



ANKARA ÜNİVERSİTESİ
NÜKLEER BİLİMLER ENSTİTÜSÜ

NÖTRON TAŞINIMI

İLERİ NÖTRON VE REAKTÖR FİZİĞİ
PROF. DR. HALUK YÜCEL

NÖTRON TAŞINIMI (NEUTRON TRANSPORT)

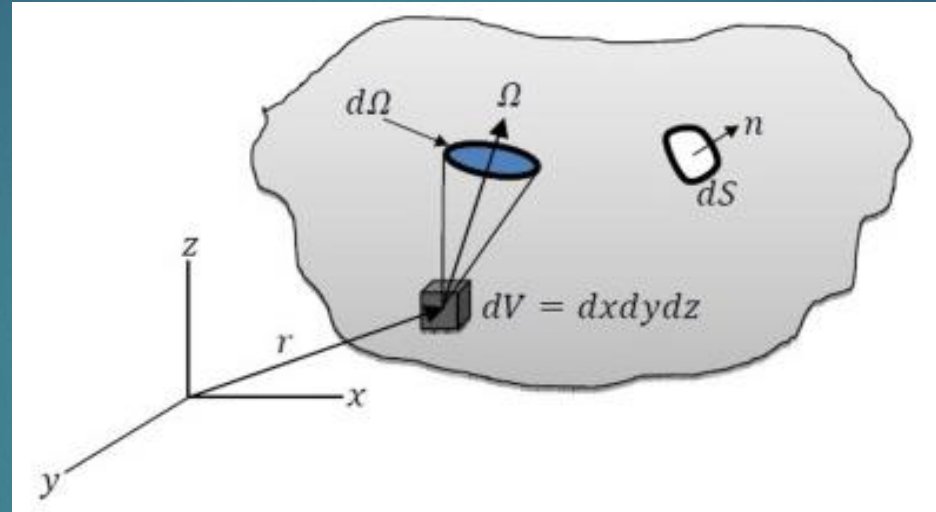
Nükleer reaktör teorisinin temel problemi, reaktör içinde nötronların dağılımının belirlenmesidir. Nötron dağılımı reaktör içerisinde meydana gelen çeşitli nükleer tepkimelerin hızını (nuclear reactor rates) belirler. Nötron yoğunluğu incelenerek, fisyon zincirleme tepkimesinin kararlılığı hakkında yorum yapılabilir. Reaktör içindeki nötron dağılımını belirlemek için, “nötronların taşınımı” olayı, yani nötronların reaktör kalbindeki akışındaki nötron hareketlerini, atom çekirdeklerinden sıklıkla saçılmalarını ve nihayet ya soğrularak ya da reaktör dışına sızarak kaçışlarını incelemeyi açıklar.

- Çoğu reaktör çalışmalarında “nötron hareketli” bir “difüzyon olayı” olarak ele alınır. Bu difüzyon olayına göre, nötron yoğunluğu yüksek olan bölgelerden nötron yoğunluğu düşük olan bölgelere doğru nötronların yayılma (difüz etme) eğilimleri vardır. Nasıl ki, yüksek sıcaklık bölgelerinden, düşük sıcaklık bölgelerine ısının difüzyonla yayıldığı gibi veya daha bir benzeşimle (analoji) nötronlar (gaz moleküllerine karşılık gelecek şekilde) düşünüldüğünde gazların kinetik teorisine göre, gaz molekülleri konsantrasyonu düşük olan başka bölgelere difüzyonla hareket ederler.

- Ancak termal ısının ve gazların difüzyon prosesleri oldukça hassas olarak “difüzyon olayı” ile açıklanabilir olmasına karşın, nötron taşınımını bir difüzyon olayı ile açıklamak sadece sınırlı derecede geçerli bir yaklaşımdır.
- Difüzyon teorisinin, nötron taşınımındaki bu başarısızlığının nedeni, nötron-çekirdek etkileşmelerindeki tesir kesitlerinin çok çok küçük ($10^{-24} \text{cm}^2 = 1b$) mertebede olmasıdır. Bu nedenle nötronlar, etkileşmeler arasında nispeten daha uzak mesafelere gidebilirler (örneğin hızlı nötronların ortalama serbest yolu (mfp) santimetreler mertebesindedir. Halbuki reaktör yakıt iğnesi (fuel pin) tipik olarak 1 cm civarındadır. Ancak hatırlanacağı üzere difüzyon teorisi, difüz eden parçacıkların çok sıklıkla çarpışmalarını ve rastgele (random), düzensiz (very irregular) ve zig-zag yollar çizerek hareket etmesi temeline dayanır.

- Nötron taşınımı, daha doğru bir açıklaması için nispeten uzun nötron mfp almasını hesaba katan nadir gazların (rarefied gas/dilute gas) kinetik teorisine karşılık gelen “Neutron Transport Equation” ile açıklanır. Daha karmaşık matematik işlemler gerektirdiği için bilgisayar çözümleri daha çok kullanılmaktadır. Türetilmesi, vektör hesabıyla ve nötron korunumu konseptine dayanır. Nötron transport denkleminin en temel dezavantajı, analitik çözümünün çok güç olmasıdır. Reaktör analizleri, yaklaşım teorileri bu transport denklemini karşılaştırırlar. Örneğin difüzyon denklemi, reaktör sınır koşullarında veya çok yüksek soğurucu ortamlara yakın yerlerde (mesela, yakıt çubuğu veya kontrol çubuğu) geçerli olmaz. Bu gibi durumlarda difüzyon teorisine “nötron transport denkleminden” elde edilen düzeltme faktörleri katılarak veya difüzyon denklemine eşlik ederek, difüzyon teorisinin uygulanmasına devam edebilir.

Nötron Transport Denklemi



Denge Denklemi,

$$\frac{\partial}{\partial T} \left[\int_{\mathcal{V}} n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3 r \right] dE d\vec{\Omega} \equiv V_{\text{hacime giren}} - V_{\text{hacimden çıkan}}$$

$$\frac{\partial}{\partial T} \left[\int_{\mathcal{V}} n(\vec{r}, E, \vec{\Omega}, t) d^3 r \right] d\vec{\Omega} dE = \left[\int_{\mathcal{V}} \frac{\partial n}{\partial T} d^3 r \right] d\vec{\Omega} dE$$

Tek Hıza Sahip Difüzyon Denklemi

\vec{J} : Tek bir hızdaki nötron akısı yoğunluğu

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial T} + \vec{\nabla} \cdot \vec{J} + \sum_t \Sigma_t \phi(r, t) = \sum_t \nu \Sigma_f \phi(r, t) + S(r, t)$$

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \vec{J}}{\partial T} + \vec{\nabla} \cdot \int d\vec{\Omega} \vec{\Omega} \vec{\Omega} \varphi(r, \vec{\Omega}, t) + \sum_t \Sigma_t \vec{J}(r, t) = \bar{\mu}_0 \sum_s \vec{J}(\vec{r}, t) + S_1(\vec{r}, t)$$

Difüzyon Teorisi

- Difüzyon teorisi, tüm nötronların aynı hıza sahip olduğunu varsayar. Ayrıca ortam homojen olmalı ve tesir kesitleri konumdan bağımsız olmalıdır.
- Fick yasası uygulanırken aşağıdaki varsayımlar yapılır;
 1. Lab. koordinat sisteminde saçılmalar yönden bağımsız (izotropik)
 2. Nötron akısı, mesafeyle yavaş değişen bir davranış sergilemeli

Difüzyon Teorisi

3. Ortamda ilave başka nötron kaynakları yok, o halde nötron akımı \vec{J} normal doğrultuda (yüzeğe dik) birim zamanda ve birim yüzeyden geçen nötronların sayısını gösterirse, nötron akımı \vec{J} ile skaler nicelik nötron akısı ϕ arasındaki eşitlik:

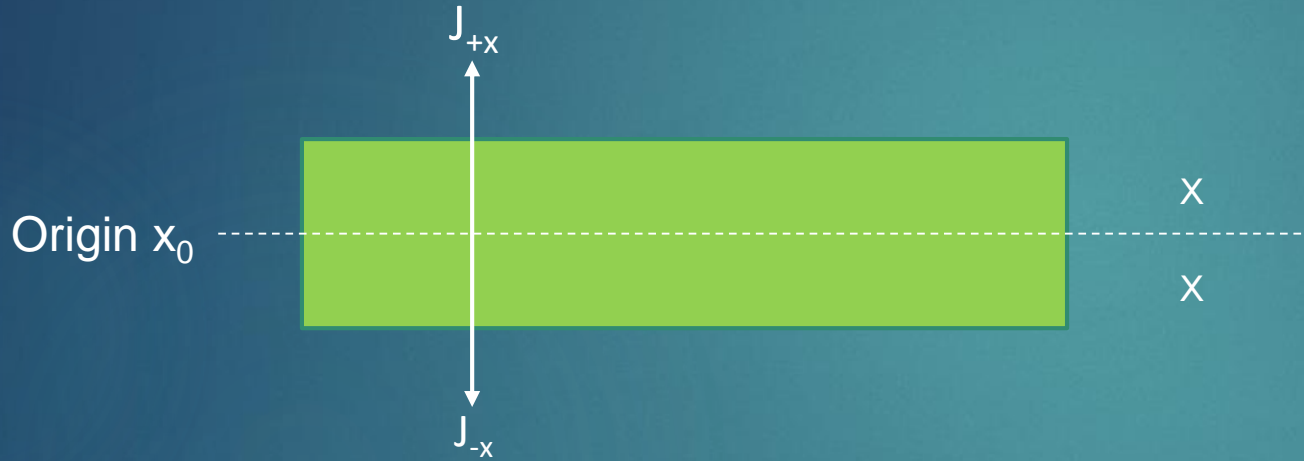
$$\vec{J} = -D\nabla\phi = -Dgrad\phi \quad (1)$$

\vec{J} : Yöne bağımlı vektörel bir niceliktir. ϕ ise skaler bir niceliktir. Fakat her ikisi de “aynı” birimdedir.

(1) Eşitliği, nötron yoğunluğu yüksek olan bölgelerden düşük yoğunluklu bölgelere nötron akışını göstermektedir.

$D = \text{Difüzyon katsayısı}$

- x – kalınlıklı bir düzlemi geçen nötronların saniyede düzlemin alt tarafındaki yapacağı saçılmalar;



$$J_{+x} = \frac{\phi_0}{4} - \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0 / 6\Sigma_s$$

Kısmi akım ve alt indis "0" orijindeki değerden

- Benzer işlemler Y ve Z doğrultularına göre diğer eksenlerde yazılır.

$$J_{-x} = \frac{\phi_0}{4} + \left(\frac{\partial \phi}{\partial x}\right)_0 / 6\Sigma_s$$

- x doğrultusunda düzlemi geçen net nötron sayısı (yani nötron akımı)

$$J_x = J_{+x} - J_{-x} = -\left(\frac{\partial\phi}{\partial x}\right)_0 / 3\Sigma_s$$

$$J_y = -\left(\frac{\partial\phi}{\partial y}\right)_0 / 3\Sigma_s$$

$$J_z = -\left(\frac{\partial\phi}{\partial z}\right)_0 / 3\Sigma_s$$

$$\vec{J} = \hat{i}J_x + \hat{j}J_y + \hat{k}J_z = -\left(\hat{i}\left(\frac{\partial\phi}{\partial x}\right)_0 + \hat{j}\left(\frac{\partial\phi}{\partial y}\right)_0 + \hat{k}\left(\frac{\partial\phi}{\partial z}\right)_0\right) / 3\Sigma_s$$

$$\vec{J} = -grad\phi / 3\Sigma_s \text{ veya } \vec{J} = -D grad\phi$$

- Difüzyon katsayısı,

$$D = \frac{1}{3\Sigma_s} = \frac{\lambda_s}{3}$$

Saçılan nötronların enerjisinin açısal bağımlılığını da ifade etmek için; saçılma tesir kesiti Σ_s yerine “nötron transport” teorisinden ödünç alınan nötron transport tesir kesiti ile yer değiştirilir.

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}} = \frac{1}{3\Sigma_s(1 - \bar{\mu})} = \frac{\lambda_{tr}}{3}$$

Burada, saçılma açısının kosinüs ortalaması olarak $\bar{\mu} \cong 2/3$ alınır.

Nötron Sızıntısı Hızı (Neutron Leakage)

- Belirli bir V hacminden dışarı sızan nötron değişim hızı:

$\Delta V = \Delta x \cdot \Delta y \cdot \Delta z$ çok yönlü küçük bir hacim elemanını göz önüne alarak hesaplanabilir.

- Örneğin hacim elemanı x – yönünde terkeden net nötron alanı:

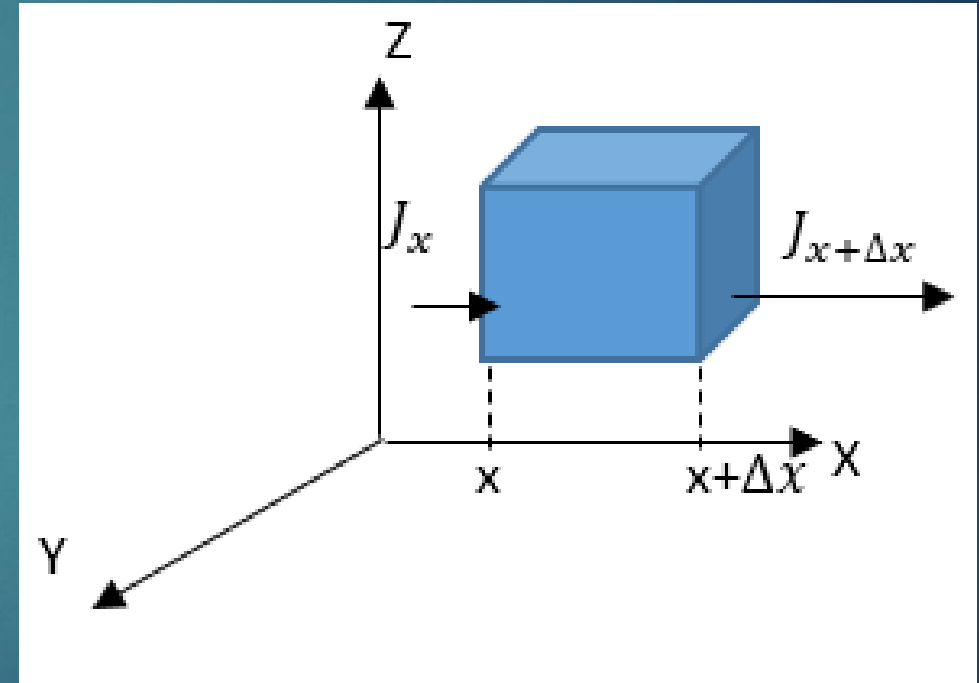
$$\begin{aligned} &= (J_x - J_{x+\Delta x}) \cdot \Delta y \cdot \Delta z \\ &= (J_x - J_{x+\Delta x}) \cdot \frac{\Delta x \cdot \Delta y \cdot \Delta z}{\Delta x} \end{aligned}$$

- Benzer ifadeler Y ve Z doğrultularında da yazılır.

Burada J_x , Fick'in yasasındaki ifadesi,

$\vec{J} = -D\nabla\phi = -Dgrad\phi$ yerine konulursa,

$$\frac{\partial J_x}{\partial x} = \frac{J_x - J_{x+\Delta x}}{\Delta x}$$



x – yönündeki sızıntı akımı değişimi = $\frac{\partial J_x}{\partial x} = \frac{\partial}{\partial x} (-D grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z$

D= Difüzyon katsayısı, konumdan bağımsız bir sabit olduğuna göre;

$$\begin{aligned}\frac{\partial J_x}{\partial x} &= -D \frac{\partial}{\partial x} (grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z \\ &= -D \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{\partial \phi}{\partial x} \right) (grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z\end{aligned}$$

$$\frac{\partial J_x}{\partial x} = -D \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 x^2} \right) (grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z$$

$$\frac{\partial J_y}{\partial y} = -D \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 y^2} \right) (grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z$$

$$\frac{\partial J_z}{\partial z} = -D \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 z^2} \right) (grad\phi). \Delta x. \Delta y. \Delta z$$

- Sonuçta birim hacimdeki nötron sızıntı hızı (leakage)

$$L = -D \left[\left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 x^2} \right) + \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 y^2} \right) + \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial^2 z^2} \right) \right] = -D \nabla^2 \phi$$

Örnek:

Düzlem bir reaktörün genişliği 4m'dir ve nötronlar D₂O ile yavaşlatılmaktadır. Bu düzlem (slab) reaktördeki nötron akısının konuma göre $\phi(x) = \phi_0 \cos\left(\frac{\pi x}{403.5}\right)$ şeklinde varsayılırsa ve $\phi_0 = 6.7 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ olduğu (yani, x=0) kabul edilirse, bu düzlem reaktörden sızacak nötronları hesaplayalım.

Nötron sızma (kaçak) hızı $L = -D \left(\frac{\partial^2 \phi}{\partial x^2} \right)$, $D(\text{ağır su}) = 0.767 \text{ cm}$

Türevi alınırsa $x = 200 \text{ cm}$ yarı değer kalınlığında hesaplanır.

$$L = -(0.767) \left(-\phi_0 \left(\frac{\pi x}{403.5} \right)^2 \right) \cos\left(\frac{\pi x}{403.5}\right)$$

$$L = (0.767) \times 6.7 \times 10^{13} \left(\left(\frac{\pi x}{403.5} \right)^2 \right) \cos(89.5)$$

$$= 2.7 \times 10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}$$

Bu hesap, reaktör çıplak (bare) iken hesaplanmıştır. Gerçekte yansıtıcı (reflector) malzemeler ile bu nötron sayısı belirli seviyede tutulur.

