



**SÜPER KRİTİK SU REAKTÖRLERİNDE ALUMİNA  
OLUŞTURAN ÖSTENİTİK ÇELİK YAKIT ZARF  
MALZEMESİNİN RADYASYON HASAR  
PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ**

**DETERMINATION OF THE RADIATION DAMAGE  
PARAMETERS OF ALUMINA FORMING AUSTENITIC  
STAINLESS STEELS FOR SUPER CRITICAL WATER  
REACTOR CLADDING**

**MUHAMMET AYANOĞLU**

**Yrd. Doç. Dr. Şule ERGÜN**

**Tez Danışmanı**

**Prof. Dr. Üner ÇOLAK**

**İkinci Tez Danışmanı**

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim - Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı İçin Öngördüğü

**YÜKSEK LİSANS TEZİ**

olarak hazırlanmıştır.

2013

**MUHAMMET AYANOĞLU'nun hazırladığı "Süper Kritik Su Reaktörlerinde Alumina Oluşturan Östenitik Çelik Yakıt Zarf Malzemesinin Radyasyon Hasar Parametrelerinin Belirlenmesi" adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI'nda YÜKSEK LİSANS TEZİ olarak kabul edilmiştir.**

Başkan  
Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

Danışman  
Yrd. Doç. Dr. Şule ERGÜN

Üye  
Doç. Dr. Cemil KOCAR

Üye  
Doç. Dr. Ayhan YILMAZER

Üye  
Prof. Dr. Bora YILDIRIM

Bu tez Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tarafından **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak onaylanmıştır.

Prof. Dr. Fatma SEVİN DÜZ  
Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

# ETİK

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, tez yazım kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmasında;

- tez içindeki bütün bilgi ve belgeleri akademik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- görsel, işitsel ve yazılı tüm bilgi ve sonuçları bilimsel ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda ilgili eserlere bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunduğumu,
- atıfta bulunduğum eserlerin tümünü kaynak olarak gösterdiğimi,
- kullanılan verilerde herhangi bir tahrifat yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversite veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim.

.../.../2013

Muhammet AYANOĞLU

## ÖZET

# SÜPER KRİTİK SU REAKTÖRLERİNDE ALUMİNA OLUŞTURAN ÖSTENİTİK ÇELİK YAKIT ZARF MALZEMESİNİN RADYASYON HASAR PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ

**MUHAMMET AYANOĞLU**

**Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü**

**Tez Danışmanı: Yrd. Doç. Dr. Şule ERGÜN**

**İkinci Danışmanı: Prof. Dr. Üner ÇOLAK**

**Temmuz 2013, 60 sayfa**

Bu tezde, Süper Kritik Su Reaktörlerine (SCWR) yakıt zarf malzemesi olarak aday gösterilebilecek "Alümina ( $Al_2O_3$ ) Oluşturan Östenitik Paslanmaz Çelikler (AFA)" konu alınmıştır. Literatürde yapılan çalışmalar bu malzemenin yüksek sıcaklık ve basınç altında hava, su ve buhar, süper-kritik su gibi ortamlarda oksitlenmeye karşı tipik paslanmaz çelik alaşımlarına göre daha dayanıklı olduğunu göstermektedir. Ancak nükleer santraller için çok önemli bir problem teşkil eden radyasyon hasarı ve radyasyon hasar parametreleri söz konusu olduğunda AFA için literatürde yeterli bilgi bulunmamaktadır. Bu çalışmanın amacı, AFA'nın radyasyon altındaki davranışının modellenmesiyle radyasyon hasar parametrelerini belirlemek ve elde edilen sonuçları SCWR'lerde kullanılması düşünülen diğer aday malzemeler ile karşılaştırarak bu malzemelere alternatif olup olamayacağını irdelemektir. Bu amaç doğrultusunda, yakıt zarfındaki nötron akısının belirlenmesi için öncelikle SCWR yakıt demeti MCNP ile 3-boyutlu olarak modellenmiş ve MCNP modelinin tutarlılığı, literatürdeki referans modellerin sonuçları ile kıyaslanarak doğrulanmıştır. Radyasyon hasar parametreleri (atom başına yer değiştirme, helyum ve hidrojen üretim miktarları), SPECTER ve SPECOMP kodları kullanılarak belirlenmiştir. Farklı AFA modelleri için parametrik hesaplar yapılarak analizler tekrar edilmiştir. Bu çalışmada elde edilen bulgular, AFA'nın radyasyon hasar parametreleri göz önüne alındığında SCWR'ler için alternatif yakıt zarf malzemesi olarak kullanılabilceğini göstermektedir.

**Anahtar Kelimeler:** SCWR, MCNP5, SPECTER, SPECOMP, AFA, radyasyon hasarı, DPA, gaz üretimi.

## ABSTRACT

### DETERMINATION OF THE RADIATION DAMAGE PARAMETERS OF ALUMINA FORMING AUSTENITIC STAINLESS STEELS IN SUPER CRITICAL WATER REACTOR CLADDING

MUHAMMET AYANOĞLU

Master of Science, Department of Nuclear Engineering

Advisor: Assist. Prof. Dr. Şule ERGÜN

Co-Advisor: Prof. Dr. Üner ÇOLAK

July 2013, 60 pages

This thesis discusses the subject of “Alumina Forming Austenitic Stainless Steels (AFA) ” which can be a candidate material for the Super Critical Water Reactors’ (SCWRs) fuel claddings. The literature survey shows that AFA has better oxidation resistance in air, water+vapor, super-critical water etc. when it is compared with the conventional stainless steels. On the other hand, there is no such study published to our knowledge. The main purpose of this study is the determination of radiation damage parameters for AFA by modelling the radiation behaviour and making a comparison between this material and other candidate materials. In addition, this study aims to examine whether AFA can be used as an alternative cladding material for the SCWR or not. In line with this purpose, Monte-Carlo simulation is used to calculate the neutron flux on cladding by modelling 3-D SCWR fuel assembly. The results are validated against the published data for similar reactors. Radiation damage parameters (displacement per atom (DPA), He and H production rates) are determined by using SPECTER and SPECOMP codes. Parametric calculations are performed by using well known procedure for different AFA models. The acquired indications in this study states that AFA can be used as a candidate cladding material for SCWR when radiation damage parameters are taken into account.

**Keywords:** SCWR, MCNP5, SPECTER, SPECOMP, AFA, radiation damage, DPA, gas production.

## TEŐEKKÜR

Danışmanlarım Yrd. Doç. Dr. Őule ERGÜN ve Prof. Dr. Üner ÇOLAK'a çalışmalarımda bana verdikleri destek ve gösterdikleri ilgi için teşekkürlerimi sunarım.

Tez komitemde bulunan Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU, Doç. Dr. Cemil KOCAR, Doç Dr. Ayhan YILMAZER ve Prof. Dr. Bora YILDIRIM'a yol göstericiliklerinden ötürü teşekkür ederim.

Ayrıca tüm çalışmam boyunca yanımda olduğunu bildiğim, desteklerini, tecrübelerini ve sabırlarını benden esirgemeyen Arş. Gör. Ali TİFTİKÇİ'ye, Arş. Gör. Osman Őahin ÇELİKTEN'e ve Arş. Gör. Mehmet TÜRKMEN'e minnettarlığımı sunarım.

Son olarak her zaman yanımda olup beni destekleyen ve sonsuz sevgilerini daima hissettiren aileme teşekkürlerimi sunarım.

# İÇİNDEKİLER

ETİK .....	ii
ÖZET .....	iii
ABSTRACT .....	iv
TEŞEKKÜR .....	v
ŞEKİLLER DİZİNİ .....	viii
ÇİZELGELER DİZİNİ .....	x
SİMGELER VE KISALTMALAR .....	xi
1 GİRİŞ .....	1
1.1 Tezin Amacı .....	3
1.2 Yöntem .....	4
1.3 Kapsam .....	4
2 SÜPER KRİTİK SU SOĞUTMALI REAKTÖRLER (SCWR) .....	5
2.1 Süper Kritik Su ve Özellikleri .....	5
2.2 SCWR Tasarımı .....	6
2.2.1 Reaktör Tasarımı .....	7
2.2.2 SCWR Yakıt Demeti .....	9
2.2.3 Kor içi akış .....	11
2.3 SCWR Aday Yakıt Zarf Malzemeleri .....	12
2.3.1 Paslanmaz Çelikler .....	13
2.3.2 Nikel Bazlı Alaşımlar .....	15
2.3.3 Alumina Oluşturan Östenitik Paslanmaz Çelikler .....	15
2.3.4 AFA Alaşımlarında Oksitlenme ve Sürünme Dayanımını Etkileyen Elementler .....	16
3 RADYASYON HASARI VE RADYASYON HASAR PARAMETRELERİ .....	19
3.1.1 DPA .....	22



3.1.2	He ve H Üretimi .....	24
4	MONTE CARLO YÖNTEMİ VE MONTE CARLO YÖNTEMİNDE NÖTRON TAŞINIMI – MCNP5 KODU .....	27
5	SPECTER VE SPECOMP KODLARI.....	28
5.1	Elastik Çarpışma .....	28
5.2	İnelastik Çarpışma.....	29
5.3	$(n, \gamma)$ reaksiyonları ve $\beta$ Işınması .....	29
5.4	Yüklü Parçacık Reaksiyonları.....	31
5.5	İkincil Yer Değiştirmeler.....	31
6	RADYASYON HASAR PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ.....	34
6.1	MCNP ile SCWR Yakıt Demetinin Modellenmesi .....	34
6.2	SPECTER ve SPECOMP ile DPA, He ve H üretiminin belirlenmesi .....	37
7	SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME .....	40
7.1	MCNP5 ile Normalize Edilmiş Yakıt Güç Dağılımlarının Belirlenmesi .....	40
7.2	MCNP5 İle Yakıt Zarfındaki Nötron Akısının Bulunması .....	43
7.3	SPECTER ve SPECOMP ile DPA, He ve H üretimlerinin belirlenmesi .....	46
7.3.1	AFA İçindeki Alaşım Elementlerinin Radyasyon Hasar Parametrelerine Etkileri	52
7.4	SCWR Yakıt Zarfı için Önerilen Aday Malzemeler .....	54
8	TARTIŞMA VE YORUM.....	55
9	KAYNAKLAR .....	57
	ÖZGEÇMİŞ .....	60

## ŞEKİLLER DİZİNİ

	<u>Sayfa</u>
Şekil 1.1 UO <sub>2</sub> peletleri ve yakıt zarfı [8] .....	2
Şekil 2.1 Suyun faz diyagramı [13]. .....	5
Şekil 2.2 Süper kritik su için Öz Isı-Sıcaklık ve Yoğunluk-Sıcaklık Grafikleri [14]. .....	6
Şekil 2.3 SCWR şematik görünümü [1]. .....	7
Şekil 2.4 SCWR koruma kabı boyutları [16] .....	8
Şekil 2.5 SCWR kare yakıt demeti [2]. .....	10
Şekil 2.6 SCWR kontrol çubuğu [2]. .....	10
Şekil 2.7 SCWR yakıt çubuğu aksenal zenginlik değerleri [2]. .....	11
Şekil 2.8 Kor soğutucu akışı [2]. .....	12
Şekil 2.9 Pasif oksit tabakası etkisinin şematik gösterimi [21]. .....	13
Şekil 2.10 Schaeffler Diyagramı [21]. .....	14
Şekil 2.11 Demir-karbon denge diyagramı [22]. .....	14
Şekil 3.1 Demir için PKA spektrumu (SPECTER).....	21
Şekil 3.2 Kanallama mekanizması [12].....	22
Şekil 3.3 Farklı Reaktörlerde bulunan yapısal malzemelerin işletme koşulları [25]. ..	23
Şekil 6.1 Hasar parametrelerinin belirlenmesinde izlenen yöntem.....	34
Şekil 6.2 MCNP5 ile modellenmiş 1/4 simetrik SCWR yakıt demeti .....	35
Şekil 6.3 Yakıt çubuk numaraları.....	36
Şekil 7.1 SLWR yakıt demeti normalize edilmiş güç dağılımı .....	40
Şekil 7.2 MCNP ve referans değerlerin kıyaslanması .....	42
Şekil 7.3 Farklı zarf malzemeleri için nötron akı değerleri (27 numaralı çubuk için) ..	44
Şekil 7.4 HC serisi için nötron akı değerleri (27 numaralı çubuk için).....	45
Şekil 7.5 Elementlerin DPA tesir-kesitleri (AFA için).....	47

Şekil 7.6 Elementlerin ağırlıklı ortalamaları göz önünde bulundurulmuş DPA tesir kesitleri (AFA için) .....	48
Şekil 7.7 AFA içerisindeki Fe, Ni, Cr ve Al elementlerinin PKA spektrumları.....	49

## ÇİZELGELER DİZİNİ

Sayfa

Çizelge 2.1 Referans SCWR parametreleri [2].	9
Çizelge 3.1 Malzemedeki radyasyon hasarı oluşum süreci [12].	20
Çizelge 6.1 Çalışmada kıyaslanan alaşımların içerikleri.	37
Çizelge 6.2 Farklı referans AFA alaşımlarının içerikleri [20].	38
Çizelge 7.1 Farklı zarf malzemeleri için DPA, He /H üretimi.	46
Çizelge 7.2 AFA içindeki elementlerin He ve H üretim miktarları.	50
Çizelge 7.3 Kütlece %2.5/3/4 Al içeren AFA serileri	51
Çizelge 7.4 Yüksek Mn içeren HC serisi	52
Çizelge 8.1 SCWR için aday zarf malzemesi olarak önerilen alaşımların içerikleri	56

## SİMGELER VE KISALTMALAR

### Simgeler

$c_p$	Isı sığası (kJ/kg.K)
$\sigma$	Tesir-kesiti (barn)
$\phi$	Nötron akısı (n/cm <sup>2</sup> s)
$N$	Atom yoğunluğu (atom/cm <sup>3</sup> )
$Q$	Enerji-kütle dönüşüm enerjisi (eV)
$P_\ell$	Legendre polinomları
$C$	Normalizasyon sabiti
$\alpha$	Alfa
$\beta$	Beta
$\gamma$	Gama
$\varepsilon$	Hasar verimliliği
$a_0$	Bohr yarıçapı (m)
$Z$	Atom numarası

### Kısaltmalar

AFA	Alumina Forming Austenitic Stainless Steels
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Alumina
Al	Aluminyum
BWR	Boiling Water Reactor
C	Karbon
Cr	Krom
Cr <sub>23</sub> C <sub>6</sub>	Krom karbür
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Krom oksit
CrO(OH)	Krom oksihidroksit

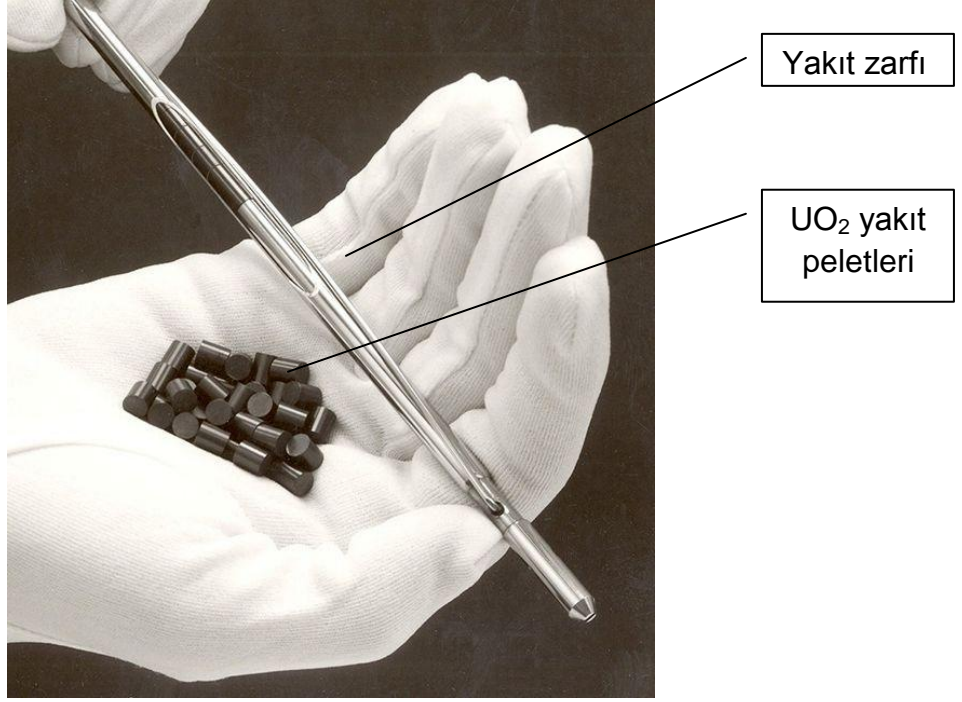
Cu	Bakır
DPA	Displacement Per Atom
ENDF	Evaluated Nuclear Data Files
$E_d$	Displacement energy
Fe	Demir
$Gd_2O_3$	Gadalyonya
HMK	Hacim Merkezli Kbik
LWR	Light Water Reactor
MCNP	Monte-Carlo N Particle
Mn	Mangan
Mo	Molibden
Nb	Niyobyum
Ni	Nikel
PKA	Primary Knock-On
PWR	Pressurized Water Reactor
SCWR	Super Critical Water Reactor
SC-FPP	Super Critical Fossil Fired Plant
Si	Silisyum
Ti	Titanyum
$UO_2$	Uranyum dioksit
V	Vanadyum
YMK	Yzey Merkezli Kbik

# 1 GİRİŞ

1950'lerden günümüze kadar, nükleer santraller elektrik talebinin karşılanması için başarılı bir şekilde işletilmiştir. Ancak, bu talebin her geçen yıl gittikçe artması, yakın gelecekte enerjinin sürdürülebilir temininin güvenilirliğini tehdit etmektedir. Mevcut enerji sistemlerinin sürdürülebilirliğinin, dünyanın gelişmiş ülkelerince sorgulanmasının bir ürünü olan ileri nesil reaktörler, enerji ihtiyacını güvenilir şekilde sağlayabilecek biçimde “sürdürülebilir”; alternatiflerine karşı rekabete dayanıklı olacak şekilde “ekonomik”; kaza olasılıklarını mevcut nükleer santrallere kıyasla oldukça düşük seviyelere indirgeyecek şekilde “güvenli” ve nükleer enerjinin sivil kullanımını yaygınlaştırarak nükleer silahsızlanmayı destekleyecek şekilde “yayıma direnci gösteren” niteliklere sahiptir. Bu bağlamda, bu sistemler düşük kaza olasılıkları, yüksek termal verim, ekonomik yakıt tüketimi, atık miktarında azalma, daha kısa inşaat süreleri, daha düşük maliyet vb. gibi önemli teknolojik özelliklere sahiptir [1].

SCWR'ler süper-kritik fazda bulunan hafif suyun soğutucu olarak kullanılmasını esas alan yeni nesil reaktör tasarımlarından birisidir. Soğutucu suyun süper-kritik fazda olması, santralin daha yüksek termal verime sahip olmasını mümkün kılmakla beraber, birçok ana ekipmana olan ihtiyacı ortadan kaldırmak suretiyle santralin maliyetinin de düşmesini sağlamaktadır [2].

SCWR'ler ile ilgili AR-GE çalışmalarının çoğu radyasyon altında, yüksek basınç ve sıcaklıklarda sorunsuz çalışabilecek kor içi yapısal malzemelerinin geliştirilmesi üzerine yoğunlaşmıştır [3, 4, 5, 6, 7]. Bu malzemelerin başında yakıt zarfı malzemesi gelmektedir. Çünkü, yakıt zarfı nükleer santrallerde bulunan ilk güvenlik bariyeridir ve zenginleştirilmiş  $UO_2$  yakıt peletlerini içinde barındırarak, hem fisyon sonucu açığa çıkan fisyon ürünlerinin soğutucuya karışmasını engeller, hem de dış ortama karşı peletleri korur (Şekil 1.1). Dolayısıyla santralin güvenli şekilde işletilmesi, yakıt zarflarının kor içinde kaldığı sürece bütünlüğünü korumasına bağlıdır.



**Şekil 1.1** UO<sub>2</sub> peletleri ve yakıt zarfı [8]

Literatürde AFA ile ilgili yapılan çalışmaların hepsi, farklı ortam koşullarında oksitlenme direnci, kararlı Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> tabakasının oluşumu, AFA'nın sürünme<sup>1</sup> dayanıklılığını ve elementlerin buna etkilerinin anlaşılması üzerine yoğunlaşmıştır. Bu çalışmalar, AFA'nın oksitlenmeye karşı yüksek sıcaklık ve basınç altında hava, su ve buhar, süper-kritik su gibi ortamlarda tipik paslanmaz çelik alaşımlarına göre daha dirençli olduğunu göstermektedir [7, 9, 10, 11].

Ancak, nükleer santrallerde kullanılacak yakıt zarfı için aday malzeme seçimi yapılırken, süper-kritik suyun yüksek basınç ve sıcaklığının yol açtığı oksitlenme ve sürünmenin yanı sıra, radyasyonun malzemedeki meydana getireceği tahribatın da göz önünde bulundurulması gerekmektedir. Nötronlar tahribattaki birincil sebeptir.

Malzeme atomlarıyla etkileşime girerek enerjilerinin bir kısmını ya da tamamını içinde buldukları malzeme atomlarına aktaran nötronlar, atomların normal konumlarından taşınmalarına sebebiyet vermektedir. Çok sayıda atomun bu şekilde yer değiştirmesi ise malzeme kusurlarına yol açarak mekanik ve fiziksel özelliklerin değişmesine

<sup>1</sup> Creep



neden olur. Öyle ki nötron akısına maruz kalmış bir malzemenin şeklinde değişiklik ve hacminde 10% mertebelerine kadar artış, sertliğin beş kat ya da daha fazla artması ve sünekliğinin düşmesi, bunun sonucunda da malzemede çevresel etkilerle başlamış çatlak oluşumuna yol açması mümkündür [12]. Bu yüzden, nükleer santrallerde radyasyon altında çalışacak malzemelerin tasarımında ve bu malzemelerin servis sürelerinin belirlenmesinde, radyasyon hasarı göz önünde bulundurulmuş önemli bir konudur. Radyasyon hasarının anlaşılabilmesi; atom başına yer değiştirme (DPA)<sup>2</sup>, helyum ve hidrojen üretimi gibi parametrelerin belirlenmesi ile mümkündür. Nötronların enerjilerini kaybedene kadar hareket yolları üzerindeki atomlarla çarpışması atomların orijinal kafes konumlarından çıkmalarına neden olur. Nötronlarla etkileşime girerek kafesten taşınan atomlar (PKA)<sup>3</sup>, geride boşluk bırakır ve durgun hale gelene kadar yolu üzerindeki farklı atomlarla çarpışarak ikincil yer değiştirmelere neden olur. Elementlerin transmütasyonları sonucu meydana gelen hidrojen ve helyum gazlarının bu boşluklara difüz ederek gaz baloncuklarını oluşturması, çok sayıda boşluğun kararlı forma dönüşmesine ve kümelenmesine yol açar [12]. Bununla birlikte bu gazların tane sınırlarında birikmesi malzemenin kırılma dayanımına sebep olur.

Bu tezde, SCWR yakıt zarf malzemesine aday gösterilebilecek AFA'nın radyasyon hasar parametreleri (DPA, He ve H üretim hızları) belirlenmiştir. AFA'nın, SCWR'lerde kullanılması düşünülen nikel ve krom içerikli alaşımlara göre en önemli farkı, içeriğindeki alüminyumdur. Alüminyumun oksijenle bağ yapma isteğinin kroma göre daha fazla olması, zarf malzemesinin dış yüzeyinde koruyucu bir alümina ( $Al_2O_3$ ) tabakası oluşmasını sağlar. Bu sayede yüksek sıcaklık ve basınç koşullarında oksitlenmeye karşı direnç arttırılmış olur.

## 1.1 Tezin Amacı

Çalışmanın amacı; zarf malzemesi olarak kullanılacak farklı AFA kompozisyonlarının, SCWR'ler için DPA, He ve H üretim miktarları gibi radyasyon hasar parametrelerini hesaplamak ve elde edilen sonuçları diğer aday malzemelerin (S316, Inconel-625,

---

<sup>2</sup> Displacement Per Atom

<sup>3</sup> Primary Knock-on Atom

Inconel-718) hasar parametreleri ile karşılaştırarak bu malzemenin SCWR için zarf malzemesi olarak kullanılmaya aday olup olamayacağını irdelemektir.

## **1.2 Yöntem**

Yakıt zarfındaki nötron akısının belirlenmesi için öncelikle SCWR yakıt demeti Monte Carlo N-Particle (MCNP) kodu ile 3-boyutlu olarak modellenmiş ve MCNP modelinin sonuçları ile literatürdeki referans modelin sonuçları kıyaslanmıştır. Daha sonra yakıt zarfı üzerine düşen enerjiye bağlı nötron akıları bulunmuş ve SPECOMP kodu kullanılarak ilgili alaşım için hasar tesir-kesitleri oluşturulmuştur. Hasar tesir-kesitleri ile enerjiye bağlı nötron akısı değerleri SPECTER kodunun girdisi olarak kullanılmış ve ilgili alaşım için radyasyon hasar parametreleri belirlenmiştir. Farklı AFA modelleri için parametrik hesaplar yapılarak analizler tekrar edilmiştir.

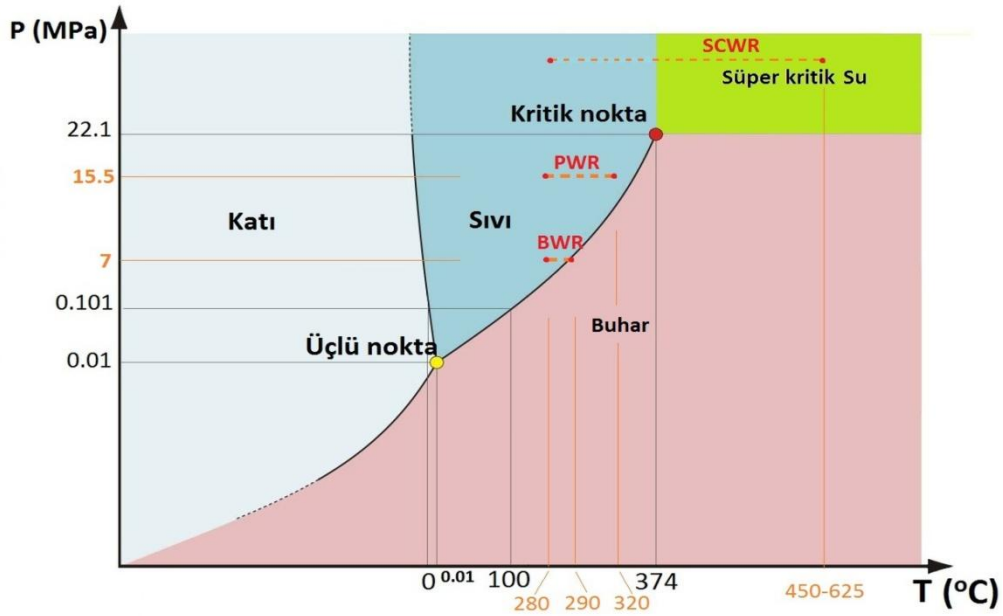
## **1.3 Kapsam**

Bu tez sekiz ana başlıktan oluşmaktadır. Genel bilgilerin yer aldığı bir ve ikinci bölümlerde çalışmanın amacı, kapsamı ve izlenen yöntem ile ilgili bilgilerin yanı sıra, IV.Nesil nükleer santrallerin genel özellikleri ve bu çalışmanın temel taşlarını oluşturan SCWR tasarımı ve AFA detaylı olarak ele alınmış, ayrıca SCWR için kullanılacak aday yakıt zarf malzemelerinin genel özellikleri ile ilgili bilgiler verilmiştir. Üçüncü başlıkta, radyasyon hasarı ve radyasyon hasar parametreleri ayrı olarak ele alınmış; çalışmada kullanılan MCNP ve SPECTER-SPECOMP kodları ile ilgili bilgiler ise dört ve beşinci başlıklar altında verilmiştir. Altıncı kısımda radyasyon hasar parametrelerinin belirlenmesi için izlenen yöntem sunulmuştur. Elde edilen sonuçlar ve bu sonuçların tartışmaları, yedinci ve sekizinci bölümlerde verilmiştir.

## 2 SÜPER KRİTİK SU SOĞUTMALI REAKTÖRLER (SCWR)

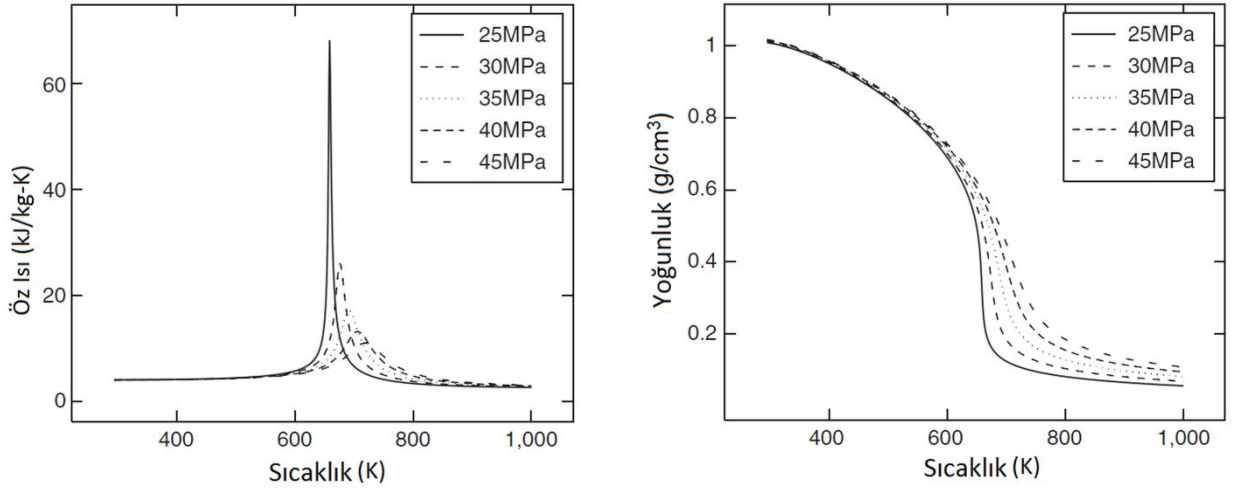
### 2.1 Süper Kritik Su ve Özellikleri

Şekil 2.1, sıcaklık ve basınca bağlı olarak suda meydana gelen faz değişimlerini göstermektedir. Bu faz diyagramında görülen “kritik nokta”, suyun sıvı ve buhar fazının bir arada bulunabildiği maksimum kritik basınç ve kritik sıcaklığa karşılık gelmektedir (22.1 MPa-374 °C). Su, bu kritik noktanın üzerinde “süper-kritik su” olarak adlandırılır.



Şekil 2.1 Suyun faz diyagramı [13].

Süper-kritik bölgede (22.1 MPa ve 374 °C üzeri) meydana gelen sıvı-buhar faz geçişi, kritik noktanın altında meydana gelen kaynamadan farklı olarak, oldukça pürüzsüz ve yayvandır. Diğer bir ifadeyle, kritik altı bölgede meydana gelen kaynama, tek fazın yer aldığı bu bölgede görülmemektedir. Bununla birlikte, süper-kritik suyun  $c_p$  değeri, Şekil 2.2'de görüldüğü gibi oldukça yüksektir [14]. SCWR'ler süper-kritik suyun bu avantajlarından yararlanmaktadır.



**Şekil 2.2** Süper kritik su için Öz Isı-Sıcaklık ve Yoğunluk-Sıcaklık Grafikleri [14].

Buna karşın, yoğunluğun kritik bölge civarında çok fazla değişmesi (yaklaşık on kat), nükleer reaktörlerde nötronların moderasyonu açısından istenmeyen bir durumdur. Ayrıca, bu fazdaki suyun yüksek oksitleme potansiyelinin olması, özel malzeme kullanımını (örneğin yakıt zarfı için) gerektirmektedir.

## 2.2 SCWR Tasarımı

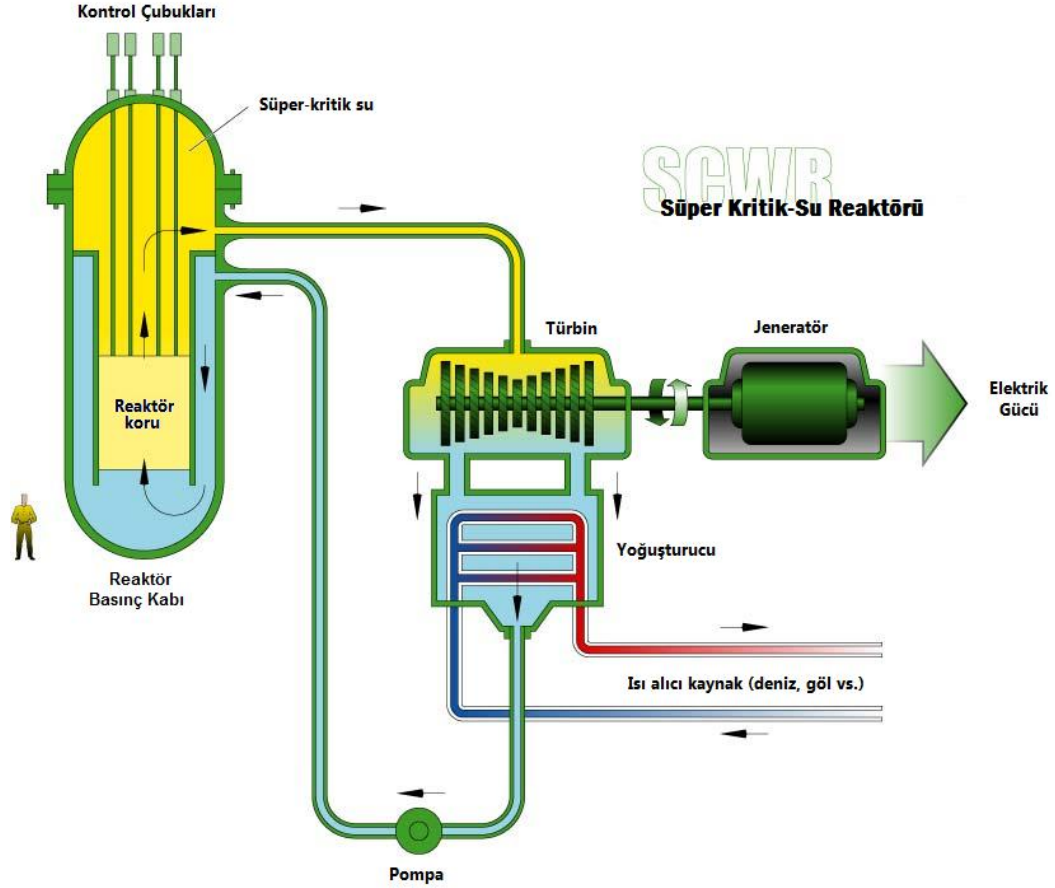
1900-1920 yılları arasında domsuz kazanların<sup>4</sup> icadı ile günümüzde birçok kömür santralinde kullanım alanı bulmuş olan süper kritik suyun nükleer santrallere entegrasyonu fikri ilk olarak N. A. Dollezhal tarafından 1964 yılında 3. Cenova Konferansı'nda ortaya atılmış, ancak bu dönemde bu tür bir sistemin geliştirilmesi ekonomik görülmediği için uzun bir süre hayata geçirilememiştir. Ekonomik bir SCWR tasarımı, ilk olarak Y.Oka tarafından, 2000 yılında "the First International Symposium on SCWRs, Design and Technology" toplantısında ortaya konmuştur [15].

Bu tasarımın geliştirilmesi sürecinde, SC-FPP ve LWR teknolojilerinden elde edilen tecrübeleri mümkün olduğunca fazla kullanmak ve ana bileşenlerde (pompa, ana buhar boruları, türbin, reaktör basınç kabı vb.) ciddi tasarım değişikliklerinden kaçınarak santrali mümkün mertebede basitleştirmek esas alınmıştır [2].

<sup>4</sup> Once-through Boiler

## 2.2.1 Reaktör Tasarımı

SCWR tasarımı, soğutucu olarak süper-kritik fazda (25 MPa-500 °C) bulunan hafif suyu kullanmaktadır. Kritik noktanın altında görülen kaynama olgusunun süper-kritik suda meydana gelmemesi, bu tasarımı birçok yönden avantajlı hale getirmektedir.

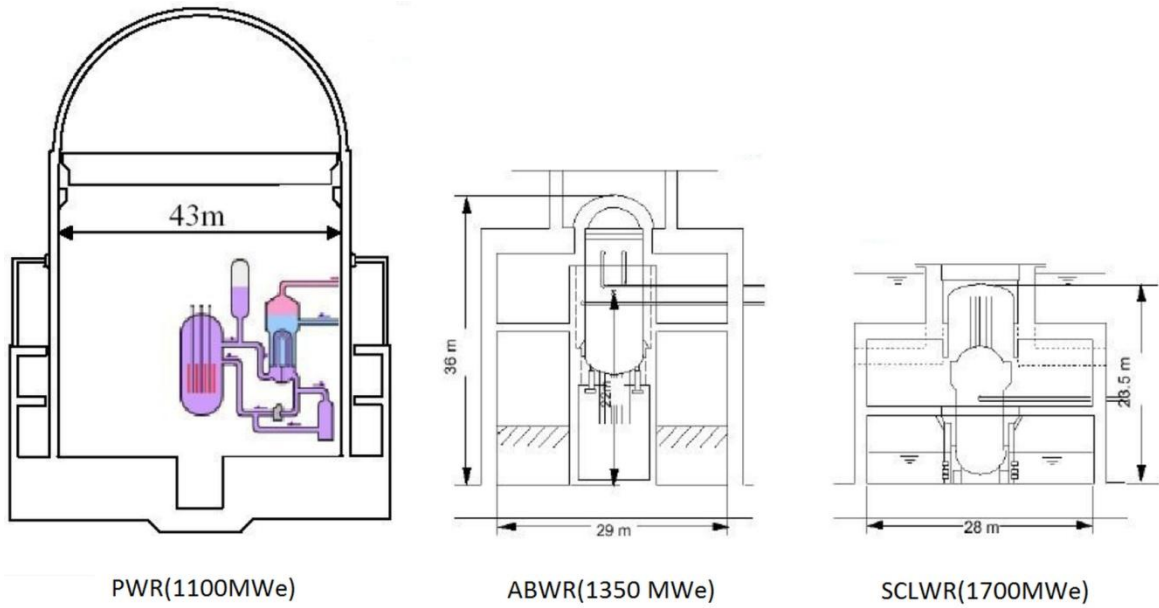


Şekil 2.3 SCWR şematik görünümü [1].

SCWR soğutucu döngüsü, Şekil 2.3'te görüldüğü gibi BWR'lere oldukça benzemektedir. Süper-kritik fazda kuru terk eden soğutucu, hem BWR sistemlerinde basınç kabının üst kısmında bulunan nem ayrıştırıcılarına ve buhar kurutucularına, hem de PWR'lerde bulunan basınçlandırıcı, buhar üretici gibi ana bileşenlere olan ihtiyacı ortadan kaldırmaktadır. Kontrol çubuğu kılavuz borularının basınç kabının üst kısmına yerleştirilmesi, basınç kabının koruma kabı içinde aşağıda

konumlandırılmasını mümkün kılarak, koruma kabının hacminin küçülmesine olanak tanımaktadır (Şekil 2.4).

Bununla birlikte, korun giriş ve çıkışındaki soğutucu suyun entalpi farkının çok yüksek olması sayesinde, ısı transferi daha az akış debileriyle (BWR'lerden beş, PWR'lerden ise yaklaşık on kat daha düşük) gerçekleştirilebilmektedir [2]. Bu sayede, yoğuşturucu, pompa, vb. gibi ekipmanların hacimlerinin de azalması mümkün olmaktadır. Tüm bu avantajlar, SCWR tasarımını basitleştirerek, inşaat süresini ve maliyetini azaltmaktadır.



**Şekil 2.4** SCWR koruma kabı boyutları [16]

Soğutucu sıcaklığının çok yüksek olması ve bu fazdaki suyun kaynamaması, santralin ısıl verimini büyük ölçüde arttırmakla beraber (~45% ve üzeri), PWR ve BWR sistemlerinde meydana gelen Baloncuklu Kaynamadan Uzaklaşma<sup>5</sup> (PWR) ve kuruma<sup>6</sup> (BWR) gibi problemleri de ortadan kaldırmaktadır. Bu yüzden, SCWR'lerde tasarım kriteri kritik ısı akısının aksine maksimum yakıt zarfı yüzey sıcaklığıdır.

Çalışmada kullanılan SCWR tasarımı ile ilgili parametreler Çizelge 2.1'de verilmiştir.

<sup>5</sup> Departure From Nucleate Boiling

<sup>6</sup> Dry-out

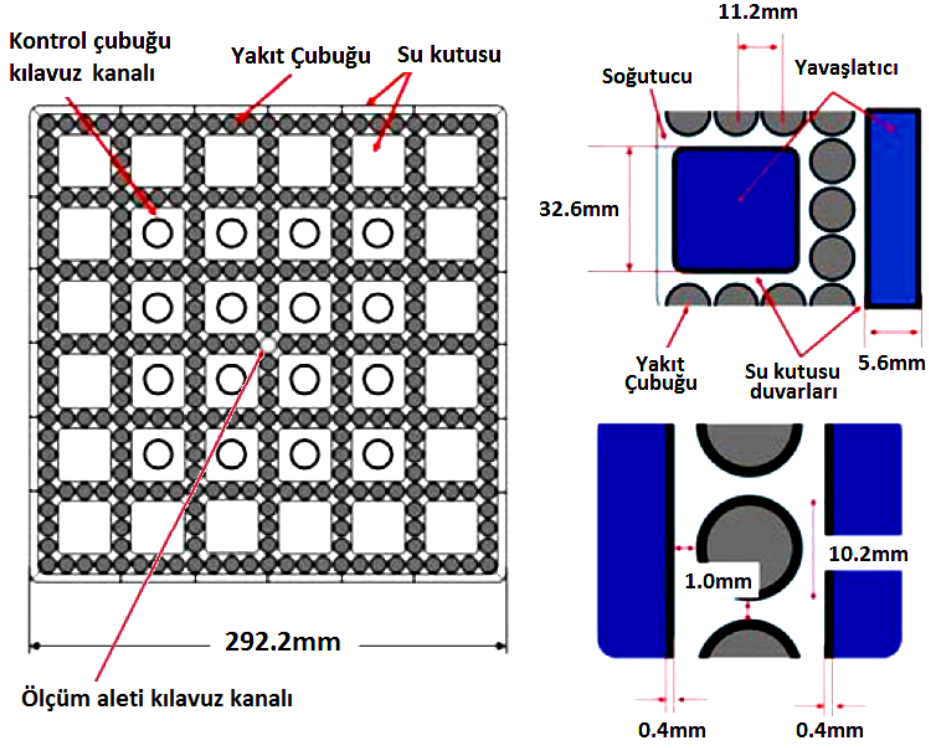
**Çizelge 2.1** Referans SCWR parametreleri [2].

<b>Parametre</b>	
Kor basıncı (MPa)	25
Isıl / Net güç (MW)	2,744 / 1,200
Soğutucu giriş / çıkış sıcaklığı (°C)	280 / 500
Toplam yakıt demeti sayısı	121
Yakıt demetindeki yakıt çubuğu sayısı	300
Yakıt pelet malzemesi	UO <sub>2</sub>
Ortalama yakıt çubuğu zenginliği (%)	6,3
Yakıt çubuğu dış çapı (mm)	10,2
Boşluk / zarf kalınlığı(mm)	0,085 / 0,63
Zarf Malzemesi	Inconel 718
Pelet yoğunluğu(g/cm <sup>3</sup> )	%97 TY
Yakıt çubuğu uzunluğu(m)	4,62
Yakıt çubuğu içindeki UO <sub>2</sub> uzunluğu(m)	4,20

### 2.2.2 SCWR Yakıt Demeti

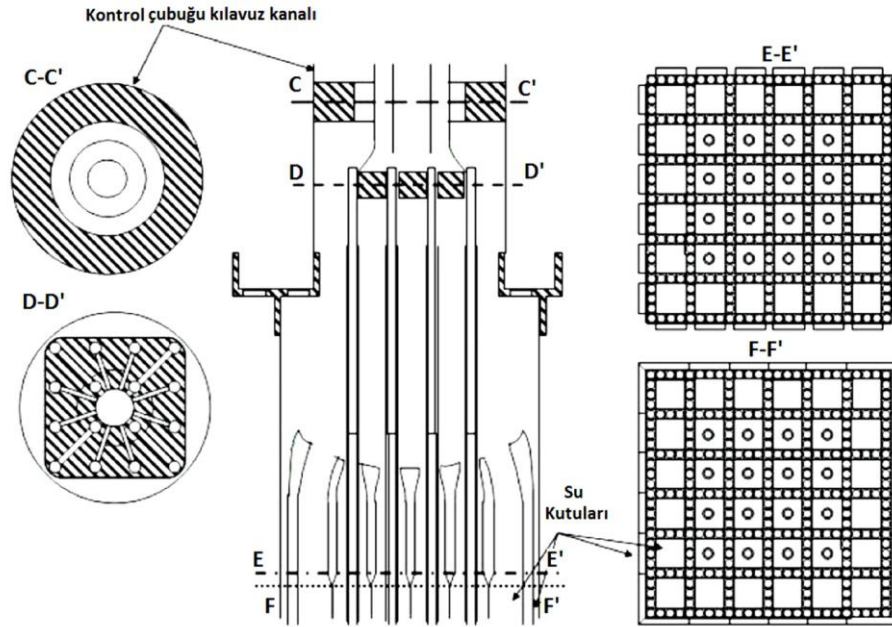
SCWR yakıt demeti Şekil 2.5'te gösterildiği gibi, 300 yakıt çubuğu içermektedir. Soğutucu vazifesi gören süper-kritik su, yakıt çubuklarının etrafından akmaktadır (Şekil 2.5 sağ-üst). Merkezde 1 adet ölçüm aleti kılavuz kanalı konumlandırılmıştır.

Nötronları yavaşlatmak için yakıt demetinin içine 36 adet, dışına ise 24 adet su kutusu yerleştirilmiştir. Bu su kutuları, daha düzgün lokal güç dağılımını sağlamakla birlikte, soğutucu ile yavaşlatıcının birbirine karışmasını da önlemektedir. Yanma oranını arttırmak için bazı yakıt demetlerinde kenar bölgelere Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> içerikli UO<sub>2</sub> peletlerinin konulması öngörülmektedir.



Şekil 2.5 SCWR kare yakıt demeti [2].

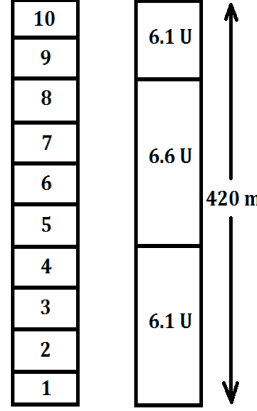
Kontrol çubukları Şekil 2.6'da gösterildiği gibidir. Yakıt demeti içindeki su kutularından 16 tanesi, kontrol çubuklarının girebilmesi için kılavuz tüpleri muhteva etmektedir.



Şekil 2.6 SCWR kontrol çubuğu [2].



SCWR yakıt çubuklarının tasarımı sürecinde, LWR'lerden elde edinilen tecrübelerden yararlanılmıştır. Yakıt olarak  $UO_2$  peletlerini kullanan SCWR'lerde, zenginlik aksenal doğrultuda üçe bölünmüştür (Şekil 2.7). Bu sayede aksenal yönde güç dağılımının düzgün olması sağlanmakta ve yakıt merkez sıcaklığı düşürülmektedir.



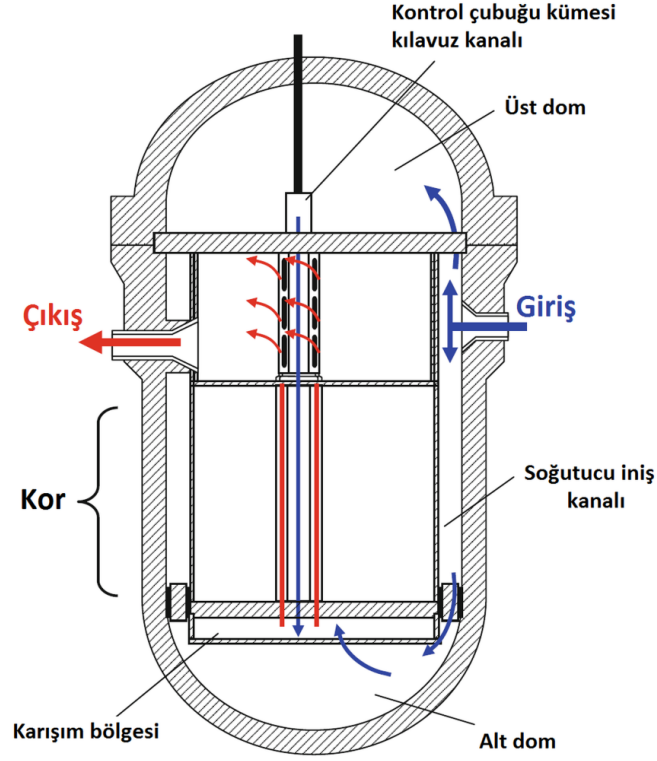
**Şekil 2.7** SCWR yakıt çubuğu aksenal zenginlik değerleri [2].

Zarf malzemesi üzerindeki basınç farkının azaltılması için, tipik BWR ve PWR'lerde olduğu gibi pelet ile zarf arasındaki boşluğa helyum gazı basılması düşünülmektedir.

### 2.2.3 Kor içi akış

Reaktörün kor içi akış şeması Şekil 2.8'de gösterilmiştir. Korun üst bölümüne konumlandırılmış giriş ağzından giren soğutucu, PWR'lerden farklı olarak hem üst plenum, hem de alt plenum olmak üzere iki farklı yol izlemektedir. Üst domaya yönlendirilmiş soğutucu, yakıt demetlerindeki su kutularının içinden aşağıya doğru akarak, soğutucunun geri kalan kısmı ile korun alt kısmında bulunan karışım bölgesinde<sup>7</sup> birleşmekte ve yakıt çubukları etrafından yukarıya doğru akmaktadır. Su kutularının içinden aşağıya doğru akan soğutucu, yavaşlatıcı görevi görürken, yakıt çubuklarının etrafından yukarıya doğru akan su ise soğutucu görevi görmektedir. Bu sayede soğutma ve yavaşlatma işlemleri etkili bir şekilde gerçekleştirilebilmektedir.

<sup>7</sup> Mixing plenum



**Şekil 2.8** Kor soğutucu akışı [2].

Şekil 2.8'de gösterilen akışta, yavaşlatıcı ve soğutucunun korunun alt bölgesinde bulunan karışım bölgesi dışında hiçbir yerde karışmasına müsaade edilmemektedir. Kora giren soğuk su ile kor çıkışındaki sıcak suyun ilk olarak korunun üst bölgesinde karışması, malzemelerin ısıl yorulmasına sebebiyet verecektir. SCWR korunda soğutucu ve yavaşlatıcının alt bölgede karışması, hem bu sorunu ortadan kaldırmakta, hem de soğutucunun kor çıkış sıcaklığının yükselmesini sağlayarak santralin ısıl verimini arttırmaktadır [2, 17].

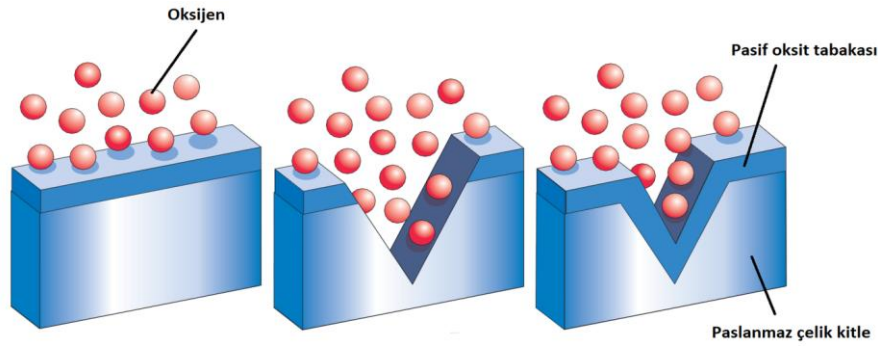
### 2.3 SCWR Aday Yakıt Zarf Malzemeleri

SCWR'lerin yüksek işletme sıcaklık ve basınçları, yakıt zarfı için oldukça agresif bir ortam teşkil etmektedir. Kullanılacak zarf malzemesinin radyasyona, sürünmeye ve korozyona karşı dirençli olması SCWR'lerin güvenilirliği açısından çok önemlidir. Bu yüzden, aday zarf malzemesi olarak oksitlenmeye ve sürünmeye karşı dayanıklı olduğu bilinen paslanmaz çelikler veya nikel bazlı alaşımların kullanılması öngörülmektedir [3, 6, 18, 19, 20].

### 2.3.1 Paslanmaz Çelikler

Paslanmaz çelikler, içeriklerinde kütlece en az %11-12 oranında Cr muhteva eden çelik alaşımlarıdır. Bu tür çelikler, korozyona karşı yüksek direnç göstermeleri, kolay işlenebilir olmaları ve yüksek sıcaklıklarda kullanılabilmeleri nedeniyle, fosil yakıt kullanan termik santraller ve nükleer santrallerde çokça kullanım alanı bulmuştur.

Paslanmaz çeliklerde yüksek korozyon dayanımını sağlayan en önemli unsur, oksijenin bulunduğu ortamlarda kromun yüzeyde kendini yenileyebilen, pasif, çok ince ve saydam bir  $Cr_2O_3$  tabakası oluşturmasıdır (Şekil 2.9).



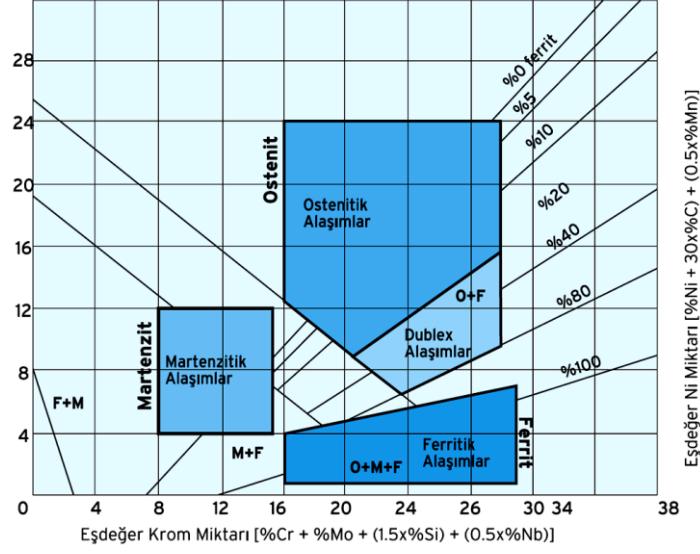
**Şekil 2.9 Pasif oksit tabakası etkisinin şematik gösterimi [21].**

Bir anlamda izolatör görevi gören bu tabaka, malzemenin oksijen ile temasını keserek çeliğin kimyasal reaksiyonlara karşı pasif davranmasını sağlamaktadır. Söz konusu paslanmaz çelik alaşımlarına Ni, Al, Mn, Mo, Ti, Cu gibi farklı elementlerin ilavesiyle, hem korozyon dayanımı artırılabilmekte, hem de kullanım amacı doğrultusunda malzemeye arzu edilen özellikler kazandırılabilir.

**Ferritik paslanmaz çelikler**, kütlece %10.5 ile %27 arasında Cr ve çok az Ni içeren alaşımlardır. HMK kristal yapısına sahip ferritik paslanmaz çeliklerin krom muhtevası nedeniyle korozyon dirençleri oldukça yüksektir. 405, 409, 416, 430 vb. kalite paslanmaz çelikler en bilinen örneklerdir.

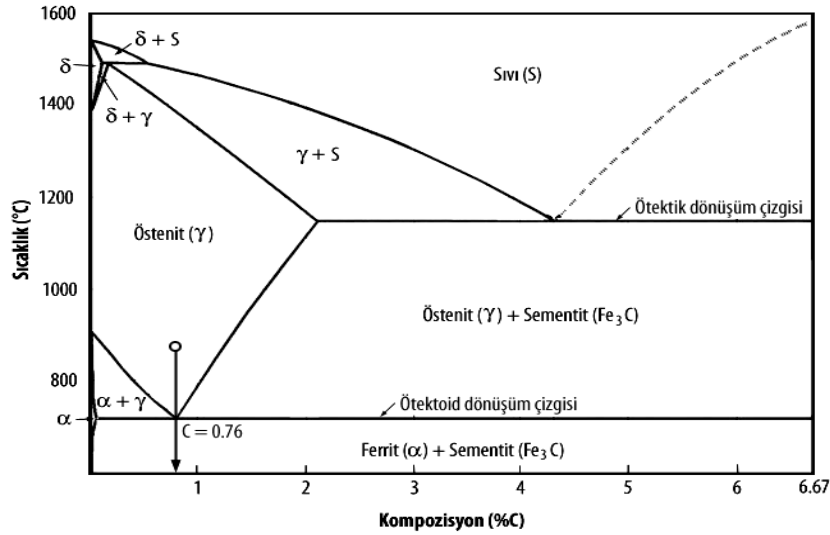
**Östenitik çelikler**; günümüzde en çok kullanım alanı bulan ve en çok çeşide sahip olan paslanmaz çelik türüdür. Östenit fazın kararlı olması için içeriklerindeki Ni miktarı ferritik çeliklere göre daha fazla tutulmaktadır. Korozyona karşı oldukça dirençli olan östenitik paslanmaz çeliklerin YMK kristal yapıya sahip olmaları, sürünme

dayanımlarının HMK kristal yapıdaki ferritik çeliklere göre daha yüksek olmasını sağlamaktadır. SCWR'lerde kullanılması düşünülen en bilinen türleri 304 ve 316 kaliteleridir [15, 16, 18, 19].



Şekil 2.10 Schaeffler Diyagramı [21].

İç yapıların ferritik veya östenitik olmasını, alaşım içindeki elementler belirlemektedir. Şekil 2.10'da gösterilen Schaeffler diyagramı alaşım elementlerinin çeliğin iç yapısını nasıl değiştirdiğini göstermektedir.



Şekil 2.11 Demir-karbon denge diyagramı [22].

Krom iç yapının ferritik olmasını sağlayan en önemli ferrit stabilizatördür. Krom yanında Si, Mo, V, Ti ve Al elementleri de ferrit alanı genişleten elementlerdir. Nikel ise östenitik yapının kararlı olması için gerekli olan en önemli elementtir. Alaşım içerisindeki nikel miktarının artırılması, Şekil 2.11'de gösterilen ötektoid dönüşüm çizgisini aşağı çekerek, iç yapının oda sıcaklığında bile östenit kalmasını sağlamaktadır. Bununla birlikte, Mn, Cu ve C elementleri de östenit alanı genişleten stabilizatörlerdir.

### **2.3.2 Nikel Bazlı Alaşımlar**

Mühendislik uygulamalarında en çok kullanılan nikel bazlı alaşımlar, yüksek dayanıma sahip ve ~1000 °C üzerindeki sıcaklıklarda korozyona dayanıklı Ni-Cr-Fe ailesidir. Inconel 601/625/718 tipleri bu grubun en bilinen örnekleridir. Güçlü bir östenit stabilizatörü olan nikelin kütlece miktarı bu tür alaşımlarda minimum %50'dir. Bu sayede, alaşım iç yapısının östenit kalması mümkün olmaktadır. Ancak nikelin diğer elementlere göre daha pahalı olması bu tür alaşımların üretim maliyetlerini de oldukça arttırmaktadır.

### **2.3.3 Alumina Oluşturan Östenitik Paslanmaz Çelikler**

Paslanmaz çeliklerin korozyona karşı dirençleri, oksijenin bulunduğu korozif ortamlarda koruyucu bir oksit tabakası oluşturabilmelerinden ileri gelmektedir. Bu bağlamda uzun süreli korozyon direnci, mevzu bahsi geçen oksit tabakasının kararlı ve sürekli bir yapıda olmasını gerektirmektedir.

Alümina oluşturan östenitik paslanmaz çeliklerin dış yüzeyinde oluşan  $Al_2O_3$  tabakası, standart paslanmaz çeliklerde oluşan  $Cr_2O_3$  tabakasına göre daha stabil ve büyüme hızı daha düşüktür. Ayrıca,  $Cr_2O_3$  tabakası su+buhar ortamlarında, uçucu olan  $CrO(OH)$  bileşiğini oluşturmak suretiyle oksit tabakasının incelmesine neden olabilmektedir.  $Al_2O_3$  tabakası ise bu tür ortamlara  $Cr_2O_3$ 'a göre daha iyi uyum sağlamaktadır [20, 23].

$Al_2O_3$  oluşturan ferritik çeliklerin korozyon dirençleri oldukça yüksektir. Fakat, hem yüksek sıcaklık hem de yüksek basınç altında çalışan sistemlerde, korozyon

direncinin yanında sürünme dayanıklılığının da göz önünde bulundurulmalıdır. Fe-Cr-Al tabanlı ferritik çeliklerin HMK kristal yapıda olmaları, bu tür çeliklerin yüksek sıcaklıklar altında sürünme dayanımlarının düşmesine neden olmaktadır. Bu sebeple, bu tür çeliklerin iç yapılarının östenitik olması tercih edilmektedir.

#### **2.3.4 AFA Alaşımlarında Oksitlenme ve Sürünme Dayanımını Etkileyen Elementler**

Bir önceki bölümde değinildiği gibi, AFA çeliklerinin oksitlenmeye karşı daha dirençli olmaları, oksijenin bulunduğu korozif ortamlarda koruyucu yapıdaki  $Al_2O_3$  tabakası oluşturabilmelerinden ileri gelmektedir. Bununla birlikte, bu tabakanın kararlı yapıda olması da çok önemlidir. Sürünme dayanımı ise birincil olarak alaşım iç yapısının YMK formunda olması ile ilgili bir durumdur.

Kararlı yapıdaki  $Al_2O_3$  tabakası oluşumunu ve sürünme dayanımını etkileyen elementlerden birisi alüminyumdur. AFA alaşımlarında  $Al_2O_3$  tabakasının oluşumu için gerekli olan alüminyumun ferrit stabilizatör olması; konsantrasyonundaki fazla artışın, sürünme dayanımı açısından gerekli olan YMK yapıdaki östenit fazın kaybedilmesine neden olmaktadır. Buna karşın alüminyum konsantrasyonundaki düşüş ise stabil ve koruyucu  $Al_2O_3$  tabakası oluşumunu önlemektedir. AFA alaşımlarında alüminyum konsantrasyonu ağırlıkça %2.5-4 arasındadır.

Malzemeye ilave edilen krom,  $Cr_2O_3$  tabakası oluşturarak oksitlenme direncini arttırmaktadır. AFA ile ilgili çalışmalarda, kromun,  $Al_2O_3$  tabakası oluşumu için gerekli olan alüminyum miktarını aşağıya çekmekte olduğu görülmüştür [11, 20].

Alüminyum ile krom arasındaki oran östenit fazın kararlılığı açısından 2:1'dir. Yani, alaşım içindeki krom miktarının ağırlıkça %2 artması,  $Al_2O_3$  tabakası oluşumu için gerekli olan alüminyum miktarında %1'lik bir azalma sağlamaktadır. Ancak, krom en etkili ferrit stabilizatördür. Bu nedenle, miktarının artması alüminyuma benzer şekilde iç yapıyı ferrite dönüştürerek sürünme dayanımının düşmesine yol açmaktadır.

Alaşıma ilave edilen nikel, AFA alaşımlarında, iç yapının östenit kalmasını sağlayan en önemli östenit yapıcı elementtir. Bu manada, sürünme dayanımında oldukça

önemli bir rol oynamaktadır. Nikel aynı zamanda,  $Al_2O_3$  tabakası oluşumuna da yardımcı olmaktadır. AFA alaşımlarında nikel konsantrasyonu %20-%25 mertebelerindedir. Bu değerler, nikel bazlı Inconel alaşımlarına göre çok daha düşüktür.

Mangan, östenit fazın elde edilmesi noktasında, kullanılabilecek östenit yapıcı bir elementtir. Nikelden 5-10 kat daha düşük maliyete sahip olan manganın, aynı zamanda Fe-Cr alaşımları içinde yayılma gücü yüksektir ve bu dizilim içerisinde kararlı bir yapı oluşturmaktadır. Çok yüksek mangan konsantrasyonları, alaşımın oksitlenme hızını arttırsa da, yapılan araştırmalar ağırlıkça %5-%9 miktarında mangan içeren AFA alaşımlarının az miktarda bakır ilavesiyle yüksek oksitlenme ve sürünme direncine sahip olabileceğini göstermektedir [10]. Bu özelliklerine karşın, oldukça yüksek nötron soğurma tesir-kesitine sahip olması nükleer santrallerdeki nötron popülasyonu açısından dezavantaj oluşturmaktadır<sup>8</sup>.

AFA alaşımlarında hem sürünme dayanımını, hem de kararlı bir  $Al_2O_3$  tabakası oluşumunu etkileyen elementlerin en önemlilerinden birisi de niyobyumdur. AFA ile ilgili yapılan çalışmalarda, niyobyum miktarındaki artışının  $Al_2O_3$  tabakası oluşumuna yardımcı olduğu, buna karşın Nb konsantrasyonunun %1'e kadar sürünme dayanımını arttırdığı, %1'den daha fazla miktarlarda bulunması ise sürünme dayanımını azalttığı görülmüştür. Aynı zamanda, Nb miktarındaki fazla artış,  $Fe_2(Mo,Nb)$  formunda Laves fazı çökeltilerinin<sup>9</sup> oluşmasına yol açmaktadır.

Tüm paslanmaz çeliklerde olduğu gibi AFA alaşımlarının da yapısında bulunan karbon, krom ile birlikte tane sınırlarında krom karbür ( $Cr_{23}C_6$ ) oluşturarak, hem alaşım kompozisyonundaki krom miktarının azalmasına hem de kırılma hızına yol açmaktadır. Bu yüzden, krom konsantrasyonu artırılarak bu durumun önüne geçilebilir ancak bu istenilen bir iç yapıda AFA eldesini zorlaştırmaktadır. AFA alaşımlarında, karbür yapma eğilimi kromdan daha fazla olan titanyum ve vanadyum elementleri bu amaçla kullanılmaktadır. Bu tip elementler, karbon ile birlikte küçük ve sert MC formunda çökeltiler oluşturmaktadırlar. Alaşım içinde hareket edebilen

<sup>8</sup> Mn:  $\sigma_a=13.3$  b, Ni:  $\sigma_a=4.43$  b, Fe:  $\sigma_a=2.55$  b, Cr:  $\sigma_a=3.1$  b [31]

<sup>9</sup> Laves phase precipitates [20]

dislokasyonların yolu üzerinde bu tip MC çökeltilerinin oluşması (M: Ti, V, Nb), sürünme dayanımının artmasını da sağlamaktadır [7, 10, 11, 20, 23].



### 3 RADYASYON HASARI VE RADYASYON HASAR PARAMETRELERİ

Radyasyon hasarı genel olarak, radyasyonun malzeme atomlarıyla etkileşime girmesi sonucu atomların kafes konumlarından çıkması ve böylece malzeme kusurlarını meydana getirmesi olayıdır. Bu etkileşim esas itibariyle, enerji yüklü parçacığın enerjisini hedef atoma aktarması olarak tanımlanabilir.

Radyasyonun malzeme özelliklerine etkisini fiziksel ve mekanik etkiler olarak sınıflandırmak mümkündür. Radyasyon sonucu tane sınırlarında elementlerin miktarlarındaki değişimler<sup>10</sup>, boşlukların/gaz baloncuklarının oluşumu<sup>11</sup> ve malzemenin şişmesi<sup>12</sup>, element konsantrasyonlarının dislokasyonlar sonucu lokal olarak değişmesi ve bu sebeple hem bölgesel olarak fazın bozulması, hem de çözünebilirlik sınırı aşıldığı takdirde matris içerisinde çökeltilerin oluşması<sup>13</sup> vb. gibi durumlar fiziksel etkilere örnektir. Bu etkilere bağlı olarak, malzemenin sertleşmesi, deformasyonu, kırılma dayanımının düşmesi vb. ise radyasyonun mekanik özellikler üzerindeki etkileri olarak ele alınmaktadır [12].

Nükleer santrallerde kor içi yapısal malzemeler yüksek enerjili fisyon ürünleri, alfa, beta, gama ve nötron gibi farklı tipte radyasyonlara maruz kalmaktadır. Ancak bu radyasyon tiplerinin zarf malzemesine etkileri aynı değildir. Örneğin fisyon sonucu açığa çıkan fisyon ürünleri ve alfa parçacıklarının penetrasyon mesafeleri oldukça düşük olduğu için etki alanları yakınlarındaki komşu atomlarla sınırlıdır. Bu sebeple, yakıt peleti içinde kalmaktadırlar. Beta ve gama radyasyonlarının penetrasyon mesafeleri alfa radyasyonuna göre daha uzun olmasına rağmen genellikle çubukları çevreleyen yavaşlatıcı tarafından soğurulmaktadırlar. Dolayısıyla, alfa, beta ve gama radyasyonlarının yakıt zarf malzemesi üzerinde çok az etkisi vardır. En fazla penetrasyon mesafesine sahip olan nötronlar, tahribattaki birincil sebeptir.

Nötron akısına maruz kalan malzemelerde meydana gelen olaylar Çizelge 3.1'de verilmiştir.

---

<sup>10</sup> Radiation-Induced Segregation

<sup>11</sup> Radiation-Induced Voids / Bubbles

<sup>12</sup> Radiation-Induced Swelling

<sup>13</sup> Radiation-Induced Precipitation

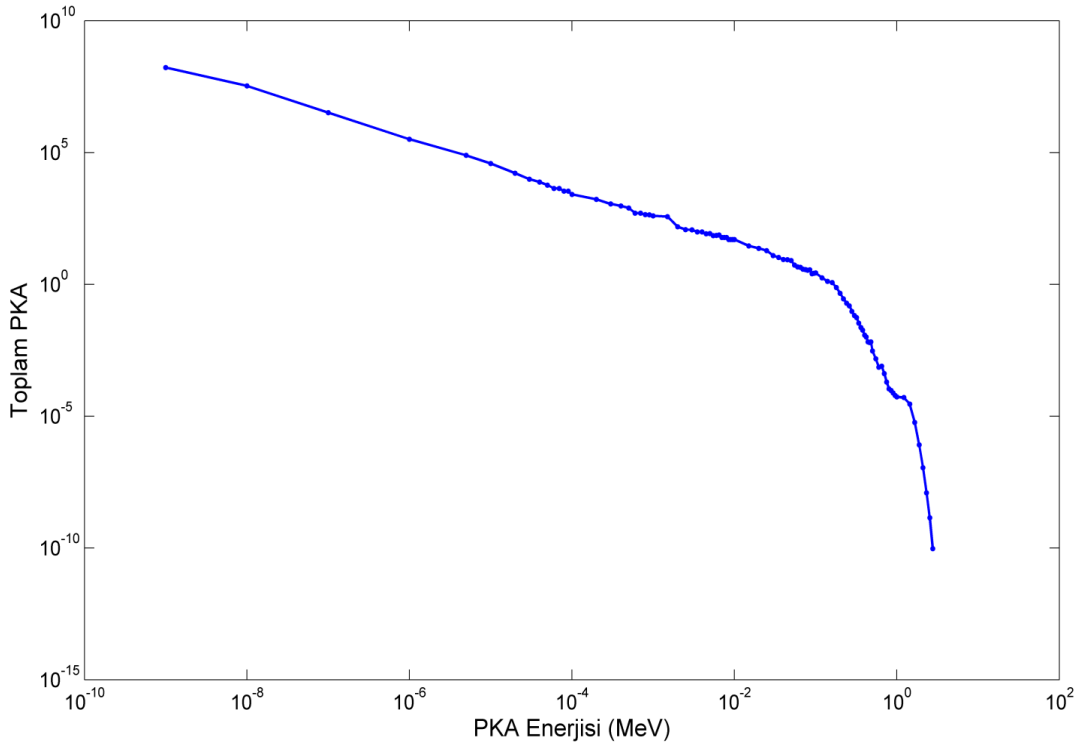
**Çizelge 3.1** Malzemede radyasyon hasarı oluşum süreci [12].

Zaman (sn)	Olay	Sonuç
$10^{-18}$	Gelen nötronların kafes atomlarıyla etkileşime girerek enerjisini transfer etmesi	PKA oluşumu
$10^{-13}$	PKA'nın diğer kafes atomlarıyla etkileşime girmesi sonucu ikincil yer değiştirmelerin oluşumu	Ardışık meydana gelen atomik yer değiştirmeler
$10^{-11}$	Spontane rekombinasyonların ve kümelenmelerin oluşumu	Kararlı frenkel çiftlerinin oluşumu (boşluk-arayer çiftleri)
$>10^{-8}$	Termal göçlerin meydana gelmesi	Rekombinasyonlar, kümelenmeler

Bu noktada, nötronların kafes konumundan çıkarttığı tüm atomların PKA olarak tanımlandığını belirtmekte fayda vardır. Nötronların etkileşime girerek kafes konumundan çıkarttığı ilk atom birincil PKA, diğer atomlar ise ikincil PKA olarak adlandırılmakta ve hepsinin toplamı, malzemedeki toplam PKA değerini vermektedir.

Nötronların hedef atoma aktardığı enerji miktarı, malzemedeki toplam PKA miktarını değiştirmektedir. PKA'ya nötronlar tarafından transfer edilen enerji ne kadar fazlaysa, PKA enerjisi de o kadar artacaktır. Buna karşın nötronlar ise enerjilerini büyük oranda kaybettikleri için ikincil PKA'ları meydana getirmeye hasıl olamayacaktır. Dolayısıyla, PKA enerjisindeki artış ile toplam PKA sayısı arasında ters bir orantı vardır. Şekil 3.1, bu durumu AFA içindeki demir elementi için göstermektedir.

Nötron akısına maruz kalarak orijinal kafes konumundan taşınmış bir PKA'nın ise ikincil dislokasyonlar meydana getirebilmesi için, etkileşime gireceği atoma gerekli olan minimum enerjiyi ( $E_d$ ) aktarması gerekmektedir. Eğer PKA'nın hedef atoma transfer ettiği enerji,  $E_d$  değerinden küçükse atom kafesteki denge konumunda titreşecektir. Bu titreşim, komşu atomlara da aktarılarak enerjinin ısı olarak açığa çıkmasına yol açmaktadır.



**Şekil 3.1** Demir için PKA spektrumu (SPECTER).

Malzemelerin kristal yapıya sahip olmaları da, PKA'ların sebep olduğu ikincil dislokasyonların oluşumu üzerinde etkilidir. Burada, odaklanma<sup>14</sup> ve kanallama<sup>15</sup> olarak adlandırılan iki mekanizma söz konusudur.

Odaklanma; belirli dizilime sahip atomların aynı sırada bulunan komşu atomlarla kafa kafaya çarpışmalar yapmaları sonucu, enerjilerinin ve/veya atomların kademeli bir şekilde tek sıra boyunca transfer edilmesi durumudur. Odaklanmanın meydana geldiği bölgede bulunan diğer komşu atomların, hareket halindeki atomlar üzerinde itici etki yaratması ve odaklanmayı çevreleyen atom halkalarının, atomun farklı bir yöne saçılma<sup>16</sup> ihtimalini azaltarak, atomun düz bir hat boyunca ilerlemesini sağlaması, bu işlemi kolaylaştırmaktadır<sup>17</sup>. Buna karşın, farklı alaşım elementlerinin

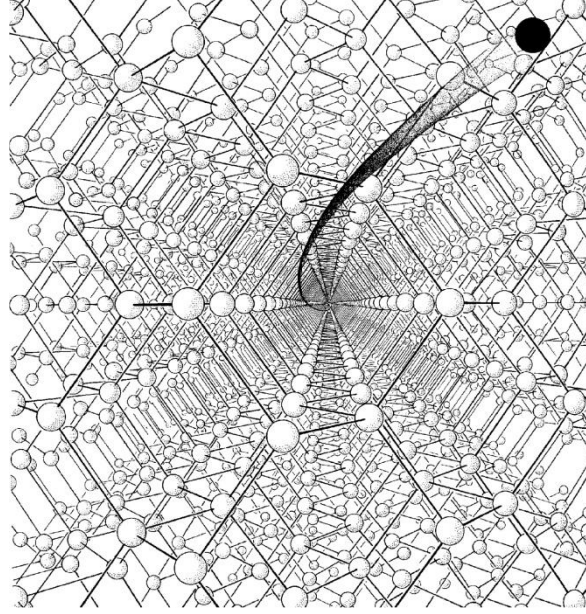
<sup>14</sup> Focusing

<sup>15</sup> Channeling

<sup>16</sup> Glancing collision

<sup>17</sup> Assisted focusing

ya da malzeme kusurlarının (boşluk-arayer çiftleri, dislokasyonlar) mevcudiyeti bu tür kademeli çarpışmaları önlemektedir [12].

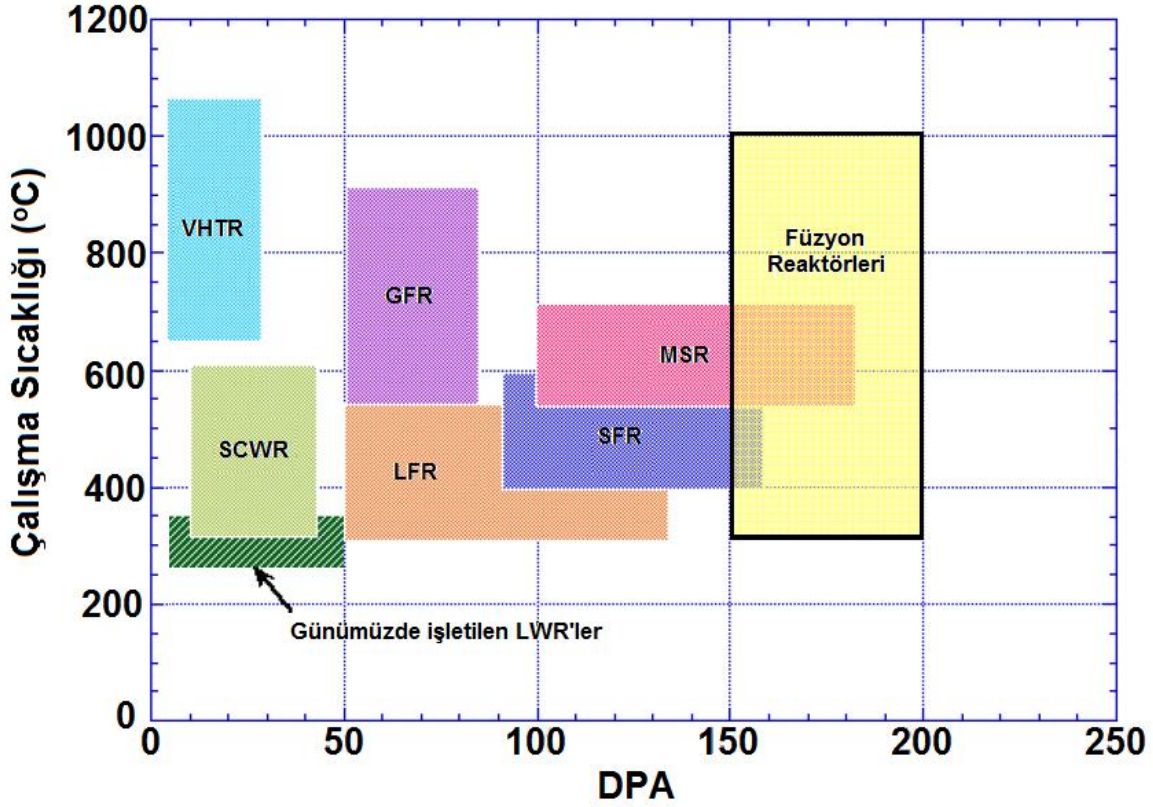


**Şekil 3.2** Kanallama mekanizması [12].

Kanallama ise Şekil 3.2'de görüldüğü gibi, orijinal konumundan taşınmış atomların kristal latis içindeki açık yönelimlerde hareket ederek uzun mesafeler katedebilmesi durumudur. Sık örgülü atomların çevrelediği bu kanalda taşınan atomlar, yukarıda bahsedilen itici etkilerin de yardımıyla orijinal konumundan oldukça uzak mesafelere taşınarak arayer atomu olarak kalmaktadır.

### **3.1.1 DPA**

Malzemede radyasyon hasarının belirlenmesi ile ilgili standart parametre atom başına yer değiştirme (DPA)'dir. Malzemelerin farklı nötron akılarına maruz kalması sonucu meydana gelen olaylar (yani dislokasyonlar) hakkında bilgileri içeren DPA, nötronlar tarafından malzemeye transfer edilerek depolanan enerjinin kalıcı olarak dislokasyona uğramış atom sayısı cinsinden karşılığının bir ölçüsüdür. Bu bağlamda, radyasyonun etkisini nötron akısından daha iyi temsil etmektedir [12, 24].



**Şekil 3.3** Farklı Reaktörlerde bulunan yapısal malzemelerin işletme koşulları [25].

Şekil 3.3, farklı işletme koşullarına sahip reaktör korlarında bulunan yapısal malzemelerin maruz kaldığı DPA değerlerini göstermektedir. Günümüzde ticari olarak işletilen LWR'lerde radyasyon dozu 10 - 50 dpa civarındadır. Çalışma sıcaklıkları çok daha yüksek olan ve hızlı nötron spektrumlarına sahip ileri tasarımlarda ise bu değer 100-200 dpa mertebelerine kadar çıkabilmektedir.

Nötron akısına maruz kalan malzemenin birim hacminde ve birim zamanda meydana gelen dislokasyon sayısı Denklem 3.1'de verilmiştir [12].

$$R_{DPA} = \frac{R}{N} = \int_{E_m}^{E_M} \sigma_D(E_i) \Phi(E_i) dE_i \quad 3.1$$

Bu denklemde  $R$ , birim hacimde ve birim zamanda meydana gelen yer değiştirme sayısı,  $N$ , atom yoğunluğu,  $E_M$ , maksimum nötron enerjisi,  $E_m$ , minimum nötron enerjisi,  $\sigma_D(E_i)$ , enerjiye bağlı yer değiştirme tesir-kesiti (DPA tesir-kesiti),  $\Phi(E_i)$  ise enerjiye bağlı nötron akısıdır.

Yer deęiřtirme kesit-alanı ise:

$$\sigma_D(E_i) = \int_{T_m}^{T_M} \sigma(E_i, T) v(T) dT \quad 3.2$$

řeklinde verilmektedir [12].  $T_M$ , maksimum transfer edilen enerji,  $T_m$ , minimum transfer edilen enerji,  $\sigma(E_i, T)$ ,  $E_i$  enerjisine sahip nötronun hedef atomla yapabileceęi etkileřimlerin (elastik, inelastik,  $(n, 2n)$ ,  $(n, \alpha)$  vb.) tesir-kesitleri,  $v(T)$ , etkileřim sonucunda oluřan PKA'nın meydana getirdięi ikincil yer deęiřtirmelerin sayısını vermektedir.

Farklı reaksiyon çeřitleri için Denklem 3.1'in belirlenebilmesi, öncelikli olarak  $\sigma_D(E_i)$  deęerinin bulunmasını gerektirmektedir. Bunun için, gelen nötronun enerjisi ve hedef çekirdeęe transfer edilen enerji bilinmelidir. Enerji ve momentumun korunum denklemlerinden nötron enerjisi ile saęılma enerjisi arasındaki iliřki en genel olarak:

$$T(E, E_x, \theta) = U_3 E_x + U_1 U_4 E - 2[EE_x U_1 U_3 U_4]^{1/2} \cos\theta \quad 3.3$$

řeklinde türetilmiřtir [30]. Bu denklemde,  $E_x = E_1 U_2 + Q$ , toplam enerjii,  $Q$ , nükleer reaksiyonda enerji-kütle dönüřüm enerjisini,  $\theta$ , gelen nötronun yönü ile saęılan atomun yönü arasındaki açı,  $U_i: m_i/(m_1 + m_2)$ , 1, 2, 3 ve 4 indisleri sırasıyla nötronun, hedef atomun, salınan parçacıęın ve saęılan çekirdeęin kütlelerini temsil etmektedir.

### 3.1.2 He ve H Üretimi

Nükleer reaktörlerde helyum üretimi malzemenin nötron akısına maruz kalarak elementlerin transmütasyonu sonucunda meydana gelmektedir. Özellikle enerjileri yaklaşık 4 MeV ve üzerinde olan nötronlar, hemen hemen bütün elementler ile  $(n, \alpha)$  reaksiyonunu meydana getirecek potansiyele sahiptir. Bu tür nötronlara maruz kalan elementlerden, paslanmaz çelik içinde He üretimine en fazla katkı saęlayan element  $^{58}Ni$ 'dir. Bunun sebebi, paslanmaz çeliklerde kullanılan dięer elementlerin tesir-kesitlerinin genellikle nikel göre daha düşük olmasıdır. He oluşumu bununla birlikte,  $^{58}Ni(n, \gamma)^{59}Ni(n, \alpha)^{56}Fe$  transmütasyonu ve  $^{10}B(n, \alpha)^6Li$  sonucunda da meydana gelmektedir. Ancak  $^{10}B$  reaksiyonundan gelen He üretim miktarı  $^{58}Ni$ 'ye göre çok

düşüktür. Ayrıca, bu tür bir reaksiyonda,  $^{10}B$  üretimi ve tüketimi standart reaktör koşullarında dengeye ulaşmaktadır.  $^{58}Ni(n, \gamma)^{59}Ni(n, \alpha)^{56}Fe$  ise lineer olmayan bir reaksiyon zinciridir. Diğer bir deyişle, malzemenin nötron akısına maruz kalması, radyoaktif  $^{59}Ni$  konsantrasyonunu arttırmakta ancak bu artışı dengeleyecek bozunum, sadece  $10^{23}$  n/cm<sup>2</sup> üzeri termal nötron akılarında mümkün olabilmektedir. Günümüz reaktörlerinde ve SCWR'lerde bu kadar yüksek akı değerlerinin mevcut olmaması, yakıt çubuklarının kor içinde kaldığı süre boyunca  $^{59}Ni$  konsantrasyonunun ve buna bağlı olarak He üretiminin artmasına neden olmaktadır.

Çeliklerde, H üretimi ise, elementlerin transmutasyonu sonucu oluşmasının yanında, farklı çevresel etkilerle birlikte de meydana gelebilmektedir (örneğin, korozyon, suyun radyolitik reaksiyonlarla parçalanması, nötronların direkt olarak su moleküllerine çarpması sonucu H üretimi vb.). Burada, He oluşumuna benzer şekilde  $^{58}Ni$  atomları başrol oynamaktadır. Çelik alaşımlarında  $(n, p)$  reaksiyonunun meydana gelmesinde enerjileri özellikle ~1 MeV ve üzeri olan nötronların  $^{58}Ni$  ile etkileşime girmesi sebep olmaktadır.  $(n, \alpha)$  reaksiyonu için gerekli eşik enerjisinin yaklaşık 4 MeV civarında olduğu göz önünde bulundurulduğunda, malzeme için H/He oranı 15-20 (nötron enerji spektrumuna da bağlı olarak) civarında olacaktır [26].

Helyumun mobilitesi ve penetrasyon mesafesi düşük olduğu için malzeme içinde kalmaktadır. Hidrojenin ise mobilitesi daha yüksektir ve bu bakımdan çok azı malzeme de kalmaktadır. Ancak, yukarıda değinildiği gibi hidrojen, farklı çevresel etkiler sonucu da oluşabilmektedir. Bu durumda, hidrojeninde zarf içerisinde kalması olası bir durumdur. Ayrıca bazı çalışmalar hidrojen ve helyumun eş zamanlı üretilmesi durumunda, hidrojenin malzeme içinde miktarının artmasına neden olduğunu göstermektedir [27].

Gaz formunda bulunan bu elementlerin reaktörde radyasyona maruz kalmış malzemeler üzerinde bilinen en önemli etkisi; radyasyonun meydana getirdiği boşluklara difüz ederek kararlı yapıda gaz baloncuklarını oluşturmalarıdır. Bu gaz

baloncuklarının kümelenmesi sonucu malzemede boşluk şişmesi<sup>18</sup> meydana gelmektedir. Ayrıca, bu tür gazlar tane sınırlarına difüz ederek, dislokasyonların hareketini engellemek suretiyle malzemenin kırılma dayanıklılığına yol açmaktadır.

---

<sup>18</sup> Void swelling



## 4 MONTE CARLO YÖNTEMİ VE MONTE CARLO YÖNTEMİNDE NÖTRON TAŞINIMI – MCNP5 KODU

Monte Carlo yöntemi, mühendislik, ekonomi, meteoroloji, nükleer fizik, vb. gibi bir çok bilim dalında, davranışı daha önceden bütünüyle kestirilemeyen ve analitik olarak çözülmesi oldukça zor veya imkansız olan stokastik problemlerin yaklaşık çözümleri için kullanılan sayısal bir tekniktir. Bu yöntemde rastgele atanan sayılar kullanılarak deneysel örneklemeler (simülasyonlar) yapılır ve ilgili problemin çözümü ile olasılıksal bir benzerlik kurulmaya çalışılır.

MCNP, Los Alamos Ulusal Laboratuvarı tarafından; Monte Carlo yöntemi kullanılarak nötron, foton veya elektron transportunun modellenmesi amacıyla geliştirilmiş bir koddur.

Monte Carlo yöntemi ile nötron taşınımı modellenirken, parçacığın hareket rotası ve hedef malzemenin atomlarıyla yapacağı etkileşimler belirlenir. Nötronların rassal yürüyüşleri olarak adlandırılan bu modelleme, rastgele değişkenler (random variables) üretilerek gerçekleştirilmektedir. Rastgele atanan her bir değişken, fiziksel olarak gerçekleşmesi mümkün olan bir nötron rotasını temsil etmekte; her bir rota ise belli olasılıklarla meydana gelecek nötron etkileşimleri (soğurulma, çarpışma, vb.) ve bu etkileşimlerin sonuçları (nötronların hareket yönü, enerjilerindeki değişim, ikincil parçacıkların oluşumu vb.) ile ilgili bilgileri içermektedir. Her bir örnekleme için tüm bu hesaplama adımları tekrarlanarak nötronların fiziksel sistem içerisindeki ortalama davranışları modellenir [28, 29].

MCNP kodunun kullanışlı tarafı geniş tesir-kesiti kütüphanesini içermesi, farklı kaynak tanımlamalarına olanak sağlaması, çok yönlü veri kartlarına sahip olması vb. sayılabilir.

## 5 SPECTER VE SPECOMP KODLARI

SPECTER kodu ENDF/B-V tesir-kesiti kütüphanelerini kullanarak, 41 element için spektral ortalama yer deęiřtirmeleri<sup>19</sup>, geri tepme spektrumlarını<sup>20</sup>, gaz üretimlerini ve DPA'yı hesaplamak için yazılmış bir koddur. . Dięer kodlardan farklı olarak, SPECTER, mevcut reaksiyon tesir-kesitlerini kullanarak, hesapladıęı hasar tesir kesitlerini ana hasar tesir kesiti kütüphanesine kaydeder ve bu kütüphaneyi kullanarak hesap yapar. Bu nedenle, SPECTER kodunun kendisi oldukça kısa bir kod olmasına karřın, kütüphaneleri oldukça uzundur [30]. Bu kütüphanelerde bulunan tesir-kesitleri, kullanıcının girmiş olduęu enerji gruplarına göre tekrar hesaplanır ve en sonunda spektral ortalama deęerler çıktı olarak verilir.

SPECTER, DPA'nın belirlenebilmesi ve spektral ortalama PKA daęılımlarının hesaplanması için öncelikle istenilen enerji gruplarında tesir kesitlerine ve hedef atoma transfer edilen enerjiye ihtiyaç duyar. Bu sebeple öncelikle, DISCS altprogramını çalıştırır. Bu altprogram, INDISC kodu ile ENDF kütüphanelerini okur ve her bir reaksiyon tipi için kullanıcının girmiş olduęu enerji gruplarındaki tesir-kesitlerini hesaplar. Hedef atoma transfer edilen enerji (saçılma enerjisi) ise nötron-atom arasındaki reaksiyonun tipine baęlıdır. Ařaęıda, SPECTER kodunun içerdeęi reaksiyon tipleri ve enerji transferinin nasıl ele alındıęı verilmiřtir.

### 5.1 Elastik Çarpıřma

Bir çok element için elastik saçılma ve açılal daęılımlar ile ilgili tesir-kesitleri mevcut olduęundan, SPECTER, elastik çarpıřmayı oldukça iyi modellemektedir. Elastik çarpıřmada kütle-enerji dönüşümü olmadığından Denklem 3.3'te yer alan  $Q$  terimi sıfırdır. Bařlangıç ve son durumda kütleler özdeř olduęundan, enerji transferi:

$$K(E, T) = \sum \frac{(2\ell+1)}{4\mu_1\mu_2E} a_\ell(E) P_\ell\left(1 - \frac{T}{2\mu_1\mu_2E}\right) \quad 3.4$$

řeklinde verilmektedir. Bu denklemde;  $P_\ell$  Legendre polinomlarını,  $a_\ell(E)$  enerjiye baęlı katsayıları ifade etmektedir. Bu deęerler ENDF/B-V kütüphanelerinden okunmaktadır [30].

<sup>19</sup> Spectral averaged displacements

<sup>20</sup> Recoil spectra

## 5.2 İnelastik Çarpışma

İnelastik saçılma, elastik saçılmaya göre daha karmaşık bir süreçtir çünkü kinetik enerji korunmamaktadır. Dolayısıyla Denklem 3.3'te yer alan  $Q$  değeri sıfırdan farklıdır. Bu reaksiyon, kararlı ve kararsız<sup>21</sup> olmak üzere iki bileşen şeklinde ele alınmaktadır. Kararlı bileşen çekirdeğin nötron ile inelastik çarpışma yapması sonucu nötron ve gama radyasyonu salarak temel enerji düzeyine dönmesi durumudur. Bu bileşen toplam enerjinin ve momentumun korunum denklemleri kullanılarak modellenmektedir. Kararsız olarak adlandırılan ikinci bileşen ise çekirdeğin uyarılmış durumda olması ve bu halde nötron akısına maruz kalması durumuna karşılık gelmektedir. Bu bileşen için ise evaporasyon modeli denklem 3.5 'teki gibi kullanılmaktadır:

$$P(E, E_x) = C E_x e^{(-E_x/\theta)} \quad 3.5$$

Bu denklemde  $E_x$ , uyarılma enerjisi,  $\theta$ , nükleer sıcaklık,  $C$  ise normalizasyon sabitidir. Bu yüzden,  $P(E, E_x)$  ifadesi hedef atomun  $E$  enerjisindeki bir nötron tarafından,  $E_x$  enerjisine uyarılma olasılığını vermektedir. Eğer uyarılma enerjisi  $E_x$ , ikincil bir nötronun çekirdekten atılmasına neden olacak kadar büyükse bu reaksiyon  $(n, 2n)$  reaksiyonu olarak ele alınır. Bu reaksiyon radyasyon hasarında önemlidir çünkü fazladan nötronların meydana gelmesine yol açar.  $(n, 2n)$  reaksiyonları sonucu çıkacak nötronların enerji dağılımları ve hareket doğrultuları stokastik olduğu için Monte Carlo tekniğinden yararlanılmaktadır [30].

## 5.3 $(n, \gamma)$ reaksiyonları ve $\beta$ Işınması

SPECTER,  $(n, \gamma)$  reaksiyonlarını ve bu reaksiyonlar sonucu meydana gelen beta bozunumlarını da gelen nötronun ve saçılan atomun enerjisini göz önünde bulundurarak hesaplamaktadır.  $(n, \gamma)$  reaksiyonu yapmış bir atomun bir gama radyasyonu saldıktan sonraki saçılma enerjisi momentum ve enerji korunum denklemleri kullanılarak yaklaşık olarak:

---

<sup>21</sup> Resolved-discrete ve unresolved-continuum

$$E_r = \frac{E_\gamma^2}{(A+1)m_0c^2} \quad 3.6$$

şeklinde bulunmaktadır. Denklem 3.6'da yer alan  $E_r, E_\gamma$  ve  $A$  terimleri sırasıyla saçılma enerjisi, gama radyasyonunun enerjisi ve hedef çekirdeğin atom numarasıdır. Çoklu gama radyasyonu salınımlarında ise ortalama saçılma enerjisi benzer şekilde Denklem 3.7 ile hesaplanmaktadır:

$$\overline{E_r} = \frac{1}{(A+1)m_0c^2} [E_{\gamma 1}^2 + E_{\gamma 2}^2 + E_{\gamma 3}^2 + \dots] \quad 3.7$$

$(n, \gamma)$  reaksiyonları genellikle  $\beta$  ışınması yapan kararsız çekirdeklerin oluşmasına yol açmaktadır. Tek bir  $\beta$  ışınması sonucu saçılma enerjisi:

$$E_r(\beta) = \frac{1}{(A+1)m_0c^2} \left\{ \begin{array}{l} E_e(E_e + 2m_0c^2) + (E_o - E_e)^2 + \dots \\ \dots + 2[E_e(E_e + 2m_0c^2)]^{1/2}[E_o - E_e]\cos\theta \end{array} \right\} \quad 3.8$$

şeklinde verilmektedir. Denklem 3.8'de,  $E_e$  elektron enerjisini,  $E_o$  son-nokta enerjisini<sup>22</sup>,  $m_0$  atomik kütle birimini,  $m_e$  elektronun kütlesini ve  $\theta$  ise elektron ile nötrino arasındaki açıyı ifade etmektedir. Pratikte,  $\beta$  ışınması sonucu ortalama saçılma enerjisi maksimum saçılma enerjisinin %60 ile %80'i arasındadır.  $\beta$  ışınmasının tipi ( $\beta^-$  ya da  $\beta^+$  olduğu) önceden bilinmediği için, SPECTER %70 değerini kullanmaktadır. Eğer  $\beta$  ışınmasından sonra gama ışınları salınıyorsa, bu gama ışınlarının ortalama saçılma enerjisi,  $\beta$  ışınması başına ortalama saçılma enerjisine eklenir ve Denklem 3.9 ile ifade edilir:

$$\overline{E_r}(\beta + n \gamma) = 0.7E_r(\beta_{\max}) + \frac{1}{(A+1)m_0c^2} [E_{\gamma 1}^2 + E_{\gamma 2}^2 + E_{\gamma 3}^2 + \dots] \quad 3.9$$

Burada,  $E_r(\beta_{\max})$  terimi  $\beta$  ışınması sonucu maksimum saçılma enerjisini vermektedir ve Denklem 3.10 ile bulunmaktadır:

$$E_r(\beta_{\max}) = \frac{E_\beta^2(\max)}{Z(A+1)m_0c^2} \left[ 1 + \frac{m_0c^2}{E_\beta(\max)} \right] \quad 3.10$$

---

<sup>22</sup> End-point energy

Denklem 3.10'da bulunan  $E_{\beta}(max)$  terimi beta radyasyonunun sahip olacağı maksimum enerjiye karşılık gelmektedir [30].

#### 5.4 Yüklü Parçacık Reaksiyonları

SPECTER, yüklü parçacık reaksiyonları için evaporasyon modelini kullanmaktadır. Bu tür reaksiyonlarda çarpışma, atomların etrafında bulunan elektronların birbirleriyle etkileşimleri ile olabileceği gibi, elektron-çekirdek veya çekirdek-çekirdek şeklinde de olabilir. Dolayısıyla, denklem 3.5'e Coulomb bariyeri ilave edilerek:

$$P(E, E_x) = C(E_x - E_c)e^{-(E_x - E_c)/\theta} \quad 3.11$$

denklemini ele alınmaktadır. Burada yer alan  $E_c$  terimi Coulomb bariyerinin yüksekliğidir ve Denklem 3.12 ile hesaplanmaktadır:

$$E_c = C_K \frac{(1.44 \times 10^{-13} Z_3 Z_4)}{R_o + R_c} \quad 3.12$$

$C_K$  ve  $R_c$  düzeltme faktörleri,  $Z_3$  ve  $Z_4$ , sırasıyla yüklü parçacık ve saçılan çekirdeğin atom numarası,  $R_o$  ise bileşik çekirdeğin atom numarasıdır:

$$R_o = 1.44 \times 10^{-13} (m_1 + m_2)^{1/3} \quad 3.13$$

Yüklü parçacıklar için açısız korelasyonlar mevcut olmadığından SPECTER, tüm yüklü parçacık reaksiyonlarının izotropik olduğunu varsaymaktadır. Yüklü parçacık reaksiyonları toplam radyasyon hasarının %10'undan daha azını oluşturduğundan bu varsayım çok hata getirmemektedir [30].

#### 5.5 İkincil Yer Değiştirmeler

İkincil yer değiştirmelerin belirlenebilmesi için, (Denklem 3.2'de yer alan  $v(T)$  değeri) Denklem 3.14'te verilen Lindhard modeli kullanılmaktadır:

$$\begin{aligned} v(T) &= 0, & T < E_d \\ v(T) &= 1, & E_d < T < 2E_d \\ v(T) &= \frac{\varepsilon T_{DAM}}{2E_d} = \frac{\kappa(T-\eta)}{2E_d}, & 2E_d < T \end{aligned} \quad 3.14$$

Bu modelde, PKA'nın saçılma enerjisi,  $T$ , eğer atomu latis konumundan çıkartmak için gerekli olan eşik enerjisinden ( $E_d$ ) düşükse herhangi bir ikincil yer değiştirme meydana gelmeyecektir. Çünkü bu tür bir çarpışmada PKA tarafından transfer edilecek enerji  $E_d$  değerinden düşük olacaktır. Eğer, PKA'nın enerjisi  $E_d$  ile  $2E_d$  arasındaysa iki ihtimal söz konusudur. Birinci ihtimalde, PKA hedef atoma  $E_d$  değerinden daha yüksek miktarda enerji aktarabilir, bu atomun yerinden çıkmasına yol açar ve sonuçta PKA enerjisi  $E_d$  değerinin altına düşebilir. İkinci ihtimalde ise PKA, hedef atoma  $E_d$  değerinden daha düşük bir enerji aktarır. Bu durumda ise herhangi bir yer değiştirme meydana gelmeyecektir. Her iki durum birlikte göz önünde bulundurulduğunda PKA'nın enerjisi  $E_d$  ile  $2E_d$  arasında ise toplamda yalnızca bir tane ikincil yer değiştirme gerçekleşecektir. PKA'nın enerjisi  $2E_d$  'den büyük olması halinde ise meydana gelen ikincil yer değiştirmelerin sayısı hasar enerjisinin bir fonksiyonu olarak verilir. Burada  $\varepsilon$  terimi hasar verimliliğidir<sup>23</sup> ve değeri ampirik olarak 0.8 alınmaktadır. Bu değer, sıcaklıktan veya hedef atomun atom numarasından bağımsızdır.  $\eta$  terimi ise atomun uyarılmasında harcanan enerjidir. Dolayısıyla,  $T_{DAM}$  ikincil yer değiştirme için gerekli olan hasar enerjisidir. Lindhard modelinde bu terim Denklem 3.15 ile hesaplanmaktadır:

$$T_{DAM} = \frac{T}{1+k_N g(\varepsilon_N)} \quad 3.15$$

Burada bulunan  $g(\varepsilon_N)$  fonksiyonu ve  $k_N$  parametresi Denklem 3.16'da:

$$\begin{aligned} g(\varepsilon_N) &= 3.4008\varepsilon_N^{\frac{1}{6}} + 0.40244\varepsilon_N^{\frac{3}{4}} + \varepsilon_N \\ k_N &= 0.1337Z_1^{1/6} \left(\frac{Z_1}{A_1}\right)^{1/2} \\ \varepsilon_N &= \left(\frac{A_2 T}{A_1 + A_2}\right) \left(\frac{a}{Z_1 Z_2 e^2}\right) \\ a &= \left(\frac{9\pi^2}{128}\right)^{1/3} a_0 (Z_1^{2/3} + Z_2^{2/3})^{-1/2} \end{aligned} \quad 3.16$$

şeklinde verilmektedir.  $a_0$ , bohr yarıçapı,  $e$  ise elektronun yüküdür.

<sup>23</sup> Damage efficiency

SPECTER, yukarıda değinildiği gibi, nötron-atom etkileşimlerini element bazında ayrı ayrı ele alarak, verilen nötron akılarında meydana gelebilecek yer değıştirmeleri ve enerjiye bağı PKA spektrumlarını bulmaktadır. Ancak, iki veya daha fazla elementin bulunduğu malzemelerde radyasyon hasarı belirlenirken, farklı elementlerin birbirlerini latis konumlarından çıkartmaları da olasıdır. Bu tür malzemelerde Denklem 3.16'da verilen  $v(T)$  değerini hesaplamak daha zordur. Çünkü, tek elementli homojen malzemelerin aksine bu tür malzemelerde birden fazla  $E_d$  değeri bulunmaktadır. Sözelimi, örneğin SiC kristalinde 41 eV (C/Si)<sup>24</sup>, 35 eV (Si/Si), 24 eV(Si/C) ve 20 eV (C/C) olmak üzere en az dört tane  $E_d$  vardır [32].

SPECOMP, alaşımlarda ikincil yer değıştirmeleri hesaplamak için yazılmış bir koddur. SPECTER kodunun hesapladığı birincil PKA dağılımlarını kullanarak  $v_{ij}(T)$  değerlerini bulur.  $v_{ij}(T)$ ,  $i$  atomu ile etkileşimde bulunan bir PKA tarafından saçılan  $j$  atomlarının sayısı olarak tanımlanmaktadır. SPECOMP, kullanıcı tarafından girdi dosyasına eklenen elementlerin olası bütün kombinasyonları için toplam  $v_{ij}(T)$  değerlerini, tüm saçılma enerjileri üzerinden integral alarak hesaplamakta ve istenen alaşım için yer değıştirme tesir-kesitlerini vermektedir. Elde edilen bu tesir-kesitleri SPECTER kodunun kütüphanesine eklendiği takdirde, toplam DPA'nın hesaplanması için nötron, gama ve beta bozunumlarının yol açtığı tahribat da eklenerek, toplam yer değıştirme tesir-kesiti bulunmaktadır [30]. Bu değer, toplam nötron akısı ile birlikte Denklem 3.1'de yerine konarak DPA hesaplanmaktadır. Aynı şekilde He ve H üretimleri de  $(n, p)$  ve  $(n, \alpha)$  reaksiyonlarının tesir kesitleri ile girdi dosyasına girilen nötron akısı değerlerinin çarpılmasıyla belirlenebilmektedir.

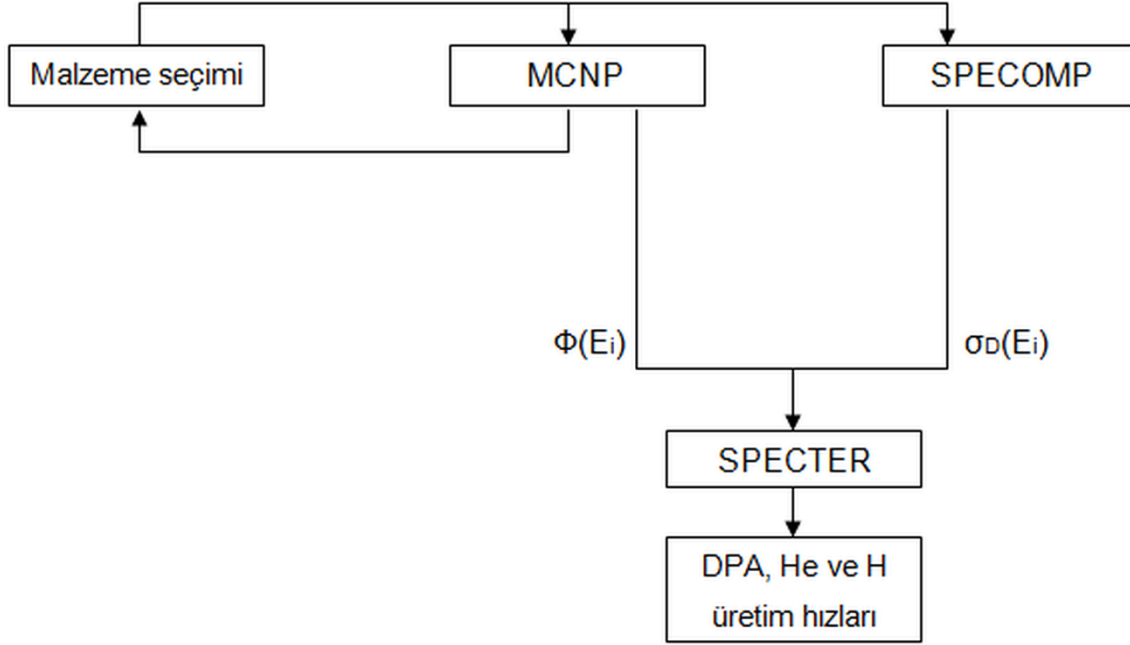
SPECOMP kodu herhangi dört element için hesap yapmak üzere yazılmıştır. Bu çalışmada daha fazla element ile hesap yapabilmesi için kodun içeriği yeniden düzenlenerek derlenmiştir.

---

<sup>24</sup> Bir C atomunun Si atomunu yerinden oynatabilmesi için minimum 41 eV kinetik enerjiye sahip olması gerekmektedir.

## 6 RADYASYON HASAR PARAMETRELERİNİN BELİRLENMESİ

Denklem 3.1'de,  $\sigma_D(E_i)$  ve  $\Phi(E_i)$  değerlerinin bulunması amacıyla izlenen adımlar aşağıdaki şemada verilmiştir.

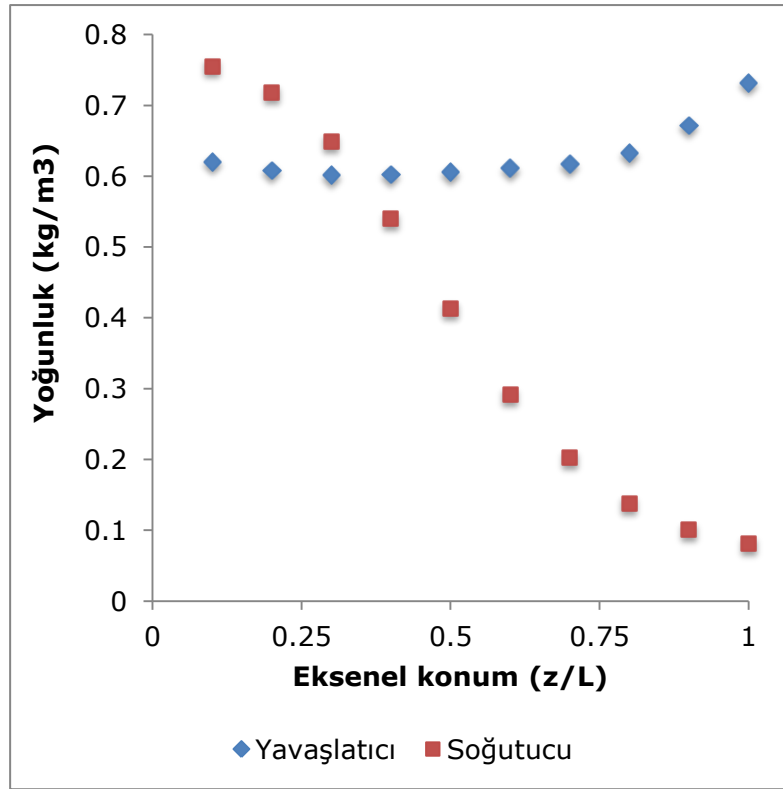
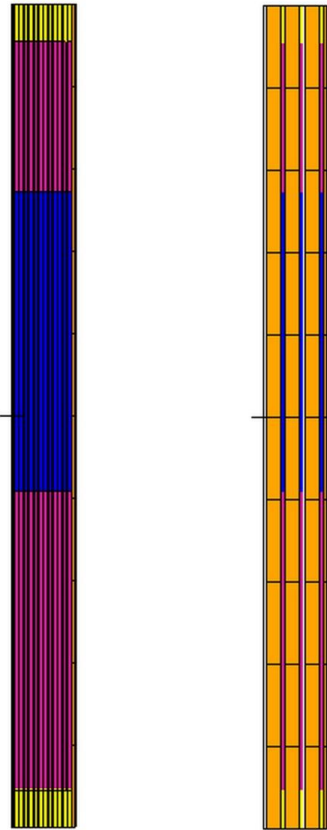
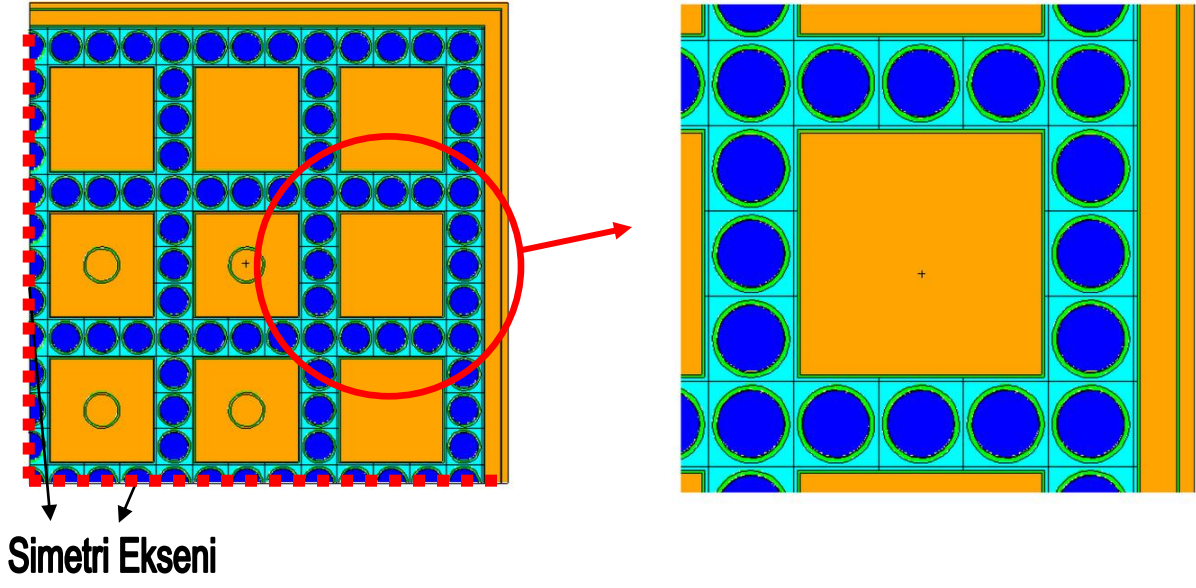


**Şekil 6.1** Hasar parametrelerinin belirlenmesinde izlenen yöntem

### 6.1 MCNP ile SCWR Yakıt Demetinin Modellenmesi

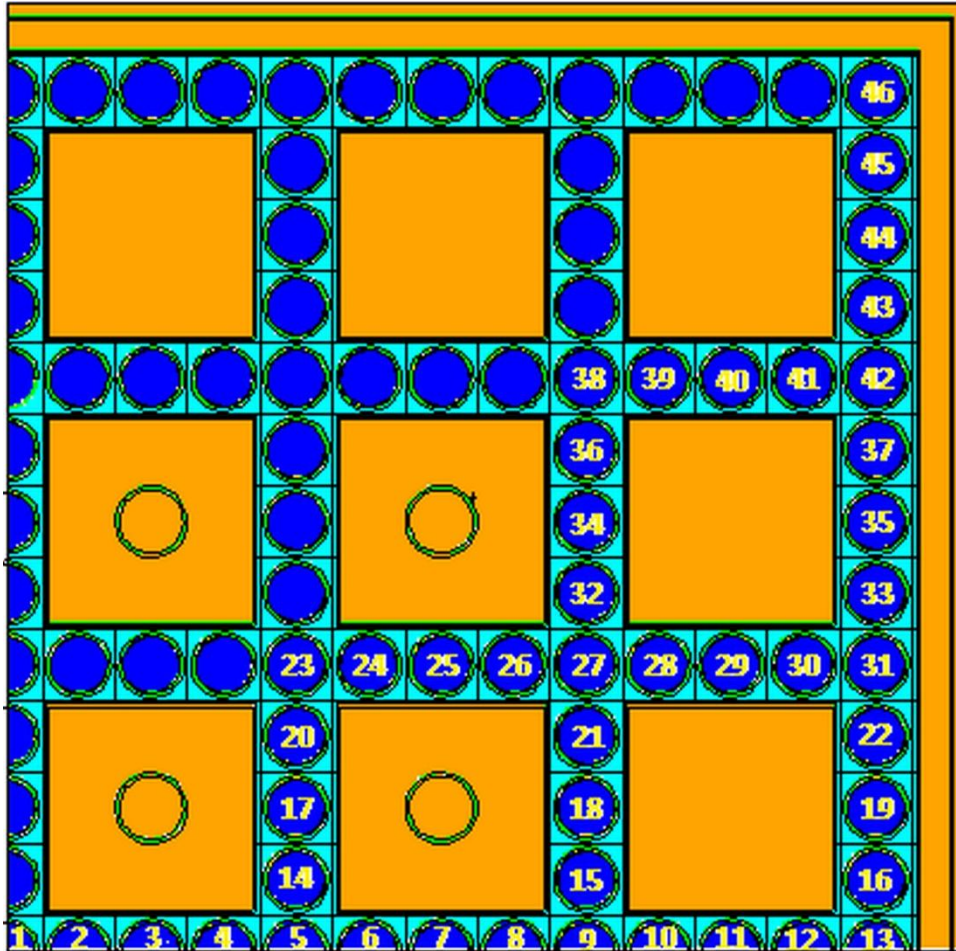
$\Phi(E_i)$  değerinin bulunması için SCWR yakıt demeti Çizelge 2.1 ve Bölüm 2.2.2'de verilen referans parametreler doğrultusunda MCNP5 ile modellenmiştir. Geometrinin oluşturulması noktasında kullanıcıya sunulan basit geometrilerden (silindir, kare, vb.) yararlanılmış, hesaplama zamanının azaltılması için ise yakıt demetinin 1/4'ü modellenerek simetrik sınır şartları kullanılmıştır. Şekil 6.2'de gösterilen bu modelde, yakıt peletleri mavi, yakıt zarfı ve su kutuları yeşil, içi helyum dolu olan alt ve üst boşluklar sarı ile gösterilirken, açık mavi ve turuncu renkleri ise sırasıyla soğutucuyu ve yavaşlatıcıyı temsil etmektedir.





Şekil 6.2 MCNP5 ile modellenmiş 1/4 simetrik SCWR yakıt demeti (üst: X-Y kesiti, sol alt: Y-Z kesiti, sağ alt: X=0'da Y-Z kesiti)

Oluşturulan bu modelde, nötron örnekleme sayısı her benzeşim için  $\sim 3.75 \times 10^7$  olarak alınmış ve nötron akı değerlerindeki hataların %1'in altına düşmesi sağlanmıştır. Malzeme için tesir kesitleri girilirken, termal nötronların moderasyonunda atomlar arası bağların nötron saçılması üzerindeki etkilerinin de hesaba katılması için  $S(\alpha, \beta)$  modeli kullanılmıştır. Yakıt zarfına düşen  $\Phi(E_i)$  değerlerinin belirlenmesi için veri kartlarından yararlanılmıştır. Soğutucu ile yavaşlatıcının kor giriş ve çıkışında yoğunluklarının oldukça değişmesi nedeniyle bu bölgeler Şekil 6.2'de (sol-altta) gösterildiği gibi eşit parçalara bölünerek modellenmiştir. Gerekli yoğunluk değerleri, grafik işleme programı ile referans tasarımdan alınarak 10 parçaya indirgenmiştir. Bu parçalar için yoğunluk değerleri Şekil 6.2'de (sağ-altta) verilmiştir [2].



Şekil 6.3 Yakıt çubuk numaraları

## 6.2 SPECTER ve SPECOMP ile DPA, He ve H üretiminin belirlenmesi

Alařım için Denklem 31'de verilen  $\sigma_D(E_i)$  deęerlerinin bulunması için SPECOMP ve SPECTER kodları kullanılmıřtır. Farklı malzemeler ile AFA'nın radyasyon hasar parametrelerinin kıyaslanması için alıřmada kullanılan kompozisyonlar izelge 6.1'de; elementlerin hasar parametrelerine etkilerinin anlaşılması için kullanılan farklı AFA kompozisyonları ise izelge 6.2'de verilmektedir.

**izelge 6.1** alıřmada kıyaslanan alařımların ierikleri

Element	Inconel 718	AFA <sup>25</sup> [20]	Inconel 625	S316
Fe	18,367	56,21	4,64	68,517
Ni	52,5	20	60,049	10,12
Cr	19	14,3	21,72	16,62
Mo	3,05	2	9,18	2,06
Mn	0,175	2	0,11	1,86
Al	0,5	3	0,14	
Ti	0,9	0,1	0,25	
C	0,04	0,1	0,02	0,022
P	0,008	0,04		0,03
S	0,008		0,001	0,001
Si	0,175	0,15	0,13	0,51
Cu	0,15	0,5	0,17	0,24
N				0,02
Nb	5,125	0,6		
W		1		

<sup>25</sup> AFA kompozisyonu olarak izelge 6.2'de bulunan AFA32 kompozisyonu alınmıřtır.

**Çizelge 6.2** Farklı referans AFA alaşımlarının içerikleri [20].

	Fe	Ni	Cr	Al	Nb	Ti	V	Mo	W	Cu	Mn	Si	C	P	N
<b>Kütlece %2,5 Al içeren AFA serisi</b>															
<b>AFA21</b>	57,53	20	14,3	2,5	0,9			2,5			2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA22</b>	58,07	20	14,3	2,5	0,2	0,1	0,1	2,5			2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA23</b>	58,27	20	14,3	2,5	0,2			2,5			2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA24</b>	56,28	21	14,0	2,5	3,0		0,18	3,0				0,02	0,02		
<b>Kütlece %3 Al içeren AFA serisi</b>															
<b>AFA31</b>	56,43	20	14,3	3,0	0,4	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA32</b>	56,21	20	14,3	3,0	0,6	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>AFA33</b>	52,86	26	14,0	3,0	0,6			1,3			0,2	0,2	0,04	0,01	
<b>AFA34</b>	55,93	20	14,3	3,0	1,0			2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>AFA35</b>	55,73	20	14,3	3,0	1,0		0,2	2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>AFA36</b>	50,73	25	14,3	3,0	1,0		0,2	2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>AFA37</b>	55,31	20	14,3	3,0	1,5	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>AFA38</b>	54,31	20	14,3	3,0	2,5	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>Kütlece %4 Al içeren AFA serisi</b>															
<b>AFA41</b>	57,51	20	12,0	4,0	0,6	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>AFA42</b>	57,23	20	12,0	4,0	1,0			2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>AFA43</b>	52,23	25	12,0	4,0	1,0			2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>AFA44</b>	52,03	25	12,0	4,0	1,0		0,2	2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,02	
<b>Yüksek Mn içerikli AFA serisi</b>															
<b>HC1</b>	63,30	12	14,0	2,4	0,6					2,9	4,7		0,10		0,001
<b>HC2</b>	63,10	12	14,0	2,5	0,6					3	4,7		0,09		0,002
<b>HC3</b>	60,50	10,1	14,0	2,4	0,6					2,9	9,3		0,10		0,001
<b>HC4</b>	58,20	8,2	14,2	2,5	0,4					3	13,6		0,14		0,008

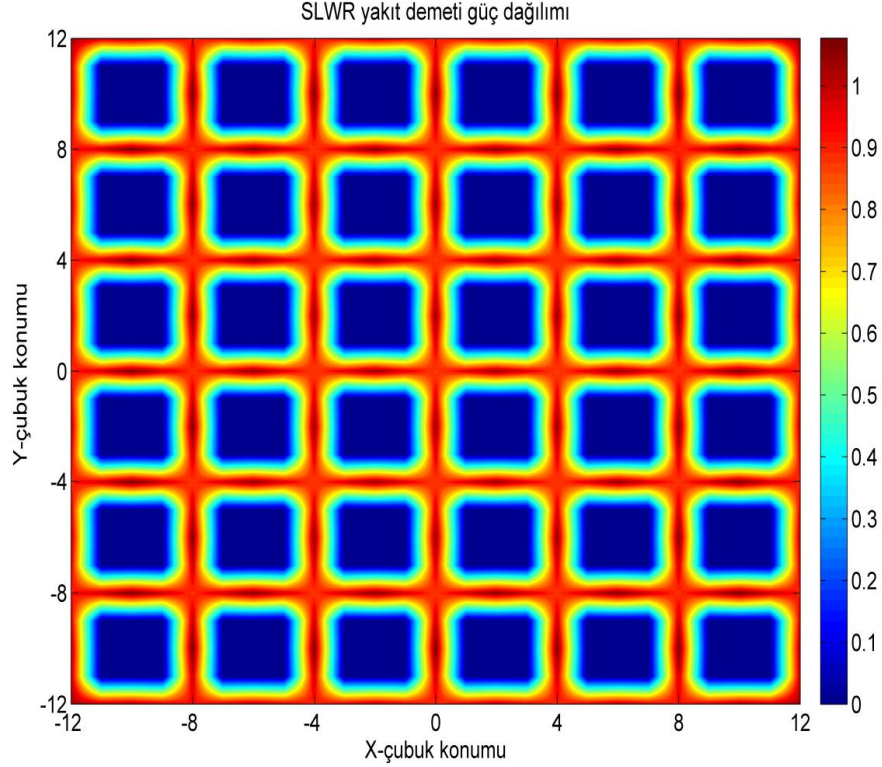
Yukarıdaki çizelgelerde verilen her kompozisyon SPECOMP kodunda ayrı ayrı girilmiş ve alaşımların hasar tesir kesitleri, enerjiye bağlı olarak bulunmuştur. Bu değerler, SPECTER kodunun bulunduğu dizine eklenmiştir. Girdi olarak MCNP5 kodu

ile belirlenmiş nötron akıları kullanılmış ve hasar parametreleri bulunmuştur. Toplam He ve H üretimleri, her bir elementten elde edilen değerler ile elementlerin atom yüzdeleri ile çarpılarak bulunmuştur. SCWR'lerin yanma oranı değerinin 45 GWgün/ton olması beklenmektedir [2]. Bu nedenle, Çizelge 2.1'de verilen reaktör parametreleri kullanılarak toplam uranyum metalinin kütlesi hesaplanmış ve beklenen yanma oranına ulaşmak için gerekli olan zaman zarfı yaklaşık olarak 4 yıl bulunmuştur. Elde edilen hasar parametreleri ~4 yıllık bir zaman zarfı için belirlenmiştir.

## 7 SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME

### 7.1 MCNP5 ile Normalize Edilmiş Yakıt Güç Dağılımlarının Belirlenmesi

Çizelge 2.1 ve Bölüm 2.2.2'de verilen referans parametreler kullanılarak MCNP5 ile yakıt demeti modellenmiş, elde edilen güç dağılımları MATLAB kodu yardımıyla görselleştirilerek Şekil 7.1'de verilmiştir.

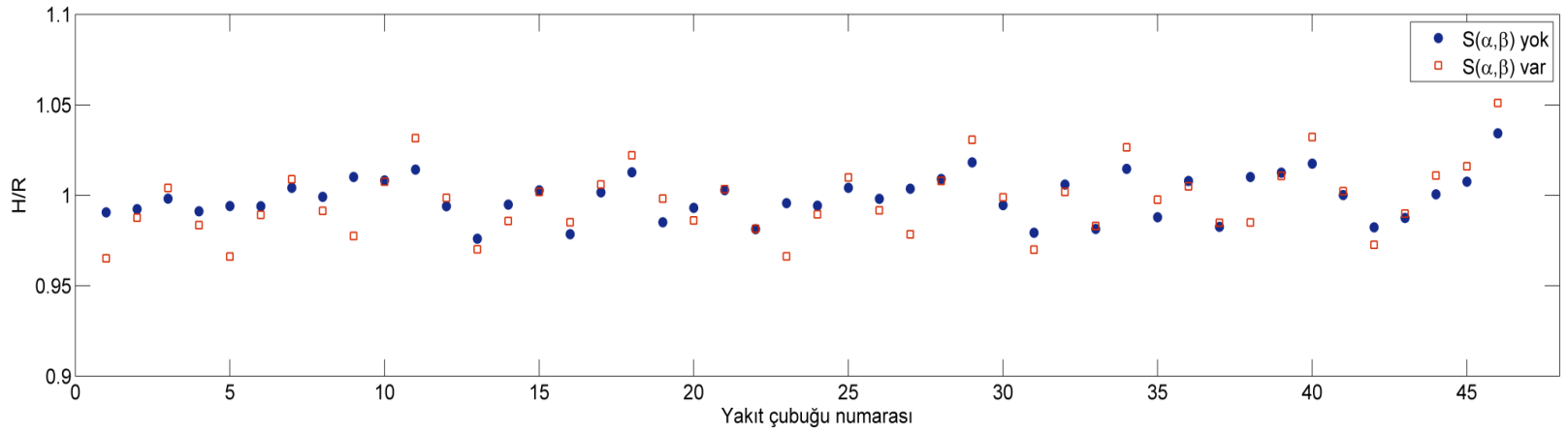
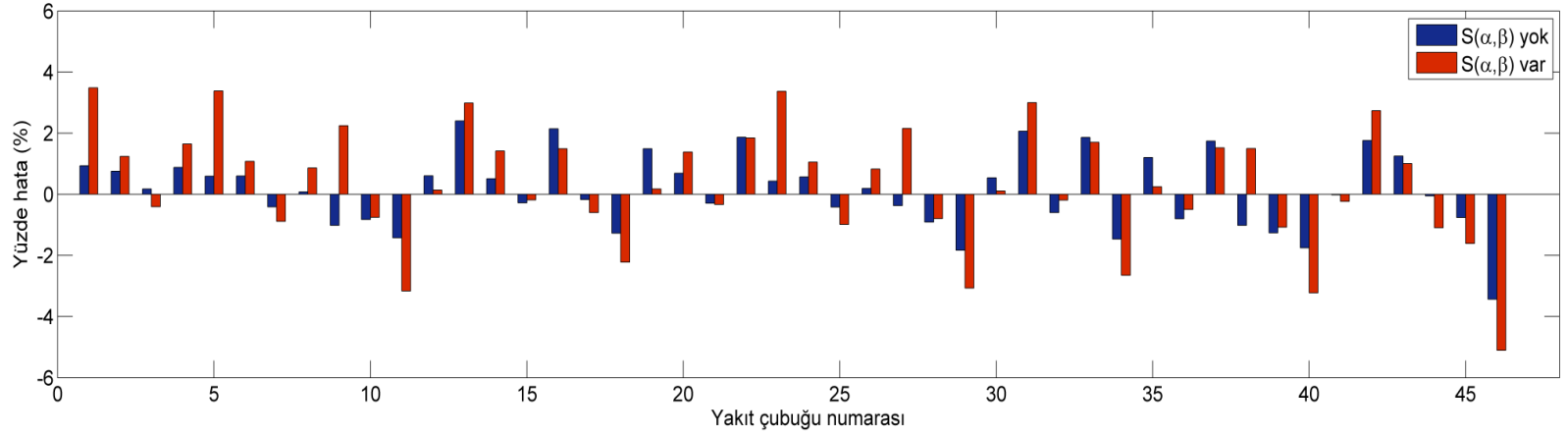


**Şekil 7.1** SLWR yakıt demeti normalize edilmiş güç dağılımı

Moderasyonun etkin olduğu bölgelerde (örneğin su kutuları arasında) bulunan yakıt çubuklarının daha yüksek güç üretmekte olduğu açıkça görülmektedir. Şekil 7.2'de ise Şekil 6.3'te numaralandırılmış yakıt çubukları için yüzde hata değerleri ve çalışmada hesaplanan normalize edilmiş güç değerleri ile referans değerlerin oranı verilmiştir.

Oluşturulan modelin sonuçlarının tutarlı olduğu Şekil 7.2'de görülmekle birlikte, referans değerler ile MCNP sonuçlarının moderasyonun etkin olduğu bölgelerdeki çubuklar için (11, 13, 23, 29, 31, 34, 40, 46 numaralı çubuklar ) arttığı açıktır. Bu yakıt çubukları için göreceli hatalar %2 ile %5 arasındadır. Bu durumun oluşmasındaki

birincil etkenin, tezde kullanılan  $S(\alpha,\beta)$  modelinin, referans modelde kullanılmamasından kaynaklandığı düşünölmektedir. MCNP5 modelinde  $S(\alpha,\beta)$  tesirkesitlerinin kullanılmaması durumunda elde edilen sonuçlar Şekil 7.2 (altta)'de göröldüğü gibi referans değerler ile daha uyumlu çıkmaktadır. Bu durumda hesaplanan göreceli hatalar maksimum %2 mertebelerindedir.



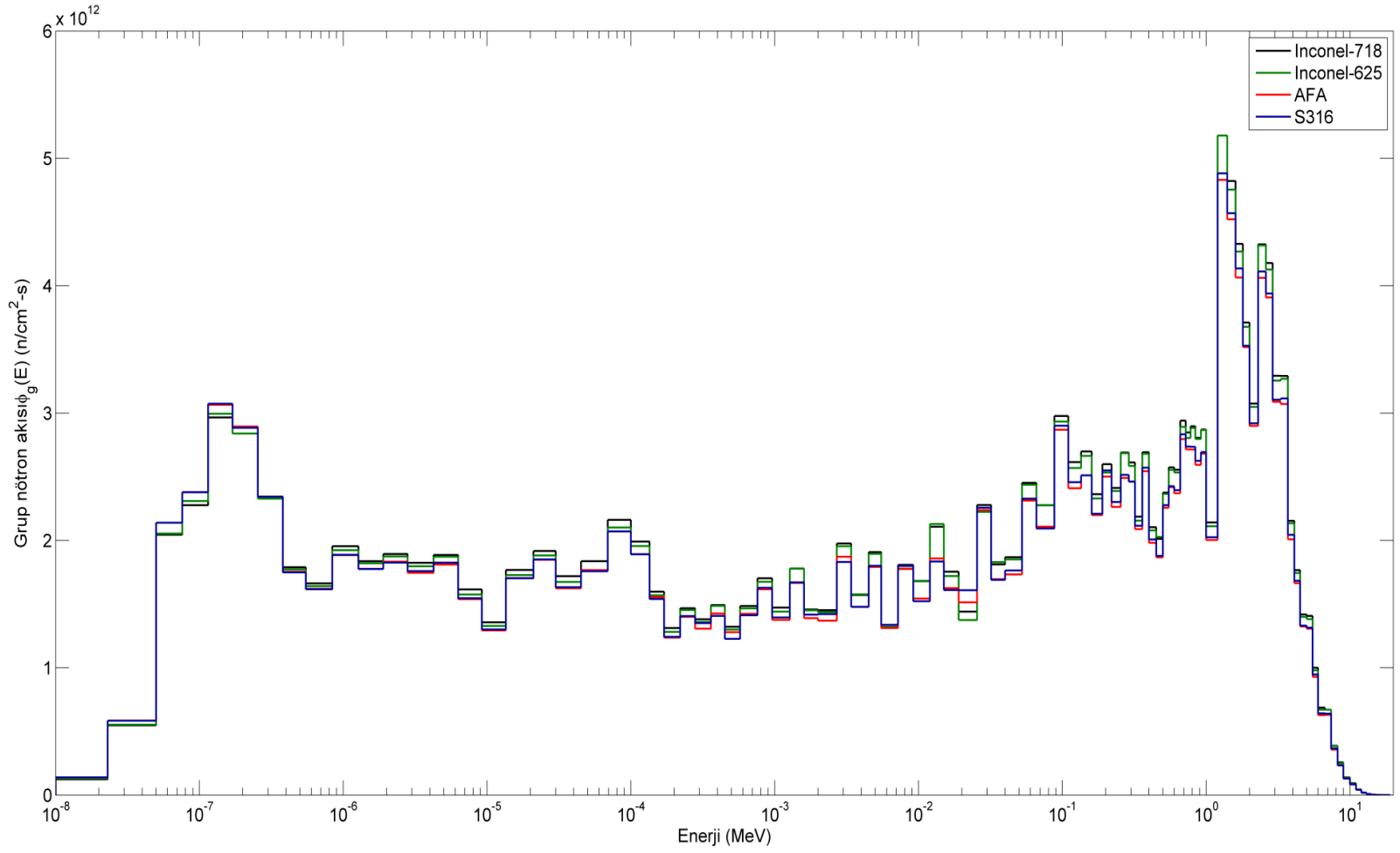
**Şekil 7.2** MCNP ve referans değerlerin kıyaslanması



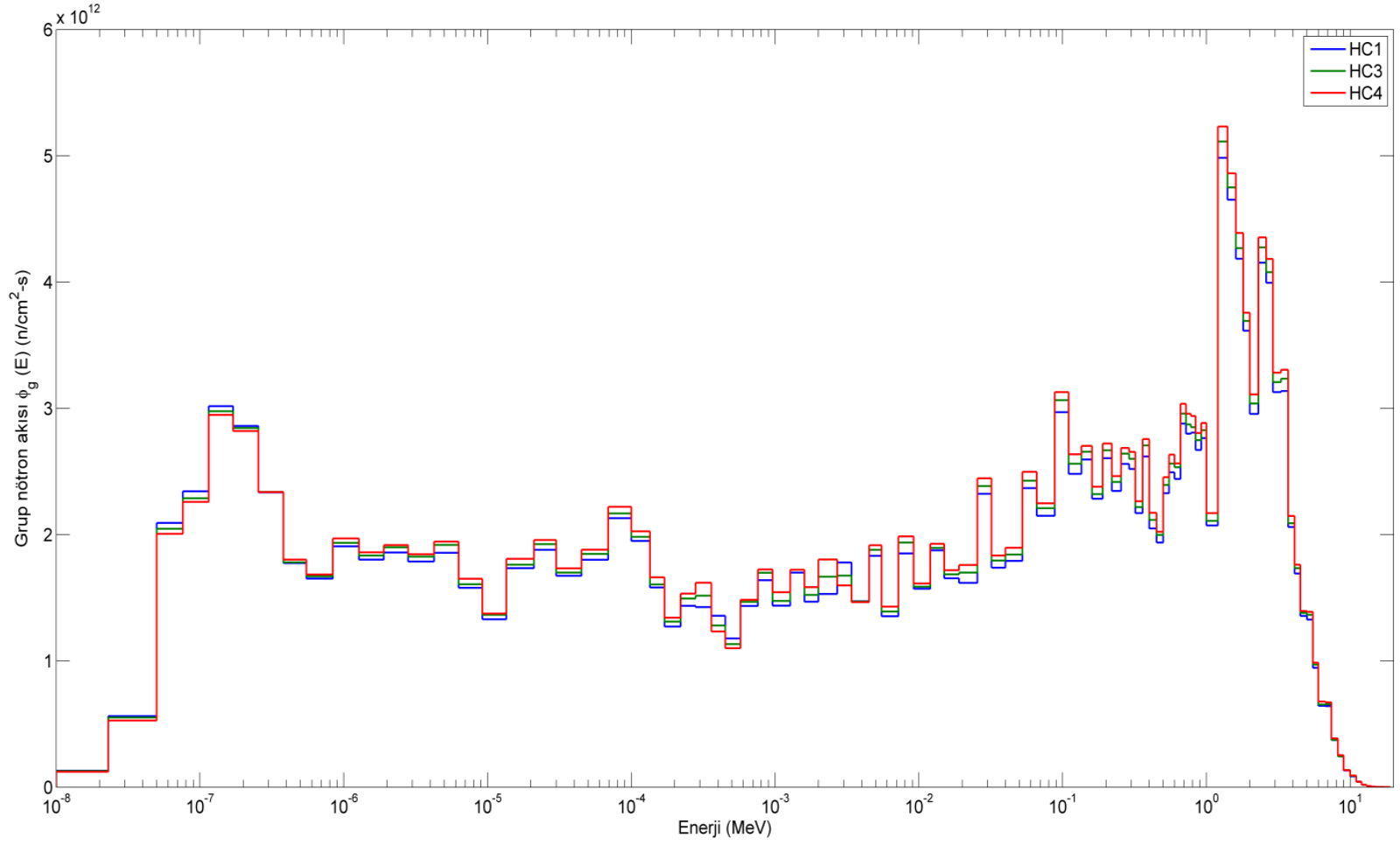
## 7.2 MCNP5 İle Yakıt Zarfındaki Nötron Akısının Bulunması

Farklı malzemeler için  $\Phi(E_i)$  değerleri Şekil 6.3'te gösterilen 27 numaralı çubuk için bulunmuştur. Radyasyon hasarında enerjisi yüksek nötronların birincil rol oynadıkları göz önünde bulundurulduğunda; hızlı nötron akısının yüksek olduğu bölgelerde bulunan yakıt çubukları için yapılan hesaplar, radyasyon hasar parametrelerinin ulaşacağı en yüksek değerler ile ilgili bilgi vererek, bu konu ile ilgili yapılacak farklı çalışmalarda malzeme tasarımı noktasında katkı sağlayabilecektir.

Nötron akısı değerleri, AFA, S316, Inconel 718 ve Inconel 625 olmak üzere dört malzeme için Şekil 7.3'te verilmiştir. Çizelge 6.2'de, kütlece %2.5, %3 ve %4 Al içerikli AFA kompozisyonlarında nötron akı değerleri birbirine oldukça yakın çıkmıştır. Bu sebeple bu kompozisyonlar için Şekil 7.3'e benzer bir grafik çizdirilmemiştir; HC1, HC3 ve HC4 serilerinin nötron akıları ise Şekil 7.4'te verilmiştir. Bu grafikte, yüksek soğurma tesir-kesitine sahip Mn'nin kütlece yüzde miktarının yaklaşık 2 ve 3 kat artırılması durumunda (HC3 ve HC4) zarf malzemesinin maruz kaldığı nötron akısını arttırdığı görülmektedir.



**Şekil 7.3** Farklı zarf malzemeleri için nötron akı değerleri (27 numaralı çubuk için)



Şekil 7.4 HC serisi için nötron akı değerleri (27 numaralı çubuk için)

### 7.3 SPECTER ve SPECOMP ile DPA, He ve H üretimlerinin belirlenmesi

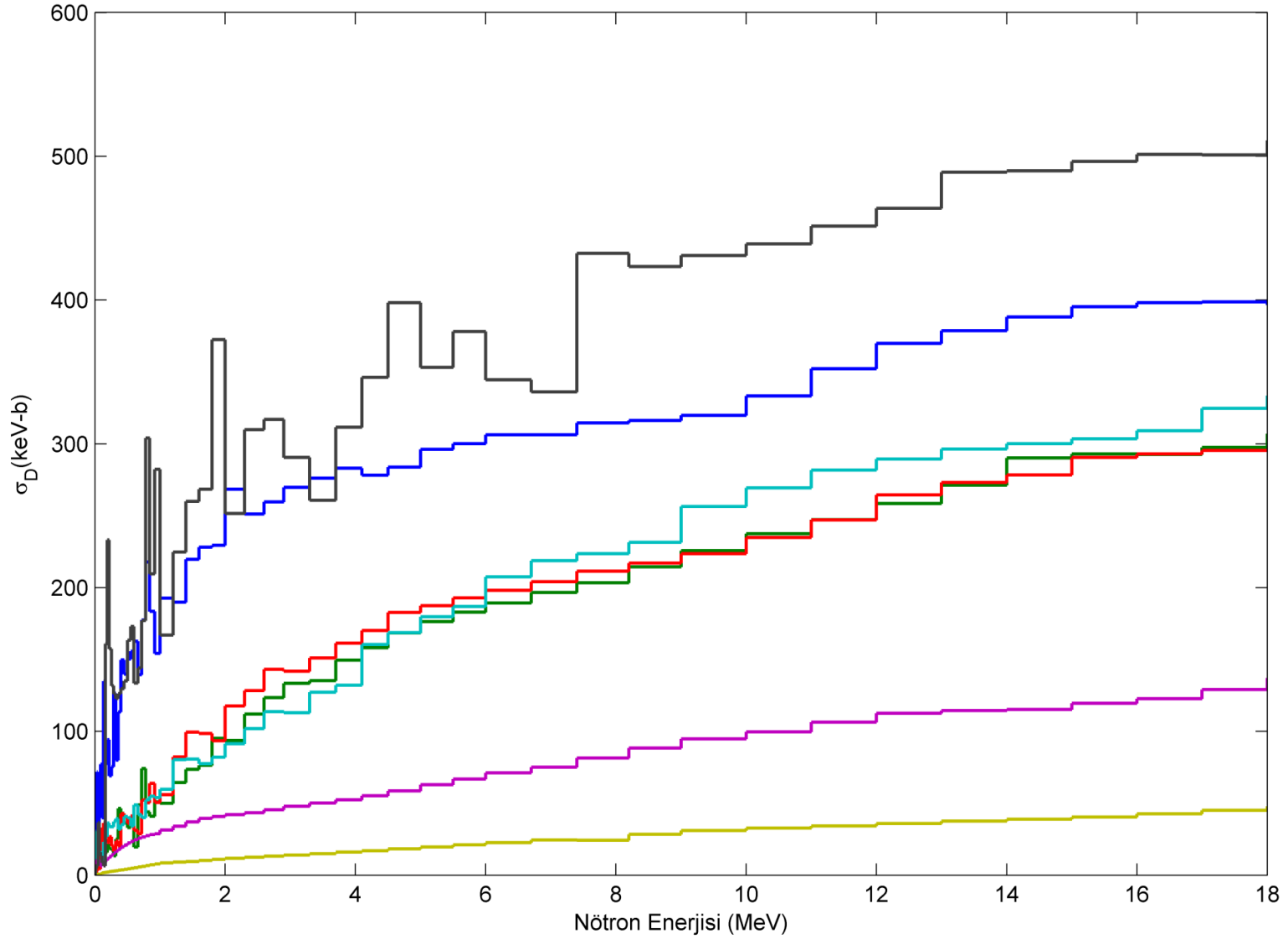
SPECOMP girdi dosyasına Çizelge 6.1 ve Çizelge 6.2'de verilen malzeme kompozisyonları girilerek ikincil yer değiştirmeler bulunmuş ve bu değerler daha önceden belirlenmiş olan nötron akısı dağılımı ile birlikte SPECTER kodunda kullanılmıştır. Elde edilen sonuçlar Çizelge 7.1 ve 7.2'de verilmiştir.

**Çizelge 7.1** Farklı zarf malzemeleri için DPA, He /H üretimi

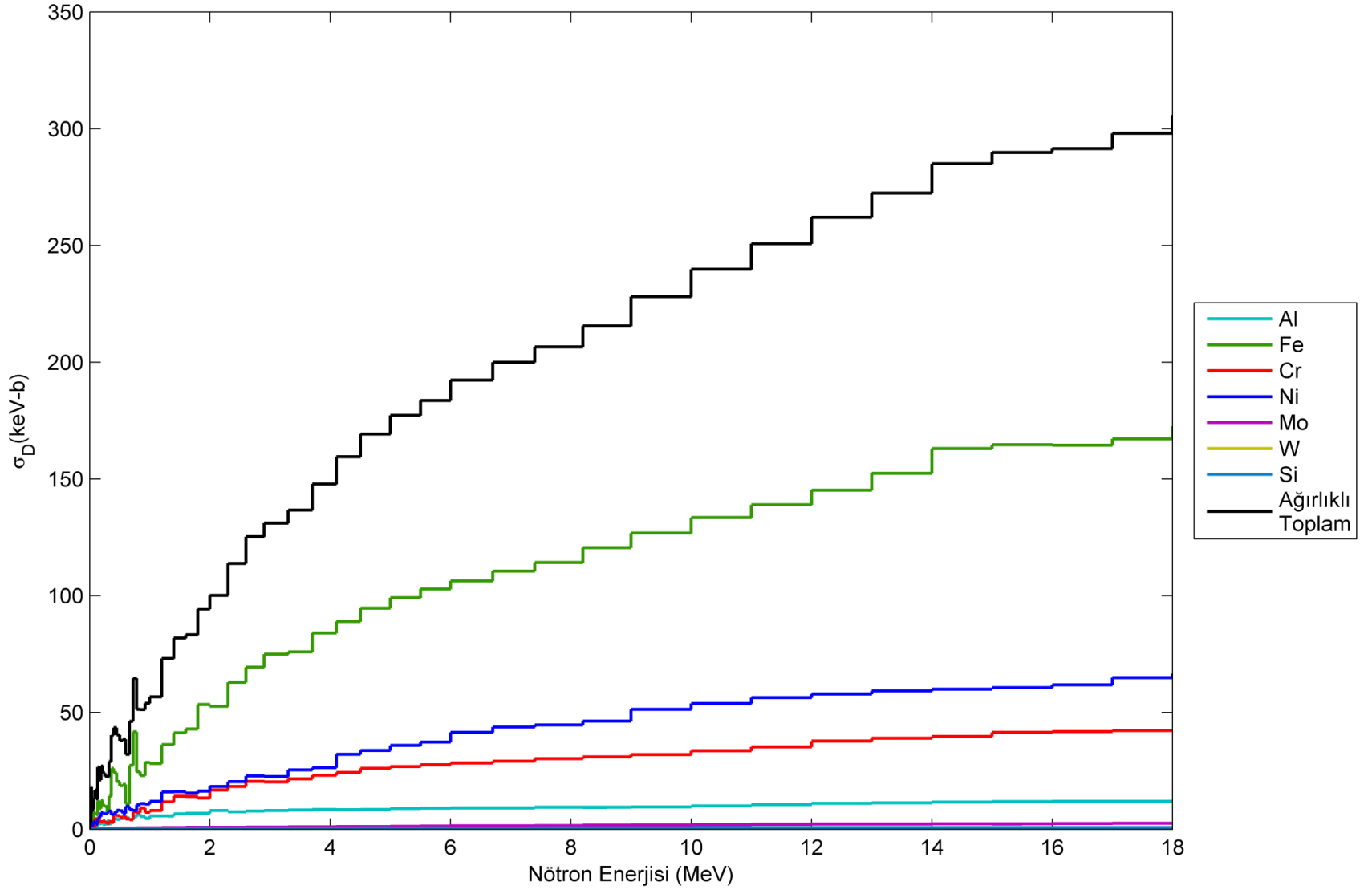
Malzeme	DPA	$\sigma_D$ (barn)	He üretimi (appm)	H üretimi (appm)
Inconel 718	9,71	428,4	27,16	368,2
Inconel 625	9,78	435,6	29,85	406,6
<b>AFA</b>	<b>7,91</b>	<b>359,6</b>	<b>11,85</b>	<b>157,8</b>
<b>S316</b>	6,94	319,6	7,71	106,8

Çizelge 7.1, Radyasyon hasar parametreleri açısından AFA'nın Inconel alaşımlarına göre daha avantajlı olduğunu göstermektedir. Bununla birlikte, en düşük radyasyon hasar parametrelerine S316'nın sahip olduğu yine bu çizelgede açıkça görülmektedir.

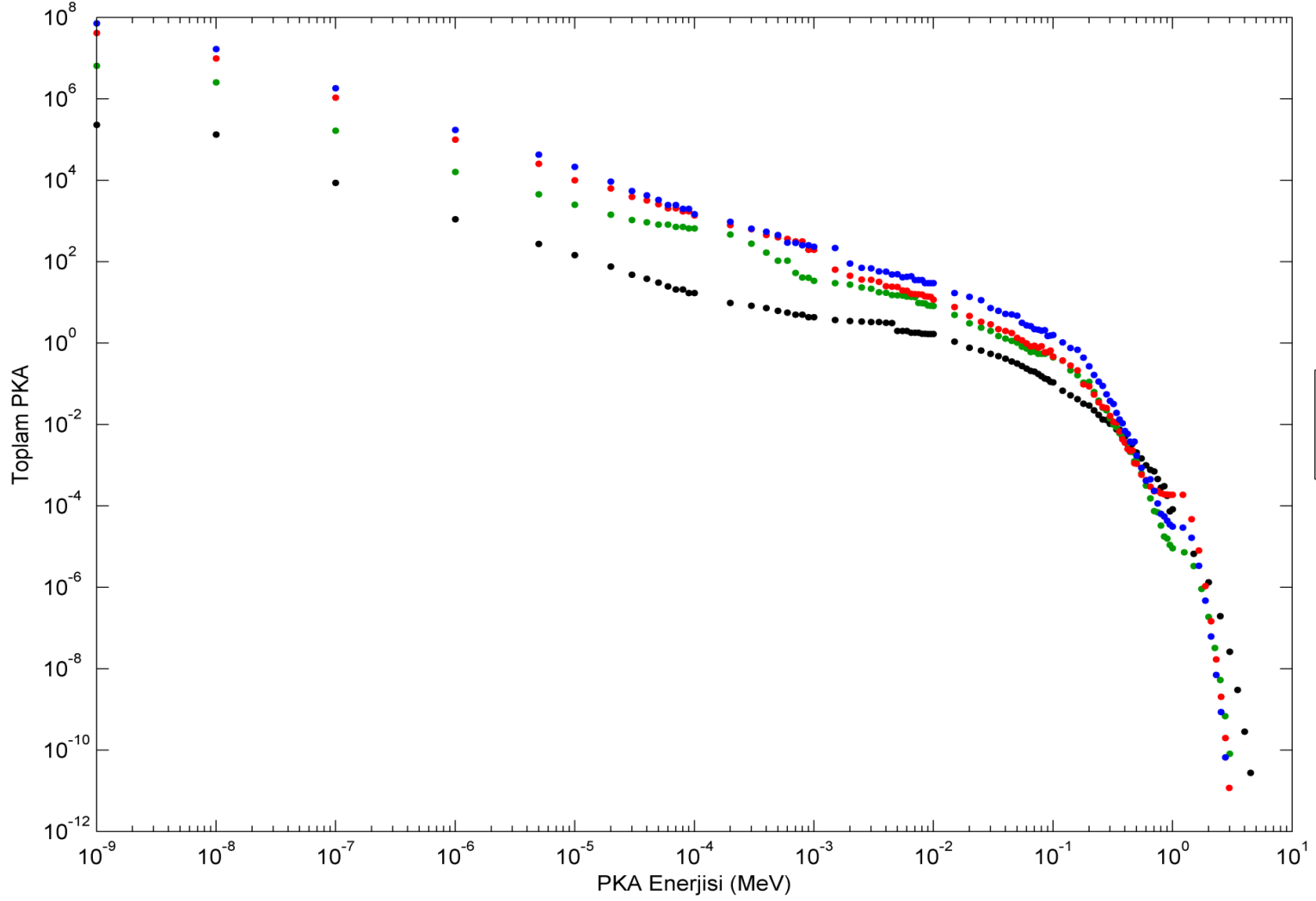
DPA değerleri, önceki bölümlerde belirtildiği gibi nötron akısı ile birlikte  $\sigma_D$  değerlerine bağlıdır. Toplam  $\sigma_D$  değerinin artmasına neden olan birincil etken elementlerin kütlece yüzdeleridir. Diğer etken ise elementlerin hasar tesir-kesitleridir. Bu iki faktörün  $\sigma_D$  değerini nasıl etkilediği, AFA alaşımındaki bazı elementler için Şekil 7.5 ve Şekil 7.6'da verilmiştir. Alüminyum ve silisyumun hasar tesir-kesitleri, demir, nikel ve kromdan fazla olmasına rağmen, malzeme içindeki miktarlarının bu elementlere göre daha düşük olması, alaşımın toplam hasar tesir kesiti üzerindeki etkilerinin de çok az olmasına sebebiyet vermektedir. Çizelge 7.1'de Inconel alaşımlarının  $\sigma_D$  değerlerinin AFA ve S316'ya göre yüksek olmasının sebebi yukarıda bahsedilen bu etkenlerden kaynaklanmaktadır. Hem nikel konsantrasyonunun fazla olması, hem de hasar tesir-kesitlerinin yüksek olması Inconel alaşımlarında  $\sigma_D$  değerlerinin artmasına neden olmuştur.



Şekil 7.5 Elementlerin DPA tesir-kesitleri (AFA için)



Şekil 7.6 Elementlerin ağırlıklı ortalamaları göz önünde bulundurulmuş DPA tesir kesitleri (AFA için)



Şekil 7.7 AFA içerisindeki Fe, Ni, Cr ve Al elementlerinin PKA spektrumları

AFA içindeki elementlerin He ve H üretimlerine katkısı Çizelge 7.2'de görülmektedir.

**Çizelge 7.2** AFA içindeki elementlerin He ve H üretim miktarları<sup>26</sup>

Element	He üretimi (appm)	%	H üretimi (appm)	%
<b>Fe</b>	1,98	<b>16,75</b>	29,48	<b>18,68</b>
<b>Ni</b>	8,75	<b>73,86</b>	118,71	<b>75,21</b>
<b>Cr</b>	0,31	<b>2,65</b>	6,10	<b>3,86</b>
<b>Al</b>	0,53	<b>4,50</b>	2,51	<b>1,59</b>
<b>Cu</b>	0,01	<b>0,90</b>	0,47	<b>0,30</b>
<b>Mn</b>	0,04	<b>0,30</b>	0,15	<b>0,09</b>
<b>Si</b>	0,09	<b>0,73</b>	0,18	<b>0,11</b>
<b>P</b>	0,02	<b>0,13</b>	0,20	<b>0,13</b>
<b>Toplam</b>	<b>11,85</b>	<b>100</b>	<b>157,8</b>	<b>100</b>

Çizelge 7.2'de görüldüğü gibi, nikel birincil öneme sahiptir. Demirin ise  $(n, \alpha)$  ve  $(n, p)$  tesir-kesitleri nikel göre daha düşük, konsantrasyonu ise daha yüksek olduğu için He ve H üretiminin yaklaşık %17'sine sebebiyet vermektedir.

AFA içerisindeki elementlerin radyasyon hasar parametrelerine etkilerinin anlaşılabilmesi için yapılan parametrik hesaplardan elde edilen sonuçlar kütlece %2,5 / 3 / 4 içerikli AFA serileri için Çizelge 7.3 ve Mn içerikli AFA serileri için Çizelge 7.4 olmak üzere iki tablo halinde sunulmuştur.

<sup>26</sup> Nb, Ti, Mo, C elementlerinin He ve H üretim miktarları, yüzde olarak çok düşük olduğu için tabloda gösterilmemiştir (He-H üretimi; Nb: %0,03 - %0,02, Ti: %0,05-%0,02, Mo, W, C: %~0).



**Çizelge 7.3** Kütlece %2.5/3/4 Al içeren AFA serileri

<b>Kütlece %2,5 Al içeren AFA serisi</b>				
<b>Alaşım</b>	<b>DPA</b>	<b><math>\sigma_D</math>(barn)</b>	<b>He üretimi (appm)</b>	<b>H üretimi (appm)</b>
<b>AFA21</b>	7,84	358,5	11,6	156,2
<b>AFA22</b>	7,85	357,9	11,7	156,7
<b>AFA23</b>	7,85	357,9	11,7	156,9
<b>AFA24</b>	7,74	357,8	11,8	159,3

<b>Kütlece %3 Al içeren AFA serisi</b>				
<b>Alaşım</b>	<b>DPA</b>	<b><math>\sigma_D</math>(barn)</b>	<b>He üretimi (appm)</b>	<b>H üretimi (appm)</b>
<b>AFA31</b>	7,92	359,0	11,8	158,0
<b>AFA32</b>	7,91	359,6	11,8	157,8
<b>AFA33</b>	8,00	367,5	14,3	190,8
<b>AFA34</b>	7,94	360,0	11,9	158,2
<b>AFA35</b>	7,94	360,6	11,8	158,0
<b>AFA36</b>	8,17	369,7	14,0	186,6
<b>AFA37</b>	7,94	360,8	11,9	158,5
<b>AFA38</b>	7,95	361,6	11,8	157,7

<b>Kütlece %4 Al içeren AFA serisi</b>				
<b>Alaşım</b>	<b>DPA</b>	<b><math>\sigma_D</math>(barn)</b>	<b>He üretimi (appm)</b>	<b>H üretimi (appm)</b>
<b>AFA41</b>	7,42	337,8	11,8	156,6
<b>AFA42</b>	7,87	358,3	11,8	156,5
<b>AFA43</b>	7,96	361,1	13,9	184,6
<b>AFA44</b>	7,99	362,0	14,1	185,2

**Çizelge 7.4** Yüksek Mn içeren HC serisi

Yüksek Mn içeren HC serisi				
Alaşım	DPA	$\sigma_D$ (barn)	He üretimi (appm)	H üretimi (appm)
HC1	7,26	326,6	8,6	115,4
HC2	6,94	312,6	8,5	115,4
HC3	7,50	333,3	7,7	104,3
HC4	7,80	339,9	7,5	94,8

### 7.3.1 AFA İçindeki Alaşım Elementlerinin Radyasyon Hasar Parametrelerine Etkileri

#### 7.3.1.1 Nikel

Nikel konsantrasyonundaki artış, 35-36 ve 42-43 numaralı kompozisyonlarda görüldüğü gibi DPA değerlerini arttırmaktadır (Çizelge 7.3). Bu durum, daha önceki bölümlerde değinildiği gibi, nikelin hasar tesir-kesitlerinin yüksek olması ve alaşım içinde ağırlıkça yüzdesinin yüksek olmasından ileri gelmektedir. Ancak, nikel miktarındaki değişimin, DPA değerindeki değişime oranı, %3 Al içerikli 35-36 numaralı kompozisyonlar ile %4 Al içerikli 42-43 numaralı kompozisyonlar için farklılık göstermektedir. Diğer bir deyişle, nikelin DPA değeri üzerindeki etkisi alüminyum-krom miktarına bağlı olarak değişmektedir. Vanadyumun 35-36 numaralı kompozisyonlarda mevcut olması, bu duruma sebep değildir. Nitekim, 34-35 numaralı kompozisyonlar göz önünde bulundurulduğunda, vanadyumun düşük konsantrasyonlardaki değişiminin, hasar parametrelerinde ciddi bir etkisi olmadığı açıkça görülmektedir.

He ve H üretim miktarları Bölüm 3.1.2'de belirtildiği gibi öncelikli olarak nikel miktarına bağlıdır ve nikel konsantrasyonunun artması bu gazların üretimlerinin de artmasına neden olmaktadır. Diğer elementlerin konsantrasyonlarındaki değişimler, He ve H üretim miktarlarında ihmal edilebilir seviyede değişime neden olmaktadır.

### **7.3.1.2 Alüminyum ve Krom**

Alüminyumun kuvvetli bir ferrit stabilizatör olması nedeniyle, alaşım içerisinde miktarının artması, iç yapının östenit kalabilmesi noktasında krom konsantrasyonunun azaltılmasını gerektirmektedir. Bu nedenle, bu başlık altında alüminyum ile ilgili değerlendirmeler krom elementini de kapsamaktadır.

Çizelge 7.3'te 32-41, 34-42 ve 36-44 numaralı kompozisyonlar göz önünde bulundurulduğunda, Al miktarındaki artış DPA değerlerinin azalmasını sağlamaktadır. Bununla birlikte, alüminyumun DPA üzerindeki etkisi nikel konsantrasyonuna göre değişmektedir. Bu durum, nikel konsantrasyonları farklı olan 32-41 ile 36-44 numaralı kompozisyonların DPA değerleri incelendiğinde görülmektedir.

He ve H üretim miktarları, Çizelge 7.3'te bulunan alaşımlar için Al konsantrasyonundan bağımsızdır. Dolayısıyla, Al konsantrasyonundaki değişimler bu gazların üretim miktarlarını değiştirmemektedir.

### **7.3.1.3 Niyobyum, Titanyum, Vanadyum ve Mangan**

Alaşım içerisinde Nb, V ve Ti elementlerinin konsantrasyonları çok düşüktür. Bu bağlamda, bu elementlerin miktarlarındaki değişim, radyasyon hasar parametrelerine etkisi ihmal edilebilir düzeydedir. Nb için; 21-23 ve 32-37-38, V için; 34-35 ve 43-44 ve Ti için ise 22-23 numaralı kompozisyonlar bu durumu göstermektedir.

Mn güçlü bir östenit stabilizatördür ve nikel miktarının azaltılabilmesini mümkün kılarak iç yapının östenit kalmasını sağlamaktadır [10]. Mn miktarının artışı ve buna karşı nikel konsantrasyonunun düşürülmesi durumunda, radyasyon hasar parametrelerinin değişimi Çizelge 7.4'te HC serileri için verilmiştir. Düşük nikel konsantrasyonlarına sahip bu serilerde, radyasyon hasar parametreleri Çizelge 7.3'te verilen AFA kompozisyonlarına göre daha azdır.

#### 7.4 SCWR Yakıt Zarfı için Önerilen Aday Malzemeler

Çizelge 7.3 ve Çizelge 7.4'te elde edilen sonuçlar ışığında ve AFA kompozisyonları ile ilgili literatür çalışmaları göz önünde bulundurulduğunda [7, 10, 11, 20, 23], ağırlıkça %2,5 Al içeren AFA serisi içerisinde AFA21 ve AFA24; ağırlıkça %3 Al içeren AFA serisi içerisinde AFA32, AFA33, AFA37 ve AFA38, yüksek Mn içerikli AFA serisi içerisinde ise HC2 ve HC3 numaralı kompozisyonların SCWR için uygun zarf malzemesi olma potansiyelleri olduğu sonucuna ulaşılmaktadır. Özellikle, AFA21 kompozisyonu, yüksek oksitlenme ve sürünme direncine sahip olması ile, HC2 ve HC3 kompozisyonları ise alternatiflerine göre daha düşük maliyetli olması ile öne çıkmaktadır.

SCWR'lerin 25 MPa altında ve ortalama 390°C sıcaklıkta işletildiği göz önünde bulundurulduğunda, Çizelge 7.3 ve Çizelge 7.4'te verilen alaşımların oksitlenme ve sürünme testlerinin oldukça yüksek basınç ve sıcaklıklarda gerçekleştirildiğini (100 MPa'da 800°C'de su+buhar, 900°C'de hava vs.) belirtmekte fayda vardır [10, 20]. Dolayısıyla, yukarıdaki alaşımlar önerilirken, radyasyon hasar parametrelerinin yanı sıra bu test koşulları da gözetilerek en yüksek performans gösteren kompozisyonlar seçilmiştir.

## 8 TARTIŞMA VE YORUM

Bu tezde standart paslanmaz çeliklere göre daha yüksek oksitlenme direncine sahip olan AFA'nın radyasyon hasar parametreleri belirlenmiş ve SCWR'lerde kullanılması düşünülen diğer aday zarf malzemelerinin (Inconel 625, Inconel 718 ve S316) sonuçları ile karşılaştırılmıştır. Bununla birlikte, elementlerin radyasyon hasar parametreleri üzerindeki etkileri incelenerek, SCWR'ler için uygun aday yakıt zarf malzemesi olup olamayacağı tartışılmıştır.

Radyasyon hasar parametrelerinin belirlenmesi amacıyla, SCWR yakıt demeti MCNP'de modellenmiştir. Oluşturulan bu modelde normalize edilmiş güç dağılımları belirlenerek referans değerlerle kıyaslanmış ve sonuçların tutarlı olduğu görülmüştür (Şekil 7.2). Veri kartları kullanılarak farklı malzemeler için yakıt zarfına düşen nötron akıları bulunmuştur (Şekil 7.3 ve Şekil 7.4). Alaşım hasar tesir kesitlerinin ve PKA'ların meydana getirdiği ikincil yer değiştirmelerin belirlenmesi için SPECOMP kodu kullanılmıştır. MCNP'den alınan nötron akısı değerleri ile SPECOMP'tan alınan alaşım hasar tesir kesitleri ile ikincil yer değiştirmeler SPECTER kodunun girdisi olarak kullanılmış ve radyasyon hasar parametreleri belirlenmiştir. Çizelge 7.3 ve Çizelge 7.4'te verilen AFA kompozisyonları için parametrik hesaplar tekrarlanmış ve elementlerin bu noktada radyasyon hasar parametrelerine etkileri incelenmiştir.

Parametrik hesaplar sonucunda elde edilen bulgular, AFA alaşımlarının, nikel, alüminyum ve kromun radyasyon hasar parametreleri üzerinde birincil öneme sahip olduğu yönündedir. Nikelin konsantrasyonundaki artış, 35-36 ve 42-43 numaralı kompozisyonlarda görüldüğü gibi radyasyon hasar parametrelerini arttırmıştır. 32-41, 34-42 ve 36-44 numaralı kompozisyonlarda, alüminyum konsantrasyonunun artışıyla birlikte krom miktarının azaltılması DPA değerlerini düşürmüştür ancak He ve H üretimlerini etkilememiştir. Nitekim, bu gazların üretim miktarları önceki bölümlerde değinildiği gibi ağırlıklı olarak nikel konsantrasyonuna bağlıdır. Bu bağlamda, düşük nikel ve yüksek alüminyum konsantrasyonuna sahip HC serilerinin, hem DPA değerleri hem de He ve H üretim miktarları da oldukça düşüktür.

**Çizelge 8.1** SCWR için aday zarf malzemesi olarak önerilen alaşımların içerikleri

	Ni	Cr	Al	Nb	Ti	V	Mo	W	Cu	Mn	Si	C	P	N
<b>AFA21</b>	20	14,3	2,5	0,9			2,5			2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA24</b>	21	14,0	2,5	3,0		0,18	3,0				0,02	0,02		
<b>AFA31</b>	20	14,3	3,0	0,4	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,08	0,04	
<b>AFA32</b>	20	14,3	3,0	0,6	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>AFA33</b>	26	14,0	3,0	0,6			1,3				0,2	0,2	0,04	0,01
<b>AFA37</b>	20	14,3	3,0	1,5	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>AFA38</b>	20	14,3	3,0	2,5	0,1		2,0	1	0,5	2,0	0,15	0,10	0,04	
<b>HC2</b>	12	14,0	2,5	0,6					3	4,7		0,09		0,002
<b>HC3</b>	10,1	14,0	2,4	0,6					2,9	9,3		0,10		0,001

Elde edilen sonuçlar, Çizelge 7.3 ve Çizelge 7.4'te verilen tüm AFA kompozisyonlarının radyasyon hasar parametreleri açısından Inconel alaşımlarına göre daha avantajlı olduğunu, ayrıca S316 alaşımına da alternatif olabileceğini göstermektedir. Bununla birlikte, düşük radyasyon hasar parametreleri ve literatür çalışmalarında belirtilen test koşulları altında Çizelge 8.1'de verilen yüksek oksitlenme dirençlerine sahip kompozisyonların SCWR'ler için aday zarf malzemesi olarak üzerinde çalışılabileceği sonucuna ulaşılmıştır.

## 9 KAYNAKLAR

- [1] U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, **2002**.
- [2] Y. Oka, S. Koshizuka, Y. Ishiwatari, A. Yamaji, *Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors*, New York: Springer, **2010**.
- [3] T. Allen, H. Burlet, R. Nanstad, S. Ukai, *Advanced Structural Materials and Cladding*, *MRS BULLETIN*, 34, 20-26, **2009**.
- [4] H. Cho, H. Ohkubo, N. Iwata, A. Kimura, S. Ukai, M. Fujiwara, Improvement of compatibility of advanced ferritic stainless steels with super critical water pressurized water toward a higher thermally efficient water-cooled blanket system, *Fusion Engineering and Design*, 81, 1071-1076, **2006**.
- [5] S. Penttila, A. Toivonen, L. Rissanen, L. Heikinheimo, Generation IV Material Issues-Case SCWR, *Journal of Disaster Research*, **2005**.
- [6] T.R. Allen, Y. Chen, L. Tan, X. Ren, K. Sridharan, Corrosion of candidate materials for supercritical water cooled reactors, *Proceedings of the 12 th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System*, Ibaraki, **2005**.
- [7] S. Nie, Y. Chen, X. Ren, K. Sridharan, T. Allen, Corrosion of alumina forming austenitic steel Fe-20Ni-14Cr-3Al-0.6Nb-0.1Ti in Supercritical water, *Journal of Nuclear Materials*, 399, 231-231, **2010**.
- [8] Anonim, ENERGY.GOV, <http://energy.gov/photos/yucca-mountain> (Aralık, **2012**).
- [9] A. H. Heueri D. B. Hovis, J. L. Smialek, B. Gleeson, Alumina Scale Formation: A New Perspective, *Journal of The American Ceramic Society*, 94, 146-153, **2011**.
- [10] Y. Yamamoto, M. Santella, C. Liu, N. Evans, P. Maziasz, M. Brady, Evaluation of Mn substitution for Ni in Alumina-forming Austenitic Stainless Steels, *Materials Science and Engineering A*, 524, 176-185, **2009**.
- [11] Y. Yamamoto, M. Brady, Z. Lu, C.T. Liu, M. Takeyama, P.J. Maziasz, B.A. Pint, Composition, Microstructure and Alumina-forming Austenitic Stainless Steels Strengthened by Laves Phase and MC Carbide Precipitates, *Oxid Met*, 72, 311-333, **2009**.
- [12] G. S. Was, *Fundamentals of Radiation Materials Science Metals and Alloys*, New York: Springer, **2007**.
- [13] Anonim, LANGLO PRESS, <http://langlopress.net/homeeducation/resources/science/content/illustrations/Chemistry/Water%20Phase%20Diagram-bl.jpg>, (Aralık, **2012**).

- [14] C. N. Sökmen, Effect of property variations on the mixing of laminar supercritical water streams in a T-junction, *International Communications in Heat and Mass Transfer*, 38, 85-92, **2011**.
- [15] V. Tulkki, Supercritical Water Reactors A Survey on International State of Research, *Helsinki University of Technology Department of Engineering Physics and Mathematics*, **2006**.
- [16] D. Danielyan, Supercritical-Water-Cooled Reactor System - as one of the most promising type of Gen IV Nuclear Reactor Systems, *Helsinki University of Technology Faculty of Information and Natural Sciences*, Helsinki, **2003**.
- [17] T. Schulenberg, J. Starflinger, Core Design Concepts for High Performance Light Water Reactors, *Nuclear Engineering and Technology*, 4, 249-256, **2007**.
- [18] D. Guzonas, SCWR Materials and Chemistry Status of Ongoing Research, *GIF Symposium*, Paris, **2009**.
- [19] J. Buongiorno ve diğerleri, Supercritical Water Reactor (SCWR) Survey of Materials Experience and R&D Needs to Assess Viability, *INEEL*, Idaho, **2003**.
- [20] Y. Yamamoto, M. P. Brady, P. Maziasz, B. Pint, C.Liu, Z. Lu, H. Bei, The Development of Alumina-Forming Austenitic Stainless Steels for High- Temperature Structural Use, *JOM*, 30, 12-18, **2008**.
- [21] Sarıtaş Çelik Sanayi A.Ş., Paslanmaz Çelik Yassı Mamuller Üretimi-Kullanımı-Standartları, Acar Matbaacılık A.Ş., İstanbul, **2004**.
- [22] Anonim, Ötektoid Dönüşüm, <http://muhendishane.org/kutuphane/malzeme-biliminin-fiziksel-temelleri/otektoid-donusum/> (Aralık, **2012**).
- [23] Y. Yamamoto, M. Brady, Z. Lu, P. Maziasz, C. Liu, B. Pint, K. More, H. Meyer, E. Payzant, Creep-Resistant Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-forming Austenitic Stainless Steels, *Science*, 60, 5823, 433-436, **2007**.
- [24] J. A. Mascitti, M. Madariaga, Method for the Calculation of DPA in the Reactor Pressure Vessel of Atucha II, *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2011, 1-6, **2011**.
- [25] S. J. Zinkle, Advanced Materials for Future Nuclear Plants, *Fission Energy Workshop: OECD NEA Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Energy Systems Global Climate and Energy Project*, Cambridge, **2007**.
- [26] F. Garner, B. Oliver, L. Greenwood, D. Edwards, S. Bruemmer, M. Grossbeck, Generation and Retention of Helium and Hydrogen in Austenitic Steels Irradiated in Variety of LWR and Test Reactor Spectral Environments, *Oak Ridge National Laboratory*, Oak Ridge, **2001**.
- [27] F. A. Garner, L. Greenwood, Neutron Irradiation Effects on Fusion or Spallation Structural Materials: Some Recent Insights Related to Neutron Spectra, *Radiation Effects and Defects in Solids*, 144, 251-286, **1998**.
- [28] A. Aksoy, Darbeli Nötron Deneylelerinin Zamana ve Konuma Bağlı Monte Carlo Çözümlemeleri, *Hacettepe Üniversitesi, Fen Bilimleri Enstitüsü*, Ankara, **2012**.



- [29] S. A. Dupree, S. Fraley, *A Monte Carlo Primer A Practical Approach to Radiation Transport*, Kluwer Academic/Plenum Yayıncılık, **2002**.
- [30] L. R. Greenwood, R. K. Smither, SPECTER-ANL Neutron Damage Calculations for Materials Irradiations, *Oak Ridge National Laboratory*, Oak Ridge, **1988**.
- [31] J. R. Lamarsh, A. Baretta J., *Introduction to Nuclear Engineering*, 3. Baskı, New Jersey: Prentice Hall, **2001**.
- [32] B. Khorsandi, T. E. Blue, W. Windl, J. Kulisek, TRIM Modeling of Displacement Damage in SiC for Monoenergetic Neutrons, *Journal of ASTM International*, 3, 8, **2006**.

## ÖZGEÇMİŞ

### Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Muhammet AYANOĞLU

Doğum Yeri : İstanbul

Medeni Hali : Bekar

E-posta : ayanoglu.muhammed@gmail.com

### Eğitim

Lise : Akşemsettin Süper Lisesi (2001-2005)

Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2005-2010)

Y. Lisans : Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliği (2010-2013)

Yabancı Dil : İngilizce

### İş Deneyimi

2011-... : Hacettepe Üniversitesi, Nükleer Enerji Mühendisliği

### Deneyim Alanları

7-11 Şubat/2011 : İstanbul Teknik Üniversitesi TRIGA Mark II Araştırma Reaktörü

Ağustos-Eylül /2009 : Türkiye Atom Enerji Kurumu, Çekmece Nükleer Araştırma ve Eğitim Merkezi

Haziran-Ağustos/2009: Massachusetts Teknoloji Enstitüsü ve Harvard Üniversitesi'nde gözlemcimisafir öğrenci

Haziran-Temmuz/2008: Türkiye Elektrik Kurumu, Anbarlı Termik Santrali

### Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi

### Tezden Üretilmiş Yayınlar

### Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar