

BÖLÜM 6

Nötronların Konumsal Difüzyonu

6.1. Giriş

Bölüm 5'te, nükleer reaktörlerin zamana bağlı davranışlarını ele almış ve daha önceki bölümlerde de nötronların çoğalma ve diğer reaktör özelliklerini belirlemedeki enerji spektrumunun önemini incelemiştik. Nötronların kafes (lattice) hücrelerindeki yakıt, soğutucu ve/veya yavaşlatıcı (moderatör) arasındaki dağılımlarının Bölüm 4'teki incelenmesinden başka, şimdiye kadar nötronların uzamsal dağılımlarını ele almadık. Nötronların genel dağılımının etkilerini, reaktör kalbi büyüdükçe 1 değerine doğru artan, daha önce de tanımlanan kaçmama olasılığı ile karakterize ediyoruz. Bu bölümde ve sonraki bölümde nötronların konumsal göçünü inceleyeceğiz. Bu bölümde, sadece kaçmama olasılığı için açık bir ifade vermekle kalmadık, aynı zamanda reaktör boyutu, şekli ve kritikliği arasındaki ilişkileri anladık ve güç reaktörleri içindeki konumsal akı dağılımlarını belirledik.

Nötronların konumsal dağılımlarının değerlendirilmesinde tek enerjili veya bir enerji gruplu model dikkate alınmıştır. Bu, nötronların akı ve tesir kesitlerinin enerji üzerinden ortalamaları alınmış olduğu anlamına gelir. Benzer şekilde reaktör kafesiyle uğraşırken akının ve tesir kesitlerinin kafes hücrelerinde konumsal olarak ortalamalarının alındığını varsayabiliriz. Dolayısıyla periyodik olan kafes hücre adımındaki konumsal dalgalanmaları değil, sadece nötron dağılımının genel değişimlerini inceliyoruz.

Nötron difüzyon denklemi, nötronların konumsal dağılımlarının belirlenmesinde en basit yaklaşımı sağlar. Bu bölümde öncelikle difüzyon denklemini ve bununla bağlantılı sınır koşullarını türeteceğiz. Daha sonra çoğaltıcı olmayan ortama sahip problemlere difüzyon yaklaşımını uygulayacağız. Bu bölümde dikkatimizi, son derece idealleştirilmiş bir boyutlu geometriye sahip problemlerle (ilk olarak düzlem ve daha sonra küresel geometri) sınırladık. Çünkü bu problemlerin çözüm teknikleri, konuya giriş olarak oldukça anlaşılır formdadır. Bir sonraki aşamada ise fisyon yapabilen materyal içeren; ama kritik olmayan küresel sistemlerin davranışlarını incelemeye devam edeceğiz.

elde edilir. $\phi(\tilde{R}) = 0$ koşulu, $\phi(r) > 0$ gerekliliğiyle birlikte kritiklik koşulu olan Eşitlik (6.104)'ü verir. Çözümün tek olmadığı unutulmamalıdır yani C_1 herhangi bir negatif olmayan değeri alabilir. Bölüm 7'de C_1 'in reaktörün çalıştığı gücü ile orantılı olduğu gösterilecektir.

Önceki kısımlarda ilk olarak Eşitlik (6.99)'da görünen (alt simge olmadan) $B_m = L^{-1} \sqrt{k_\infty - 1}$ terimi, malzeme bükümü (buckling) olarak adlandırılır. Bu adlandırma sadece malzeme özelliklerine bağlıdır. Benzer şekilde küre için $B_g = \pi/\tilde{R}$ terimi de geometrik büküm olarak adlandırılır. Bu adlandırma yalnızca kürenin boyutuna bağlıdır. Bu terminoloji ile Eşitlik (6.105)'in kritiklik koşulu, malzeme ve geometrik bükümlerin eşit olması olarak da ifade edilebilir: $B_g = B_m$. Büküm terimi, büyük reaktörlere kıyasla küçük bir reaktörde akının daha aşağı içbükey veya "bükümlü" eğriliğe sahip olduğu fikrinden türetilmiştir. Böylece eğer bir reaktör tanımlı bir malzeme için kritik büyüklükten daha küçükse ($B_g > B_m$), reaktör kritik altı olur. Eğer kritik boyuttan büyükse ($B_g < B_m$), reaktör kritik üstü olur. Küre dışındaki şekillerdeki reaktörler için geometrik büküm $B_g = C/R$ şeklinde tanımlanır. Burada C katsayısı reaktörün şekli ile belirlenir; R ise karakteristik boyuttur. Genel olarak herhangi bir şekil ve boyuta sahip üniform bir reaktörün çoğalma katsayısı $k = k_\infty P_{NL}$ formülü ile verilir. Burada kaçmama olasılığı şu şekilde yazılır:

$$P_{NL} = \frac{1}{1 + L^2 B^2} \quad (6.108)$$

Burada geometrik bükümdeki (B) alt simge düşürülmüştür. Bir sonraki bölüm reaktör koru silindir şeklinde olan güç reaktörü için geometrik bükümün türetilmesini içermektedir.

Kaynaklar

- Duderstadt, James J., and Louis J. Hamilton, *Nuclear Reactor Analysis*, Wiley, NY, 1976
 Henry, Allen F., *Nuclear-Reactor Analysis*, MIT Press, Cambridge, MA, 1975.
 Knief, Ronald A., *Nuclear Energy Technology: Theory and Practice of Commercial Nuclear Power*, McGraw-Hill, NY, 1981.
 Lamarsh, John R., *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley, Reading, MA, 1972.
 Lewis, E. E., and W. F. Miller Jr., *Computational Methods of Neutron Transport*, Wiley, NY, 1984.
 Meghreblian, R. V., and D. K. Holmes, *Reactor Analysis*, McGraw-Hill, NY, 1960.
 Ott, Karl O., and Winfred A. Bezella, *Introductory Nuclear Reactor Statics*, 2nd ed., American Nuclear Society, 1989.
 Stacey, Weston M., *Nuclear Reactor Physics*, Wiley, NY, 2001.