

UC₂ YAKITLI BİR HİBRİD REAKTÖRÜN FARKLI NÖTRON KÜTÜPHANELERİNE GÖRE NÖTRONİK PERFORMANSLARININ KARŞILAŞTIRILMASI

Kadir YILDIZ , Adem ACIR
Gazi Üniversitesi, Teknik Eğitim Fakültesi, Makine Eğitimi Bölümü,
06500 Teknikokullar, ANKARA

ÖZET

Bu çalışmada 14.1 MeV D-T füzyon nötron kaynaklı bir hibrid mantonun $\Delta t=10$ gün olmak üzere 4 yıllık reaktör çalışma süresince nötronik performansının, termal nötronlarla parçalanabilen yakıt ve nükleer ısı üretiminin farklı nötron kütüphanelerine göre değişimleri incelenmiştir. İlk duvar füzyon nötron akısı 5 MW/m^2 olan mantoda nükleer yakıt olarak UC₂ ve soğutucu olarak tabii lityum kullanılmış, yakıt bölgesinde $\frac{V_m}{V_f} = 2$ hacimsel oranı alınmıştır. Ayrıca, nötron reaksiyonları için nötron enerji grup yapılarının ve enerji dağılım aralıklarının manto performansı üzerindeki etkilerinin önemi ortaya koymuştur.

Anahtar Kelimeler: Hibrid reaktör, füzyon, fisyon, nötron tesir-kesiti.

COMPARISON OF NEUTRONIC PERFORMANCES ACCORDING TO DIFFERENT NEUTRON LIBRARIES HYBRID REACTOR FUELLING WITH UC₂

ABSTRACT

In this work, a neutronic performance, fissile fuel breeding and nuclear heat production were investigated in a hybrid blanket with 14.1 MeV D-T fusion neutron sources $\Delta t=10$ days during a plant operation over four years. In the blanket in which first-wall neutron flux is 5 MW/m^2 , UC₂ is used as a nuclear fuel and natural lithium is used as a moderator. A volumetric ratio is selected as $\frac{V_m}{V_f} = 2$ in the fuel zone. Furthermore, it is pointed out that neutron energy group configurations and energy distribution intervals affect blanket performance.

Key words: Hybrid reactor, fusion, fission, and neutron cross-section.

1. GİRİŞ

Termal nötronlarla en iyi fisyon yapabilen izotoplardan biri ²³⁵U'dür ve doğal uranyumun içinde % 0,7 oranında bulunmaktadır. Bu da günümüz reaktörlerinin nükleer yakıtın çok az bir miktarını enerjiye dönüştürebildiğini göstermektedir. Dünyadaki uranyum rezervlerinin sınırlı olması ve zenginleştirme işleminin yüksek maliyet getirmesinden dolayı yeni tip nükleer yakıtlar ve bunlara göre yeni tip reaktör tasarımları araştırılmaya başlanmıştır.

Hibrid reaktörler günümüz reaktörlerinin değerlendiremediği ²³⁸U veya ²³²Th gibi izotopları yüksek enerjili nötronlarla fisyonu uğratmakta ve ayrıca orta enerjili nötronlarla günümüz reaktörlerinin kullanabileceği kaliteli yakıtlara dönüştürebilmektedir. Hibrid reaktörler üzerine yapılan daha önceki çalışmalarda ²³²Th ve ²³⁸U yakıtlarından ²³³U ve ²³⁹Pu gibi fisyon olabilen yeni yakıt elde edilebildiği gösterilmiştir (1-13).

UC, UC₂ ve U₂C₃ gibi seramik yakıtlar da hibrid reaktörlerde değerlendirilebilecek bir yakıt türü olarak üzerinde çalışmalar yapılmaktadır (14-19). Bunlar içinde en yüksek ergime sıcaklığına sahip ($\sim 2475 \text{ }^\circ\text{C}$) UC₂'dir.

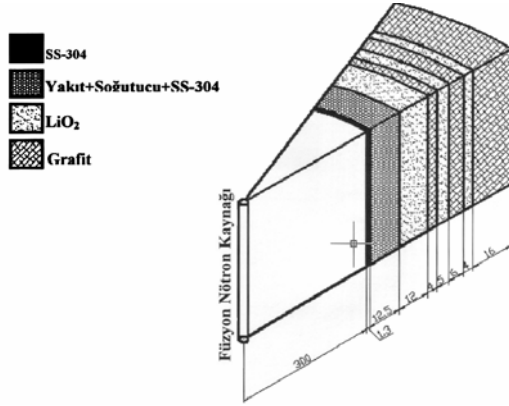
2. HİBRİD REAKTÖR SİSTEMİ

Hibrid reaktörlerde, reaktör merkezinde yüksek enerjili nötronlar üreten bir füzyon nötron kaynağı (D-T veya D-D) vardır ve bu kaynağın etrafına termal nötronlarla parçalanabilen izotop (²³⁵U) ile üretken izotoplardan (²³⁸U veya ²³²Th) oluşan bir manto yerleştirilir. Üretken izotoplar füzyon nötronlarını yutarak dönüşüm yoluyla termal nötronlarla parçalanabilen izotoplara (²³⁹Pu ve ²³³U) dönüşmektedir. Bu da günümüzdeki hafif su reaktörleri (LWR) için ihtiyaç duyulan yüksek zenginleştirilmiş yakıt ihtiyacının karşılanmasını sağlar. Üretken izotoplar ayrıca yüksek enerjili nötronlarla sürekli fisyon yaparak manto enerjisinin artmasına da katkı sağlarlar. Buna ilaveten üretken izotopların meydana getirdiği yeni parçalanabilir

izotoplar, soğutucu olarak kullanılan malzemelerle elastik çarpışmalar sonucu termal enerji seviyelerine düşen nötronlar ile fisyon reaksiyonları yaparak reaktörün enerji performansını artırırlar.

Hibrid reaktörünün diğer bir avantajı, günümüz nükleer reaktörlerin ürettiği nükleer atık olan aktinitleri yüksek verimle yakabilmeleridir. Yüksek enerjili füzyon nötronları bu aktinitleri yakabilir veya termal nötronlarla fisyon reaksiyonu yapabilen izotoplara dönüştürebilir ya da uzun yarı ömürlü başka izotoplara dönüştürebilir (20-25).

Çalışmada kullanılan manto geometrisi Şekil 1.'de gösterilmektedir (26-29). Reaktör merkezine (D,T) füzyon nötron kaynağı yerleştirilmiştir. Füzyon nötron kaynağı aşağıdaki reaksiyona göre yüksek enerjili nötronlar üreten bir plazmadır;

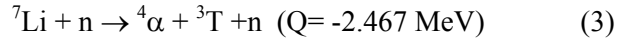
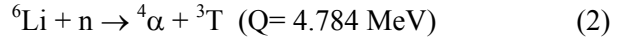


Şekil 1. Çalışmada incelenen hibrid mantının kesit görünüşü.

Füzyon plazmasının etrafı sırasıyla UC_2 + tabii lityum, Li_2O ve grafitten oluşan bir mantoyla çevrilmiştir. Manto geometrisindeki ilk duvar füzyon nötron kaynağını çevreleyen 1.3 cm kalınlığındaki SS-304 çeliğidir. İkinci bölge 10 sıralı yakıt bölgesidir. Bu bölge daha hassas tesir kesiti sağlaması açısından 10 alt yakıt bölgesine ayrılmıştır. Her bölge % 31.3 yakıt (UC_2), % 62.6 soğutucu (tabii lityum) ve % 6.1 oranında yakıt zarfı olarak SS-304 çeliğinden oluşmaktadır. Reaktördeki yakıt malzemesinin bir zarf içinde kullanılması şarttır. Tüm yakıt elemanlarının zarflanması fisyon ürünlerinin burada tutulması açısından önemlidir ve daha az nötron yutması nedeniyle SS-304 çeliği seçilmiştir (30,31). Hibrid reaktörde yakıt bölgesinde yakıt çubukları silindirik geometrinin eksenine dik bir düzlemde hegzagonal yapı oluşturacak şekilde dizilmişlerdir. Her yakıt çubuğu iç yarıçapı 0.425 cm ve kalınlığı 0.04 cm

olan SS-304 çeliği ile kaplanmıştır. Yakıt bölgesi kalınlığı V_m/V_f oranına bağlı olarak 12.5 cm alınmıştır.

Yakıt bölgesini radyal yönde sandviç yapıda Li_2O bileşiğinden oluşan trityum üretim ve grafitten oluşan reflektör bölgeleri izlemektedir. Grafitin nötronları yavaşlatma oranı oldukça yüksektir. Nötronlar, lityum ile etkileşime girdiğinde (D,T) füzyon reaksiyonu için gerekli trityumun üretilmesini sağlar. Li_2O bölgelerinden kaçan yüksek enerjili nötronlar grafit bölgelerinden geçerken enerjilerini düşürürler. Li_2O bölgelerinde düşük enerjili nötronlar ${}^6\text{Li}$ (denklem 2) ile ve yüksek enerjili nötronlar ${}^7\text{Li}$ (denklem 3) ile reaksiyon yaparak trityum üretilmesini sağlayacaktır. Böylece daha iyi bir nötron ekonomisi sağlanacaktır.



3. NÜMERİK SONUÇLAR

3.1. Tesir-Kesit Kütüphaneleri

Tesir kesit kütüphaneleri nötron transport ve reaksiyon miktarı hesaplamalarında çok önemli bir rol oynarlar. Nötron enerji grup yapıları, nötron enerji aralıkları ile rezonans yapılar ve termal yapılar reaktör hesaplamalarında önemlidir.

Nötron tesir-kesit kütüphanelerinde nötron enerji aralıkları genel olarak üç bölgeye ayrılırlar. Bunlar;

- Enerjileri $E > 100$ keV olan hızlı nötron grupları
- Enerjileri $1 \text{ eV} < E < 100$ keV aralığında olan rezonans gruplar
- Enerjileri $E < 1$ eV olan termal (yavaş) nötron grupları

3.1.1. 238 Grup ENDF/B-V Kütüphanesi (32)

Bu kütüphane genel amaçlı kritiklik analizleri kütüphanesidir ve SCALE (33) sisteminin en geniş kütüphanesidir ve 300'den fazla çekirdek için datalar ihtiva eder. 45 hızlı nötron grubu, 145 rezonans nötron grubu ve 48 termal nötron grubuna sahiptir. Bir çok rezonans çekirdekler kararlı (resolved) rezonans bölgesinde NITAWL-II (34) tarafından oluşturulmuş rezonans datalara ve kararsız rezonans (unresolved) bölgesinde BONAMI (35) tarafından oluşturulmuş Bondarenko (36) faktörlerine sahiptir.

3.1.2. 44 Grup ENDF/B-V Kütüphanesi (32)

Bu kütüphane taze ve kullanılmış yakıtların ve radyoaktif atık sistemlerinin analizinde kullanılmak için geliştirilmiş bir SCALE sistem kütüphanesidir. 238 Grup ENDF/B-V tesir kesit kütüphanesinin indirgenmesiyle 300'den fazla çekirdek için datalar ihtiva eder. 9 hızlı nötron grubu, 16 rezonans nötron grubu ve 19 termal nötron grubuna sahiptir. Nötron enerji aralığı 20 MeV ile 3.0e-03 eV arasında 44 aralıktan oluşur.

3.1.3. 30 Grup CLAW-IV Kütüphanesi (37)

CLAW-IV Los Alamos National Laboratory (LANL)'nin tesir kesit data kütüphanesi olan CLAW (38) kütüphanesinin yeni bir versiyonudur ve 73 tane çekirdek için data ihtiva eder. CLAW-IV data kütüphanesi noktasal tesir kesit lineerizasyonuna ve %0.5 rezonans yapılandırma toleransına ve bütün tesir kesitleri için 300 K Doppler genleşmesine sahiptir. Nötron tesir kesitleri füzyon, fisyon, 1/E, termal ağırlık fonksiyonları ile Bondarenko akı yaklaşımı kullanılarak 30 enerji grubuna ortalanmıştır. Nötron enerji yapısı 12 hızlı nötron grubu, 15 rezonans nötron grubu ve 3 termal nötron grubuna sahiptir. Nötron enerji aralığı 17 MeV ile 1.52e-01 eV arasında 30 aralıktan oluşur. CLAW kütüphanesinin grup yapısı ve global rezonans işlemi füzyon nötronik hesaplamalarına özel olarak yapılmıştır (12).

3.2. Hesaplama Metodu

Hesaplamalarda kullanılan nötron tesir-kesit kütüphanelerine göre 3 yol izlenmiştir.

- **Mod 1:** Manto hesaplamaları için yakıt bölgesinde hücre ağırlıklı ve rezonans işlemli tesir kesitleri kullanılmıştır. Yakıt bölgesi için önce 238 Grup ENDF/B-V kütüphanesi kullanılarak CSAS (39) kontrol modülü ile hücre ağırlıklı ve rezonans işlemli tesir kesitleri elde edilmiştir. Bu modül hücre geometrisi için rezonans işlemcisi olarak ilk önce BONAMI kodunu kullanır ve buradan aldığı dataları NITAWL-II kodu kullanarak hücre ağırlıklı ve rezonans işlemli tesir kesitlerini elde eder. Manto hesaplamaları nötron transport hesaplaması S_N transport kodu olan XSDRNPM (40) kodu kullanılarak Boltzman transport denklemi çözülerek yapılmıştır. Bu kod hücre ağırlıklı kütüphaneden aldığı

dataları mantodaki yakıt bölgesinde işleyerek Boltzman transport denkleminin nümerik çözümünü gerçekleştirmek suretiyle nötron akı dağılımlarını hesaplayarak nötron reaksiyonlarını veren bir işlemcidir.

- **Mod 2:** Mod 1 de yapılan hesaplama yöntemi aynen yapılmış sadece hücre ağırlıklı ve rezonans işlemli tesir kesitlerin elde edilmesinde 44 Grup ENDF/B-V kütüphanesi kullanılmıştır.
- **Mod 3 :** Manto geometrisinde yakıt bölgesi homojenize edilmiş bir bölge olarak alınmıştır. Manto hesaplamaları nötron transport hesaplaması S_N transport kodu olan ANISN (41) kodu kullanılarak Boltzman transport denklemi çözülerek yapılmıştır. ANISN, CLAW-IV data kütüphanesinin ENDF-IV nötron transport tesir kesitleri ve TRANSX-2 kodunun MATXS-10 (42) data kütüphanesinin ENDF-IV nötron aktivite tesir kesitlerini kullanır.

XSDRNPM ve ANISN kodları ile yapılmış bütün transport hesaplamalarında, açılal nötron akısının integrasyonu Gaussian Kuadratürleri (43) kullanılarak S_8-P_3 yaklaşımıyla yapılmıştır.

Her bir yakıt çubuğunun nükleer kalitesindeki değişim, nötron spektrumu ile parçalanabilir ve üretken izotopların atomik yoğunluklarındaki değişimler dikkate alınarak radyal koordinatlarda $\Delta t=10$ günlük periyotlarda olmak üzere toplam 4 yıl için incelenmiştir. Bu işlem için hesaplamalarda arayüz programı olarak ERDEMLI (44) programı kullanılmıştır. Zaman periyodunun daha kısa seçilmesiyle nükleer yakıtın değişiminin daha hassas olarak gözlenmesi sağlanabilir. İncelenen mantoda birinci duvar nötron yükü 5 MW/m² ve tesis faktörü %100 olarak alınmıştır. Füzyon nötron kaynağı olarak döteryum-trityum (D,T) nötron kaynağı seçilmiştir. Trityumun döteryum ile reaksiyonu sonucunda yüksek enerjili nötronlar saçılır. (D,T) reaksiyonunda gelen parçacıklar ihmal edilebilir küçüklükte kinetik enerjilere sahiptirler. Açığa çıkan 17.586 MeV'luk enerjinin 3.486 MeV'u ⁴He'e ve 14.1 MeV'u ise nötrona aittir.

3.3. Manto Performansı

Tablo 1, dört yıllık operasyon süresince her üç hesaplama modunda mantolarda elde edilen

integral nötronik dataları vermektedir. Bu dataların incelenmesinden şu sonuçlar çıkarılabilir;

- Toplam trityum üretiminin (TBR) önemli bir kısmını ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ reaksiyonu (T_6) ile elde edilen trityumun oluşturduğu görülmektedir. ${}^6\text{Li}$ düşük enerjili nötronlarla trityum reaksiyonu yaptığından özellikle termal bölgedeki ve rezonans bölgesi yakınındaki nötronlar daha etkili olmaktadır. Mod 1 ve Mod 2 ile yapılan hesaplamalarda tesir-kesit kütüphanelerinde ${}^7\text{Li}(n,\alpha n)\text{T}$ reaksiyonu (T_7) için data mevcut olmadığından CLAW-IV kütüphanesinin tesir-kesit dataları belirtilen modlar için enterpole edilerek kullanılmıştır (12). ${}^7\text{Li}(n,\alpha n)\text{T}$ reaksiyonu hızlı nötron enerjilerinde gerçekleşen bir reaksiyondur. Tablo 1 incelendiğinde T_7 üretiminin bütün modlardaki TBR içindeki payı çok azdır.
- ${}^{235}\text{U}$ 'in fisyon reaksiyonunda termal nötronlar, ${}^{238}\text{U}$ 'in fisyon reaksiyonunda ise hızlı nötronlar çok etkilidir. ${}^{235}\text{U}(n,f)$ reaksiyonunda her üç modda yakın değerler elde edilmesine karşın ${}^{238}\text{U}(n,f)$ reaksiyonunda özellikle Mod 2'de bir miktar sapma olduğu görülmektedir. Bu sapma nötron enerji grup yapısından kaynaklanan füzyon nötron kaynağı tanımındaki yetersizlikten kaynaklanır. 14.1 MeV enerjili D-T füzyon nötronunun enerji spektrumu 238 gruplu kütüphanede 6 enerji aralığına bölünmüşken 44 gruplu kütüphanede 1 ve 30 gruplu kütüphanede 4 enerji aralığına bölünmüştür. Füzyon nötron kaynak spektrumunun en iyi çözümünü 238 gruplu kütüphane

vermektedir. Toplam fisyon miktarında (Σ_f) ve fisyon nötronu miktarında ($v\Sigma_f$) işlem zamanı sonunda belirgin bir artış olduğu görülmektedir. Bu artış üretken izotop olan ${}^{238}\text{U}$ 'in işlem zamanı boyunca ürettiği kaliteli parçalanabilir yeni yakıtlarında önemli bir miktarda fisyon reaksiyonları yaptığını göstermektedir.

- ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ gibi üretim reaksiyonları rezonans yapıya oldukça bağlıdır çünkü bu tip reaksiyonlar özellikle rezonans bölgelerinde çok yoğun olarak gözlenirler. Bu nedenle nötron kütüphanelerinde rezonans bölgelerinin çözümü ve bu bölgelerdeki enerji grup aralıklarının sıklığı önem arz etmektedir. Tablo 1'de Mod 1 ile Mod 2 ve Mod 3 arasındaki önemli sapmalar bu bölgenin aralıklarının daha iyi yapılandırılması gerektiğini ortaya koymaktadır. Ayrıca işlem zamanı başlangıcı ile sonu arasında ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ miktarında çok az bir değişim gözlenmektedir. Bu da toplam fisyon miktarı (Σ_f) ile kıyaslandığında mantoda ${}^{238}\text{U}$ çekirdeğinin önemli oranda rezonans nötronu yuttuğunu göstermektedir.
- Gerek mantodaki nötron ekonomisi açısından gerekse de bütün reaktör tiplerinde biyolojik zırlama açısından radyal yöndeki nötron kaçakları (L) önemli bir etkidir. Tablo 1'de, sık aralık yapısına sahip Mod 1'in diğerlerine göre daha yüksek kaçak oranına sahip olduğu ve bu durumun işlem zamanı boyunca değişmediği görülmektedir.

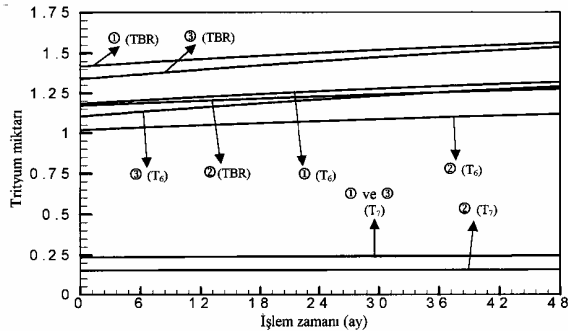
Tablo 1.Araştırılan mantoda işlem zamanı başlangıcı ve sonu için nötronik datalar.

Hesaplama Modu	İşlem zamanı başlangıcı			İşlem zamanı sonu		
	Mod 1	Mod 2	Mod 3	Mod 1	Mod 2	Mod 3
$T_6({}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T})$	1.18345	1.01901	1.10405	1.31948	1.11764	1.29094
$T_7({}^7\text{Li}(n,\alpha n)\text{T})$	0.23641	0.15242	0.23696	0.24476	0.15755	0.24704
TBR ($T_6+ T_7$)	1.41986	1.17144	1.34101	1.56424	1.27519	1.53798
${}^{235}\text{U}(n,f)$	0.01391	0.01139	0.01216	0.00615	0.0588	0.00625
${}^{238}\text{U}(n,f)$	0.12910	0.10583	0.12216	0.11953	0.10042	0.11191
Σ_f (toplam fisyon)	0.14301	0.11722	0.13431	0.24220	0.18942	0.26073
$v\Sigma_f$	0.5286	0.384	0.4505	0.8337	0.6063	0.8425
${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$	0.22355	0.16673	0.29259	0.20969	0.15958	0.27123
M	3.389	2.982	3.2383	4.840	4.038	5.093
L	0.05849	0.04855	0.05632	0.06519	0.05361	0.06441

3.4. Füzyon Yakıtı (Tritiyum) Üretimi

Hibrid reaktör sisteminde füzyon reaksiyonlarının devam edebilmesi için füzyon kaynağı için gerekli füzyon yakıtının sağlanması gereklidir. Döteryum doğal su içinde bulunduğundan dolayı çok kısa yarı ömürlü olan ve doğal olarak bulunmayan tritiyumun reaktörde üretilmesi gereklidir. Kendi kendine yeterli bir füzyon reaktörü için toplam tritiyum üretiminin $TBR > 1.05$ olması gereklidir.

Şekil 2, T_6 , T_7 ve TBR değerlerinin işlem zamanına göre mantodaki değişimini vermektedir. Her üç hesaplama modunda da TBR'nin yeterli miktarda olduğu görülmektedir. Reaktör işlem zamanı boyunca TBR ve T_6 üretimi lineer bir şekilde artmaktadır. ${}^7\text{Li}$ 'nin 3 MeV üzerindeki nötronlarla tritiyum reaksiyon tesir kesiti ~ 0.01 barn'dır. Bu enerjinin altındaki nötronlarla reaksiyona girmediğinden T_7 değerindeki artışlar yaklaşık sabit kalmaktadır. Mod 2 ile yapılan hesaplamalarda diğerlerine göre bir miktar sapma olmaktadır. Bunun nedeni nötron enerji grup yapısındaki yetersizliklerden kaynaklanmaktadır.



Şekil 2. Hesaplama modları için mantodaki T_6 , T_7 ve TBR'nin işlem zamanına göre değişimi

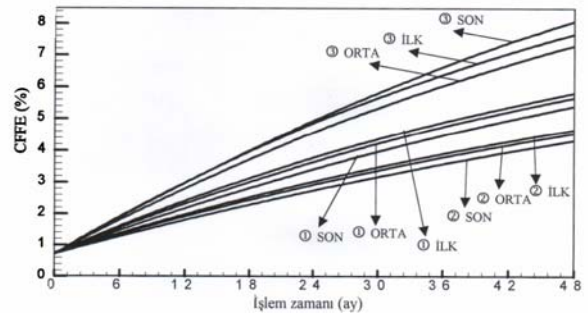
3.5. Parçalanabilir Yeni Yakıt Üretim Karakteristikleri

Nükleer reaktörlerde başlıca yakıtlar ${}^{233}\text{U}$, ${}^{235}\text{U}$, ${}^{239}\text{Pu}$ 'dur. ${}^{239}\text{Pu}$ doğal olarak bulunmaz. Çalışan her nükleer reaktörün yakıtı içinde ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ reaksiyonları sonucu ${}^{239}\text{Pu}$ oluşur. ${}^{239}\text{Pu}$ düşük enerjili nötronlarla çok iyi fisyon yapabilen kaliteli bir izotoptur ($\sigma_{f,th}({}^{239}\text{Pu}) = 742.5$ b). Bu nedenle oluşan ${}^{239}\text{Pu}$ 'un bir bölümü fisyonla uğrayarak mantonun enerji artışına katkı sağlar. Aynı zamanda ${}^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$ reaksiyonları ile üretken bir izotop olan ${}^{240}\text{Pu}$ çekirdeğini üretir. ${}^{240}\text{Pu}(n, \gamma)$ reaksiyonları ile yine çok kaliteli fisyon yakıtı olan ${}^{241}\text{Pu}$ üretir ($\sigma_{f,th}({}^{241}\text{Pu}) = 1009$ b). Ancak reaktör işlem zamanı boyunca üretilen ${}^{241}\text{Pu}$ miktarı ${}^{239}\text{Pu}$ ile kıyaslan-

mayacak kadar az olduğu için (yaklaşık 200 misli daha az) hibrid mantonun enerji üretimine katkısı ihmal edilebilir düzeydedir.

Tablo 1'de ki ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ miktarı işlem zamanına göre lineer olarak azalmaktadır. İşlem zamanı boyunca mantodaki ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ miktarının düşüş eğimi doğrusal bir şekilde çok az bir oranda azaldığı için mantodaki ${}^{239}\text{Pu}$ 'un kütlesi artmaktadır. Buda bize mantoda sürekli bir şekilde ${}^{239}\text{Pu}$ biriktiğini göstermektedir.

Hibrid reaktörlerde faydalı amaçlar için nükleer yakıtın kalitesini ifade etmek kümülatif parçalanabilir yakıt zenginleştirilmesi (CFFE) ile yapılabilir. CFFE termal nötronlarla fisyon reaksiyonu yapan yakıt izotoplarının izotopik yüzdesinin toplamıdır. Şekil 3 işlem zamanına göre manto yakıt bölgesinin ilk, orta ve son sırasındaki yakıt çubukları için CFFE değişimini vermektedir.



Şekil 3. Hesaplama modları için işlem zamanı boyunca yakıt bölgesindeki ilk, orta ve son sıra yakıt çubuklarında ki CFFE değişimi.

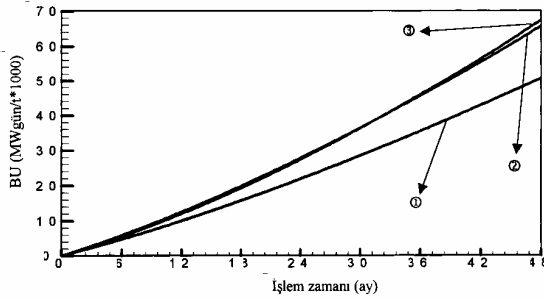
Hem ${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$ miktarında hem de CFFE'de üç hesaplama modu için Mod 1'e göre diğer modlarda önemli sapmalar olmaktadır. Bu da üretim reaksiyonlarının özellikle rezonans bölgelerinde çok yoğun olarak gerçekleşmesinden dolayı rezonans bölgesindeki nötron enerji aralıklarının yapılandırılmasının daha hassas yapılması gerektiğini göstermektedir.

3.6. Yakıt Yanma Derecesi

Reaktör işlem zamanı boyunca fisyon yakıtları hibrid mantoda fisyon enerjisi üretir. Üretken yakıtlardan elde edilen parçalanabilir yakıt miktarı mantoda arttıkça fisyon enerjisi de artar. Fisyon reaksiyonları ile yakıtların tümünü tüketmek mümkün değildir. Bu durum, aşağıda verilen işlem zamanı boyunca hibrid mantodaki yakıt yanma derecesi (BU) yardımıyla ölçülebilir (11,24,25).

$$BU = E_f (2.2 \times 10^{14} F_w) C_f \frac{\iint \Sigma_f \Phi dE dV}{M_f} \Delta t \quad (4)$$

Denklem (4)'de 5 MW/m^2 'lik nötron akısı için nötron akı yükü $2.2 \times 10^{14} F_w \text{ n/cm}^2$ 'dir. Burada F_w füzyon nötronlarının saçıldığı ilk duvar yüzey alanı, C_f dönüşüm faktörü olup birimi $1.6021 \times 10^{19} \text{ MWs/MeV}$, E_f fisyon reaksiyonu başına açığa çıkan enerji (200 MeV), M_f ise mantodaki toplam yakıt miktarıdır. Şekil 4 mantodaki işlem zamanı boyunca yakıt yanma derecesinin değişimini göstermektedir. Şekil 4 incelendiğinde yanma derecesinin fisyon miktarındaki artışla birlikte arttığı gözlenmekte ve Mod 1 ile Mod 3 arasında işlem zamanı boyunca hemen hemen aynı oranda artış gerçekleşmektedir.



Şekil 4. Hesaplama modları için işlem zamanı boyunca mantodaki yakıt yanma derecesinin değişimi.

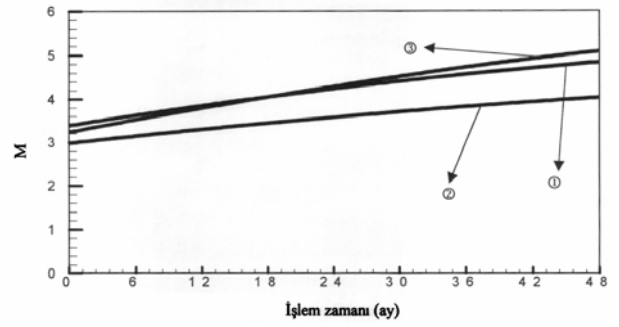
3.7. Enerji Çoğaltım Faktörü (M)

Hibrid mantodaki en önemli göstergelerden biri enerji çoğaltım faktörüdür (M). Mantodaki toplam enerji oluşumunu gösteren M faktörü, fisyon enerjisi, nötron kinetik enerji transferi ve ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ gibi nükleer ısınmayı kapsayan bütün exoenerjik nükleer reaksiyonları içerir. M enerji çoğaltım faktörü aşağıdaki şekilde hesaplanır:

$$M = \frac{200 * \langle \Phi \cdot \Sigma_f \rangle + 4.784 * T_6 - 2.467 * T_7}{14.1} + 1 \quad (5)$$

$\langle \Phi \cdot \Sigma_f \rangle$: toplam fisyon miktarı

Denklem (5)'den de görüleceği üzere M'deki artış en yoğun olarak mantonun fisyon miktarındaki artışa ve kısmen de ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ reaksiyonuna bağlıdır. Şekil 5 manto geometrisi için M değerinin işlem zamanı boyunca değişimini vermektedir. Burada Mod 1 ile kıyaslandığında Mod 3 Mod 2'ye nazaran daha iyi sonuç vermektedir.

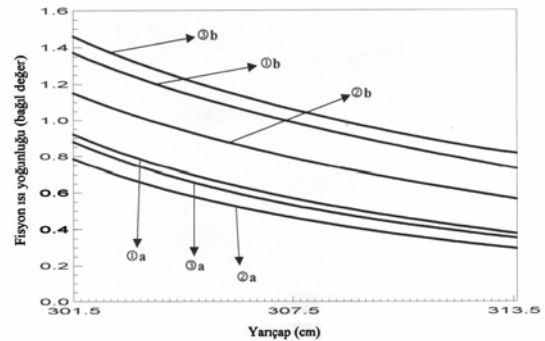


Şekil 5. Hesaplama modları için manto M değerinin işlem zamanı boyunca değişimi

3.8. Fisyon Isı Yoğunluğu

Diferansiyel/integral miktar olarak fisyon ısı yoğunluğu her üç hesaplama modu için Şekil 6'da görülmektedir. Geometrik şekil olarak her üç hesaplama modu için fisyon ısı yoğunluğu benzer bir yapı göstermektedir. Fisyon ısı yoğunluğunda radyal yönde meydana gelen düşüş füzyon nötron kaynağından uzaklaştıkça ${}^{238}\text{U}(n,f)$ reaksiyonunun azalmasından dolayıdır. Tablo 1'den de görüleceği üzere mantonun işlem zamanı başlangıcı (a) ve sonunda (b) ${}^{238}\text{U}(n,f)$ reaksiyonları toplam fisyon miktarının (Σ_f) önemli bir kısmını oluşturmaktadır.

İşlem zamanı başlangıcında Mod 1'de fisyon miktarındaki artış daha fazla olması beklenen bir durum olduğu için fisyon ısı yoğunluğundaki eğrilerin durumu tahmin edilebilecek bir yapıdadır. Ancak işlem zamanı sonunda Mod 3'deki artış beklenen bir durum değildir. Bu durum Tablo 1'den de görüleceği üzere Mod 1'deki termal nötron kaçağı (L) işlem zamanı sonunda Mod 2'ye göre daha fazla olması nedeniyle ${}^{235}\text{U}(n,f)$ ve ${}^{239}\text{Pu}(n,f)$ miktarlarında bir düşüşe neden olmakta buda toplam fisyon miktarını (Σ_f) düşürmektedir.



Şekil 6. Hesaplama modları için fisyon ısı yoğunluğunun yakıt bölgesi yarıçapına göre değişimi. (a: işlem zamanı başlangıcı; b: işlem zamanı sonu)

4. SONUÇLAR VE İRDELEME

Bu çalışmada UC₂ yakıtlı ve doğal lityum soğutuculu bir hibrid reaktöründe farklı nötron tesir-kesit kütüphaneleri kullanılarak nötronik performansların zamana göre değişimi incelenmiş ve aşağıdaki sonuçlar elde edilmiştir;

- Hibrid reaktör hesaplamalarında kullanılan tesir-kesit kütüphanelerinin nötron enerji dağılımları ve nötron grup yapıları sonuçlar üzerine önemli etkilere sahiptir. Hesaplama yapılan modlarda ²³⁵U ve ²³⁸U'nin fisyon spektrumlarında hiçbir fark gözlenmemesine rağmen (12) fisyon miktarlarında daha sık aralıklı grup olan 238 gruplu kütüphaneye göre diğerlerinde gözlenen sapmalar füzyon nötron kaynağının grup enerji yapılarından dolayı 44 ve 30 gruplu kütüphanelerdeki tanımlamalardan, termal ve rezonans enerji gruplarındaki aralıklardan ve radyal nötron kaçaklarından kaynaklanmıştır.
- Parçalanabilir yeni yakıt üretim reaksiyonları rezonans yapıları oldukça bağlıdır bu nedenle rezonans bölgelerinde yoğun olarak gözlenen bu tip reaksiyonlar için nötron kütüphanelerinde rezonans bölgelerinin çözümü ve bu bölgelerdeki enerji grup aralıklarının sıklığı önem arz etmektedir. 44 ve 30 gruplu kütüphane 238 gruplu kütüphaneye göre ²³⁸U(n, γ) reaksiyon miktarında önemli sapmalar göstermiştir. Bu tip reaksiyonlar özellikle rezonans enerji aralıklarında çok yoğun olarak gerçekleştiği için 44 ve 30 gruplu kütüphanelerin rezonans enerji aralıklarının yetersiz olduğu görülmüştür.
- Hızlı nötronlarla meydana gelen ⁷Li (n, α)T ve ²³⁸U(n,f) gibi reaksiyonlar rezonans bölgesi üzerindeki enerji aralıklarında gerçekleştiği için 238 ve 30 gruplu kütüphanelerdeki hızlı nötron yapıları daha uyum göstermektedir.
- Mod 2 ile yapılan hesaplamalarda kullanılan 44 gruplu kütüphanenin nötron grup yapısının diğerleri ile kıyaslandığında en kötü grup yapısına sahip olduğu ve özellikle 14.1 MeV nötron enerji spektrumundaki yetersizliğin nötronik sonuçları önemli oranda etkilemesinden dolayı hızlı nötron gruplarının buna göre düzenlenmesi gerektiği görülmüştür.

KAYNAKLAR

1. Mynatt, F.R., "Analysis of Acceleration Breeder Concepts with LMFBR, GCFF and Molten Salt Type Blankets", Proc. Information Mtg. Accelerator Breeding, Upton, January 18 - 19, New York, 1977.
2. Blinkin, L.V., Novikov, M.V., "Optimal Symbiotic Molten Salt Fission-Fusion System", Kurchatov Institute of Atomic Energy, 1 AE-2819, Moscow, UCRL-Trans-11288, 1977.
3. Moir, R.W. (editor), "Tandem Mirror Hybrid Reactor Design Study Annual Report", UCRL-52875, Lawrence Livermore Laboratory, 1979.
4. Ragheb, M.H., "Nuclear Performance of Molten Salt Fusion-Fission Symbiotic Systems for Catalyzed DD and DT Reactors", ORNL-TM-6560, OAK Ridge National Laboratory, 1979.
5. Teller, E., Fusion, Magnetic Confinement, Vol. 1, Part B, Academic Press, 1981.
6. Berwald, D.H., "Fission Suppressed Hybrid Reactor-the Fusion Breeder", UCID-19638, Lawrence Livermore Laboratory, 1982.
7. Lee, D.J., "Feasibility Study of a Fission-Suppressed Tandem-Mirror Hybrid Reactor", UCID-19327, Lawrence Livermore National Laboratory, 1982.
8. Greenspan, E., "Fusion-Fission Hybrid Reactors", Advances in Science and Technology, 16, p. 289, 1984.
9. Moir, R. W., "Helium-Cooled, Flibe Breeder, Beryllium Multiplier Blanket", Fusion Technology, 8, p. 133, 1985
10. Moir, R. W., Lee, J. D., "Helium-Cooled, FLiBe-Breeder, Beryllium-Multiplier Blanket for Minimars", Fusion Technology, 10, p. 619, 1986
11. Şahin, S., Yapıcı, H., Şahin, N., "Neutronic Performance of Proliferation Hardened Thorium Fusion Breeders", Fusion Engineering and Design, 54, no. 1, p. 63, 2000.
12. Şahin, S., Şahin, H. M., Yıldız, K., "Investigation of The Effects of Resonance Absorption in a Fusion Breeder Blanket ", Annals of Nuclear Energy, 29, p. 1641, 2002.

13. Seelmann- Eggebert, W., Pfenning, G., Münzel, H., Klewe-Nebenius, H., "Chart of the Nuclides", Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Institut für Radiochemie, 1981.
14. Yapıcı, H., Çürüttü, İ., Özceyhan, V., Kirbıyık, M., "Potential of a Fusion-Fission Hybrid Reactor Using Uranium for Various Coolants to Breed", Annals of Nuclear Energy, 26, p. 821, 1999.
15. Yapıcı, H., Şahin, N., Bayrak, M., "Investigation of Neutronic Potential of a Moderated (D-T) Fusion Driven Hybrid Reactor Fueled with Thorium to Breed Fissile Fuel for LWRs", Energy Conversion and Management, 41, p. 435, 2000.
16. Yapıcı, H., Übeyli, M., Yalçın, Ş., "Neutronic Analysis of PROMETHEUS Reactor Fueled with Various Compounds of Thorium and Uranium", Annals of Nuclear Energy, 29, p. 1871, 2002.
17. İpek, O., "Analysis of the neutronic data in infinite medium using fusion neutron source for various material compositions", Energy Conversion and Management, 44, p. 439, 2003.
18. Şahin, S., Yalçın, Ş., Şahin, H. M., Übeyli, M. "Neutronic Investigation of a Hybrid Version of ARIES-RS Fusion Reactor", Annals of Nuclear Energy, 30, p. 245, 2003.
19. Şahin, H. M., Yıldız, K., "UC, UC₂ Ve U₂C₃ Yakıtlarının Füzyon Nötron Kaynaklı Bir Hibrid Reaktörde Değerlendirilmesi", Teknoloji, 3-4, p. 39, 2001.
20. Şahin, S., Al-Kusayer, T., "²⁴⁴Cm as Multiplier and Breeder in a ThO₂ Hybrid Blanket Driven by a (Deuterium-Tritium) Source", Fusion Technology, 10, p. 1297, 1986
21. Şahin, S., "Power Flattening in a Catalyzed (D,D) Fusion Driven Hybrid Blanket Using Nuclear Waste Actinides", Nuclear Technology, 92, p. 93, 1990
22. Şahin, S., Yapıcı, H., Baltacıoğlu, E., "Regeneration of LWR Spent Fuel in Hybrid Reactors," Kerntechnik, 59, p. 270, 1994.
23. Şahin, S., Şahin, H. M., Sözen, A., Bayrak, M., "Power Flattenig and Minor Actinide Burning in a Thorium Fusion Breeder," Energy Conversion and Manegement, 43, p. 799, 2002.
24. Şahin, S., Baltacıoğlu, E., Yapıcı, H., "Potential of a Catalyzed Fusion Driven Hybrid Reactor for the Regeneration of CANDU Spent Fuel," Fusion Technology, 20, p. 26, 1991.
25. Şahin, S., Yapıcı, H., Bayrak, M., "Spent Mixed Oxide Fuel Rejuvenation in Fusion Breeders", Fusion Engineering and Design, 47, p. 9, 1999.
26. Şahin S., Al-Kusayer, T., Al-Samair, M., Raoof, M. A., "Neutronic Investigations of Experimental AYMAN Hybrid Blankets", Transactions of the American Nuclear Society 1984 International Conference, 47, 151, 1984.
27. Şahin S., Al-Kusayer, T., Raoof, M. A., "Preliminary Design Studies of A Cylindrical Experimental Hybrid Blanket With Deuterium-Tritium Driver", Fusion Technology, 10, p. 84, 1986.
28. Şahin S., Yapıcı, H., "Rejuvenation of Light Water Reactor Spent Fuel in Fusion Blankets", Annals of Nuclear Energy, 25, p. 1317, 1998.
29. Şahin S., Yapıcı, H., "Neutronic Analysis of a Thorium Fusion Breeder with Enhanced Protection Against Nuclear Weapon Proliferation", Annals of Nuclear Energy, 26, p.13, 1999
30. Lee, D.J., "Waste Disposal Assessment of HYLIFE-II Structure", Fusion Technology, 26, p. 74, 1994.
31. Şahin, S., Moir, R. W., Ünalın, S., "Neutronic Investigation of a Power Plant Using Peaceful Nuclear Explosives", Fusion Technology, 26, p. 1311, 1994.
32. Jordan W. C., Bowman, S. M., "Scale Cross-Section Libraries", NUREG / CR-0200, Revision 5, 3, section M4, ORNL/ NUREG/ CSD-2/V3/R5, Oak Ridge National Laboratory , 1997.
33. Petrie L. M., "SCALE System Driver", NUREG/CR-0200, Revision 5, 3, Section M1, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
34. Greene N. M., Petrie, L. M., Westfall, R. M., "NITAWL-II, Scale System Module For Performing Resonance Shielding and

- Working Library Production”, NUREG /CR-0200, Revision 5, 2, Section F2, ORNL / NUREG/ CSD-2/V2/R5, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
35. Greene N. M., “BONAMI, Resonance Self-Shielding by the Bondarenko Method”, NUREG /CR-0200, Revision 5, 2, section F1, ORNL /NUREG/CSD-2/V2/R5, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
 36. Bondarenko I. I. (Ed.), “Group Constants For Nuclear Reactor Calculations”, Consultants Bureau, New York, 1964.
 37. Al-Kusayer T., Şahin, S., Drira, A., “CLAW-IV, Coupled 30 Neutrons, 12 Gamma Ray Group Cross Sections With Retrieval Programs For Radiation Transport Calculations”, RSIC Newsletter, Radiation Shielding Information Center, Oak Ridge National Laboratory, p. 4, 1988.
 38. Barrett R. J., Macfarlane, R. E., “CLAW, Coupled 30 Neutrons, 12 Gamma-Ray Group Cross Sections For Neutron Transport Calculations”, LA-7808-MS, Los Alamos Scientific Laboratory, 1979.
 39. Landers N. F., Petrie, L. M., “CSAS, Control Module For Enhanced Criticality Safety Analysis Sequences”, NUREG/CR-0200, Revision 5, 1, Section C4, ORNL/ NUREG/ CSD-2 / V1/ R5, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
 40. Greene N. M., Petrie, L. M., “XSDRNPM, A One-Dimensional Discrete-Ordinates Code For Transport Analysis”, NUREG/CR-0200, Revision 5, 2, Section F3, ORNL /NUREG/ CSD-2/V2/R5, Oak Ridge National Laboratory, 1997.
 41. Engle W. W., “ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering”, K1693, Oak Ridge National Laboratory, 1970.
 42. MacFarlane R. E., “TRANSX-2, A Code For Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes”, Los Alamos Scientific Laboratory, 1993.
 43. Şahin S. “Radiation Shielding Calculations For Fast Reactors (in Turkish)”, Gazi University, Publication # 169, Faculty of Science and Literature, Publication number 22, Ankara, Turkey, 1991.
 44. Şahin S., H. Yapıcı, S. Ünalın, “ERDEMLI, A Computer Program to Process ANISN Output Data”, Gazi University, Ankara, Turkey, 1991.