



TR0000034

HAFİF SU REAKTÖRLERİ İÇİN YAKIT ZENGİLEŞTİRMEK ÜZERE TASARLANAN BİR FÜZYON-FİSYON HİBRİD REAKTÖRÜN NÖTRONİK PERFORMANSI

H. YAPICI ve E. BALTACIOĞLU

Erciyes Üniversitesi Mühendislik Fakültesi Makina Mühendisliği Bölümü, KAYSERİ

ÖZET

Bu çalışmada, Hafif Su Reaktörlerinde (LWR) kullanılmak üzere fisil yakıt üretmek için, mevcut bulunan gaz difüzyon ve gaz santrifuj metodlarına alternatif olarak bir füzyon-fisyon hibrid reaktörün üretkenlik performansının analizi yapıldı. Blanketin yakıt bölgesine, içerisinde UO_2 veya ThO_2 fertil malzemesi bulunan LWR yakıt çubukları yerleştirildi ve soğutucu olarak helyum gazı veya Flibe (Li_2BeF_4) kullanıldı.

Yapılan analiz sonucunda, füzyon sürücüsüne (D,T ve D,D) ve soğutucu tipine göre %3-%4'lük zenginleştirmeye, yakıt çubukları UO_2 ihtiva ettiği durumda 12 ve 36, ThO_2 ihtiva ettiği durumda 18 ve 48 aylık tesis işletim periyodunda ulaşıldı. Dört yıllık tesis işletiminde füzyon sürücüsü, fertil yakıt ve soğutucu tipine göre %3-%8.9 arasında değişen oranlarda yakıt zenginleştirilmesi elde edildi.

ABSTRACT

In this study, the breeding performance of a fusion-fission hybrid reactor was analyzed to provide fissile fuel for Light Water Reactors (LWR) as an alternative to the current methods of gas diffusion and gas centrifuge. LWR fuel rods containing UO_2 or ThO_2 fertile material were located in the fuel zone of the blanket, and helium gas or Flibe (Li_2BeF_4) fluid was used as coolant.

As a result of the analysis, according to fusion driver (D,T and D,D) and the type of coolant the enrichments of 3%-4% were achieved for operation periods of 12 and 36 months in case of fuel rods containing UO_2 , respectively and for operation periods of 18 and 48 months in case of fuel rods containing ThO_2 , respectively. Depending on the type of fusion driver, coolant and fertile fuel, varying enrichments of between 3% and 8.9% were achieved during operation period of four years.

1. GİRİŞ

Yirminci yüzyılda, özellikle ikinci yarısında, dünyada enerji ihtiyacı hızla artmış bulunmaktadır. Uzun vadede, ileriki yıllarda, ihtiyaçtaki bu hızlı artış, enerji ekonomisi çalışmalarına rağmen, ileri sanayi ülkelerinin alternatif enerji kaynaklarına yönelmesini kaçınılmaz kılacaktır. Günümüzde, elektrik enerjisinin ana kaynağını sınırlı hidrolik enerji kaynaklarının yanı sıra fosil ve nükleer enerji oluşturmaktadır. Yine rezervlerinin sınırlı olması, taşınması ve çevre kirliliği gibi problemler fosil yakıtların kullanımını sınırlaması nükleer enerjinin önemini daha da arttırmaktadır. Hali hazırda, gelişmiş ülkeler toplam elektrik enerjilerinin 1/3'nü nükleer enerjiden karşılamaktadırlar.

Nükleer enerji üretiminde, mevcut nükleer reaktörler içerisinde az zenginleştirilmiş (%3-%4) uranyum kullanan Hafif Su Reaktörleri önemli sayıda yer tutmaktadır. Yirmibirinci yüzyılın ilk yarısında ise dünya uranyum rezervleri gözününe alındığında, mevcut Hafif Su Reaktörlerinin yakıt problemi ile karşılaşması kaçınılmaz olacaktır. Nükleer yakıt için ana yakıt doğal uranyum olup, ancak %0.7'si fisil yakıt olan ^{235}U 'e sahiptir. Bir miktar plutonyum da relatif olarak azalan oranda da olsa reaktörde enerji eldesi esnasında ^{238}U den elde edilebilir. Dolayısıyla doğal uranyumun ancak %1'i kullanılmaktadır. Toryum rezervlerinin ise doğal uranyuma göre 3 kat daha fazla olduğu tahmin edilmektedir.

Füzyon üretkeninde veya elektro-nükleer üretkenlerde fisil yakıt üretme fikri oldukça eski olup, temel prensibi ise füzyon plazması etrafının, içerisinde fertil malzeme bulunan bir blanket ile çevrenmesidir. Geçmiş çalışmalarımızda, Hafif Su Reaktörleri (LWR) ve CANDU reaktörleri kullanılmış yakıtlarının geliştirilmesi üzerine bir dizi analiz yapılmıştı [1, 2]. Bu çalışmada ise doğal uranyum ve toryum gibi fertil malzemeler ve daha hızlı zenginleştirmeyi gerçekleştirebilecek farklı soğutucular kullanılarak Hafif Su Reaktörleri için yakıt zenginleştirilmek üzere kritik altı çalışan bir füzyon-fisyon hibrid blanketin nötronik performansı analiz edildi.

2. BLANKET GEOMETRİSİ

Bu çalışmada nötronik performansı analiz edilen ve silindirik bir yapıya sahip olan füzyon-fisyon hibrid blanketin geometrik şekli Şekil 1'de görülmektedir. Blanketin ilk cidarı 1.3 cm SS-304 çeliğinden yapılmış olup, füzyon odasını çevrelemektedir. Füzyon odasının gücü 5 MW/m² olacak şekilde bir nötron akı demeti göz önüne alındı. 10.4 cm uzunluğundaki yakıt bölgesine, içerisinde fertil malzeme bulunan (UO₂ veya ThO₂) LWR yakıt çubukları, hacimsel olarak %45.5'i yakıt, %45.5'i soğutucu (Helyum gazı veya Flibe (Li₂BeF₄)) ve %9'u yakıt kılıfı (SS-316) oranlarını sağlayacak şekilde hegzagonal bir yapıda yerleştirildi. Daha hassas sayısal hesaplamalar için yakıt bölgesi 10 eşit bölgeye ayrıldı. Yakıt bölgesinden sonra, trityum üretmek ve nötron kaçığını azaltmak için Şekil 1' de görüldüğü gibi sandevic yapıda sırayla toplam 21 cm Li₂O ve toplam 26 cm grafit yerleştirildi.

Nötronik performansı araştırılmak üzere;

- Model-1) Fertil malzeme: UO₂, soğutucu akışkan: Helyum gazı
- Model-2) Fertil malzeme: UO₂, soğutucu akışkan: Flibe
- Model-3) Fertil malzeme: ThO₂, soğutucu akışkan: Helyum gazı
- Model-4) Fertil malzeme: ThO₂, soğutucu akışkan: Flibe

olacak şekilde 4 farklı yakıt ve soğutucu kompozisyonu ele alındı. Bu kompozisyonlara göre yakıt bölgesindeki malzemelerin atomik yoğunlukları Tablo 1’de verilmiştir. Yakıt bölgesindeki bu atomik yoğunluklar, yukarıda belirtilen hacimsel oranlar doğrultusunda homojenize edilerek elde edilen değerlerdir.

3. SAYISAL HESAPLAMALAR

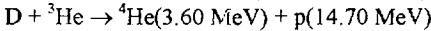
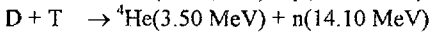
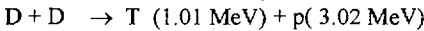
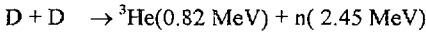
3.1. Hesaplama Yöntemi

Nötronik hesaplamalarda, Boltzman Transort denkleminin çözümü için, CLAW-4 [3] nötron transort tesir-kesidi ve TRANSX-2 [4] aktivite tesir-kesidi kütüphaneleri ile birlikte ANISN [5] Kod programı kullanıldı. Aşağıda bağıntıları verilen füzyon ve üretim reaksiyonları doğrultusunda, blanketin yakıt bölgesindeki fisil yakıt ve lityum bölgesindeki trityum üretimi, tesis işletim faktörü $PF=75\%$ alınarak, $\Delta t=0.5$ ay zaman aralıkları ile 4 yıl boyunca yukarıda belirtilen 4 farklı model için ayrı ayrı hesaplandı.

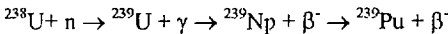
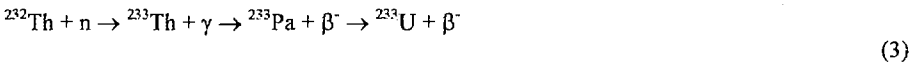
Konvensiyonel füzyon (D, T):



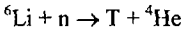
Katalize füzyon (D, D):



Fisil yakıt üretimi:



Trityum üretimi:



Blanket Enerji Çoğalım Faktörü:

$$M = (\text{toplam fisyon} * 200) / \text{füzyon nötronu enerjisi} + 1 \quad (5)$$

Burada, füzyon nötronu enerjisi, konvensiyonel (D,T) füzyonu için 14.1 MeV, katalize (D,D) füzyonu için 2.45 + 14.1 = 16.55 MeV’dir.

olacak şekilde 4 farklı yakıt ve soğutucu kompozisyonu ele alındı. Bu kompozisyonlara göre yakıt bölgesindeki malzemelerin atomik yoğunlukları Tablo 1’de verilmiştir. Yakıt bölgesindeki bu atomik yoğunluklar, yukarıda belirtilen hacimsel oranlar doğrultusunda homojenize edilerek elde edilen değerlerdir.

3. SAYISAL HESAPLAMALAR

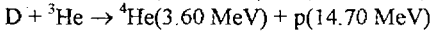
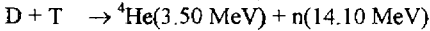
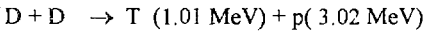
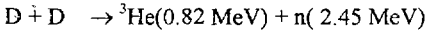
3.1. Hesaplama Yöntemi

Nötronik hesaplamalarda, Boltzman Transort denkleminin çözümü için, CLAW-4 [3] nötron transort tesir-kesidi ve TRANSX-2 [4] aktivite tesir-kesidi kütüphaneleri ile birlikte ANISN [5] Kod programı kullanıldı. Aşağıda bağıntıları verilen füzyon ve üretim reaksiyonları doğrultusunda, blanketin yakıt bölgesindeki fisil yakıt ve lityum bölgesindeki trityum üretimi, tesis işletim faktörü $PF=75\%$ alınarak, $\Delta t=0.5$ ay zaman aralıkları ile 4 yıl boyunca yukarıda belirtilen 4 farklı model için ayrı ayrı hesaplandı.

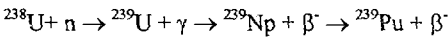
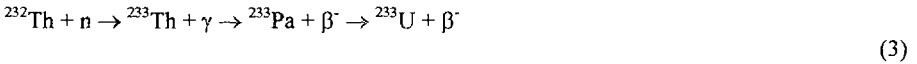
Konvensiyonel füzyon (D, T):



Katalize füzyon (D, D):



Fisil yakıt üretimi:



Trityum üretimi:



Blanket Enerji Çoğaltım Faktörü:

$$M = (\text{toplam fisyon} * 200) / \text{füzyon nötronu enerjisi} + 1 \quad (5)$$

Burada, füzyon nötronu enerjisi, konvensiyonel (D,T) füzyonu için 14.1 MeV, katalize (D,D) füzyonu için $2.45 + 14.1 = 16.55 \text{ MeV}$ dir.

3.2. Yakıt Zenginleştirilmesi

Nükleer yakıtların zenginliği toplam fisil yakıt oranlarının (Cumulative Fissile Fuel Enrichment = CFFE) değeri ile ölçülebilir. Şekil 2a-d, Model 1-4 için CFFE' nin 48 aylık periyoddaki artışını göstermektedir.

Şekil 2a-d'de, LWR yakıt çubuklarının %3-%4 zenginliğe yaklaşık olarak, Model-1'de konvensiyonal (D,T) füzyonu durumunda 30-36, katalize (D,D) füzyonu durumunda 18-24, Model-2'de konvensiyonal (D,T) füzyonu durumunda 18-24, katalize (D,D) füzyonu durumunda 12-18, Model-3'de konvensiyonal (D,T) füzyonu durumunda 42-48, katalize (D,D) füzyonu durumunda 24-30, Model-4'de konvensiyonal (D,T) füzyonu durumunda 24-30 ve katalize (D,D) füzyonu durumunda ise 18-24 ayda ulaştığı görülmektedir.

Ayrıca Şekil 2a-d'de, dört yıllık tesis işletimi sonunda, füzyon sürücüsü, fertil yakıt ve soğutucu akışkan tipine göre %3-%8.9 arasında değişen oranlarda yakıt zenginleştirilmesine ulaşıldığı da görülmektedir.

Soğutucu akışkan olarak Flibe'nin kullanıldığı durumda, flibe'deki berilyumun, nötron çoğaltıcı özelliği sebebiyle zenginleştirmeye olumlu katkısı açıkça görülmektedir. Katalize (D,D) füzyonu durumunda, bağıntı (2)'de de görüldüğü gibi füzyon çevrimi başına iki nötronun meydana gelmesi sebebiyle daha hızlı zenginleştirme gerçekleşmektedir.

3.3. Nötronik Analiz

Araştırılan hibrid blanketin, dört farklı yakıt ve soğutucu kompozisyonları için işletim periyodunun başlangıcındaki ve 4 yıl sonundaki bazı nötronik değerleri Tablo II'de görülmektedir. Fertil malzeme olarak UO_2 kullanıldığı durumda, (Model 1,2), işletim periyodunun başlangıcında $TBR > 1.1$ olduğu görülmektedir. Dolayısıyla, hibrid blanket konvensiyonal (D,T) füzyonu sürücülü durumda, kendisine gerekli trityumu üretebilmektedir. Ancak, fertil malzeme olarak ThO_2 kullanıldığı durumda ise (Model 2,3), işletim periyodunun başlangıcında $TBR < 1.1$ olduğu görülmektedir. Bunun sebebi toryumdaki nötron çoğalımının uranyuma göre daha az olmasıdır.

Blankette açığa çıkan toplam enerji, enerji çoğalım faktörü, M vasıtasıyla incelenebilir. M değeri, işletim periyodu boyunca bütün kompozisyonlar için, fisil yakıt birikiminin artması ve dolayısıyla da fisyon olayının artması sebebiyle sürekli bir artış göstermektedir. M'deki bu artışın, gaz soğutuculu durumlarda, Flibe soğutuculu durumlara göre nistebeten daha az olduğu görülmektedir.

İşletim periyodu boyunca, radyal nötron kaçağı, blanketteki nötron çoğalımı sebebiyle hafifce artmaktadır. Buna rağmen, Li_2O ile grafit reflektör bölgelerinin yeterli kalınlıkta olması ve sandeviç yapıda yerleştirilmeleri nötron kaçağını oldukça azaltmaktadır.

Ayrıca, bütün nötronik değerlerin, katalize (D,D) füzyon sürücülü durumda, füzyon çevrimi başına iki nötron açığa çıkması sebebiyle konvensiyonal (D,T) füzyon sürücülü duruma göre daha fazla olduğu görülmektedir.

4. SONUÇLAR

Hafif Su Reaktörlerine yakıt zenginleştirilmek üzere tasarlanan füzyon-fisyon hibrid reaktörün nötronik analizinde aşağıda belirtilen sonuçlar elde edildi:

1. Hafif Su reaktörleri için yeterli olan %3-%4'lük yakıt zenginleştirme periyodu, fertil malzeme, soğutucu ve füzyon sürücü tipine göre 12 ile 48 ay arasında değişen sürelerde olup, oldukça uygun bir süredir.
2. Dört yıllık tesis işletimi sonunda, füzyon sürücüsü, fertil yakıt ve soğutucu akışkan tipine göre %3-%8.9 arasında değişen oranlarda yakıt zenginleştirilmesine ulaşılmaktadır.
3. Fertil yakıt olarak UO_2 'nin kullanıldığı kompozisyona sahip blanket, yakıt zenginleştirilmesi ve kendisine gerekli füzyon yakıtı olan trityum üretimi açısından çok iyi bir performans göstermektedir.
4. Soğutucu akışkan olarak Flibe'nin kullanılması, trityum üretimini kısmen azaltmasına rağmen nötron çoğaltıcı özelliği olan berilyum ihtiva etmesi sebebiyle zenginleştirme süresini yaklaşık olarak %40 oranında azaltmaktadır.

KAYNAKLAR

- [1]ŞAHİN, S., BALTACIOĞLU, E. and YAPICI, H. "Potential of a Catalyzed Fusion Driven Hybrid Reactor for the Regeneration of CANDU Spent Fuel," Fusion Technology, Vol. 20, p. 26 (1991).
- [2]ŞAHİN, S., YAPICI, H and BALTACIOĞLU, E., "Regeneration of LWR Spent Fuel in Hybrid Reactors," Kerntechnik, 59, No.6, 270 (Nov.1994).
- [3]W. W. ENGLE, Jr.: "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K1693, Oak Ridge National Laboratory (1970).
- [4]MacFARLANE, R. E., "TRANSX-2, A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes," LANL (Dec. 1993).
- [5]AL-KUSAYER, T. A., ŞAHİN, S. and DRIRA, A., "CLAW-IV, Coupled 30 Neutrons, 12 Gamma Ray Group Cross Sections with Retrieval Programs for Radiation Transport Calculations", Radiation Shielding Information Center, RSIC Newsletter, Oak Ridge National Laboratory, p. 4 (May 1988).

Tablo I: Başlangıçta Yakıt Bölgesi Atomik Yoğunlukları

Çekirdek	Atomik Yoğunluk [$10^{24}/\text{cm}^3$]	
	Model-1,2	Model-2,3
^{232}Th	-	$1.02350 \cdot 10^{-2}$ ^a
^{234}U	-	-
^{235}U	7.48857-5	-
^{236}U	-	-
^{238}U	1.06231-2	-
^{16}O	2.13959-2	2.04700-2
Si	1.53972-4	1.53972-4
Cr	1.49643-3	1.49643-3
^{55}Mn	1.57932-4	1.57932-4
Fe	5.18859-3	5.18859-3
Ni	7.36767-4	7.36767-4
Mo	9.01980-5	9.01980-5
$^6\text{Li}^b$	8.14050-4	8.14050-4
$^7\text{Li}^b$	1.00396-2	1.00396-2
$^9\text{Be}^b$	5.42700-3	5.42700-3
$^{19}\text{F}^b$	2.17073-2	2.17073-2

^a $1.02350 \cdot 10^{-2}$

^bsadece Flübe soğutucu durumunda

Tablo II: Araştırılan Hibrid Blanketin Füzyon Çevrimi Başına İntegral Nötronik Dataları

	Zaman (Ay)→	Model 1		Model 2		Model 3		Model 4	
		0	48	0	48	0	48	0	48
	Füzyon Tipi ↓								
TBR	DD	2.0900	2.4598	1.9716	2.5002	1.7372	2.0193	1.6836	2.1702
	DT	1.2650	1.4155	1.2048	1.4106	1.0231	1.1301	1.0040	1.1839
M	DD	4.6317	7.4459	4.1771	8.3052	2.2176	4.6938	2.1021	6.3488
	DT	3.7447	5.1219	3.4385	5.3589	1.9357	3.0337	1.8583	3.6861
$^{232}\text{Th}_\gamma$	DD	-	-	-	-	0.5043	0.5141	0.7160	0.7709
	DT	-	-	-	-	0.2816	0.2810	0.3936	0.4112
$^{238}\text{U}_\gamma$	DD	0.5768	0.5747	0.8095	0.8226	-	-	-	-
	DT	0.3374	0.3321	0.4649	0.4640	-	-	-	-
L	DD	0.1556	0.1822	0.0988	0.1255	0.1386	0.1594	0.0899	0.1148
	DT	0.0992	0.1103	0.0654	0.0761	0.0871	0.0953	0.0589	0.0682

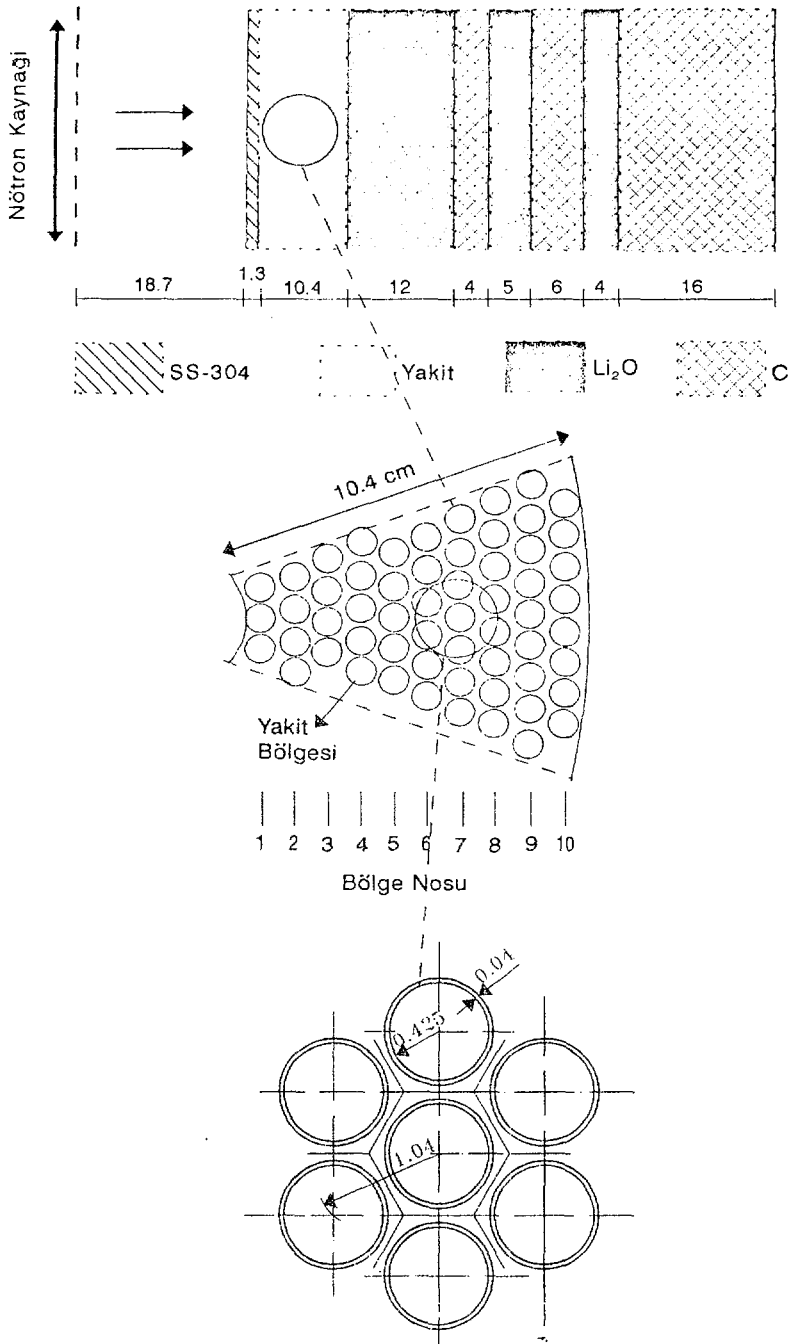
TBR : Tritiyum üretim oranı

M : Blanket enerji çoğalım faktörü

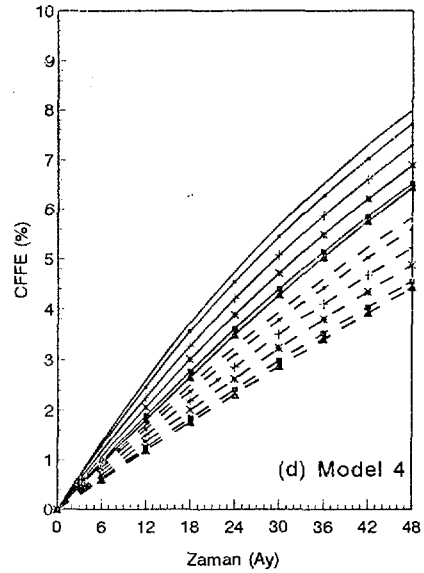
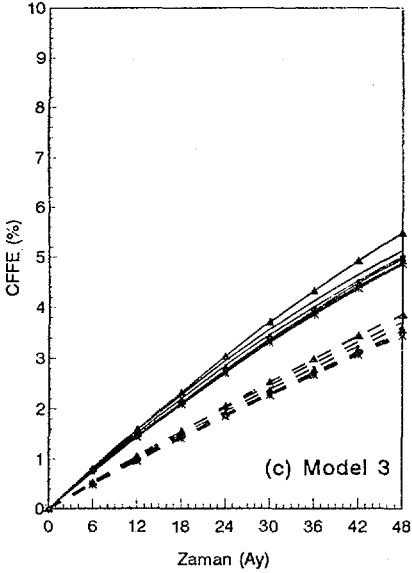
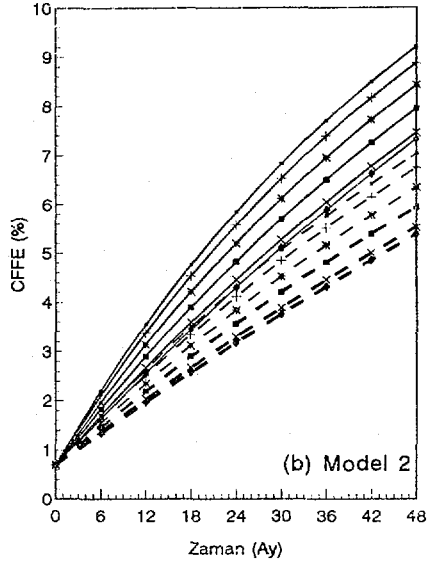
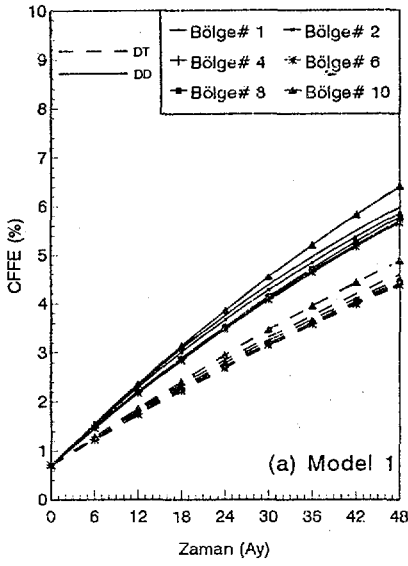
$^{232}\text{Th}_\gamma$: ^{233}U üretim oranı

$^{238}\text{U}_\gamma$: ^{239}Pu üretim oranı

L : Radyal nötron kaçağı



Şekil 1: Araştırılan Blanketin Kesidi (boyutlar cm dir)



Şekil 2: Fisil yakıt oranının işletim periyoduna göre değişimi