

BİLİM ve TEKNİĞE KATKILAR



Nükleer Reaktör Yakıt Elemanında Sıcaklık Dağılımı



Nuri Saryal *

SUMMARY

The application of a program to digital computers working on real time or if possible on fast time, to be used for the design, personnel training and safety of nuclear reactors could not be realized yet. A new method for the solution of the problem using an electrical analog computer (simulator) has been developed. The solution of the point kinetic equations are explained in the first part.

ÖZET

Nükleer reaktörlerin tasarımında, personel eğitimi ve emniyetinde kullanılmak üzere gerçek zamanda, hatta mümkün olursa daha çabuk çalışan programların sayısal bilgisayarlara uygulanması henüz gerçekleştirilememiştir. Problemin elektriksel andırım bilgisayarları kullanarak (simülasyon) çözümü için yeni bir yöntem geliştirilmiştir. Birinci bölümde nokta kinetiği denklemlerinin çözümü açıklanmaktadır.

Giriş:

Tasarım halindeki bir nükleer reaktör içindeki sıcaklık dağılımının hesaplanabilmesi, çeşitli enerji düzeyindeki nötron akısının yerel olarak hesaplanması ve bunların içinde bulundukları ortamla enerji alışverişinin hesaba alınması ile mümkündür. Günümüzde, nükleer reaktör üreten ülkelerde probleme iki yönlü yaklaşılmakta ve bu yaklaşımlar tek bir bilgisayar programında birleştirilmeye çalışılmaktadır.

İlk yaklaşım, nükleer reaktörün yakıt, moderatör, kontrol çubuğu, yapı malzemesi gibi ayrı parçalardan değil, bunların atomlarının karışmasından meydana gelmiş homojen bir malzemeden oluştuğunu varsayar. Matematiksel modellemede, söz konusu homojen kütleden oluşan reaktör, kullanılan bilgisayarın kapasitesine bağlı olarak belli sayıda hücelere ayrılır, denklemler sonlu farklar yöntemi ile çözülür. Az sayıda hücre için dahi gerekli bilgisayar kullanma süresi, problemin burada ayrıntılarına girmeyeceğimiz karmaşıklığı nedeni ile, uzundur. Bulunan sıcaklıklar hücrelerin ortalama sıcaklığıdır.

İkinci yaklaşım dar bölge sistemidir, reaktör gerçekte olduğu gibi heterojendir, ancak nötron difüzyon denklemleri "nokta kinetiği" denklemleri şeklinde basite indirgenmiştir, incelenen bölge birkaç mililitreden (cm³) ibarettir. Nötron akısı olarak, ilk yaklaşımla elde edilen bilgiler kullanılır. Bu yaklaşımla sıcaklık dağılımı, dar bir bölge için de olsa,

gerçeğe yakın olarak bulunabilir. Bugün için her iki yöntemi birlikte ve gerçek zamanda uygulayabilecek ne program ne de bilgisayar mevcuttur.

Matematiksel Modeller

Nükleer reaktör içindeki olayların temelini, gerek nötron akısı ve gerekse buna bir anlamda bağlı olan ısı akısı olarak, yayılım (difüzyon) oluşturur. Isı yayılımı, ısı iletim katsayısının sıcaklıkla değişmediği kabul edilirse,

$$\frac{1}{a} \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla^2 T + \frac{\dot{q}(t, T)}{k} \quad (1)$$

genel ısı yayılım denklemleri ile ifade edilebilir.

Bu denklemde $a = \frac{k}{\rho c}$ olmak üzere

k	Isı iletim katsayısı	W/mK
ρ	Yoğunluk	kg/m ³
c	Isıl kapasite	J/kgK
T	Sıcaklık	K
t	Zaman	s
∇^2	Laplace operatörü	m ⁻²
$\dot{q}$	Zamana ve sıcaklığa bağlı birim hacimde ısı üretimi	W/m ³

*Yazar daha önceki sayılarımızda tanıtılmıştı.

Isı üretiminin zaman ve sıcaklığa bağlılığı, nötron akısının bunlara bağlılığından ileri gelmektedir. Nötron akısının sıcaklığa, sıcaklığın da nötron akısına bağlılığı, kapalı devre bir geri beslemenin (feed back) varlığını ortaya koymaktadır. Benzer şekilde geri besleme değişik enerji seviyesindeki nötron grupları arasında da vardır. İlk yaklaşımda nötron yayılım denklemleri, genellikle iki grup teorisine göre ifade edilirler:

$$\frac{1}{v_1} \frac{\partial \phi_1}{\partial t} = D_1 \nabla^2 \phi_1 - [\Sigma_{a1} + \Sigma_{1-2} - (1-\beta) \nu_1 \Sigma_{f1}] \phi_1 + (1-\beta) \nu_2 \Sigma_{f2} \phi_2 + \Sigma_c \phi_c \quad (2)$$

$$\frac{1}{v_2} \frac{\partial \phi_2}{\partial t} = D_2 \nabla^2 \phi_2 - [\Sigma_{a2} + \Sigma_T(t,T)] \phi_2 + \Sigma_{1-2} \phi_1 \quad (3)$$

$$\frac{1}{v_c} \frac{\partial \phi_c}{\partial t} = \beta \nu_1 \Sigma_{f1} \phi_1 + \beta \nu_2 \Sigma_{f2} \phi_2 - \Sigma_c \phi_c \quad (4)$$

Bu denklemlerde

v	Nötron hızı	m/s
ϕ	Nötron akısı	$n/m^2, s$
D	Yayılım katsayısı	m
Σ	Makroskopik kesit	m^{-1}
β	Gecikmiş nötron fraksiyonu	
ν	Fisyon sonucu açığa çıkan ortalama nötron sayısı	

indisler:

- 1 Yüksek enerjili nötron grubu
- 2 Termal nötron grubu
- c Gecikmiş nötron grubu
- a Soğurma (absorpsiyon)
- f Parçalanma (fisyon)
- 1-2 Birinci gruptan ikinciye geçiş

İkinci yaklaşımda, dar bölgede geçerli, nötron nokta kinetiği denklemleri uygulanabilir:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{L} n + \lambda c, \quad \rho = \rho(t, T) \dots \quad (5)$$

$$\frac{dc}{dt} = \frac{\beta}{L} n - \lambda c \dots \quad (6)$$

Bu denklemlerde kullanılan simgelerin anlamları şöyledir:

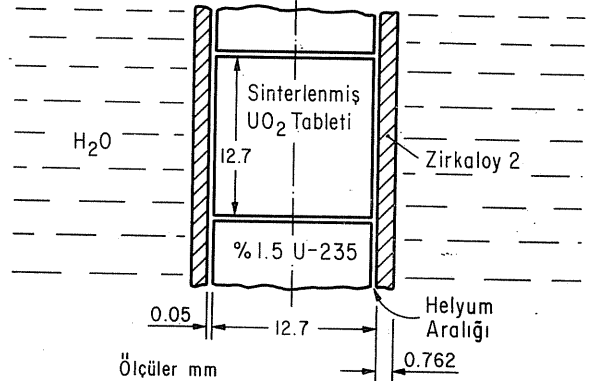
n	Nötron yoğunluğu n/m^3
β	Gecikmiş nötron fraksiyonu ortalaması
L	Bir nötron kuşağının ömrü s
λ	Çözülme sabiti s^{-1}
c	Gecikmiş nötron yoğunluğu n/m^3
ρ	Reaktivite

β değerinin hesaplanmasında 6 gecikmiş nötron grubunun ağırlıklı ortalaması alınmıştır.

Elektriksel Andırım Modeli

Günümüzde hemen her alanda sayısal (nümerik) hesap yapan bilgisayarlar kullanılmaktadır. Ancak, daha önce belirtildiği gibi bunlar nükleer reaktörlerdeki nötron ve ısı yayılım ve benzeri problemlerin çözümünde yetersizdirler. Nedeni, hücrelerin düğüm noktalarındaki şartları, teker teker ve iterasyonla hesaplayarak hücre yüzeylerinin tümünde uyum sağlama zorunluluğu, diğer yandan çeşitli yayılım alanlarının birbirini sürekli etkilemeleridir. Bu nedenle, elektriksel andırım yöntemi ile çalışan bilgisayar kullanımı iyi ve çok hızlı çalışabilen bir çözüm yolu olarak görünür. Bu yöntemin bugüne kadar geniş uygulama alanı bulamamasını iki nedene bağlamak mümkündür. Birinci olarak her problem çözümü için kablo bağlantılarının yapımı, boyutlamalarda karşılaşılan kısıtlar ve benzeri sorunlar ile ikinci ve daha önemli bir sorun olarak sonuçlarda meydana gelebilen hata payının fazla olabilmesidir.

Yalnızca yayılım olaylarının incelenmesinde kullanılabilen ve bu nedenle fazla tanınmayan, ilk uygulayıcısının adı verilen "Beuken" andırım modelinin nükleer reaktör problemlerinin çözümünde yararlı olup olmayacağı araştırılmıştır [1]. Beuken andırımının burada ayrıntılarına girmeyeceğimiz sayısız üstünlükleri vardır [2]. En önemli üstünlüğü yapay integrasyon yerine doğal integrasyon yapmasından ötürü hataları integre etmemesidir. Yapılan bu ilk çalışmada dar bölge yaklaşımı ile, örnek olarak seçilen bir reaktörün (Dresden I USA) yakıt elemanlarından birinin, bir tablet yüksekliğindeki bölgesi incelenmiştir (Şekil 1). Isı yayılım denkleminin

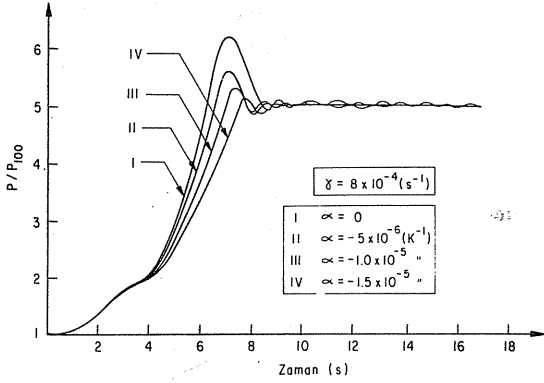


Şekil 1 - Sıcaklık dağılımı incelenen nükleer reaktör yakıt çubuğu bölgesi.

(denklem 1) çözümü, yakıt içinde fisyon sonucu üretilen ısıya, bu da bölgedeki özellikle termal nötronların yoğunluğuna bağlı olduğundan, 5 ve 6 sayılı denklemlerin birlikte ve geri beslemeli olarak çözümünü gerektirmektedir. Bunlardan 1 sayılı denklemin, yayılım denklemleri olması nedeni ile

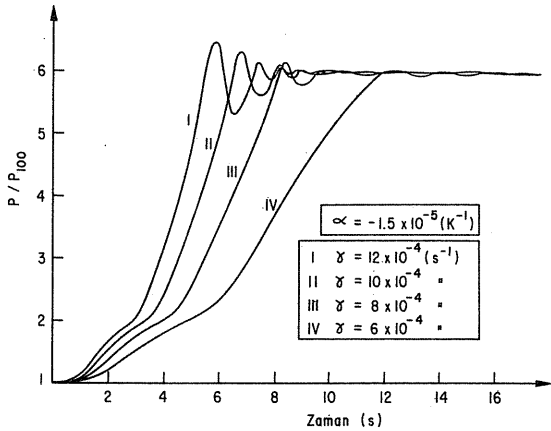
Burada açıklanan safhada elde edilen sonuçlar şöyledir:

Şekil 4 de, reaktörün 100 MW güç üretiminden 500 MW üretime geçmesi halinde, değişik sıcaklık



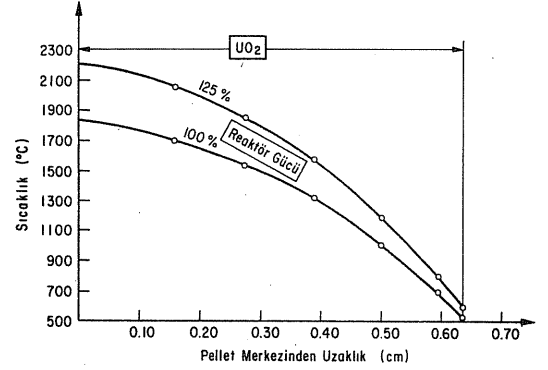
Şekil 4_ Sabit reaktivite rampı, değişken sıcaklık sabitlerinde reaktör gücü değişimi.

sabitlerinde, Şekil 5 de ise 100 MW güçten 600 MW güce geçiş sırasında değişik reaktivite rampalarında (kontrol çubuklarının hareket hızlarında) nötron yoğunluğunun zamanla değişimi gösterilmiştir.



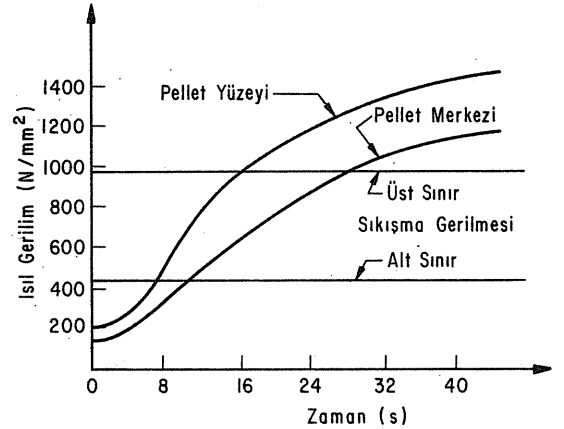
Şekil 5_ Değişmeyen sıcaklık katsayısı, değişken reaktivite rampı halinde reaktör gücü değişimi.

Şekil 6 yakıt tableti (pellet) içindeki sıcaklık dağılımını 600 MW ve 750 MW güç üretimi için ver-



Şekil 6_ Yakıt tableti (pellet) içinde sıcaklık dağılımı.

mektedir. Şekil 7 de ise 100 MW'den 625 MW güce geçilmesi halinde pellet yüzeyinde ve merkezinde meydana gelen ısıl gerilimler gösterilmiştir.



Şekil 7_ Yakıt tabletlerinin (Pellet) yüzey ve merkezinde meydana gelen ısıl gerilimler.

Özet olarak, geliştirilmiş ve geliştirilmekte olan andurum türündeki melez bilgisayarın özellikle karmaşık yayılım problemlerinin çözümünde çok etkili bir yöntem olduğu anlaşılmıştır.

Kaynaklar

- [1] Turancı, H.: Transient Temperature Distribution and Thermal Stresses in a Reactor Fuel Element. Y.Lisans tezi, ODTÜ Mak.Müh.Bl. 1977.
- [2] Saryal, N.: Elektrische Analogie methoden für Waermeübertragungsund Waermespannungsprobleme. Münih Teknik Üniversitesi, 1971.
- [3] Saryal, N.: Elektrische Analogie von Druckwasser-Kernreaktoren. Waerme, Cilt 87, Sayı 1, Şubat 1981.
- [4] Saryal, N.: Solution of Transient State Thermal Stress Problems Through Electrical Analogy. Doçentlik Tezi, ODTÜ 1966.
- [5] Paschkis, V.: Direct Analog Computers. Inter Science Publishers, John Wiley and Sons, 1968.