şahin vd., 1986; Barzilov vd., 1995).

Füzyon reaksiyonlarının, hybrid reaktör sistemlerinde nötron kaynağı olarak kullanılması durumunda, bu reaksiyonların olduğu ortam, füzyon sürücüsü (fusion driver) olarak isimlendirilir. Böylece, yine hybrid sistem açısından, (D-T) ve (D-D) sürücülü reaktörlerden bahsetmek mümkündür (Şahin vd., 1991; Yapıcı ve Kahraman, 1997).

Saf (D-D) reaktörleri, katalize D-D reaktörleri ve yarı-katalize D-D reaktörlerinde, (D-D) reaksiyonlarının ortak özelliği, birleşme reaksiyon enerjisinin yaklaşık %65 lik kısmının reaksiyonlar sonucu açığa çıkan yüklü tanecikler tarafından paylaşılmasıdır. Yüksek enerjili yüklü tanecikler ise, elektrik üretiminde, herhangi bir ısı makinasının sahip olduğu verimden çok daha yüksek bir verim değeriyle, direkt enerji dönüşümünü gerçekleştirmede kullanılabilirler. Bu durum, bilhassa (D^3 -He) reaktörleri için büyük bir avantaj sağlamaktadır. Böyle bir reaksiyonda, nötronlar üretilen enerjinin sadece %2 lik bir kısmını yüklenirler (Moir, 1981).

Kendilerine nötron sağlayan füzyon sürücüleri açısından, hybrid reaktörler üç ana grupta toplanabilir (Youssef ve Conn, 1979; Moir, 1981; Lee vd., 1982). Bunlar sırasıyla,

- Tokamak sürücülü hybrid sistem
- Ayna tipi sürücülü hybrid sistem
- Atalet özellikli füzyon sürücülü hybrid sistem

Bütün füzyon sürücülerinde temel özellik, plazmanın, belirli bir geometride, plazmayı çevreleyen “ilk cidar” a değmeksizin tutulabilmesidir. Reaksiyon odasını çevreleyen ve onun da etrafında bir blanketin yer alması, hybrid reaktörde esas olan geometrik düşünceyi belirler. İlk cidar, kendinden sonra yer alan blanketi, plazmadan kaynaklanan elektromagnetik radyasyon ve, yüklü tanecik bombardımanından koruma fonksiyonunu kısmen yüklenir. Bunun yanısıra, daha da önemli olarak, kendisi de, magnetik olarak sıkıştırılmış bulunan plazma’dan gelecek radyasyon enerjisine dayanabilecek malzeme yapısına sahip olmalıdır (Şahin vd., 1996; Ehrlich, 1977).

Blanketin fonksiyonları ise, plazmanın hakim olan çalışma modu (D-T) reaksiyonu ise, gerekli Trityum üretimi ve fisyonu uğrayabilen yakıt üretimini sağlamak, nötron sayısını ve kendisine füzyon nötronlarıyla ulaşan enerjiyi çoğaltmak, ısı enerji eldesini sağlamak ve bir dereceye kadar da nötronlar ve gamma ışınları için perdeleme görevini yerine getirmek şeklinde sıralanabilir (Maniscalco vd., 1981). Blanketin yakıt bölgesinde düşünülecek olan fonksiyonların yerine gelebilmesi, bölünme ve dönüşüm reaksiyonları aracılığıyla gerçekleşir. Dönüşüm reaksiyonları ise, ağır çekirdeklerin nötron yutarak, kütle sayısının bir arttığı yeni bir çekirdeğe dönüşmesi şeklinde tanımlanabilir. Bu dönüşüm bölünebilir yeni bir çekirdek (fissile) ortaya çıkarıyorsa, olayın başlatıldığı çekirdek, ‘fertile’ çekirdek olarak isimlendirilmek üzere, ‘fertile-fissile’ dönüşümü veya fissile nükleer yakıt olarak bilinir.

Nötron ekonomisin sağlanabilmesi için, blanketin etrafı bir de reflektör ile çevrilir. İlk cidar’ın gerisinde kalan blanket yapısı, hybrid reaktör sınıflandırmasına da esas olacak şekilde, temel iki yaklaşıma göre tasarlanabilir. Birinci yaklaşım, ilk cidarın hemen arkasına, fertile malzemeden (^{238}U , ^{232}Th) yapılmış bir katmanın konulmasını öngörür (Şahin ve Yapıcı, 1989). Böyle bir hybrid blanket hızlı bölünme blanketi olarak isimlendirilir. İkincisi ise, füzyon nötronları, ilk cidarın hemen gerisinde yer alan, nötron çoğaltıcı bir katmanda (Be, Pb veya Li) sayıca çoğaltılırken, aynı zamanda enerjileri de azaltılır. Bu, hybrid blanketin düşük bölünme oranlı blanket olarak isimlendirilmesini sağlar (Berwald vd., 1982).

Bölünme reaksiyonlarının her birisi blankette ortalama 200 MeV lik bir enerjinin tutulmasına yol açarken, nötronlar enerjilerini esas itibarıyla, trityum üretiminin gerçekleştiği, lityum bölgesinde bırakırlar. Bir hybrid blankette açığa çıkan ısı enerjisi, sıvı veya gaz soğutucular aracılığıyla alınır ve enerjisi elde edilecek kısma aktarılır. Sıvı soğutucular genel olarak ısı ile iletim ve uygun nükleer özelliklerinden dolayı sıvı metaller (sıvı lityum, sıvı sodyum) kullanılır (Wells, 1978; Ünal, 1998). Gaz olarak ise, Helyum kullanılır (Mogahed vd., 2000). Diğer bir uygulama, su soğutmalı hybrid blankettir. Bu durumda, sudaki nötron moderasyonu sonucunda ^{235}U ve üretilen Plutonyumun çekirdek bölünmesine ve dolayısıyla enerji artışına olan katkıları söz konusudur. Yine bu uygulamada, su ile yakıtın hacimsel oranı değiştirilerek bölünebilir yakıt üretimi ve enerji artışının, birlikte, değişik oranlarda gerçekleştirilebildiği, geniş bir kullanım alanına ulaşılabilir.

1.1. Çalışmanın Amacı

Hybrid reaktör sistemleri üzerinde ilk dönemlerde yapılan çalışmalar genelde sistemin yararları, yapısı ve nötronik analizi üzerine yoğunlaşmışken (Conn vd., 1980; Greenspan, 1984; Moir, 1981; Şahin vd., 1983; Woodroff, 1985) daha sonraki çalışmalar hafif su reaktörlerinin ve belirli bir ağırlıkta CANDU reaktörünün kullanılmış yakıt çubuklarının D-T ve D-D sürücülü hybrid reaktörlerde geliştirilerek tekrar kullanılabilmesinin araştırılmasına yönelmiştir (Şahin ve Yapıcı, 1989; Ünal, 1998; Şahin vd., 1996; Şahin vd., 1991; Şahin vd., 1989; Şahin ve Yapıcı, 1989; Şahin vd., 1994).

Bu her iki grup çalışmada, hybrid blanketin yapısı üzerinde, parametrik çalışmaya imkan tanıyan, değişik yöntemler üzerinde durulmuştur. Bunlar, ilk cidarla yakıt bölgesi arasında bazı moderasyon katmanlarını içerdiği gibi, yakıt bölgesinden sonra, trityum üretim bölgesini ve reflektör katmanlarını da içine alan geometrilerle ilgili çalışmalardır. Yukarıda verilen referanslarda bu incelemeleri bulmak mümkündür.

Geometrideki bu varyasyonların yanısıra, değişik ilk cidar yüklerinde blanketin nötronik performansını arttırmaya dönük çalışmalar da yapılmıştır (Ünalın, 1998; Yapıcı vd., 2000).

İlk cidar yükünün artırılması hybrid blanketin enerji üretimini ve kullanılmış yakıt gençleştirme performansını arttırırken, radyasyon zararı nedeniyle ilk cidarın ömrünü de küçültür.

Hybrid reaktör sistemlerinde, geometriye yönelik yapılan değerlendirmelerin dışında, göz önüne alınan diğer bir kriter de, güç eğrisinin şeklidir. Yakıt bölgesinde hemen hemen homojen bir yapıda tutulan malzeme yapısına karşılık, hybrid reaktörler, genelde, füzyon kaynağından uzaklaştıkça üstel olarak azalan bir güç üretim yoğunluğu eğrisine sahiptir. Halbuki, sabit bir güç dağılımı, mühendislik açısından, blanket'in daha iyi bir işletim konumuna ulaşması için, blanketin sahip olması istenen bir özelliktir.

İlk cidar yükünün artırılması, böylece ilk cidardaki radyasyon zararının yanı sıra, ilk cidarda ve ona komşu yakıt bölgesindeki yakıt çubuklarında yer alan yakıt ve diğer malzemelerin ergime noktalarını aşabilecek bir sıcaklık yükselmesine de neden olabilir.

Yukarıda sıralanan problemlerin şiddetini azaltabilmek amacıyla üstel olarak azalan güç üretim eğrisinin değişimini düzeltirmeye dönük parametrik incelemeler, aynı zamanda mühendislik açısından, zamana yayılı iyi bir yakıt işletimi düzenini de ortaya çıkarabilecektir. İşletme periyodunun fonksiyonu olarak, değişmeyen bir güç dağılım eğrisi elde etmek üzere yapılan çalışmada (Erikson vd., 1981), plutonyum üreten bir hızlı hybrid blankette optimal bir yakıt işletimine ulaşılabilmektedir. Fakat bu uygulama, başlangıçta, büyük bir bölünebilir (fissile) yakıt miktarını gerektirmiştir.

Moderatörlü bir hybrid blankette güç eğrisini düzgünleştirilmesi, moderatör/yakıt oranının değiştirilmesiyle gerçekleştirilmiştir (Greenspan vd., 1983). Termal bir blanket için etkinliği olan bu metodun, hybrid blanketlerin genel karakterinin hızlı bölünme olması sebebiyle, uygulama alanı dar bir aralık olarak kalmaktadır.

Daha sonra gerçekleştirilen çalışmalarda ise, blanketin yakıt bölgesinde, bölünebilir malzemenin cinsini değiştirmeden, ilk cidar'dan itibaren yakıt yoğunluğu değiştirilerek, hemen hemen düzgün bir güç dağılımı eğrisi elde edilebilmiştir (Şahin, 1980; Şahin, 1981; Şahin 1982; Şahin, 1983).

Yoğunluk değişimi metodundan esinlenerek, yoğunluk değişimi yerine yakıt bölgesinde, karışık bir yakıt (UO_2+ThO_2) kullanarak, yakıt bölgesi boyunca, bu karışık yakıtın yüzdesini değiştirmek suretiyle, yine yaklaşık olarak sabit kalan bir güç eğrisi elde edilmiştir (Şahin ve Al Ashaikh, 1987). Fakat, sözü edilen bu çalışmalarda, ilk cidar ile yakıt bölgesi arasında bir nötron çoğaltıcı (Berilyum) katman yer almıştır. Bu katman, nötron spektrumunu yumuşattığı için, uzun işletim periyotlarında oluşan U-233'ün düşük enerjili nötronlarla bölünme reaksiyonlarına girmesi sonucunda, güç eğrisi yine üstel bir bozulmaya uğramıştır. Bu bozulmayı düzeltebilmek amacıyla yapılan diğer bir çalışmada Be katmanı kaldırılarak güç eğrisi dikkate değer mertebede düzgünleştirilmiştir (Şahin ve Al Ashaikh, 1987).

Bu çalışmada toplam trityum üretim oranı "1" değerinin altında seyrederken, enerji çoğaltım faktörü, bu blanketin elektrik üretimi için de kullanılabilmesine yönelik alt sınır olarak kabul edilebilecek 2.5 değerinin hemen üzerinde yer almıştır. Daha sonra yapılan bir çalışmada ise; aynı optimize edilmiş blanket geometrisi, fakat değişik bir karışık yakıt kompozisyonu (UO_2+CmO_2) kullanılarak, toplam trityum oranı için "1" in üstüne çıkılmış ve

enerji çoğalım faktörü için ise yaklaşık 6.5 gibi bir değerle daha önce elde edilenin iki katından biraz fazla bir değere ulaşılmıştır (Şahin vd., 1988). ThO₂ ve UO₂'yi karışık yakıtın bileşenleri olarak incelemeye sokan diğer bir çalışmada güç üretim yoğunluğu eğrisi 24 aylık bir işletim dönemi için incelenmiştir (Şahin vd., 1989).

Termal reaktörlerin bilinen yakıt çubuklarında nükleer atık olarak biriken ve nükleer teknoloji bakımından diğerlerine göre üstün özellikleri bulunan ²⁴⁴Cm'ü, blanketin enerji çoğalım faktörünü üst seviyede tutmak ve bunun yanında yine ²³²Th'yi de nükleer açıdan çok kaliteli bir reaktör yakıtı olan ²³³U'ü fertile-fissile yakıt dönüşümü aracılığıyla elde edebilmek amacıyla, sistem çalışması niteliği taşıyan bu çalışmada (Şahin vd., 1988; Şahin vd., 1989) performans optimize edilmiş ve blanketin nükleer yakıt bölgesinde (ThO₂+CmO₂) yakıt karışımı için nümerik hesaplamalar esas alınmıştır. Çalışma boyunca gerçekleştirilen hesaplamaların temel hedefi ise; öncelikle, güç üretim yoğunluk profili düzgünleştirilmiş bir blanket elde etmek üzere, gerekli yakıt dağılımını bulabilmek ve bu özelliğin sağlanmasından sonra da, iki yıllık bir işletim periyodu içerisinde, blanket performansını belirleyen parametrelerin nötron-fizik analizini gerçekleştirmektir. Çalışmanın bu bölümünden sonraki ana bölümlerinde, blanketin geometrisi ve malzeme yapısı verilecek, nümerik hesaplama ile ilgili yöntem ve data takdim edildikten sonra, nümerik hesaplamalar sonucunda elde edilen blanket performans değerleri tablolar ve şekiller halinde verilip sonuç bölümünde de, verilen sonuçların irdelemesi yapılacaktır.

2. S_N TEORİSİ

Nötronun malzeme içerisindeki dağılımı en genel şekilde Boltzmann transport denklemi yardımıyla ifade edilebilir (Weinberg ve Wigner, 1959; Duderstadt ve Hamilton, 1976).

$$\frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = S(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \int_{\hat{\Omega}'} \int_{E'} \Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}, t) Q(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) dE' d\hat{\Omega}' - \hat{\Omega} \cdot \nabla Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) - \Sigma_T(\mathbf{r}, E) Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (1)$$

Q nötron kaynak debisi, $\hat{\mathbf{r}}$ uzay vektörü, E nötron enerjisi, $\hat{\Omega}$ nötron hareket yönü, t zaman, Σ makroskopik tesir kesitidir.

Boltzmann Transport Denklemi'ndeki terimleri E civarında dE aralığında ve $\hat{\Omega}$ civarında d $\hat{\Omega}$ aralığı için şöyle tarif edilebilir.

a) Nötron akısının birim zaman içindeki değişimi

$$\frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) dE d\hat{\Omega} \quad \text{b) } S(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \frac{1}{k_{\text{eff}}} \chi(E) \int_{E'} v(E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E') \int_{\hat{\Omega}'} Q(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) dE' d\hat{\Omega}' \quad (2)$$

Burada, kaynak nötronlarının akıya katkısı $Q(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) dE d\hat{\Omega}$ ve v fisyon başına nötron sayısıdır.

Çekirdek parçalanmasıyla ortaya çıkan nötronların akıya katkısı

$$\left\{ \chi(E) \int_{E'} v(E') \Sigma_f(\mathbf{r}, E') \int_{\hat{\Omega}'} Q(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) dE' d\hat{\Omega}' \right\} dE d\hat{\Omega} \text{ dir.}$$

c) Saçılma sonucunda nötronların akıya katkısı

$$\left\{ \int_E \int_{\Omega'} \Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega, t) Q(\mathbf{r}, E, \Omega, t) dE' d\Omega' \right\} dE d\Omega \text{ dir.}$$

d) Sızmayla yoluyla nötron kaybı $\dot{\Omega} \cdot \nabla Q(\mathbf{r}, E, \dot{\Omega}, t) dE' d\dot{\Omega}$ dir.

e) $\Sigma_T(\mathbf{r}, E') Q(\mathbf{r}, E, \dot{\Omega}, t) dE d\dot{\Omega}$

Boltzmann Transport Denklemi'nin yaklaşık bir çözümüne imkan veren S_N metodunda nötron akışının açıya bağıllığı; nötron hareket yönü incelenirken uzay açısı N sektöre bölünerek, böylece her sektör içinde nötron akışının açıya bağıllığı olmadığı kabul edilerek ifade edilir.

Hızlı reaktör spektrumu, bu çalışmada göz önüne alınan blanket için, çıkış noktasını teşkil ettiğinden nötronların termik bölgedeki etkilendikleri ve termik reaktörler için büyük önemli olan enerji gruplarının üst enerji gruplarına saçılma olayını gözönüne almaya gerek yoktur. Bu takdirde Boltzmann transport denklemi, küresel geometri için

$$\begin{aligned} \mu \frac{\partial}{\partial t} Q(x, E, \mu) + \frac{(1-\mu^2)}{x} \frac{\partial}{\partial t} Q(x, E, \mu) + \Sigma_T(x, E) Q(x, E, \mu) = \\ Q(x, E, \mu) + \frac{1}{k_{eff}} v(x, E) \int_{E'}^{\infty} v(x, E) \Sigma_f(x, E) \int_{\mu'=-1}^1 Q(x, E', \mu') d\mu' dE' + \\ \sum_{L=1}^{L_{max}} \frac{2L+1}{2} P_L(\mu) \int_{E'}^{\infty} \Sigma_{S,L}(x, E' \rightarrow E) \int_{\mu'=-1}^1 P_L(\mu') Q(x, E', \mu') d\mu' dE' \end{aligned} \quad (3)$$

Ortalama değer teoremi çerçevesinde Δx , ΔE ve $\Delta \mu$ aralıklarında nötron akışını sabit kabul ettiğimiz takdirde Eşitlik 3

$$\begin{aligned} \mu \frac{\partial}{\partial t} Q(x_j, E_g, \mu_i) \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i + \frac{(1-\mu^2)}{x} \frac{\partial}{\partial \mu} Q(x_j, E_g, \mu_i) \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i + \\ \Sigma_T(x_j, E_g) Q(x_j, E_g, \mu_i) \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i = Q(x_j, E_g, \mu_i) \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i \\ \left\{ \frac{1}{k_{eff}} \chi(E_g) \sum_{g' \rightarrow g}^{IG} v(x_j, E_{g'}) \Sigma_f(x_j, E_{g'} \rightarrow E_g, \mu_i) + \sum_{n=1}^N Q(x_j, E_{g'}, \mu_i) \Delta E_{g'} \Delta W_n' \right\} \\ \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i + \sum_{L=1}^{L_{max}} \frac{2L+1}{2} P_L(\mu_i) \Delta x_j \Delta E_g \Delta W_i \sum_{g' \rightarrow g}^{IG} \Sigma_{S,L}(x_j, E_{g'} \rightarrow E_g) \\ \sum_{n=1}^N P_L(\mu_n') Q(x_j, E_{g'}, \mu_n') \Delta E_{g'} \Delta W_n' \end{aligned} \quad (4)$$

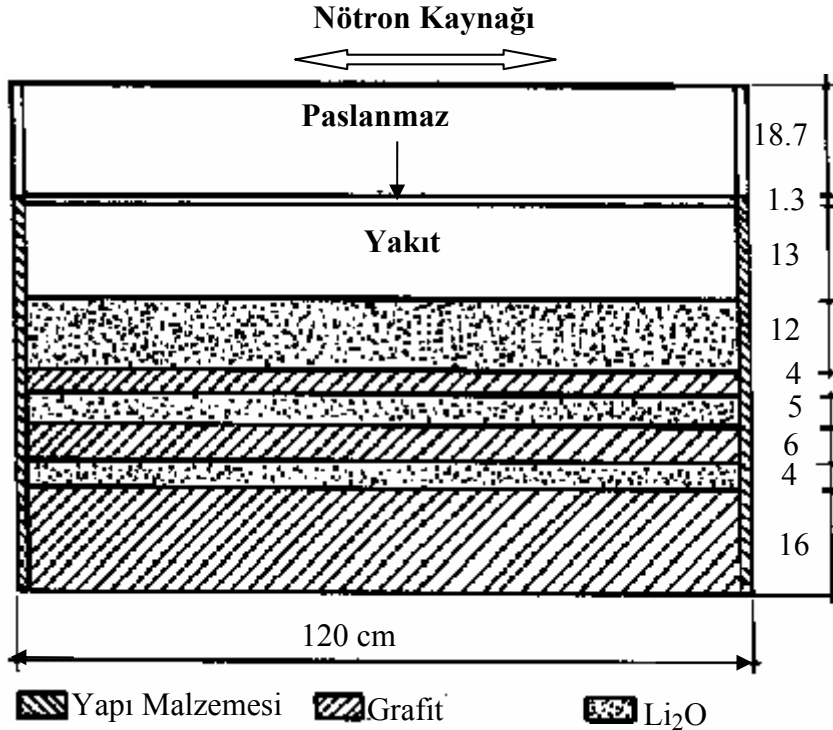
şeklinde ifade edilir.

3. BLANKETİN YAPISI

Dik kesiti şekil 1’de görülen hybrid blanket nümerik hesaplamalar için esas alınmıştır. Blanket, esas itibariyle üç ana kısımdan oluşmaktadır. Bunlar sırasıyla;

1. Silindir ilk cidar 1.3cm kalınlığındadır ve paslanmaz çeliktendir.
2. ThO_2 ve tabii CmO_2 kullanılarak yapılan yakıt çubuklarından oluşan on sıralık yakıt bölgesidir. Yakıt çubukları; alüminyum kılıf ($D_d=12$ mm, $D_i=10.4$ mm) içerisinde yer almaktadır. 10mm çapındaki yakıt elemanlarından, gaz soğutmalı bir blanket yapısı oluşturmak üzere hacimde %42 lik bir hava boşluğu bırakılacak şekilde, altıgen bir yapı oluşturulur. Bu durum Şekil 2’de görülmektedir. ThO_2 yüzdesi, yakıt bölgesinde, ilk cidardan radyal doğrultuda dışarıya doğru uzaklaşma yönünde azalacak şekilde, yakıt çubuk sıraları oluşturulmuştur.
3. Toplam trityum elde edilmesi oranının yüksek tutulabilmesi için katmanlı bir yapıda, Li_2O ve grafit’ten meydana gelen, trityum üretim ve reflektör bölgeleri kullanılır. Böyle, katmanlı bir yapıda, hızlı nötronlar, grafit reflektörlerde ya geri yansıtılmakta, ya da enerjileri azaltılarak, ardışık Li_2O katmanında Li-6 ile reaksiyona girmesi sağlanmaktadır. Geriye kalan enerjik nötronlar da, Li-7 ile reaksiyon verebilmektedirler. Toplam Li_2O tabaka kalınlığı 21cm ve toplam grafit reflektör kalınlığı ise 26 cmdir.

Çizelge 1’de hybrid blanketin geometrik yapısına ait değerler ve değişik bölgelerin malzeme yapısı, Çizelge 2’de, yakıt bölgesi dışında kalan bölgelerin ayrıntılı malzeme yapısı ve çekirdek yoğunlukları görülmektedir.



Şekil 1. Hybrid blanketin kesit görünüşü

Çizelge 1. Hybrid blanketin malzeme kompozisyonu ve bölgelerin geometrik değerleri

Bölge	Malzeme	Geometrik değer (cm)
Boşluk	Hava	0-18.7
İlk duvar	Tip 316 paslanmaz çelik	18.7-20
Yakıt	ThO ₂ +CmO ₂ nükleer yakıt karışımı	20-33
Trityum elde etme	LiO ₂	33-45
Reflektör	Grafit	45-49
Trityum elde etme	LiO ₂	49-54
Reflektör	Grafit	54-60
Trityum elde etme	LiO ₂	60-64
Reflektör	Grafit	64-80

Çizelge 2. Blanketin yakıt bulunmayan bölgelerindeki malzeme kompozisyonu

Bölge	Malzeme	Çekirdek bileşimi	Çekirdek yoğunluğu (10 ³⁰ /m ³)
İlk duvar	Tip 316 paslanmaz çelik	Silisyum	1.7108×10 ⁻³
		Krom	1.6627×10 ⁻²
		Mangan	1.7548×10 ⁻³
		Demir	5.7651×10 ⁻²
		Nikel	8.1863×10 ⁻³
		Molibren	1.0022×10 ⁻³
Trityum elde etme	LiO ₂	Li-6	4.6379×10 ⁻³
		Li-7	5.7038×10 ⁻²
		Oksijen	3.0837×10 ⁻²
		Aliminyum	3.0136×10 ⁻³
Reflektör	Karbon	Karbon	1.1284×10 ⁻¹

4. SAYISAL HESAPLAMA

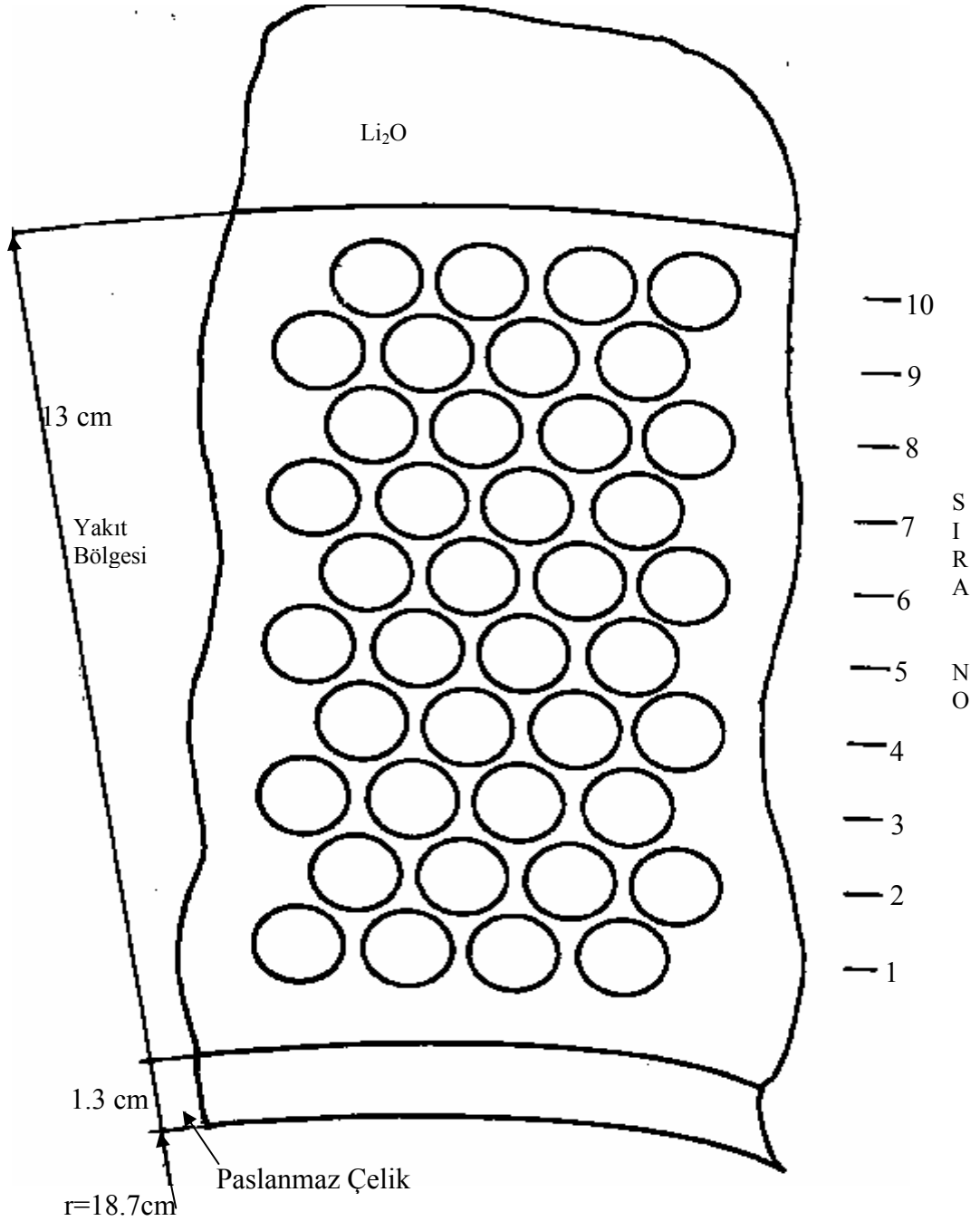
Çalışma boyunca, nötron transport hesaplamaları, nümerik çözüme hazır duruma getirilmiş bulunan nötron transport denklemi olan Eşitlik 4 ANISN transport kodu kullanılarak, S₈-P₃ yaklaşımıyla, silindirik geometride çözülmesiyle gerçekleştirilmiştir (Engle, 1970). Hesaplamalarda nötronik data olarak transport etki kesitleri ile reaksiyon etki kesitleri ile birlikte içinde bulunan CLAW-IV data kütüphanesi kullanılmıştır (Al-Kusayer vd., 1988). Transport hesaplamalarında kullanılmak ve yarı katalize füzyon reaktörlerinden

elde edilen (D-T) ve (D-D) nötronlarına ait olmak üzere $10^{14} \left(\frac{n}{\text{cm}^2 \text{s}} \right)$ ’lik bir nötron akısı, blanketin ilk cidarı için, sabit nötron kaynağı yükü olarak alınmış ve ayrıca işletme periyodu boyunca değiştirilen parametrik değerler için 0.75 lik bir tesis faktörü elde edilmiştir.

4.1. Güç Üretim Yoğunluğunun Düzgünleştirilmesi

Blanket işletme periyodunun başında, düzgün bir bölünme nötronları yoğunluğu dağılımına sahip olunması, güç üretiminin yoğunluğunun da blanket içinde düzgün kalmasını

sağlar. Bu amaçla, yakıt çubukları, yakıt bölgesinde ThO_2 yüzdesi radyal doğrultuda dışarıya doğru azalacak şekilde, sıralanmaktadır. Çizelge 3’de parantez içinde yer alan değerler karışık yakıt dağılımının belirlenen ilk yaklaşımına ait değerlerdir. Bu ilk belirlemede, radyal uzaklaşma sırasında nötron spektrumunun yumuşaması sebebiyle, $v(E)$ değerinde ortaya



Şekil 2. Radyal doğrultuda 10 ayrı yakıt bölgesini oluşturan yakıt çubuklarının alan; hexagonal yapıda düzenlenişi

çıkacak düşmenin aynı yönde yüzdesi giderek artan Cm^{244} izotopunun yüksek $v(E)$ değeri aracılığıyla dengeleneceğini gösterir. Bu değerlerle, kararlı olmaktan uzak bir BNÜY dağılımı elde edilmiş ve bu yüzdelerin, düzgün bir NÜY profili vererek şekilde modifiye edilmesi

gerekmıştır. Bu amaçla, 15 kadar transport hesabı, ardışık yoğunluk düzeltmeleri yapılarak tekrar edilmiş ve sonuçta Tablo 3’de yer alan yüzde değerleriyle, şekil 3’te görülen düzgün BNY dağılımına ulaşılmıştır. BNÜY dağılımının düzgünlüğünü belirlemek amacıyla, blanket içerisinde en büyük BNY değerinin, ortalama BNÜY değerine oranını gösteren Γ faktörü, düzgünleştirilmiş yakıt dağılımı için, iyi bir düzgünleştirmeyi ifade eden $\Gamma_1=1.06036$ olarak hesaplanmıştır.

Çizelge 3. Yakıt bölgesindeki başlangıç yakıt dağılımı(%)

Sıra Numarası	ThO ₂	CmO ₂
1	(90) [*] 92.39	(10) 7.61
2	(88) 90.66	(12) 9.34
3	(86) 89.83	(14) 10.97
4	(84) 87.41	(16) 12.59
5	(82) 85.85	(18) 14.15
6	(80) (84.01)	(20) 15.99
7	(78) 82.23	(22) 17.77
8	(76) 80.22	(24) 19.78
9	(74) 78.15	(26) 21.85
10	(72) 75.70	(28) 24.30

* Parantezlerdeki değerler, güç üretim yoğunluğu eğrisini düzeltme işlemine başlamadan önceki karışık yakıt yüzdelelerini göstermektedir.

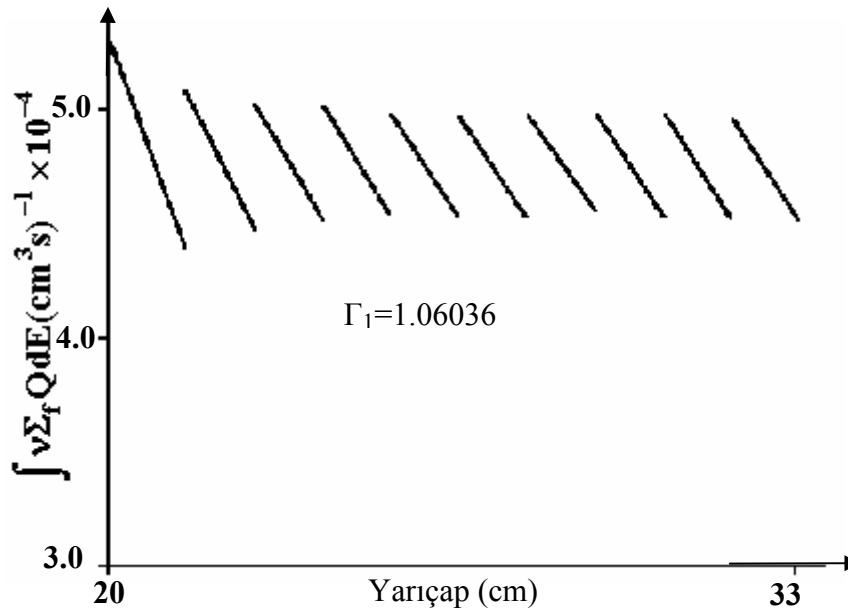
4.2 Güç Üretim Yoğunluğunun Blanket İçerisinde ve İşletim Periyodunca Değişimi

Hybrid blanket için elde edilen düzgünleştirilmiş Güç Üretim Yoğunluğu (GÜY) profili, esas olarak, meydana gelebilecek yeni fissil izotopların, düzgün olmayan üretim oranları sebebiyle işletim süresince bozulmalara uğrayabilmektedir. Şekil 4, U²³³ ve Cm²⁴⁵ izotoplarına ait fissil yakıt üretim oranlarını, GÜY profili düzgünleştirilmiş blanket için göstermektedir. Bu şekilden de görüleceği gibi, blanket içerisinde, radyal doğrultu boyunca merkezden uzaklaştıkça, U²³³ ait üretim oranının düşmesine ve Cm²⁴⁴ ait üretim oranının yükselmesine karşılık, toplam fissil yakıt üretim yoğunluğu yaklaşık olarak sabit kalmaktadır. Bu durum, GÜY profilinin de yaklaşık düzgün kalmasını temin etmekte ve esas olarak, nötron spektrumunun radyal doğrultu boyunca spektral olarak hafifçe yumuşamasından kaynaklanmaktadır.

Şekil 5’de, yüksek enerjili nötronlara ait hızlı akıların radyal yönde azaldığı; buna karşılık Şekil 6’da düşük enerjili nötronlara ait yavaş akıların ise radyal yönde değişmediği veya arttığı görülmektedir. Şekil 6’daki artışın sebebi, bu düşük enerjili nötronların, yakıt bölgesinin ötesinde ortaya çıkmaları ve yakıt bölgesine geri yansıtılmış olmalarıdır. Ayrıca, fisyon tesir kesitleri ile, fissil yakıt üretim tesir kesitlerinin, nötron enerjisi bakımından, benzer özellik göstermeleri; düzgünleştirilmiş BNÜY profilinin, aynı zamanda fissil yakıt üretim yoğunluğunun da düzgünleştirilmesindedir.

Çizelge 4. Şekil 5 ve Şekil 6’de yer alan nötron akı gruplarının enerji sınırları

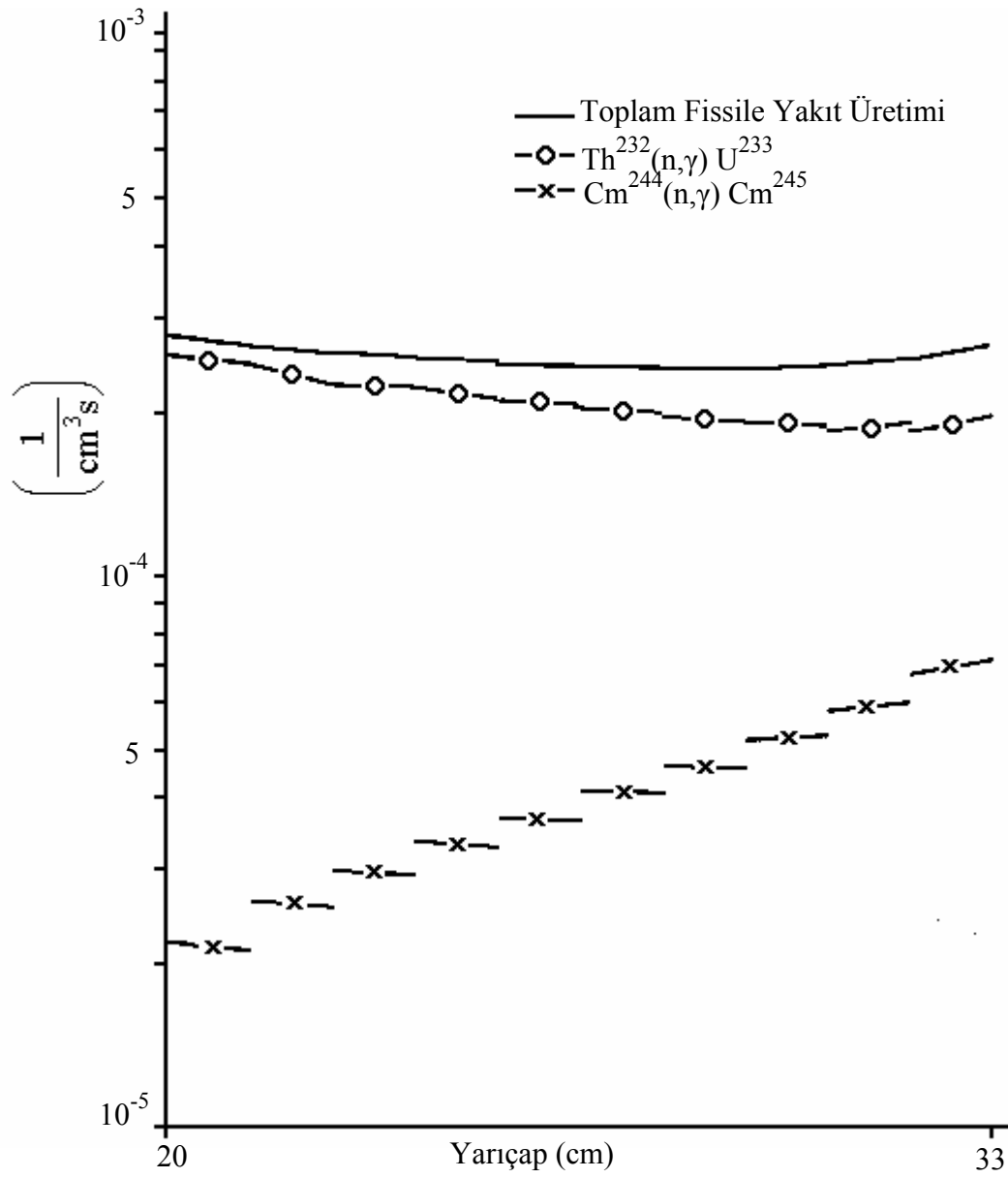
Grup numarası	Alt enerji sınır(eV)	Üst enerji sınır(eV)
1	$1.500 \times 10^{+7}$	$1.700 \times 10^{+7}$
8	$2.865 \times 10^{+6}$	$3.680 \times 10^{+6}$
10	$1.738 \times 10^{+6}$	$2.232 \times 10^{+6}$
18	$9.120 \times 10^{+3}$	$2.480 \times 10^{+4}$
23	61.4	167.0
28	8.32	22.6



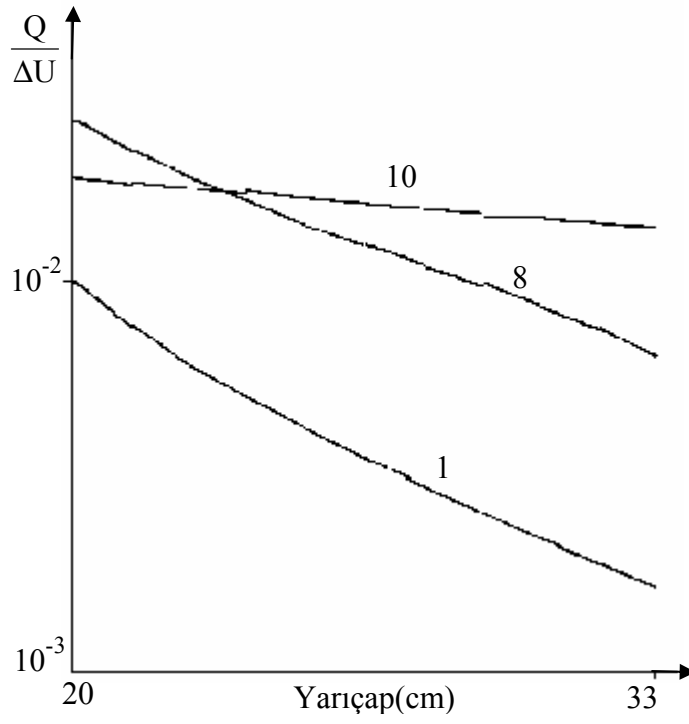
Şekil 3. Güç üretimi düzgünleştirilmiş blankette bölünme nötron yoğunluğu (BNY)

Bir hybrid blanketin performansını belirleyen değerlendirmelerden biride, üretilen trityum miktarı ve bunun, füzyon açısından, kendi kendini götürecek seviyede olup olmadığının görülmesidir. Trityum, plazma’da birleşme reaksiyonlarında kullanılmak durumunda olduğundan fusile yakıt olarak isimlendirilir. Şekil 7, fusile ve fissile yakıt üretim oranlarını, bütün blanket içerisinde, radyal blanket kalınlığının fonksiyonu olarak göstermektedir. Bu şekil üzerinde, yakıt bölgesi üzerindeki değişim, Şekil 4 üzerinde daha açık olarak verilmiştir. Şekil 7’den, $\text{Li}^6(n,\gamma) \text{T}$ reaksiyonunun, karbon bölgelerine yakın olan noktalarda yüksek oranda, Li_2O bölgelerinin ortalarına doğru ise düşük oranda meydana geldiği gözlenmektedir. Yakıt bölgesinden ve her bir grafit reflektör bölgesinden enerjileri azalarak çıkan nötronların Li_2O bölgesinin sınırlarında çokca yutulmakta olmaları, bu durumu açıklamaktadır.

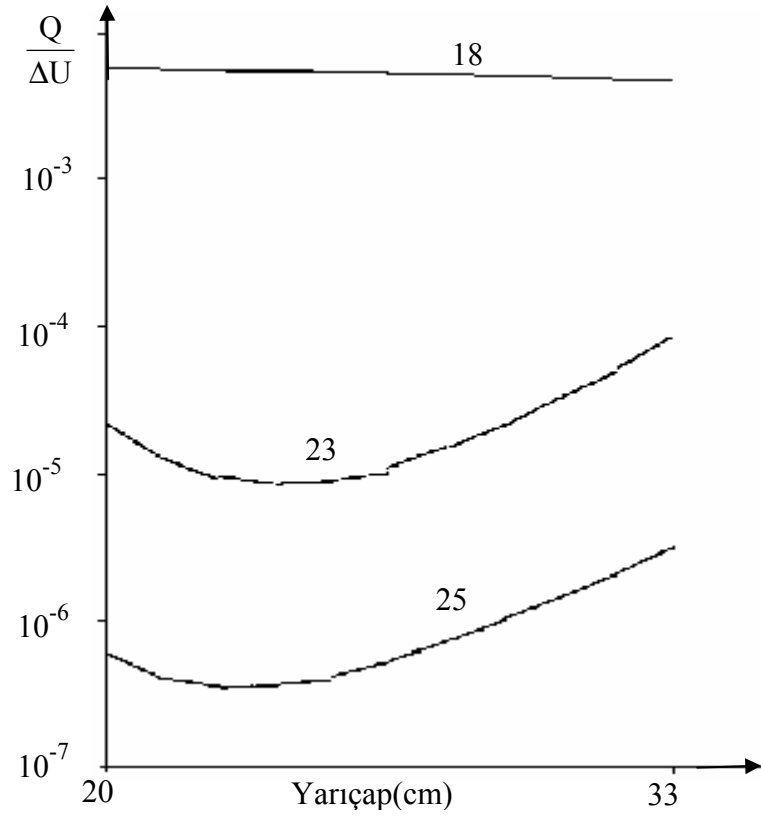
Blanket yakıt bölgesi boyunca, nötron spektrumunda, düzgün olarak kabul edilebilecek değişim sebebiyle, BNÜY’de, hybrid blanketin uzun işletim sürelerinde bile ancak, ufak değişimlerin ortaya çıkması beklenebilir. $10^{14} \frac{n}{\text{cm}^2 \text{s}}$ lik nötron



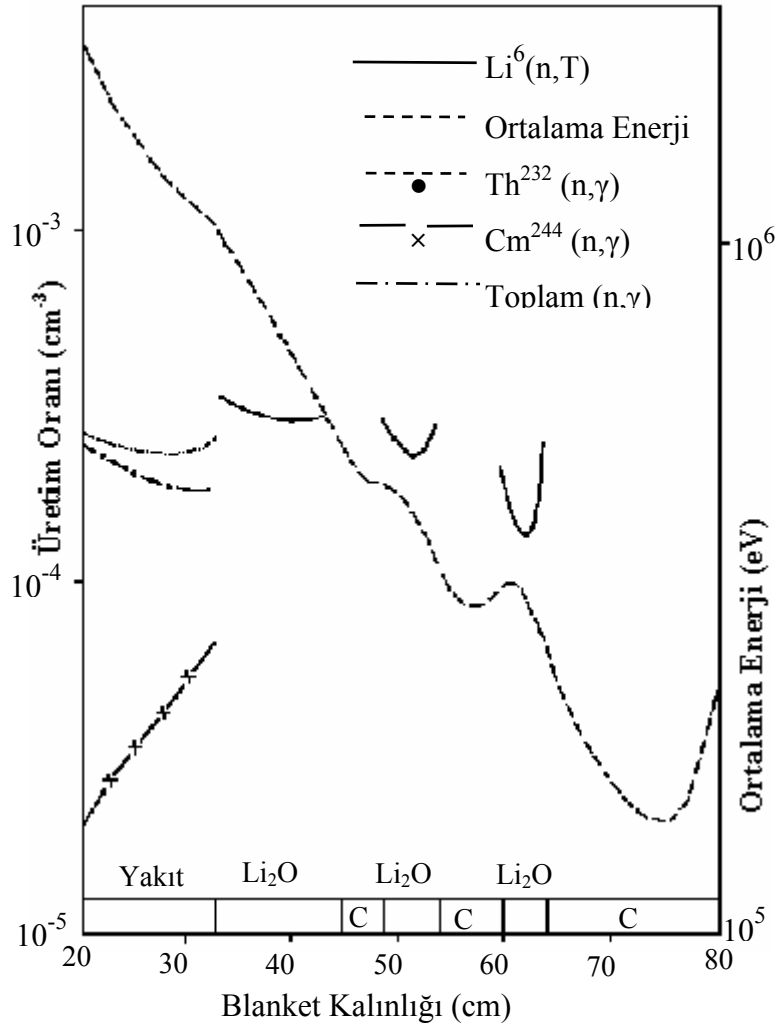
Şekil 4. Güç üretimi düzgünleştirilmiş blankette fissil yakıt üretim yoğunluğu



Şekil 5. Yakıt bölgesinde seçilen yüksek enerjili nötron gruplarına ait akı dağılımı (Numaralar enerji gruplarını göstermektedir. Grup sınırları tablo 4’de verilmiştir)



Şekil 6. Yakıt bölgesinde seçilen düşük enerjili nötron gruplarına ait akı dağılımı (Numaralar enerji gruplarını göstermektedir. Grup sınırları tablo 4’de verilmiştir)



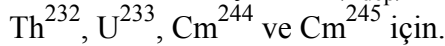
Şekil 7. Güç üretimi düzgünleştirilmiş hybrid blankette fissil yakıt ve trityum üretim yoğunlukları ile ortalama nötron enerjisi

akısının etkisi altında ve Δt lik zaman aralıklarında, yakıt kompozisyonunda ortaya çıkacak değişim aşağıdaki reaksiyonlar aracılığıyla beklenmek durumundadır.

1. Fissil yakıt üretim reaksiyonları (σ_b)



2. Tüketim reaksiyonları (σ_{dep})



Bu reaksiyon aracılığıyla, her bir yakıt izotopunda her bir yakıt izotopunda ortaya çıkacak olan ΔN yakıt yoğunluğu değişim miktarları ise aşağıdaki eşitlikler kullanılarak hesap edilir. Üretim reaksiyonları için 1 ve 2 indisleri sırasıyla, eski ve yeni izotopları göstermek üzere

$$+ \Delta N_2 = F(\Delta t) N_1 \int_E \sigma_{b1}(E) \Phi(E) dE \quad (4.1)$$

ve tüketim reaksiyonu için

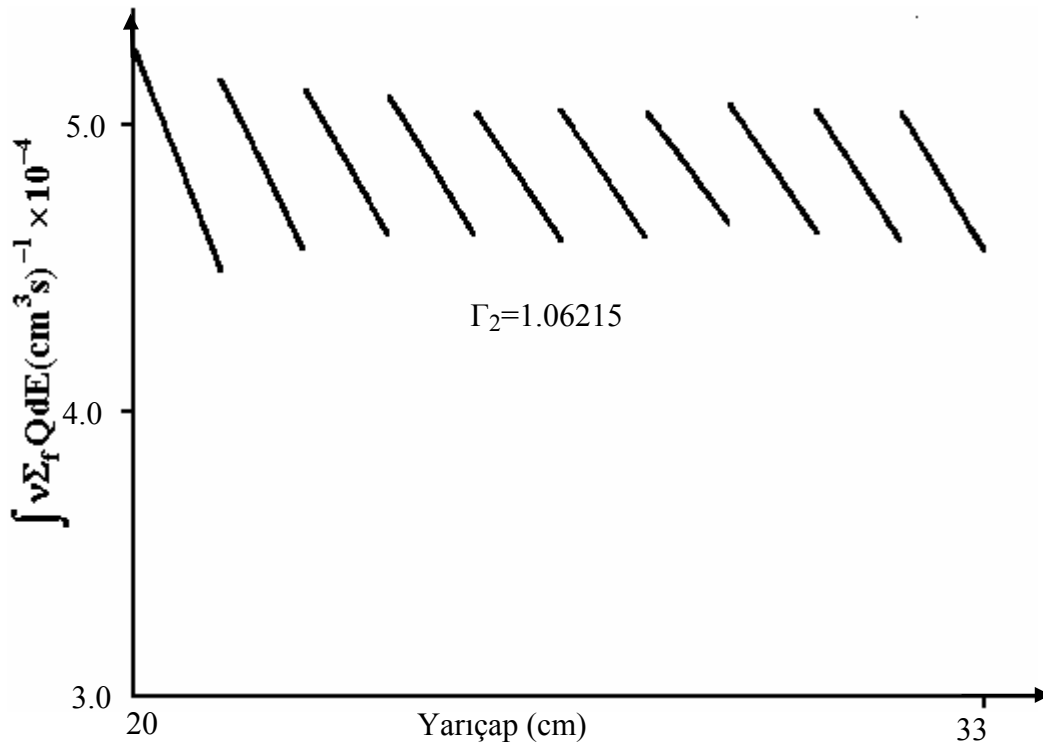
$$+ \Delta N = F(\Delta t)N \int_E \sigma_{\text{dep}}(E)\Phi(E)dE \quad (5)$$

yazılabilir. Bu ifadelerdeki F, tesis faktörü olup, bu çalışmada 0.75 olarak alınmıştır.

Δt için 2'şer, 3'er ve 6'şar aylık zaman aralıkları sonunda Eşitlik 4 ve Eşitlik 5 kullanılarak hesap edilen yeni izotop yoğunlukları ile yapılan transport hesabı sonunda blanket yakıt bölgesi boyunca elde edilen BNÜY dağılımları Şekil 8 ve Şekil 14 arasında görülmektedir. Başlangıçta, Şekil 8'de görüldüğü gibi düzgünlüğün göstergesi olan $\Gamma_1=1.06036$ değerinden, 24 aylık bir işletim periyodu sonunda $\Gamma_8=1.07316$ değerine yükseldiği Şekil 9'da görülmektedir. Bu son derece küçük artış, nükleer yakıt yönetimi açısından son derece olumlu bir durumdur. Bu çalışmada göz önüne alınan blankete, geometrik ve malzeme yapısı açısından benzeyen bir hybrid reaktör, en az iki yıllık bir periyot için, yakıt çubuklarını yerleştirme problemiyle karşılaşmayabilecektir.

Şekil 10'da başlangıçtan 24 ay sonraki bölünme reaksiyonları üretim yoğunluğu (BRÜY) dağılımı görülmektedir. Şekilden anlaşılabacağı gibi, radyal doğrultu boyunca, Th^{232} ve U^{233} izotoplarında ortaya çıkan düşmeler Cm^{244} ve Cm^{245} izotoplarındaki artışlarla dengelenmekte ve toplam BRÜY dağılımı, ilk yakıtı reaktöre yerleştirme anından 24 ay geçmesine rağmen, düzgün bir güç üretim yoğunluğu (GÜY) dağılımı sonuçlandıracak şekilde, düzgünlüğünü korumaktadır.

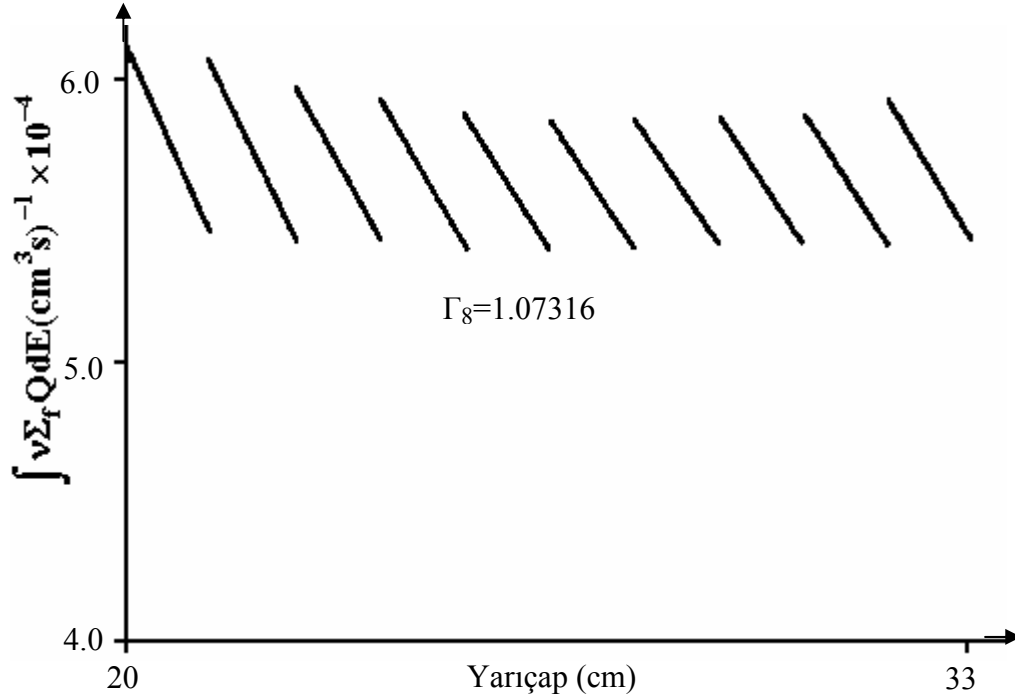
Çizelge 5 ve Çizelge 6'da, 24 aylık işletim periyodunda, değişik zaman aralıkları için, yakıt bölgesinin 1. sırasında ve son sırasında yer alan çekirdeklere ait atomik yoğunluk değişimleri yer almaktadır. Tablolardan, yakıt olarak tüketilmenin karşılığı olarak Th^{232} ve Cm^{244} izotop yoğunluklarının giderek düşmesi açık olarak



Şekil 8. Hybrid blankette başlangıçtan 2 ay sonraki fisyon nötronları yoğunluğu

Çizelge 5. Yakıt bölgesi 1. sıra çekirdeklerinin işletim süresince yoğunluk değişimi

	İlk Yakıt	2 Aylık	4 Aylık	6 Aylık	9 Aylık	12 Aylık	18 Aylık	24 Aylık
Th ²³²	7.281×10 ⁻³	7.260×10 ⁻³	7.238×10 ⁻³	7.217×10 ⁻³	7.185×10 ⁻³	7.153×10 ⁻³	7.089×10 ⁻³	7.025×10 ⁻³
U ²³³	0.0	1.167×10 ⁻⁵	2.315×10 ⁻⁵	3.445×10 ⁻⁵	5.111×10 ⁻⁵	6.786×10 ⁻⁵	9.902×10 ⁻⁵	1.290×10 ⁻⁵
Cm ²⁴⁴	5.997×10 ⁻³	5.948×10 ⁻⁴	5.899×10 ⁻⁴	5.850×10 ⁻⁴	5.777×10 ⁻⁴	5.704×10 ⁻⁴	5.560×10 ⁻⁴	5.419×10 ⁻⁴
Cm ²⁴⁵	0.0	9.948×10 ⁻⁷	1.967×10 ⁻⁶	2.919×10 ⁻⁶	2.919×10 ⁻⁶	5.661×10 ⁻⁶	8.263×10 ⁻⁶	1.068×10 ⁻⁵



Şekil 9. Hybrid blankette başlangıçtan 24 ay sonraki bölünme nötron yoğunluğu

Çizelge 6. Yakıt bölgesi son sıra çekirdeklerinin işletim süresince yoğunluk değişimi

	İlk Yakıt	2 Aylık	4 Aylık	6 Aylık	9 Aylık	12 Aylık	18 Aylık	24 Aylık
Th ²³²	5.996×10 ⁻³	5.955×10 ⁻³	7.238×10 ⁻³	7.217×10 ⁻³	7.185×10 ⁻³	7.153×10 ⁻³	7.089×10 ⁻³	7.025×10 ⁻³
U ²³³	0.0	8.954×10 ⁻⁶	1.782×10 ⁻⁵	2.660×10 ⁻⁵	3.965×10 ⁻⁵	5.250×10 ⁻⁵	7.781×10 ⁻⁵	1.023×10 ⁻⁴
Cm ²⁴⁴	1.915×10 ⁻³	1.906×10 ⁻³	1.897×10 ⁻³	1.888×10 ⁻³	1.875×10 ⁻³	1.861×10 ⁻³	1.835×10 ⁻³	1.808×10 ⁻³
Cm ²⁴⁵	0.0	3.219×10 ⁻⁶	6.398×10 ⁻⁶	9.537×10 ⁻⁶	1.418×10 ⁻⁵	1.874×10 ⁻⁵	2.767×10 ⁻⁵	3.624×10 ⁻⁵

gözlenmektedir. Yeni ortaya çıkan U²³³ ve Cm²⁴⁵ izotopları ise, enerji üretiminde kullanılmak üzere bölünmelere uğramalarına rağmen, yoğunluk değerleri itibarıyla artış göstermektedir. Çizelge 5’den dikkat çeken diğer bir nokta, ilk sırada yer alan Th²³² ve Cm²⁴⁴ izotoplarındaki azalma yüzdeleri farklı olmasına karşılık, U²³³ ve Cm²⁴⁵ izotoplarındaki artış yüzdelerinin yaklaşık olarak birbirine yakın olmaktadır. Bu durum, Çizelge 6’daki son sıra çekirdekler içinde benzer tarzda gerçekleşmiştir.

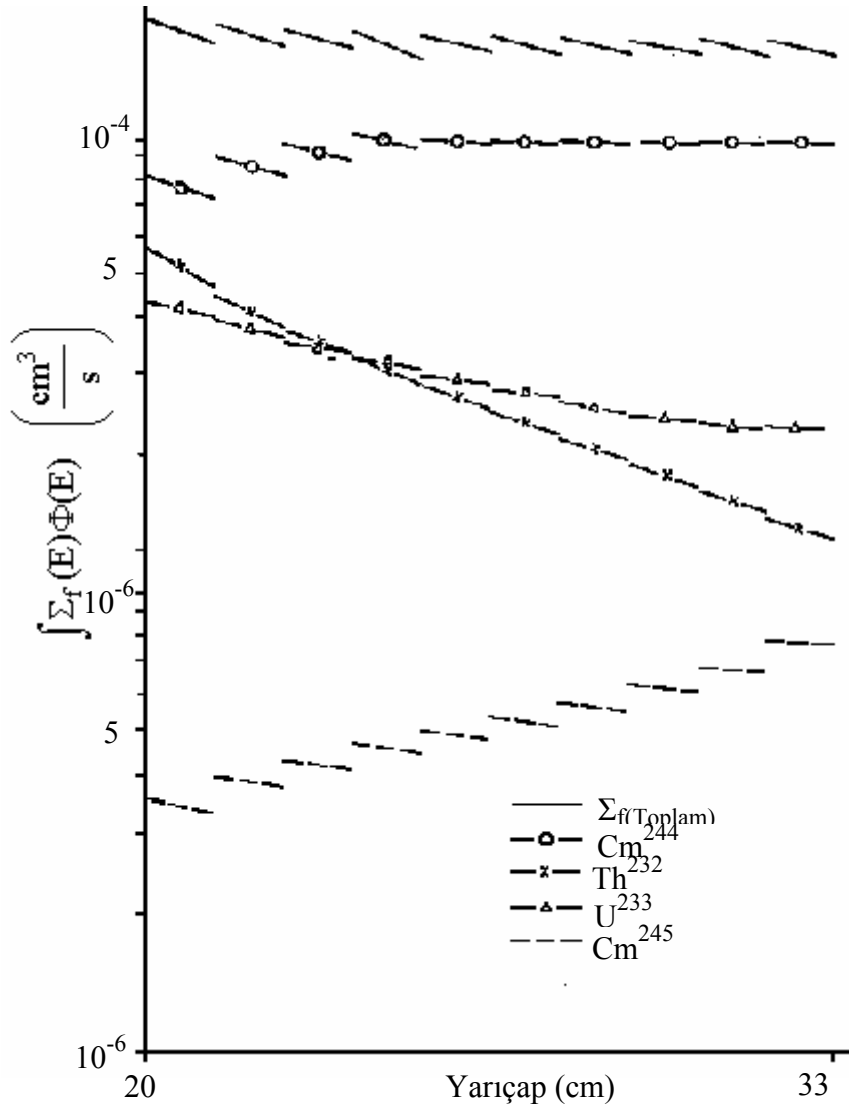
Blanketin kritik altı çalıştığını gösteren (n;2n) reaksiyonları katılmaksızın, efektif nötron çoğalma katsayıları da

$$k_{\text{eff}}^* = \frac{\iint v \Sigma_f \Phi dV dE}{\iint \Sigma_a \Phi dV dE + \iint J dS dE} \quad (6)$$

ve (n,2n) reaksiyonları katılarak

$$k_{\text{eff}}^* = \frac{\iint (v \Sigma_f + 2 \Sigma_{2n}) \Phi dV dE}{\iint (\Sigma_a + \Sigma_{2n}) \Phi dV dE + \iint J dS dE} \quad (7)$$

şeklinde ifade edilebilir.



Şekil 10. Hybrid blankette 24 aylık işletim periyodu sonunda füzyon reaksiyonlarının mesafeye göre değişimi

söz konusu tablodan gözlemlendiği gibi, çok ufak değişime uğramaktadır. Bu katsayıların, sahip oldukları değerler, nükleer güvenlik açısından önem taşımaktadır. Eşitlik 7’de pay, fisyon ve (n,2n) reaksiyonlarının hacim ve enerji integral değerlerini, payda, yutulma, (n,2n) ve nötron kaçmalarının yine hacim ve enerjiye göre yapılan integral toplamalarını göstermektedir. Ayrıca, eksenel nötron kaçağı, ANISN transport kodunda yer alan akı bükümü için verilen düzeltme faktörü ile, yutulma tesir kesitleri içinde göz önüne alınmıştır.

Çizelge 7. Yakıt bölgesi son sıra çekirdeklerinin işletim süresince yoğunluk değişimi

	İlk Yakıt	2 Aylık	4 Aylık	6 Aylık	9 Aylık	12 Aylık	18 Aylık	24 Aylık
U ²³³	411.4065	411.812	412.1987	412.5644	413.0859	413.5615	414.4275	415.1018
Cm ²⁴⁵	89.277	89.0354	88.7892	88.5385	87.1560	87.7634	86.9585	86.1113
Toplam Fissile Yakıt	500.6836	500.8474	500.988	501.1029	501.2419	501.3249	501.3841	501.2132
Toplam Tritiyum	20.7832	20.8666	20.9492	21.0309	21.1525	21.2719	21.5079	21.7349
Fazla Tritiyum	9.0539	9.1374	9.2200	9.3017	9.4232	9.5427	9.7786	10.0057

5. SONUÇLAR

Bu çalışmada, karışık yakıt (ThO₂+CmO₂) kullanılarak ardışık yoğunluk düzeltmeleriyle, bir hybrid blanketin güç üretiminin düzgünleştirilmesi temin edilmiştir. Güç üretimi düzgünleştirilmiş hybrid blankette, 24 aylık işletim periyodunda ihmal edilebilecek bir mertebede, güç üretim profilinde sapma ortaya çıkmıştır ($\Gamma_1=1.06036$, $\Gamma_8=1.07316$). Böyle bir sonuç, yakıt çubuklarını kontrolünü son derece kolaylaştırıcı bir özellik arz eder.

Blanket ile ulaşılan enerji çoğalım katsayısı (5.5) elektrik üretimini mümkün kılacak düzeydedir. Güç üretiminin yanısıra, kullanılan karışık yakıtta yer alan çekirdeklerden (Th²³² ve Cm²⁴⁴) fertile-fissile dönüşümü sonucu elde edilen U²³³ ve Cm²⁴⁵ fissile izotopları termal reaktörlerin yakıt ihtiyacını karşılamada ve son derece küçük boyutlarda reaktör tasarımı kullanılmaktadır.

Ayrıca, blanket içerisinde, trityum üretim miktarında artma olabilmesi amacıyla, trityum üretim bölgeleri (Li₂O), grafit reflektör boyunca katmanlı bir yapı oluşturacak şekilde dağıtılmıştır.

Nötron transport hesaplamalarında nötronların anizotropik saçılması iyi bir hassasiyetle karakterize eden S₈-P₃ yaklaşımı kullanılmıştır. Kullanılan tesir kesit takımı ise (30 nötron + 12 foton), tesir kesitleri açısından enerjiye bağımlılığı, yeterli düzeyde ifade edecek bir yapıya sahiptir ve bir çok bilimsel çalışmada müracaat edilen bir tesir kesit takımıdır.

KAYNAKLAR

- Al Kusayer T.A., Şahin S., Drira A.(1988): “CLAW-IV, Coupled 30 Neutrons, 12 Gamma-Ray Group Cross Section With Retrieval Programs for Radiation Transport Calculations”, available from the Radiation Shielding Information Center, Oak Ridge National Lab., RSIC-Newsletter.
- Arthur E.D. (1981): “A New Concept for Accelerator Driven Transmutation of Nuclear Wastes”, Fusion Technology, Vol. 20, 641.

- Barzilov A.P., Gulevich A.V., Zrodnikov A.V., Kukharchuh O.F., Polevoy V.B., Feoktistov L.P. (1995): "Concept of a Coupled Blanket System for the Hybrid Fission-Fusion Reactor", IEEE/NPSS 16th Symposium Fusion Engineering, Book of Abstracts, Champaign, USA.
- Basov N.G. et al.(1990): "Transmutation of High-Level Fission Products and Activities in a Laser-Driven Fusion Reactor", Fusion Technology, Vol. 22, 350.
- Berwald O.H. et al.(1982): "Fission Suppressed Hybrid Reactor the Fusion Breder", UCID-19638, Lawrence Livermore Laboratory.
- Berwald O.H., Duderstadt J.J (1990): "Preliminary Design and Neutronic Analysis of a Laser Fusioon Driven Actinide Waste Burning Hybrid Reactor", Nuclear Technology, Vol. 42, pp.34.
- Cappicilo M.W., Ridar W.S., Iveland J.R. (1984): "Target/Blanket Conceptual Designs for the Los Alamos Accelerator Transmutation of Nuclear Waste (ATW) Concept", Fusion Technology, Vol. 20, pp. 648.
- Conn R.W., Kontrowitz F., Vogelsang W.F. (1980): "Hybrds for Direct Enrichment and Self-Protected Fissile Fuel Production", Nuclear Technology, Vol.49, pp.458.
- Doncals N.C., Varner S.Y., Pathbun R.W., Petras D.S. (1985): "Non-refueling Liquid-Metal Fast Breeder Reactor", transactions, American Nuclear Society, 33, 445.
- Duderstadt J.J., Hamilton L.J. (1976): "Nuclear Reactor Analysis", University of Michigan.
- Dyachanko P.P. et al. (1993): "Hybrid Fission-Fusion Power Plant with Laser Initiation", IPPE, Obnisk, Preprint #2327.
- Ehrlich K. (1977): "First Wall Materials For Fusion Reactors", Kerntechnik, 19, 263, Jahrgang.
- Engle W.W. JR. (1970): "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", ORNL-K-1693, Oak Ridge National Lab.
- Erickson K., Mc Cormick N.Y., Woodruff G.L. (1981): "Nucl.Technol./Fusion", 1, 533.
- Greenspan E. (1984): "Fusion Fission Hybrid Reactors", Advanced in Nuclear Science and Techology, Vol. 16, Editors Lewins, J and Becker, M., Plenum.
- Greenspan E., Miley G.H. (1981): "Pathways for Fusion Penetration into the Energy Economy", Trans. Am. Nucl. Soc., 38, 253.
- Greenspan E., Misulovin A., Gilai D. (1983): "Nucl. Technol./Fusion", 3, 485.
- House P.A. (1994): "HYLIFE-II Reactor Chamber Design Refinements", Fusion Technology, 26, 1178.
- Itoh S.I.A., Fukuyama et al. (1989): "Steady-State Operation Regime of Tokomak Reactor Plasma: Consistancy Analysis", Fusion Technology, Vol. 16, 343.
- Kulsinski G.L. et al. (1989): "APOLLO-An Advanced Fuel Fusion Power Reactor for the 21st Century", Fusion Technology, Vol. 15, p.1224.
- Lee J.D. et al.(1982), "Feasiblity Study of a Fission-Suppressed Tandem-Mirror Hybrid Reactor", UCID-19327, Lawrence Livermore Laboratory.
- Leonard B.R. Jr.(1973): "A Review of Fusion-Fission (hybrid) Concepts" Nucl. Tech., 20, 161.
- Maniscalco J.A. et al.(1981): "Recent Progress in Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Design Studies", Nuclear Technology/Fusion, 1(4), p.419.
- Mogahed E.A., Khatar H.Y., Sautarius J.F. (2000) "A Helium Cooled Li₂O Straight Tube Blanket Design for Cylindirical Geometry", 14th Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy, October 15-19, Paih City UT.

- Moir R.W. (1981): "The Fusion-Fission Fuel Factory", Fusion vol. 1, Part B, Chap. 15, Teller E., Ed., Academic Press, New York.
- Moir R.W. (1996): "The High-Yield Lithium-Injection Fusion-Energy HYLIFE-II Inertice Fusion Energy (IFE) Power Plant Concept and Implications for IFE", Phys. Plasmas, 6, 2447.
- Mynatt F.R. (1977): "Analysis of Acceleration Breeder Concepts with LMFBR, GCFF and Molten Salt Type Blankets", Proc. Information Mtg. Accelerator Breeding, Uptown, NewYork, Sayfa 18-19.
- Sawan M.E., Malang S. (1999): "Neutronics Features of a High Power Density First Wall/Blanket with Lithium Evaporation Cooling", 5th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, Italy, 19-24 Sept.
- Szoke A., Moir R.W. (1991): "A Realistic, Gradual and Economuse Approach to Fusion Power", Fusion Technology, 20, 1012.
- Şahin S. (1977): "Physics of the Fusion-Fussion (Hybrid) Reactors", Ecole Polytechnique Federale de Lausanne Institut de Genie Atomique 1015 Lausanne, Switzerland.
- Şahin S. (1980): Trans. Am. Nucl. Soc., 35, 133, Nov.
- Şahin S. (1981): Atomkernenergie/Kerntechnik, 39, 41.
- Şahin S. (1982): "Aneutron Physics Analysis for the Experimental Facility LOTUS", Atomkernenergie/Kerntechnik, 41, 95.
- Şahin S. (1983): "Physics of the Fusion-Fission (Hybrid) Reactors", Proc. 8th Int. Summer College on Phsics and Contemporary Needs, İslamabad, Pakistan.
- Şahin S. (1992): "Nükleer Enerjide Yeni Dönem", İnsan ve Kainat Dergisi.
- Şahin S. et al. (1996): "Radiation Damage in Liquid-Protected First Wall Materials for IFE Reactors", Fusion Technology, Part. 2A, 30, 1027.
- Şahin S., Al Ashaikh M. (1986): "A Numerical Graphical Power Flattening Method for Fast Hybrid Blankets", Proc. 4th Int. Conf. Emerging Nuclear Systems, Madrid, Spain, June 30-July 4, p.59.
- Şahin S., Al Ashaikh M. (1987): "Fission Power Flattening in Hybrid Blankets Using Mixed Fuel", Fusion Technology, 12, 395.
- Şahin S., Al Kusayer T.A. (1983): "Advanced Fusion Fuel Driven AYMANN Hybrid Blankets", Proc. 6th Int. Conf. Alternative Energy Sources, Miami Beach, Florida, p. 161, Dec. 12-14.
- Şahin S., Al Kusayer T.A., Roof M.A. (1986): "Preliminary Design Studies of a Cylindrical Experimental Hybrid Blanket with Deuterium-Tritium Driver", Fusion Technology, 10, p.84.
- Şahin S., Baltacıoğlu E.,Yapıcı H. (1991): "Potential of a Catalyzed Fusion-Fission Hybrid Reactor for the Regeneration of Candu Spent Fuel", Fusion Technology, Vol. 20, pp. 26-39.
- Şahin S., Erişen A., Çebi Y. (1988): "A²⁴⁴ CmO₂/Nat.-UO₂ Hybrid Blanket with Flat Fission Power Production", Transactions of the Am. Nuc. Soc. And Eur. Nuc. Soc., Vol. 57, p.303.
- Şahin S., Erişen A., Çebi Y. (1989): "Realisation of A Flat Fission Power Density in A Hybrid Blanket Overlong Operation Periods", Fusion Technology, 15, 37.
- Şahin S., Kumar. A.(1984): "Nucl. Technol./Fusion", 5, 374.
- Şahin S., Ünalın S., Yapıcı H. (1996): "Decrease of the CANDU Spent Fuel Nuclear Waste Inventories in Fusion-Fission (Hybrid) Reactors", International Journal of Energy, Envirenment, Economics, Volume 4, Number 1, pp. 67-97.

- Şahin S., Yapıcı H. (1989-1): “Rejuvenation of CANDU Spent Fuel in a Hybrid Blanket”, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 59, pp. 105-106.
- Şahin S., Yapıcı H. (1989-2): “Investigation of the Neutronic Potential of Moderated and Fast (D-T) Hybrid Blankets for Rejuvenation of CANDU Spent Fuel”, Fusion Technology, 16, p.331.
- Şahin S., Yapıcı H., Baltacıoğlu E. (1989): “Heavy Water Reactor Spent-Fuel Regeneration with Fusion Neutrons”, Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 60.
- Şahin S., Yapıcı H., Baltacıoğlu E. (1994): “Rejuvenation of LWR Spent Fuel in a Catalyzed Fusion Hybrid Blanket”, Kerntechnik, 59, 6, 243.
- Ünalın S. (1998-1): “Rejuvenation of the LWR Spent Fuel in (D-T) Driven Hybrid Reactors”, Fusion Engineering and Design, 38, pp.393-416.
- Ünalın S. (1998-2): “Rejuvenation of the CANDU Spent Fuel in (D-T) Driven Hybrid Reactors”, Fusion Technology, Vol. 33, pp.1-20.
- Ünalın S., Yapıcı H., Özceyhan V. (1998) “Improvement of Neutronic Performance of a Catalyzed (D,D) Driven Hybrid Reactor Using Various Moderators and Coolants Materials”, The Arabian Journal for Science and Engineering, Vol. 23, Number 1A, pp. 35-46.
- Yapıcı H. (1989): “Candu Tüketilmiş Yakıtının Gençleştirilmesi için Modere Edilmiş ve Hızlı (D,T) Hibrid Blanketlerin Potansiyelinin İncelenmesi”, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Doktora Tezi, pp.176-178, Nov. 26-30.
- Yapıcı H., Kahraman N.(1997): “Investigation of the Neutronic Potential of Pure (D,T) and Catalyzed (D,D) Fusion-Driven Hybrid Reactors for Regeneration of LWR Spent Fuel”, The International Journal of Science and Engineering, Vol. 1, No.1.
- Youssef M.Z., Conn R.W. (1979): “A Survey of Fusion-Fission System Designs and Nuclear Analysis”, UWFD-308, University of Wisconsin.
- Weinberg A.M., Wigner E.E. (1959): “The Physical Theory of Neutron Chain Reactors”, The University of Chicago.
- Wells W.M. (1978): “ORNL Fusion Power Demonstrating Study: Lityum as a Blanket Coolant”, Oak Ridge National Laboratory Report ORNL-TM-6214.
- Woodroff G.L. (1985): “Neutronic Analysis of (D-D) Fusion-Fission Hybrids”, Trans American nUclear Society, 49, p.102.