



ANKARA ÜNİVERSİTESİ
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ

**REAKTÖR FİZİĞİ KAVRAMININ
İNCELENMESİ**

İLERİ NÖTRON VE REAKTÖR FİZİĞİ
PROF. DR. HALUK YÜCEL

2. Hızlı Fisyon Katsayısı, ϵ

Reaktör yakıtında, U-235 (veya U-233) izotoplarının termal fisyonlarında üretilen nötronlardan başka hızlı nötronların U-238 üretken izotopları bombardımanı sonucunda U-238'in parçalanmasından da nötronlar üretilir. U-238'in yüksek enerjili nötronlar ile vukubulan fisyonundan üretilen nötronların sayısı ϵ , hızlı fisyon faktörü ile gösterilir.

2. Hızlı Fisyon Katsayısı, ϵ

$$\epsilon = \frac{\text{U} - 238\text{'in hızlı fisyonu ve U} - 235\text{'in termal fisyonunda üretilen toplam nötronların sayısı}}{\text{U} - 235\text{'in termal fisyonunda üretilen nötronların sayısı}}$$

Heterojen reaktörlerde; ϵ hızlı fisyon çarpanı,

1. Nötron spektrumuna,
2. Reaktörün geometrik şekline,
3. Yakıt çubuğunun boyutlarına, bağımlı olarak değişir.

Tabii uranyum yakıtlı reaktörlerde hızlı fisyonun katkısı %3 mertebesindedir. Bu nedenle hızlı fisyon çarpanı ϵ , 1.00 ile 1.03 arasında bir değerde kalır.

$$\epsilon = 1 + (v_f - 1 - \alpha_{28}/v_t)\delta_{28} \dots\dots\dots (3)$$

Burada ;

v_f : Fisyon başına üretilen hızlı nötronların sayısı, v_t : Fisyon başına üretilen termal nötronların sayısı.

α_{28} : U-238'in yakalama tesir kesitinin fisyon kesitine oranı, $\alpha_{28}= 0.107$



$$\delta_{28} = \frac{\text{Termal fisyonndan çıkan nötron başına hızlı fisyonların sayısı}}{\text{Termal fisyonndan çıkan nötron başına termal fisyonların sayısı}}$$

$$\delta_{28} = f(28)/f(25)$$

f(28) büyüklüğü, uranyum foil (Depleted uranyum- 3×10^{-6} U-235/U-238) aktivitesinin sayılmasıyla deney yoluyla ölçülür. f(25) niceliği ise $1/\nu_{25}$ ile aynıdır. Yukarıda yazılan hızlı fisyon çarpanı (ϵ) formülünde $\nu_f = \nu_{th} = 2,5$ ve $\alpha_{28} = 0,107$ yerine konursa, hızlı fisyon çarpanına ait ifade,

$$\nu = 1 + 0,564 \cdot \delta_{28} \dots\dots\dots (4)$$

Hızlı fisyon katsayısı ile ilgili deney sonuçları ve teorik hesap sonuçları Tablo-5’de görüldüğü gibidir.

Tablo 5- Farklı Boyuttaki Yakıt Çubukları İçin Hızlı Fisyon Faktörü

Yakıt Yarıçapı (cm)	δ_{28}	ϵ_{deney}	ϵ_{teorik}
0,475	0,0215	1,014	1,014
0,762	0,0359	1,023	1,021
0,953	0,0485	1,031	1,026
1,40	0,0628	1,040	1,038
1,72	0,0772	1,050	1,046

Çok büyük yakıt çubuğu için hızlı fisyon faktörü ε , teorik limit değeri olan 1.23'e yaklaşır. Tabii uranyum yakıtlı (Ağır su veya grafit moderatörlü) reaktörlerde hızlı fisyon katsayısı $\varepsilon = 1.03$ mertebesinde. Homojen sistemler de $\varepsilon \cong 1$ dir. Çünkü yakıt ve moderator uniform olarak karışmış ve hızlı fisyon nötronlarının sahip olduğu ihtimaliyet küçülmüştür.

Hızlı fisyon katsayısı, teorik olarak nümerik integrasyon yoluyla da hesaplanabilmektedir.

$$\varepsilon = \int_0^{\infty} \Phi(E) \cdot \Sigma_f(E) \cdot v(E) \cdot dE \bigg/ \int_0^{E_c} \Phi(E) \cdot \Sigma_f(E) \cdot v(E) \cdot dE \dots (5)$$

Buradan, E_c : Maxwell nötron spektrumunda termal enerjinin kesildiği (cutoff) değeridir. Yukarıdaki integrasyon, hafif su moderatörlü reaktörler için ampirik bir ifade olarak elde edilir.

$\varepsilon = 1 + 0,690 (N_{28}/N_w)/(1 + 0,563 (N_{28}/N_w)) \dots\dots (6)$ şeklindedir. Burada, N_{28} : U-238 in atom yoğunluğu, N_w : Suyun atom yoğunluğudur. Hızlı fisyon çarpanı ε 'yi ağır su moderatörlü Rajasthan reaktörü (RAPP) için hesaplamada yukarıdaki (6) numaralı ampirik ifadeyi kullanabiliriz. RAPP için veriler:

$$\begin{aligned} N_{28} &= 2,32 \times 10^{22} / \text{cm}^3 & N_w &= 3,3 \times 10^{22} / \text{cm}^3 \\ V_{28} &= 29,16 \text{ cm}^3 & V_w &= 445,68 \text{ cm}^3 \end{aligned}$$

$$V_{28} \cdot N_{28} / V_w \cdot N_w = 6,075 \times 10^{23} / 14,8 \times 10^{24} = 0,0411$$

$$\therefore \varepsilon = 1 + 0,690 \times 0,0411 / (1 + 0,563 \times 0,0411) = 1,0051$$

RAPP yakıt elemanlarının yarıçapı 0.743 cm, bu değere karşılık Tablo 5-deki değeri $\xi = 1.02$ dir. RAPP için dizayna esas alınan gerçek değer ise $\xi = 1.027$ dir.

3. Rezonanstan Kaçma İhtimali, P

Reaktör içerisinde, fisyonunda üretilen hızlı nötronların bir dizi çarpışmadan sonra enerjilerini kaybederek soğurulurlar. Ancak bu hızlı nötronların bir kısmı, uranyum gibi ağır elementler tarafından yakalanarak (capture reaction) yok olurlar. Ağır elementlerin belli enerjilerde yakalama tesir kesitleri oldukça büyüktür, bu durum ağır elementlerin rezonans davranışını ifade eder. Hızlı nötronlar moderator içerisinde elastik saçılma ile, ağır elementlerin rezonans bölgesinden kaçabilirler ve termal olarak zincirleme reaksiyona katkıda bulunurlar. Bu sebepten, fisyon başına üretilen $\eta\varepsilon$ hızlı nötronun sadece $\eta\varepsilon P$ tanesi rezonanstan sonra baki kalırlar.

3. Rezonanstan Kaçma İhtimali, P

P rezonanstan kaçma ihtimalidir ve daha önce matematik ifedisinin,

$$P = \exp(-1/\xi) \int_E^{E_0} \Sigma_a \cdot dE / (\Sigma_s + \Sigma_a) \cdot E \dots\dots\dots (7) \quad \text{olduğu elde edilmiştir.}$$

Integral limitleri ağır elementlerin bütün rezonanslarını ihtiva eder. P'nın büyüklüğü her zaman birden küçüktür.

Tesir kesitlerinin enerjiye bağımlılığı sebebiyle yukarıdaki P rezonastan kurtulma ifadesinin değerlendirilmesi çok güç bir iştir.



Bunun yerine az bir modifikasyon ile geliştirilmiş aşağıdaki eşitlik,

$$P = \exp \left(-N_U I / \xi \Sigma_{sm} \right) \dots\dots\dots (8) \text{ kullanılır.}$$

Burada, u = uranyum, m = moderator Σ_{sm} = moderator saçılma tesir kesiti, I = Efektif rezonans integrali

$$I = \int_0^{E_0} \sigma_{au} \cdot (\Sigma_{sm} \cdot dE / (\Sigma_{sm} + \Sigma_{au}) \cdot E) \dots\dots\dots (9)$$

Çeşitli uranyum, moderator karışımları için deney sonuçlarına istinaden tabii uranyumlu homojen reaktörlere ait I efektif rezonans integral değerleri hesap edilmiştir.

Heterojen reaktörlerde ise, efektif rezonans integral değerleri, yakıt elemanın yüzey alanın-kütlesi oranına bağlıdır ve deney sonuçlarına göre aşağıdaki ampirik ifadeleri geliştirilmiştir;

$$I = a + b \cdot \left(\frac{S}{M}\right) \text{ veya } I = a^1 + b^1 \cdot \sqrt{\left(\frac{S}{M}\right)} \dots\dots\dots (10)$$

Çeşitli yakıtlar için yukarıdaki ampirik ifadelere ait sabitler Tablo- 6 da verilmektedir.

Tablo 6- Rezonans İntegralleri İçin Sabitler

Yakıt	a^1	b^1	a	b
Uranyum	2,8	27,1	8,0	27,5
Uranyum Oksit	3,0	28,0	11,0	24,5
Turyum	3,9	14,8	-	-
Toryum Oksit	3,4	17,3	-	-

Örnek :

RAPP dizaynına ait yakıt, zarf, moderator ve soğutucu malzeme bileşimleri aşağıdadır. Buna göre rezonanstan kaçma ihtimali P'nin hesabı,

$$\text{Yakıt} = 29,16 \text{ cm}^3$$

$$\text{D}_2\text{O} = 19,2 + 426,56 = 445,68 \text{ cm}^3 \text{ (Soğutucu + Moderator)}$$

$$\text{Zr - 2: } 20,26 \text{ cm}^3$$

Yukarıdaki hacimler, reaktörün birim boyuna aittir. Saçılma tesir kesitleri;

$$\sigma_s(D_2O) = 10,5 \text{ b}$$

$$\sigma_s(Zr - 2) = 8,0 \text{ b}$$

Ortalama logaritmik enerji azalması $\xi_{D_2O} = 0,51$

$$\frac{N_U}{\Sigma_{sm}} = V_U \cdot N_U / (V_m \cdot N_m \cdot \sigma_{sm} + V_{Zr} \cdot N_{Zr} \cdot \sigma_{sZr})$$

$$= 29,16 \times 2,32 \times 10^{22} / (445,68 \times 3,31 \times 10^{22} \times 10,5 \times 10^{-24} + 20,26 \times 4,3 \times 10^{22} \times 8 \times 10^{-22})$$

$$= 0,3751 \times 10^{22} \text{ cm}^{-2} \text{ (7,9418} \times 10^{20} \text{) ben böyle buldum}$$

$$\begin{aligned} P &= \exp \left(-N_U I / \xi \Sigma_{sm} \right) \\ &= \exp \left(-N_U \cdot 3,06 / \xi \Sigma_{sm} \right) \cdot \left(\Sigma_{sm} / N_U \right)^{0,472} \\ &= \exp \left(-3,06 / 0,51 \right) \cdot \left(0,00375 \right)^{0,528} \\ &= \exp \left(-0,3142 \right) = 0,730 \end{aligned}$$

RAPP nın dizaynına esas alınan $P = 0.90025$ dir.

4. κ_{∞} Nötron Çoğalma Katsayısının Hesabı :

Nötronların çoğalma mekanizmasını belirlerken yapılmış olan hesaplar sonucu RAPP için sonsuz ortamda nötron çoğalma katsayısı veya dört çarpan formülünün değeri,

$$\kappa_{\infty} = \eta \epsilon p f = 1,31 \times 1,027 \times 0,730 \times 0,0964 = 0,9468 \text{ bulunur.}$$

Burada, f : yakıtın termal faydalanma faktörü. RAPP için dizayna esas alınan $\kappa_{\infty} = 1,078$ dir.

Yukarıda yapılan hesapta, kullanılan tesir kesitlere ait değerler bütün nötron spekturumu üzerinden ortalama alınmaksızın termal değerleri kullanılmıştır. Ayrıca reaktör işletme sıcaklığı gereği yapılması lazım gelen düzeltmeler yapılmamıştır.

IV. SONUÇ:

Reaktörde nötron dağılımlarını belirlerken; bütün fisyon nötronlarının ani olarak termal bölgeye ulaştıklarını kabul eden 'difüzyon teorisi" veya fisyon nötronlarının termal enerji bölgesine kadar sürekli bir şekilde yavaşladıklarını kabul eden. "Fermi Çağ Teorisi" inceler. Her iki teori de nötron dağılımlarını tam bir gerçeklikle yansıtamaz. Raporda difüzyon ve çağ teorisinden söz edilmemiş olmasına rağmen, difüzyon teorisinde ağırlık termal enerjili nötronlara yüklenir ve hızlı nötronların önemi, κ_{∞} 'un hesabındaki ϵ çarpanının hesabı hariç, tümüyle ihmal edilmektedir. Fermi çağ teorisi de ancak düşük atom ağırlıklı reaktör ortamları için uygun sonuçlar verir. Reaktör fiziğinde, bütün bu eksiklikleri giderecek ve gerçeği daha iyi yansıtacak bir metod; ortamdaki nötronların enerjileri bakımından gruplara bölünerek incelenmesidir. Yani çok gruplu difüzyon teorisine dayanan reaktör fiziği hesapları daha gerçekçi sonuçlar vermektedir.

REFERANSLAR

1. Henry, Allan F., Nuclear Reactor Analysis, MIT, 1975, USA.
2. Ram, K.S., B.Nuclear Engineering, Indian Institute of Technology, 1977, Kanpur, Indian.
3. Lamarsh, J.R., Introduction to Nuclear Reactor Theory, New York University, 1972, USA.
4. Leonard E.Link, Reactor Technology-Selected Reviews, 1965, USAEC, USA.
5. Gerasimow V.and A.Monakhov, Nuclear Engineering Materials, Mir Publishers, 1983, Moscow, USSR.
6. Olander, R.D., Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements, California University, 1976, Berkeley, USA.
7. Profio, A.E., Experimental Reactor Physics, California University, 1976, John Wiley and Sons, Inc., USA.
8. Duderstadt, J.J and Hamilton, L.J., Nuclear Reactor Analysis, The Univ. of Michigan, John Wiley & Sons, Inc., 1976, USA.