

T.C.  
NİĞDE ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
MAKİNE MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

(D,T) FÜZYON SÜRÜCÜLÜ HİBRİD  
BLANKETDE TRİTYUM ÜRETİMİNİN OPTİMİZASYONU



112653


AHMET KAYA

T.C. YÜKSEK ÖĞRETİM BAKANLIĞI  
DOKÜMANİZASYON MERKEZİ

Haziran 2001

T.C.  
NİĞDE ÜNİVERSİTESİ  
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ  
MAKİNE MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

(D,T) FÜZYON SÜRÜCÜLÜ HİBRİD  
BLANKETDE TRİTYUM ÜRETİMİNİN OPTİMİZASYONU



AHMET KAYA

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN: Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Haziran 2001

Fen Bilimleri Enstitüsüne;

Bu çalışma jürimiz tarafından MAKİNE MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.

Başkan : Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Üye : Doç. Dr. Saim KOSAK

Üye : Yrd. Doç. Dr. Necmettin ŞAHİN

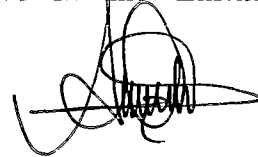
ONAY:

Bu tez, 27./07./2001 tarihinde, Enstitü Yönetim Kurulu'nca belirlenmiş olan jüri üyeleri tarafından uygun görülmüş ve Enstitü Yönetim Kurulunun kararıyla kabul edilmiştir.

07/08/2001

Doç. Dr. Aydın TOPÇU

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü



## ÖZET

### (D,T) FÜZYON SÜRÜCÜLÜ HİBRİD BLANKETDE TRİTYUM ÜRETİMİNİN OPTİMİZASYONU

KAYA, Ahmet

Niğde Üniversitesi  
Fen Bilimleri Enstitüsü  
Makine Mühendisliği Anabilim Dalı

Danışman: Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

Haziran 2001, 89 sayfa

İki kısımdan meydana gelen bu çalışmanın birinci kısmında, füzyon sürücülü hibrid reaktör modeli ele alınarak, nükleer reaktörlerde kullanılan çeşitli moderatör malzemelerinin yakıt kullanılmaksızın (D,T) füzyon nötronları karşısındaki trityum üretimleri araştırılmıştır. Çalışmanın ikinci kısmında ise sandviç yapıdaki blanket geometrisinde 1., 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerinin toplamdaki ölçüleri sabit kalmak kaydıyla, 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi artırılırken 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölge genişlikleri azaltılarak bu bölgelerdeki trityum üretiminde ve toplam trityum üretiminde ne gibi değişikliklere yol açtığı araştırılmıştır. Bu çalışmalarda seçilen soğutucular; helyum, flibe, tabii lityum, berilyum, ağır su ve hafif sudur. Nötronik analiz için, 1.3 cm kalınlığında SS-316 çeliği seçilmiş, ilk çalışmada soğutuculara göre toplam trityum üretiminin maksimum olduğu moderatör bölgesi genişliği saptanmış, moderatör bölgesi genişliği tespit edildikten sonra bu bölgeyi 2 cm kalınlığında SS-316 çeliği ve sonra üç bölgeden oluşan sandviç yapıda Li<sub>2</sub>O ve C bölgeleri takip ederek blanket geometrisini oluşturmaktadır. Soğutucular iki çelik duvar arasına yerleştirilerek, yüksek enerjili (14.1 MeV) füzyon nötronları ile etkileşime maruz bırakılmıştır. Nötronik hesaplamalar, ANISN nötron transport kod programı kullanılarak yapılmıştır.

Anahtar Sözcükler: Füzyon, hibrid reaktör, nötronik analiz.

## ABSTRACT

### OPTIMIZATION OF OF TRITIUM BREEDING IN (D,T) FUSION DRIVER HYBRID BLANKETS

KAYA, Ahmet

Niğde University

The Institute of Science and Engineering

Department of Mechanical Engineering

Advisor: Prof. Dr. Hüseyin YAPICI

June 2001, 89 pages

This thesis is comprised of two sections. In section I, considering fusion driver hybrid reactor model, tritium breeding of cooling materials in nuclear reactors against (D,T) fusion neutrons without using fuels is investigated. While keeping the total dimension constant, the effect of width enlargement for 1st and 2nd  $\text{Li}_2\text{O}$  regions and the effect of width reduction for 3.  $\text{Li}_2\text{O}$  region on local and total tritium breeding constitutes section II of this thesis. Here helium, flibe, natural lithium, berilium, heavy-water ( $\text{D}_2\text{O}$ ) and light water were used for coolant purposes. For neutronic analysis, first wall was selected as 1.3 cm SS-316 steel. For different coolant fluids, width of the moderator region was selected to maximize tritium breeding. This region was surrounded by 2cm SS-316 steel wall. After this second wall the blanket geometry was completed by three consecutive  $\text{Li}_2\text{O}$ -C regions. Coolant fluids were placed between two steel walls to react with fusion neutrons which have excessive energy (14.1 MeV). Neutronic computations were performed with ANISN neutron transport code.

Keywords: Fusion, hybrid reactors, neutronic analysis

## TEŐEKKÜR

Çalıřmalarım boyunca beni yönlendiren danıřmanım Sayın Prof. Dr. Hüseyin YAPICI' ya, bu süreçte hep yanımda olan kıymetli hocam Yrd. Doç. Dr. Necmettin ŐAHİN' e, maddi ve manevi desteklerini hiç esirgemeyen sayın Yrd. Doç. Dr. Mustafa BAYRAK ve Arř. Gör. Atakan Tuđkan YAKUT' a, herřeyimi borçlu olduđum abim Arř. Gör. Dr. Hasan KAYA' ya ve aileme ve hep beraber olduđum deđerli arkadaşlarıma řükranlarımı sunarım.



## İÇİNDEKİLER DİZİNİ

ÖZET.....	iii
ABSTRAC.....	iv
TEŞEKKÜR.....	v
İÇİNDEKİLER DİZİNİ.....	vi
ÇİZELGELER DİZİNİ.....	vii
ŞEKİLLER DİZİNİ.....	ix
BÖLÜM I GİRİŞ.....	1
BÖLÜM II TEMEL KAVRAMLAR.....	8
2.1. Nükleer Enerji.....	8
2.2. Nötronların moderasyonu.....	8
2.2.1. Nükleer tesir kesitleri.....	9
2.2.2. Çekirdek etkileşme çeşitleri.....	11
2.2.3. Nötron üretilme reaksiyonları.....	12
2.2.4. Elastik saçılma ile enerji kaybı.....	13
2.2.5. Ortalama logaritmik enerji kaybı.....	15
2.3. Nükleer Reaksiyonlar.....	17
2.3.1. Fisyon reaksiyonu.....	17
2.3.1.1. Fisyon yakıtları.....	19
2.3.2. Moderatör olarak kullanılan malzemeler.....	27
2.3.2.1. Hafif su (H <sub>2</sub> O) .....	28
2.3.2.2. Ağır su (D <sub>2</sub> O) .....	28
2.3.2.3. Karbon (C) .....	29
2.3.2.4. Berilyum (Be) .....	30
2.3.2.5. Berilyum Oksit (BeO) .....	30
2.3.2.6. Sodyum-Potasyum alaşımı (NaK) .....	30
2.3.2.7. Bor (B) .....	30
2.3.2.8. Flibe (Li <sub>2</sub> BeF <sub>4</sub> ) .....	30

2.3.2.9. Alüminyum (Al) .....	31
2.3.2.10. Magnezyum (Mg) .....	31
2.3.2.11. Tabii lityum (Li) .....	31
2.3.2.12. Lityum florid (LiF) .....	31
2.3.2.13. Lityum Hidrid.....	31
2.3.2.14. Berilyum Oksit.....	31
2.3.2.15. Sodyum (Na) .....	31
2.3.2.16. Kurşun (Pb) .....	32
2.3.2.17. Altın (Au) .....	32
2.3.3. Füzyon reaksiyonu.....	33
2.3.3.1. Füzyon reaksiyonu.....	35
2.3.3.2. Hidrojen füzyon reaksiyonu.....	38
2.3.3.3. Füzyon yakıtları.....	41
2.3.4. Hibrid reaktörler.....	41
2.3.4.1. Hibrid reaktörlerde gerçekleşen füzyon reaksiyonları.....	42
2.3.4.2. Hibrid reaktörlerde gerçekleşen fisyon reaksiyonları.....	42
2.3.4.3 Hibrid reaktörlerde gerçekleşen yakıt üretim reaksiyonları.....	44
BÖLÜM III MATERYAL ve METOT.....	46
3.1. Füzyon Nötron Kaynağı.....	47
BÖLÜM IV NÜMERİK.....	50
SONUÇLAR.....	81
KAYNAKLAR.....	82
EKLER.....	88



## ÇİZELGELER DİZİNİ

Çizelge 1.1. Nükleer elektrik üretimindeki durum.....	6
Çizelge 2.1. Uygun füzyon reaksiyonları.....	37
Çizelge 2.2. Hibrid reaktörlerdeki fisyon reaksiyonları.....	42
Çizelge 2.3. Hibrid reaktörlerde nükleer yakıt üretim reaksiyonları.....	43
Çizelge 2.4. Sonsuz ortamda her bir 14 MeV enerjili nötron başına üretilen nükleer yakıt ve açığa çıkan enerji.....	44
Çizelge 3.1. Kullanılan malzemeler ve atomik yoğunlukları.....	48
Çizelge 4.1. Helyum soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	50
Çizelge 4.2. Flibe soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	52
Çizelge 4.3. Tabii Lityum soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	54
Çizelge 4.4 Berilyum soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	56
Çizelge 4.5. Ağır su soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	58
Çizelge 4.6 Hafif su soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı.....	60
Çizelge 4.7 Helyum soğutmalı blankette Li <sub>2</sub> O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	62
Çizelge 4.8 Flibe soğutmalı blankette Li <sub>2</sub> O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre	

(D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	63
Çizelge 4.9 Tabii lityum soğutmalı blankette $Li_2O$ bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	64
Çizelge 4.10 Berilyum soğutmalı blankette $Li_2O$ bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	65
Çizelge 4.11 Ağır su soğutmalı blankette $Li_2O$ bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	66
Çizelge 4.12 Hafif su soğutmalı blankette $Li_2O$ bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi.....	67



## ŞEKİLLER DİZİNİ

Şekil 2.1. Hedef alan üzerine gelen nötronlar.....	10
Şekil 2.2. Elastik saçılma ile enerji kaybı.....	13
Şekil 2.3. Olasılık yoğunluk fonksiyonu.....	15
Şekil 2.4.Nükleer reaksiyonlar.....	16
Şekil 2.5. Genel nükleer reaksiyon.....	17
Şekil 2.6. Tanecik başına bağlanma enerjisinin kütle numarası ile değişimi.....	19
Şekil 2.7. Fisyon reaksiyonu.....	21
Şekil 2.8. Fisyon aşamaları.....	22
Şekil 2.9. Fisyona uğramış çekirdeğin potansiyel enerjisinin mesafeye bağlı olarak değişimi.....	24
Şekil 2.10. $^{235}\text{U}$ ' in nötron absorpsiyonu ile fisyonu.....	25
Şekil 2.11. Gaz ve plazma hali.....	34
Şekil 2.12. Döteryum-trityum füzyonununun temsili resmi.....	38
Şekil 2.13. Döteryum-döteryum füzyonununun temsili resmi.....	39
Şekil 3.1. Nötronik hesaplarda kullanılan blanketin kesit görünüşü.....	46
Şekil 4.1.a. Helyum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi.....	68
Şekil 4.1.b. Helyum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi.....	69
Şekil 4.2.a. Flibe soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi.....	70
Şekil 4.2.b. Flibe soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim	

oranlarının deęiřimi.....	71
řekil 4.3.a. Tabii Lityum soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	72
řekil 4.3.b. Tabii Lityum soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	73
řekil 4.4.a. Nötron çoęaltıcı katman olarak berilyumun kullanıldıęı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	74
řekil 4.4.b. Nötron çoęaltıcı katman olarak berilyumun kullanıldıęı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	75
řekil 4.5.a. Aęır su soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	76
řekil 4.5.b. Aęır su soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	77
řekil 4.6.a. Hafif su soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	78
řekil 4.6.b. Hafif su soęutmalı blankette soęutucu kalınlıęına göre trityum üretim oranlarının deęiřimi.....	79

## BÖLÜM I

### GİRİŞ

Günümüzde teknolojinin gelişmesine paralel olarak dünya enerji üretimi ihtiyacı gün geçtikçe artmaktadır. Böylece sanayi ülkelerinde uygulanan enerji ekonomisi stratejileri bu artışı nispeten kontrollü ve yumuşak kılmakta ise de gelişmekte olan ülkelerin bir çoğunda çağdaş teknolojiyi yakalama ve bu teknolojinin sağladığı hayat standardına erişme çabaları enerji ihtiyacını hızla artırmaktadır. Günümüzde bu enerji ihtiyacı büyük oranda fosil yakıtlardan (petrol ve kömür) sağlanmaktadır. Son zamanlarda fosil yakıt rezervlerinin incelenmesi ve bu yakıtların enerji ihtiyacının artması ile yetersiz kalma durumunun ortaya çıkması, yeni enerji kaynaklarının araştırılması gereğini ortaya çıkarmıştır. Güneş enerjisi, rüzgar enerjisi, hidrolik enerji, jeotermal enerji gibi yenilenebilir enerji kaynaklarının gelişen teknoloji için yetersiz kaldığı ve geleceğin enerji kaynağı olarak görülen hidrojen ise yakın gelecekte optimum bir şekilde faydalanmanın mümkün olmadığı görülmektedir. Gelişmiş ülkelerin dışında çok yaygın olarak kullanılsa bile önümüzdeki yıllarda kullanılması kaçınılmaz olan en önemli enerji kaynağı nükleer enerjidir (Şahin, 1992). Nükleer enerji için fisyon (ağır çekirdeklerin parçalanması) yapabilen cevher miktarını, çeşitli tahminler, dünya katmanında yaklaşık 16 milyon ton rezerv olduğunu söylemektedir. Dolayısıyla bu durum, gelecekte nükleer enerjinin önemini ve gerekliliğini ortaya çıkarmaktadır. Dünya enerji üretiminde nükleer enerjinin payının giderek arttığı görülmektedir. Bu enerji ihtiyacının önemli bir kısmı büyük oranda fisyon reaktörleri ile karşılanmaktadır. Çizelge 1.1 Nisan 1998 yılı itibariyle çeşitli ülkelerdeki nükleer enerji potansiyelini ve elektrik üretimindeki nükleer payı göstermektedir. Çizelge 1.1.'den görüldüğü gibi Fransa, Belçika, Kore, Bulgaristan, İsveç, İsviçre, Macaristan, Slovak Cumhuriyeti, Slovenya ve Ukrayna gibi ülkelerde toplam elektrik üretimindeki nükleer pay %50 ye ulaşmış veya geçmiştir. Almanya, Çin, Finlandiya, İspanya, Japonya ve İsviçre gibi ülkelerde nükleer payın 1/3 oranının üzerinde olduğu görülmektedir.

Büyük bir hızla artan enerji talebinin günümüz metotlarıyla karşılanması hemen hemen mümkün görünmemektedir. Dünyada toryum, uranyum ve döteryum rezervleri düşünüldüğünde nükleer santraller daha cazip olmaktadır. Toryum ve uranyum fisyon santralleri için, döteryum ise füzyon santralleri için yakıt olabilirler. Bol miktardaki lityum ise nötron bombardımanı ile trityuma dönüştürülerek yine füzyon reaktörleri için yakıt

üretebilirler. Yani binlerce yıllık bir zaman için nükleer santrallerde yakıt yönünden enerji darboğazı yaşanmayacağı tahmin edilmektedir. Çizelge 1.1' de gelişmiş bir çok ülkenin enerji ihtiyacının büyük bir bölümünü nükleer enerjiden karşıladığı ve gelecekte de karşılayacağı açıkça görülmektedir (IAEA, 1999). Maalesef bu enerji kaynağına gereken ilgiyi göstermeyen ülkelerin hızla gelişen teknolojiye ayak uydurabilmeleri mümkün görünmemektedir. Türkiye ve benzeri gelişmekte olan ülkelerin her zaman karşılaştıkları ve karşılaşacakları sorunun başında enerji gelmektedir. Bir ülkenin gelişmişliği, tamamen ülkede var olan enerji durumuna, daha doğrusu ucuz enerjinin varlığına bağlıdır. Gelişmekte olan ülke için bu konu hayati bir önem taşımaktadır, çünkü enerjide doğacak bir darboğaz, gelişme programını aksatabilir ve hatta durdurabilir. Dolayısıyla böyle ülkelerin enerji yönünden devamlı beslenmeleri gerekmektedir. Bu nedenle beslenmenin kesintisiz olabilmesi için enerji üretim projeksiyonlarının çok iyi yapılması ve bu planların uygulanmasına imkanlar ölçüsünde dikkat edilmesi gerekir. Türkiye gibi gelişmekte olan, fosil enerji kaynakları yetersiz ve hidrolik enerji kaynakları sınırlı olan bir ülkenin en kısa zamanda nükleer enerji ile tanışması ve hızlı bir şekilde nükleer enerji yatırımlarını gerçekleştirmesi gerekmektedir. Gelişmekte olan bir ülke konumundaki Türkiye' nin her yıl yaklaşık olarak %10 oranında artan enerji ihtiyacı açısından, bütün enerji ihtiyaçlarını kullansa dahi enerji üretiminin 2010 yılına kadar kendisine yetebileceği belirtilmektedir. Nükleer enerji yatırımlarının uzun vadeli yatırımlar olduğu gerçeği düşünülürse, Türkiye' nin hiç vakit kaybetmeden bu enerji kaynağı ile tanışması gerekmektedir.

Dünyada mevcut nükleer enerji üretimi genellikle Hafif Su Reaktörleri (LWR) teknolojisine dayanmaktadır. Daha sonra ise Kanada Döteryum Uranyum Reaktörleri (CANDU) gelmektedir. Hafif su reaktörleri yakıt olarak az zenginleştirilmiş (% 3 – 4 oranında)  $^{235}\text{U}$  kullanmaktadır. Bu izotop tabii uranyumun yalnızca % 0.7 kadarını teşkil eder, tabii uranyum içerisinde bulunan diğer izotop ise % 99.3 oranında  $^{238}\text{U}$ ' dir. Tabii uranyum içinde büyük oranda bulunan  $^{238}\text{U}$  bileşeninin küçük bir kısmı  $^{239}\text{Pu}$ ' a dönüştürülerek değerli bir nükleer yakıt elde edilebilmektedir. Harcadıkları  $^{235}\text{U}$ ' dan (veya  $^{239}\text{Pu}$ ) daha az yeni nükleer yakıt ( $^{233}\text{U}$  veya  $^{239}\text{Pu}$ ) üreten reaktörler, konverter (dönüşüm) reaktörleri, fazlasını üreten reaktörler ise üretici reaktörler olarak isimlendirilir. Hafif su reaktörlerinin dönüşüm oranları % 60 – 70 mertebesindedir. Bu tip reaktörler anlaşılacağı gibi uranyum yakıtının ancak % 1' ini değerlendirip % 99' unu kullanılmayan, yüksek derecede radyoaktif atık olarak geriye bırakılmaktadırlar. Bu sebeple dünya nükleer enerji üretiminin az zenginleştirilmiş nükleer yakıt açısından bir darboğaza girmesi beklenmektedir. Hafif Su Reaktörleri fisyon olayına dayanan teknolojiye sahiptir. Reaktör

içerisine yerleştirilen az zenginleştirilmiş nükleer yakıtın düşük kinetik enerjili nötronlarla (termal) bombardıman edilerek, yakıt içerisinde bulunan fisil izotopların ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , ve  $^{241}\text{Pu}$ ) parçalanması sonucu çok yüksek bir enerji açığa çıkar. CANDU reaktörlerinde ise nükleer yakıt olarak tabii uranyum kullanılmaktadır.

Hafif su reaktörleri zenginleştirilmiş yakıt kullandıklarından, bu yönden önemli bir dış bağımlılığa sebep olurlar. Ayrıca hafif su reaktörlerinin kazanlarının, soğutucu akışkanın sıcaklık ( $-350^{\circ}\text{C}$ ) ve basınçlarına ( $-150$  atm) dayanmaları gerekir. Bu kazanlar yüksek alaşımlı çelikten imal edilirler. Böyle bir teknolojiyi yerli sanayiinin gerçekleştirebilmesi mümkün değildir. CANDU reaktörler ise tabii uranyum kullandıklarından tam bağımsızlığa imkan verirler. Reaktör kazanı sadece kendi ağırlığını taşır. Kazan cidarı  $90^{\circ}\text{C}$ ' da moderatör sıcaklığına maruzdur. Bu yüzden 2.5 cm kalınlığında çelik saçtan imal edilir. Böyle basit bir yapıyı yerli sanayi her an gerçekleştirebilir (Şahin, 2000).

Hafif su reaktörlerinde kaynak olarak kullanılan nötronlar termal nötronlardır. Termal nötronlarla sadece yakıt içinde bulunan fisil izotoplar parçalanabilmekte ve enerji elde edilebilmektedir. Hafif çekirdeklerin birleşmesi esasına dayanan füzyon olayı sonucu çok büyük enerjiye sahip nötronun açığa çıkmakta ve bu nötronların yakıt içindeki fertil izotopları ( $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) parçalayarak çok değerli nükleer yakıtlara ( $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ) dönüştürmektedir. İşte bu fisyon ve füzyon reaktör özelliklerini bünyesinde toplayan reaktörler Hibrid Reaktör olarak isimlendirilmektedir.

Daha önce yapılan bazı çalışmalarda fisyon reaksiyonlarında kullanılan yakıtlar ve soğutucuların trityum üretimleri, fisil yakıt zenginleştirme işlemleri analiz edilmiştir. Bu çalışmalardan bazıları şunlardır;

Bir fisyon reaktöründe  $^{239}\text{Pu}$  kullanarak LWR' ne fisil yakıt sağlamak için, nükleer yakıt zenginleştirme işlemleri mevcut olan metotlara ilaveten alternatifler araştırılmıştır. Bu araştırmada katalize edilmiş (D, D) ve (D, T) fisyon reaktörleri kullanılmıştır. Yakıt malzemesi olarak doğal uranyum kullanılmış, fisil yakıt bölgesinden ısı transferini sağlamak amacıyla farklı iki soğutucu helyum gazı ve flibeyi seçilmiştir. Fisyon bölgesinde soğutucu ve fisyon sürücüsüne bağlı olarak, operasyon periyodu 12 den 36 aya kadar sürmüş ve fisil yakıt gençleştirme işleminin değeri % 3 ile % 4 değerleri arasında hesaplanmış, bu hesaplamalarda birinci duvarda fisyon nötron enerji akısı  $5 \text{ MW/m}^2$  olarak alınmıştır. Birinci duvarın fisyon nötron enerji fluxları, katalize edilmiş (D, D) hibrid reaktörünün trityum üretimi (D, T) hibrid reaktöründen daha fazla olmuş, bunun nedeni ise katalize edilmiş (D, D) hibrid reaktöründe nötron miktarı daha fazla elde edilmiş olmasıdır.

Bu çalışmada, fisil yakıt üretiminde soğutucu olarak helyum kullanılması durumunda, flibe soğutucusuna göre çok daha iyi performans sağladığı gösterilmiştir (Şahin ve arkadaşları, 1998).

Hafif sulu reaktörlerden elde edilen harcanmış nükleer yakıtın gençleştirilebilmesi için katalize edilmiş (D, D) füzyon sürücülü hibrid reaktörde araştırılmıştır. Gençleştirme periyodunu 12., 20., 28. ve 36. aya göre değerlendirip, çalışma sonunda bu aylara göre fisil yakıt zenginleştirme işlemlerinin sonucunu sırasıyla % 3.0, % 3.5, % 4.0 ve % 4.5 hesaplanmıştır. Bu çalışmada soğutucu olarak helyum kullanılmış ve iyi sonuçlar verdiği ifade edilmiştir (Şahin ve arkadaşları, 1998).

(D,T) füzyon sürücülü bir hibrid blanketin 48 aylık periyot süresince fisil yakıt üretimi açısından nötronik performansı incelenmiştir. İncelemede yakıt olarak ThF<sub>4</sub> (Toryum Tetra Florid), soğutucu olarak da gaz, tabii lityum ve flibe kullanmıştır. 14.1 MeV' luk füzyon nötronlarının fisyonu sonucunda fisyon ve hibrid reaktör teknolojisi açısından önemli olan <sup>233</sup>U fisil yakıt üretimi, trityum üretimi ve yanma oranları incelenmiş, elde edilen sonuçları hava, tabii lityum ve flibe soğutmalı blanket için karşılaştırılmıştır. 48 aylık çalışma süresince trityum üretiminde en iyi performansa 1.3203 değeri ile tabii lityum soğutuculu blankette ulaşıldığını tespit edilmiştir. 48 aylık süre sonunda yakıt zenginleştirmede en iyi değeri %7.12 oranı ile flibe soğutuculu blankette elde edilmiştir. Blankette bir yandan elektrik üretimi yapılırken, diğer yandan da suni bir fisil yakıt olan <sup>233</sup>U üretilmiştir (Yapıcı ve arkadaşları,1999).

Yapay yakıtların, fisil yakıt üretimleri incelenmiştir. Bu amaçla, hibrid reaktör bünyesinde yakıt olarak doğal UO<sub>2</sub> ve LWR harcanmış nükleer yakıt karışımlarını incelemiştir. Fisil yakıt bölgesi dışındaki nükleer ısı transferini sağlamak amacıyla dört farklı soğutucu (helyum, flibe, natural lityum ve ötektik lityum (Li<sub>17</sub>Pb<sub>83</sub>)) seçilmiştir. Soğutucunun tipine bağlı olarak, operasyon periyodu 12 ve 24 aylar arasında değerlendirilmiş ve fisil yakıt zenginleştirme oranını % 3-4 arasında hesaplanmıştır (Şahin ve Yapıcı, 1999).

Yakıt olarak ThC<sub>2</sub> ve ThF<sub>4</sub> kullanılan hibrid reaktörde trityum üretimi ve CFFE değerini araştırılmıştır. Reaktörde soğutucu olarak her bir yakıt için gaz (He veya CO<sub>2</sub>), flibe ve natural lityum kullanmıştır. Dört yıl boyunca nötronların davranışları incelenmiş, operasyon sonunda da, CFFE değeri yakıt ve soğutucu tipine bağlı olarak % 3.5-7 değerleri arasında hesaplanmıştır. Çalışmalarında en iyi nötronik performansı flibe, sonrada natural lityumun sağladığı ifade edilmiştir. Çalışmalarında 48 ay sonunda maksimum CFFE değeri % 7 ile ThF<sub>4</sub> yakıt ve flibe soğutuculu geometride elde edilmiş, en düşük değerse % 3.55



ile  $\text{ThC}_2$  yakıt ve natural lityum soğutuculu blankette gerçekleştirilmiştir. Natural lityum soğutuculu blankette trityum üretimi değeri 1.05 değerinden büyük olduğu belirtilmiştir (Yapıcı ve arkadaşları, 1999).

Hafif sulu reaktörlere nükleer yakıt sağlamak için (D, T) fisyon-füzyon (hibrid) reaktörlerde fisil yakıt üretim kabiliyetini araştırılmıştır. Fisil yakıt üretimi için üç farklı problem çözümlenmiştir. Birincisi;  $\text{ThO}_2$ , ikincisi; denature edilmiş  $\text{ThO}_2$  ile % 10  $\text{UO}_2$  karışımı ve son olarak denature edilmiş  $\text{ThO}_2$  ile % 10 LWR' den elde edilen harcanmış yakıt karışımıdır. Fisil yakıt üretimi bölgesi dışında nükleer ısı transferini sağlamak için iki farklı soğutucu (helyum, flibe) seçmişlerdir. Fisyon bölgesindeki soğutucu tipine bağlı olarak, fisyon güç üretimi için operasyon periyodu 30 ile 48 ay arasında olmuş ve fisil yakıt zenginleşmesini % 3-4 arasında hesaplanmıştır. Fisil yakıt üretiminde flibe soğutuculu blanketin nötronik değeri helyum soğutuculu blankete göre çok üstün performans sağladığı ifade edilmiştir (Şahin ve Yapıcı, 1998).

LWR (Hafif Su Reaktörleri)' ne yakıt sağlamak maksadıyla, toryum yakıtlı (D, T) füzyon fisyon hibrid reaktörünün nötronik performansı analiz edilmiştir. Fisil yakıt üretim bölgesi dışına nükleer ısı transferini sağlamak için dört farklı soğutucu (helyum, flibe, natural lityum ve ötektik lityum) seçilmiştir. Dört yıl çalışma sonucunda zenginleştirme derecesi, farklı fertil yakıt ve soğutucu kompozisyonları için % 6-11.5 arasında hesaplanmıştır. Fisil yakıt üretimi açısından flibe soğutuculu blanketin en iyi performansı sağladığı ifade edilmiştir (Şahin, 1999).

Nükleer reaktörlerde kullanılan değişik moderatör malzemelerinin (D, T) füzyon nötronları karşısındaki performansı araştırılmıştır. Moderatör malzemeleri olarak  $\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{D}_2\text{O}$ , C, Be, Pb,  $\text{BeF}_2$ , B, Al, Na, NaK, Li, LiF, LiH, Flibe kullanılmıştır. Enerji ve yakıt üretimi belirli moderatör kalınlıklarında maksimum değerlere ulaştığı ifade edilmiştir. Flibe,  $\text{H}_2\text{O}$ , LiH ve LiF nötron enerjisinin modere edilmesi bakımından kötü performans sergilediğini, buna karşın Li, LiF,  $\text{D}_2\text{O}$  ve Flibe' nin füzyon odasının soğutulması için ideal bir soğutucu olduğu belirtilmiştir. Trityum üretimi bakımından Li, LiF ve Flibe' nin iyi performans sergilediğini ifade edilmiştir (Çürüttü, 1999).

Bu çalışmada, füzyon reaktörlerinin ve klasik fisyon reaktörlerinin birleştirildiği bir model ele alınacaktır. Yani fisyon reaktörünün hacim merkezine füzyon reaktörünün kalbinin yerleştirildiği kabul edilecektir. Bu amaçla; (D,T) füzyon reaksiyonundan çıkan 14.1 MeV' luk enerjiye sahip olan nötronlar ile Çizelge 3.1' de verilen çeşitli soğutucular, Şekil 3.1' de gösterilen geometriye sahip ve literatürde blanket olarak nitelendirilen katmanlarda

nötronik analize tabi tutulacaktır. Bu şekilde çeşitli soğutucuların (D,T) füzyon nötronları karşısındaki trityum üretimleri incelenecektir.

Çizelge 1.1. Dünyada nükleer elektrik üretimindeki durum [IAEA, 1999]

Ülkeler	İşletme halinde reaktör sayısı	Toplam Kapasite MWe	İnşaa halinde veya işletme öncesi testleri tamamlanan reaktör sayısı	Toplam kapasite Mwe	Toplam elektrik üretimindeki payı %	
					1995	1998
Litvanya	2	2370			85.6	77.2
Fransa	58	61653	1	1450	76.1	75.8
Belçika	7	5712			55.5	55.2
İsveç	12	10040			46.5	45.8
Ukrayna	16	13765	4	3800	37.8	45.4
Slovakya	5	2020	3	1164	44.1	43.8
Bulgaristan	6	3538			46.4	41.5
Kore Cum.	14	12340	3	2550	36.1	41.4
İsviçre	5	3127			39.9	41.1
Slovenya	1	623			39.5	38.3
Japonya	52	43691	2	1863	33.4	35.9
İspanya	9	7350			34.1	35.7
Macaristan	4	1729			42.3	35.6
Almanya	20	22282			29.6	28.3
Finlandiya	4	2656			29.9	27.4
İngiltere	35	12968			24.9	27.1
Tayvan	6	4884	1	1300	28.8	24.8
Ermenistan	1	376			-	24.7
Çek Cum.	4	1648	2	1824	20.1	20.5
ABD	104	96423			22.5	18.7
Rusya	26	19843	4	3375	11.8	13.1
Kanada	14	9998			17.3	12.4
Romanya	1	650	1	650	-	10.3
Arjantin	2	935	1	692	11.8	10.0
Güney Afrika	2	1842			6.5	7.3
Meksika	2	1308			6.0	5.4
Hollanda	1	449			4.9	4.1
Hindistan	10	1695	4	808	1.9	2.5
Çin	3	2167	6	4420	1.2	1.2
Brezilya	1	626	1	1229	1.0	1.1
Pakistan	1	125	1	300	0.9	0.7
Kazakistan	1	70			0.1	0.2
İran	-	-	2	2111	-	-
TOPLAM	434	348855	36	27536	17.0	15.9

## BÖLÜM II

### TEMEL KAVRAMLAR

#### 2.1. Nükleer Enerji

Konunun daha iyi anlaşılabilmesi için nükleer enerji ve nükleer reaksiyonlar hakkında daha detaylı bir inceleme yapmak gerekmektedir. Bu yüzden nükleer enerji, fisyon ve füzyon reaksiyonları ile hibrid reaktör bünyesinde gerçekleşen nükleer reaksiyonlar açıklanmıştır.

Atom teorisine göre atom yaklaşık  $10^{-8}$  cm' lik çapa sahip bir küre şeklindedir. Genel olarak atom, merkezinde sıkıca kümelenmiş nötronların ve protonların oluşturduğu çekirdek ve çekirdek etrafında değişik yörüngelerde dönen elektronlarla çevrelenmiştir. Çekirdekler nötron ve protonlardan meydana geldiğine göre, çekirdeği oluşturan proton ve nötronların (yani taneciklerin) kütleleri toplamının, çekirdeğin gerçek kütlesine eşit olması gerekir. Fakat çekirdeğin gerçek kütlesi daima proton ve nötronların kütleleri toplamından küçüktür. Proton ve nötronlar çekirdekte güçlü çekirdek kuvvetleri ile bir arada tutulurlar, protonlarla nötronları birbirinden ayırmak için oldukça büyük bir enerjiye ihtiyaç vardır ve çekirdeğin oluşması sırasında bu enerji dışarı atılır. Çekirdek oluşması sırasında açığa çıkan bu enerji, yukarıda da anlatıldığı gibi çekirdek oluşumu sırasında nötron ve protonun birleşmesiyle birlikte bir miktar kütle kaybı şeklinde meydana gelecektir. İşte bu enerji kütle farkından dolayı açığa çıkmaktadır. Başka bir ifade ile çekirdeğin oluşması sırasında bir miktar kütle enerjiye dönüşmektedir. Böylece, bir çekirdeği kendisini meydana getiren nötron ve protonlara ayırmak için çekirdeğe enerji verilmesi gerekli olduğu anlaşılır. Çekirdeğe enerji vermenin bir yolu, çekirdeği enerjik parçacıklarla bombardıman etmektir.

Doğadaki mevcut atom çekirdekler kararlı veya kararsız bir yapıya sahiptir. Doğanın bir kanunu olarak cereyan eden hadise ise kararsız olan atom çekirdekleri daha kararlı hale gelmek için bir taneciği bünyelerinden fırlatırlar. Bu tanecik bir parçacık olabileceği gibi bir enerji taneciği de olabilir. Bununla beraber bazı elementlerin atom çekirdekleri kararlı değildir ve dışarıdan müdahale ile, radyasyon yayını, kütle olarak ani bir şekilde başka bir forma dönüşebilir. Bu dönüşüm sırasında kütle azalacaktır. Bu azalan kütle ise ışınım enerjisi ve elde kalan kütlelerin kinetik enerjisi olarak açığa çıkacaktır. Bu enerji nükleer

enerji olarak isimlendirilir. Kütle kaybına bağı olarak enerji (E), kütle kaybı ( $\Delta m$ ) ve ışık hızı (C) olmak üzere Einstein tarafından:

$$E = \Delta m \cdot C^2 \quad (1)$$

şeklinde açıklanmıştır (Bonilla, 1957). Kararlı yapıya sahip olmayan çekirdeğin bölünmesi ve nükleer enerjinin sonuç olarak ortaya çıkması ile daha kararlı çekirdek elde edilir. Çekirdek reaksiyonlarında enerji kazandıran farklı iki yol bulunmaktadır. Bunlardan birincisi kararsız yapıya sahip ağır çekirdeklerin nötron bombardımanı ile farklı kütlelerde iki yeni çekirdeğe ayrılması esasına dayanan fisyon reaksiyonu' dur. Bu reaksiyonlar şimdiye kadar ağır atomlarda görülebilmüş ve özellikle uranyumda dikkate değer bir hal almıştır. Diğer ikinci yol ise fisyonda kullanılan ağır çekirdeklerin aksine çok daha hafif ağırlığa sahip ( $A < 50$ ) iki çekirdeğin bir çekirdek meydana getirecek şekilde yüksek sıcaklığa sahip bir ortamda birleşmesi esasına dayanan füzyon reaksiyonu' dur. Bilinen hidrojen çekirdeği teorik olarak birleşme yoluyla enerji verebilir. Bu yüzden füzyon yakıtı olarak ağır hidrojen ( $^2D$ ) ön planda gelir. Günümüzde enerji eldesine yönelik bir füzyon reaktörü olmamasına karşın bu konuyla alakalı laboratuvar çalışmaları ciddiyetle devam etmektedir (Yapıcı ve Çürüttü, 1997).

## 2.2. Nötronların Moderasyonu

Nötron çekirdeğin yüksüz elemanı olarak nükleer kuvvet çalışmalarında temel bir rol oynar. Coulomb engelinden etkilenmeden, çok düşük enerjili (eV yada daha düşük) nötronlar çekirdeğe girebilirler ve nükleer reaksiyonları başlatabilirler.

1932 yılında Chadwick tarafından yapılan deneylerle hemen hemen protonun kütlesine eşit ve yüksüz bir tanecik bulunmuştur. Bu taneciğe nötron ismi verilmiştir. Nötron sıfır nolu element olarak ta sayılabilir. Nötron yüksüz olduğundan bu parçacık için çekirdeğin Coulomb etki alanı gibi bir engel söz konusu değildir. Nötronun kütlesi,

$m_n = 1.008665$  akb dir.

Nötronların ömürlerinin kısa oluşlarından dolayı serbest nötronlar doğada bulunmazlar. Nötronu elde etmeye yarayan bir çok reaksiyon vardır. Bu reaksiyonlarda hedef çekirdek alfa taneciği, proton ve gama ışınları ile bombardıman edilince uyarılmış halde bulunan bileşik çekirdek meydana gelir. Nötron elde etmede hedef çekirdekler en büyük rol oynar, çünkü kuvvetli potansiyel duvardan dolayı ağır çekirdeklerle yüklü taneciklerin reaksiyonları çok yüksek enerjilerde mümkündür. Nötronların ortalama ömrü 12 dakika

civarındadır. Hafif çekirdeklerin ( $\alpha$ , n) ve ( $\gamma$ , n) reaksiyonlarına bağı olarak bozunma sonucunda nötronlar meydana gelir. Nötronları elde etmek için kullanılan bir çok reaksiyonlardan bazıları aşağıdaki şekillerde açıklanabilir.

$\alpha$ -Berilyum kaynakları; nötronun keşfinde kullanılan bu reaksiyon laboratuvarlarda, kararlı yapıya sahip  $^9\text{Be}$  alfa taneciği ile çarpıştırılırsa reaksiyon sonunda nötron serbest kalır. Bu reaksiyon için gerekli Q değeri 5.708 MeV' tur. Eğer  $^{226}\text{Ra}$  ve  $^9\text{Be}$  gibi alfa yayan uzun ömürlü maddelerle karıştırılırsa sabit oranda bir nötron üretimi elde edilir.  $^{226}\text{Ra}$  yaklaşık olarak 5-8 MeV civarında enerjilerde alfa parçacığı yayınlar ve böylece 13 MeV'a kadar enerji spektrumuna sahip nötronlar elde edilir. Genel olarak nötronların kaynağı  $^9\text{Be}$  ( $\alpha, n$ )  $^{12}\text{C}$  reaksiyonunun kullanılmasıyla elde edilir. Burada reaksiyon için gerekli olan  $^{226}\text{Ra}$  gibi doğal radyoaktif izotopların  $\alpha$  neşretmesiyle nötronlar doğal olarak elde edilir. Böylece bir gram radyum ve birkaç gram berilyum karışımından dakikada 107 civarında nötron temin edilebilir.

$\gamma$ -Berilyum kaynakları; yukarıda ( $\alpha$ , n) kaynaklarına benzer bir yöntemle ( $\gamma$ , n) reaksiyonu ile de nötron elde edilebilir.  $^{24}\text{Na}$  yaklaşık olarak 2.76 MeV' luk gama-ışını yayınlar, yayımlanan bu  $\gamma$ -ışının  $^9\text{Be}$  ile reaksiyonundan 0.8 MeV civarında enerjiye sahip nötronlar elde edilir.

$\alpha$ -Bor kaynakları; bor çekirdeğinin ( $\alpha$ , n) reaksiyonu tabii Bor'u meydana getiren  $^{10}\text{B}$  ve  $^{11}\text{B}$  izotopları ile meydana gelir. Tabii Bor' un % 81.2' sini  $^{11}\text{B}$  oluşturur.

Nötronlar genel olarak kinetik enerji değişimlerine göre üç kategoride incelenir. Bu kategori hızlı, orta ve yavaş nötronlar şeklindedir. Bu sınıflandırma (KE: Kinetik Enerji olmak üzere),

Hızlı nötronlar  $\text{KE} > 10^5 \text{ eV}$ ,

Orta nötronlar  $1 < \text{KE} < 10 \text{ eV}$ ,

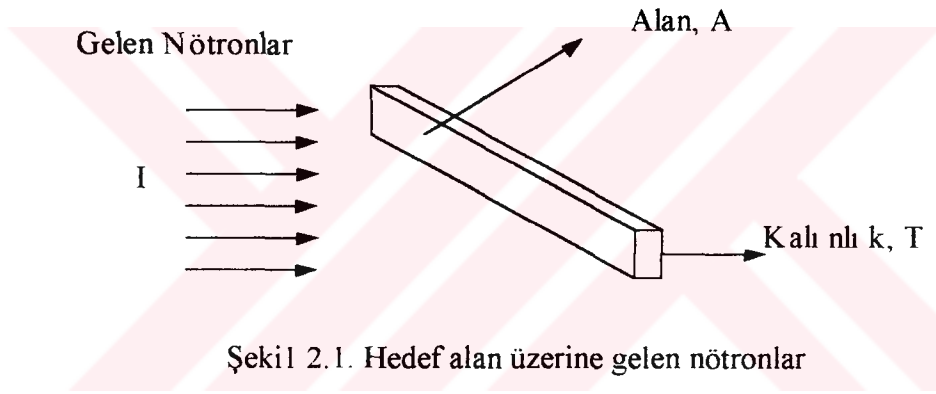
Yavaş nötronlar  $\text{KE} < 1 \text{ eV}$ ,

şeklinde verilebilir. Buradan hareketle reaktör sınıflandırılması yapılırken nötronların enerjileri göz önüne alınır. Örneğin hızlı reaktörlerde fisyon olayı için hızlı nötronlar ile termal reaktörlerde ise çoğunlukla termal nötronlar ile gerçekleştirilir. Nötron kütle arasında ilerlerken nötronların akı şiddeti, nötronların çekirdek ile reaksiyonları sonucu kalınlıkla beraber azalır. Hızlı nötronlar için (n, p), (n,  $\alpha$ ) veya (n, 2n) gibi bir çok reaksiyonlar mümkündür. Yavaş veya termal nötronların ise ortadan kaybolmasının başlıca

sebebi ( $n, \gamma$ ) reaksiyonudur. Sık sık bu yakalama reaksiyonlarının tesir kesiti, kesitin çok büyük olduğu yerlerde bir veya daha fazla rezonansın etkisi altında kalmaktadır. Rezonans dışında tesir kesiti hızın  $1/v$  şeklinde artmasıyla azalır; Böylece nötronların yavaşlaması elastik ve inelastik saçılma olayları nedeniyle, absorpsiyon olması muhtemel olur. Nötronlar başlangıç enerjisiyle enerjileri rezonans olmayan absorpsiyonun olma ihtimalinin yüksek olduğu eV'a azalana kadar bir çok saçılma işlemine uğrayacaktır. Nötronların moderasyonu uygun çekirdekler ile elastik çarpışması sonucu mümkün olmaktadır.

### 2.2.1. Nükleer tesir kesitleri

Bir reaksiyon için tesir kesiti ( $\sigma$ ), bir çekirdek ile nötronun etkileşim ihtimalidir. Şekil 2.1.'de görüldüğü gibi yüzey alanı A, kalınlığı T ve birim hacimde N sayıda atoma sahip olan bir hedef göz önüne alınmaktadır.



Şekil 2.1. Hedef alan üzerine gelen nötronlar

A hedef alanı I şiddetinde bir nötron demetine maruz kaldığı varsayılınsın. Böylece nötron ışın demetinin hedef alanın ön yüzeyine çarpmasıyla bir tesir kesit alanı meydana gelmektedir. Burada nötron ışın şiddeti birimi  $n/cm^2sn$  dir, yani  $cm^2$  den saniyede geçen nötron sayısıdır. Tesir kesitinin hesaplanmasında aynı hız ve yönde hareket eden, normal olarak hedef malzemenin yüzeyine bağlı ve sürekli aynı tarzda hedef yüzeyden geçen ışın demeti göz önüne alınır. Bu durumda hedefteki nötron-çekirdek etkileşiminin oranı, hem hedef çekirdek üzerine düşen nötron ışın şiddeti ile birim hedef alanı başına hedef atomların sayısı ile orantılı olacaktır. Birim hedef alanı üzerinde meydana gelen etkileşim oranı,

$$\text{Etkileşim oranı} = \sigma \cdot I \cdot N \cdot A \cdot T \quad (2)$$

şeklinde hesaplanabilir. Bununla birlikte N.A.T çarpımı hedef alandaki atom sayısına eşittir ve tesir kesiti  $\sigma$ , hedef üzerine gelen birim nötron ışın demeti şiddeti için hedefin bir atomuna karşılık gelen etkileşim oranıdır.  $\sigma$  tesir kesiti genel olarak mikroskobik tesir kesiti olarak isimlendirilir. Tesir kesitleri nükleer reaksiyon tipini karakterize etmede kullanılır  $\sigma$ , tesir kesiti birim alanı temsil etmektedir. Nükleer yarıçapın değerinin çok küçük olduğu düşünülürse çekirdeğin tesir kesiti santimetre karenin çok küçük ölçüsüne sahip olmaktadır. Bu nedenle tesir kesiti ifade etmede barn denilen bir birim kullanılır. Bir barn yaklaşık olarak  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>'dir. N, cm<sup>3</sup> birim hacim içindeki tüm çekirdeklerin sayısını gösterdiğine göre, N.  $\sigma$  büyüklüğü, söz konusu etkileşmenin makro yapısındaki ihtimalini gösterir ve buna makroskobik tesir kesit ( $\Sigma$ ) adı verilir.

### 2.2.2. Çekirdek etkileşme çeşitleri

Elektrik yüklü ve nötron gibi yüksüz taneciklerin durgun hedef çekirdekleri ile yaptığı etkileşmeler, genel olarak saçılmalar ve yutulmalar olarak iki ana sınıfa ayrılabilir. Saçılmalar; elastik ve elastik olmayan saçılmalar diye sınıflandırılabilir. Yutulma reaksiyonları da; radyoaktif yakalama, tanecik yayınlanması ile bozunma, fisyon olarak sınıflandırılabilir.

Elastik saçılmada, nötron atom çekirdeğine çarpar ve kinetik enerjisinin bir kısmını atom çekirdeğine verdikten sonra geliş doğrultusundan farklı bir doğrultuya saparak çekirdekten uzaklaşır. Burada çekirdeğin fiziksel yapısı değişmez. Nötronların atom çekirdekleri ile elastik saçılmaya uğramaları olayında kinetik enerji ve momentumlarının korunması söz konusudur. Çekirdeğin kütlesi ne kadar küçük ise çekirdek tarafından alınacak kinetik enerjide o kadar büyük olur. Elastik saçılmada çekirdek ile nötron etkileşiminden sonra ayrılan nötron genellikle aynıdır. Bu etkileşim (n, n) şeklinde de gösterilebilir.

İnelastik saçılmada, nötron önce çarptığı çekirdeğin içerisine girer ve böylece çekirdeğin fiziksel yapısı değişmiş olur. Bu durum çok kısa bir süre meydana gelir. Nötron kinetik enerjisinin bir kısmını çekirdeğe vererek, çekirdeği geliş doğrultusundan farklı bir doğrultuda ve başlangıçta sahip olduğu kinetik enerjisinden daha küçük bir enerji ile terk eder. Bu etkileşimden sonra çekirdekten aynı nötron ayrılabilceği gibi farklı bir nötronda çekirdekten ayrılabilir. Nötronun çekirdeği terk etmesinden sonra çekirdek gama ışınları yayarak temel enerji haline döner. Bu etkileşim (n, n) şeklinde de gösterilebilir.

Nötronların atomik çekirdeklerle meydana getirdiği ikinci etkileşim şekli yutulma reaksiyonlarıdır. Genel olarak bu reaksiyonlarda nötronlar kaybolmaktadırlar.

Radyatif yakalama ( $n, \gamma$ ) reaksiyonunda, çekirdek bir nötronu absorbe ederek uyarılmış enerji seviyesine yükselir. Daha sonra oluşan yeni izotop bir gama yayımı ile temel enerji haline döner

Tanecik yayınması ile bozunma, bir nötron yakalanması ve sonra çekirdek içerisinde yüklü taneciğin çıkarılması ile bileşik çekirdek bozunması meydana gelir. Yüklü tanecikler yayınlamadan önce Coulomb potansiyel duvarını aşması gerektiği için bu tip reaksiyonlar en çok hafif çekirdekler ile hızlı nötronlar için mümkündür.

Fisyon ise,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  veya  $^{241}\text{Pu}$  gibi radyoaktif çekirdeklerin bir nötron yakalayarak parçalanmasıyla oluşabilir. Ağır kütleli ve kararsız bir yapıya sahip çekirdeklerin parçalanması ile daha kararlı ve daha hafif iki çekirdek ve ayrıca enerji elde etmek mümkündür.

### 2.2.3. Nötron üretilme reaksiyonları

( $n, 2n$ ) ve ( $n, 3n$ ) reaksiyonları; ( $n, 2n$ ) reaksiyonları genellikle iki kademe meydana gelir. İlk kademe gelen nötron hedef çekirdek tarafından inelastik olarak saçılır, sonra eğer kalan çekirdek nötronu bağlayan bağ enerjisinden daha büyük bir enerji ile uyarılmış ise bu nötron sistemden serbestçe kaçar. İnelastik olarak saçılan nötronlar artık çekirdek içerisinde ilk enerjilerinin çoğunu bırakırlar. Bu demektir ki eğer gelen nötron ( $n, 2n$ ) reaksiyonu için gerekli olan eşik enerjisinden daha büyük bir enerjiye sahip olarak bir nötron meydana gelecektir. Sonuç olarak ( $n, 2n$ ) tesir kesiti inelastik tesir kesitinin aleyhine hızlıca büyüyecektir. Çünkü inelastik reaksiyonlar ( $n, 2n$ ) reaksiyonlarını kısmen içine almaktadır. Çekirdeklerin bir çoğunun ( $n, 2n$ ) eşik enerjileri 7-10 MeV arasındadır. Böylece üçüncü bir nötron ( $n, 2n$ ) reaksiyonu içinde ikinci bir nötronun neşredilmesinden sonra yeterli uyarılma enerjisine sahip çekirdeğin sağladığı üçüncü bir nötronda neşredilmiş olacaktır. Bu sebeple ( $n, 3n$ ) tesir kesitinde ( $n, 3n$ ) eşik enerjisi reaksiyonu tesir kesitindeki eşik enerjisinin aleyhine yükselecektir. Örneğin, Be-9'un ( $n, 2n$ ) eşik enerjisi 1.8 MeV olduğu halde ( $n, 3n$ ) eşik enerjisi 21 MeV'dur.

### 2.2.4. Elastik saçılma ile enerji kaybı

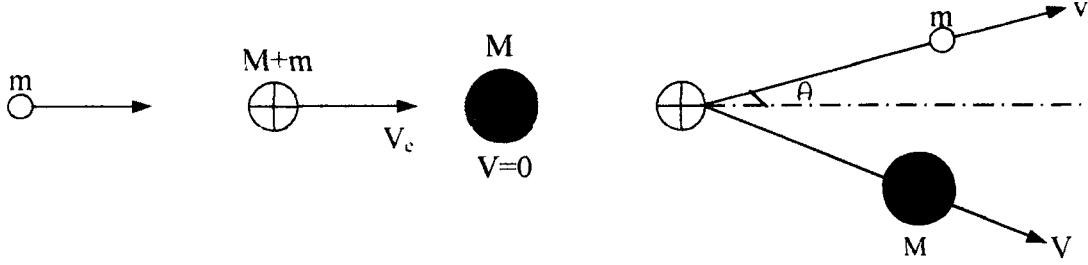
Nötronların elastik çarpışmalar ile enerji kaybetmeleri iki referans sistemine göre incelenmektedir. Şekil 2.2.'de görüldüğü gibi laboratuvar sistemi denilen referans sisteminde eksen sistemi sabittir; nötron  $v_0$  hızı ile giderek hareketsiz olduğu kabul edilen hedef çekirdeğe çarpmaktadır. Her iki çekirdeğin ortak kütle merkezi de, bu durumda  $V_c$



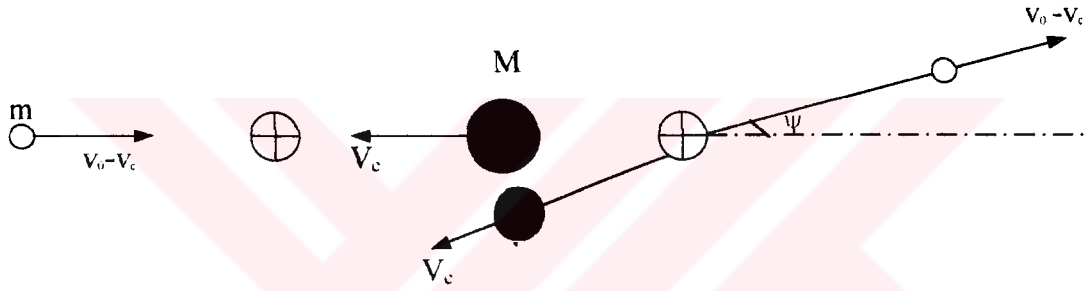
hızı ile duran hedefe yaklaşacaktır. Çarpışmadan sonra nötron  $V$  hızı ve  $\theta$  açısı ile belirlenen bir istikamette yolarına devam edeceklerdir.

Kütle merkezi sistemi adı verilen sistemde ise eksen sistemi kütle merkezi üzerine konulmuştur. Burada nötron  $V_0 - V_c$  hızı ile, hedef çekirdekte  $V_c$  hızı ile çarpışma noktasına gelir. Çarpışmadan sonra her iki çekirdekte  $\Psi$  açısı ile belirlenen yeni bir istikamette aynı hızlarla, çarpışma noktasından uzaklaşırlar.

a)



b)



Şekil. 2.2. (a) Laboratuvar sistemi, (b) Kütle merkezi sistemi

Laboratuvar sisteminde ağırlık merkezinin hızı aşağıdaki gibi bulunmaktadır.

$$V_c = V_0 \frac{m}{M} \quad (3)$$

kütle merkezi sisteminde ise nötronun hızı,

$$V_0 - V_c = V_0 \frac{m}{m + M} \quad (4)$$

olarak belirlenir.

C noktasından bakıldığında toplam momentum,

$$m \left( \frac{MV_0}{m + M} \right) - M \left( \frac{mV_0}{m + M} \right) = 0 \quad (5)$$

olur. Çarpışmadan sonra da toplam momentum sıfır olacağından, nötron  $\Psi$ , hedef çekirdek ise  $180^\circ$   $\Psi$  istikametinde yollarına devam ederler.

$M=m$  olduğu zaman  $V=0$  olur, yani nötron, kütlesi kendisinininkine eşit olan bir çekirdek ile tam ortadan çarpıştığı zaman, tüm enerjisini bir çarpışmada kaybeder. Bu nedenle hidrojen çekirdeği en uygun bir moderatör (yavaşlatıcı) malzemesidir.

$M$  kütlesi nötrona kıyasla çok büyük olduğu zaman ise, nötron hemen hemen hiç enerji kaybetmeden geri sıçrar ve yaklaşık aynı hızda yoluna devam eder.

Kinetik enerji kaybındaki oran,

$$\frac{E}{E_0} = \frac{\frac{mv^2}{2}}{\frac{mv_0^2}{2}} = \frac{v^2}{v_0^2} = \left( \frac{M-m}{M+m} \right)^2 \quad (6)$$

olarak belirlenir.

$$\frac{M}{m} = A \quad (7)$$

$A$  kütle sayısı olarak göz önüne alınacak olursa;

$$\frac{E}{E_0} = \left( \frac{A-1}{A+1} \right)^2 = \alpha \quad (8)$$

eşitliği yazılabilir. Bu şekilde tarif edilmiş olan  $\alpha$  sayısına Enerji Kaybı Sayısı adı verilir. Bağıl enerji kaybı ise aşağıdaki gibi tarif edilmektedir.

$$\frac{E_0 - E}{E_0} = \frac{\Delta E}{E_0} = 1 - \alpha = \frac{4A}{(A+1)^2} \quad (9)$$

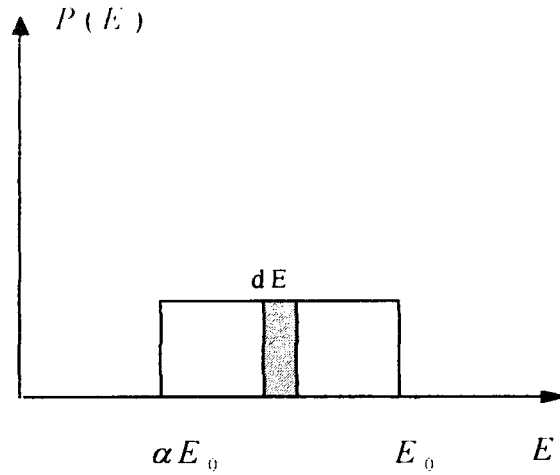
### 2.2.5. Ortalama logaritmik enerji kaybı

Nötronlar her çarpışma başına ortalama enerji kayıplarının bilinmesi faydalıdır. Başlangıç enerjisi  $E_0$  olan nötronlar, çarpışma açısına bağlı olarak,  $E_0$  ( $\psi=0$ ) ile  $\alpha E_0$  ( $\psi=180$ ) arasında değişen bir enerji seviyesine ineceklerdir (Aybers, N. ve diğerleri).

Bilindiği gibi (a,b) aralığında üniform dağılım gösteren bir  $x$  rastlantı değişkeninin olasılık yoğunluğu dağılım fonksiyonu.

$$P(x)dx = \frac{dx}{b-a} \quad (10)$$

şeklindedir. Şekil 2.3.' de olasılık yoğunluk fonksiyonu gösterilmektedir.



Şekil 2.3. Olasılık yoğunluk fonksiyonu

Benzer şekilde nötronların ( $E_0, \alpha E_0$ ) aralığındaki çarpışmadan sonraki olasılık yoğunluk fonksiyonu,

$$P(E)dE = \frac{dE}{E_0 - E_0\alpha} \quad (11)$$

şeklindedir.

Ortalama logaritmik enerji kaybı aşağıdaki gibi tarif edilmiştir.

$$\xi = \ln E_0 - \ln E = \ln\left(\frac{E_0}{E}\right) \quad (12)$$

nötron enerji kaybını, olasılık yoğunluk fonksiyonu ile çarpılarak ve bu çarpımın  $\alpha E_0$  ile  $E_0$  aralığında integrali alınmak suretiyle ortalama logaritmik enerji kaybı bulunabilir.

$$\xi = \int_{\alpha E_0}^{E_0} \ln(E_0/E)P(E)dE = \int_{\alpha E_0}^{E_0} \ln(E_0/E) \frac{dE}{E_0(1-\alpha)} \quad (13)$$

$E/E_0 = x$  değişken dönüşümü yapılırsa ve denklem düzenlenirse,

$$\xi = 1 - \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \frac{A+1}{A-1} = 1 + \frac{\alpha}{1-\alpha} \ln \alpha \quad (14)$$

$$\xi = \frac{2}{A + (2/3)} \quad (15)$$

eşitliği kullanılabilir

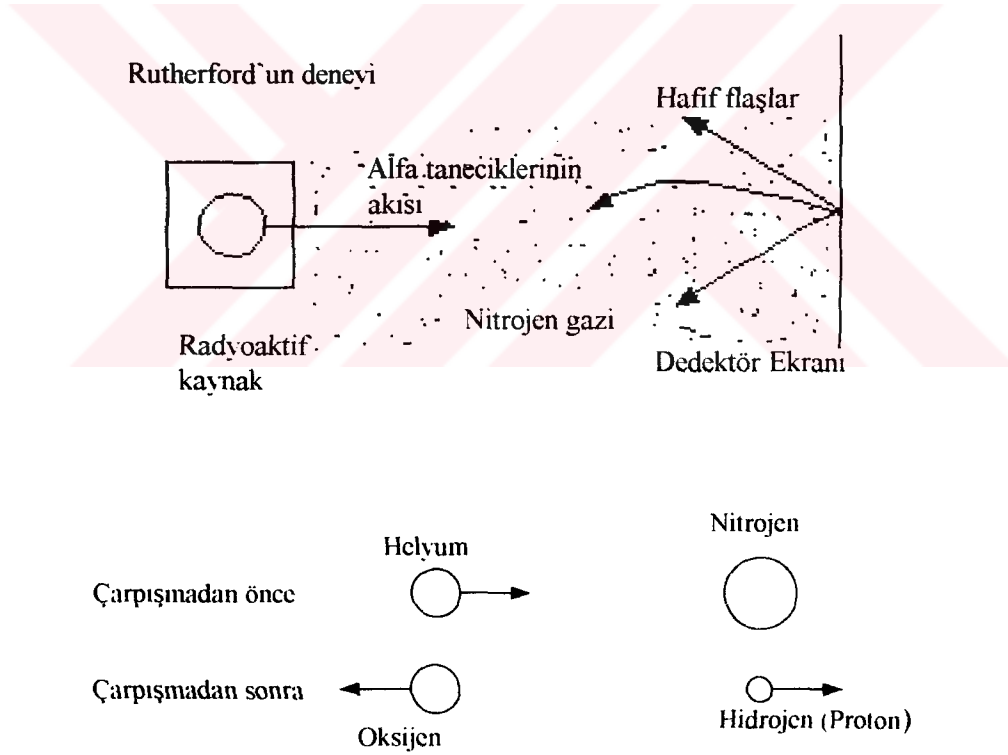
n çarpışma yapan bir nötron  $E_1$  enerjisinden  $E_2$  enerjisine inerse:

$$n\xi = \ln E_1 - \ln E_2 \quad (16)$$

eşitliği yazılabilir.

### 2.3. Nükleer Reaksiyonlar

Eğer bir reaktörde enerjik parçacıkların, yakıt üzerine düşmesine izin veriliyorsa burada nükleer bir reaksiyonun meydana gelme ihtimali vardır. İlk nükleer reaksiyon denemelerini Rutherford, bir radyoaktif kaynaktan yayımlanan  $\alpha$  parçacıklarını kullanarak yapmıştır. Bu deneyler sonucunda atomik çekirdeklerin varlığı anlaşılmıştır.

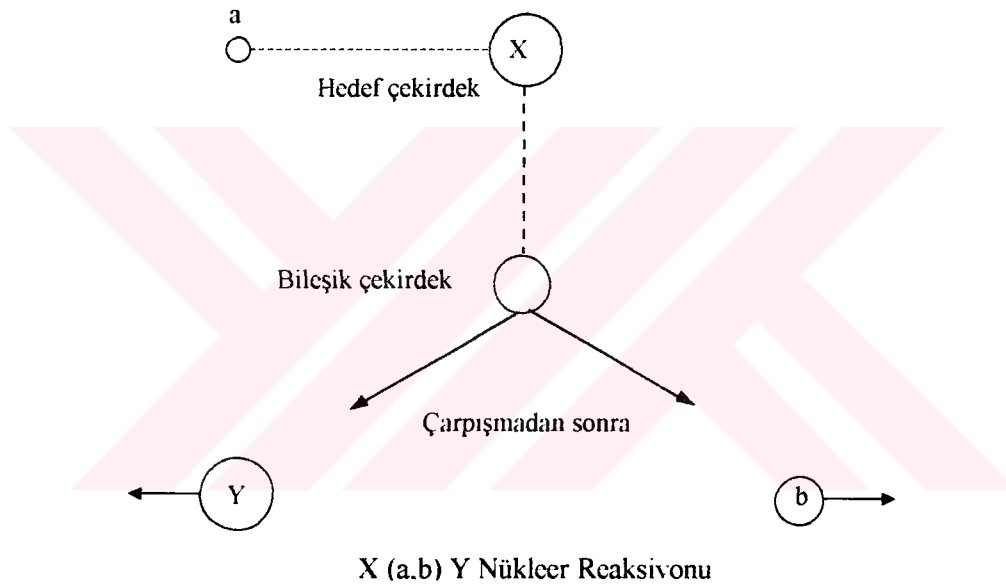


Şekil 2.4 Nükleer Reaksiyonlar

Nükleer reaksiyonlar kimyasal reaksiyonların tanımlanmasında kullanılan formülasyona çok benzer bir şekilde formülüle edilebilirler. Burada herhangi bir (a) taneciğinin (X) taneciğine çarpması sonucu önce (C) bileşik çekirdeği oluşur. (C) bileşik çekirdeği, (a) taneciğinin bağ enerjisini aldığı için ilave bir enerjiye sahip olur. Bileşik çekirdek bir (a) taneciği absorbe etmekle uyarılmış hale gelmekte ve bu durumda bileşik çekirdeğin sahip olduğu ilave enerjiye uyarılma enerjisi denir. Bileşik çekirdek daha sonra bozunmaya uğrayarak (Y) çekirdeği formuna dönüşür, bu arada bileşik çekirdekten (b) taneciği ayrılmıştır. Bu ifade,



şeklinde yazılabilir. Burada ( $C^*$ ) uyarılma enerjisine sahip bileşik çekirdek, (a) çekirdeğe çarpan tanecik ve (b) çekirdekten ayrılan taneciktir.



Şekil 2.5. Genel nükleer reaksiyon

Bir nükleer reaksiyonun gerçekleşmesini etkileyen dört temel kanun vardır. Bunlar;

Nükleonların korunumu; bir nükleer reaksiyonda reaksiyon öncesi ve sonrası nükleonların (proton + nötron) sayısı korunmuştur.

Yüklerin korunumu; reaksiyondan önce ve sonra tüm taneciklerin yükleri toplamı eşittir

Momentumun korunumu; reaksiyon esnasında reaksiyona giren taneciklere hiçbir dış kuvvet etki etmediği için taneciklerin momentumu reaksiyon öncesi ve sonrası eşittir.

Kütle + Enerjinin korunumu; bir nükleer reaksiyonda Einstein'ın prensibi uygulanır. Buna göre reaksiyon öncesi ve sonrası kütle + enerji toplamı sabittir.

Birbirine karıştırılan iki kavram, nükleer reaksiyon ve kimyasal reaksiyon. karşılaştırılırsa; kimyasal reaksiyonda atomların yalnız elektron konfigürasyonları değiştiği halde, nükleer reaksiyonda hem elektronun ve hemde çekirdeğin yapısı yeni bir düzene girer, yani çekirdek başka bir çekirdeğe dönüşür.

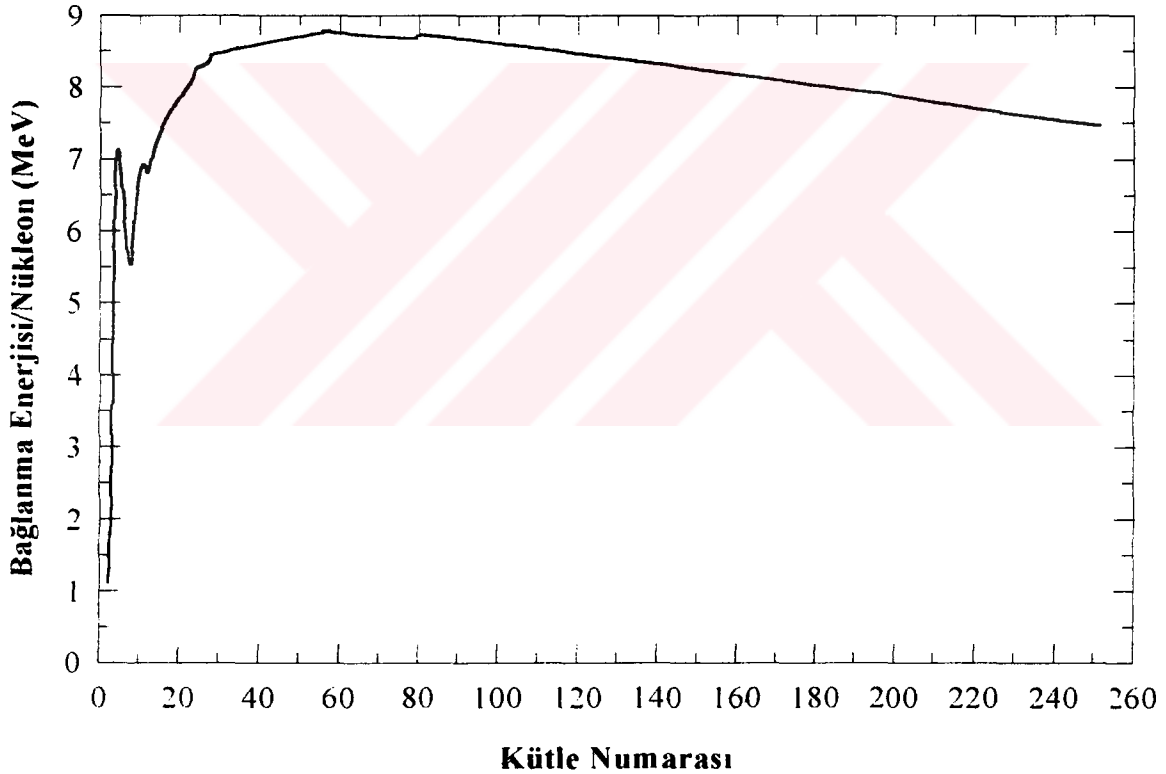
Nükleer reaksiyonlar sonucu atom numaraları değişir ve kararlı veya radyoaktif çekirdekler oluşabilir. Kimyasal reaksiyonlar elektron sistemlerinin dış kısımlarını değiştirir ve bu reaksiyonlarda rastlanan enerji değişikliği atom enerjisine aittir. Ayrıca nükleer reaksiyonlardan ayrılan enerji kimyasal reaksiyonlardan ayrılan enerjiye göre çok büyük mertebededir.

### 2.3.1. Filyon reaksiyonu

Genel olarak kararsız bir yapıya sahip ağır çekirdeklerin parçalanarak kararlı yapıya sahip iki çekirdeğe parçalanma işlemine nükleer filyon denir. Filyon "Meither" ve "Frisch" tarafından 1939' da Almanya' da gerçekleştirilmiştir. "Meither" ve "Frisch" uranyum elementleri üzerindeki çalışmaları esnasındaki, uranyumun nötronlarla bombardımanı neticesinde çekirdeğin parçalandığını görmüşlerdir. Parçalanma esnasında fazla miktarda enerji açığa çıkmaktadır. Çekirdeği meydana getiren proton ve nötronların kütleleri toplamı, çekirdeğin kütesinden küçüktür. Proton ve nötronlar çekirdekte güçlü çekirdek kuvvetleri ile bir arada tutulurlar, protonlarla nötronları birbirinden ayırmak için oldukça büyük enerjiye ihtiyaç vardır ve çekirdeğin oluşması sırasında bu enerji dışarı atılır (Şahin, 1999).

Einstein'ın " $E = \Delta m \cdot c^2$ " formülü ile kütlelerin enerjiye dönüşebileceği bilinmektedir. O halde çekirdek oluşması sırasında açığa çıkan enerjinin yukarıda anlatılan kütle farkından ileri geldiği anlaşılmaktadır. Başka bir ifadeyle çekirdeğin oluşması sırasında bir miktar kütle enerjiye dönüşmektedir. Çekirdeği parçalamak yani taneciklere ayırmak için verilmesi gereken (veya tanecikleri birleştirerek çekirdeği oluşturmaları sırasında açığa çıkan) enerjiye bağ enerjisi denilmektedir. Bir atom kütle ile bu atomu oluşturan parçacıkların kütleleri arasındaki fark kütle noksanlığı olarak bilinir. Çekirdeği bir protondan oluşan hidrojen hariç her atom için proton, nötron ve elektronların kütleleri toplamı, atomun gerçek kütesinden büyüktür, yani iki veya daha fazla tanecikten oluşan her çekirdeğin bir bağ enerjisi vardır

Tüm kararlı izotoplar için kütle numarasına karşı tanecik başına bağ enerjisinin değişim grafiği Şekil 2.6' da verilmiştir (Bonilla ve arkadaşları, 1957). Şekilden de görülebileceği gibi kütle numarası arttıkça bağ enerjisi orta büyüklükteki (kütle numarası 56) çekirdeklere kadar hızla artmakta, daha sonra yavaşça azalmaktadır. Bu durum hafif çekirdeklerin bağ enerjisinin ağır çekirdeklere nazaran daha küçük olduğunu göstermektedir. Dolayısıyla bağ enerjisi düşük çekirdeklere füzyon (kütle numarası 2-4) olayının, bağ enerjisi büyük çekirdeklere de fisyon (kütle numarası 90' ın üzerinde) olayının gerçekleşebileceği görülmektedir. Bu eğrinin şekli enerji açığa çıkaran nükleer reaksiyonların ihtimali hakkında bazı fikirler vermektedir. Bu durum reaksiyon şeklinden anlaşılır. Burada iki çok hafif çekirdeğin birleşmesi işlemiyle veya daha ağır bir çekirdeğin parçalanması işlemiyle reaksiyon ürününün bağ enerjisinin arttığı görülmektedir. Başka bir deyişle reaksiyon ürünleri ilk çekirdeklere göre daha büyük bir bağlanma enerjisine sahiptir.



Şekil 2.6. Tanecik başına bağlanma enerjisinin kütle numarası ile değişimi

Fisyon özellikle ağır çekirdekteki nükleer ve coulomb kuvvetlerinin yarısından doğar. Toplam bağ enerjisi kabaca kütle numarasına (A) orantılı olarak artar. Bu sırada

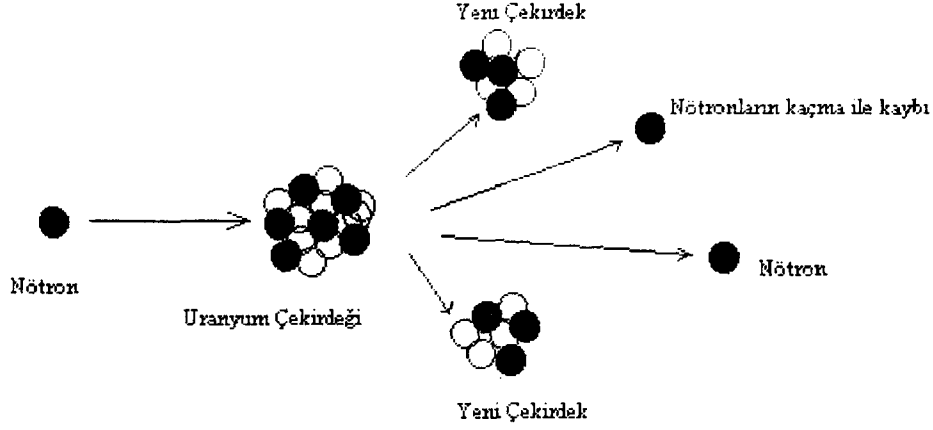
protonların coulomb itme kuvveti proton sayısının ( $Z$ ) karesi ile hızlı bir şekilde artar. Eğer çekirdekten ağır bir parçanın yayınımlı alfa ( $\alpha$ ) bozunmasına benzer bir durum gibi değerlendirilirse coulomb kuvvetinin artmasıyla fisyon kendiliğinden meydana gelebilecektir. Ayrıca eğer yeterli uyarılma enerjisi sağlanırsa herhangi bir çekirdek parçalanabilmektedir. Bu olay pratik olarak sadece ağır çekirdekler için önemlidir.

Bu uyarılma enerjisi reaktörlerde nötronlar tarafından sağlanmakta ve nötronun sebep olduğu fisyon olayının sonucu olarak iki ağır çekirdeğe ek olarak meydana çıkan yeni nötronlarında fisyonun sebebi olarak önemli bir husustur.

Fisyon enerjisinin büyüklüğü çekirdek için, nükleon başına olan bağ enerjisinden hemen anlaşılabilir. Çekirdek kütle numarası 50 civarında olan atomik çekirdeklerde nükleon başına bağ enerjisi maksimum 8.7 MeV' a eşittir. Fisyon reaksiyonu teorik olarak bağ enerjisi grafiğinde görülen kütle numarası 50 akb' nin üzerindeki ağır çekirdeklerde meydana gelebilmektedir. Kendiliğinden parçalanmaya karşı ağır çekirdeklerin kararlılığının sebebi çekirdek fisyonuna uğramadan önce aşılması zorunlu bir potansiyel enerji engeline sahip olmasıdır. Çekirdeğin sahip olduğu bu potansiyel enerji engeli çekirdek içerisindeki nükleer kuvvetlerdir. Bu fisyon engelini "kritik enerji" denir ve değeri yaklaşık olarak 6-9 MeV arasında değişir. Dolayısıyla nükleer fisyonu meydana getirmek için 6-9 MeV arasındaki fisyon engelini aşmak için yeterli enerji miktarını çekirdeğe vermek gerekir.

Bu durum değişik yollarla meydana gelebilir. Fisyon engelinden daha büyük enerjili bir taneciği çekirdek içerisine nüfuz ettirilebilir. Bu olaya foto fisyon reaksiyonu denir ki burada yüksek enerjili gama ışınları ağır çekirdeğe çarpar ve bu nedenle gama tanecikleri fisyonun sebebi olur. Benzer alternatif metot ağır çekirdeklerin nötronu yakalamasıdır. Bazen çekirdeğe ilave edilen nötronun bağ enerjisi fisyon engelini aşmak ve fisyon meydana getirmek için yeterlidir. Bu olay pratikte  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  gibi ağır çekirdeklerde meydana gelir. Bu çekirdekler düşük kinetik enerjili nötronlarla reaksiyona girerler ve bu çekirdeklere fisil çekirdekler denir. Fisil çekirdekler fisyon zincir reaksiyon sistemlerinde en temel nükleer yakıt olarak kullanılır. Fisyon reaksiyonunun oluşması temsili olarak şekil 2.7.'de gösterildiği gibi olmaktadır.

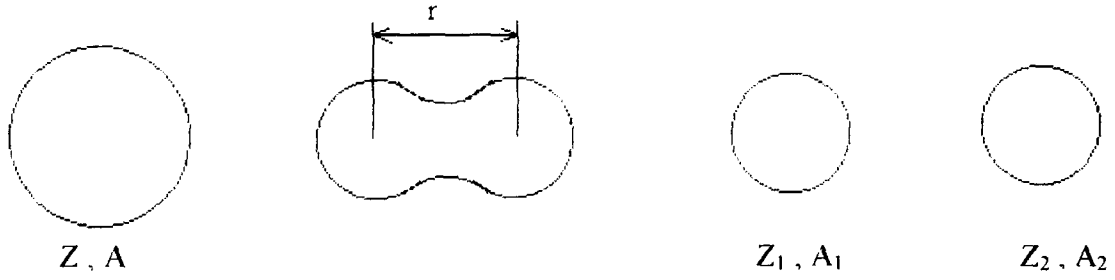




Şekil 2.7. Filyon reaksiyonu

Bazı ağır çekirdeklerde nötron yakalaması ile elde edilen nötronun ek bağ enerjisi ağır çekirdeği filyon engelini aşması için yeterli olmayabilir. Bunun için genellikle yeterli miktarda enerji, kinetik enerji olarak nötrona verilir. Böylece nötron ağır çekirdeğin filyon engelini aşabilecek miktarda enerjiye sahip olmuş olur. Yukarıda bahsedilen düşük enerjili nötronlarla parçalanabilen fisil çekirdeklerin yanı sıra yüksek kinetik enerjili nötronlarla parçalanabilen çekirdeklerde mevcuttur ki bunlara fertil çekirdekler denir. Fertil çekirdeklere örnek olarak  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  ve  $^{240}\text{Pu}$  verilebilir.

Filyona maruz kalan üç önemli izotoptan, tabi olarak meydana gelen  $^{232}\text{Th}$  izotopu 1.4 MeV dan daha büyük enerjili nötronlar ile filyon edilebilir. Diğer iki izotop olan  $^{238}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  tabi olarak meydana gelmezler, fakat nükleer reaksiyon sonucu açığa çıkarlar. Bunlar bütün enerji seviyesindeki nötronlarla filyon yapabilirler, fakat düşük enerjili nötronlarla daha yüksek oranda filyon yapmaktadırlar (Çürüttü, 1996).



Şekil 2.8. Filyon aşamaları

Filyona uğrayan  $r$  yarıçaplı küresel yapıya sahip, atom ağırlığı  $A$  ve atom sayısı (proton sayısı)  $Z$  olan ağır bir çekirdek göz önüne alındığını düşünelim. Bu ağır çekirdeğin filyon prosesi sonucunda  $r_1$  ve  $r_2$  yarıçaplı,  $Z_1$  ve  $Z_2$  atom sayılarına sahip iki yeni çekirdek oluşacaktır (Şekil 2.8.) ve bu yeni çekirdeklerin kütle numaraları sırasıyla  $A_1$  ve  $A_2$  olacaktır.

Filyona uğrayan çekirdeğin potansiyel enerjisi, ayrılan iki parçanın arasındaki  $r$  uzaklığının bir fonksiyonu olduğu göz önüne alınmalıdır. Filyona uğrayan çekirdeğin potansiyel enerjisi sistemin toplam kinetik enerjisinden çıkarılmasıyla elde edilir.  $r=0$  olduğu zaman toplam enerji  $M_A \cdot c^2$  dir. Burada  $M_A$  ilk çekirdeğin kütlesi olup, kinetik enerjisi sıfırdır.

Nükleonların birbirlerine enerji ilavesi çekirdeğin küresel konfigürasyonun bozulmasına neden olur. Çekirdeğin küresel konfigürasyonun bozulmasıyla enerji artacağından aralarındaki ortalama  $r$  mesafesi de artar. Ara halde çekirdeğin sahip olduğu potansiyel enerji ilk haldeki potansiyel enerjiden daha büyük bir değerdedir. Ana çekirdeğin iki ayrı parçaya ayrıldığı noktaya kadar  $r$  mesafesi arttıkça Şekil 2.9' da görüldüğü gibi potansiyel enerji değeri de sürekli olarak artacaktır ve sonra ana çekirdek iki parçaya ayrılacaktır. Bu noktadan sonra iki parçanın kalan nükleer enerjisi sabit kalırken potansiyel enerjisi azalır. Bu esnada iki parçanın sahip olduğu Coulomb itme enerjisi değeri de azalacaktır. Şekil 2.9.' da görüleceği gibi çekirdeğin filyona uğraması için ek bir enerjinin temin edilmesi gerekmektedir. Çekirdeğin filyona uğraması için gerekli olan bu ilave enerjiye kritik enerji veya eşik enerjisi denir ve  $E_{cr}$  ile gösterilir. Filyon reaksiyonunun  $Q$  enerji değeri sistemin ilk ve son haldeki enerjileri arasındaki farka eşit olacaktır. Buradan kritik enerji değeri,

$$E_{cr} = E_q - Q \quad (18)$$

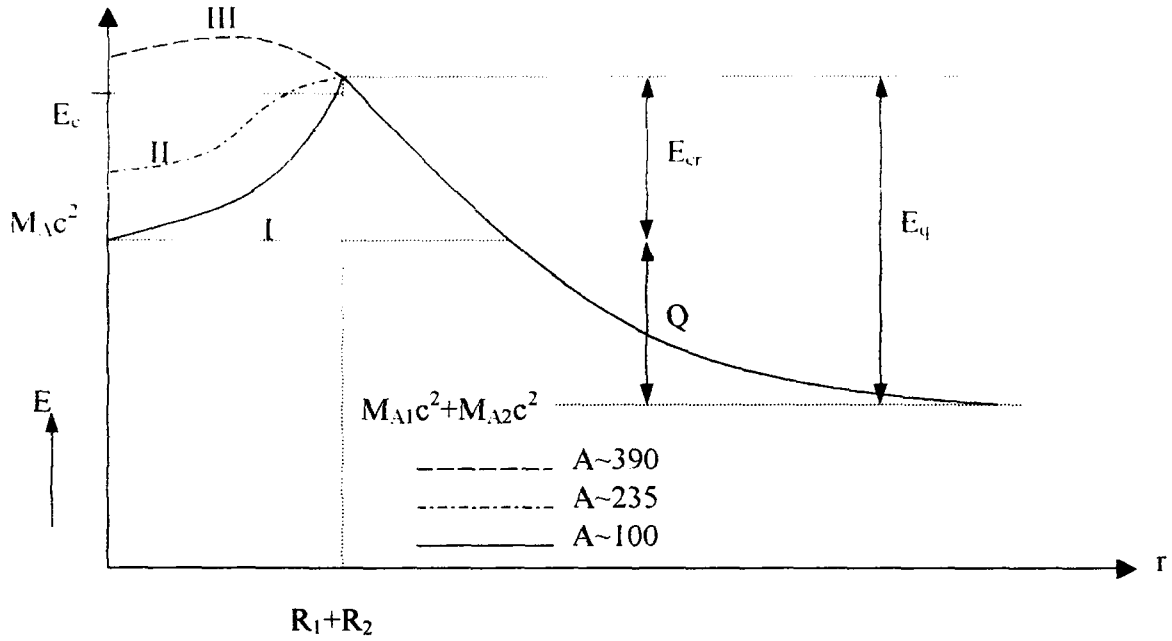
Şeklinde hesaplanabilir. Burada  $E_q$  ayrılan parçaların Coulomb enerjisidir.

Fisyon sonucu meydana gelen her birinin düzgün küresel yapıda oldukları kabul edilerek Coulomb enerjisi:

$$E_q = \frac{Z_1 \cdot Z_2 \cdot e^2}{R_1 + R_2} \quad (19)$$

bağıntısından hesaplanabilir. Uranyum için  $E_q$  değeri yaklaşık olarak 218 MeV, ortalama Q enerji değeri 212 MeV ve kritik enerji değeri 6 MeV' dir. Uranyumdan daha hafif çekirdeklerin kritik enerji değeri daha yüksektir. Örnek olarak  $^{208}\text{Pb}$  çekirdeğinin kritik enerjisi yaklaşık olarak 20 MeV civarındadır. Bu nedenle çekirdek fisyonu ağır çekirdekler için önem taşımaktadır.

Kendiliğinden fisyon gayet az sayıda meydana gelmektedir. Zaten bağlanma enerjisi grafiği incelenirse, atomun kütle numarası (A) arttıkça nükleon başına bağlanma enerjisinin  $A > 70$ ' den itibaren azaldığı ve sonuçta bu çekirdeklerin karasız bir yapıya sahip olduğu görülmektedir. Böyle olmakla beraber bu çekirdekler kendiliğinden fisyonla uğramazlar. Çekirdeğin parçalanması için, dışarıdan gelen taneciğin getirdiği enerjinin nükleonlardan biri veya daha fazlası üzerinde toplanıp bunların dışarı fırlatılmasıyla çekirdeğin şekil değiştirmesi ve böylece elektrostatik itme kuvvetlerinin tesir etmeye başlaması gerekir. İtme kuvvetleri,  $Z_1 \cdot Z_2$  çarpımı ile orantılıdır. Bağlanma enerjisi bu durumda bu elektrostatik kuvvetlere karşı koyacaktır. Fakat bağlanma enerjisi, kütle numarasına (A) bağlıdır. Bu iki kuvvet zıt yönde tesir ettiklerinden fisyonun meydana gelebilmesinin  $Z^2/A$  oranına bağlı olduğu görülmektedir. Bu oranın çok fazla artması durumunda fisyonun kendiliğinden meydana gelebilmesi mümkün olmaktadır.



Şekil 2.9. Fisyona uğramış çekirdeğin potansiyel enerjisinin mesafeye bağlı olarak değişimi

Fisyonun kendiliğinden meydana gelebilmesi için  $Z^2/A > 47$  olmalıdır.  $^{238}\text{U}$  için  $Z^2/A = 36$ 'dır, fakat fisyon kesinlikle kendiliğinden oluşmaz ancak tünel etkisiyle oluşabilir. Fisyonun niçin bazı çekirdeklerde yavaş, bazı çekirdeklerde hızlı nötronlarla meydana geldiğini anlamak için aktivasyon enerjisine bakmak gereklidir.

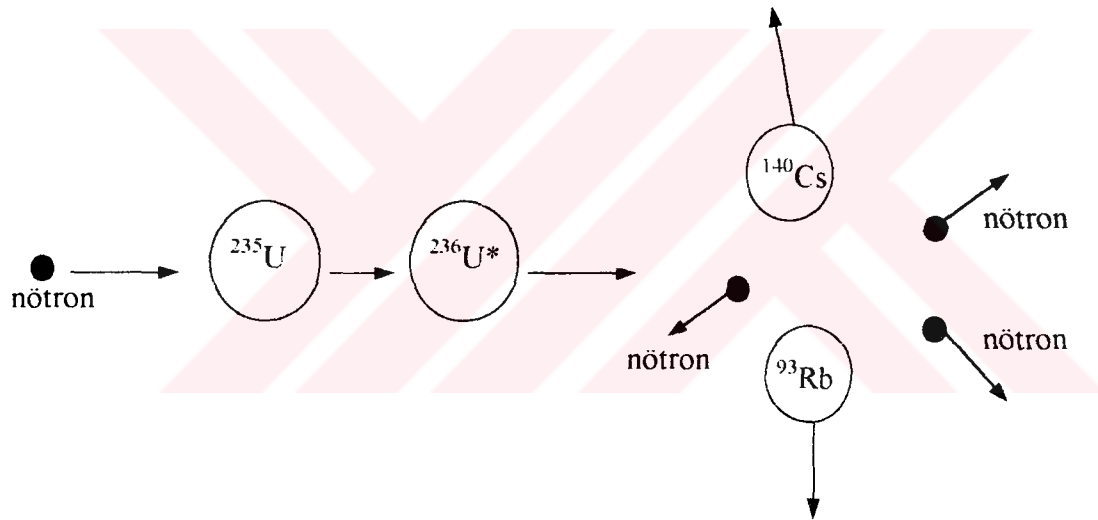
$$E_0 = [M(A, Z) - M(A_1, Z_1) - M(A_2, Z_2)] \cdot c^2 \quad (20)$$

$E_0$ , ana çekirdeğin bir nötron yakaladığında oluşan bileşik çekirdeğin temel durumuna karşılık gelir, uyarma enerjisini içermez.  $^{236}\text{U}$ 'ya ait  $E_0$  değeri  $\sim 200$  MeV'dur.  $A < 100$  olan çekirdekler I eğrisine uyarlar.  $E_0, E_c$ 'den 50 MeV küçüktür. U, Pu, Th gibi ağır çekirdekler II eğrisine uyarlar ve  $E_c - E_0$  değeri yaklaşık 6 MeV'dur. Daha ağır çekirdekler ise III eğrisine uyarlar,  $E_0 > E_c$ 'dir ve bunlar kendiliğinden fisyon yaparlar. II tipindeki çekirdekler için gerekli aktivasyon enerjisi ( $E_c - E_0$ ) hesaplanır ve uyarma enerjisi ile kıyaslanır.  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ 'da uyarma enerjisi aktivasyon enerjisinden büyüktür. Dolayısıyla bunlar termal nötronlarla fisyon yapabilirler.  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$ 'de ise bunun aksine, uyarma enerjisi aktivasyon enerjisinden küçüktür bu sebeple termal nötronlarla fisyon yapamazlar. Hızlı nötronlara ihtiyaç duyarlar.

Fisyonda ortaya çıkan nötronların ortalama sayısı enerjiye bağlıdır. Bu sayı enerji ile doğrusal olarak artar. Şekil 2.10.'da  $^{235}\text{U}$  çekirdeğinin bir nötron absorpsiyonu neticesinde

yüksek derecede uyarılmış çekirdek olan  $^{236}\text{U}^*$ 'nin şekillenmesini göstermektedir.  $^{235}\text{U}$ 'in fisyonu neticesinde  $^{140}\text{Cs}$  ve  $^{93}\text{Rb}$  çekirdekleri ile birlikte üç nötron yayınır. Bazı durumlarda  $^{236}\text{U}$  ( $n, \gamma$ ) reaksiyonu ile temel enerji seviyesine geçer. Fisyon ürünleri yaklaşık olarak 70 ve 160 arasında değişen kütle numaralarına sahip iki çekirdektir. Bu çekirdeklerden başka fisyon reaksiyonu sonucu, nötronlar, beta tanecikleri, gama ışınımı veya nötrinolar meydana gelebilir.

Fisyon reaksiyonlarının en önemli ürünlerinden birisi işlem içerisinde neşredilen nötronlardır. Bu nötronların çoğu ani olarak ortaya çıkmaktadır, bu süre yaklaşık olarak  $10^{-17}$  sn' dir. Bu nötronlara ani nötronlar denir. Nötronların bir kısmı da parçalanma meydana geldikten uzun bir müddet sonra ortaya çıkarlar, bu nötronlara ise gecikmiş nötronlar denir. Reaktör fiziğinde bu nötronlar çok önemlidir. Gecikmiş nötronlar, fisyon nötronlarının %1' inden daha az olmasına rağmen reaktör çalışmalarında çok önemli rol oynar.



Şekil 2.10.  $^{235}\text{U}$ 'in nötron absorpsiyonu ile fisyonu

Termal nötronlar  $^{235}\text{U}$ 'te, hızlı nötronlar  $^{234}\text{U}$  ve  $^{238}\text{U}$ 'de fisyon meydana getirirler. Termal nötronlar halinde fisyon reaksiyon tesir kesiti, yüksek enerjili nötronlar halindeki fisyon tesir kesitine göre çok daha büyüktür. Hem termal ve hem de hızlı nötronlar  $^{239}\text{Pu}$ 'da fisyon meydana getirebilirler



reaksiyonunda meydana gelen Np radyoaktif bir çekirdektir ve bir  $\beta$  neşrederek  $^{239}\text{Pu}$  haline dönüşür.



meydana gelen  $^{239}\text{Pu}^*$  çekirdeği de radyoaktiftir ve bir  $\alpha$  (alfa) neşrederek  $^{235}\text{U}$  haline dönüşür.



Bir nötronun bir çekirdekle etkileşme ihtimaline reaksiyon tesir kesiti denir. Tesir kesitleri, reaksiyonun meydana gelme ihtimali olup, nükleer reaksiyon tipini karakterize etmede kullanılır. Fisil izotopların termal nötronlar halindeki fisyon tesir kesitleri, yine termal nötronlar halinde fertil izotopların fisyon tesir kesitinden daha büyüktür. Fertil izotopların ise yüksek enerjili nötronlar halinde fisyon tesir kesitleri daha yüksektir.

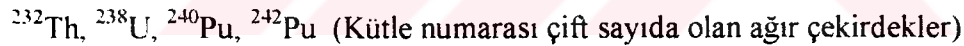
### 2.3.1.1. Fisyon yakıtları

Fisyon yakıtları iki kısma ayrılırlar:

i. Çekirdekleri termal nötronlarla (düşük enerjili nötronlar) parçalanabilen yakıtlar, bu yakıtlara genel olarak fisil yakıtlar denir. Fisil yakıtlar şunlardır;



ii Çekirdekleri hızlı nötronlarla (yüksek enerjili nötronlarla) parçalanabilen yakıtlar, bu yakıtlara genel olarak fertil yakıtlar denir. Fertil yakıtlar şunlardır;



Fisyon reaksiyonlarında çekirdekler enerjisi MeV mertebesinde olan nötronlarla çarpıştığı zaman fisyon yapabilirler. Bu çekirdekler fertil çekirdeklerdir, fisil çekirdekler ise termal nötronlarla çekirdek parçalanması yapan yakıtlardır.  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  gibi izotoplar yüksek enerjili hızlı nötronlarla çekirdek parçalanması yapabildikleri için nükleer reaktörlerde tek başına kullanılmaz.  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  gibi fisil izotoplar pratik olarak nükleer reaktör yakıtlardır.  $^{241}\text{Pu}$  ise bir reaktörde hiçbir zaman doğrudan doğruya kullanılamazlar, bu bakımdan pratik bir yakıt değildir. Tabi uranyumun % 99.93'ü  $^{238}\text{U}$  ve % 0.7'si ise  $^{235}\text{U}$ ' dir. Düşük yoğunluktaki tabi uranyum reaktörlerin ömrü bitiği halde, bunları kullanmak enerji üretimi için yeterli olacaktır. Günümüzde çalışan tabi uranyum reaktörlerinde  $^{235}\text{U}$  yüzdesi arttırılmış veya zenginleştirilmiştir. Uranyum zenginleştirme işlemi oldukça karışık ve ekonomik olmayan bir işlemdir. Bununla beraber fisil izotopları elde etmek için

bir başka yol fertil çekirdeklerin nötron ile absorblandığı zaman radyoaktif bir bozunma serisi sonunda fisil çekirdekler elde edilir. Bu dönüşüme genel olarak fertil-fisil dönüşümü denir ve bu dönüşüm aşağıdaki gibi verilebilir;



Burada  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  gibi fertil yakıtlar nükleer reaksiyon sonucu  $^{239}\text{Pu}$  ve  $^{233}\text{U}$  gibi iki fisil yakıta dönüşmüştür. Fertil izotoplar içinde en önemlileri  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$ ' dir. Bu izotoplar dünyada bol miktarda bulunmaktadır ve aynı zamanda bu izotopların fisil hale gelmesini sağlayan nötronları ancak nükleer reaktörlerde bulmak mümkündür.

Gerçekte günümüzde kullanılan reaktörlerde düşük yoğunluktaki tabii uranyum yakıtı kullanılmaktadır. Bu gibi dönüşüm işlemleri zincirleme çekirdek parçalanması reaksiyonlarından serbest kalan çok sayıda nötronun fertil çekirdekler tarafından absorbe edilmesiyle meydana gelir. Bu gibi işlemlerde anahtar parametre yakıt çekirdekleri tarafından yutulan nötron başına her bir parçalanma neticesinde meydana gelen nötron sayısıdır.

$^{235}\text{U}$  çekirdeğin termal nötronlarla fisyonu neticesinde ortalama 2.43 nötron üretilir. Bunlardan birisi normal durumdaki zincir reaksiyonun son fisyonun da üretilirse, burada denge durumunda 1.43 nötron ortamdan ayrılacaktır. Bu ayrılmalar;

- Reaktör korundan sızıntıdan dolayı
- Yakıt ve fertil olmayan malzemeler tarafından yakalanma ile
- Yakıtta fisyon olmayan yakalama ile
- Fertil çekirdekler tarafından yakalama ile meydana gelebilir.

Fertil çekirdekler tarafından yakalanma mevcut 1.43 nötronlu yeni fisyon edilebilen çekirdekten daha az üretirse, reaktöre dönüştürücü reaktör, yeni fisyon edilebilen çekirdekten daha fazla üretilirse, bu reaktöre üretici reaktör denir.[Yapıcı ve Çürüttü, 1997]

### 2.3.2. Moderatör olarak kullanılan malzemeler

Nötronların moderasyonu için kullanılan en uygun malzemeler;

#### 2.3.2.1. Hafif su (H<sub>2</sub>O)

Su, yavaşlatıcı olarak önemli bir malzemedir. Hafif su diğer moderatörlere göre daha büyük yavaşlatma gücüne sahiptir. Hafif su ucuz ve daha kolay bulunur. Buna paralel

olarak hafif suyun nötron absorpsiyon tesir kesiti çok büyüktür. Dolayısıyla yavaşlatma oranı küçüktür ve bu nedenle doğal uranyum yakıtlı reaktörlerde kullanılmaz. Aksine zengin uranyum reaktörlerinde H<sub>2</sub>O çok kullanılan bir moderatördür. Hafif suyun aynı zamanda soğutucu olarak da kullanılabilmesi, reaktör tasarımında kolaylık sağlar. Hafif suyun buharlaşma sıcaklığının düşük olması güç reaktörlerinde kullanılmasını nispeten zorlaştırmıştır. Örneğin PWR tipi basınçlı su reaktörlerinde moderatör ve soğutucu olarak su kullanılması durumunda 280°C ile 320°C sıcaklıklarında buharlaşmaması için reaktör kabının yüksek basınç altında bulundurulması gerekmektedir. Soğutucuya radyoaktivite bulaşmaması için reaktörlerde demineralize su kullanılmaktadır. Bu durumda su içinde diğer yabancı maddeler yok denecek kadar azdır ve içerde sadece havadan alınan ergimiş azot bulunur.

### 2.3.2.2. Ağır su (D<sub>2</sub>O)

Yavaşlatma gücü yeterli sayılan, absorpsiyon tesir kesitinin çok düşük olması nedeniyle moderasyon oranı çok büyük olan ağır su, çok iyi bir moderatör malzemesidir. Bu özellikleri ile doğal uranyum yakıtlı reaktörlerde aranan iyi bir yavaşlatıcı olmuştur. Heterojen yapıllı doğal uranyum reaktörlerde moderatör olarak grafit yerine ağır su kullanıldığı zaman reaktör boyutları çok daha küçük olmaktadır. Ağır suyun saf haldeki yoğunluğu 1.105 gr/cm<sup>3</sup>, ergime noktası 3.82°C, buharlaşma sıcaklığı 101.42°C' dir. Ağır suyun en önemli dezavantajı pahalı olmasıdır, zira H<sub>2</sub>O' dan ayrılması zordur ve normal su içinde 1/6500 (%0.015) oranında bulunur. Ticari olarak halen başlıca üç yöntem, bu ayrıştırma işleminde kullanılmaktadır.

- a. Katalitik değişme ve elektroliz ile sudan ayırma
- b. Damıtma ve elektroliz ile sudan ayırma
- c. Sıvı hidrojenin damıtılması

### 2.3.2.3. Karbon (C)

Grafitin yavaşlatma gücü nispeten az olmakla beraber, moderasyon oranı yeterince büyüktür ve heterojen reaktörlerde doğal uranyum ile kullanılmaya uygundur. Karbonun allotropik bir şekli olan grafit, nispeten yumuşak ve siyah görümlü bir malzemedir. Bu madde doğada doğal olarak bulunmakla beraber içindeki yabancı maddeler nedeni ile reaktörlerde kullanılmaz. Karbonlu malzemelerin yüksek sıcaklıkta kısmen kristalizasyonu ile yapay grafit elde edilmektedir. Reaktör kalitesinde grafit, petrol koku veya baca kazıntılarından yapılmaktadır. Dolgu malzemesi 1200°C sıcaklığa kadar ısıtıldıktan sonra



öğütülür ve asfalt, zift, şeker veya kola gibi yapıştırıcı bir malzeme ile karıştırılarak ekstrüzyon (küçük çapa basma) ile şekillendirilir. Yeşil çubuklar ismini taşıyan bu malzeme atmosfer içinde 20 gün 1100°C sıcaklığında karbonizasyon işlemine tabi tutulur. Bir kere fırınlanmış grafit elektrik fırınlarında 25–35 gün 2600°C–2800°C sıcaklığında grafitizasyon işlemine tabi tutulur. Saflık derecesini artırmak için klorlu gazlar ile 2500°C sıcaklığında tekrar fırınlanır. Bu şekilde elde edilen yapay grafit reaktör kalitesinde yoğunluğu 1.65 gr/cm<sup>3</sup>’ dır. Grafitin içindeki yabancı maddelerin özellikle Bor’ un bulunması onun özelliklerini önemli ölçüde engeller.

#### **2.3.2.4. Berilyum (Be)**

Yavaşlatma gücü grafitin yavaşlatma gücüne yakın olan Berilyum, iyi bir moderatördür. Ayrıca berilyumun ısı iletkenlik katsayısı iyi olup, korozyona karşı çok dayanıklıdır ve radyasyon altında çalışmaya çok elverişlidir. Bu gibi çok iyi avantajlarına rağmen Berilyumun nükleer reaktörlerde şimdiye kadar kullanılmamış olmasının bazı önemli nedenleri vardır. Berilyumun dezavantajları çok pahalı olması ve ayrıca toz halinde sağlığa zarar verici zehirli özellikler içermesidir. Berilyumun yoğunluğu 1.85 gr/cm<sup>3</sup>’ dır.

#### **2.3.2.5. Berilyum oksit (BeO)**

BeO, nükleer özellikler bakımından Berilyum kadar iyidir. BeO’ in yavaşlatma yoğunluğunun grafitten daha iyi olması onu cazip bir moderatör yapmaktadır. Seramik bir malzeme olan bu oksit, kimyasal bakımdan oldukça sakindir ve ısı iletkenliği iyidir. Ancak BeO’ in çok kırılğan bir yapıya sahip olması ve radyasyon hasarına dayanıklı olmaması nedeniyle ufak güçlü reaktörlerde kullanılabilir.

#### **2.3.2.6. Sodyum–Potasyum alaşımı (NaK)**

Na–K alaşımı ergime noktasının düşüklüğü nedeniyle en uygun sıvı metal görünümündedir. Nötron absorpsiyon tesir kesiti saf sodyuma nazaran daha yüksektir. Buna mukabil, saf sodyumun özgül ısısı ve ısı iletkenliği daha büyüktür. Sodyumun su ile sert reaksiyona girmesi bir sakınca ise de sodyum ve Na–K alaşımı hızlı üretken reaktörlerde soğutucu olarak kullanılmaktadır.

#### **2.3.2.7. Bor (B)**

Doğal bor iki izotoptan oluşmaktadır. %19.8 oranında <sup>10</sup>Be ve %80.2 oranında <sup>11</sup>Be’ dir. <sup>10</sup>Be’ un absorpsiyon tesir kesiti  $\sigma_a=3900$  barn civarındadır. Bor’ un ergime noktası 2000–

3000°C arasındadır. Yoğunluğu ise  $2.3 \text{ gr/cm}^3$  dır Bor metalik bir malzeme olmadığı için, mekanik özellikleri iyi değildir. Bu nedenle ya mekanik özelliklerini iyileştirici bir bileşke halinde, yada uygun bir zarf içinde kullanılır. Bor nükleer mühendislikte genellikle moderatör malzemesinden ziyade reaktör kontrol malzemesi olarak kullanılmaktadır

#### **2.3.2.8. Flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ )**

Eriyik tuz lityum florid ( $\text{LiF}$ ), berilyum florid ( $\text{BeF}_2$ ), toryum flor ( $\text{ThF}_4$ ), uranyum flor ( $\text{UF}_4$ ), lityum kurşun ( $\text{LiPb}$ ), lityum hidrid ( $\text{LiH}$ ), saf lityum ve bunların bileşimlerinden meydana gelir.  $\text{BeF}_2$  ve  $\text{LiF}$  bileşimi literatürde flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ) olarak bilinmektedir. Ötektik flibe %53  $\text{BeF}_2$  ve %47  $\text{LiF}$  den müteşekkildir. Flibe ergime sıcaklığı  $363^\circ\text{C}$  olan bir eriyiktir. Bir gr-mol' u  $37.13 \text{ gr}$  dır.

#### **2.3.2.9. Alüminyum (Al)**

Alüminyumun atomik kütle değeri  $26.9815 \text{ akb}$ , yoğunluğu  $2.702 \text{ gr/cm}^3$ , absorpsiyon tesir kesiti  $0.230 \text{ barn}$ , termal saçılma tesir kesiti  $1.4 \text{ barn}$  dır. Alüminyum termal nötron absorpsiyon tesir kesiti yeterince düşüktür, mekanik özellikleri (mukavemeti) iyidir ve radyasyon altında çalışmaya oldukça elverişlidir. Yeterince saf olduğunda, su içerisinde  $100^\circ\text{C}$  sıcaklığına kadar korozyona dayanıklıdır. Bu nedenle alüminyum, güç reaktörleri için uygun bir moderatör malzemesi değildir. En fazla  $50^\circ\text{C}$  civarında çalışan araştırma reaktörlerinde kullanılabilmiştir.

#### **2.3.2.10. Magnezyum (Mg)**

Magnezyum doğada %78.60  $^{24}\text{Mg}$ , %10.11  $^{25}\text{Mg}$ , %11.29  $^{26}\text{Mg}$ , ve  $^{27}\text{Mg}$  olmak üzere dört izotoptan oluşur. Magnezyumun atomik kütle değeri  $24.312 \text{ akb}$ , yoğunluğu  $1.74 \text{ gr/cm}^3$ , absorpsiyon tesir kesiti  $0.063 \text{ barn}$ dır. Magnezyum saf halde kullanılmamış olmakla beraber, içine %1' den daha az Al ve Be katılmış bir alaşım halinde nükleer reaktörlerde yakıt zarfı olarak kullanılmaktadır. Bu zarf malzemesinin en büyük dezavantajı ergime derecesinin düşük olmasıdır. Magnezyumun en iyi özelliği düşük absorpsiyon tesir kesit çok küçük mertebelerde olması nedeniyle nükleer reaktörlerde kullanılan en iyi moderatörlerden olmasıdır.

#### **2.3.2.11. Tabii Lityum (Li)**

Tabii lityum doğada %7.52  $^6\text{Li}$  ve %92.48  $^7\text{Li}$  olmak üzere iki izotoptan oluşur. Tabii lityumun atomik kütle değeri  $6.939 \text{ akb}$ , yoğunluğu  $0.53 \text{ gr/cm}^3$ , absorpsiyon tesir kesiti  $70 \text{ barn}$  dır

### 2.3.2.12. Lityum Florid (LiF)

Lityum florid atomik kütle değeri 25.940 akb ve yoğunluğu  $2.635 \text{ gr/cm}^3$  dür.

### 2.3.2.13. Lityum Hidrid

Lityum hidrid' in atomik kütle değeri 7.65 akb ve yoğunluğu  $0.82 \text{ gr/cm}^3$  dür.

### 2.3.2.14. Berilyum Florid (BeF<sub>2</sub>)

Berilyum florid' in atomik kütle değeri 47.01 akb ve yoğunluğu  $1.986 \text{ gr/cm}^3$  dür.

### 2.3.2.15. Sodyum (Na)

Sodyumun atomik kütle değeri 22.98977 akb, yoğunluğu  $0.971 \text{ gr/cm}^3$  dür.

### 2.3.2.16. Kurşun (Pb)

Kurşun doğada %1.48 <sup>204</sup>Pb, %23.6 <sup>206</sup>Pb, %22.6 <sup>207</sup>Pb ve %52.3 <sup>208</sup>Pb olmak üzere dört izotoptan oluşur. Kurşunun atomik kütle değeri 207.19 akb, yoğunluğu  $11.35 \text{ gr/cm}^3$  dür. Kurşun izotopları doğal olarak meydana gelen her bir radyoaktif serinin son ürünleridir. Kurşun izotoplarını hepsinde kararlı bir yapıya sahiptir. Düşük bir absorpsiyon tesir kesitine sahip olması nedeniyle iyi bir moderatör özelliğine sahiptir.

### 2.3.2.17. Altın (Au)

Altın' in atomik kütle değeri 196.966 akb, yoğunluğu  $19.282 \text{ gr/cm}^3$ , termal saçılma tesir kesiti 9.3 barn absorpsiyon tesir kesiti 98.8 barn' dır (Çürüttü, 1996).

## 2.3.3. Füzyon reaksiyon

Bağ enerjisi grafiğine göre çekirdekten enerji elde etmek için fisyonu bir alternatif önerilmektedir. Bağ enerjisine göre fisyondaki gibi daha ağır çekirdeklerin bölünerek daha kararlı hale ulaşmasının aksine çok hafif çekirdeklere birleşerek daha kararlı bir çekirdeğe dönüşebilir. Yani, A=56 'nın altındaki iki hafif çekirdek birleştirilirse enerji açığa çıkar. Bu işleme nükleer füzyon denir. Burada iki hafif çekirdek ağır bir tanenin içinde eritilmiştir (Gökınar, 1997).

Klasik yakıtların yeryüzündeki kaynakları sınırlıdır, bu gerçek bugün daha kolay anlaşılmaktadır. Bilim adamları yeni enerji kaynakları için dikkatlerini yıldızlara yöneltmişlerdir. Nükleer füzyon reaksiyonlarının yıldızların başlıca enerji kaynağı olduğu uzun yıllar öncesinden bilinmekteydi. Bu yöntemde, hafif elementlerin çekirdekleri, daha

ađır çekirdek üretmek için oldukça yüksek sıcaklıkta birbirleriyle kaynaşmaktadır. Döteryum (D) ve trityum (T) birleşmesinden nötron ile helyum çekirdekleri ortaya çıkar bu bir füzyon reaksiyon örneğidir. Bu füzyon reaksiyonundan 17.6 MeV enerji, reaksiyon sonu ürünlerinin kinetik enerjisi olarak açığa çıkar. Füzyon yakıtlarının enerjileri ölçsüzdür; 20 ton kömürün yanmasından açığa çıkan enerji döteryumun füzyon enerjisi kadardır. Bir litre su içerisindeki doğal döteryumun füzyon enerjisi 300 litre benzine eşittir. Çok büyük enerji miktarının meydana gelmesi için füzyon reaksiyonlarının potansiyeli ortadadır. Füzyon enerjisinin görülebilmesi için birkaç yıldız bakmak yeterlidir. Bu doğrultuda, nükleer füzyonun en ilkel bir güneş enerjisi olduğu ve bizim galaksimizdeki güneşin enerji kaynağının da nükleer füzyon olduğu görülür. 1950'lerde bu konuda yapılan araştırmaların neticesinde, nükleer füzyondan hidrojen bombası yapılması ve sergilenmesi ile füzyon enerjisinin ne kadar büyük bir potansiyele sahip olduğu kanıtlanmıştır. O yıllardan sonra nükleer füzyon yöntemlerinin gelişmesiyle temiz ve emin enerji kaynağı üretilebileceğı fikri gelişmiştir (Şahin, 1999).

Bir enerji kaynağı olarak füzyon, fisyonun ötesinde bir çok avantaja sahiptir. Hafif çekirdekler boldur ve kolayca bulunabilir. Füzyon atıkları çoğunlukla çok daha azdır. Füzyonun yalnız bir dezavantajı vardır.

Hafif çekirdek birleştirilmesinden önce, bunların elektron tabakasından kurtulması gerekir. Fisyon, Coulomb engeli olmayan nötronlarla meydana geliyordu ve böylece çok düşük enerjili gelen parçacıklar kullanılmaktaydı. Diğer yandan füzyon reaksiyonları için iki pozitif yüklü parçacık olması gerekir. İki  $^{20}\text{Ne}$  çekirdeğinin  $^{40}\text{Ca}$ 'ı oluşturması için meydana gelen füzyon ele alınsın. Burada reaksiyon Q enerji değeri yaklaşık 20.7 MeV, veya 0.5 MeV/nükleon' dur. Bu değerler ve fisyonla açığa çıkan enerjilerle karşılaştırılabilir. Bununla birlikte  $^{20}\text{Ne}$  çekirdekleri birbirine tesir etmeden önce, bunların arasındaki coulomb engeli kalkmalıdır. Çekirdek yüzeylerinin birbirine değmeye başladığı noktada, Coulomb tepkisi 21.2 MeV' dur. Eğer iki  $^{20}\text{Ne}$ ' nin 21.2 MeV' luk kinetik enerjilerle bir araya getirilirse nükleer reaksiyon meydana gelir. Bir neon gazı kabının termal enerjiye kadar ısıtılacağı alternatif bir yaklaşımın, iki çekirdeğin birbirine yaklaşması ve 21.2 MeV enerji ile çarpması ihtimaline sahip olması büyük ölçüde yeterlidir Çünkü termal enerji, füzyonu önleyen coulomb engelini kaldırmak için kullanılır, bu işleme termonükleer füzyon denir. Füzyon ve fisyon zıt anlamda sözcüklerdir, biri bütünleşmeyi, öbürü bölünmeyi isimlendirirler. Bu iki olay elementlerin periyodik tablosunun iki ucunda meydana gelir. Doğal elementlerin en ağırları olan uranyum fisyonla bölünürken, elementlerin en hafifleri olan hidrojen izotopları füzyonla birbirleri ile

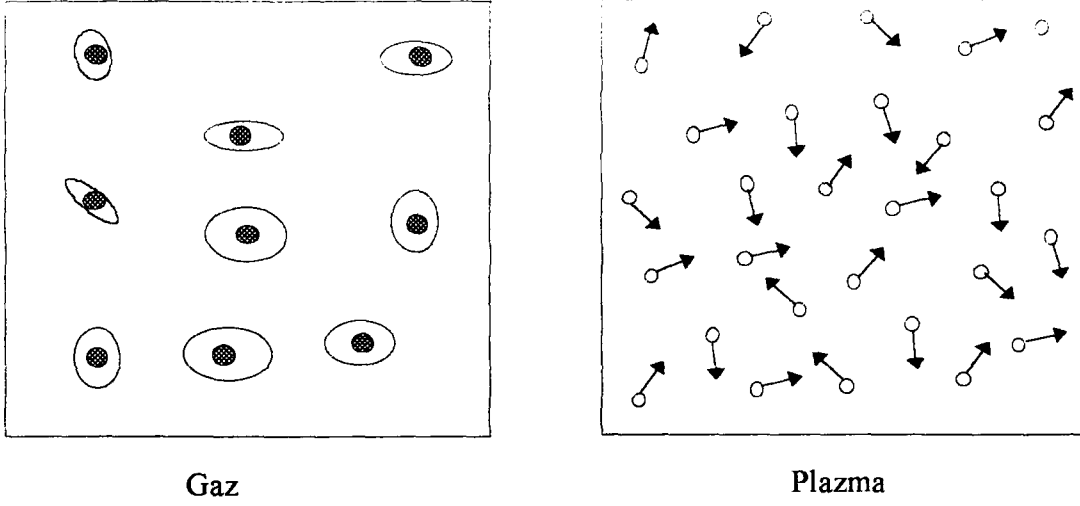
kaynaşır. Bu iki olayın tek ortak yönü yüksek enerji vermeleridir. Aralarında başka benzerlik yoktur. Filyon olayı üzerinde sıcaklığın etkisi yoktur. Halbuki füzyon ancak çok yüksek sıcaklıklarda meydana gelir. Bundan dolayı füzyonun bir ismi de termonükleer olay' dır. Aşırı yüksek sıcaklık füzyonun ilk şartıdır. İki atom çekirdeğini birleştirmek için her şeyden önce onları birbirlerine yaklaştırmak, birbirlerine temas etmelerini sağlamak gerekmektedir. Fakat bütün atomların çekirdekleri pozitif elektrik yüklü olduklarından dolayı birbirlerini daha uzaktan iterek saptırırlar. Onların birbirleri ile temas etmeleri için tek çare aşırı yüksek sıcaklıklara kadar ısıtarak elektrostatik itme kuvvetini yenebileceği kinetik enerjileri kazandırmaktır.

Isıtılan maddenin sırasıyla katı, sıvı ve gaz (buhar) hallerine geçtiğini ve yüksek sıcaklıklarda bütün maddeler gaz halinde bulunduđu bilinmektedir. Madde daha da ısıtılırsa atomlar sıcaklığın etkisiyle dış yörüngelerindeki elektronları kaybederek iyonlaşır. Madde aşırı yüksek sıcaklıklarda nötr atomlar halinde değil, pozitif iyonlar ile negatif elektronların karışımı halindedir. Maddenin bu haline plazma denir ve Şekil 2.11.' de gaz ve plazma halleri şematik olarak gösterilmiştir. Füzyon maddenin plazma halinde oluşabilen bir nükleer reaksiyondur. Aralarındaki elektrostatik yenme kuvvetini yenecek kinetik enerjiler kazanmış atom çekirdeklerinin birbiri ile karşılaşmalarında mutlaka füzyon yapacağı düşünülemez. Çarpışan çekirdeklerin çok azı füzyon yapar. Füzyon, tesir kesiti çok düşük olan bir nükleer reaksiyondur. Plazma füzyon sıcaklığına erişse dahi mevcut atom çekirdeklerinin çok azı füzyon yapar. Yeterli sayıda füzyon sağlayabilmek için ilave koşullar meydana getirmek lazımdır (Şahin, 1999).

Plazmanın yoğunluğu füzyonun ikinci temel koşuludur. Birim hacimde ne kadar çok iyon bulunursa çarpışmalar o kadar fazla olur. Füzyon olasılığının düşüklüğüne rağmen harcanan emeği kurtaracak sayıda iyonun reaksiyon yapmaları böyle sağlanır. Plazma yoğunluğu  $\text{iyon/cm}^3$  veya kısaltılmış birimiyle sadece  $\text{cm}^3$  ile ifade olunur ve n harfi ile gösterilir.

Sıcak tutma süresi plazmanın tutuşması için üçüncü şarttır. Füzyon reaksiyonunun kendi kendine devam etmesi için plazmanın füzyon sıcaklığı belirli bir süre sabit tutulması şarttır. Bu süre t ile gösterilir ve saniye birimi ile ifade olunur. Plazmanın tutuşması için gerekli olan sıcak tutma süresi de plazmanın yoğunluğuna bağlıdır. Yoğunluk yükselirse süre kısalır, yoğunluk düşerse süre uzar, fakat bunların çarpımları sabittir. Onun için son iki şart aslında birbirlerine bağlı ve tek şarttır. Plazmanın yoğunluğu ile sıcak tutma süresi

çarpımı n-t füzyon reaksiyonun kendi kendine sürmesinin ikinci şartıdır. Bu ifadeye İngiliz Fizikçi'nin adı verilmekte ve Lawson Kriteri olarak adlandırılmaktadır (Lawson, 1957).



Şekil 2.11. Gaz ve plazma hali

Füzyon sıcaklıkları, yüz milyon derecelere ölçülür, bu nedenle büyük rakamlarla uğraşmaktansa sıcaklıkların keV birimi ile ifade edilmesi büyük kolaylıklar sağlar.

$$1 \text{ keV} = 11\,600\,000^\circ\text{C}$$

Kilo elektron volt aslında bir enerji birimidir. Ancak, plazmayı oluşturan iyonların kinetik enerjileri sıcaklıkla doğru orantılı olup, orantı katsayısının değeri yukarıda yazıldığı gibidir. Aralarındaki elektrostatik itme kuvvetini yenecek kinetik enerjiler kazanmış atom çekirdeklerinin birbiri ile karşılaşmalarında mutlaka füzyon yapacaklarının söylenmesi hata olur, atom çekirdeklerinin karşılaşmaları füzyonla sonuçlanmayabilir, ancak çarpışan çekirdeklerin çok azı füzyon yapar.

### 2.3.3.1. Temel füzyon reaksiyonları

Temel füzyon işlemleri, fisyon işlemlerini anlamak ve açıklamaktan daha basittir. En basit füzyon reaksiyonu ;



${}^2\text{H}$ 'nin kararlılığına bağlı olarak bu reaksiyonu görmek mümkün değildir. Diğer bir reaksiyon ,



şeklindedir. Buradaki  $\gamma$ ,  ${}^4\text{He}$  uyarılmış hale sahip olmayana kadar enerji dengesi için esastır.  ${}^4\text{He}$  ün nötron ve proton bölünme enerjilerinin ikisinden büyük olan 23.8 MeV 'luk enerji (Q değeri) açığa çıkar. Olması en muhtemel reaksiyonlar şunlardır;



Bu döteryum-döteryum veya D-D reaksiyonları olarak bilinir. D-D reaksiyonuna benzeyen başka bir reaksiyon da hafif helyum ile döteryum etkileşiminden meydana gelir. Fakat böyle bir reaksiyonun oluşma ihtimali çok düşüktür.



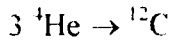
Füzyon reaksiyonu sonucunda fisyonu nazaran nükleon başına daha büyük enerji açığa çıkar. Trityum diğer yandan döteryum ile daha hızlı olarak reaksiyona girer ve ilk reaksiyondan daha yüksek bir enerji meydana getirilebilir.



Bu reaksiyona döteryum-trityum veya D-T reaksiyonu denir. Gelen parçacıklar ihmal edilebilir küçüklükte kinetik enerjiye sahiplerse, " ${}^4\text{He}$ " ve " $\text{n}$ " lineer momentum korunumu ile tutarlı olarak 17.6 MeV 'u paylaşırlar ve bu reaksiyon sonucunda 14.1 MeV 'luk, tek enerjili bir nötron meydana çıkar. Bu reaksiyon hızlı nötronların bir kaynağı olarak işe yarar. Çünkü açığa çıkan enerjinin büyük bir bölümü nötron üzerinde taşınır (Lawson, 1957). D-T reaksiyonları kontrol edilmiş füzyon reaktörlerinde kullanmak için seçilmiştir. Bunun bir dezavantajı nötronların sahip olduğu enerjinin büyük bir kısmının teknolojik olarak kullanılabilir bir formda olmamasıdır. Fisyonunda ise nötronlara enerjinin bir kısmı verilir ve enerjinin büyük kısmını alan fisyon ürünlerinin kinetik enerjisi kolayca termal enerjiye dönüştürülür.  ${}^4\text{He}$  formunu oluşturmak için (bir çok adımda) dört protonun füzyonu, yıldızlarda ve güneşte benzer şekilde açığa çıkan termonükleer enerji için birer kaynaktır. Bir sonraki basamak, bir kez hidrojen yakıtının kullanıldığı helyum füzyonudur. En basit reaksiyon,



şeklindedir. Fakat bu reaksiyon gözlenmez. Çünkü  ${}^8\text{Be}$  olabildiğince hızlı bir şekilde ( $10^{-16}$  sn) tekrar  ${}^4\text{He}$  formunu alır. Bunun yerine daha karmaşık bir işlem olan,



(34)

reaksiyonu göz önüne alınsın. Üç parçacığı bir araya getirme ihtimali, ihmal edilir derecede küçüktür. Bunun yerine, bu işlem için (yıldızlarda) ilk önce iki helyum çekirdeği  $^8\text{Be}$  'i meydana getirir ve 3. helyum çekirdeği bozunmadan  $^8\text{Be}$  tarafından yakalanması ile tesir kesitinin yeterince büyük olduğu  $^{12}\text{C}$  'yi meydana getirebilir. Hidrojen reaksiyonlarına bağlı olan helyum reaksiyonları sadece sıcak (ve yaşlı) yıldızlarda olur denilebilir. Yüksek sıcaklıklarda  $^{12}\text{C}$  'den başlayarak  $^{56}\text{Fe}$  'ya kadar yeni çekirdek üreten diğer reaksiyonlar meydana gelebilir.

Plazmayı çevrelemek büyük bir problem teşkil eder. Sıcak yakıtın, enerjisini kabının duvarları ile temas durumunda yakıtı soğutacak ve kabı eritecektir. Şimdi termonükleer yakıtın çevrenmesi için araştırmaya bağlı iki taslak vardır; Manyetik çevreleme ve Atalet kuvvetleri ile çevreleme. Manyetik çevreleme, plazma dikkatlice düzenlenmiş bir manyetik alanla çevrenmiştir. Atalet çevrelemesinde, katı bir palet aniden ısıtılır ve foton veya parçacıkların ışınlarının şiddeti ile bir çok değişik doğrultudan eşzamanlı olarak çarpması ile sıkıştırılır.

Manyetik çevrelemeli füzyon olayında, iyonlar elektrik sargıyla oluşturulan bir manyetik alan içinde tutulurlar. Plazma bu sistemde dairesel kesitli halka şeklinde bir kap içerisinde tutulur; bu kap içinde ise karmaşık bir manyetik alan egemendir. Plazma kararsızdır, fakat aygıtın boyutu artıka hapsedme süresi de artar. Plazmalar mükemmel elektrik iletkenleri olduğundan manyetik alanlarda çalıştırılabilir. Böylece manyetik alanlar şekillenmede kullanılabilir ve tutulan gaz karışımında cam duvarlara dokunmadan sabit bir durumda plazmayı çevreleyebilir. Plazma cam duvarlar ile iletme geçer ise enerji kaybederler ve yüksek bir hızla sıcaklıklarını düşürürler. Füzyon reaksiyonlarının kontrolü ABD, Rusya ve Japonya' da devam etmektedir. En yaygın manyetik sistem Tokamak konfigürasyonlarıdır. Teoride bu cihaz ilk defa USSR' de geliştirilmiştir. Tokamak manyetik alanı üç parçadan oluşur. Bunlardan ilki küçük çevre etrafında bulunan bir dizi bobin tarafından oluşturulur. İkinci parça (poloidal alan) transformatörce plazma içinden geçmesi sağlanan büyük bir akım tarafından oluşturulur. Alanın son bölümü, plazmayı biçimlendirip kararlı halde tutan bir dizi çember bobin tarafından üretilir (Sinman ve arkadaşları, 2000).

Atalet çevrelemeli füzyon olayında, yakıt karışımı ansızın sıkıştırılır ve ısıtılır. Bu amaçla yüklü parçacık demetleri veya çoğunlukla çok güçlü lazerler kullanılır. Bu küresel tanecik, taneciklerinde büyük enerji miktarını depolayan yüksek-güçlü lazer ışınları tarafından tüm



yönlerden bombardıman edilmektedir. Bu bombardıman çok kısa flaşlar halinde (saniyenin milyarda birinden kısa sürede) ve çok yoğun bir şekilde yöneltilir. Böylece yakıt tanecikleri ansızın hem sıkıştırılır ve hem de ısıtılır. Çizelge 2.1'de uygun füzyon reaksiyonları gösterilmektedir (Şahin, 1997)

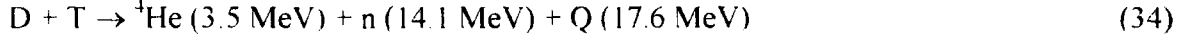
Çizelge 2.1. Uygun füzyon reaksiyonları

Klasik Füzyon Yakıtı	E [MeV]
$D + T \rightarrow {}^4\text{He} + n$	17.586
<b>Zenginleştirilmiş Konvansiyonel Füzyon Yakıtları</b>	
$D + D \rightarrow T + p$	4.032
$D + D \rightarrow {}^3\text{He} + n$	3.267
$D + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} + p$	18.341
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He}$	22.374
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^7\text{Li} + p$	5.026
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^7\text{Be} + n$	3.380
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^4\text{He} + T + p$	2.561
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^3\text{He} + {}^4\text{He} + n$	1.796
<b>Zenginleştirilmiş Exotik Füzyon Yakıtları</b>	
${}^{11}\text{B} + p \rightarrow 3 {}^4\text{He}$	8.664
${}^3\text{He} + {}^3\text{He} \rightarrow {}^4\text{He} + 2 p$	12.861
$p + {}^6\text{Li} \rightarrow {}^3\text{He} + {}^4\text{He}$	4.022
$p + {}^9\text{Be} \rightarrow {}^4\text{He} + {}^6\text{Li}$	2.125
$p + {}^9\text{B} \rightarrow D + 2 {}^4\text{He}$	0.652
<b>İkincil Reaksiyonlar</b>	
$D + {}^7\text{Be} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + p$	16.5
${}^3\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow 2 {}^4\text{He} + p$	16.680
${}^4\text{He} + {}^6\text{Li} \rightarrow D + {}^7\text{Be}$	0.113
${}^7\text{Be} + {}^6\text{Li} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + p$	15.0
$p + T \rightarrow n + {}^3\text{He}$	0.765
$T + T \rightarrow {}^4\text{He} + 2 n$	11.327
$T + {}^3\text{He} \rightarrow p + {}^4\text{He} + n$	12.092
$T + {}^3\text{He} \rightarrow D + {}^4\text{He}$	14.319
${}^3\text{He} + {}^9\text{Be} \rightarrow 3 {}^4\text{He}$	18.74
${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \rightarrow 3 {}^{12}\text{C} + n$	5.702
${}^4\text{He} + {}^9\text{Be} \rightarrow 3 {}^4\text{He} + n$	1.573
${}^4\text{He} + {}^{11}\text{Be} \rightarrow {}^{14}\text{C} + p$	0.784
${}^4\text{He} + {}^{11}\text{Be} \rightarrow {}^{14}\text{N} + n$	0.158
$p + {}^{10}\text{B} \rightarrow {}^4\text{He} + {}^7\text{Be}$	1.147

### 2.3.3.2. Hidrojen füzyonu

Elementlerin en hafifi olan hidrojenin tek protondan ibaret olan çekirdekleri birbirleri ile en kolay çarpıştırılabilecek iyonlardır. Ancak, çekirdeklerde protona ilaveten nötronun da bulunması çarpışmadan sonra kaynamayı (birleşmeyi) kolaylaştırır. Bu nedenle hidrojenin

kendisi değil, fakat iki izotopu, döteryum ile trityum en kolay füzyon yapabilen iki malzemedir. Füzyon reaksiyonu;



Bu reaksiyonun kendiliğinden sürmesi için gerekli şartların sağlanması gereklidir

$$T = 10 \text{ keV (veya } 10^8 \text{ °C)}$$

$$n.t = 10^{14} \text{ cm}^{-3} \cdot \text{s}$$

sıcaklığın bu mertebelerde olması ön koşuluyla, anlatımda kısaca bu iki şartın birbiriyle çarpımı tek bir şart gibi ifade olunur;

$$T.n.t = 10^{15} \text{ keV} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}$$



Şekil 2.12. Döteryum-Trityum füzyonunun temsili resmi

100 milyon derecede başlayan reaksiyonun bu sıcaklıkta en az 1 saniye süreyle tutmak gerekir. Şayet yoğunluk on kat artırılırsa, sıcak tutma süresi aynı oranda kısalır. Bu sıcaklıkta döteryum-trityum füzyon tesir kesiti henüz sadece 0.0015 barn'dır. Sıcaklık arttıkça füzyon olasılığı da yükselir ve 100 keV (bir milyar derece) sıcaklıkta en büyük değerini alır. Ancak bu sıcaklıkta dahi füzyon tesir kesiti 5 barn'a yükselir. Kısacası füzyon verimsiz bir reaksiyondur. Dolayısıyla döteryum-trityum karışımının hiçbir şart altında tamamının füzyon yapacağı beklenmemelidir.

Yukarıdaki eşitlikten görüldüğü gibi füzyondan helyum çekirdeği (alfa parçacığı) ve nötron doğar, ayrıca 17.6 MeV gibi büyük bir enerji açığa çıkar. Bu enerji yeni doğan iki yeni parçacığın kinetik enerjisi olarak paylaşılır. Alfa parçacığı 3.5 MeV, nötron 14.1 MeV alır. Bu olay bomba olarak kullanıldığında, havada kısa mesafede durdurulan alfa parçacığı bombanın ısı etkisini, fevkalade yüksek enerjili nötron ise radyasyon etkisini doğurur. D-T reaksiyonunda açığa çıkan enerjinin çoğu (% 80) nötronun kinetik enerjisi formundadır. D-D reaksiyonunda açığa enerjinin % 75 'i proton ve/veya nötronlara aittir. Tritiyum tabii olarak meydana gelmez, fakat bir nötronla bombardıman edilerek lityumdan kolayca üretilir.

Sıcaklık 120 keV ve n.t çarpımı  $10^{16} \text{ cm}^{-3} \cdot \text{s}$  mertebesine çıkarılabilirse döteryum çekirdekleri doğrudan kendi aralarında füzyon yapabileceklerdir.

Bu taktirde aşağıdaki nükleer reaksiyonlar dizisi gerçekleşecektir [Şahin, 1999].



Döteryum çekirdeklerinin, anılan koşullar altında, kendi aralarında başlatacakları füzyon zinciri diğerlerine de ön ayak olacaktır. Öyleyse bu denklemler zincirini, ara geçişleri hiç yazmayarak, tek bir denklemle ifade etmek mümkündür:



Döteryum



Nötron



Bileşik Çekirdek

Döteryum



Helyum



Şekil 2.13. Döteryum - Döteryum füzyonunun resmi

Bu hal döteryumun tek başına yanmasıdır. 43.1 MeV gibi korkunç büyüklükte enerji açığa çıkmaktadır. Ayrıca ikişer adet alfa ( $^4\text{He}$ ), proton (p) ve nötron (n) tanecikleri oluşmaktadır.

### 2.3.3.3. Füzyon yakıtları

Döteryum, çekirdeğinde bir proton ve bir nötron bulunan hidrojen izotopudur. Atom çekirdeği yalnız bir protondan meydana gelen hidrojene oranla iki kat daha ağırdır. Bu nedenle ağır hidrojen ismiyle de bilinir. Hidrojen nükleer mühendisliğin önemli bir elementidir. Tabiatta bulunan hidrojen elementi iki izotopun karışımı halindedir. Ancak bu karışım çok dengesizdir. Tabii olarak meydana gelen hidrojen % 99.985' lik  $^1\text{H}$  ve % 0.015' lik  $^2\text{H}$ 'den oluşur. Bu orana göre bir ton su sadece yaklaşık olarak 33 gr döteryum içerir. Her ne kadar hidrojen içerisindeki döteryum oranı gayet az ise de dünyanın 3/4' ünün sularla kaplı olduğu düşünülürse, döteryum rezervinin oldukça büyük miktarlarda olduğu görülebilir.

Trityum hidrojenin en ağır ve radyoaktif bir izotopudur. Trityum izotopu bir proton ve iki nötrondan meydana gelir. Trityum izotopu tabiatta bulunmaz, yapay olarak üretilir. Genel olarak trityum izotopu lityumun termal nötronlarla reaksiyonu sonucunda üretilir. İleride füzyon reaktörlerinin yakıtı olarak kullanılacak olan trityumun üretilme reaksiyonu aşağıdaki şekildedir.



Burada plazma formundaki reaksiyon hacmi sınırlıdır. Buna rağmen elektriksel olarak yüksüz olan nötronlar bulunduğu kabın duvarlarından geçebilirler. Daha sonra bu nötronlar  $^6\text{Li}$  içeren moderatörle çevrelenmiş bir blanket içerisine girebilirler.  $^6\text{Li}$  tarafından absorpsiyonda ayrılan trityum ek bir kaynak olarak üretilebilirler ve füzyon odasını içerisinde geri beslerler.

Görülmektedir ki fisyon reaktörlerinde olduğu gibi füzyon reaktörlerinde de nötron reaksiyonları ile yakıt üretimi sorunu vardır. Fisyon yakıtı olarak plütonyum, füzyon yakıtı olarak trityum yapay olarak üretilmektedir. Lityum genellikle az bilinen bir metaldir. Metallerin, hatta katıların en hafif olanıdır (Sinman ve arkadaşları, 2000).

#### 2.3.4. Hibrid reaktörleri

Füzyon ve fisyon reaktör özelliklerini bünyesinde birleştiren reaktörler hibrid reaktörler olarak isimlendirilirler. Bu reaktörlerde füzyon odasının çevresi düşük vasıflı nükleer malzeme ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ) ile kaplanmıştır. Bu izotoplar mevcut fisyon nükleer reaktörlerinin içinde hakim olan düşük nötron enerjili ortamda çekirdek parçalanmasına maruz kalmadıklarından mevcut reaktörlerde yakıt olarak kullanılamazlar. Halbuki ağır hidrojen yanmasına dayanan füzyon olayında 14.1 MeV gibi çok yüksek enerjiye sahip nötronlar ortaya çıkarlar. Bu yüksek enerjili nötronlar  $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$  izotoplarında önemli miktarlarda çekirdek parçalanmasına, dolayısıyla o anda fisyon nükleer enerjisi açığa çıkmasına yol açarlar. Bu olay yeni fisyon nötronları üretir. Bu zengin nötron ortamında pasif nükleer malzeme olan  $^{238}\text{U}$  veya  $^{232}\text{Th}$  izotopları  $^{239}\text{Pu}$  veya  $^{233}\text{U}$  gibi çok kıymetli nükleer yakıt dönüşürler. Böylece hibrid reaktör bünyesinde aynı anda hem enerji, hem de yeni nükleer yakıt üretmek mümkün olur (Şahin, 1999).

Bir hibrid reaktör, açığa çıkardığı birim nükleer enerji miktarı başına hızlı reaktörlere nazaran, 30 misli daha fazla nükleer yakıt üretir (Şahin ve arkadaşları, 1999). Bu kadar zengin bir nükleer yakıt üretim kaynağının önemini anlayabilmek için, bu tip reaktörlerin temel fizik prensiplerini teşkil eden füzyon, fisyon ve nükleer yakıt üretim reaksiyonlarını gözden geçirmek gereklidir.

##### 2.3.4.1. Hibrid reaktörlerde gerçekleşen füzyon reaksiyonları

Hafif çekirdeklerin kaynaşması olarak tarif edilen füzyon olaylarının çok çeşitli tipleri vardır ve bunlar daha önce anlatılmıştı. Füzyon yakıtı olarak kullanılan izotoplardan döteryum tabiattaki suda 1/5000 oranında ağır su halinde mevcuttur. Bir litre tabii suda bulunan döteryumdan elde edilebilecek füzyon enerjisi 300 litre benzinin enerjisine eşdeğerdir. Yani, füzyon gelecekte tükenmez bir enerji kaynağıdır. Araştırmaların en ileri dereceye ulaştığı klasik füzyon yakıtı olan (D,T) reaksiyonu esnasında yüksek enerjili (14.1 MeV) nötronlar üretilir.

##### 2.3.4.2. Hibrid reaktörlerde gerçekleşen fisyon reaksiyonları

Ağır çekirdeklerin parçalanması olarak tarif edilen ve serbest nötronlar vasıtasıyla vuku bulan fisyon reaksiyonları esnasında, her çekirdek başına 200 MeV kadar yüksek bir enerji açığa çıkar. Mevcut nükleer santrallerdeki nötron enerji ortamı çok düşük olduğundan, ancak  $^{235}\text{U}$  gibi tabii veya  $^{233}\text{U}$  ve  $^{239}\text{Pu}$  gibi suni izotoplar yakıt olarak kullanılabilirler. Tabiiatta bol miktarda bulunan  $^{232}\text{Th}$  ve  $^{238}\text{U}$  gibi nükleer malzemeler ise mevcut

reaktörlerde nükleer yakıt olarak kullanılamazlar. Bu çekirdekler ancak yüksek enerjili nötron bombardımanı altında parçalanabilirler. Nükleer santrallerdeki nötron enerjileri çok daha düşük düzeyde olduğundan bu izotoplardan doğrudan doğruya istifade etmek mümkün değildir. Diğer taraftan füzyon reaksiyonu esnasında ortaya çıkan yüksek enerjili nötronların  $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$  gibi izotopları parçalama ve reaksiyon esnasında çok sayıda yeni nötron üretme ihtimalleri çok yüksektir. Yüksek enerjili füzyon nötronlarının bu özellikleri mevcut nükleer reaktörlerin doğrudan doğruya yakıt olarak kullanamadığı  $^{238}\text{U}$  ve  $^{232}\text{Th}$  izotoplarının, bir füzyon odasının çevresine yerleştirildikleri takdirde yakıt olarak kullanılabilmelerine imkan vermektedir. Böyle bir reaktör bünyesinde füzyon ve fisyon enerji üretimini birleştirdiği için hibrid reaktör olarak isimlendirilir.

Çizelge 2.2 bir hibrid reaktör içindeki belli başlı fisyon reaksiyonlarını göstermektedir (Şahin, 1992). Bu reaksiyon ürünleri olan sekonder nötronlar, primer füzyon nötronlarının bir bölümü ile birlikte Çizelge 2.3'te belirtilen yeni nükleer yakıt üretim reaksiyonlarına yol açarlar (Şahin, 1992).

Çizelge 2.2. Hibrid reaktörlerdeki fisyon reaksiyonları

Reaksiyon Tipi	Gerekli Nötron Enerjisi (MeV)
<b>Tabii Nükleer Yakıt:</b>	
$^{235}\text{U} + n$	0
$^{238}\text{U} + n$	0.8
$^{232}\text{Th} + n$	1.4
<b>Suni Nükleer Yakıt:</b>	
$^{233}\text{U} + n$	0
$^{239}\text{Pu} + n$	0
<b>Atık Nükleer Yakıt:</b>	
$^{241}\text{Am} + n$	Atık yakıtlar düşük enerjili nötronlarla az miktarda, yüksek enerjili nötronlarla ise çok yüksek miktarda fisyon reaksiyonu yaparlar.
$^{243}\text{Am} + n$	
$^{244}\text{Cm} + n$	
Not: Bütün reaksiyonlarda fisyon artıkları +n sayıda nötron ve +200 MeV nükleer enerji açığa çıkar.	

Çizelge 2.3. Hibrid reaktörlerde nükleer yakıt üretim reaksiyonları

<b>Füzyon yakıtı:</b>
${}^6\text{Li} + n \rightarrow \alpha + T + Q \text{ [4.784 MeV]}$
${}^7\text{Li} + n \rightarrow \alpha + T + n + Q \text{ [-2.467 MeV]}$
<b>Fisyon yakıtı:</b>
${}^{232}\text{Th} + n \rightarrow {}^{233}\text{U}$
${}^{238}\text{U} + n \rightarrow {}^{239}\text{Np} \rightarrow {}^{239}\text{Pu}$
${}^{241}\text{Am} + n \rightarrow {}^{242}\text{Am}$
${}^{244}\text{Cm} + n \rightarrow {}^{245}\text{Cm}$

Ayrıca Çizelge 2.3.' te belirtilen americium ve curium izotopları mevcut nükleer santrallerde artık yakıt olarak bol miktarda birikip, nükleer çevre kirlenmesi yönünden önemli bir problem teşkil etmektedirler. Bu izotoplar, bir hibrid reaktör bünyesinde önemli ölçüde fisyon olayına maruz kalarak enerji üretirler. Bir bölümü de çok kıymetli yeni tip nükleer yakıtlara dönüşürler.

#### 2.3.4.3. Hibrid reaktörlerde gerçekleşen yakıt üretim reaksiyonları

Çizelge 2.4. te, bir hibrid reaktör bünyesinde ortaya çıkabilecek belli başlı yakıt üretim reaksiyonları gösterilmektedir. Bu reaksiyonlar, hibrid reaktör bünyesinde görülen çok zengin primer ve sekonder nötron ortamında meydana gelirler.

Daha önce bahsedildiği gibi, mevcut reaktörlerin tabii uranyum yakıtından faydalanma kapasiteleri bir kısım  ${}^{238}\text{U}$ 'in  ${}^{239}\text{Pu}$ ' a dönüşümü de hesaba katılırsa ancak %1 düzeyinde kalmaktadır. Fakat hibrid reaktörler, tabii uranyumdan fisyon ve  ${}^{239}\text{Pu}$ ' a dönüşüm yoluyla %100 faydalanmaya imkan vermekte, sadece tabii uranyum yakıtı yönünden en az 100 kat daha fazla kaynak artışına yol açmaktadır. Dünyadaki toryum rezervlerinin tabii uranyum rezervlerinden 3 kat daha fazla olduğu düşünülürse, hibrid reaktörlerin nükleer yakıt kaynaklarını yaklaşık 400 kat daha fazla artırabilecekleri ortaya çıkmaktadır.

Hibrid reaktörlerin nükleer enerji ve nükleer yakıt üretme imkanları hakkında bir temel fikir verebilmek için 14.1 MeV enerjiye sahip bir füzyon nötronunun sonsuz genişlikteki bir ortamda ürettiği yakıt ve açığa çıkardığı enerji değerleri Çizelge 2.4.' te belirtilmiştir (Şahin, 1992). Her ne kadar gerçek bir reaktör performansı bu değerlerin altında olacaksa da nükleer fizik yönünden bir hibrid reaktörün ne kadar zengin bir nükleer yakıt üretim kaynağı olabileceği hakkında bir fikir vermektedir.

Çizelge 2.4. Sonsuz ortamda her bir 14 MeV enerjili nötron başına üretilen nükleer yakıt için açığa çıkan enerji

Temel Malzeme	Üretilen Yakıt	Enerji (MeV)
$^{238}\text{U}$	4.18 $^{239}\text{Pu}$	199
Tabii uranyum	5.0 $^{239}\text{Pu}$	300
$^{232}\text{Th}$	2.49 $^{233}\text{U}$	50.5
$^6\text{Li}$	1.08 T	16.5
$^7\text{Li}$	0.89 T	12.3
Tabii lityum (%7,56 $^6\text{Li}$ )	1.90 T	16.3

Bir füzyon nötronunun enerjisi 14.1 MeV iken tabii uranyum ortamı içinde 300 MeV enerji açığa çıkarabilmekte, ayrıca  $^{238}\text{U}$  izotoplarından 5 tane  $^{239}\text{Pu}$  izotopu üretebilmektedir. Her  $^{239}\text{Pu}$  izotopunun da konvansiyonel bir nükleer reaktör içinde 200 MeV enerji açığa çıkardığı göz önüne alınırsa, bir füzyon nötronunun hibrid reaktör bünyesinde toplam 1300 MeV kadar enerji elde edilmesine fırsat verdiği görülür. Gerçek bir hibrid reaktörün içindeki bütün nötronik ve diğer kayıplar göz önüne alınarak yapılan araştırmalarda bu reaktörlerin gelecekte zengin bir nükleer yakıt kaynağı olabileceğini göstermektedir (Maniscalco, 1981).



## BÖLÜM III

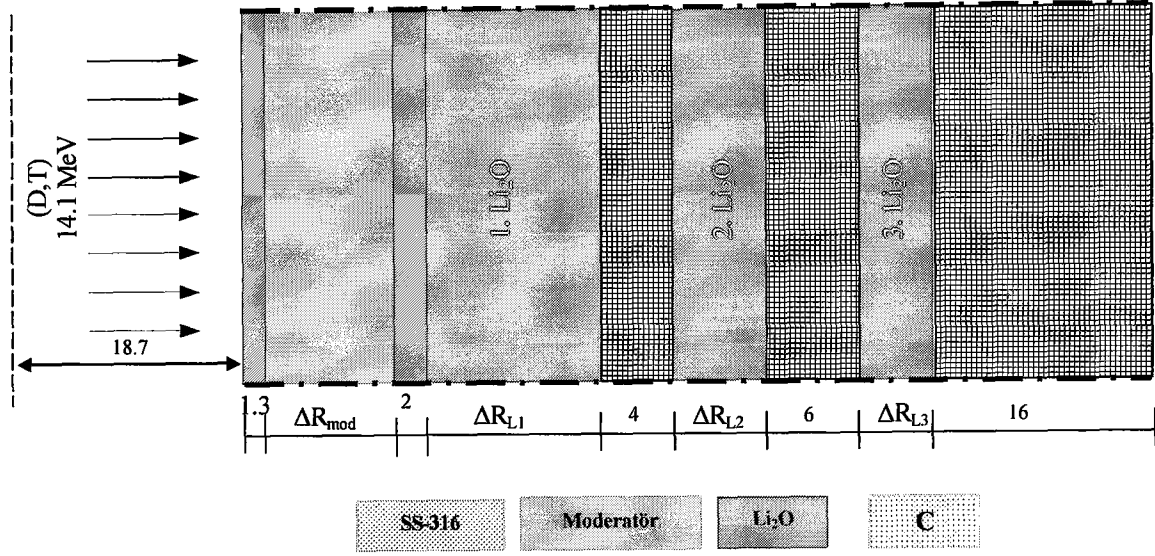
### MATERYAL ve METOT

İncelenen blankette nötronik hesapların yapılabilmesi için, nötron akısını, geometri, nötron enerjisi ve hareket doğrultusuna göre tarif eden Boltzman Transport Diferansiyel Denkleminin (Bonilla, 1957) çözülmesi gerekmektedir. Nötron akı dağılımını etkileyen faktörler nötron ve çekirdek arasındaki reaksiyonlar ile ortam malzemesinin atomik yoğunluğu ve ortam geometrisidir. Malzemelerin nötron karşısında nötronun kinetik enerjisine göre davranışı farklıdır. Genellikle nötron enerjisine bağlı olarak malzeme-nötron ilişkisini fonksiyonel olarak tarif etmek mümkün olmamaktadır. Bu sebeple Boltzman Transport Diferansiyel Denkleminin analitik çözümü mümkün değildir. Dolayısıyla Boltzman Transport Diferansiyel Denklemi ancak tesir-kesit değerleri kullanılarak nümerik olarak çözülebilmektedir. Tesir-kesit kavramı nötron-malzeme ilişkisi sonucu ortaya çıkabilecek yeni yapıların olma ihtimalini veren değerler olup büyük oranda deneysel çalışmalardan elde edilmiştir. Nümerik çözüm için füzyon odasının yapısından dolayı silindirik koordinatlar seçilmiştir.

Boltzman Transport Diferansiyel Denkleminin nümerik çözümü için ANISN Nötron Transport Kodu (Engle ve arkadaşları, 1970) seçilmiştir. Malzeme-nötron ilişkisini nötron enerjisine bağlı olarak veren kütüphane, Los Alamos National Laboratory tarafından hazırlanan CLAW-IV (Al-Kusayer ve arkadaşları, 1998] tesir kesitleri kullanılmıştır. Bu kütüphanede tesir-kesitleri, nötron enerjisinin 12 tanesi MeV, 9 tanesi KeV ve 9 tanesi ise eV mertebesinde olacak şekilde 30 gruba ayrılarak belirlenmiştir. Bu gruplar füzyon, füzyon, I/E ve termal bölgeye göre düzenlenmiştir. Nötron akısının açığa göre değişimi Gaussian Quadrature metodu kullanılarak  $S_8-P_3$  yaklaşımıyla hesaplanmıştır (Şahin, 1973).

Hibrid blanket ortamında ortaya çıkacak nötron reaksiyonları miktarının hesabında kullanılan reaksiyon tesir-kesitleri de bu kütüphane içerisinde bulunmaktadır. Füzyon reaksiyonlarında bol miktarda enerjisi MeV mertebesinde olan nötron meydana çıkacaktır. Bu nötronlar yakıt ve moderatör malzemelerinin atom çekirdekleri tarafından absorbe edilerek ya yeni bir füzyon yakıtı ya da  $(n, 2n)$ ,  $(n, 3n)$  reaksiyonları ile nötron çoğalması meydana gelecektir. Her üç hal de reaktör teknolojisi açısından arzu edilen hallerdir. Eğer nötron, moderatör malzeme tarafından yutulmazsa çarpışma meydana gelecektir. Bu

çarpışma sonucunda nötron yavaşlayacak ve kaybettiği kinetik enerji termal enerji seviyesine düşecektir.

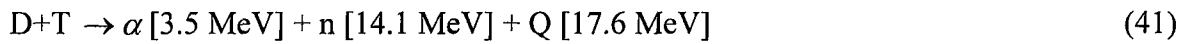


Şekil 3.1. Nötronik hesaplarda kullanılan blanketin kesit görünüşü  
(Boyutlar cm cinsinden verilmiştir.)

### 3.1. Füzyon Nötron Kaynağı

Füzyon nötron kaynağı ile ilgili olarak yapılan çalışmalar, termonükleer reaktör teknolojisinin gelişmesine paralel olarak incelenebilmektedir. Plazma teknolojisini de içine alan bu çalışmalar dünya üzerinde çeşitli araştırma laboratuvarlarında devam etmektedir.

Termonükleer enerji kaynağı, düşük kütleli çekirdeklerin, uygun ortam şartlarında birleşerek, büyük bir enerjinin (MeV) mertebesinde açığa çıkmasının eşliğinde, daha büyük kütleli bir çekirdek oluşturmaları olarak tanımlanan birleşme reaksiyonlarına dayanır. Füzyon olarak da bilinen bu reaksiyonlardan bu çalışmada;



reaksiyonuna dayalı füzyon reaksiyonu incelenmiştir. Bu reaksiyon sonucunda açığa çıkan nötron, 14.1 MeV gibi büyük bir enerjiyi üzerinde taşımaktadır.

Füzyon nötronları, ilk cidarın hemen gerisinde yer alan, nötron çoğaltıcı bir katmanda sayıca çoğaltılırken aynı zamanda enerjileri de modere edilmektedir. (D,T) reaksiyonuna

dayalı bir plazma için gerekli trityumun eldesi yine blanket içerisinde “trityum üretme bölgesi” olarak bilinen katmanlarda Lityum ve bileşiklerinde bulunmaktadır.

Trityum eldesine yönelik temel reaksiyonlar ise şunlardır.



Bu çalışmada daha önce bu konuda çalışmalarda kullanılan Şekil 3.1’ de gösterilen blanket geometrisi ele alınmıştır. Yüksek enerjili nötronlar üreten (D,T) füzyon nötron kaynağı 1.3 cm kalınlığında SS-316 çeliğinden oluşan silindirik bir cidar ile çevrelenmiştir. Bu ilk cidar diye tabir edilen silindir etrafına içerisinde nötronları yumuşatmak gayesiyle moderatör konulmuş ve SS-316 çeliğinden oluşan on sıralık yakıt çubukları dizilmiştir. Çalışmanın ilk kısmında,  $\Delta R_{\text{mod}}$  olarak tanımlanan bu bölgenin genişliği, her soğutucu için 5 cm’ den 15 cm’ ye kadar 1’ er cm arttırılarak toplam trityum üretiminin maksimum olduğu genişlik tespit edilmeye çalışılmıştır. Moderatör bölgesinden sonra 2 cm kalınlığındaki SS-316 çeliğini, toplam trityum üretim oranını yüksek tutabilmek için sandviç yapıda trityum üretim ( $\text{Li}_2\text{O}$ ) bölgeleri takip etmiştir. Çalışmanın ikinci kısmında ise, birinci kısmında soğutuculara göre tespit edilen  $\Delta R_{\text{mod}}$  değerinden sonra  $\Delta R_{L1}$  değeri 12 cm’ den 16 cm’ ye kadar 1’ er cm arttırılıp,  $\Delta R_{L2}$  değeri 5 cm’ den 3 cm’ ye 1’ er cm, aynı şekilde  $\Delta R_{L3}$  değeri 4 cm’ den 2 cm’ ye 1’ er cm azaltılarak, ilk çalışmada elde edilen toplam trityum üretiminde ne şekilde değişiklikler meydana geldiği görülmeye çalışılmış ve nötron kaçaklarını en aza indirebilmek için reflektör (C) bölgeleri ile çevrelenmiştir. Hesaplamalarda kullanılan malzemeler ve bunların yoğunlukları Çizelge 3.1.’de verilmiştir.

Çizelge 3.1. Kullanılan malzemeler ve atomik yoğunlukları

Bölge	Malzeme	İçerdiği izotop ve elementler	Yoğunluk (gr/cm <sup>3</sup> )	Atomik yoğunluk * 10 <sup>-22</sup> Atom/cm <sup>3</sup>
Çelik Bölgesi	SS-316	Si	7.81	1.53972*10 <sup>-4</sup>
		Cr		1.49643*10 <sup>-4</sup>
		Mn-55		1.57932*10 <sup>-4</sup>
		Fe		5.18859*10 <sup>-3</sup>
		Ni		7.36767*10 <sup>-4</sup>
		Mo		9.01980*10 <sup>-5</sup>
Moderatör Bölgesi	H <sub>2</sub> O	<sup>1</sup> H	1.0	6.69168*10 <sup>-2</sup>
		<sup>16</sup> O		4.24974*10 <sup>-2</sup>
	D <sub>2</sub> O	<sup>2</sup> H	1.105	7.39431*10 <sup>-2</sup>
		16O		3.69715*10 <sup>-2</sup>
	Tabii Lityum	<sup>6</sup> Li	0.53	3.44574*10 <sup>-3</sup>
		<sup>7</sup> Li		4.24974*10 <sup>-2</sup>
	Li <sub>2</sub> BeF <sub>4</sub>		<sup>6</sup> Li	1.98
<sup>7</sup> Li			2.22833*10 <sup>-2</sup>	
<sup>9</sup> Be			1.20450*10 <sup>-2</sup>	
Be		<sup>19</sup> F	1.82	4.81801*10 <sup>-2</sup>
		<sup>9</sup> Be		1.23796*10 <sup>-1</sup>
Soğutucu Bölgesi	Li <sub>2</sub> O	<sup>6</sup> Li	2.145	4.63800*10 <sup>-3</sup>
		<sup>7</sup> Li		5.70400*10 <sup>-3</sup>
		<sup>16</sup> O		3.08400*10 <sup>-2</sup>
		<sup>27</sup> Al		3.01400*10 <sup>-3</sup>
Reflektör Bölgesi	Karbon	<sup>12</sup> C	2.22	1.12800*10 <sup>-1</sup>

## BÖLÜM IV

### NÜMERİK SONUÇLAR

Bu problemde moderatör olarak kullanılan malzemeler; helyum (He), flibe ( $\text{Li}_2\text{BeF}_4$ ), berilyum (Be), tabii lityum (Li), ağır su ( $\text{D}_2\text{O}$ ) ve hafif su ( $\text{H}_2\text{O}$ )' dur. Ayrıca bu çalışmada yakıt kullanılmamıştır.

Bu çalışmada ilk olarak blanket geometrisi üzerinde moderatör bölgesi genişliği 5 cm' den 15 cm' ye kadar 1' er cm arttırılıp diğer bölge ölçülerinde herhangi bir değişiklik yapılmaksızın trityum üretimleri incelenmiş ve moderatör bölgesi genişliğinin hangi uzunlukta trityum üretimi bakımından en iyi değere sahip olduğu tespit edilmeye çalışılmıştır.

Soğutucu olarak helyum kullanıldığında, Çizelge 4.1., Şekil 4.1.a. ve Şekil 4.1.b.' de görüldüğü gibi, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretiminin azda olsa arttığı görülmüştür. Toplam trityum üretimi bölge genişliği 5 cm de minimum değerdeyken (1.104504), bölge genişliği 13 cm' ye çıkartıldığında maksimum değere (1.114344) ulaşmıştır.

Moderatör bölgesi genişliğinin 5 cm' den 13 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 0.5' lik artış olmaktadır.

Bölge genişliğinin artmasıyla 1.  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgesinde trityum üretimi artarken 2. ve 3.  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerindeki trityum üretiminin azaldığı görülmüştür. Soğutucu olarak helyum kullanıldığında, nötronların moderatör bölgesinde yavaşlaması sonucu 1.  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgesinde trityum üretiminin çok az arttığı, diğer  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinde ise nötronların azalması sebebiyle trityum üretiminin azaldığı anlaşılmaktadır. Ayrıca Li-6A izotopunun termal nötronlarla, Li-7 izotopunun ise yüksek enerjili nötronlarla daha iyi reaksiyon yapması sonucu Li-6A izotopundan kaynaklanan trityum üretiminin arttığı, Li-7 izotopundan kaynaklanan trityum üretiminin ise azaldığı tespit edilmiştir.

Bu sonuca göre soğutucu olarak helyum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliğinin arttırılmasının trityum üretimine çok az miktarda katkı sağladığı görülmektedir. Bölge genişliği 15 cm olduğu zaman ise trityum üretimi maksimum değere ulaşmıştır.

Çizelge 4.1. Helyum soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_m$ d (cm)	Moderat ör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	-	0.346409	0.300078	0.212323	0.043502	0.188313	0.013879	1.104504
		0.646487		0.255825		0.202192		
6	-	0.347721	0.299869	0.212037	0.043600	0.187704	0.013904	1.104835
		0.647590		0.255637		0.201608		
7	-	0.349003	0.299697	0.211775	0.043682	0.187120	0.013925	1.105202
		0.648700		0.255457		0.201044		
8	-	0.350252	0.299560	0.211532	0.043752	0.186560	0.013940	1.105596
		0.649812		0.255284		0.200501		
9	-	0.351467	0.299451	0.211306	0.043810	0.186023	0.013953	1.10601
		0.650918		0.255117		0.199976		
10	-	0.352643	0.299366	0.211095	0.043860	0.185509	0.013962	1.106435
		0.652009		0.254955		0.199471		
11	-	0.353789	0.299303	0.210898	0.043902	0.185014	0.013969	1.106875
		0.653092		0.254801		0.198983		
12	-	0.354900	0.299257	0.210714	0.043938	0.184540	0.013973	1.107321
		0.654157		0.254652		0.198513		
13	-	0.359937	0.305096	0.206234	0.044152	0.184887	0.014037	1.114344
		0.665033		0.250387		0.198924		
14	-	0.357024	0.299211	0.210378	0.043993	0.183642	0.013977	1.108225
		0.656235		0.254371		0.197619		
15	-	0.358432	0.299206	0.210164	0.044022	0.183054	0.013976	1.108855
		0.657638		0.254187		0.197030		

Soğutucu olarak flibe kullanıldığında, Çizelge 4.2., Şekil 4.2.a. ve Şekil 4.2.b.' de görüldüğü gibi moderatör bölgesi genişliği arttırıldıkça toplam trityum üretiminin de arttığı görülmektedir. Toplam trityum üretimi bölge genişliği 5 cm de minimum değerdeyken (1.149541), bölge genişliği 15 cm ye çıkartıldığında maksimum değere (1.216673) ulaşmıştır.

Moderatör bölgesi genişliğinin 5 cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 5.84' lük artış olduğu tespit edilmiştir.

Moderatör bölgesinde Li-6A, Li-7, Be ve F izotoplarından kaynaklanan trityum üretiminde bir miktar artış olduğu gözlenmiş, bölge genişliği 5 cm' de moderatör bölgesinin trityum üretimi 0.136408 değerindeyken, bölge uzunluğu 15 cm de iken bu değer 0.462439 değerine çıkmıştır

Soğutucu olarak flibe kullanıldığında, nötronların moderatör bölgesinde ki soğutucu ile iyi reaksiyon yapması sonucu toplam trityum üretimi artarken diğer bölgelere kaçan nötronların azalmasıyla 1., 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerinde trityum üretimleri azalmıştır.

Bu sonuçlara göre soğutucu olarak flibe kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliğinin artması ile toplam trityum üretiminde bir artış olduğu ve bu artışın bölge genişliği 15 cm' de iken maksimum değere ulaştığı görülmüştür.



Çizelge 4.2 Flibe soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_{mod}$ (cm)	Moderatör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	0.136408	0.439681	0.191363	0.189800	0.021076	0.162504	0.008707	1.149541
		0.631045		0.210876		0.171211		
6	0.166310	0.447625	0.175695	0.185721	0.019353	0.155742	0.007982	1.158427
		0.623319		0.205074		0.163724		
7	0.197231	0.452926	0.161417	0.181102	0.017769	0.148928	0.007317	1.166692
		0.614344		0.198871		0.156245		
8	0.228239	0.438887	0.148307	0.192547	0.021475	0.142391	0.006768	1.178614
		0.587193		0.214022		0.149160		
9	0.260790	0.439824	0.136352	0.186765	0.019714	0.135669	0.006202	1.185317
		0.576177		0.206478		0.141872		
10	0.293931	0.438744	0.125377	0.180682	0.018093	0.129038	0.005683	1.191547
		0.564121		0.198775		0.134721		
11	0.327480	0.435853	0.115290	0.174376	0.016603	0.122532	0.005205	1.197340
		0.551143		0.190979		0.127737		
12	0.361263	0.431353	0.106011	0.167917	0.015233	0.116177	0.004767	1.202722
		0.537364		0.183150		0.120944		
13	0.395115	0.425436	0.097471	0.161366	0.013973	0.109995	0.004365	1.207721
		0.522906		0.175338		0.114361		
14	0.428886	0.418292	0.089605	0.154771	0.012813	0.104000	0.003996	1.212365
		0.507897		0.167584		0.107997		
15	0.462439	0.410082	0.082360	0.148181	0.011748	0.098206	0.003658	1.216673
		0.492442		0.159928		0.101864		

Soğutucu olarak tabii lityum kullanıldığında, Çizelge 4.3., Şekil 4.3.a. ve Şekil 4.3.b.' den görüldüğü gibi, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi de artmaktadır.

Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de minimum değerdeyken (1.238731), bölge genişliği 15 cm' ye çıkartıldığında maksimum değere (1.438756) ulaştığı görülmüştür.

Bölge genişliği 5 cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 16.15' lik artış olmaktadır.



Moderatör bölgesinde Li-6A ve Li-7 izotoplarından kaynaklanan trityum üretiminde bir artış olduğu saptanmış ve bu değer bölge genişliği arttırıldıkça artmaya devam etmiştir. Bölge genişliği 5cm` de moderatör bölgesinin trityum üretimi 0.209201 değerindeyken, genişlik 15 cm` ye çıktığında trityum üretimi de 0.540526 değerine çıkmıştır.

Nötronların, soğutucu bünyesindeki Li-6A ve Li-7 izotopları ile reaksiyon yapmasıyla moderatör bölgesi içerisinde trityum üretimi arttığı, 1., 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerine kaçan nötronların sayısının ve enerjilerinin azalması sebebiyle bu bölgelerdeki trityum üretimlerinin de azaldığı Çizelge 4.3. ve Şekil 4.3.a.` dan görülmektedir.

Bu bilgiler ışığı altında, soğutucu olarak tabii lityum kullanıldığında moderatör bölgesinin genişliği arttırıldıkça, bölge içerisindeki trityum üretiminde ve toplam trityum üretiminde artış olduğu ve bu artışın bölge genişliğinin 15 cm` olması durumunda maksimum seviyeye ulaştığı tespit edilmiştir.



Çizelge 4.3. Tabii Lityum soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_{mod}$ (cm)	Moderatör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	0.209201	0.341141	0.255284	0.206477	0.036698	0.178308	0.011622	1.238731
		0.596425		0.243175		0.189930		
6	0.246400	0.341455	0.247155	0.204782	0.035560	0.175593	0.011243	1.262188
		0.588611		0.240341		0.186836		
7	0.282506	0.341676	0.239323	0.203043	0.034444	0.172881	0.010872	1.284745
		0.581000		0.237487		0.183753		
8	0.317617	0.341790	0.231763	0.201263	0.033352	0.170173	0.010510	1.306467
		0.573553		0.234614		0.180683		
9	0.351810	0.341783	0.224454	0.199443	0.032284	0.167474	0.010157	1.327405
		0.566236		0.231728		0.177632		
10	0.385147	0.341651	0.217377	0.197588	0.031242	0.164787	0.009814	1.347606
		0.559027		0.228830		0.174601		
11	0.417680	0.341392	0.210519	0.195697	0.030226	0.162112	0.009480	1.367108
		0.551911		0.225924		0.171593		
12	0.449452	0.341005	0.203869	0.193776	0.029236	0.159452	0.009156	1.385946
		0.544874		0.223012		0.168608		
13	0.480489	0.340489	0.197419	0.191824	0.028272	0.156808	0.008841	1.404143
		0.537908		0.220097		0.165648		
14	0.510841	0.339847	0.191155	0.189847	0.027335	0.154180	0.008535	1.421740
		0.531002		0.217182		0.162715		
15	0.540526	0.339081	0.185071	0.187845	0.026422	0.151572	0.008238	1.438756
		0.524152		0.214268		0.159810		

Nötron çoğaltıcı katman olan berilyum, moderatör malzemesi olarak kullanıldığında, Çizelge 4.4., Şekil 4.4.a. ve Şekil 4.4.b.' de görüldüğü gibi moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi de artmaktadır.

Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de minimum değerdeyken (1.643814), bölge genişliği 13 cm' ye çıkartıldığı zaman maksimum değere eriştiği

(1.902887) ve bu noktadan sonra bölge genişliğinin artmasıyla toplam trityum üretiminin de azalmaya başladığı görülmektedir.

Bölge genişliği 5 cm' den 13 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 15.76' lık artış olmaktadır.

Moderatör bölgesinin trityum üretimi, bölge genişliği arttıkça nötronların Be-9A izotopuyla reaksiyona girmesi sonucu çok az artmıştır. Bölge genişliği 5 cm iken moderatör bölgesinin trityum üretimi 0.018250 değerdeyken bölge genişliği 13 cm' ye çıkartıldığında bu değer 0.028766 olmuştur.

Be-9A izotopunun nötronların enerjilerini termal seviyeye indirmesi sonucu Li-6A izotopundan kaynaklanan trityum üretiminde bir artış, Li-7 izotopundan kaynaklanan trityum üretiminde ise bir azalış söz konusu olacaktır. Nitekim 1. Li<sub>2</sub>O bölgesinde trityum üretimi artarken 2. ve 3.Li<sub>2</sub>O bölgelerinde trityum üretiminin azaldığı Çizelge 4.4. ve Şekil 4.4.a.' dan da görülmektedir.

Berilyum moderatör malzemesi olarak kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliğini artmasıyla moderatör bölgesi trityum üretiminin ve toplam trityum üretiminin arttığı ve bu artışın bölge genişliği 13 cm olduğu zaman maksimum seviyede olduğu tespit edilmiştir.

Çizelge 4 4 Berilyumun moderatör malzemesi olarak kullanılan blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_{mod}$ (cm)	Moderatör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	0.018250	0.940011	0.193757	0.265103	0.027061	0.191174	0.008457	1.643814
		1.133769		0.292164		0.199631		
6	0.020300	1.042938	0.176958	0.258430	0.024611	0.182672	0.007666	1.713575
		1.219896		0.283042		0.190338		
7	0.022067	1.134784	0.161527	0.249395	0.022365	0.173330	0.006943	1.770413
		1.296311		0.271761		0.180274		
8	0.023597	1.215555	0.147354	0.238792	0.020309	0.163549	0.006285	1.815442
		1.362909		0.259101		0.169834		
9	0.024927	1.285668	0.134341	0.227196	0.018429	0.153609	0.005686	1.849855
		1.420009		0.245625		0.159295		
10	0.026087	1.345748	0.122398	0.215020	0.016711	0.143710	0.005140	1.874815
		1.468146		0.231731		0.148850		
11	0.027101	1.396455	0.111442	0.202583	0.015143	0.133996	0.004644	1.891364
		1.507897		0.217726		0.138640		
12	0.027988	1.438466	0.101398	0.190118	0.013713	0.124567	0.004194	1.900444
		1.539865		0.203831		0.128761		
13	0.028766	1.472430	0.092197	0.177803	0.012410	0.115495	0.003785	1.902887
		1.564627		0.190213		0.119280		
14	0.029450	1.498964	0.083771	0.165773	0.011223	0.106830	0.003413	1.899425
		1.582736		0.176996		0.110243		
15	0.030050	1.518657	0.076062	0.154127	0.010143	0.098601	0.003077	1.890716
		1.594719		0.164270		0.101677		

Soğutucu olarak ağır su kullanıldığında, Çizelge 4.5., Şekil 4.5.a. ve Şekil 4.5.b.' de görüldüğü gibi moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi azalmaktadır.

Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de maksimum değerdeyken (1.095878) bölge genişliği 15 cm' ye yükseltildiğinde minimum değere (1.031368) sahip olduğu görülmektedir.

Bölge genişliğinin 5cm` den 15 cm` ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 5.88` lik azalma olduğu saptanmıştır.

Nötronların moderatör bölgesinde yavaşlamasından dolayı Li-6A izotopundan kaynaklanan ve buna bağlı olarak 1. Li<sub>2</sub>O bölgesinde trityum üretimi artarken, 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerinin trityum üretimlerinde azalma olduğu Çizelge 4.5. ve Şekil 4.5.a.` dan görülmektedir.

Ağır suyun soğutucu olarak kullanılması durumunda, moderatör bölgesi genişliğinin arttırılmasıyla toplam trityum üretimin de azalma olmuş, bölge genişliğinin 5 cm olması durumunda ise toplam trityum üretiminin maksimum seviyede olduğu gözlenmiştir.



Çizelge 4.5. Ağır su soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_{mod}$ (cm)	Moderatör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	-	0.559890	0.195015	0.168506	0.028291	0.135219	0.008957	1.095878
		0.754905		0.196797		0.144176		
6	-	0.591781	0.180141	0.158961	0.026140	0.126219	0.008259	1.091503
		0.771922		0.185102		0.134479		
7	-	0.620319	0.166576	0.149818	0.024159	0.117821	0.007618	1.086310
		0.786894		0.173977		0.125439		
8	-	0.645939	0.154141	0.141075	0.022330	0.109961	0.007027	1.080474
		0.800080		0.163405		0.116988		
9	-	0.669013	0.142702	0.132721	0.020641	0.102588	0.006482	1.074147
		0.811715		0.153362		0.109070		
10	-	0.689838	0.132151	0.124743	0.019078	0.095666	0.005979	1.067454
		0.821988		0.143821		0.101645		
11	-	0.708668	0.122399	0.117128	0.017632	0.089162	0.005515	1.060503
		0.831067		0.134760		0.094676		
12	-	0.725694	0.113372	0.109865	0.016293	0.083052	0.005086	1.053362
		0.839066		0.126158		0.088137		
13	-	0.741083	0.105009	0.102947	0.015054	0.077313	0.004690	1.046096
		0.846092		0.118001		0.082003		
14	-	0.754974	0.097253	0.096366	0.013906	0.071927	0.004323	1.038749
		0.852227		0.110272		0.076251		
15	-	0.767492	0.090058	0.090115	0.012842	0.066876	0.003985	1.031368
		0.857549		0.102958		0.070861		

Soğutucu olarak hafif su kullanıldığında, Çizelge 4.6., Şekil 4.6.a. ve Şekil 4.6.b.' de görüldüğü gibi moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi azalmaktadır.

Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de maksimum değerdeyken (0.857773) bölge genişliği 15 cm' ye yükseltildiğinde minimum değere (0.46278) indiği görülmektedir.

Bölge genişliğinin 5 cm' den 15 cm' ye çıkması durumunda toplam trityum üretiminde % 46.04' lük azalma olduğu saptanmıştır.

Moderatör bölgesi genişliğinin artması ile 1., 2 ve 3  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinin trityum üretimlerinin azaldığı çizelge 4.6. ve şekil 4.6.a.' da görülmektedir.

Hafif suyun soğutucu olarak kullanılması durumunda, moderatör bölgesi genişliğinin artmasıyla toplam trityum üretiminin azaldığı, bölge genişliğinin 5 cm olması durumunda ise toplam trityum üretiminin maksimum seviyede olduğu gözlenmiştir.



Çizelge 4.6 Hafif su soğutmalı blankette (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretim oranı

$\Delta R_{mod}$ (cm)	Moderatör Bölgesi	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
		T6	T7	T6	T7	T6	T7	
5	-	0.415420	0.187036	0.112240	0.027326	0.107082	0.008669	0.857773
		0.602456		0.139566		0.115751		
6	-	0.401015	0.171638	0.104050	0.025105	0.099015	0.007951	0.808775
		0.572653		0.129155		0.106966		
7	-	0.386113	0.157689	0.096629	0.023073	0.091667	0.007295	0.762466
		0.543802		0.119702		0.098962		
8	-	0.370964	0.144987	0.089801	0.021209	0.084905	0.006694	0.71856
		0.515951		0.111010		0.091599		
9	-	0.355662	0.133373	0.083463	0.019497	0.078646	0.006143	0.676784
		0.489035		0.102960		0.084789		
10	-	0.340257	0.122728	0.077552	0.017923	0.072833	0.005637	0.636929
		0.462985		0.095474		0.078470		
11	-	0.324800	0.112950	0.072026	0.016474	0.067425	0.005173	0.598849
		0.437750		0.088501		0.072598		
12	-	0.309355	0.103957	0.066856	0.015141	0.062391	0.004746	0.562446
		0.413312		0.081997		0.067137		
13	-	0.293994	0.095676	0.062017	0.013913	0.057703	0.004354	0.527658
		0.389670		0.075930		0.062057		
14	-	0.278794	0.088047	0.057490	0.012783	0.053338	0.003994	0.494446
		0.366841		0.070273		0.057332		
15	-	0.263828	0.081013	0.053257	0.011742	0.049276	0.003663	0.46278
		0.344842		0.064999		0.052940		

Çalışmanın birinci kısmında soğutucu olarak kullanılan malzemelerin trityum üretimi bakımından hangi moderatör bölgesi genişliğinde en iyi sonucu verdiği tespit edilmeye çalışılmıştır.

Çalışmanın ikinci kısmında ise önceki çalışmada elde edilen sonuçlara göre, farklı soğutucular kullanılması durumunda trityum üretiminin maksimum olduğu moderatör bölgesi genişliği, moderatör bölgesi uzunluğu olarak alınmış ve her soğutucuya göre 1., 2.



ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgeleri genişlikleri toplamda (21 cm) sabit kalmak kaydıyla değiştirilerek toplam trityum üretiminde ne gibi değişikliklerin olduğu görülmeye çalışılmıştır.

Her bir soğutucu için 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılmış, 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm' den 3 cm' ye, 3. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği de 4 cm' den 2 cm' ye çekilmiştir.

Soğutucu olarak helyum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği 15 cm iken toplam trityum üretiminin maksimum değere ulaştığı daha önceki çalışmadan tespit edilmişti. Bu sonuca istinaden moderatör bölgesi genişliği 15 cm olarak alınmıştır.

1. Li<sub>2</sub>O bölge genişliği 12 cm iken bu bölgenin trityum üretimi 0.657242 olmuş, bölge genişliği arttırıldıkça trityum üretimine katkısı artmış ve bölge uzunluğu 16 cm olduğunda maksimum değere (0.807238) ulaştığı Çizelge 4.7.' den görülmüştür. 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği arttırıldıkça diğer bölgelere olan nötron kaçaklarında azalma olurken, bölge genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bu bölgenin trityum üretiminde % 22.8' lik bir artış sağladığı tespit edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm iken bölgenin trityum üretimi 0.254239 değerine sahip iken bölge genişliği 3 cm' ye çekilmesiyle trityum üretiminin 0.173990 değerine düşmüş olduğu ve aynı şekilde 3. Li<sub>2</sub>O bölgesine olan nötron kaçaklarının da azaldığı görülmüştür.

3. Li<sub>2</sub>O bölgesinin genişliği 4 cm' den 2 cm' ye düşürülmüş, diğer bölgelerde bu bölgeye kaçan nötron miktarının azalmasıyla bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. Bölge genişliği 4 cm iken 0.197195 değerinde olan trityum üretimi, bölge genişliği 2 cm' ye kadar azaltıldığında 0.149944 değerine düştüğü anlaşılmıştır.

Bölge uzunlukları Çizelge 4.7. de görüldüğü şekilde olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi 12 cm' de toplam trityum üretimi 1.108676 değerinde olmuş, bölge genişliği 16 cm' de ise 1.131173 değerinde olduğu tespit edilmiştir.

Sonuçta, soğutucu olarak helyum kullanılması durumunda, sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1. bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu toplam trityum üretiminde % 2.03' lük artış olduğu saptanmıştır.

Çizelge 4.7. Helyum soğutmalı blankette Li<sub>2</sub>O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi

$\Delta R_{mod}$	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
	$\Delta R_{1,1}$	T	$\Delta R_{1,2}$	T	$\Delta R_{1,3}$	T	
13	12	0.657242	5	0.254239	4	0.197195	1.108676
	13	0.698957	4	0.216010	4	0.199139	1.114106
	14	0.734545	4	0.212623	3	0.174173	1.121340
	15	0.774502	3	0.174535	3	0.176868	1.125906
	16	0.807238	3	0.173990	2	0.149944	1.131173

Soğutucu olarak flibe kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği 15 cm' de toplam trityum üretimi maksimum değere ulaşmış dolayısıyla bu çalışmada moderatör bölgesi genişliği 15 cm olarak kabul edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölge genişliği 12 cm iken bu bölgenin trityum üretimi 0.492442 olmuş, bölge genişliği arttırıldıkça trityum üretimine katkısı artmış ve bölge uzunluğu 16 cm olduğunda maksimum değere (0.578698) ulaştığı Çizelge 4.8.' den görülmüştür. 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği arttırıldıkça diğer bölgelere olan nötron kaçaklarında azalma olurken, bölge genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bu bölgenin trityum üretiminde % 17.5' lik artış sağlandığı tespit edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm iken bölgenin trityum üretimi 0.159928 değerine sahip iken bölge genişliği 3 cm' ye çekildiğinde trityum üretiminin 0.105866 değerine düştüğü ve aynı şekilde 3. Li<sub>2</sub>O bölgesine olan nötron kaçaklarının da azaldığı görülmüştür.

3. Li<sub>2</sub>O bölgesinin genişliği 4 cm' den 2 cm' ye düşürülmüş, diğer bölgelerde bu bölgeye kaçan nötron miktarının azalmasıyla bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. Bölge genişliği 4 cm iken 0.101864 değerinde olan trityum üretimi, bölge genişliği 2 cm' ye kadar azaltıldığında 0.078624 değerine sahip olduğu anlaşılmıştır

Bölge uzunlukları Çizelge 4.8. de görüldüğü şekilde olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi 12 cm' de toplam trityum üretimi 1.216673 değerdeyken, bölge genişliği 16 cm' ye çıkartıldığında ise 1.221508 değerine yükseldiği tespit edilmiştir.

Sonuçta, soğutucu olarak flibe kullanılması durumunda, Li<sub>2</sub>O bölgelerindeki genişlik ölçülerinin değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer

bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu toplam trityum üretiminin çok az miktarda değiştiği, bu değişimde % 0.39' luk artış şeklinde olduğu görülmektedir.

Çizelge 4.8 Flibe soğutmalı blankette Li<sub>2</sub>O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi

$\Delta R_{mod}$	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
	$\Delta R_{L1}$	T	$\Delta R_{L2}$	T	$\Delta R_{L3}$	T	
15	12	0.492442	5	0.159928	4	0.101864	1.216673
	13	0.517300	4	0.136267	4	0.103339	1.218137
	14	0.537578	4	0.131500	3	0.090534	1.219642
	15	0.560740	3	0.108436	3	0.092448	1.220812
	16	0.578698	3	0.105866	2	0.078624	1.221508

Soğutucu olarak tabii lityum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği 15 cm' de toplam trityum üretimi maksimum değere ulaşmış, dolayısıyla bu çalışmada moderatör bölgesi genişliği 15 cm olarak kabul edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölge genişliği 12 cm iken bu bölgenin trityum üretimi 0.520909 olmuş, bölge genişliği arttırıldıkça trityum üretimine katkısı artmış ve bölge uzunluğu 16 cm olduğunda maksimum değere (0.646572) ulaştığı Çizelge 4.9.' dan görülmüştür. 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği arttırıldıkça diğer bölgelere olan nötron kaçaklarında azalma olurken, bölge genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bu bölgedeki trityum üretiminde % 24.12' lik artış sağlanmıştır.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm iken bölgenin trityum üretimi 0.213059 değerine sahip iken bölge genişliği 3 cm' ye çekildiğinde trityum üretiminin 0.147071 değerine düştüğü ve aynı şekilde 3. Li<sub>2</sub>O bölgesine olan nötron kaçaklarının da azaldığı görülmüştür.

3. Li<sub>2</sub>O bölgesinin genişliği 4 cm' den 2 cm' ye düşürülmüş, diğer bölgelerde bu bölgeye kaçan nötronlar ve bölgenin trityum üretimi azalmıştır. Bölge genişliği 4 cm iken 0.158830 değerinde olan trityum üretimi, bölge genişliği 2 cm' ye kadar azaltıldığında 0.122607 değerine düştüğü anlaşılmıştır.

Bölge uzunlukları Çizelge 4.9. da görüldüğü şekilde olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi 12 cm' de toplam trityum üretimi 1.446397 değerinde olmuş, bölge genişliği 16 cm' de ise 1.451482 değerinde olduğu tespit edilmiştir.

Sonuçta, soğutucu olarak tabii lityum kullanılması durumunda, sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1. bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu toplam trityum üretiminin çok az miktarda değiştiği, bu değişimde % 0.35' lik artış şeklinde olduğu görülmüştür.

Çizelge 4.9 Tabii lityum soğutmalı blankette Li<sub>2</sub>O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi

$\Delta R_{mod}$	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
	$\Delta R_{L1}$	T	$\Delta R_{L2}$	T	$\Delta R_{L3}$	T	
15	12	0.520909	5	0.213059	4	0.158830	1.446397
	13	0.558506	4	0.182862	4	0.161610	1.442093
	14	0.587408	4	0.162376	3	0.136259	1.423583
	15	0.620217	3	0.148050	3	0.144159	1.448888
	16	0.646572	3	0.147071	2	0.122607	1.451482

Nötron çoğaltıcı katman olan berilyum, moderatör malzemesi olarak kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği 13 cm' de toplam trityum üretimi maksimum değere ulaşmış, dolayısıyla bu çalışmada da moderatör bölgesi genişliği 13 cm olarak kabul edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölge genişliği 12 cm iken bu bölgenin trityum üretimi 1.564627 olmuş, bölge genişliği arttırıldıkça trityum üretimine katkısı artmış ve bölge uzunluğu 16 cm olduğunda maksimum değere (1.663234) ulaştığı Çizelge 4.10.' dan görülmüştür. 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği arttırıldıkça diğer bölgelere olan nötron kaçaklarında azalma olurken, bölge genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bu bölgenin trityum üretimine katkısı % 6.3' lük artış şeklinde olduğu tespit edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm iken bölgenin trityum üretimi 0.190213 değerine sahip iken, bölge genişliği 3 cm' ye çekildiğinde trityum üretiminin 0.124710 değerine düşmüş olduğu ve aynı şekilde 3. Li<sub>2</sub>O bölgesine olan nötron kaçaklarının da azaldığı görülmüştür.

3. Li<sub>2</sub>O bölgesinin genişliği 4 cm' den 2 cm' ye düşürülmüş, diğer bölgelerde bu bölgeye kaçan nötron miktarının azalmasıyla bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. Bölge genişliği 4 cm iken 0.119280 değerinde olan trityum üretiminin, bölge genişliği 2 cm' ye kadar azaltıldığında 0.092108 değerine düştüğü görülmüştür.

Bölge uzunlukları Çizelge 4.10. da görüldüğü şekilde olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi 12 cm' de toplam trityum üretimi 1.902887 değerinde olmuş, bölge genişliği 16 cm' de ise 1.908819 değerinde olduğu tespit edilmiştir.

Moderatör malzemesi olarak berilyum kullanılması durumunda, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer Li<sub>2</sub>O bölge ölçülerinin azaltılmasıyla toplam trityum üretiminin çok az değiştiği ve bu değişimin % 0.31' lik artış şeklinde olduğu görülmüştür.

Çizelge 4.10. Berilyumun moderatör malzemesi olarak kullanıldığı blankette Li<sub>2</sub>O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi

$\Delta R_{mod}$	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
	$\Delta R_{L,1}$	T	$\Delta R_{L,2}$	T	$\Delta R_{L,3}$	T	
13	12	1.564627	5	0.190213	4	0.119280	1.902887
	13	1.593273	4	0.161720	4	0.120993	1.904752
	14	1.616282	4	0.155485	3	0.106016	1.906550
	15	1.642923	3	0.128080	3	0.108260	1.908029
	16	1.663234	3	0.124710	2	0.092108	1.908819

Soğutucu olarak ağır su kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de toplam trityum üretimi maksimum değere ulaşmış, dolayısıyla bu çalışmada da moderatör bölgesi genişliği 5 cm olarak kabul edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölge genişliği 12 cm iken bu bölgenin trityum üretimi 0.754905 olmuş, bölge genişliği arttırıldıkça trityum üretimine katkısı artmış ve bölge uzunluğu 16 cm olduğunda maksimum değere (0.867330) ulaştığı Çizelge 4.11.' den görülmüştür. 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği arttırıldıkça diğer bölgelere olan nötron kaçaklarında azalma olurken, bölge genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bu bölgenin trityum üretiminde % 14.9' luk artış sağlandığı tespit edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi

geniřliđi 5 cm iken b3lgenin trityum 3retimini 0.196797 deđerine sahip iken b3lge geniřliđi 3 cm' ye ekildiđinde trityum 3retiminin 0.132733 deđerine d3řt3đ3 ve aynı Őekilde 3. Li<sub>2</sub>O b3lgesine olan n3tr3n kaaklarının da azaldıđı g3r3lm3řt3r

3. Li<sub>2</sub>O b3lgesinin geniřliđi 4 cm' den 2 cm' ye d3ř3r3lm3ř, diđer b3lgeelerde bu b3lgeye kaan n3tr3n miktarının azalmasıyla b3lgenin trityum 3retimini de azalmıřtır. B3lge geniřliđi 4 cm iken 0.144176 deđerde olan trityum 3retimini, b3lge geniřliđi 2 cm' ye kadar azaltıldıđında 0.110121 deđere d3řt3đ3 g3r3lm3řt3r.

B3lge uzunlukları izelge 4.11. de g3r3ld3đ3 Őekilde olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O b3lgesi 12 cm' de toplam trityum 3retimini 1.095878 deđerinde olmuř, b3lge geniřliđi 16 cm' de ise 1.110184 deđerinde olduđu tespit edilmiřtir.

Sođutucu olarak ađır su kullanılması durumunda, 1.b3lge geniřliđi 12 cm' den 16 cm' ye ıkartılıp ve diđer Li<sub>2</sub>O b3lge 3l3lerinin azaltılmasıyla toplam trityum 3retiminin deđiřtiđi, bu deđiřiminde % 1.3' l3k artıř Őeklinde olduđu g3r3lm3řt3r.

izelge 4.11. Ađır su sođutmali blankette Li<sub>2</sub>O b3lgelelerinin kalınlıklarının deđiřimine g3re (D, T) f3zyon n3tr3nu bařına trityum 3retimini

$\Delta R_{mod}$	1. Li <sub>2</sub> O b3lgesi		2. Li <sub>2</sub> O b3lgesi		3. Li <sub>2</sub> O b3lgesi		Toplam
	$\Delta R_{L1}$	T	$\Delta R_{L2}$	T	$\Delta R_{L3}$	T	
5	12	0.754905	5	0.196797	4	0.144176	1.095878
	13	0.786523	4	0.167163	4	0.145768	1.099455
	14	0.813162	4	0.163280	3	0.127589	1.104031
	15	0.843124	3	0.134140	3	0.129746	1.107011
	16	0.867330	3	0.132733	2	0.110121	1.110184

Sođutucu olarak hafif su kullanıldıđında, moderat3r b3lgesi geniřliđi 5 cm' de toplam trityum 3retimini maksimum deđere ulařmıř, dolayısıyla bu alıřmada moderat3r b3lgesi geniřliđi 5 cm olarak kabul edilmiřtir.

1. Li<sub>2</sub>O b3lge geniřliđi 12 cm iken bu b3lgenin trityum 3retimini 0.602456 olmuř, b3lge geniřliđi arttırıldıđıka trityum 3retimine katkısı artmıř ve b3lge uzunluđu 16 cm olduđunda maksimum deđerde (0.688391) ulařtıđı izelge 4.12.' den g3r3lm3řt3r. 1. Li<sub>2</sub>O b3lgesi geniřliđi arttırıldıđıka diđer b3lgelelere olan n3tr3n kaaklarında azalma olurken, b3lge

genişliğinin 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılması durumunda ise bölgenin trityum üretimine % 14.3' lük artış sağladığı tespit edilmiştir.

1. Li<sub>2</sub>O bölgesinden nötron kaçaklarının azalması ve 2. Li<sub>2</sub>O bölge genişliğinin 5 cm' den 3 cm' ye düşürülmesiyle bu bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. 2. Li<sub>2</sub>O bölgesi genişliği 5 cm iken bölgenin trityum üretimi 0.139566 değerine sahip iken bölge genişliği 3 cm' ye çekildiğinde trityum üretiminin 0.096494 değerine düştüğü ve aynı şekilde 3. Li<sub>2</sub>O bölgesine olan nötron kaçaklarının da azaldığı görülmüştür.

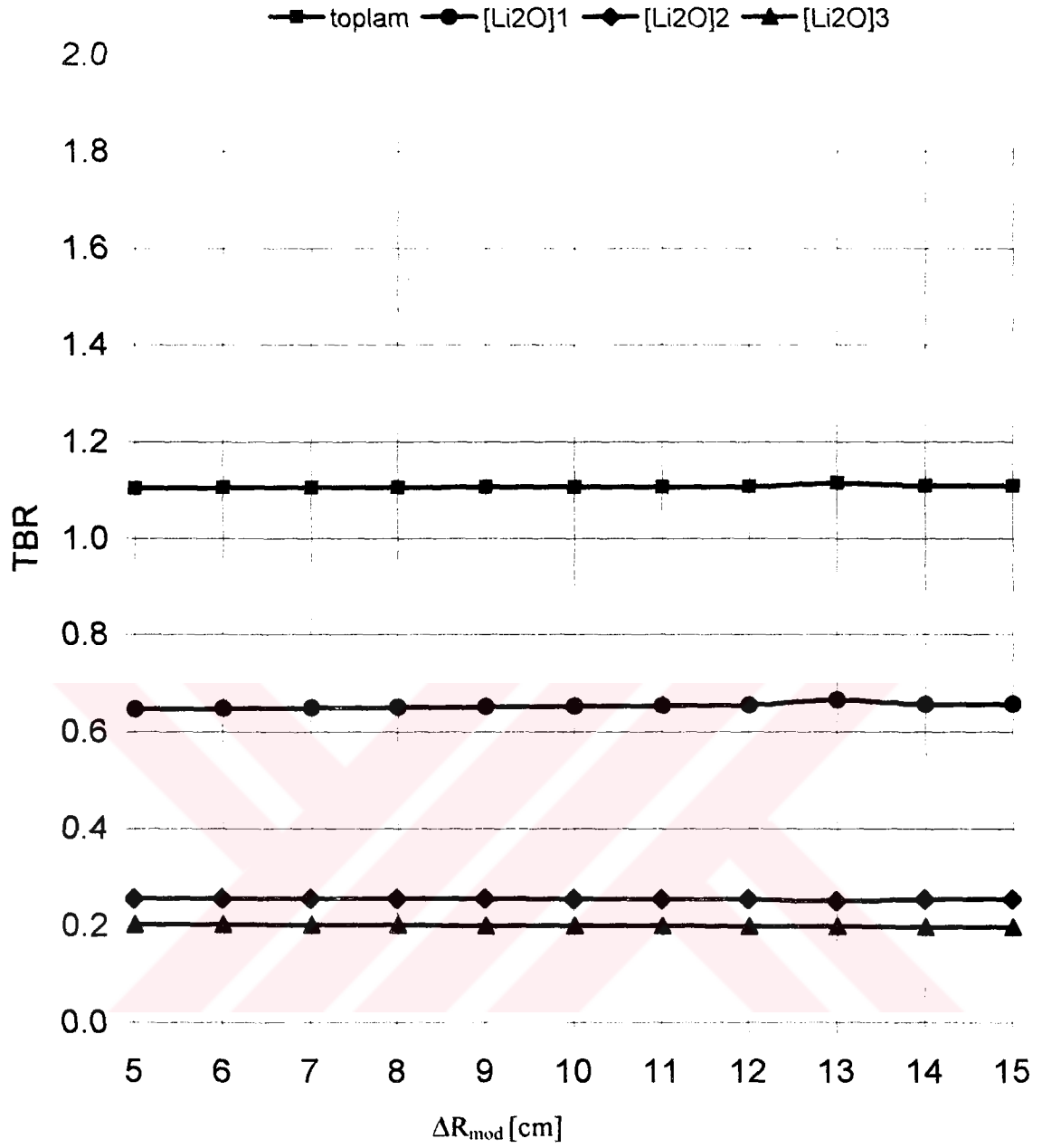
3. Li<sub>2</sub>O bölgesinin genişliği 4 cm' den 2 cm' ye düşürülmüş, diğer bölgelerde bu bölgeye kaçan nötron miktarının azalmasıyla bölgenin trityum üretimi de azalmıştır. Bölge genişliği 4 cm iken 0.115751 değerinde olan trityum üretimi, bölge genişliği 2 cm' ye kadar azaltıldığında 0.087758 değerine düştüğü görülmüştür.

Bölge uzunlukları Çizelge 4.12.' de görüldüğü şekliyle olan bu yapının 1. Li<sub>2</sub>O bölgesi 12 cm' de toplam trityum üretimi 0.857773 değerinde olmuş, bölge genişliği 16 cm' de ise 0.872643 değerinde olduğu tespit edilmiştir.

Soğutucu olarak hafif su kullanılması durumunda, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer Li<sub>2</sub>O bölge ölçülerinin azaltılmasıyla toplam trityum üretiminin çok az miktarda değiştiği, bu değişimde % 1.7' lik artış şeklinde olduğu görülmüştür.

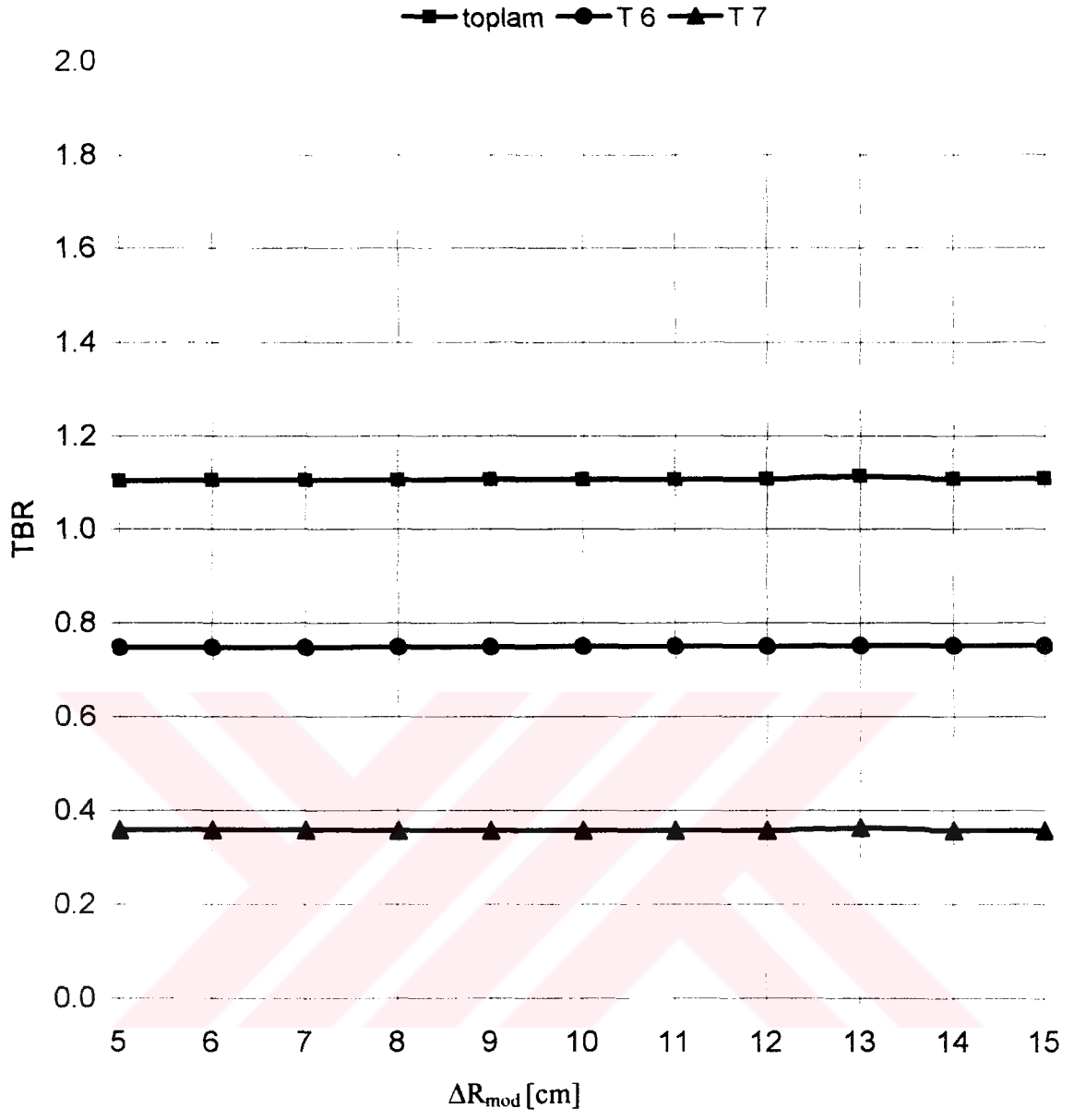
Çizelge 4.12 Hafif su soğutmalı blankette Li<sub>2</sub>O bölgelerinin kalınlıklarının değişimine göre (D,T) füzyon nötronu başına trityum üretimi

$\Delta R_{m,d}$	1. Li <sub>2</sub> O bölgesi		2. Li <sub>2</sub> O bölgesi		3. Li <sub>2</sub> O bölgesi		Toplam
	$\Delta R_{L_1}$	T	$\Delta R_{L_2}$	T	$\Delta R_{L_3}$	T	
5	12	0.602456	5	0.139566	4	0.115751	0.857773
	13	0.626128	4	0.118467	4	0.116698	0.861293
	14	0.646697	4	0.117276	3	0.102108	0.866081
	15	0.669391	3	0.096181	3	0.103498	0.869069
	16	0.688391	3	0.096494	2	0.087758	0.872643

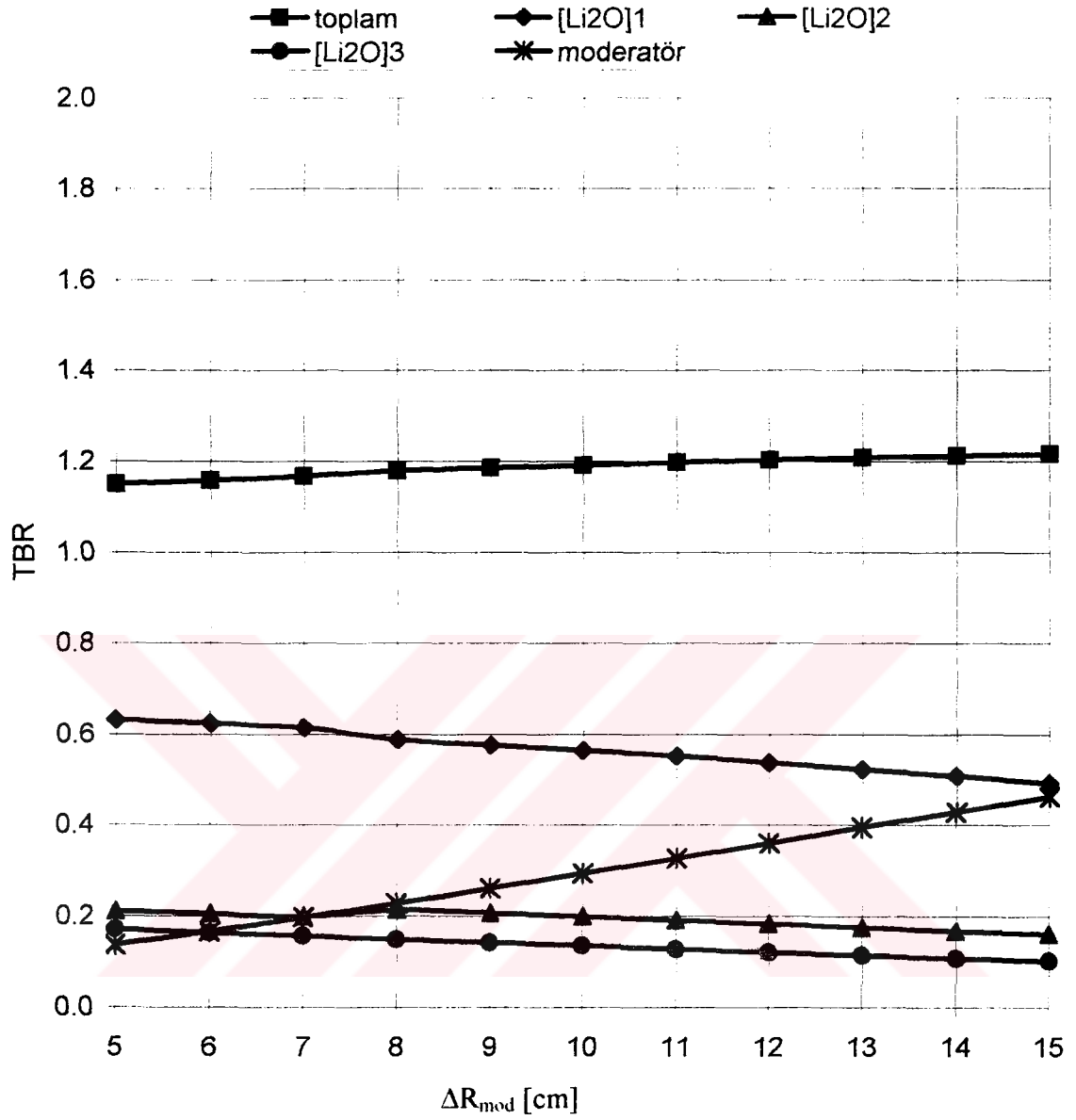


Şekil 4.1.a. Helyum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi

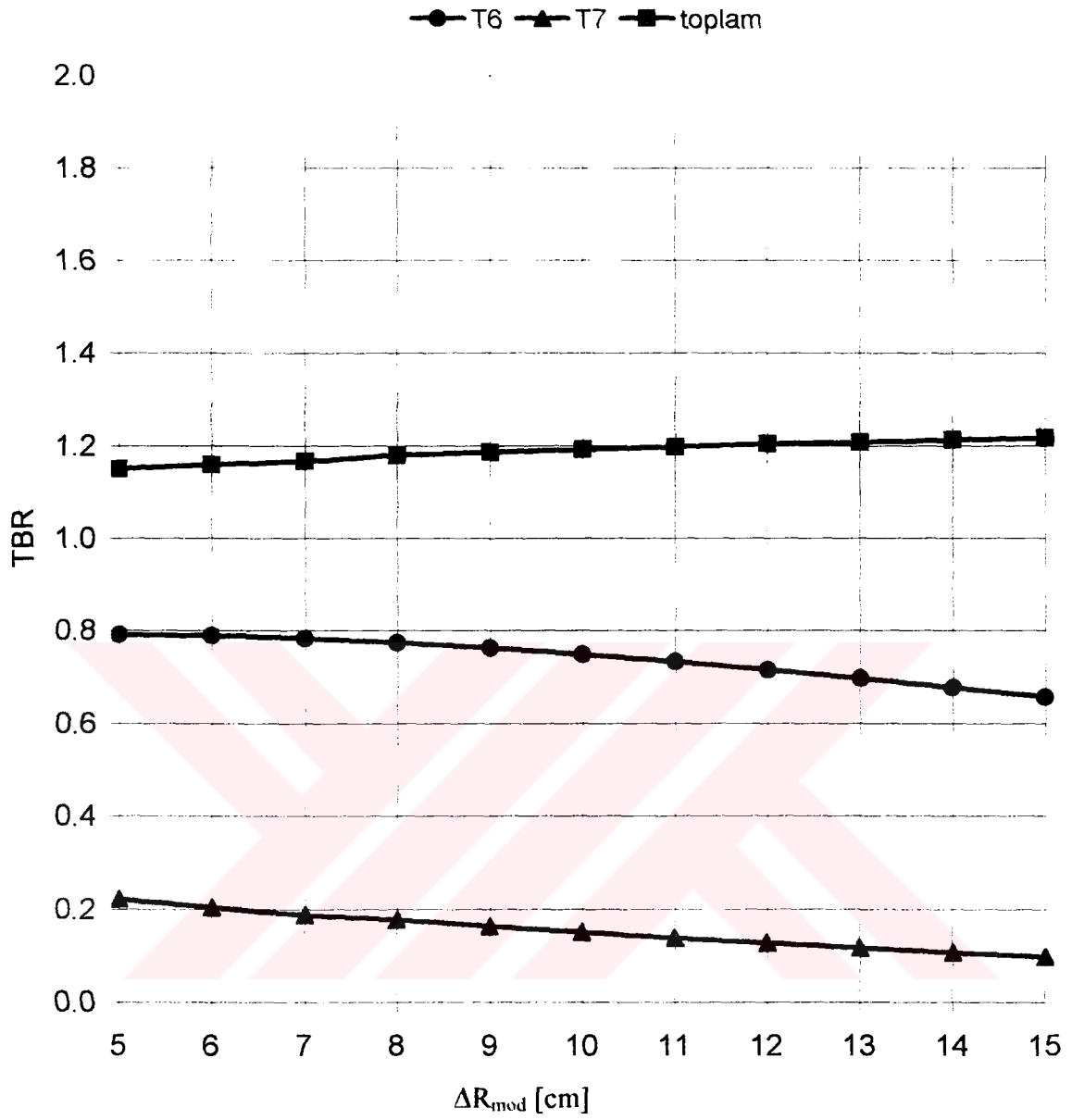




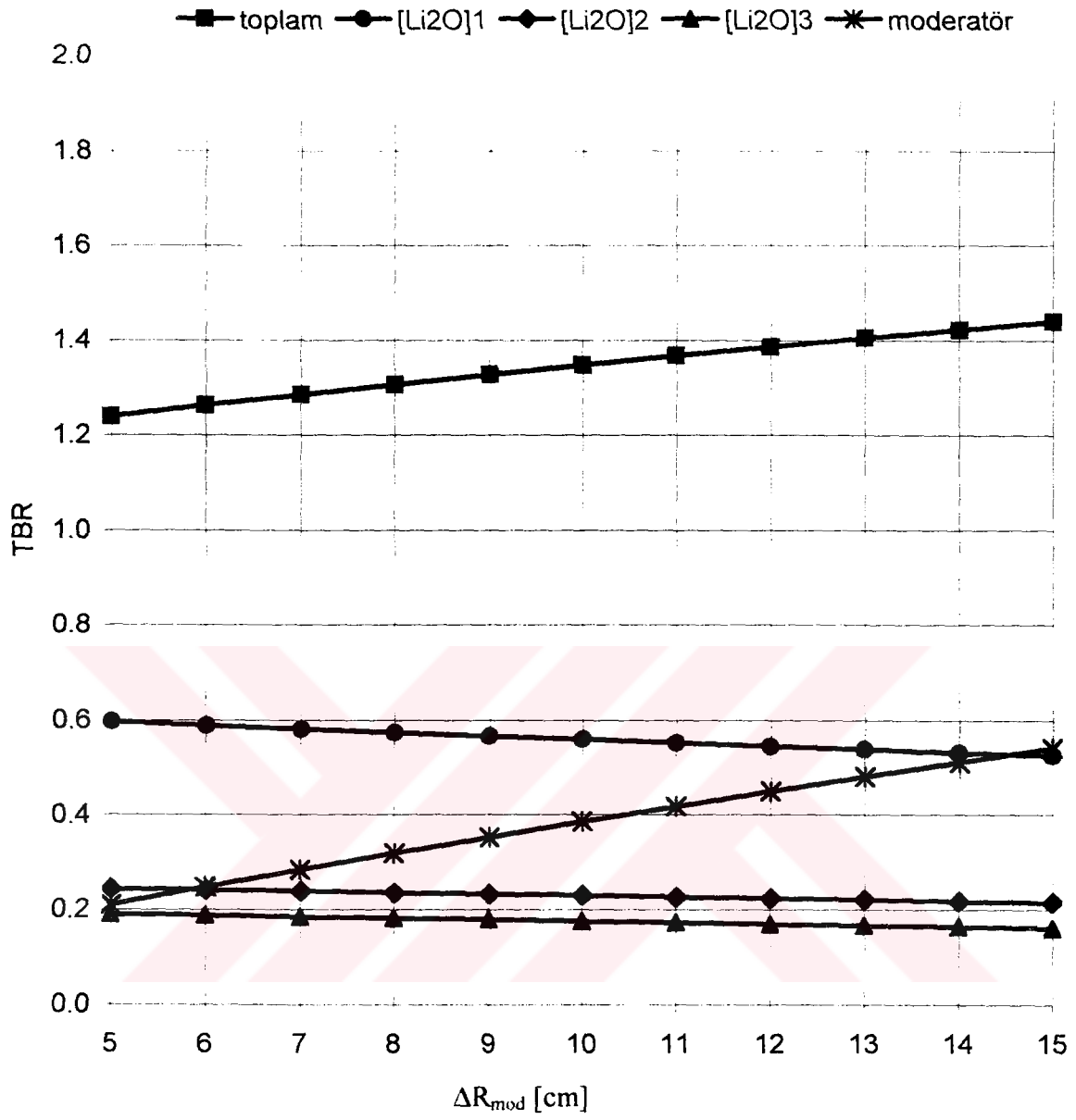
Şekil 4.1.b. Helyum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi



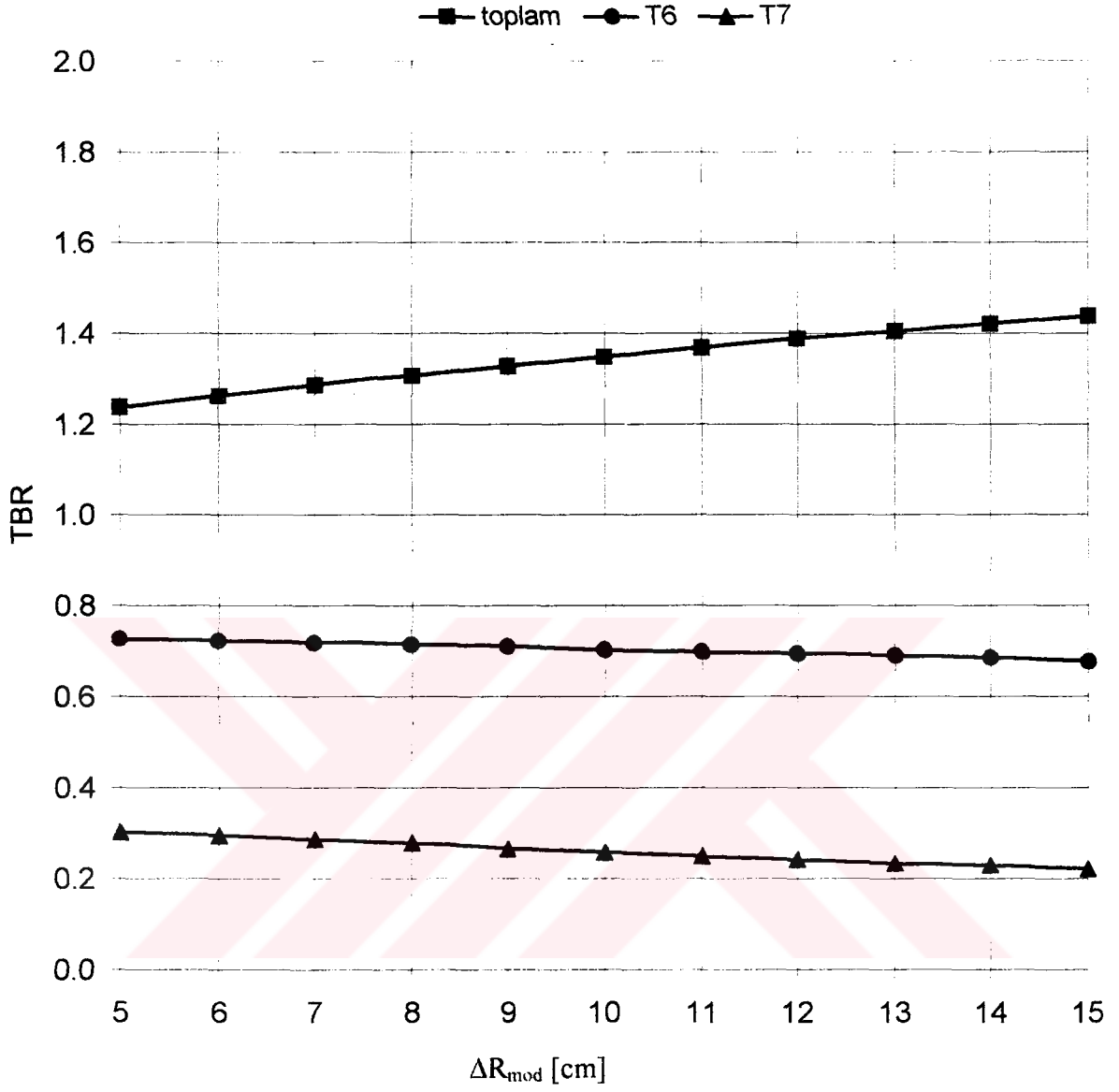
Şekil 4.2.a. Flibe soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi



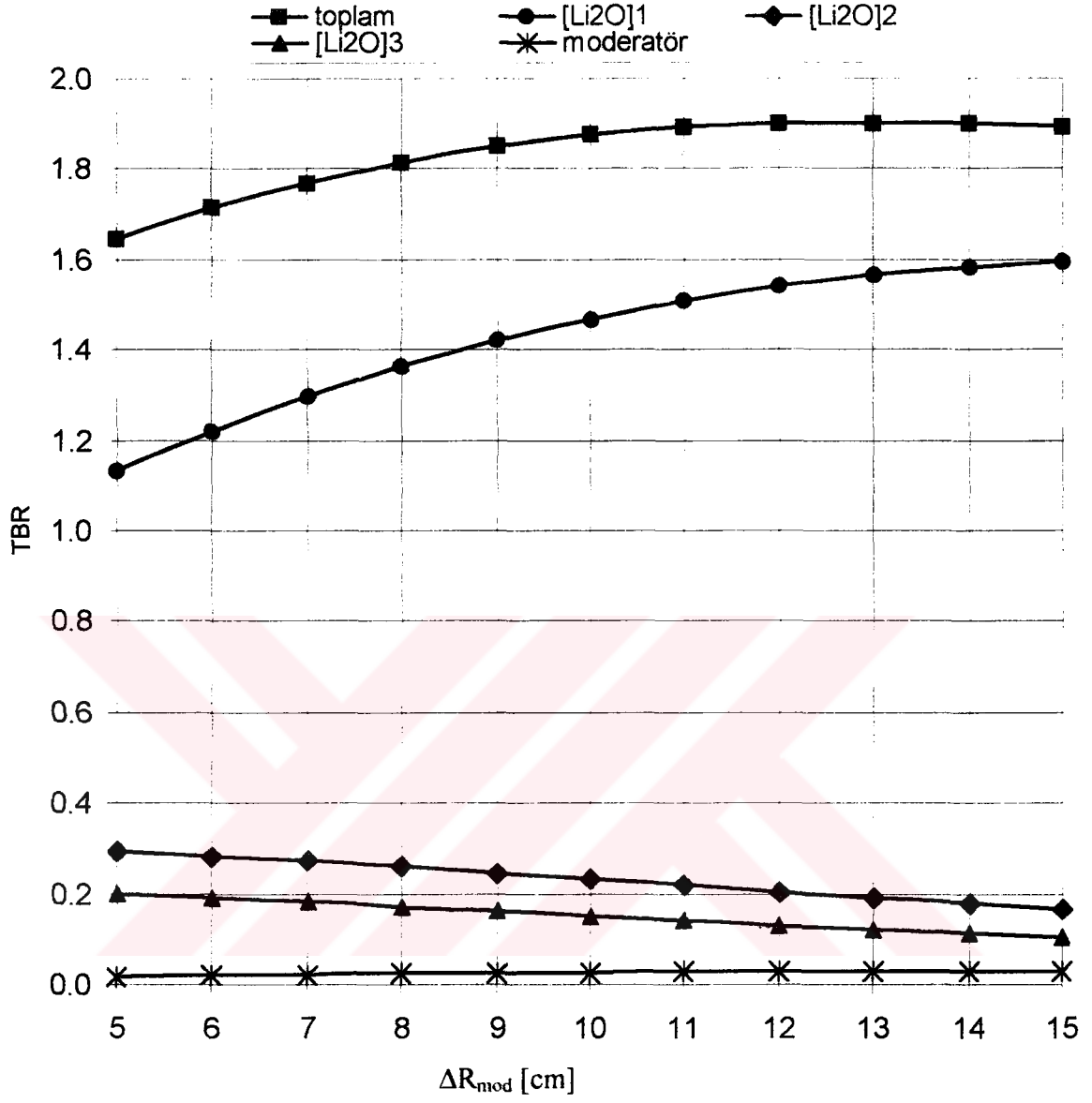
Şekil 4.2.b. Flibe soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi



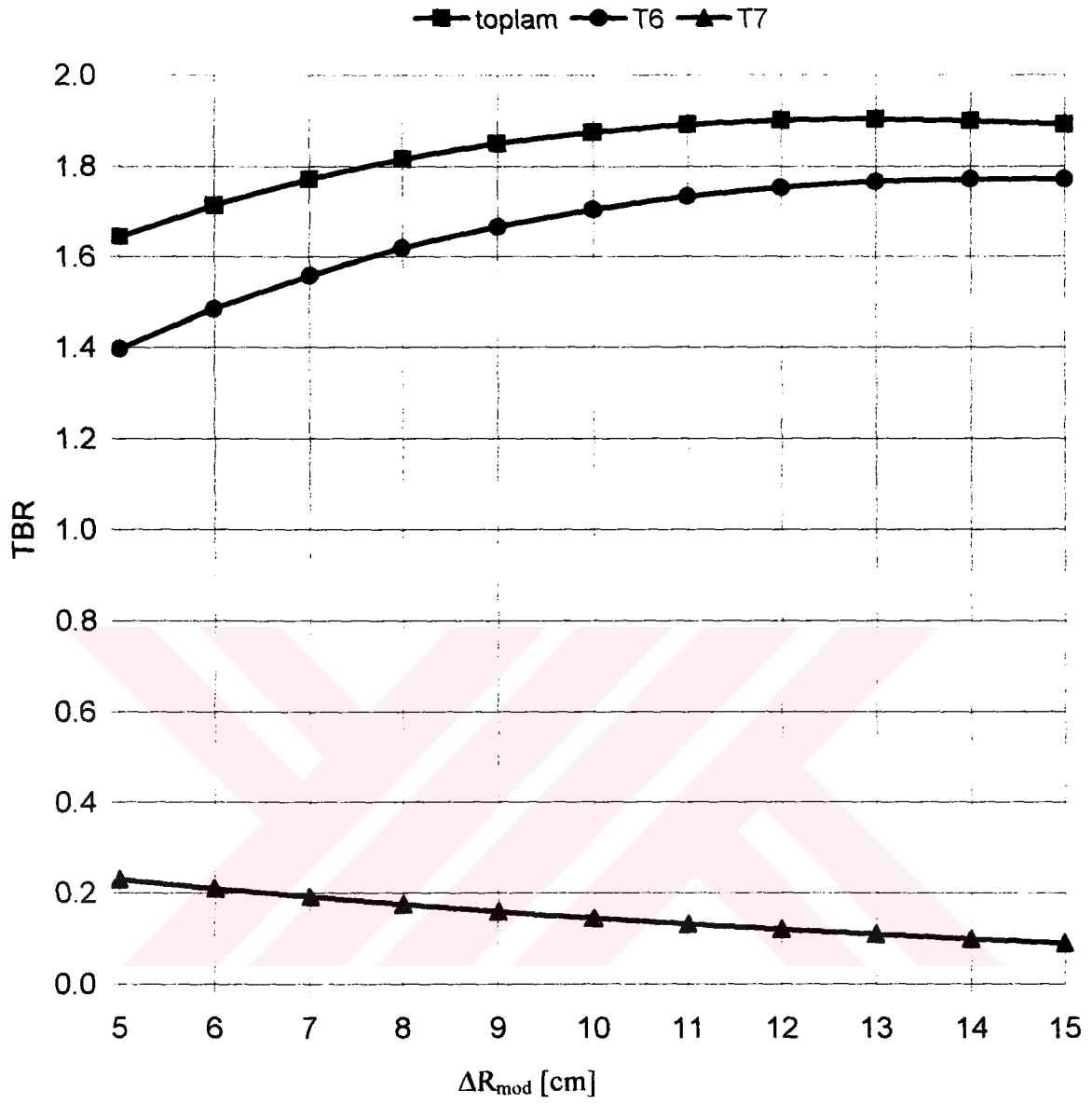
Şekil 4.3.a. Tabii Lityum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi



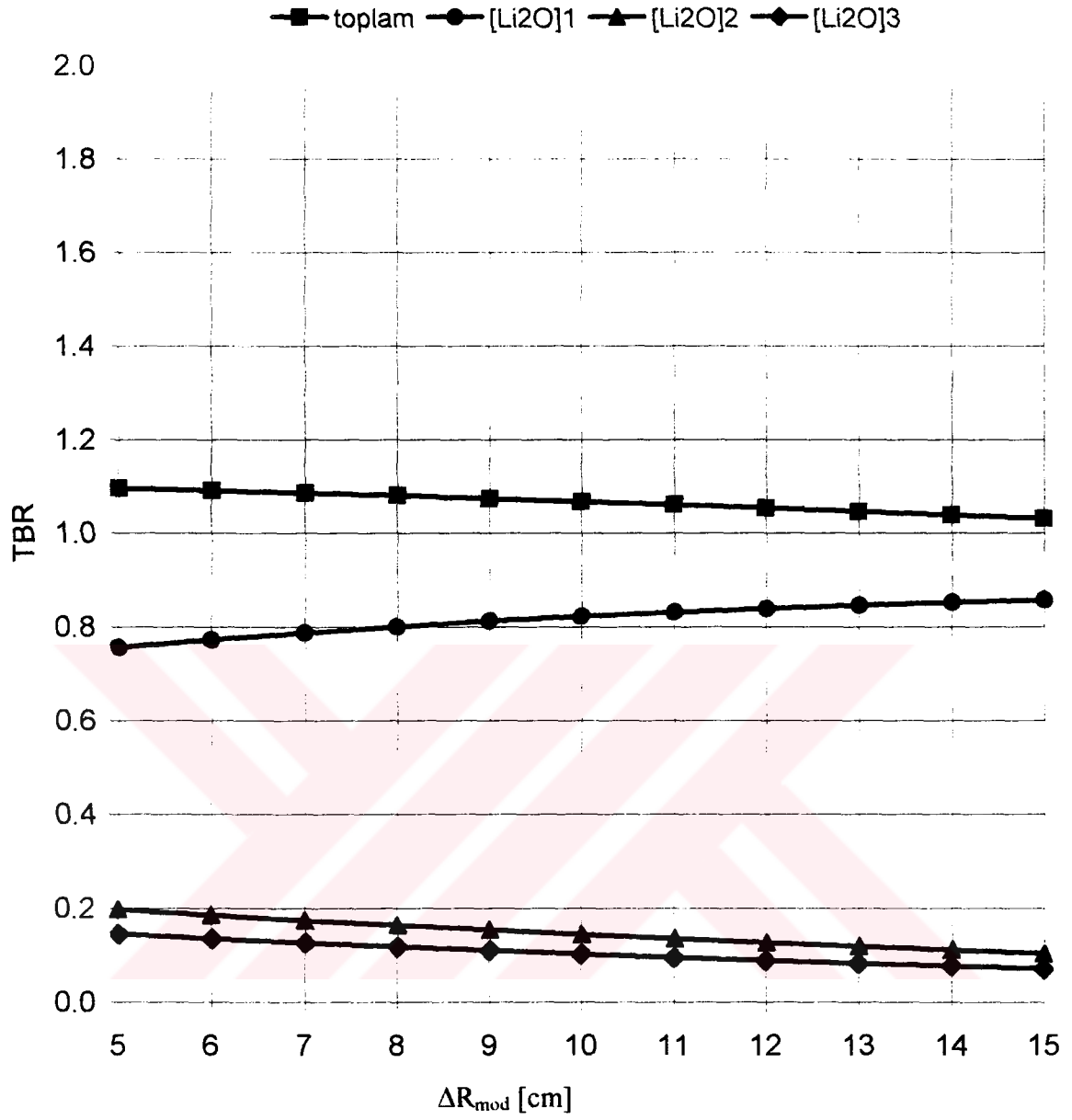
Şekil 4.3.b. Tabi Lityum soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi



Şekil 4.4.a. Berilyumun moderatör malzemesi olarak kullanıldığı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi

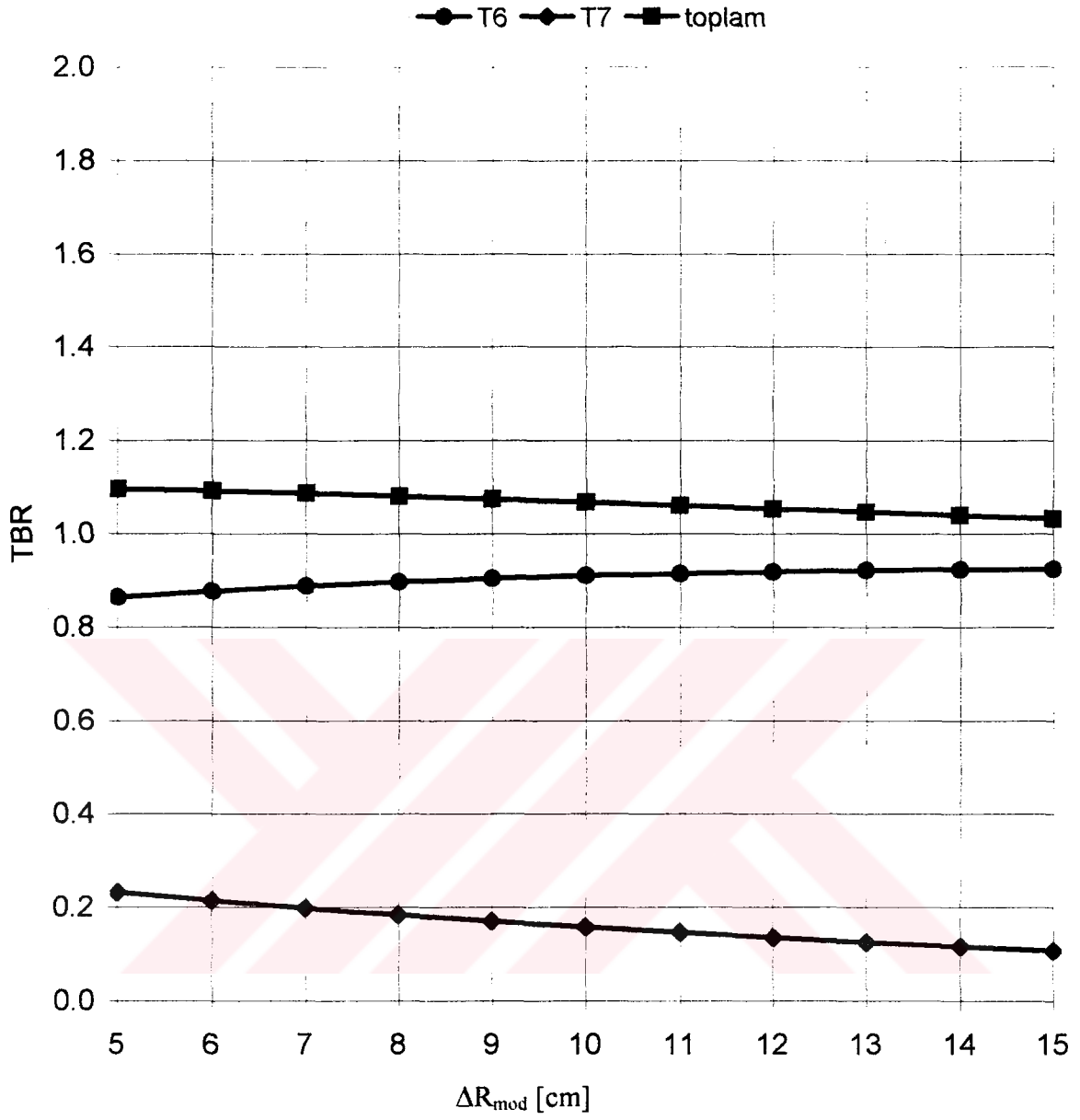


Şekil 4.4.b. Berilyumun moderatör malzemesi olarak kullanıldığı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi

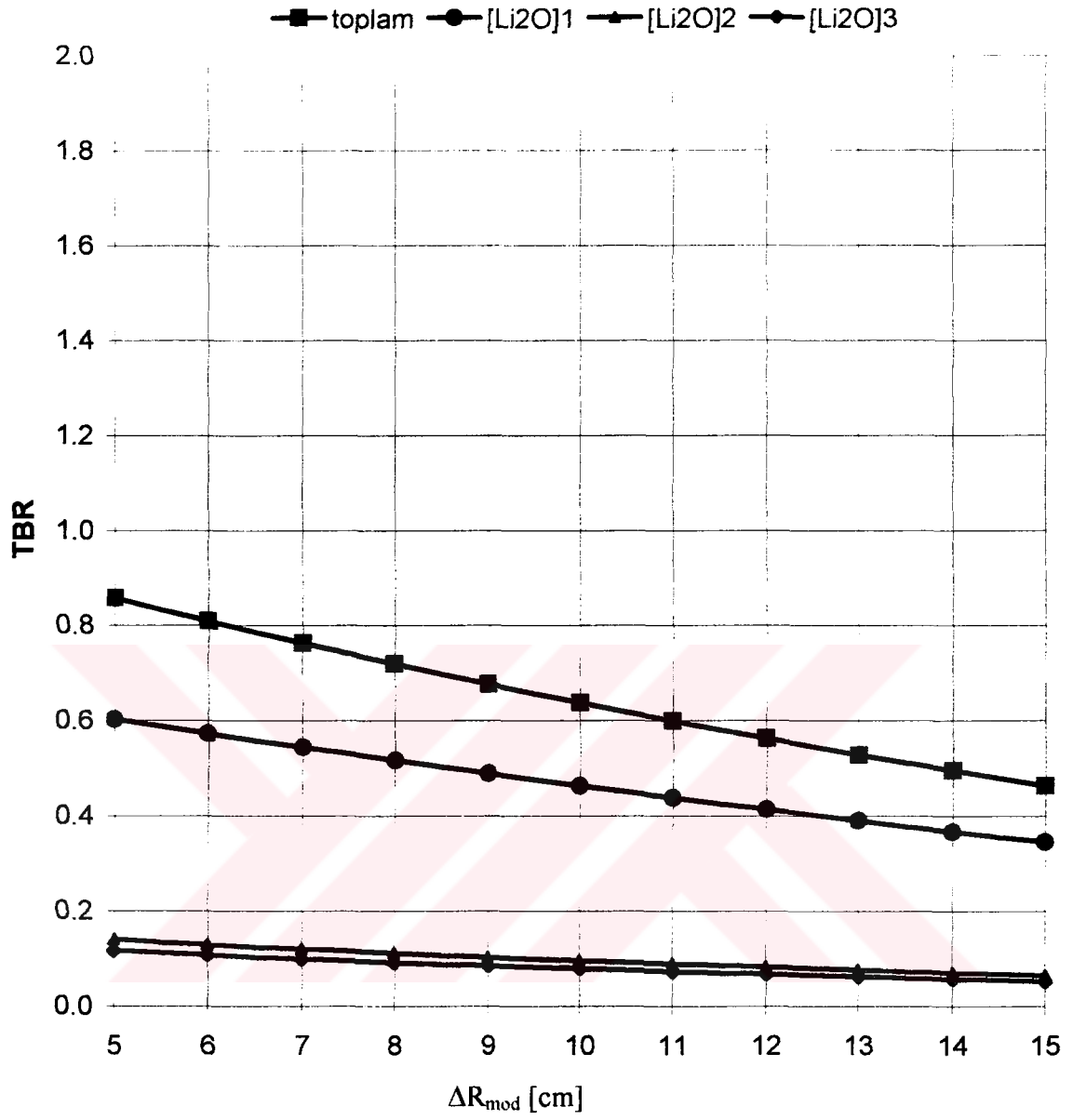


Şekil 4.5.a. Ağır Su soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi

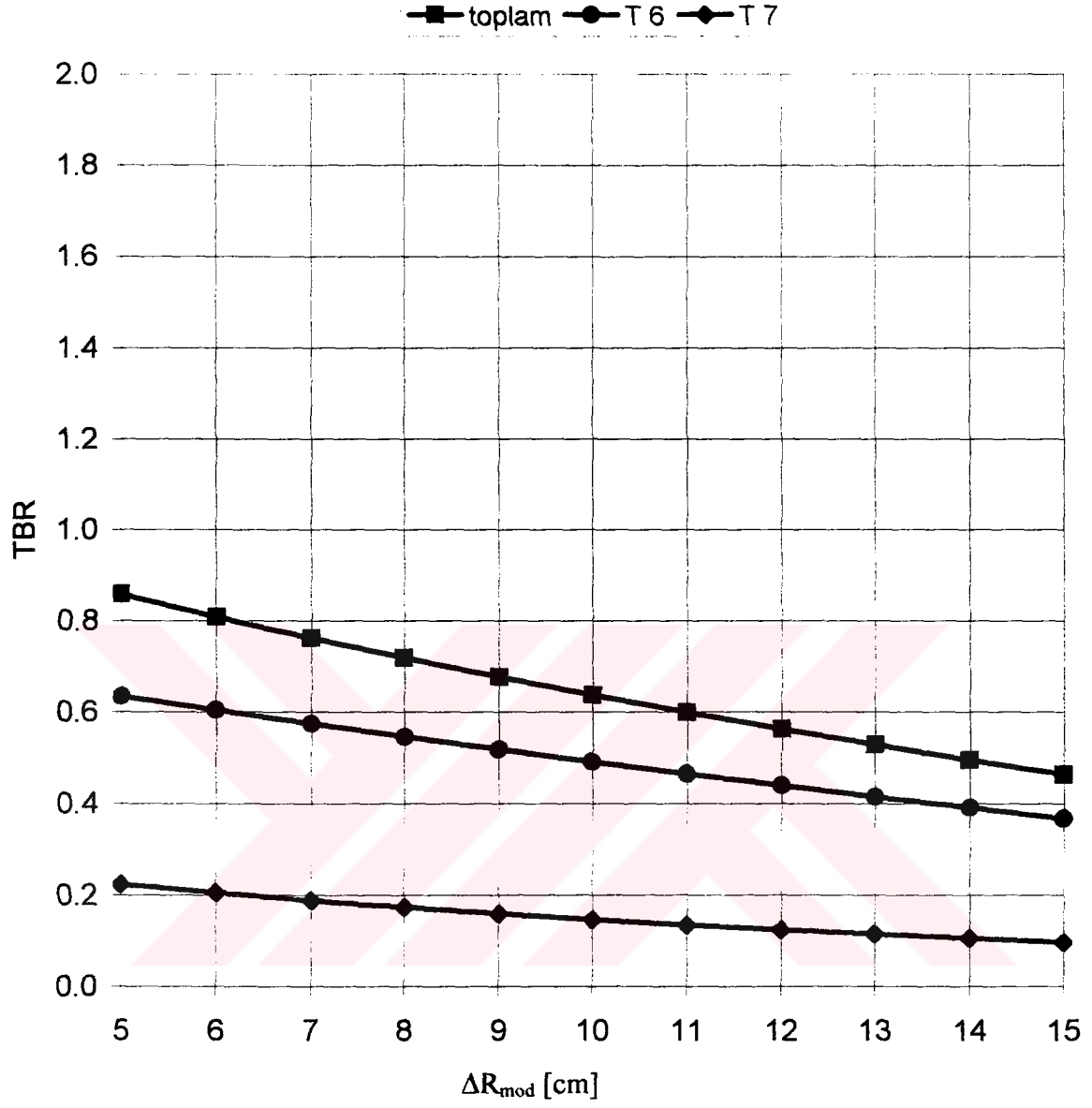




Şekil 4.5.b. Ağır Su soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi



Şekil 4.6.a. Hafif Su soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim bölgelerindeki trityum üretim oranlarının değişimi



Şekil 4.6.b. Hafif Su soğutmalı blankette soğutucu kalınlığına göre trityum üretim oranlarının değişimi

## BÖLÜM V

### SONUÇLAR

Bu çalışmada, nükleer yakıt kullanmadan, çeşitli soğutucu malzemelerin (D,T) füzyon nötronları için nötronik analiz yapılmıştır. Bu amaçla, hibrid reaktör yapısına uygun bir blanket geometrisi seçilerek 14.1 MeV enerjiye sahip nötronların trityum üretimleri incelenmiş ve şu sonuçlar elde edilmiştir.

1. Trityum üretimi açısından; Flibe ve tabii lityum soğutuculu blanketlerde en iyi değer moderatör bölgesi uzunluğu 15 cm iken elde edilmiş, berilyum ve helyum soğutuculu blanketlerde moderatör bölgesi uzunluğu 13 cm' de elde edilmiş, ağır su ve hafif su soğutuculu blanketlerde ise moderatör bölgesi uzunluğu 5 cm iken elde edilmiştir.

2. Soğutucu olarak helyum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretiminin azda olsa arttığı görülmüştür. Toplam trityum üretimi bölge genişliği 5 cm de minimum değerdeyken, bölge genişliği 13 cm' ye çıkartıldığında maksimum değere ulaşmıştır. Moderatör bölgesi genişliğinin 5 cm' den 13 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 0.5' lik artış sağlanmıştır. Moderatör bölgesi genişliğinin artmasıyla 1. Li<sub>2</sub>O bölgesinde trityum üretimi artarken 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerindeki trityum üretiminin azaldığı görülmüştür. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 2.03' lük artış olduğu saptanmıştır.

3. Soğutucu olarak flibe kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttırıldıkça toplam trityum üretiminin de arttığı görülmüştür. Toplam trityum üretimi, bölge genişliği 5 cm de minimum değerdeyken, bölge genişliği 15 cm ye çıkartıldığında maksimum değere ulaşmıştır. Moderatör bölgesi genişliğinin 5 cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 5.84' lük artış olduğu tespit edilmiştir. Moderatör bölgesi genişliğinin artmasıyla, moderatör bölgesinde, soğutucuda bulunan Li-6, Li-7, Be ve F izotoplarından kaynaklanan trityum üretiminde bir miktar artış olduğu ve aynı zamanda da diğer bölgelere kaçan nötronların azalmasıyla 1., 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerindeki trityum üretimlerinde azalma olduğu saptanmıştır. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği

12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 0.39' luk artış olduğu saptanmıştır

4. Soğutucu olarak tabii lityum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretiminin de arttığı belirlenmiştir. Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de minimum değerdeyken, bölge genişliği 15 cm' ye çıkartıldığında maksimum değere ulaştığı görülmüştür. Bölge genişliği 5 cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 16.15' lik artış olmuştur. Moderatör bölgesinin artmasıyla Li-6 ve Li-7 izotoplarından kaynaklanan trityum üretiminde bir artış olduğu saptanmış ve bu değer bölge genişliği arttırıldıkça artmaya devam etmiş, buna mukabil 1., 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerine kaçan nötronların sayısının ve enerjilerinin azalması sebebiyle bu bölgelerdeki trityum üretimlerinin de azaldığı görülmüştür. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 0.35' lik artış olduğu saptanmıştır.

5. Nötron çoğaltıcı katman olarak berilyum kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi de artmıştır. Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de minimum değerdeyken, bölge genişliği 13 cm' ye çıkartıldığı zaman maksimum değere eriştiği ve bu noktadan sonra bölge genişliğinin artmasıyla toplam trityum üretiminin de azalmaya başladığı görülmüştür. Moderatör bölgesi genişliği 5 cm' den 13 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 15.76' lik artış olmuştur. Moderatör bölgesinin trityum üretimi, bölge genişliği arttıkça nötronların Be-9A izotopuyla reaksiyona girmesi sonucu çok az artmıştır. Aynı şekilde moderatör bölgesi genişliği arttırıldıkça 1. Li<sub>2</sub>O bölgesinin trityum üretimi artmış, 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerinin trityum üretimleri ise azalmıştır. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan Li<sub>2</sub>O bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 0.31' lik artış olduğu saptanmıştır.

6. Soğutucu olarak ağır su kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi azalmıştır. Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de maksimum değerdeyken bölge genişliği 15 cm' ye yükseltildiğinde minimum değere sahip olmuştur. Bölge genişliğinin 5cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 5.88' lik azalma olduğu saptanmıştır. Moderatör bölgesi genişliği arttırıldıkça, 1 Li<sub>2</sub>O bölgesinde trityum üretimi artarken, 2. ve 3. Li<sub>2</sub>O bölgelerinin trityum

üretimlerinde azalma olduğu görülmüştür. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 1.3' lük artış olduğu saptanmıştır.

7. Soğutucu olarak hafif su kullanıldığında, moderatör bölgesi genişliği arttıkça toplam trityum üretimi azalmıştır. Toplam trityum üretimi, moderatör bölgesi genişliği 5 cm' de maksimum değerdeyken bölge genişliği 15 cm' ye yükseltildiğinde minimum değere indiği görülmüştür. Moderatör bölgesi genişliğinin 5 cm' den 15 cm' ye çıkartılması durumunda toplam trityum üretiminde % 46.04' lük azalma olduğu saptanmıştır. Moderatör bölgesi genişliğinin artması ile 1., 2. ve 3.  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinin trityum üretimlerinde de azalma olmuştur. Sandviç yapıdaki 3 bölgeden oluşan  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinin genişlik ölçüleri daha önce anlatıldığı şekliyle değiştirilerek, 1.bölge genişliği 12 cm' den 16 cm' ye çıkartılıp ve diğer bölgelerin ölçülerinin azaltılması sonucu ise toplam trityum üretiminde % 1.7' lük artış olduğu saptanmıştır.

8. Sandviç yapıdaki blanket geometride 1., 2. ve 3.  $\text{Li}_2\text{O}$  bölgelerinin (toplamda sabit kalmak kaydıyla) optimizasyonu sonucunda, helyum, hafif su ve ağır su, soğutucu olarak kullanıldığında bu optimizasyon sonucunda toplam trityum üretimlerinin önemli ölçüde arttığı görülmüştür.

9. Bir füzyon yakıtı olan trityumun üretim oranının en iyi değeri berilyum ve tabii lityum soğutuculu blanketlerde elde edilmiştir. Soğutucu olarak hafif su kullanıldığında ise toplam trityum üretiminde çok küçük değerler elde edilmiştir.

## KAYNAKLAR

- Al-Kusayer, T. A., Şahin, S. and Drira, A., 1988, "CLAW-IV Coupled 30 Neutrons, 12 Gamma-Ray Group Cross Sections with Retrieval Programs for Radiation Transport Calculations", Radiation Shielding Information Center, RSIC Newsletter, Oak Ridge National Laboratory, p. 4.
- Aybers, N., Bayulken A., 1990, "Nükleer Reaktör Mühendisliği-I Temel Bilgiler", İTÜ Matbaası, İstanbul, 1-392.
- Bonilla, J. C., 1957, "Nuclear Engineering", McGraw-Hill Book Company, Newyork, 1-850.
- Çürüttü, İ., 1996, "Reaktörlerde Kullanılabilen Değişik Moderatör ve Soğutucu Malzemelerinin (D,T) Füzyon Nötronları İçin Nötronik Analizi", Yüksek Lisans Tezi, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Kayseri.
- Engle. Jr, W.W., 1970, "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1693, Oak Ridge National Laboratory.
- Gibson, A., 1977, Dec., The Jet Project, Jet Design Team, Reprint from Atom, Monthly Bulletin of the UKAEA, Nr. 254.
- Gökçek, M., 2001, "(D, T) Füzyon Nötronlarına Maruz Bırakılan Çeşitli Nükleer Yakıt Ve Malzemelerinin Nötronik Performansının Analizi.", Yüksek Lisans Tezi, Niğde Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Niğde.
- Gökpınar, S., 1997, "Hafif Su Reaktörlerine Tabii Uranyumdan Yakıt Üretmek İçin Lityum Ve Lityum+Berilyum Soğutmalı Bir Füzyon-Fisyon Hibrid Blanket Tasarımı", Yüksek Lisans Tezi, Erciyes Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Kayseri.
- Hewlett, R.G. and Anderson, O. E., 1962, A History of the US Atomic Energy Commission: Commission's Historians The Pennsylvania State University Press, The New World, Vol. 1, 1939/1946.

- Holdren, J. P., 1978, "Fusion Energy in Context. Its Fitness for Long Terms", Calf. Univ., Science, Vol. 200, pp.168-180.
- IAEA, 1999, "Energy Electricity And Nuclear Power Estimates for the Period up to 2020", <http://www.taek.gov.tr/nukleer/dunya/ulkeler.html>.
- Lawson, J.D., 1957, "Some Criteria for a Power Producing Thermonuclear Reactor", Proc. Phys. Soc., London B70.6.
- Maniscalco, J., A., El., Al., 1981, "Recent Progress in Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Design Studies", Nuclear Technology/Fusion, 1, (4), pp. 419-78.
- Sinman, A. ve Sinman S., 2000 "Bilim Ve Teknik", Pro-Mat Basım Yayın A.Ş., No:388, 61-64.
- Şahin H. M., 1997, "Mars Veya Daha Uzak Gezegenlere Gönderilecek Bir Uzay Kargo Gemisinin Füzyon Roket Motorunun Tasarımı", Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, 94 s., Ankara.
- Şahin, N., 1999, "Toryum Yakıtlı (D,T) Füzyon Sürücülü Bir Hibrid Reaktörünün Nötronik Performansı", Doktora Tezi, Gazi Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, Ankara.
- Şahin, S., "Mainline Fusion-Fission (Hybrid) Reactor Concepts", Ecole Polytechnique Federale de Lausanne Institut de Atomique PHP-Ecublens, 1015 Lausanne, Switzerland.
- Şahin, S., 1973, "Comparison of Diffusion and Transport Theory for Fast Reactor Shielding Calculations", Atomkernenergie, Vol. 22, p. 24, also presented in extended form as Habilitation Thesis (in Turkish) to the Faculty of Science, University of Ankara, Turkey 1973.
- Şahin, S., Yapıcı, H., Özceyhan, V., 2000, "Proliferation Hardening And Power Flattening of a Thorium Fusion Breeder with Triple Mixed Oxide Fuel." Annals of Nuclear Energy 28 (2001) 203-223.
- Şahin, S. 2000. "Nükleer Enerji ve Türkiye." Teknokrat, Teknik ve Kültürel Dergi, Yıl:3, Sayı:6.
- Yapıcı, H., Şahin, N., Bayrak, M., 1999, "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 Manegement 41 (2000) 435-447.

Şahin, S., Yapıcı, H., 1998, “Neutronic Analysis of a Thorium Fusion Breeder with Enhanced Protection Against Nuclear Weapon Proliferation”, Annals of Nuclear Energy 0 (1998) 1-15.

Şahin, S., Yapıcı, H., Baltacıođlu, E., 1998, “Fusion Breeder with Enhanced Safeguarding Capabilities Against Nuclear Weapon Proliferation.” Energy Convers Mgmt Vol.00. No. 0. pp. 1-11. 1998.

Şahin, S., Yapıcı, H., Baltacıođlu, E., 1994, “Rejuvenation of LWR Spent Fuel in a Catalyzed Fusion Hybrid Blanket.” Kerntechnik 59 (1994) No:0

Şahin, S., 1992, “Nükleer Enerjide Yeni Dönem”, İnsan ve Kainat, s:23-34.

Şahin, S., Yapıcı, H., 1989, “Investigation of the Neutronic Potential of Moderated and Fast (D, T) Hybrid Blankets for Rejuvenation of CANDU Spent Fuel”, Fusion Technology VOL.16 NOV:1989.

Yapıcı, H., Çürüttü, İ., “Nükleer Enerji”, Erciyes Üniversitesi Mühendislik Fakültesi, Kayseri, 1997.

## EKLER



EK 1: PROGRAM İNPUTLARI

15\$

1	0	3	8	2	1
0	9	61	0	30	3
4	33	72	0	63	79
0	0	0	1	1	70
0	0	4	1	70	0
0	0	0	0	1	0

16\*

0.0	0.0	0.0001	1.420892	0.0	0.0
0.0	1.0	0.0	0.5	0.002	0.05
0.003	0.75				
T					

13\$

3	4	8	176	177	178
179	180	181	182	183	200
201	202	203	204	205	206
207	208	209	210	211	228
229	230	231	236	237	238
239	240	241	242	243	252
253	254	255	256	257	258
259	280	281	282	283	284
285	286	287	288	289	290
291	296	297	298	299	312
313	314	315			
T					

18\*

24R	0.125324R	0.716924R	0.1569	F 0.0
-----	-----------	-----------	--------	-------

2\*

F	0.0
T	

1\*

5.59670-5	1.33710-4	3.70428-4	1.66850-3	7.67790-3	2.11040-2
1.13457-1	9.43041-2	1.09189-1	1.13257-1	1.07276-1	1.73381-1
1.14010-1	6.72494-2	3.70440-2	3.18712-2	6.14495-3	1.39823-3
3.15608-4	7.07732-5	1.60626-5	3.55077-6	7.06041-7	2.32099-8
F 0.0					

4\*

11	18.7 9I 20.0 II	35.011I	37.0 3149.0 4153.0
5I	58.0 3164.015I	68.0 84.0	

5\*

5.51639+9	5.20697+9	4.92474+9	4.57061+9	4.10513+9	3.62346+9
3.01577+9	2.48994+9	2.19733+9	1.93923+9	1.71112+9	1.42489+9
1.11099+9	8.65460+8	6.74048+8	4.70509+8	2.85103+8	1.72771+8
1.04746+8	6.35320+7	3.85519+7	2.33775+7	1.41770+7	8.59829+6
5.21673+6	3.16460+6	1.92081+6	1.16532+6	7.05666+5	2.03302+5

6\*

0.0	0.0604938	2R0.0453704	2R0.0604938	2R0.0453704	0.0604938
0.0	0.0453704	0.0462962	2R0.0453704	0.0462962	0.0453704
0.0	4R0.0453704	0.0	2R0.0604938		

7\*

-.9759000	-.9511897	-.7867958	-.5773503	-.2182179	+.2182179
+.5773503	+.7867958	+.9511897	-.8164965	-.7867958	-.5773503
-.2182179	+.2182179	+.5773503	+.7867958	-.6172134	-.5773503
-.2182179	+.2182179	+.5773503	-.3086067	-.2182179	+.2182179

8\$

2R	110R	2 2R	312R	4 4R	5 5R	6
6R	7 4R	816R	9			

9\$

64	68	64	72	76	72
76	72	76			

10\$

7R	68 7R	69 7R	70 7R	71 4R	72 4R	73
4R	74 4R	75	76	77	78	79
6R	64 6R	65 6R	66 6R	67		

11\$

4	8	12	16	20	28
	32				
5	9	13	17	21	29
	33				
6	10	14	18	22	30
	34				
7	11	15	19	23	31

12	16	28	36		
13	17	29	37		
14	18	30	38		
15	19	31	39		
24	25	26	27		
40	44	48	52	56	60
41	45	49	53	57	61
42	46	50	54	58	62
43	47	51	53	59	63

12\*

0.00000-0	0.00000-0	1.80675-3	2.22833-2	1.20450-2	0.00000-0
4.81801-2	0.00000-0	0.00000-0	1.80675-3	2.22833-2	1.20450-2
0.00000-0	4.81801-2	0.00000-0	0.00000-0	1.80675-3	2.22833-2
1.20450-2	0.00000-0	4.81801-2	0.00000-0	0.00000-0	1.80675-3
2.22833-2	1.20450-2	0.00000-0	4.81801-2	4.63800-3	5.70400-2
3.08400-2	3.01400-3	4.63800-3	5.70400-2	3.08400-2	3.01400-3
4.63800-3	5.70400-2	3.08400-2	3.01400-3	4.63800-3	5.70400-2
3.08400-2	3.01400-3	1.13775-1	1.13775-1	1.13775-1	1.13775-1
1.53972-4	1.49643-4	1.57932-4	5.18859-3	7.36767-4	9.01980-5
1.53972-4	1.49643-4	1.57932-4	5.18859-3	7.36767-4	9.01980-5
1.53972-4	1.49643-4	1.57932-4	5.18859-3	7.36767-4	9.01980-5
1.53972-4	1.49643-4	1.57932-4	5.18859-3	7.36767-4	9.01980-5

19\$

F

3

22\$

1R

-1 2R

-2 1R

-3

23\$

29

11

26

14

T

T

**T.C. YÜKSEKÖĞRETİM KURULU**  
**DOKÜMANTASYON MERKEZİ**