



## MODÜLER HELYUM REAKTÖRÜNÜN KAZA DURUMUNUN ZAMANA BAĞLI ISIL AKIŞ ANALİZİ

Ömür AKBAYIR

Eskişehir Teknik Üniversitesi Ulaştırma MYO 26470 Odunpazarı, Eskişehir, Türkiye  
omurakbayir@eskisehir.edu.tr, ORCID: 0000-0002-8747-4238

(Geliş Tarihi: 12.05.2021, Kabul Tarihi: 18.01.2022)

**Özet:** Modüler Helyum Reaktörü (MHR)'nün en önemli özelliği kaza durumunda aktif soğutma sistemi çalışmadığı zaman kendiliğinden soğuyabilmesidir. Bu çalışmanın ilk amacı; kaza durumunda MHR'nin atık ısı uzaklaştırma yeteneğini incelemek için sayısal bir model geliştirmek ve oluşan tepe sıcaklığı hesaplamaktır. İkinci amacı; grafit iletimi, atık ısı gibi parametrelerdeki değişiminin maksimum aktif kor sıcaklığına etkisini belirlemek için duyarlılık analizleri yapmaktır. Bu çalışmada, aktif soğutmanın çalışmadığı kaza durumunda, atık ısının pasif olarak reaktörden atılmasını simüle etmek için bir sayısal model oluşturulmuştur. Zamana bağlı ısı-akış simülasyonları sayısal akışkanlar dinamiği yazılımı Ansys Fluent kullanılarak yapılmıştır. Simüle edilen geometri Eşdeğer Silindir Modeli olarak seçilmiştir. Korun içindeki kompleks yapıyı modellemek için gözenekli ortam yaklaşımı kullanılmıştır. Hesaplamalar basınçsız kaza durumu için yapılmıştır. Basınçsız kaza durumunda pasif soğuma 100 saat için nümerik olarak çözülmüştür. Nümerik metodun güvenilirliği diğer çalışmalar ile karşılaştırılarak doğrulanmıştır. Kaza durumunda meydana gelen maksimum sıcaklığın 1492°C olduğu bulunmuştur. Duyarlılık analizlerinin sonuçları kaza durumunda oluşan maksimum sıcaklığa en çok grafit ısı iletim katsayısı ve atık ısı değişiminin etkisi olduğunu göstermektedir.

**Anahtar Kelimeler:** Modüler helyum reaktörü, kaza, SAD, zamana bağlı, Isıl-akış

## TRANSIENT THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS OF MODULAR HELIUM REACTOR UNDER ACCIDENT CONDITION

**Abstract:** The main characteristic of MHR is that it can automatically cool down when the active cooling system does not work under accident condition. The first purpose of the study is to develop a numerical model to analyze the decay heat removal capabilities and evaluate peak temperature in the MHR under accident condition. The second purpose of the study is to perform some sensitivity analyses to evaluate the effect of varying the parameters, i.e. graphite conductivity, decay heat, etc., on the maximum active core temperature. In this study, a numerical model has been constructed to simulate the passive decay heat removal under a loss of active cooling accident. Thermal-hydraulic transient simulations were carried out by using Computational Fluid Dynamics software Ansys Fluent. The simulated geometry was chosen as an Equivalent Cylinder Model. The porous media approach has been applied to model the complex structure in the core. Calculations were performed for loss of forced cooling without pressurization condition. Passive cooldown under depressurized accident is solved numerically for 100 hours. The reliability of the numerical method was validated by comparing with the published data. It was found that the maximum temperature was 1492°C under accident condition. The results of sensitivity analyses show that the graphite thermal conductivity and decay power has a strong effect on the maximum temperature under accident condition.

**Keywords:** Modular helium reactor, Accident, CFD, Transient, Thermal-hydraulic

### SEMBOLLER

$E$	Toplam enerji
$g$	Yerçekimi ivmesi
IAEA	International Atomic Energy Agency
$k$	Isı iletim katsayısı
$k_{eff}$	Efektif ısı iletim katsayısı [W/mK]
$k_{eff(T)}$	Sıcaklığa bağlı efektif ısı iletim katsayısı [W/mK]
$k_g$	Grafit ısı iletim katsayısı [W/mK]
$k_{He}$	Helyum ısı iletim katsayısı [W/mK]
$k_{yk}$	Yakıt kompaktı ısı iletim katsayısı [W/mK]
MHR	Modüler Helyum Reaktörü

NIST	Ulusal Standartlar ve Teknoloji Enstitüsü
$p$	Basınç
$P$	Zamana bağlı atık güç [MW]
$P_{or}$	Normal çalışma durumunda ısı güç [MW]
RCCS	Reaktör Boşluğu Soğutma Sistemi
$\dot{Q}$	Isı üretimi
$\emptyset$	Genel akış değişkeni (örnek: entalpi)
SAD	Sayısal Akışkanlar Dinamiği
$S_{\emptyset}$	Kaynak terimi
$t$	Zaman [saniye]
$T$	Sıcaklık
$u$	Hız

UDF	Kullanıcı Tanımlı İşlev
VHTR	Çok Yüksek Sıcaklık Reaktörü
$\alpha_g$	Grafitin hacimsel oranı
$\alpha_{He}$	Helyumun hacimsel oranı
$\alpha_{yk}$	Yakıt kompaktının hacimsel oranı
$\Gamma$	Difüzyon katsayısı
$\nabla$	Del operatörü
$\mu$	Dinamik vizkozite
$\rho$	Yoğunluk

## GİRİŞ

Dünya çapındaki elektrik üretiminin yaklaşık %11,2'si büyük bir kısmı su soğutmalı olan 436 nükleer enerji santrali tarafından sağlanmaktadır. Elektrik üretimi için nükleer enerji kullanımına ilgi birçok ülkede yeni nükleer reaktörlerin kurulmasına yol açmaktadır. Nükleer enerji santralleri için güvenli ve verimli işletmecilik esastır. Nükleer reaktörlerde güvenliğe ve diğer problemlere potansiyel çözüm önerileri IV. Nesil Nükleer Reaktörleri ve diğer ileri reaktör tasarımlarını ortaya çıkarmıştır. IV. Nesil Nükleer Reaktör Forumu (GIF) tarafında yaklaşık 130 reaktör tasarımı çeşitli kriterlere göre incelenmiş ve 6 adet IV. Nesil tasarım grubu/sistemi belirlenmiştir. Bunlar: (1) SFR (Sodium-cooled Fast Reactor), (2) VHTR (Very High Temperature Reactor), (3) GFR (Gas-cooled Fast Reactor), (4) MSR (Molten Salt Reactor), (5) LFR (Lead-cooled Fast Reactor), (6) SCWR (Super Critical Water-cooled Reactor). IV. Nesil Reaktör sistemleri hala tasarım aşamasındadır ve 2030 yılından sonra ticari olarak yaygınlaşması beklenmektedir. VHTR, GFR, LFR ve MSR, 900-1000°C aralığında yüksek çıkış sıcaklığına sahip olduğundan hidrojen üretimi ve endüstriyel proses ısısı uygulamaları için potansiyele sahiptir. Bu çalışmada IV. Nesil Nükleer Reaktör geliştirme çalışmalarına katkı sağlamak amacıyla VHTR tasarımı adaylarından biri olarak belirlenmiş MHR ele alınmıştır (Pioro, 2016).

VHTR'lerin güvenlik açısından en önemli özelliği kaza durumunda atık ısının pasif olarak reaktörden uzaklaştırılmasıdır. Bir kaza olması durumunda aktif soğutma sistemlerinden hiçbiri çalışmadığı takdirde; kor atık ısısı, reaktör içindeki sıcaklık tasarım limitlerini geçmeden iletim, ışınım ve doğal taşınım ile reaktör kabını çevreleyen Reaktör Boşluğu Soğutma Sistemi (RCCS)'ne transfer edilmektedir. Bu özellik şimdilerde VHTR'lerin gelişimine katkı sağlamak amacıyla birçok araştırmacı tarafından incelenmektedir (Huning *vd.*, 2021).

MHR'de korun atık ısısı kaza süresince Kapama Soğutma Sistemi'nin çalışmaması durumunda bağımsız ve pasif olarak uzaklaştırılmaktadır. Aktif soğutma sisteminin çalışmaması durumunda, pasif atık ısı uzaklaştırma sistemi reaktörün soğumasını 2 durumda gerçekleştirmektedir. Bunlar; reaktör kabının çalışma basıncında kaldığı basınçlı soğuma ve reaktör kabının atmosfer basıncında kaldığı basınçsız soğuma kaza durumlarıdır. Basınçsız soğuma Helyumun atmosferik basınçtaki düşük yoğunluğundan dolayı taşınım ile ısı transferinin önemli bir rol oynamadığı en kötü kaza

durumdur. Helyumun doğal taşınım ile ısı transferi sınırlıdır. Bu durumda reaktör daha çok iletim ve ışınım ile soğur. Basınçlı soğuma durumunda reaktör içinde ısı; iletim, doğal taşınım ve ışınım ile transfer olurken; basınçsız soğuma durumunda yalnızca iletim ve taşınım ile transfer olur. Kaza durumunda atık ısı; aktif kordan dış reflektöre, kor kabına ve reaktör kabına, oradan da son olarak pasif RCCS'ye iletilir. Her iki kaza durumunda ısı reaktör kabının dış yüzeyinden ışınım ve doğal taşınım ile reaktörü saran pasif RCCS'ye ulaşır.

Bu çalışmada maksimum sıcaklık açısından daha kötü bir senaryo olduğu için basınçsız kaza durumu ele alınmıştır. 100 saat boyunca kaza durumunu incelemek için Ansys Fluent yazılımı kullanılarak bir model oluşturulmuştur. Kaza durumunda MHR'nin genel davranışını incelemek ve bir metodoloji oluşturmak amaçlanmıştır. Kaza durumundaki belirsizlikler tahmin edilmeye ve kaza durumundaki önemli unsurlar daha iyi anlaşılmasına çalışılmıştır. Böylece reaktör tasarımı ve geliştirilmesinde nerelere dikkat edilmesi gerektiği işaret edilecektir.

MHR'nin ısı-akış analizi ilk olarak General Atomics (GA) tarafından birim hücre modeli kullanılarak POKE kodu ile yapılmıştır (Potter, 1995). Birim hücre modeli basit olmasına rağmen, yakıt elemanı içindeki ısı transferinin aşağı yukarı temel halini anlamak için kullanışlıdır. Birim hücre modeli sadece dik üçgen şeklindeki birim hücrelerden oluşan yakıt elemanlarının içindeki düzenli bölgeyi incelemektedir. Birim hücre yakıt kompakt alanının üçte birinden ve soğutucu deliği alanının altıda birinden oluşur. Birim hücre modeli ile basınçsız kaza durumu için tepe sıcaklığı 1521°C bulunmuştur.

Uluslararası Atom Enerjisi Kurumu (IAEA) tarafından MHR'nin kaza durumu ısı-akış analizi için CRP-3 kıyaslama problemi tanımlanmıştır (IAEA, 2001). CRP-3 kıyaslama probleminde tanımlanmış sınır şartları, malzeme özellikleri ve diğer şartlara göre değişik SAD araçları ve metodları ile 100 saate kadar zamana bağlı basınçsız kaza durumu analizleri yapılmıştır:

Kuzavkov (OKBM-Rusya), GTAS kodu ile yaptığı 2 boyutlu ısı-akış hesaplamalarında pik sıcaklığını 1490°C bulmuştur. Oluşturduğu modelde reaktör kabı ile kor kabı arasındaki akışı hesaba katmamıştır (IAEA, 2001). Mejane (CEA-Fransa), CASTEM kodu ile pik sıcaklığının 1565°C olduğunu hesaplamıştır. Pik sıcaklığı 100.saatten önce oluşması gerektiği halde, ısı iletimi ile ilgili yaptığı varsayımlar nedeniyle pik sıcaklığı 140.saatte oluşmuştur (IAEA, 2001). Siccama ve Koning (ECN-Hollanda)'in ticari CFD yazılımı CFX-F3D ile yaptıkları ısı-akış analizlerde pik sıcaklığı 1371°C çıkmıştır. Aktif kor içindeki akışı, temsili 4 büyük kanalla modellemesi nedeniyle pik sıcaklığı düşük çıkmıştır (Siccama ve Koning, 1998). Gao (INET-Çin), çakıl yataklı reaktörlerin zamana bağlı ısı-akış analizi için geliştirilmiş olan THERMIX/KONVEK kodu ile pik sıcaklığını 1590°C olarak hesaplamıştır (IAEA, 2001). Ball (ORNL-ABD), ORNL'nin Modüler Helium

Reaktörleri için geliştirdiği MORECA kodunu kullanmıştır. Temsili 3 boyutlu olarak oluşturulan modelde pik sıcaklığı 1552°C çıkmıştır. Oluşturulan model üst boşluğu içermemektedir (IAEA, 2001). Woaye-Hune ve Ehster (Framatome-Fransa), ticari STAR-CD kodu ile pik sıcaklığını 1525°C bulmuşlardır. Efektif ısı iletim katsayısını oluşturdukları başka bir CFD modeli ile hesaplamışlardır (Woaye-Hune ve Ehster, 2002). Haque ve arkadaşları (Framatome-Almanya), MHR'nin THERMIX/KONVEK kodu ile ısı-akış analizini yapmışlardır. Aynı kodu kullanan Gao; pik sıcaklığını 1590°C hesaplamasına rağmen, Woaye-Hune ve Ehster 1560°C olarak hesaplamıştır (Haque *vd.*, 2006, 2004). Woaye-Hune ve Ehster'in elde ettiği sonuçları Mays ve arkadaşları (AREVA-ABD/Fransa/Almanya), ticari STAR-CD kodu ile elde ettikleri sonuçlar ile karşılaştırmışlardır. Elde edilen pik sıcaklığı 1494°C olup, Woaye-Hune ve Ehster'e göre farklılık; RCCS modellemesi, radyal güç yoğunluğu profili ve hesaplama metodlarından kaynaklandığını ifade etmişlerdir (Mays *vd.*, 2004). Shi (Aachen Üni.-Almanya), MGT-3D kodunu GT-MHR'nin ısı-akış analizi için genişletmiştir. Öncesinde MGT-3D kodu çakıl yataklı reaktörlerin hem nötronik hemde ısı-akış analizini yapmak için kullanılmaktadır. Genişletilen MGT-3D kodu ile pik sıcaklığının 1535°C olduğunu hesaplamıştır (Shi, 2015). Hossain (Stuttgart Üni.-Almanya), MHR'nin ısı-akış analizi için yeni geliştirdiği TH3D isimli kodla pik sıcaklığını 1568°C bulmuştur. Elde ettiği sonuçların THERMIX/KONVEK kodu ile elde edilenlerle uyumlu olduğunu göstermiştir (Hossain, 2011; Hossain *vd.*, 2008). Nouri-Borujerdi ve Ghomsheh (Sharif Tekn. Üni.-İran), THPP kodu ile yaptıkları analizlerde 1577°C pik sıcaklığı değerini elde etmişlerdir. Elde ettikleri sonuçları TH3D ve THERMIX/KONVEK kodu ile elde edilenlerle karşılaştırmışlardır (Nouri-Borujerdi ve Tabatabai Ghomsheh, 2015a). Ball (ORNL-ABD), GRSAC kodu ile 1494°C pik sıcaklığı elde etmiştir. Efektif ısı iletim katsayısı fonksiyonlarının önemini vurgulamıştır (Ball, 2006, 2004). Vilim ve arkadaşları (Argonne National Lab.-ABD), bir boyutlu sistem modelleme RELAP5 kodu ile pik sıcaklığını 1471°C elde etmiştir. RELAP5 kodundaki karışık taşınım rejiminin yetersiz olduğunu dile getirmişlerdir (Vilim *vd.*, 2005). Reza ve arkadaşları (Texas Üni./INL/GA-ABD), RELAP5-3D koduna yaptıkları ATHENA kodu eklemesiyle pik sıcaklığını 1437°C hesaplamıştır (Reza *vd.*, 2006). MacDonald ve arkadaşları (INEEL-ABD), RELAP5-3D/ATHENA kodu ile pik sıcaklığını 1514°C bulmuştur. Elde ettikleri değer, GA tarafından POKE kodu ile elde edilen 1521°C pik sıcaklık değerine çok yakın olduğunu

bulmuşlardır. Farklılığın bypass bölgelerinden kaynaklandığını belirtmişlerdir (MacDonald *vd.*, 2003). Bu çalışmada IAEA tarafından tanımlanan CRP-3 kıyaslama problemi çözülmüştür. Daha önceki çalışmalarda oluşturulan modellerin yukarıda belirtilen eksikleri dikkate alınarak, Ansys Fluent yazılımı ile Gözenekli Ortam Modeli ve Eşdeğer Silindir Modeli kullanılarak bir aksi-simetrik model oluşturulmuştur. Modeldeki her bir gözenekli ortam bölgesinin efektif ısı iletim katsayısının belirlenmesinde Maxwell teorisi kullanılmıştır. Zamana bağlı ısı-akış analizleri sonucu elde edilen değerler literatürdeki çalışmalarla karşılaştırmak suretiyle doğrulanmıştır. Ayrıca kaza durumunda grafit ısı iletimi, atık ısı, ışınım yayma katsayısı, RCCS sıcaklığı değişiminin tepe sıcaklığına etkisini inceleyen duyarlılık analizi yapılmıştır. Bu çalışmayla yapılan karşılaştırmalar; analiz araçlarının daha iyi ve detaylı anlaşılmasıyla, VHTR'lerin gelişmesine katkı sağlayacaktır.

## METOT

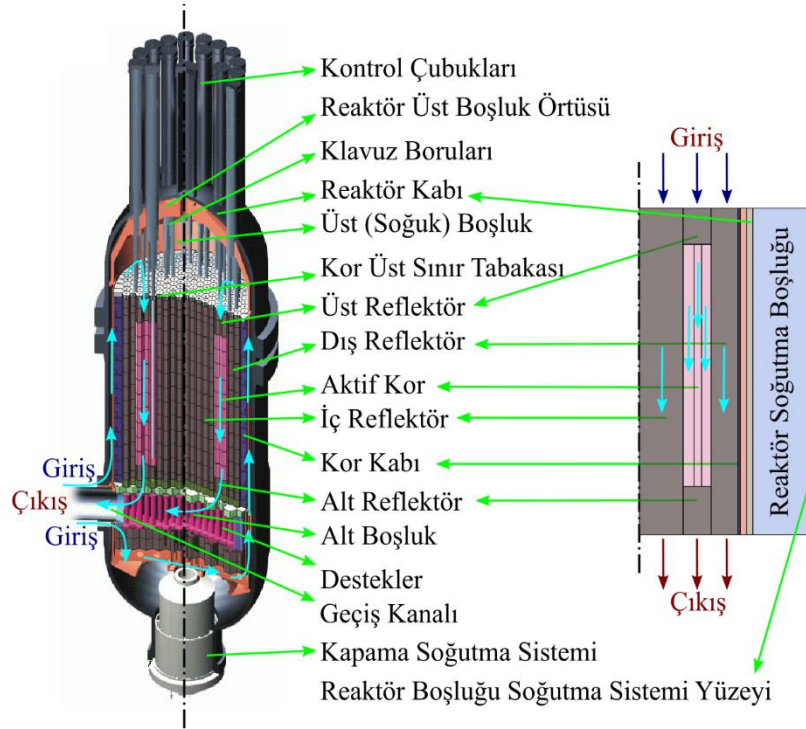
Bu bölümde ilk olarak MHR'nin genel yapısı ele alınmıştır. Daha sonra oluşturulan modelde eşdeğer silindir ve gözenekli ortam yaklaşımı kullanıldığından bunlara ilişkin bilgi verilmiştir. Son olarak; sınır şartları, malzeme özellikleri, teorik temel, çözüm metodu ve varsayımlar verilmiştir.

## Modüler Helyum Reaktörü

GT-MHR; Brayton çevrimli gaz türbinli enerji dönüşüm sistemi (GT) ve gaz soğutmalı modüler helyum reaktöründen (MHR) oluşmaktadır. MHR'nin genel özellikleri Tablo 1'de verilmiştir. Şekil 1 'de MHR'nin kesit görünüşü ve oluşturulan model karşılaştırmalı olarak görülmektedir. Helyumun reaktör içindeki akışı ok işaretleri ile gösterilmiştir. Helyum reaktör kabına alt taraftan girmekte, kor kabı ile reaktör kabı arasından yukarı doğru üst boşluğa akmakta, daha sonra üst reflektör, aktif kor, alt reflektör içinden ısınarak aşağıya doğru akmakta, son olarak alt boşluktan çıkmaktadır (Fukuda *vd.*, 2001).

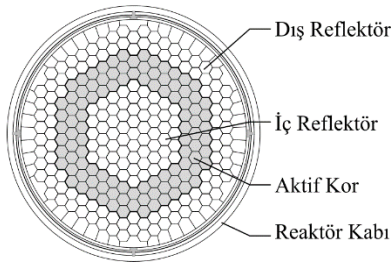
**Tablo 1.** MHR'nin genel özellikleri (Fukuda *vd.*, 2001)

Özellik	Değer
Kor termal gücü (MWt)	600
Helyum kütleli akış debisi (kg/s)	320
Kor giriş sıcaklığı (°C)	490
Kor çıkış sıcaklığı (°C)	850
Kor basıncı (MPa)	7



Şekil 1. MHR'nin dikey kesit görünüşü (Moses, 2010) ve oluşturulan model

Altıgen şekilli grafit ve yakıt elemanları dairesel kora yerleştirilmiştir. Şekil 2'deki reaktör korunun üstten görünüşüne göre reaktör kora 3 dairesel halkadan oluşmaktadır (Şahin vd., 2012). Bunlar iç reflektör, aktif kor ve dış reflektördür. Aktif kor halkası 102 yakıt sütunundan oluşmaktadır. Her bir standart yakıt sütunu 10 yakıt elemanı, üst ve alt grafit reflektöre sahiptir. Üst ve alt reflektörler sırasıyla 120 cm ve 158 cm yüksekliğindedir. Yakıt elemanı 793 mm yüksekliğe ve 360 mm enine sahiptir. Yakıt elemanında soğutma kanalları ve yakıt kanalları vardır. Bir yakıt elemanı yakıt kompaktları için 210 kanala ve helyum soğutucu için 108 akış kanalına sahiptir. Kompaktlar yakıt kanallarının içine yerleştirilmiştir (Kiryushin vd., 1997; Şahin vd., 2016).



Şekil 2. MHR kor yatay yerleşimi

### Eşdeğer Silindir Modeli

Prizmatik reaktör korunu nümerik olarak analiz etmek için basitleştirilmiş hesaplama modelleri vardır. Bunlar; Birim Hücre Modeli, Eşdeğer Silindir Modeli, 3 Boyutlu 1/12 Kesit Modeli, 3 Boyutlu 1/6 Kesit Modelidir. Bu çalışmada SAD analizleri Eşdeğer Silindir Modeli ile yapılmıştır.

Eşdeğer Silindir Model'inde korun altıgen yapısının ortalama yarıçap ile dairesel şekle sahip olduğu varsayılmaktadır. Dairesel şekil Şekil 1'de görüldüğü gibi 2 boyutlu ve aksi-simetrik olarak modellenmiştir. Model; iç reflektörü, aktif koru, dış reflektörü, üst reflektörü, alt reflektörü, kor kabını, reaktör kabını, reaktör içindeki Helyumu ve reaktör soğutma boluğundaki havayı içermektedir. Geçiş kanalı, alt boşluk, üst boşluk, destekler, kor üst sınır yapısı, kontrol çubukları için klavuz boruları ve üst boşluk örtüsü ihmal edilmiştir. Korun iç ve dış yarıçapı sırasıyla 1,48 m ve 2,42 m'dir.

### Gözenekli Ortam Modeli

MHR'nin yapısı SAD analizleri için çok karmaşıktır. MHR'deki bir yakıt elemanı yakıt kompaktları için 210 kanala ve helyum soğutucu için 108 akış kanalına sahiptir. Her bir yakıt kompaktını ve akış kanalını doğru olarak simule edebilmek için hücre (mesh) sayısının çok fazla olması gerekmektedir. Tüm yapıyı ayrıntılı olarak temsil edecek model ile çözüm yapmak çok zaman alıcı ve son derece pahalıdır. Bu nedenle MHR'nin kompleks yapısı gözenekli ortam modeli ile basitleştirilmiştir. Bu metot kor içindeki yapının oldukça kaba hücrelerle yani daha az sayıda hücreyle modellenmesine izin vermektedir. Bu metotta bir hücre hem katıyı hem de akışkanı temsil etmektedir. Söz konusu hücrenin akışkan ve yakıt kompaktını temsil eden dağıtılmış direnç ve ısı kaynağı ile simule edilmektedir. Dağıtılmış direnç ve ısı kaynakları korunun eşitliklerinde kaynak terimleri olarak bulunmaktadır (Ansys Inc., 2019). Bu sayede kaba hücrelerle yani daha az sayıda hücreyle modelleme yapılabilmektedir.

Üst reflektör, aktif kor ve alt reflektör gözenekli olarak modellenmiştir. Üst reflektör, aktif kor ve alt reflektör için % 17,9 olarak hesaplanan gözeneklilik oranı tanımlanmıştır. İç ve dış reflektör için ise gözeneklilik oranı % 1,1'dir. Üst reflektör, aktif kor, alt reflektör, iç reflektör ve dış reflektör içinden geçen eksenel ve radyal yöndeki akış için atalet direnci 0 olarak tanımlanmıştır (Ansys Inc., 2019).

### Sınır Şartları ve Malzeme Özellikleri

Hesaplamalarda kullanılan malzemelerin fiziksel özellikleri Tablo 2'de verilmiştir (IAEA, 2001). Helyum gazının 1MPa ve 7MPa basınç altındaki özellikleri NIST veri tabanına dayanmaktadır (NIST, 2021). Grafit ve yakıt kompaktının ısı iletim katsayısı sıcaklığa bağlıdır. Grafit ve yakıt kompaktının sıcaklığa bağlı ısı iletim katsayısı değişimi Tablo 3'de görülmektedir.

**Tablo 2.** Reaktördeki malzemelerin özellikleri (IAEA, 2001).

Malzemeler	Yoğunluk (kg/m <sup>3</sup> )	Özgül Isı (J/kg.K)	Isı İletim Katsayısı (W/mK)
Reaktör Kabı	7800	520	33
Kor Kabı	7800	520	24
Grafit	1740	1840	$k_{eff(T)}$
Yakıt Kompaktı	1740	1840	$k_{eff(T)}$

Üst reflektör, aktif kor ve alt reflektör bölgeleri gözenekli ortam yaklaşımıyla oluşturulmuştur. Aktif kor bölgesi; grafit, yakıt kompaktı ve Helyumdan meydana gelmektedir. Üst ve alt reflektör bölgeleri ise; grafit ve

Helyumdan meydana gelmektedir. Üst reflektör, aktif kor ve alt reflektör bölgelerindeki He'nin hacimsel oranı 0,18; aktif kor bölgesindeki yakıt kompaktı hacimsel oranı 0,23'dir. Her bir bölgenin efektif ısı iletim katsayısı hesaplanırken; grafit, yakıt kompaktı ve Helyum'un varlığı dikkate alınmıştır. Tüm bölgeler anizotropik olduğundan radyal ve eksenel yöndeki efektif ısı iletim katsayıları birbirinden farklıdır.

Grafit, yakıt kompaktı ve Helyum'un hacimsel oranı kullanılarak, aktif kor, üst reflektör ve alt reflektörün radyal yönde efektif ısı iletim katsayısı aşağıdaki Maxwell eşitlikleri ile hesaplanmıştır (Nuclear Energy Agency, 2018).

Aktif korun radyal yönde efektif ısı iletim katsayısı Eş. (1) ile hesaplanmıştır (Stainsby *vd.*, 2009).

Üst ve alt reflektörün radyal yönde efektif ısı iletim katsayısı Eş. (2) ile hesaplanmıştır (Pietrak ve Wisniewski, 2015).

Aktif kor, alt reflektör ve üst reflektörün eksenel yönde efektif ısı iletim katsayısı Eş. (3) ile hesaplanmıştır (Nuclear Energy Agency, 2018).

Aktif kor, üst reflektör ve alt reflektör bölgelerinin hesaplanan eksenel ve radyal yöndeki efektif ısı iletimi  $k_{eff}$  Tablo 3'de verilmiştir. Hesaplanan efektif ısı iletimi değerleri ilgili gözenekli ortam bölgelerindeki iletim ve ışınımın birleşimini temsil etmektedir.

$$k_{eff} = k_g \left\{ 1 - \frac{2[\alpha_{He}(k_g - k_{He})(k_g + k_{yk}) + \alpha_{yk}(k_g - k_{yk})(k_g + k_{He})]}{(k_g + k_{He})(k_g + k_{yk}) + \alpha_{He}(k_g - k_{He})(k_g + k_{yk}) + \alpha_{yk}(k_g - k_{yk})(k_g + k_{He})} \right\} \quad (1)$$

$$k_{eff} = k_g \left[ 1 + \frac{3\alpha_{He}}{\left(\frac{k_{He} + 2k_g}{k_{He} - k_g}\right) - \alpha_{He}} \right] \quad (2)$$

$$k_{eff} = k_g\alpha_g + k_{yk}\alpha_{yk} + k_{He}\alpha_{He} \quad (3)$$

**Tablo 3.** Grafit, yakıt kompaktı ısı iletim katsayısı ve gözenekli ortam bölgelerinin hesaplanan ısı iletim katsayıları.

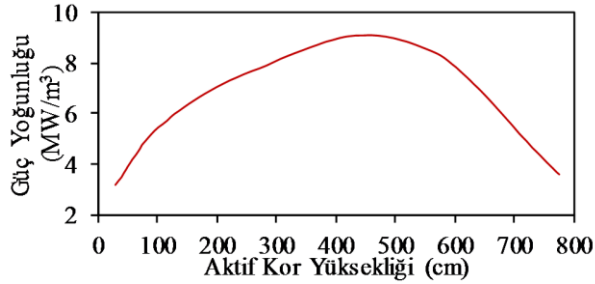
Isı İletim Katsayısı (W/mK)	Sıcaklık (°C)						
	500	600	800	1000	1200	1400	1600
Grafit (Potter, 1995)	29,3	31,4	35,6	37,7	41,4	42,3	43
Yakıt kompaktı (Potter, 1995)	30	27	24	22	20	19	18
$k_{eff}$ aktif kor eksenel yön	23,9	24,5	26,2	27,0	28,7	29,0	29,2
$k_{eff}$ aktif kor radyal yön	16,5	17,7	20,3	22,3	24,7	26,4	27,9
$k_{eff}$ üst/alt reflektör eksenel yön	23,8	25,5	28,9	30,7	33,7	34,4	35,0
$k_{eff}$ üst/alt reflektör radyal yön	16,4	18,2	21,9	24,8	28,7	31,1	33,4
$k_{eff}$ iç/dış reflektör eksenel yön	29,0	31,1	35,2	37,3	40,9	41,8	42,5
$k_{eff}$ iç/dış reflektör radyal yön	21,0	23,3	28,1	31,5	35,9	38,0	39,6

Kaza sırasında 100 saat boyunca zamana bağlı güç üretimi için Eş. (4) kullanılmıştır. Reaktörde fisyon reaksiyonu durdurulduktan sonra güç hemen o anki gücün %10'una düşmektedir. Hesaplamalarda kullanılan

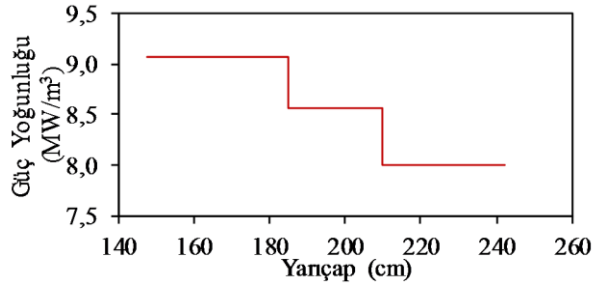
atık ısının zamana bağlı değişimi 30. saniye – 100. saat aralığı için Şekil 8'de görülebilir (Li, 2005).

$$P = P_{or}0,125t^{-0,28} \quad t \geq 1s \quad (4)$$

Reaktör içindeki ısı üretimi dağılımı; yakıt ve reflektör elemanlarının düzeni ve nötronün doğası gereği her yerde aynı değildir. Aktif kordaki güç üretiminin eksenel ve radyal yöndeki değişimi sırasıyla Şekil 3 ve Şekil 4'te görülmektedir (Nouri-Borujerdi ve Tabatabai Ghomsheh, 2015b). Radyal yöndeki güç üretimi değişimini modele girebilmek için aktif kor 3 parçaya bölünmüştür. Güç üretiminin eksenel yöndeki değişimi ve kaza süresince zamana bağlı güç üretimi modele görsel ara yüzden girilemediğinden UDF kullanılmıştır.



Şekil 3. Aktif kordaki eksenel güç yoğunluğu profili.



Şekil 4. Aktif kordaki radyal güç yoğunluğu profili.

CRP-3 kıyaslama probleminde (IAEA, 2001); metalik olan reaktör kabı dış yüzeyinin, kor kabı dış yüzeyinin, reaktör kabı iç yüzeyinin ve RCCS yüzeyinin ısı yalıtım katsayısı 0,8 olarak tanımlanmıştır. RCCS yüzeyi 65°C sıcaklık değerine sahiptir.

### Nümerik Hesaplama

Ansys Fluent çözücüsü sonlu hacimler metodu kullanılmaktadır. Bölge (domain) sonlu kontrol hacim kümelerine ayrıştırılır (Ansys Inc., 2019). Kütle, momentum, enerji, türler vd. için genel korunum (transport) denklemleri her bir kontrol hacmi üzerinde çözülmektedir. Kısmi diferansiyel denklemler lineer, cebirsel denklemlere dönüştürülür. Daha sonra tüm cebirsel denklemler çözüm alanının oluşturmak için nümerik olarak çözülür (IV ve V, 2019).

Genel korunum (transport) denklemi:

$$\frac{\partial(\rho\phi)}{\partial t} + \text{div}(\rho\phi u) = \text{div}(\Gamma \text{grad } \phi) + S_{\phi} \quad (5)$$

zamana bağlı değişim      konveksiyon      difüzyon      kaynak

Aşağıdaki temel denklemler laminar akış için verilmiştir. Türbülanslı akış için gerekli dönüşümler yapılarak aynı denklemler kullanılır.

Süreklilik denklemi:

$$\frac{\partial \rho}{\partial t} + \nabla(\rho u) = 0 \quad (6)$$

Momentum denklemi:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho u) + \nabla(\rho u u) = -\nabla p + \mu \nabla^2 u + \rho g \quad (7)$$

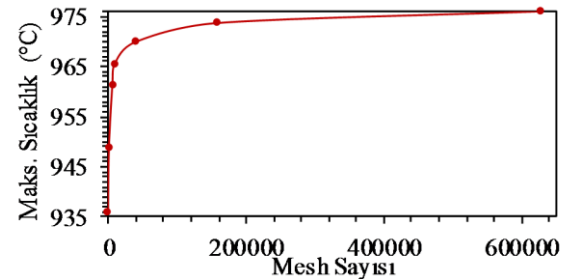
Enerji denklemi:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\rho E) + \nabla(u(\rho E + p)) = \nabla(k \nabla T) + \dot{Q} \quad (8)$$

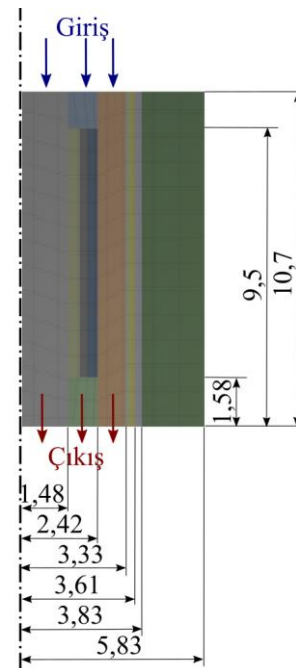
### Çözüm Metodu

Eşdeğer Silindir Model kullanılarak, 2 boyutlu ve aksisimetrik model oluşturulmuş ve ısı akış analiz nümerik olarak Ansys Fluent ile yapılmıştır.

Şekil 5'te görüleceği üzere geometri üzerinde küçükten büyüğe farklı hücre (mesh) sayılarında bir dizi analiz yapılmış, 158120 hücre sayısından itibaren maksimum sıcaklığın çok fazla değişmediği görüldüğünden Şekil 6'daki hücre yapısı kullanılmıştır.



Şekil 5. Farklı mesh sayılarına göre tepe sıcaklığı değişimi



Şekil 6. Ağın görünümü ve modelin ölçüleri (m)

Zamana bağılı kaza durumu analizleri için büyükten küçüğe farklı zaman adımlarında (time step) bir dizi analiz yapılmış, 30sn den itibaren tepe sıcaklığının çok fazla değişmediği görüldüğünden bu zaman adımı kullanılmıştır.

Tablo 4’de; hücre sayısına göre hesaplanan maksimum sıcaklıklara göre belirsizlik analizi çalışması yapılmıştır.

**Tablo 4.** Belirsizlik analizi çalışması

	Element Boyutu	Hücre Sayısı	Maksimum Sıcaklık (°C)
Kaba	0,04	40081	969,797
Orta	0,02	158120	973,558
İnce	0,01	628677	975,882

Simülasyondaki nümerik hataları tespit etmek için; Roache (Roache, 1994) tarafından önerilen belirsizlik değerlendirme prosedürü uygulanmıştır.

$$p = \ln \left( \frac{f_3 - f_2}{f_3 - f_1} \right) / \ln(2) \quad (9)$$

$$f_{h=0} = f_1 + \frac{f_1 - f_2}{2^p - 1} \quad (10)$$

$$GCI_{12} = 1,25 \frac{(f_1 - f_2)}{f_1(2^p - 1)} 100 \quad (11)$$

$$GCI_{23} = 1,25 \frac{(f_2 - f_3)}{f_2(2^p - 1)} 100 \quad (12)$$

$$\frac{GCI_{23}}{2^p GCI_{12}} \cong 1 \quad (13)$$

Burada; Eşitlik 9’den yakınsama mertebesi  $p$ , 0,695’dir.  $f_{h=0}$ ,  $h=0$ ’daki değeri tahmin etmeye yönelik Richardson ekstrapolasyonu 979,641°C’dir.  $GCI_{12}$ , orta ve ince seviyesi için yakınsama indeksi 0,48 ‘dir.  $GCI_{23}$ , ince ve kapa seviyesi için yakınsama indeksi 0,78’dir. Asimptotik yakınsama aralığı 1,0024’dür.

Türbülans modeli olarak “Standart k-e”, “Realizable k-e” ve “RNG k-e” türbülans modelleri ile çözüm yapılmıştır. Bütün değişkenlerin kalıntı değerleri diğerlerine göre daha monoton ve değişken bir azalma gösterdiğinden; “Standard Wall Functions” duvar tipi ile “Standart k-e” türbülans modeli tercih edilmiştir. Analizler S2S ve DO ışıınım modelleri ile yapılmış, aynı sonucu daha kısa sürede verdiği için S2S ışıınım modeli tercih edilmiştir.

Ayrıca yapılan analizlerde çözüm yakınsamış, iterasyon sayısından bağımsız hale getirilmiş ve korunun denklemleri sağlanmış. Nükleer reaktör kaza analizlerinin deneysel olarak gerçek boyutlarda yapılması çok zordur. Bu nedenle nükleer reaktör kaza durumu analizleri için tavsiye edilen koddan koda karşılaştırma yapılmıştır. Böylece çözümün doğruluğu ve geçerliliğinin kontrolü tamamlanmıştır.

Hesaplamalar iki basamakta yapılmıştır. Simülasyon ilk olarak sürekli rejimdeki tam güçteki normal çalışma durumu için çalıştırılmıştır. İlk basamağın sonuçları zamana bağılı kaza durumunun başlangıç koşulu olarak tanımlanmıştır. Diğer bir deyişle normal çalışma durumundaki sıcaklık dağılımı kaza durumunun başlangıç şartı olarak kullanılmıştır. Daha sonra zamana bağılı kaza durumu simülasyonu toplam 100 saatlik bir süre için gerçekleştirilmiştir.

Sürekli rejim normal çalışma durumu ve zamana bağılı kaza durumuna ilişkin yöntemler Tablo 5’te görülmektedir.

**Tablo 5.** Hesaplama yöntemleri

	Sürekli Rejim (Normal Çalışma Durumu)	Zamana Bağılı (Kaza Durumu)
Çözüm metodu	Coupled	PISO
Akış eşitliği	Çözüldü	Çözülmedi
Türbülans eşitliği	Standard k-ε	Çözülmedi
Enerji eşitliği	Çözüldü	Çözüldü
İşınım modeli	S2S	S2S
Yakınsama kriteri	1.0E-6	1.0E-6

### Kabuller ve Basitleştirmeler

Modelin karmaşıklığını ve çözüm süresini azaltmak için yukarıda sözü edilenlere ek olarak aşağıdaki varsayımlar ve sadeleştirmeler yapılmıştır:

- Reaktör boşluğunda doğal taşınım ile ısı transferi bulunmamaktadır.
- Reaktör üst ve alt boşluğu modellenmemiştir. Reaktörün üst ve alt dış yüzeyinin adyabatik olduğu varsayılmıştır.
- Aktif kor ve reflektör elemanları arasındaki boşluklarda ve soğutma kanallarındaki boşluklarda ışıınım ile ısı transferi efektif ısı iletimi içerisinde hesaba katılmıştır.
- Soğutma kanalları boşlukları, aktif kor ve reflektör elemanları arasındaki boşluklar içinde meydana gelen doğal taşınım ile ısı transferi başıncısız kaza durumu incelendiğinden ihmal edilmiştir.
- Grafit ve yakıt kompaktı haricindeki malzemelerin fiziksel özellikleri sıcaklıkla değişmemektedir.

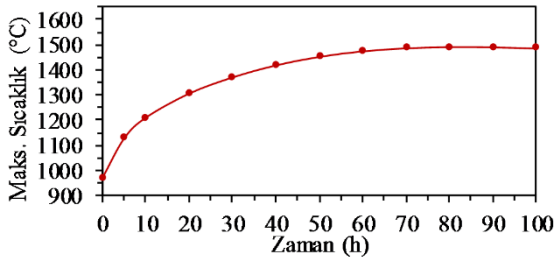
Yapılan kabullerin kaza durumundaki tepe sıcaklığı üzerinde ihmal edilecek kadar az ya da tepe sıcaklığını azaltan etkisi vardır. Bu nedenle; yapılan hesapların konservatif (%95 seviyede güvenilir) olduğu düşünülmektedir.

### SONUÇLAR VE TARTIŞMALAR

Bu başlık altında ilk olarak oluşturulan modelin sonuçları sunulmuştur. Daha sonra oluşturulan model yapılan diğer çalışmalarla karşılaştırılarak doğrulanmıştır. Son olarak oluşturulan model üzerinde bazı parametreler değiştirilerek duyarlılık analizi yapılmıştır.

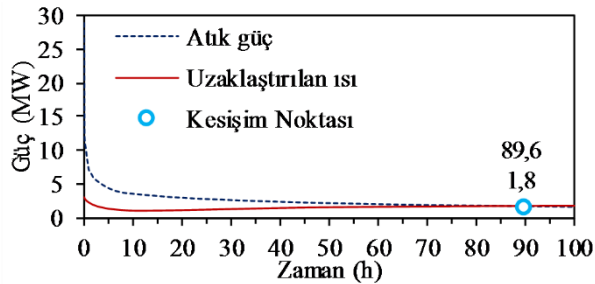
## Mevcut Analiz

Normal çalışma durumundaki Helyum akışının aniden kesilmesi ile kaza başlar. Kazanın başlamasından sonra reaktör kapanır ve reaktör koru içerisindeki maksimum sıcaklık reaktör içinde atık ısı ürettiğinden artar. Kazadan sonra ilk olarak; üretilen atık ısı, uzaklaştırılan ısıdan daha büyük olduğundan reaktörün içindeki sıcaklık kademeli olarak artar. Sıcaklık; maksimum değerine ulaşır ve reaktör kabının dış yüzeyinden uzaklaştırılan ısı arttığından ve atık ısı kademeli olarak azaldığından azalmaya başlar. Soğuma sürecinde maksimum sıcaklığın çıktığı en yüksek değer tepe sıcaklığı olarak adlandırılır. Şekil 7'de görüleceği gibi; reaktör tepe sıcaklığı 83. saatte ulaşmış ve daha sonra reaktör yavaşça soğumaya başlamıştır. Reaktör kapandıktan sonra soğuma sürecinde görülen tepe sıcaklık 83. saatte 1492°C dir. Aktif kor tepe sıcaklığı 1600°C olan nominal tasarım sınırı içindedir. Basıncısız kaza durumu incelendiğinden taşınım ile ısı transferi göz ardı edildiği için gerçekte tepe sıcaklığı daha düşük olacaktır.



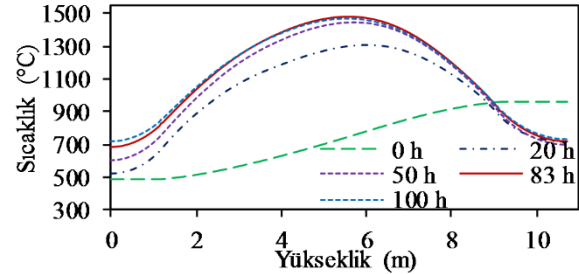
Şekil 7. Mevcut analizin hesaplanan aktif kor maksimum sıcaklık değişimi

MHR doğal güvenlik karakteristiğine sahiptir. Korun içinde çok miktarda grafit bulunduğundan kendiliğinden soğuyabilir. Grafit ısı depolayabilmekte ve hızlı sıcaklık artışını önleyebilmektedir. Bu nedenle MHR içinde en fazla 100 saat içinde maksimum sıcaklık oluşmakta ve sonra reaktör soğuyabilmektedir. Atık ısı reaktör kabının dış yüzeyinden pasif olarak uzaklaştırılır. Şekil 8 hesaplanmış uzaklaştırılan ısıyı göstermektedir. Kor gücü ve uzaklaştırılan ısı oranları 89,6.saatte eşit olmaktadır. Kaza süresince RCCS'ye aktarılan güç 1,2-3,1MW aralığında seyretmektedir.



Şekil 8. 30. saniye - 100. saat aralığında hesaplamalarda kullanılan atık ısı eğrisi ve hesaplanmış uzaklaştırılan ısı oranı

Şekil 9 kaza durumunun 0. 20., 50. 83. ve 100. saatinde korun 1,72m yarıçapındaki eksenel sıcaklık dağılımını göstermektedir. Kazadan önce normal çalışma durumunda maksimum sıcaklık kor çıkışında meydana gelmektedir. Şekilde görüldüğü gibi sıcak bölge zamanla kademeli olarak yukarı doğru aktif korun merkezine kaymaktadır.



Şekil 9. Kaza süresince korun 1,72 m yarıçapındaki eksenel sıcaklık dağılımı

Kor kabı dış yüzeyi ile reaktör kabı iç yüzeyi arasında sıcaklık farkının çok olması nedeniyle ışınlama ile ısı transferinin önemli ölçüde olduğu görülmüştür. Zamana bağlı analizlerde ışınlama modeli çözülmediği zaman; maksimum sıcaklık sürekli yükselmekte, ısı kor içinde kalmakta ve reaktör kabına geçmemektedir.

## Nümerik Modelin Doğrulaması

SAD çözümlerde elde edilen sonuçların deneysel sonuçlarla karşılaştırılması, sonuçların doğruluğu ve güvenilirliği açısından gereklidir. Eğer hiçbir şekilde deneysel veri mevcut değilse, bu kesin karşılaştırma literatürde kabul görmüş teorik, analitik veya diğer nümerik çözümlerle yapılabilir. Nükleer reaktörlerin deneysel olarak doğrulamasındaki güçlükler nedeniyle genelde koddan koda kıyaslama yapılmaktadır.

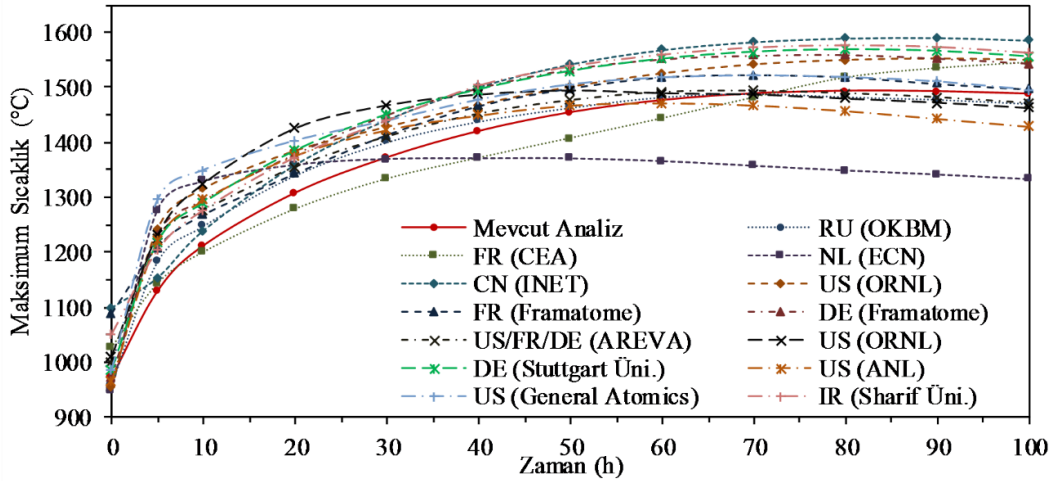
Oluşturulan modelin doğrulaması diğer nümerik çözümlerle karşılaştırmak suretiyle yapılmıştır. Mevcut analizin çok çeşitli araçlar ve yöntemler kullanılarak yapılan diğer analizlerle karşılaştırılması Tablo 6 ve Şekil 10'da verilmiştir.

Şekil 10 kaza süresince zamanla reaktördeki maksimum sıcaklık değişiminin diğer analizlerle karşılaştırılmasını göstermektedir. Mevcut analizde elde edilen maksimum sıcaklık profili, diğer hesaplamalarla uyum göstermektedir. Geliştirilen mevcut modelin nispeten tatmin edici sonuçlar verdiği görülmüştür. Tepe sıcaklığındaki farklılıkların; farklı modellemelerden, malzeme özelliklerinden, güç dağılımından, nümerik yöntemlerden kaynaklanabileceği düşünülmektedir.



**Tablo 6.** Kıyaslama karşılaştırmasının sonuçları

Kod/Yazılım	Çalışmayı Yapan Kuruluş	Tepe Sıcaklığı (°C)	Tepe Sıcaklığı Zamani (Saat)
POKE/TAC2D (Potter, 1995)	GA-US	1521	72
GTAS (IAEA, 2001)	OKBM-RU	1490	70
CASTEM (IAEA, 2001)	CEA-FR	1565	140
CFX-F3D (Siccama ve Koning, 1998)	ECN-NL	1371	42
THERMIX/KONVEK (IAEA, 2001)	INET-CN	1590	87
MORECA (IAEA, 2001)	ORNL-US	1552	87
STAR CD (Woaye-Hune ve Ehster, 2002)	Framatome-FR	1525	71
THERMIX/KONVEK (Haque vd., 2006, 2004)	Framatome-DE	1560	75
STAR CD (Mays vd., 2004)	AREVA-US/FR/DE	1494	67
MGT-3D (Shi, 2015)	Aachen Üni.-DE	1535	70
TH3D (Hossain, 2011; Hossain vd., 2008)	Stuttgart Üni.-DE	1568	80
THPP (Nouri-Borujerdi ve Tabatabai Ghomsheh, 2015a)	Sharif Tek. Üni.-IR	1577	83
GRSAC (Ball, 2006, 2004)	ORNL-ABD	1494	53
RELAP5 (Vilim vd., 2005)	ARNL-US	1471	61
RELAP5-3D/ATHENA (Reza vd., 2006)	Texas Üni/INL/GA-US	1437	59
RELAP5-3D/ATHENA (MacDonald vd., 2003)	INEEL-US	1514	53
Ansys Fluent	Mevcut Çalışma	1492	83



Şekil 10. Mevcut analiz ve diğer çalışmaların kaza durumunda aktif kor maksimum sıcaklığı değişimi

### Duyarlılık Analizi

Grafitin ısı iletim katsayısı; sıcaklığa, grafit türüne ve ayrıca aldığı radyasyona, tavlama miktarına bağlıdır. Reaktör gücünün artırılması atık ısının artmasına neden olmaktadır. Metal ısınım yayma katsayısı reaktörün ömrü boyunca değişebilmektedir. Bu nedenlerden dolayı aşağıdaki parametrelerin aktif kor maksimum sıcaklığı üzerindeki etkileri incelenmek suretiyle duyarlılık analizi yapılmıştır:

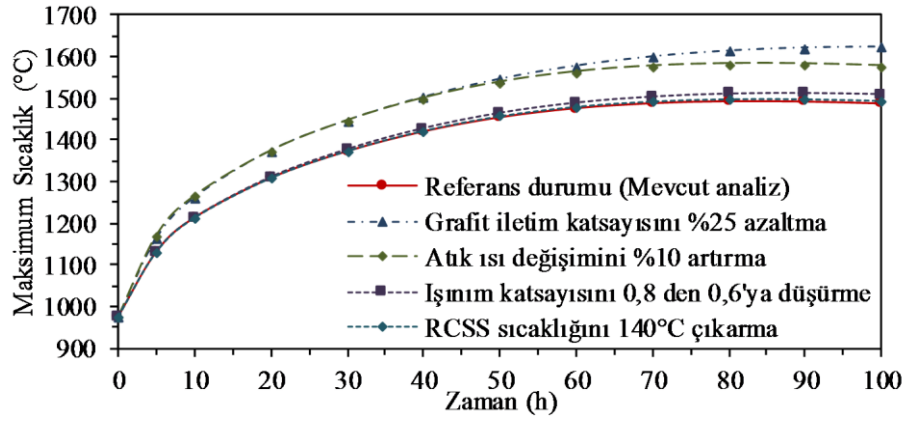
- grafit iletim katsayısını %25 azaltma,
- atık ısı değişimini %10 artırma,
- metal ısınım yayma katsayısını 0,8'den 0,6 ya düşürme,
- RCCS soğutma tüpü sıcaklığını 65°C'den 140°C'ye çıkarma.

Şekil 11 grafit ısı iletimi, atık ısı, metalik yüzey ısınımı ve RCCS soğutma tüplerinin sıcaklık değişiminin aktif kor maksimum sıcaklığı değişimi üzerindeki etkisini göstermektedir. Duyarlılık analizi aktif kor maksimum

sıcaklığının önemli ölçüde grafit ısı iletimine ve atık ısıya bağlı olduğunu göstermektedir.

Grafitin ısı iletiminin %25 azalması aktif kor tepe sıcaklığının referans durumundan 131°C daha yüksek olan 1624°C'ye kadar yükselmesine yol açmıştır. Aktif kor tepe sıcaklığı, azalan grafit termal iletkenliği ile önemli ölçüde artmıştır. Buna rağmen normal çalışma durumunda reaktörde oluşan maksimum sıcaklık değişimine etkisi olmamıştır. Atık gücün %10 artması, aktif kor tepe sıcaklığının 1583°C'ye kadar yükselmesine neden olmuştur. Metalik yüzey ısınımının 0,8 'den 0,6 'ya azalması ile, aktif kor tepe sıcaklığı 1558°C'ye yükselmiştir. RCCS soğutma tüplerinin 65°C yerine 140°C 'ye yükseltilmesi tepe sıcaklığı üzerinde ihmal edilebilir bir etkiye sahiptir.

Referans durumu diğer duyarlılık analizleri ile karşılaştırılmıştır. Tablo 7 bu analizlerin özeti göstermektedir.



Şekil 11. Duyarlılık analizi

Tablo 7. Değişik duyarlılık analizlerinin karşılaştırma sonuçları

	Çalışmayı Yapan Kuruluş	Tepe Sıcaklığı Artışı (°C)
Grafit iletiminin %25 azalması	INET (IAEA, 2001)	202
	OKBM (IAEA, 2001)	110
	Framatome (IAEA, 2001)	188
	Aachen Üni. (Shi, 2015)	100
	ORNL (Ball, 2006, 2004)	124
	Mevcut analiz	131
Atık ısının %10 artması	INET (IAEA, 2001)	115
	OKBM (IAEA, 2001)	80
	ORNL (IAEA, 2001)	98
	Framatome (Woaye-Hune ve Ehster, 2002)	85
	Aachen Üni. (Shi, 2015)	127
	Mevcut analiz	90
Metalik yüzey ışınımını 0,8'den 0,6'ya düşürme	INET (IAEA, 2001)	62
	OKBM (IAEA, 2001)	25
	Framatome (Woaye-Hune ve Ehster, 2002)	30
	Aachen Üni. (Shi, 2015)	54
	Mevcut analiz	65

## SONUÇLAR

VHTR'lerin tasarımında reaktörden yüksek çıkış sıcaklığı elde edilmek istenirken; normal çalışma ve kaza durumunda reaktörde oluşan maksimum sıcaklığın düşük olması istenmektedir. Kaza süresince aktif soğutma sisteminin çalışmaması durumunda reaktörde oluşan tepe sıcaklığın reaktör tasarım sınırlarını geçmemesi tasarım esnasında göz önünde bulundurulması gereken en önemli hususlardan biridir.

Bu çalışmada VHTR tasarımı adaylarından biri olan MHR'nin kaza durumunu incelemek için Ansys Fluent ile bir model geliştirilmiştir. Geliştirilen model diğer çalışmalarla karşılaştırmak suretiyle doğrulanmıştır. Zamana bağlı ısı-akış analizde kaza durumunda reaktörde oluşan maksimum sıcaklık 1492°C bulunmuştur. Söz konusu tepe sıcaklığına kazanın 83. saatinde ulaşıldığı hesaplanmıştır. Oluşan maksimum sıcaklık değeri TRISO kaplamalı yakıt parçası için kaza durumunda radyoaktivite salınımı ile ilgili sınır sıcaklığı olan 1600°C altındadır.

Mevcut çalışma ve literatürde bulunan diğer çalışmalardan elde edilen sonuçlar; MHR'nin kaza durumunda reaktörde oluşan maksimum sıcaklığın 1471°C ile 1590°C arasında, tepe sıcaklığı zamanının ise 53-87 saatleri arasında yoğunlaştığını göstermektedir.

Kaza boyunca reaktör boşluğu ve RCCS'ye aktarılan güç ortalama 2MW'dır. Kaza durumunda atık ısı ile uzaklaştırılan ısı değerlerinin 89,6.saatte eşit olduğu hesaplanmıştır. Kaza durumunda yüksek sıcaklık farklarından dolayı hem reaktör içinde hem de reaktör dışında ışımla ısı transferinin çok etkili olduğu görülmüştür.

Yapılan duyarlılık analizlerinde kaza durumunda oluşan maksimum sıcaklığa en çok grafit ısı iletim katsayısı ve atık ısı değişiminin etkisi olduğu bulunmuştur. Grafit ısı iletim katsayısının %25 azalması; normal çalışma durumunda maksimum sıcaklığa etkisi olmamasına rağmen, kaza durumunda aktif kor tepe sıcaklığını 131°C artırmaktadır. Metal ışınım yayma katsayısı ve RCCS sıcaklığı değişiminin aktif kor tepe sıcaklığı üzerine etkisi azdır.

Oluşturulan sayısal metodoloji diğer çalışmalarla karşılaştırmak suretiyle doğrulanmış ve gelecek VHTR tasarımları için hazır hale getirilmiştir. Sonuçlar VHTR'nin maksimum çıkış sıcaklığı, termal gücü vb. ile ilgili tasarım optimizasyonu için bazı temel bilgiler sağlayacaktır. Bu çalışmanın devamı olarak; oluşturulan model üzerinde giriş sıcaklığı, giriş debisi, reaktör gücü veya boyutsal değişimler yapılarak etkileri incelenebilir.

## TEŞEKKÜR

Bu çalışma Gazi Üniversitesinin bilimsel araştırma projesi (BAP 07/2009-22) ile desteklenmiştir.

## KAYNAKLAR

ANSYS Inc., 2019, Ansys Fluent Theory Guide, *ANSYS Inc.*, Canonsburg.

ANSYS Inc., 2019, Ansys Fluent User's Guide, *ANSYS Inc.*, Canonsburg.

Ball, S., 2006, Sensitivity Studies of Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor Postulated Accidents, *Nucl. Eng. Des.*, 236, 454–462.

Ball, S., 2004, Sensitivity Studies of Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor (MHTGR) Postulated Accidents, *2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology*, Beijing-China, 1–13.

Fukuda, K., Kendall, J., Kupitz, J., Matzner, D., Mulder, E., Pretorius, P., Shenoy, A., Shiozawa, S., Simon, W., Sun, Y., Uselton, P. ve Xu, Y., 2001, Current Status and Future Development of Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Technology, IAEA-TECDOC-1198, IAEA, Vienna.

Haque, H., Feltes, W. ve Brinkmann, G., 2006, Thermal Response of a Modular High Temperature Reactor during Passive Cooldown under Pressurized and Depressurized Conditions, *Nucl. Eng. Des.*, 236, 475–484. <https://doi.org/10.1016/J.NUCENGDES.2005.10.027>

Haque, H., Feltes, W. ve Brinkmann, G., 2004, Thermal Response of a High Temperature Reactor during Passive Cooldown under Pressurized and Depressurized Conditions, *2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology*, Beijing-China, 1–17.

Hossain, A.S.M.K., 2011, *Development of a Fast Running Multidimensional Thermal-Hydraulic Code to be Readily Coupled with Multidimensional Neutronic Tools, Applicable to Modular High Temperature Reactors*, PhD Thesis, University of Stuttgart, Stuttgart.

Hossain, K., Buck, M., Bernnat, W. ve Lohnert, G., 2008, TH3D, A Three-Dimensional Thermal Hydraulic Tool, for Design and Safety Analysis of HTRS, *HTR'2008*, Washington-USA.

Huning, A.J., Chandrasekaran, S. ve Garimella, S., 2021, A Review of Recent Advances in HTGR CFD and Thermal Fluid Analysis, *Nucl. Eng. Des.*, 373, 111013. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.111013>

IAEA, 2001, Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors under Accident Conditions, IAEA TECDOC-1163, IAEA, Vienna.

Internet, 2021, National Institute of Standards and Technology, *Thermophysical Properties of Fluid Systems*, <https://webbook.nist.gov/chemistry/fluid>.

IV, J.H.L., V, J.H.L., 2019, A Heat Transfer Textbook, *Phlogiston Press*, Cambridge.

Kiryushin, A.I., Kodochigov, N.G., Kouzavkov, N.G., Ponomarev-Stepnoi, N.N., Gloushkov, E.S. ve Grebennik, V.N., 1997, Project of the GT-MHR High-Temperature Helium Reactor with Gas Turbine, *Nucl. Eng. Des.* 173, 119–129. [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(97\)00099-X](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(97)00099-X)

Li, S., 2005, Parametric Thermal-Hydraulic Studies of HTGR Reactor Vessel System - Consequences on the Structure Lifetime, *SMIRT 18*, Beijing-China, 4311–4325.

MacDonald, P.E., Sterbentz, J.W., Sant, R.L., Bayless, P.D., Schultz, R.R., Gougar, H.D., Moore, R.L., Ougouag, A.M. ve Terry, W.K., 2003. NGNP Point Design-Results of the Initial Neutronics and Thermal-Hydraulic Assessments During FY-03, INEEL/EXT-03-00870. INEEL, Idaho.

Mays, B.E., Woaye-Hune, A., Simoneau, J.-P., Gabeloteau, T., Lefort, F., Haque, H. ve Lommers, L., 2004, The Effect of Operating Temperature on Depressurized Conduction Cooldown for a High Temperature Reactor, *ICAPP'04*, Pittsburgh-USA, 1–9.

Moses, D.L., 2010, Very High-Temperature Reactor (VHTR) Proliferation Resistance and Physical Protection (PR&PP), ORNL/TM-2010/163, *Oak Ridge National Laboratory*, Oak Ridge.

Nouri-Borujerdi, A. ve Tabatabai Ghomsheh, S.I., 2015a, Porous Media Approach in Thermohydraulic Analysis of High Temperature Reactors in Pressurized/Depressurized Cooldown: An Improvement, *Prog. Nucl. Energy*, 80, 119–127. <https://doi.org/10.1016/J.PNUCENE.2014.11.017>

Nouri-Borujerdi, A. ve Tabatabai Ghomsheh, S.I., 2015b, An Improved Porous Media Approach to Thermal-Hydraulics Analysis of High-Temperature Gas-Cooled Reactors, *Ann. Nucl. Energy*, 76, 485–492. <https://doi.org/10.1016/J.ANUCENE.2014.10.006>

Nuclear Energy Agency, 2018, NEA Benchmark of the Modular High-Temperature Gas-Cooled Reactor-350

MW Core Design Volumes I and II, *NEA/NSC/R(2017)4*, OECD.

Pietrak, K. ve Wisniewski, T.S., 2015, A Review of Models for Effective Thermal Conductivity of Composite Materials, *J. Power Technol*, 95, 14–24.

Pioro, I.L., 2016, Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, Handbook of Generation IV Nuclear Reactors, *Elsevier Inc*, <https://doi.org/10.1016/C2014-0-01699-1>

Potter, R.C., 1995, GT-MHR Conceptual Design Description Report, GA Project No. 6302, *General Atomics*, San Diego.

Reza, S.M., Harvego, E.A., Richards, M., Shenoy, A. ve Peddicord, K.L., 2006, Design of an Alternative Coolant Inlet Flow Configuration for the Modular Helium Reactor, *ICAPP'06*, Reno-USA.

Roache, P.J., 1994, Perspective: A Method for Uniform Reporting of Grid Refinement Studies, *J. Fluids Eng*, 116, 405–413.

Şahin, H.M., Erol, Ö. ve Acır, A., 2012, Utilization of Thorium in a Gas Turbine – Modular Helium Reactor, *Energy Convers. Manag*, 63, 25–30. <https://doi.org/10.1016/j.enconman.2012.01.027>

Şahin, S., Erol, Ö. ve Mehmet Şahin, H., 2016, Investigation of a Gas Turbine-Modular Helium Reactor

Using Reactor Grade Plutonium With  $^{232}\text{Th}$  And  $^{238}\text{U}$ , *Prog. Nucl. Energy*, 89, 110–119. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.02.006>

Shi, D., 2015, *Extension of the Reactor Dynamics Code MGT-3D for Pebblebed and Blocktype High-Temperature-Reactors*, PhD Thesis. RWTH Aachen University, Aachen.

Siccama, N.B. ve Koning, H., 1998, Afterheat Removal from a Helium Reactor under Accident Conditions: CFD Calculations for the Code-to-Code Benchmark Analyses on the Thermal Behavior for the Gas Turbine Modular Helium Reactor, ECN-RX-97-066, *ECN Nucleaire Research/Faciliteiten (NRG)*, Netherlands.

Stainsby, R., Worsley, M., Dawson, F. ve Grief, A., 2009, Investigation of Local Heat Transfer Phenomena in a Prismatic Modular Reactor Core, NR001/RP/001 R02, *AMEC NSS Limited*, Toronto.

Vilim, R.B., Feldman, E.E., Pointer, W.D. ve Wei, T.Y.C., 2005, Generation IV Nuclear Energy System Initiative Initial VHTR Accident Scenario Classification: Models and Data, ANL-GenIV-057, *Argonne National Laboratory*, Lemont.

Woaye-Hune, A. ve Ehster, S., 2002, Calculation of Decay Heat Removal Transient by Passive Means for a Direct Cycle Modular HTR, *HTR2002*, Petten-NL, 1–7.



**Ömür AKBAYIR** Lise eğitimini Demiryolu Meslek Lisesinde, Lisans ve Yüksek Lisans Eğitimini Eskişehir Osmangazi Üniversitesinde, Doktora eğitimini Gazi Üniversitesinde tamamlamıştır. 15 yıl TCDD'nin çeşitli işyerlerinde çeşitli görevler üstlendikten sonra, 2015 yılından beri Eskişehir Teknik Üniversitesinde Dr. Öğr. Üyesi olarak çalışmaktadır.