

T.C.
SİNOP ÜNİVERSİTESİ
LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI



SONLU HACİMLER YÖNTEMİ İLE NÖTRON DİFÜZYON
ÇÖZÜCÜSÜ GELİŞTİRİLMESİ

MUHAMMED MUSTAFA BİRCAN

YÜKSEK LİSANS TEZİ

DANIŞMAN

Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ

II. DANIŞMAN

Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE

SİNOP-2025

TEZ KABUL

Muhammed Mustafa BİRCAN tarafından hazırlanan “**SONLU HACİMLER YÖNTEMİ İLE NÖTRON DİFÜZYON ÇÖZÜCÜSÜ GELİŞTİRİLMESİ**” başlıklı bu çalışma, 18.07.2025 tarihinde yapılan savunma sınavı sonucunda başarılı bulunarak, jürimiz tarafından oybirliği ile **YÜKSEK LİSANS tezi** olarak kabul edilmiştir.

Başkan	Prof. Dr. Üner ÇOLAK İstanbul Teknik Üniversitesi / Enerji Enstitüsü	İmza
Üye (Danışman)	Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ Sinop Üniversitesi / Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi	İmza
Üye (II.Danışman)	Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE İstanbul Teknik Üniversitesi / Enerji Enstitüsü	İmza
Üye	Prof. Dr. Meryem SEFERİNOĞLU Sinop Üniversitesi / Mühendislik ve Mimarlık Fakültesi	İmza
Üye	Dr. Öğr. Üyesi Gürdal GÖKERİ Hacettepe Üniversitesi / Mühendislik Fakültesi	İmza

Enstitü Müdürü

Prof. Dr. Onur ŞAHİN

.....

ETİK BEYANI

Tez Yazım Kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmasında; tez içinde sunduğum verileri, bilgileri ve dokümanları akademik ve etik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi, tüm bilgi, belge, değerlendirme ve sonuçları bilimsel etik ve ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu, tez çalışmasında yararlandığım eserlerin tümüne uygun atıfta bulunarak kaynak gösterdiğimi, kullanılan verilerde herhangi bir değişiklik yapmadığımı, bu tezde sunduğum çalışmanın özgün olduğunu, bildirir, aksi bir durumda aleyhime doğabilecek tüm hak kayıplarını kabullendiğimi beyan ederim.

Muhammed Mustafa BİRCAN

ÖZET

YÜKSEK LİSANS TEZİ

SONLU HACİMLER YÖNTEMİ İLE NÖTRON DİFÜZYON ÇÖZÜCÜSÜ GELİŞTİRİLMESİ

MUHAMMED MUSTAFA BİRCAN

SİNOP ÜNİVERSİTESİ LİSANSÜSTÜ EĞİTİM ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI

DANIŞMAN: DOÇ. DR. ALİ TİFTİKÇİ

II. DANIŞMAN: DOÇ. DR. SENEM ŞENTÜRK LÜLE

Bu tezde, iki gruplu nötron difüzyon denklemlerinin üç boyutlu reaktör geometrileri üzerinde sonlu hacimler yöntemiyle (SHY) çözülebilmesi için Python 3.9.4 tabanlı, modüler ve açık kaynak kodlu bir hesaplama aracı geliştirilmiştir. Çalışmanın özgün katkısı, karmaşık geometrilerde dahi otomatik olarak Serpent kodu ile grup tesir kesitleri üretebilen; bu kesitleri okuyan, SHY katsayı matrisini oluşturan ve öz değer-öz vektör problemini bellek verimli biçimde çözen bütünleşik bir iş akışı sunmasıdır. Girdi aşamasında, kullanıcı SALOME veya OpenFOAM/snappyHexMesh ile oluşturulan .vtk biçimindeki ağ dosyasını programa yükler. Yazılım, her hücre için kübik sınır yüzeyleri tanımlayarak Serpent'in surf, cell ve gcu kartlarını otomatik üretir; böylece her hücre ayrı bir “boş evren” olarak kurgulanır ve yerel grup tesir kesitleri elde edilir. Serpent'in oluşturduğu grup tesir kesitli “.m” çıktıları, yalnızca gerekli değişkenleri içerecek şekilde JSON formatına dönüştürülerek bellek kullanımı en aza indirilir. JSON verileri ve ağ geometrisi kullanılarak difüzyon, soğrulma, saçılma ve fisyon katsayıları hesaplanır; yönlü komşuluk bilgileriyle birleştirilip seyrek blok matris yapısı kurulur. Oluşturulan genelleştirilmiş öz değer problemi, SciPy'nin LU ayrıştırması ve Arnoldi tabanlı “eigs” çözücüsüyle çözümlenerek sistemin etkin çoğalma katsayısı keff ve grup bazlı nötron akısı dağılımları elde edilir. Çözüm vektörleri PyVista aracılığıyla yeniden “.vtk” dosyasına yazılarak Paraview gibi görselleştirme ortamlarında doğrudan incelenebilir hale getirilir. Geliştirilen yöntem, eşdeğer Monte Carlo analizlerine kıyasla birkaç mertebe daha kısa sürede sonuç üretmekte ve elde edilen hücre-bazlı güç dağılımları termal-hidrolik kodlarla eşleştirilerek çoklu fizik çalışmalarına zemin hazırlamaktadır. Böylece reaktör koru tasarım ve analiz süreçlerinde hızlı, esnek ve genişletilebilir bir hesaplama altyapısı sağlanmıştır. Doğrulama için öncelikle birkaç basit geometri test edilmiş ve sonrasında Yüksek Sıcaklıklı Test Reaktörü (HTTR) analizi ile karşılaştırma yapılmıştır. Sonuçlar geliştirilen hesaplama aracının kabul edilebilir sonuçlar verdiğini ortaya koymuştur.

ANAHTAR KELİMELER: nötron difüzyonu; sonlu hacimler yöntemi; reaktör analizi; HTTR

Haziran 2025, 56 Sayfa

ABSTRACT

MSC THESIS

DEVELOPMENT OF A NEUTRON DIFFUSION SOLVER USING THE FINITE VOLUME METHOD

MUHAMMED MUSTAFA BİRCAN

**SINOP UNIVERSITY INSTITUTE OF GRADUATE PROGRAMS
DEPARTMENT OF NUCLEAR ENERGY ENGINEERING**

**SUPERVISOR: ASSOC. PROF. DR. ALİ TİFTİKÇİ
CO-SUPERVISOR: ASSOC. PROF. DR. SENEM ŞENTÜRK LÜLE**

In this thesis, a Python 3.9.4-based, modular, and open-source computational tool was developed to solve two group neutron diffusion equations for three-dimensional reactor geometries using the finite volume method (FVM). The original contribution of this work lies in providing an integrated workflow capable of automatically generating group cross sections with the Serpent code even for complex geometries, reading these cross sections, constructing the FVM coefficient matrix, and solving the eigenvalue-eigenvector problem in a memory efficient manner. At the input stage, the user loads a mesh file in .vtk format into the program, generated by SALOME or OpenFOAM/snappyHexMesh. The software defines cubic boundary surfaces for each cell and automatically produces Serpent surf, cell, and gcu cards, thereby modeling each cell as a separate “void universe” and obtaining localized group cross sections. The group cross-section .m outputs generated by Serpent are converted into JSON format containing only the required variables, minimizing memory usage. Using the JSON data and mesh geometry, diffusion, absorption, scattering, and fission coefficients are calculated and combined with directional neighbor information to construct a sparse block matrix structure. The resulting generalized eigenvalue problem is solved using SciPy’s LU decomposition and Arnoldi-based eigs solver, yielding the system’s effective multiplication factor (keff) and group-wise neutron flux distributions. Solution vectors are rewritten into .vtk files via PyVista, enabling direct inspection in visualization environments such as ParaView. Compared to equivalent Monte Carlo analyses, the developed method produces results in several orders of magnitude faster, and the obtained cell-wise power distributions can be coupled with thermal hydraulic codes, paving the way for multi-physics studies. Thus, a fast, flexible, and extensible computational infrastructure has been established for reactor core design and analysis processes. For validation, several simple geometries were first tested, followed by comparison with an High Temperature Test Reactor (HTTR) reactor analysis. The results showed that the developed computational tool provides acceptable results.

KEYWORDS: neutron diffusion; finite volume method; reactor analysis; HTTR

June 2025, 56 Page

TEŞEKKÜR

Tez çalışmam süresince değerli bilgi, deneyim ve yol göstericiliği ile beni her anlamda destekleyen kıymetli danışman hocalarım Doç. Dr. Ali TİFTİKÇİ ve Doç. Dr. Senem ŞENTÜRK LÜLE'ye teşekkür ederim.

Çalışmamın birçok aşamasında katkı ve desteklerini esirgemeyen değerli jüri üyelerine teşekkür ederim.

Ayrıca, tez sürecinde özellikle OpenFOAM, snappyHexMesh ve SALOME gibi yazılımlar üzerinde ağ yapılarının üretilmesi süreçlerinde teknik bilgi ve desteği ile önemli katkılar sunan Öğr. Gör. Salih Said ÇATALBAŞ'a teşekkür ederim.

En zor zamanlarımda yanımda olarak beni her daim motive eden, mental anlamda büyük destek sağlayan ve hayatımın bütün süreçlerinde olduğu gibi yüksek lisans dönemim boyunca da bana sevgi ve destek veren aileme teşekkür ederim.

Bu çalışma, Türkiye Bilimsel ve Teknolojik Araştırma Kurumu (TÜBİTAK) tarafından 122F157 Numaralı proje ile desteklenmiştir. Projeye verdiği destekten ötürü TÜBİTAK'a teşekkürlerimizi sunarız.

Muhammed Mustafa BİRCAN

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ETİK BEYANI.....	ii
ÖZET	iii
ABSTRACT.....	iv
TEŞEKKÜR	v
SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ.....	ix
1. Giriş.....	1
2. Genel bilgiler	3
2.1. Amaç ve Kapsam	3
2.2. Literatür Özeti.....	3
2.3. Serpent Kodu	8
2.4. Nötron Transport Denklemi.....	9
2.4.1. Açısal bağımlılıkların ayrıklaştırılması	13
2.4.2. Enerji bağımlılığının ayrıklaştırılması	16
2.4.3. Zaman ve konum bağımlılığının ayrıklaştırılması.....	17
2.4.4. Ayrık denklemlerin çözümü	17
2.5. Nötron Difüzyon Denklemi	17
2.6. Sonlu Hacimler Yöntemi	20
2.6.1. Temel kavramlar ve uzay ayrıklaştırma.....	20
2.6.2. Hacim kontrolleri ve denge eşitlikleri	21
2.6.3. Matris çözüm yöntemi	24
3. Materyal ve yöntem	26
3.1. Kod Yapısı	26
3.1.1. Python programlama dili ve kütüphaneler.....	26

3.1.2. Modüler yapı.....	27
3.1.3. İş akışı	28
3.2. Ağ Yapısı ve Tesir Kesiti Üretilmesi.....	29
3.2.1. Ağ yapısı üretimi	29
3.2.2. Serpent girdi dosyaları	30
3.2.3. Tesir kesitlerinin işlenmesi	32
3.3. Ağ Okuma ve Ön İşleme	33
3.3.1. Ağ dosyasından hücre bilgilerinin çıkarılması	33
3.3.2. Hücre merkezleri ve yüzey alanlarının hesaplanması.....	33
3.3.3. Komşu ve sınır hücrelerin tespiti	34
3.4. Katsayı Matrisinin Oluşturulması.....	35
3.4.1. Tesir kesitlerinin hücrelere atanması	36
3.4.2. Sınır koşullarının belirlenmesi ve atanması.....	36
3.4.3. Difüzyon denklemi katsayıların hesaplanması	37
3.5. Öz Değer ve Öz Vektörlerin Bulunması.....	38
3.6. Sonuçların Çıktı Dosyasına İşlenmesi	39
4. Doğrulama ve test örnekleri.....	41
4.1. Homojen Küp Problemi	41
4.2. Heterojen Küp Problemi	42
4.3. Küresel Problem	45
4.4. HTTR Kor Modellenmesi.....	48
5. Sonuç ve Öneriler.....	52
KAYNAKLAR	54

ŞEKİLLER DİZİNİ

Sayfa

Şekil 2.1. Yüzey Alanı S Olan Rastgele bir V Hacmi	10
Şekil 2.2. Ara Yüzey Gösterimi.....	11
Şekil 2.3. Nötronu Karakterize Eden Konum ve Yön Değişkenleri.....	15
Şekil 2.4. Enerji Grupları.....	16
Şekil 3.1. Salome Arayüzü ve Örnek bir Ağ Yapısı.....	29
Şekil 3.2. Arayüz ile Serpent Girdi Dosyası Oluşturulması	31
Şekil 3.3. Oluşturulan Girdi Dosyalarının Serpent'e Aktarılması	31
Şekil 3.4. Serpent Çıktı Dosyasının JSON Formatına Dönüştürülmesi	32
Şekil 3.5. Sonuçların Elde Edilmesi için Gerekli Adımlar	39
Şekil 3.6. Arayüz Tarafından Sonuçların Görselleştirilme Adımları	40
Şekil 4.1. Homojen Küp Problemi Geometrisi ve Ağ Yapısı.....	41
Şekil 4.2. Homojen Küp için Serpent Girdisi.....	42
Şekil 4.3. Heterojen Küp Problemi için Serpent Girdisi	43
Şekil 4.4. Heterojen Problem Geometri Gösterimi.....	43
Şekil 4.5. Heterojen Küpün Merkez Akı Dağılımı	44
Şekil 4.6. Hızlı Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları	44
Şekil 4.7. Termal Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları	45
Şekil 4.8. Nötronlarının Dağılımının 3B Kesiti (Sol: Hızlı Grup, Sağ: Termal Grup).....	45
Şekil 4.9. Küresel Problem için Serpent Girdisi.....	46
Şekil 4.10. Küresel Problem Ağ Yapısı.....	47
Şekil 4.11. Küre Problem Akı Dağılımı (Sol: Hızlı, Sağ: Termal)	47
Şekil 4.12. HTTR Korunun Serpent Görseli (Sağ: Eksenel Kesit, Sol: Radyal Kesit) ..	48
Şekil 4.13. HTTR Kuru Ağ Yapısı	49
Şekil 4.14. Nötron Difüzyon Çözümü ile Serpent Akı Dağılım Karşılaştırması	50
Şekil 4.15. Hızlı Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları	50
Şekil 4.16. Termal Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları	51
Şekil 4.17. Nötronların Dağılımının 3B Kesiti (Sol: Hızlı Grup, Sağ: Termal Grup)....	51

SİMGELER VE KISALTMALAR DİZİNİ

Simgeler

D	: Difüzyon katsayısı
ϕ	: Nötron akısı
Σ_s	: Saçılma tesir kesiti
Σ_t	: Toplam tesir kesiti
k_{eff}	: Çoğalma katsayısı
V	: Hacim elemanı

Kısaltmalar

ACE	: A Compact ENDF (Evaluated Nuclear Data File)
BWR	: Kaynar Su Reaktörü
ENDF	: Değerlendirilmiş Nükleer Veri Dosyası
FBR	: Hızlı Üretken Reaktör
GUI	: Grafiksel Kullanıcı Arayüzü
HAD	: Hesaplama Akışkanlar Dinamiği
HTGR	: Yüksek Sıcaklık Gaz Soğutmalı Reaktör
HTTR	: Yüksek Sıcaklıklı Test Reaktörü
JEFF	: Joint Evaluated Fission and Fusion
LU	: Lower-Upper Decomposition
NDC	: Nötron Difüzyon Kodu
ORNL	: Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı
PHWR	: Basınçlı Ağır Su Reaktörü
SHY	: Sonlu Hacimler Yöntemi
VTK	: Görselleştirme Araç Takımı (VTK formatı)

1. GİRİŞ

Nötron difüzyon teorisi, nükleer reaktör fiziğinde nötronların mekânsal yayılımını betimlemek için kullanılan temel modellerden biridir. Zincirleme fisyon reaksiyonunun sürdürülebilirliği, nötronların ortamda etkin biçimde saçılması, yavaşlaması ve yeni fisyon olaylarını başlatmasıyla sağlanır; dolayısıyla nötronların ortam içindeki hareket dinamiği bu sürecin merkezinde yer alır. Mikroskobik ölçekte rastlantısal çarpışmalardan oluşan bu hareket, makroskobik ölçekte difüzyon yasalarına uygun bir davranış sergiler (Stacey, 2007).

Difüzyon teorisi, nötron transport denkleminin belirli varsayımlar altında sadeleştirilmiş biçimidir. Özellikle saçılmanın izotropik olması, nötron akısının açısız bağımlılığının zayıf kalması ve ortamın geometrik boyutunun nötronların ortalama serbest yoluna kıyasla çok büyük olması durumlarında geçerli sonuçlar sunar (Bell & Glasstone, 1970).

Bu varsayımlar, transport denkleminin hesaplama açısından karmaşık yapısını önemli ölçüde basitleştirerek sayısal çözüm olanaklarını genişletir. Böylelikle, sınırlı hesaplama kaynaklarıyla dahi reaktör korundaki nötron akısının zamansal ve mekânsal dağılımı güvenilir bir yaklaşımla modellenenir.

Nükleer mühendislik uygulamalarında nötron difüzyon denklemleri, güç dağılımının belirlenmesi, kritiklik hesapları, kontrol çubuğu reaktivite değerlerinin değerlendirilmesi ve yakıt yanması (burnup) tahminleri gibi pek çok temel analizde yaygın olarak kullanılmaktadır. Difüzyon formülasyonu, reaktör geometrisi, malzeme kompozisyonu ve sınır koşullarının nötron akısı üzerindeki etkilerini hızlı ve güvenilir biçimde ortaya koyarak hem tasarım sürecinde hem de işletme analizlerinde önemli bir avantaj sağlar. Özellikle ön tasarım aşamasında, transport çözümlerine göre daha düşük hesaplama maliyetiyle yakın doğruluk sağlayabilmesi, difüzyon yöntemini zamandan ve kaynaklardan tasarruf ettiren vazgeçilmez bir araç konumuna getirmiştir (Lewis & Miller, 1984).

Difüzyon modelinin yaygın kullanımı, eğitim ve araştırma reaktörlerinde yürütülen kuramsal-sayısal çalışmalarda da kritik rol oynamaktadır. Modern sayısal çözücüler sayesinde lisans ve lisansüstü öğrencileri, farklı reaktör türleri ve çalışma koşulları için senaryolar oluşturarak nötron davranışını çok grup (multi-group) difüzyon yaklaşımı ve heterojen ortam modelleri altında ayrıntılı biçimde inceleyebilmektedir (Bell & Glasstone, 1970). Böylece, yalnızca basit homojen sistemler değil, karmaşık yakıt-

moderasyon düzenlerine sahip kor geometrileri de difüzyon teorisiyle tutarlı bir yaklaşıklıkla çözümlenebilir.

Bu tez kapsamında geliştirilen nötron difüzyon çözücü yazılım, Yüksek Sıcaklıklı Test Reaktörü (HTTR) küresel kor, homojen ve heterojen küp gibi farklı fiziksel ve geometrik özelliklere sahip sistemlerde doğrulanmıştır. Elde edilen sonuçlar, difüzyon teorisinin nükleer mühendislik uygulamalarındaki geniş geçerlilik aralığını ve hesaplamalı doğruluk düzeyini gözler önüne sermektedir. Böylece hem araştırma hem de endüstriyel ölçekte yürütülen nötronik hesaplamalarda difüzyon yaklaşımının güvenilir bir ilk adım olduğu bir kez daha teyit edilmiştir.



2. GENEL BİLGİLER

2.1. Amaç ve Kapsam

Bu tez çalışmasının temel amacı, üç boyutlu reaktör geometrilerinde iki gruplu nötron difüzyon denklemlerini sonlu hacimler yöntemiyle çözebilen, açık kaynaklı ve modüler bir hesaplama aracı geliştirmektir. Geliştirilen yazılımın özgünlüğü, karmaşık kor geometrilerinde dahi Serpent Monte Carlo kodundan otomatik olarak yerel grup tesir kesitleri üretmesi, bu verileri bellek verimli bir biçimde işleyerek seyrek blok matrisler oluşturması ve genelleştirilmiş öz değer problemini yüksek doğrulukla çözmesidir. Böylece, klasik Monte Carlo yaklaşımlarına kıyasla kayda değer ölçüde daha kısa sürede, hücre düzeyinde akı dağılımları ve çoğalma faktörü (k_{eff}) elde edilebilmektedir.

Çalışmanın kapsamı; (i) SALOME ve OpenFOAM/snappyHexMesh tabanlı ağ dosyalarının okunması, (ii) her hücreyi “boş evren” olarak tanımlayan otomatik Serpent girdi dosyalarının üretilmesi, (iii) Serpent çıktılarının JSON formatına dönüştürülmesi, (iv) difüzyon, soğrulma, saçılma ve fisyon katsayılarının hücelere atanması, (v) seyrek blok matrislerin kurulması, (vi) SciPy tabanlı LU–Arnoldi algoritması ile öz değer–öz vektör probleminin çözümü ve (vii) sonuçların “PyVista” kütüphanesi aracılığıyla görselleştirilebilir “.vtk” dosyalarına yazdırılmasını içermektedir.

Yazılım, doğrulama amacıyla önce basit referans geometrilerde test edilmiş, ardından Yüksek Sıcaklık Test Reaktörü (HTTR) analiziyle karşılaştırılarak hem difüzyon yaklaşımının doğruluğu hem de hesaplama verimliliği ortaya konmuştur.

2.2. Literatür Özeti

Sonlu Hacimler Yöntemi (SHY), nötron difüzyon denklemlerinin çözümünde yaygın olarak kullanılan etkili ve esnek bir sayısal yöntemdir. SHY’nin temel prensibi, incelenen hacmi sonlu kontrol hacimlerine bölerek, her bir hacim için korunum denklemlerini ayırklaştırmak ve ardından oluşan denklem sistemini çözmektir. Bu yöntem, reaktör fiziğinde farklı reaktör tipleri ve koşulları için başarılı şekilde uygulanmaktadır.

Vagheian vd. (2020), SHY’nin adaptif bir formunu geliştirerek ortogonal olmayan ağ yapıları üzerinde çalışmıştır. Bu yaklaşımda kontrol hacimleri, reaktör içindeki güç gradyanlarına göre dinamik olarak yeniden şekillendirilir. Böylece yüksek gradyan bölgelerinde daha sıkı ağ çözünürlüğü sağlanarak, klasik yöntemlere göre %50’ye varan doğruluk artışları elde edilmiştir. Green-Gauss yöntemi ile gradyanların hesaplanması

sonrası ağ deformasyonu gerçekleştirilmiş ve öz değer problemleri iteratif yöntemlerle çözümlenerek etkin bir çözüm stratejisi oluşturulmuştur.

Bernal vd. (2016), Kaynar Su Reaktörleri (BWR) için SHY temelli numerik çözümler sunmuştur. Çalışmada, "Assembly Discontinuity Factors" kullanılarak homojenleştirme kaynaklı sapmalar giderilmiş ve daha gerçekçi güç dağılımları elde edilmiştir. Ortaya çıkan seyrek matrisli öz değer problemleri, SLEPc kütüphanesi kullanılarak çözülmüş ve kontrol çubuğu bölgelerinde yerel hata dağılımları incelenmiştir. Sonuçlar, özellikle örgülü ağlarda çözüm hata aralığının %1'in altında olduğunu göstermiştir.

Bernal vd. (2018), SHY'yi paralelleştirerek büyük ölçekli nötronik problemleri etkin şekilde çözmeyi başarmıştır. İki gruplu enerji ayrımıyla modellenen nötron difüzyon denklemi, polinomsal akı açılımıyla ayrıklaştırılmıştır. Özdeğer problemleri Krylov-Schur algoritmasıyla çözülmüş ve PETSc kütüphanesi ile paralel hesaplama gerçekleştirilmiştir. Yapılan duyarlılık analizlerinde öz değer hatası %1'in altında tutulmuş, paralel çözümle hesaplama süreleri önemli ölçüde azaltılmıştır.

Pediz vd. (2023), yüksek detaylı bir PWR reaktörü için Sonlu Hacimler Yöntemi'ni Transport Eşdeğer Difüzyon Modeli ile birleştirerek kullanmıştır. Difüzyon katsayıları ve saçılma matrisleri, genetik algoritma ile optimize edilmiş ve Serpent Monte Carlo sonuçlarıyla yüksek uyumlu sonuçlar elde edilmiştir. Bu yaklaşım, milyon mertebelerinde bilinmeyenli sistemlerde bile %1'in altında hata oranlarıyla yüksek çözünürlüklü analizleri mümkün kılmıştır.

Rao vd. (2023), silindirik geometrilere sahip Hızlı Üretken Reaktörler (FBR) için SHY'yi zamana bağımlı problemlerde uygulamıştır. Geliştirilen model, uzaysal ayrıklaştırmada SHY, zamansal ayrıklaştırmada ise geri Euler yöntemini kullanarak gecikmeli nötronların etkilerini de hesaba katmıştır. Kodun doğruluğu çeşitli zamana bağlı benchmark problemlerinde %0,0254'e kadar düşen hata oranlarıyla kanıtlanmıştır.

Li vd. (2024), SHY'nin gradyan güncellemeli bir versiyonunu geliştirmiştir. Bu yöntem, nötron difüzyon ve güç denklemlerini entegre ederek gradyan iniş algoritmasıyla iteratif şekilde çözer. Nükleer ve termal-hidrolik eşleşmeyi tek ağ yapısı üzerinde sağlayarak, hem fiziksel olarak anlamlı çözümler elde etmiş hem de hesaplama verimliliğini artırmıştır.

Hu vd. (2017), OpenFOAM üzerinde SHY tabanlı nötronik çözümler geliştirmiştir. Bu çözümler durağan ve geçici durum analizlerinde etkin şekilde kullanılmış, benchmark

testlerinde %0,3 ile %1 arasında maksimum hata deęerleri ile yüksek doęruluk elde edilmiřtir.

Reaktör fizięi alanındaki güncel hesaplama paketlerini, çözüm yaklařımlarını ve bunların güçlü-zayıf yönlerini deęerlendirmek amacıyla bu bölümde SCALE, PROTEUS, DIF3D, WIMS, FEMFUSION, PARTISN ve GeN-FOAM gibi önde gelen kod sistemlerine iliřkin literatürdeki çalıřmalar özetlenmiřtir.

SCALE:

SCALE Kod Sistemi, Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı'nın (ORNL) Reaktör ve Nükleer Sistemler Bölümü (RNSD) tarafından geliřtirilen, bakımı yapılan, test edilen ve yönetilen, nükleer güvenlik analizi ve tasarımı için yaygın olarak kullanılan bir modelleme ve simülasyon paketidir (Rearden & Jessee, 2018). SCALE, kritiklik güvenlięi, reaktör ve kafes fizięi, radyasyon zırhlama, kullanılmıř yakıt ve radyoaktif kaynak terimi karakterizasyonu ve hassasiyet ve belirsizlik analizi için kapsamlı, doęrulanmıř ve onaylanmıř, kullanıcı dostu bir araç seti saęlar. 1980'den beri dünya çapındaki düzenleyici kurumlar, lisans sahipleri ve arařtırma kurumları güvenlik analizi ve tasarımı için SCALE kodunu kullanmaktadır. SCALE, istenen çözüm stratejisine göre seçilen üç deterministik ve üç Monte Carlo radyasyon transport çözücüsü dahil olmak üzere düzinelerce hesaplama modülünden oluřan entegre bir çerçeve saęlar. SCALE, sürekli enerji ve çoklu grup nötronięi ve birleřik nötron/gama hesaplamalarının yanı sıra aktivasyon, tükenme ve bozunma hesaplamaları için mevcut nükleer veri kütüphanelerini ve probleme baęlı iřleme araçlarını içerir. SCALE, hesaplamalar için otomatik varyans azaltmanın yanı sıra hassasiyet ve belirsizlik analizine yönelik benzersiz yetenekler içerir. SCALE'in grafiksel kullanıcı ara yüzleri, doęru sistem modellemesine, nükleer verilerin görselleřtirilmesine ve istenen sonuçlara kolay eriřime yardımcı olur.

SCALE kodu tek boyutlu (1B) ve iki boyutlu (2B) problem için direkt deterministik çözümler saęlayabilmektedir. Fakat 3 boyutlu (3B) problemler için Monte Carlo ile hibrit bir řekilde deterministik çözüm yapabilmektedir. 1B problem için XSDRN ile kritiklik analizleri yapılabilir. XSDRN, 1B Boltzmann denklemini silindirik ve küresel koordinatlarda çözen çok gruplu bir ayrık ordinatlar kodudur. Alternatif olarak P_1 difüzyon teorisi, sonsuz ortam teorisi veya B_N teorisi ile çözüm yapılabilir. NEWT ise 2 boyutlu karmařık geometrileri modellemek için kullanılabilir. Çok gruplu ayrık koordinatlı bir radyasyon taşıma kodudur.

PROTEUS:

PROTEUS, Argonne Ulusal Laboratuvarında geliştirilen, tesir kesiti oluşturma kodları, transport çözücüler ve mesh oluşturma araçları dahil olmak üzere gelişmiş nötronik modelleme ve simülasyon araçlarını kapsar (Jung vd., 2018). PROTEUS araç seti, küçük termal test reaktörlerinden büyük sodyum soğutmalı hızlı reaktörlere kadar çok sayıda reaktör tipini incelemek için kullanılmıştır. Nötron transport denklemini kararlı ve geçici koşullarda çözebilen kod esnek uygulamalar için üç nötron transport çözücüsü içerir. PROTEUS kodu SAM isimli sistem analiz koduyla entegre şekilde çalıştırılarak termal hidrolik analizleri de beraberinde yapabilmektedir.

PROTEUS-SN (SN2ND) çift-parite transport denklemini ayrık ordnatlarda yüksek ölçüde paralel bir nötron transport kodudur. PROTEUS-SN kararlı durum problemlerini çözebilmektedir. PROTEUS-MOC (MOCEX karakterler yöntemi) 2B MOC metot ile süreksiz Galerkin sonlu elemanlar metotlarının kombine edilmesi ile 3B geometrileri verimli şekilde çözmek için tasarlanmıştır. PROTEUS-NODAL 3B reaktör korunu kartezyen veya altıgen geometrilerde kararlı ve zamana bağlı durumlarda çözebilmektedir. Bu çözücüde P_N veya SPN teorileri kullanılarak çözümler sunulabilmektedir.

DIFF3D:

DIF3D kodu (DIFfusion 3D), 40 yıldan uzun bir süredir Argonne Ulusal Laboratuvarı tarafından kullanılan bir koddur (Smith vd., 2014). DIFF3D çok gruplu difüzyon denklemini üç boyutlu yarı yapılandırılmış ağ geometrilerde çözebilmektedir. Uygun tesir kesiti verileri kullanıldığında termal ve hızlı spektrumlu nükleer reaktörlerde yakıt döngüsü davranışlarını doğru şekilde hesaplayabildiği görülmüştür. DIFF3D kodu 1970'lerin sonlarında sonlu farklar metodu kullanılarak oluşturulmuştur. Bu ilk sürüme DIFF3D-FD adı verilmiştir. Sonralarda DIFF3D-Nodal ve sonrasında DIFF3D-VARIANT çözücülerini koda eklenmiştir. DIFF3D-Nodal düğüm metodu kullanarak büyük ölçekli reaktör problemlerindeki performansı arttırmak için tasarlanmıştır. DIFF3D-VARIANT ise açısız harmonik metodunu kullanarak analizlerin yapılmasına olanak sağlamaktadır. DIFF3D kodu REBUS isimli programın içine entegre edilmiştir.

WIMS:

WIMS kodu 50 yılı aşkındır sürekli geliştirilmektedir. Basit homojen sistemlerden karmaşık 3 boyutlu tam kor geometrilere kadar her çeşit problemi çözebilmek üzere

tasarlanmıştır (Lindley vd., 2017). WIMS, hafif su, ağır su ve grafit yavaşlatıcılı termal spektrum reaktörleri, karma yavaşlatıcı sistemleri ve hızlı reaktörler için rezonans koruma işlemlerini gerçekleştirebilmektedir. 2D ve 3D kafes ve kor uygulamaları için çeşitli nötron transport çözücülerini mevcuttur. Bunlar dikdörtgen ve altıgen kafes, parçacık ve plaka dahil olmak üzere geometrilere uygulanabilir ve esasen tüm reaktör türlerinin modellenmesine olanak tanır. Kararlı ve zamana bağlı problemleri çözme ve termal hidrolik modelleme yeteneğine sahiptir. Difüzyon ve SP_3 yöntemi kullanarak hesaplama yapmaktadır.

FEMFUSION:

FEMFUSION difüzyon veya SPN yöntemlerini kullanarak çok gruplu nötron transport denklemini çözen açık kaynaklı C++ kodudur. Kod tek, iki ve üç boyutlu problemleri çözebilmektedir. Sürekli Galerkin sonlu elemanlar metodunu kullanır. Kararlı veya zamana bağlı problemleri çözebilmektedir. Kod sonlu elemanlar yöntemi için açık kaynak kodu olan DEAL.II kütüphanesi üzerine kurulmuştur. Bu kütüphane, kısmi diferansiyel denklemleri ve doğrusal cebir problemlerini çözmek için kendi geliştirdiği birçok tekniği içerir. Kodun açık kaynak olması kullanıcıların da kodu kendi uygulama alanlarına göre geliştirebilmelerine olanak tanır (Vidal-Ferrándiz vd., 2023).

PARTISN:

PARTISN (Zamana Bağlı, Paralel Nötr Parçacık Transport Kod Sistemi), nötr parçacıkların Boltzmann transport denkleminin çok gruplu formunu deterministik yöntemler (S_N) kullanarak çözer. Açısal ayrıklaştırma için ayrık ordinatlar yöntemini kullanır. Hem kararlı hem de zamana bağlı durumlarda çözüm yapabilmektedir. PARTISN 1 boyutlu (Levha, iki açılı levha, silindirik veya küresel), 2 boyutlu (XY, RZ veya RT) ve 3 boyutlu (XYZ veya RZT) geometrilerde çözüm yapabilir. Kod ile vakum, yansıtıcı, periyodik, beyaz veya homojen olmayan sınır koşulları çözülebilir (Alcouffe vd., 2008).

GeN-FOAM:

GeN-FOAM, OpenFOAM'a dayalı bir açık kaynak çoklu fizik çözücüsüdür. GeN-FOAM kodunun reaktör fiziği, termal hidrolik ve termal mekanik olmak üzere üç alt çözücüsü bulunmaktadır (Altahhan vd., 2020).

Nötronik çözümler için çeşitli alt çözücüler sunar. Bu alt çözücüler arasında nokta kinetiği, difüzyon, SP_3 ve S_N yer alır. Enerji gruplarının sayısı kullanıcı tarafından

seilebilir ve Serpent2 Monte Carlo kodundan nkleer verileri OpenFOAM okunabilir giriř dosyalarına aktarmak iin bir rutin saėlanır. Alt zcler hareketli aė zelliklerini ierir. Ayrıca, aė, ısıl-mekanik alt zc tarafından saėlanan yer deėiřtirme alanına veya kullanıcı tarafından saėlanan alana dayalı olarak řekillendirilebilir. Sıvı yakıt durumunda gecikmeli ntron ncllerinin tařınması da dikkate alınır.

GeN-Foam, tek fazlı ve iki fazlı simlasyonlar iin termal-hidrolik zcler sunar. Tek fazlı zc hem sık aėlı hem de kaba aėlı simlasyonlara izin verir. Sık aėlı simlasyonlar standart bir k-ε RANS modeline dayanırken, kaba aėlı simlasyonlar, uygun bir aė ve alt lek modellerinin seimiyle bir alt-kanal yaklařımına dnřtrlebilen bir gzenekli ortam yaklařımına dayanır.

GeN-FOAM termal deformasyonları hesaplamak iin kullanılabilecek bir lineer elastikiyete dayalı basit bir termal mekanik zc sunar (Fiorina vd., 2015).

Sonuç olarak SHY, reaktr fiziėinde ntron difzyon denklemlerinin zmnde yksek doėruluk, hesaplama etkinliėi ve farklı geometrik kořullara uyarlanabilirlik saėlayan gl bir yntemdir. eřitli arařtırmaların gsterdiėi zere, yntem srekli geliřtirilerek daha karmařık ve gereki reaktr analizleri iin temel bir ara haline gelmiřtir.

2.3. Serpent Kodu

Bu alıřmada yapılan ntronik analizler iin Monte Carlo tabanlı bir transport simlasyonu yazılımı olan Serpent 2 kodu kullanılmıřtır. Serpent, zellikle reaktr fiziėi uygulamaları iin geliřtirilmiř olup, 2 veya 3 boyutlu reaktr geometrilerinin modellenmesinde kullanıcıya byk esneklik saėlar. Silindirik yakıt ubukları, kresel yakıt yapıları, kare ya da altıgen yakıt dzenlemeleri, basınlı aėır sulu reaktr (PHWR-CANDU) gibi sistemlerdeki dairesel yakıt daėılımları ve yksek sıcaklık gaz soėutmalı reaktr (HTGR) gibi zel reaktr tasarımları iin eřitli geometri tanımlama yntemleri mevcuttur.

Serpent kodu, nkleer etkileřim verileri aısından ACE formatında hazırlanmıř veri ktphanelerini kullanır. Bu ktphaneler arasında Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) ve Evaluated Nuclear Data File (ENDF) gibi yaygın veri setleri yer almakta olup, aynı formatlar MCNP gibi diėer Monte Carlo kodları tarafından da kullanılmaktadır. Bu sayede Serpent hem veri tutarlılıėı hem de oklu uygulama desteėi aısından avantaj saėlamaktadır.

Monte Carlo yönteminin temel dezavantajlarından biri olan uzun hesaplama sürelerini azaltmak amacıyla Serpent, paralel hesaplama yeteneği ile donatılmıştır. Kod, çok çekirdekli işlemciler veya dağıtık sistemlerde çalıştırılarak simülasyon süresini önemli ölçüde kısaltabilir. Bu özelliği sayesinde kapsamlı reaktör analizleri, çok daha kısa sürede tamamlanabilir.

Serpent'in geliştirilmesine ilk olarak 2004 yılında Finlandiya'daki VTT Technical Research Centre of Finland'da başlanmıştır. Başlangıçta "Probabilistic Scattering Game" (PSG) olarak adlandırılan bu yazılım, 2009 yılında kamuya açılmıştır. Kodun geliştirilmesindeki temel motivasyon, VTT'nin kurum içi deterministik çözücülerinde kullanılmak üzere homojenleştirilmiş grup sabitleri üretme yeteneğine sahip, sürekli enerji çözümleme yapan bir Monte Carlo aracı oluşturmaktır (Leppänen vd., 2015).

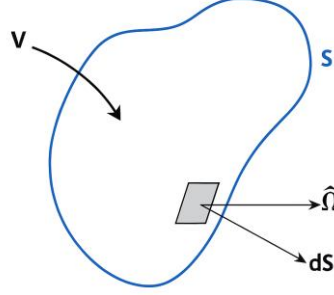
Günümüzde Serpent; deterministik reaktör kor simülasyonlarının doğrulama çalışmaları, araştırma reaktörlerinin analizleri, yakıt çevrimi modellemeleri ve yanma hesaplamaları gibi birçok farklı alanda kullanılmaktadır. Kodun özellikle akademik ve araştırma amaçlı çalışmalarda yaygın olarak tercih edilmesinin temel nedeni hem detaylı fizik modellemeleri hem de kullanıcı dostu geometri tanımlama sistemi sunmasıdır.

2.4. Nötron Transport Denklemi

Bir nükleer reaktör tasarımında en önemli parametre reaktör korundaki nötronların nasıl bir dağılım göstereceğinin belirlenmesidir. Nötron dağılımının bilinmesi fisyon zincirleme reaksiyonun stabilitesinin değerlendirilmesi açısından gereklidir. Nötronun madde ile etkileşimi dikkate alındığında (elastik saçılma, elastik olmayan saçılma, soğrulma, nötron üreten $(n,2n)$, $(n,3n)$ gibi etkileşimler, vb.) nötronların reaktör koru içerisinde farklı bölgelerde yapacağı çarpışmalar ile farklı miktarlarda enerji kaybedeceği ve karmaşık bir yol izleyeceği aşikardır. Nötronların reaktör korunun bir noktasından etkileşmeye başlayıp etkileşimin çeşidine göre başka bir noktasında farklı bir enerji ile yoluna devam etmesine transport adı verilmekte olup bu olay transport teorisi ile ifade edilir. Transport teorisi denklemlerini nötron dengesi gözetilerek matematiksel olarak ifade etmek oldukça kolay olmasına rağmen bu denklemlerin analitik olarak çözümleri oldukça zordur.

Şekil 2.1'de gösterilen belirli bir hacim (V) içinde nötron kazanımı sağlayan mekanizmalar V içindeki fisyon reaksiyonu gibi nötron kaynakları, V hacminin yüzeyi S 'den V hacmine saçılan nötronlar, V hacminde farklı enerji ve yöndeki nötronların V

hacmi içerisinde ilgililenen enerji ve yöne saçılanları olarak özetlenebilir. V hacmi içinde nötron sayısının azalmasına neden olan mekanizmalar ise S yüzeyinden dışarı kaçma ve V içinde saçılma ve soğrulma olarak ifade edilebilir. Tüm bu mekanizmaların dengesi yazıldığında denklem (2.1)'de ifade edilen transport denklemi elde edilir (Duderstadt & Hamilton, 1976).



Şekil 2.1. Yüzey Alanı S Olan Rastgele bir V Hacmi

$$\begin{aligned} \frac{\partial n}{\partial t} + v\hat{\Omega} \cdot \nabla n + v\Sigma_t n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \\ = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' v'\Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega})n(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) + s(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \end{aligned} \quad (2.1)$$

Burada $n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t)$ açısal nötron yoğunluğunu, v nötron sürati, Σ_t toplam makroskobik tesir kesitini, $\Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega})$ enerjisi E' , yönü $\hat{\Omega}'$ olan bir nötronun saçılarak enerjisi E ve yönü $\hat{\Omega}$ olacak şekilde makroskobik saçılma tesir kesitini, $s(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t)$ nötron kaynak terimini ifade etmektedir.

Nötron transport denkleminin sol yanındaki ilk terim nötron sayısının zamanla değişimini, ikinci terim nötronların S yüzeyinden kaçmalarını, üçüncü terim ise tüm reaksiyonlar ile nötronların yok olmasını ifade etmektedir. Denklemin sağ kısmındaki ilk terim ise V hacmi içinde her açıda ve enerjide nötronun saçılarak ilgililenen enerji ve yönde nötron oluşturmalarını ve ikinci terim ise nötron kaynağını ifade etmektedir.

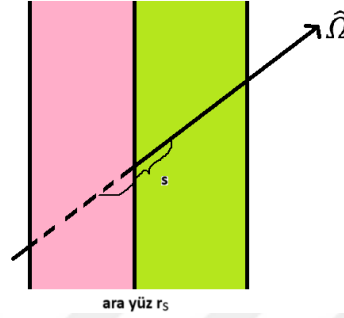
Nötron transport denklemi türetilirken tesir kesitlerinin ortam içinde sürekli olduğu var sayılmıştır. Aslında nötronlar reaktör içinde farklı malzemelerin bulunduğu bölgelere hareket ettiğinden ortamda ara yüzler mevcuttur. Bu ara yüzlerde tesir kesitleri sürekli değildir ve transport denkleminde bu durumun nasıl yansıtılacağı değerlendirilmelidir (Bell & Glasstone, 1970). Burada hatırlanması gereken açısal nötron yoğunluğunun ara yüzlerde bile sürekliliğinin devam ettiğidir. Bu durumda **Şekil 2.2**'de gösterilen ara yüz

için nötron transport denklemini her ara yüzün her iki tarafında da geçerli olduğu varsayılır ve süreklilik koşulu Denklem (2.2)'deki gibi yazılabilir.

$$\mathbf{r} = \mathbf{r}_s - \frac{1}{2}s\hat{\Omega} \quad \text{ve} \quad \mathbf{r} + \hat{\Omega}v\Delta t = \mathbf{r}_s + \frac{1}{2}s\hat{\Omega} \quad \text{için}$$

$$\lim_{s \rightarrow 0} \left[n\left(\mathbf{r}_s + \frac{1}{2}s\hat{\Omega}, \hat{\Omega}, E, t + \frac{s}{2v}\right) - n\left(\mathbf{r}_s - \frac{1}{2}s\hat{\Omega}, \hat{\Omega}, E, t - \frac{s}{2v}\right) \right] = 0 \quad (2.2)$$

Burada s ara yüzün iki tarafındaki noktalar arasındaki $\hat{\Omega}$ doğrultusundaki mesafedir.



Şekil 2.2. Ara Yüzey Gösterimi

Transport denklemini ilgilenilen problem için çözmek adına sınır koşullarının belirlenmesi gerekmektedir. Burada hacmin yeniden girilebilir olup olmadığı önem kazanmaktadır. Hacimden çıkan nötronlar bu hacme yeniden giremiyor ise bu serbest yüzey olarak ilgili sınır koşulu “vakum sınır koşulu” olarak adlandırılır ve Denklem (2.3) ile ifade edilir (Lewis & Miller, 1984).

$$\text{eğer } \hat{e}_s \cdot \hat{\Omega} < 0 \text{ ise } n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = 0 \quad (2.3)$$

Burada $\hat{e}_s$ yüzeye dik birim vektörü ifade etmektedir. Bir yüzeyden gelen akı bilinen bir albedo $\alpha(E)$ ile dışarı çıkan akının çarpımına eşit ise buna “albedo sınır koşulu” adı verilir ve Denklem (2.4) ile ifade edilir (Lewis ve Miller, 1984).

$$n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \alpha(E)n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}', t), \quad \hat{e}_s \cdot \hat{\Omega} < 0 \text{ \& } \mathbf{r} \in S \quad (2.4)$$

Albedonun $\alpha(E) = 1$ olması özel durumunda, sınır koşulu “yansıtıcı sınır koşulu” olarak ifade edilir çünkü dışarı giden tüm parçacıklar geri yansıtılmaktadır.

Hacimden çıkan tüm nötronlar eş yönlü olarak geri dönüyor ise bu durum “beyaz sınır koşulu” olarak ifade edilir ve Denklem (2.5) ile ifade edilir (Lewis & Miller, 1984).

$$n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \frac{1}{4} \int_{\hat{\mathbf{e}}_s \cdot \hat{\Omega}' > 0} d\hat{\Omega}' \hat{\mathbf{e}}_s \cdot \hat{\Omega}' n(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t), \quad \hat{\mathbf{e}}_s \cdot \hat{\Omega} < 0 \text{ \& } \mathbf{r} \in S \quad (2.5)$$

Bir sınırdaki akı dağılımı diğer sınırdaki akı dağılımına eşit işe bu sınır koşuluna “periyodik sınır koşulu” adı verilir ve Denklem (2.6) ile ifade edilir (Lewis ve Miller, 1984).

$$n(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \alpha(E) n(\mathbf{r} + \mathbf{r}_l, E, \hat{\Omega}', t) \quad (2.6)$$

Zamana bağlı problemlerde çözüme ulaşmak için başlangıç koşulunun da bilinmesi gerekmektedir. Sistemdeki gecikmiş nötronların ihmal edilip edilmeyeceği değerlendirilmelidir. Gecikmiş nötronlar ihmal edilirse çözüm için belirli bir $t = t_0$ anındaki nötron akım yoğunluğu belirlenmesi yeterlidir. Ancak gecikmiş nötronlar dikkate alındığında gecikmiş nötron öncülerinin yarı ömrüne bağlı olarak nötron üreteceği değerlendirildiğinde nötron akım yoğunluğunun her bir $t \leq t_0$ için belirlenmesi gereklidir (Davidson & Sykes, 1958).

Nötron transport denkleminin açısal nötron akısı cinsinden yazılması yaygın bir yaklaşımdır ve Denklem (2.7) ile gösterilen form sıklıkla kullanılır.

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t)}{\partial t} + \hat{\Omega} \cdot \nabla \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) + \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \\ = \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \varphi(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) \\ + s(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \end{aligned} \quad (2.7)$$

Nötron transport denklemi hem uzay ve zamanda türev hem de açı ve enerjide integral içerdiği için “bütünleşik diferansiyel” bir denklemdir. Transport denkleminin direkt çözümünde yapılması gereken denklemin bir dizi cebirsel ifadeye dönüştürülmesidir. Bunun için öncelikle değişkenlerin tamamı bir dizi ayrık noktada ayrık değerler ile değiştirilmesidir. İkinci olarak transport denklemindeki türev ve integral içeren terimler ayrık olarak ifade edilmelidir. Tüm bu adımlardan sonra bağımlı değişkenin ayrık olarak ifade edildiği bir dizi cebirsel ifade elde edilmiş olur. Bu ayrıklaşma “ayrık ordinat” veya “fonksiyon açılımı” ile yapılabilir.

Ayrık ordinat yönteminde bilinmeyen bir fonksiyon $f(x)$, ayrık x_i noktalarındaki değerleri ile ifade edilir. Böylece $f(x)$ fonksiyonu Denklem (2.8)'de gösterildiği gibi bir kolon vektörüne dönüştürülür (Duderstadt & Hamilton, 1976).

$$f(x) \rightarrow f(x_i) \equiv f_i, i = 1, 2, \dots, N \text{ buna göre } f(x) = \underline{f} = \text{col}(f_1, f_2, f_3, \dots, f_N) \quad (2.8)$$

Aynı mantıkla türevler sonlu farklar formülü ile Denklem (2.9), integraller ise toplamalar veya sayısal kareleme ile Denklem (2.10)'daki gibi ifade edilebilir.

$$\left. \frac{df}{dx} \right|_{x=x_i} \cong \frac{f(x_i) - f(x_{i-1})}{x_i - x_{i-1}} = \frac{f_i - f_{i-1}}{x_i - x_{i-1}} = \frac{\Delta f_i}{\Delta x_i} \quad (2.9)$$

$$\int_a^b dx f(x) = \sum_{i=1}^N w_i f(x_i) = \sum_{i=1}^N w_i f_i \quad (2.10)$$

Burada w_i kareleme ağırlıklarını ifade etmektedir.

Ayrık ordinatlar metodunda ayrık noktalar dışındaki ara noktalarda fonksiyonun değeri bulunmak istenirse interpolasyon yapılması gerekmektedir. Bu ihtiyacı ortadan kaldıracak metod fonksiyon açılımı metodudur. Fonksiyon açılımında bilinmeyen $f(x)$ fonksiyonu belirli sayıda ve bilinen fonksiyonlar ($p_l(x)$) şeklinde yazılır (Denklem (2.11)). Böylece yine Denklem (2.6)'da ifade edilen kolon vektörü elde edilmiş olur.

$$f(x) \cong \sum_{l=1}^N f_l p_l(x) \quad (2.11)$$

Çözümüne temel olan yaklaşımlar açısallık yoğunluğun dik fonksiyonlar ile ifade edilmesi, ayrık ordinat ve Monte Carlo olarak özetlenebilir (Case ve Zweifel, 1967). Açısallık yoğunluk için en yaygın kullanılan fonksiyonlar küresel harmonikler (P_N) iken ayrık ordinat için S_N yöntemi genel kabul görmüştür. Monte Carlo yönteminde ise çok miktarda nötronun doğumundan yok oluşuna kadar takip edilmesi ve örneklenmesi ile sonuca ulaşılır.

2.4.1. Açısallık bağımlılıkların ayrıklaştırılması

2.4.1.1 Ayrık ordinat yöntemi

Ayrık ordinat yönteminde temel fikir yön değişkeninin ayrıklığını nötron hareketinin yönünü kullanmak yerine sonlu sayıda ayrık yönü dikkate alarak doğrudan sayısal olarak

çözmektir (Cao & Wu, 2021). Transport denklemindeki (Denklem 2.7) bağımsız değişken $\hat{\Omega}$ ayrıklaştırılarak bir dizi yönler veya ışınlar olarak $\hat{\Omega}_n$, $n = 1, 2, 3, \dots, N$ yazılır. Ardından $\hat{\Omega}$ 'nın fonksiyonları bu ayrık noktadaki değerler olarak yazılır (Denklem 2.12).

$$f(\hat{\Omega}) \rightarrow f(\hat{\Omega}_i) \equiv f_i, i = 1, 2, \dots, N \quad (2.12)$$

Açının ayrık ordinat olarak ifade edilmesi ile $\hat{\Omega}$ üzerinden integraller de Denklem 2.13'de gösterilen toplamlara dönüşür.

$$\int_{4\pi} d\hat{\Omega} f(\hat{\Omega}) \cong \sum_{n=1}^N w_n f_n \quad (2.13)$$

Burada w_n açısal integralleri almak için seçilen yönteme uygun şekilde seçilmiş kareleme ağırlıklarıdır.

Bu yöntemde transport denklemi Denklem 2.14'de görüldüğü gibi N tane birbirine bağlı denkleme dönüşür.

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi_n}{\partial t} + \hat{\Omega}_n \cdot \nabla \varphi_n + \Sigma_t \varphi_n(\mathbf{r}, E, t) \\ = \sum_{\hat{n}=1}^N w_{\hat{n}} \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}_{\hat{n}} \rightarrow \hat{\Omega}_n) \varphi_n(\mathbf{r}, E', t) \\ + s_n(\mathbf{r}, E, t) \end{aligned} \quad (2.14)$$

Burada $n = 1, 2, 3, \dots, N$ ve açısal nötron akısı $\varphi_n(\mathbf{r}, E, t) = \varphi(\mathbf{r}, \hat{\Omega}_n, E, t) = v n(\mathbf{r}, \hat{\Omega}_n, E, t)$.

Denklem 2.14 ile ifade edilen bir dizi denklem S_N denklemleri olarak bilinir. S_N yöntemi nötron transport denkleminin açısal ayrıklaştırılmasına dayandığından, mekânsal değişkenlerin ayrıklaştırmasında da genellikle fark yöntemi kullanılır.

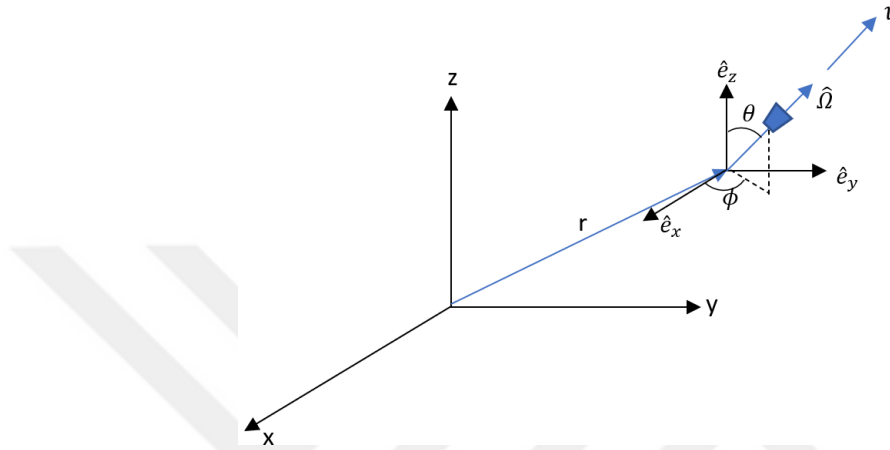
2.4.1.2 Fonksiyon açılımı yöntemi

Fonksiyon açılımı yönteminin temel fikri nötronun açısal değişkenlerini küresel harmonik polinomlara genişleterek nötron transport denklemini birbirleriyle akı momentumları ile bağlı olan açısal ayrık denklem sistemine dönüştürüp bu sistemi daha sonra uzaysal ayrıklaştırma yöntemleri kullanılarak çözmektir (Cao ve Wu, 2021).

Fonksiyon açılımında Denklem 2.15'te gösterilen küresel harmonik açılımı kullanılmaktadır.

$$Y_{lm}(\hat{\Omega}) = Y_{lm}(\theta, \phi) \quad (2.15)$$

Burada θ 'de gösterildiği gibi $\hat{\Omega}$ yönü ile $\hat{e}_z$ birim vektörü arasındaki açı, ϕ ise $\hat{\Omega}$ yönü ile $\hat{e}_x$ birim vektörü arasındaki açıdır.



Şekil 2.3. Nötronu Karakterize Eden Konum ve Yön Değişkenleri

Küresel harmonik denklemi açısai nötron akısını Denklem 2.16'da görüldüğü gibi yazmakta kullanılıp orijinal nötron transport denkleminin içine konulup tüm denklem başka bir seviyeden küresel harmonik ($Y_{lm}(\hat{\Omega})$) ile çarpılıp açısai değişken ürerinden denklemin integrali alınırsa, diklik özelliği kullanılarak $\varphi_{lm}(\mathbf{r}, E, t)$ için açılım katsayıları elde edilebilir.

$$\varphi(\mathbf{r}, \hat{\Omega}_n, E, t) = \sum_{l=0}^N \sum_{m=-l}^{+l} \varphi_{lm}(\mathbf{r}, E, t) Y_{lm}(\hat{\Omega}) \quad (2.16)$$

Genel geometriler için ortaya çıkan denklemler oldukça karmaşıktır ancak 1 boyutta küresel harmonikler Legendre polinomlarına denk gelir $P_l(\mu)$, $\mu = \cos(\theta)$ ve açısai nötron akımı Denklem 2.17'de gösterilen şekli ile yazılabilir.

$$\varphi(x, \mu, E, t) = \sum_{l=0}^N \left(\frac{2l+1}{4\pi} \right) \varphi_l(x, E, t) P_l(\mu) \quad (2.17)$$

1 boyutta nötron transport denkleminin Denklem 2.18'de gösterilen hali alır.

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \varphi_l}{\partial t} + \left(\frac{l+1}{2l+1} \right) \frac{\partial \varphi_{l+1}}{\partial x} + \left(\frac{l}{2l+1} \right) \frac{\partial \varphi_{l-1}}{\partial x} + \Sigma_t \varphi_l(x, E, t) \\ = \int_0^\infty dE' \Sigma_{s_l}(E' \rightarrow E) \varphi_l(x, E', t) + s_l(x, \mu, E, t) \end{aligned} \quad (2.18)$$

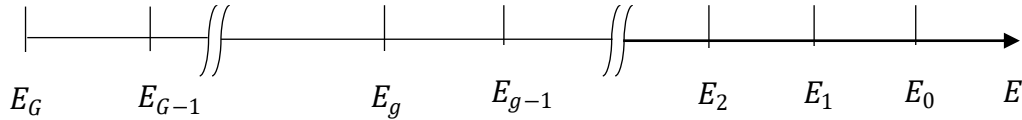
Burada diferansiyel tesir kesitinin açı bağımlılığından kurtarılması için Denklem 2.19'de gösterilen işlem uygulanmıştır.

$$\Sigma_{s_l}(E' \rightarrow E) = 2\pi \int_{-1}^{+1} d\mu_0 \Sigma_s(E' \rightarrow E, \mu_0) P_l(\mu_0), \quad \mu_0 \equiv \hat{\Omega}' \cdot \hat{\Omega} \quad (2.19)$$

Denklem 2.18 ve 19'den oluşan denklem setine P_N denklemleri adı verilmektedir.

2.4.2. Enerji bağımlılığının ayrıklaştırılması

Açısal ayrıklaştırma için kullanılan yöntemler enerji değişkeni için de kullanılabilir ancak ayrık ordinat yöntemi daha yaygın olarak kullanılmaktadır. Tesir kesitleri nötron enerjisi ile değiştiğinden ayrık ordinat yöntemi çok dikkatlice kullanılmalıdır. Nötron tesir kesitlerini belirli ayrık enerjilerde hesaplayıp kullanmak yerine enerji aralığı Şekil 2.4'te görüldüğü gibi enerji gruplarına bölünür (Lamarsh, 1972). Burada dikkat edilmesi gereken enerji grupları arttıkça indekslerin küçülmesidir. E_0 sistemdeki en yüksek enerjidir.



Şekil 2.4. Enerji Grupları

Enerji grupları oluşturulduktan sonra nötron transport denkleminin her bir enerji grubu aralığında integrali alınarak her bir grubu karakterize eden ortalama tesir kesiti değerleri bulunur. Örnek olarak g. grup soğurma tesir kesiti Denklem 2.20'de verilmiştir.

$$\Sigma_{a_g} \equiv \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \Sigma_a(E) \varphi(E)}{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \varphi(E)} = \frac{\int_{E_g}^{E_{g-1}} dE \Sigma_a(E) \varphi(E)}{\varphi_g} \quad (2.20)$$

Burada φ_g g. grup açısal nötron akısını ifade etmektedir.

Enerji grupları ile oluşturulan grup akıları ve tesir kesitleri S_N yöntemi ile elde edilen Denklem 2.14'ün içine yerleştirilirse Denklem 2.21'de görülen “çok grup denklemleri” elde edilir (Henry, 1975).

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \varphi_n^g}{\partial t} + \hat{\Omega}_n \cdot \nabla \varphi_n^g + \Sigma_{t_g} \varphi_n^g = \sum_{\hat{n}} w_{\hat{n}} \sum_g \Sigma_{s_{\hat{n} \rightarrow n}}^{g \rightarrow g} \varphi_{\hat{n}}^g + s_n^g, \quad (2.21)$$

$$n = 1, 2, \dots, N \quad \& \quad g = 1, 2, \dots, G$$

2.4.3. Zaman ve konum bağımlılığının ayrıklaştırılması

Ayrık ordinat metodu ile $\mathbf{r} = (x, y, z)$ uygun bir hesap ağına dönüştürülür. Türev terimleri sonlu farklar eşitlikleri ile ifade edilir.

Benzer şekilde zaman da $t_0, t_1, t_2, \dots, t_N$ zaman dilimlerine ayrılır. Zaman türevleri de uygun fark eşitlikleri olarak ifade edilir.

2.4.4. Ayrık denklemlerin çözümü

Yukarıda bahsedilen yöntemler uygulandıktan sonra nötron transport denklemi $\varphi(x_i, y_j, z_k, E_g, \hat{\Omega}_n, t_s)$ açısal nötron akısı için cebirsel ifadelerden oluşan büyük bir sisteme indirgenmiş olur ve çözümünde farklı yöntemler kullanılabilir.

2.5. Nötron Difüzyon Denklemi

Belirli koşullarda nötron transport denklemleri basitleştirilerek çözülmesi kolay olan difüzyon denklemleri elde edilebilir. Difüzyon teorisi her koşulda geçerli olmasa da bu yöntem çoğu durumda iyi yaklaşık sonuçlar ortaya koyduğu için reaktör tasarımlarında sıklıkla kullanılan bir yöntemdir (Henry, 1975).

Nötron akısının açısal bağımlılığının detaylı bir şekilde ele alınmasının gerekmediği varsayımı ile (ki çoğu durumda geçerli bir varsayımdır) açısal nötron akısı açılı üzerinden integrali alınarak açıdan bağımsız nötron akısı elde edilir (Denklem 2.22).

$$\phi(\mathbf{r}, E, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \varphi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \quad (2.22)$$

Denklem 2.14'de gösterilen nötron transport denkleminin açılı üzerinden integrali alınırsa denklemdeki terimler aşağıda gösterilen basitleştirilmiş formları alırlar.

$$\begin{aligned}
\int_{4\pi} d\hat{\Omega} \frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} &= \frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \phi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, E, t)}{\partial t} \\
\int_{4\pi} d\hat{\Omega} \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) &= \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \phi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \\
&= \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E, t) \\
\int_{4\pi} d\hat{\Omega} s(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) &\equiv S(\mathbf{r}, E, t)
\end{aligned} \tag{2.23}$$

$$\begin{aligned}
\int_{4\pi} d\hat{\Omega} \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) \phi(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) \\
= \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(\mathbf{r}, E', \hat{\Omega}', t) \\
= \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(\mathbf{r}, E', t)
\end{aligned}$$

burada $\int_{4\pi} d\hat{\Omega} \Sigma_s(E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \rightarrow \hat{\Omega}) = \Sigma_s(E' \rightarrow E)$

Denklem 2.7'nin ikinci terimini $\phi(\mathbf{r}, E, t)$ cinsinden yazmak mümkün değildir. Açısız akım yoğunluğu ile akım yoğunluğu arasında Denklem 2.24'te verilen ilişki kullanıldığında Denklem 2.7'nin ikinci terimi Denklem 2.25'teki formu alır.

$$\mathbf{J}(\mathbf{r}, E, t) = \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \mathbf{j}(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) \tag{2.24}$$

$$\int_{4\pi} d\hat{\Omega} \hat{\Omega} \cdot \nabla \phi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \nabla \cdot \int_{4\pi} d\hat{\Omega} \hat{\Omega} \phi(\mathbf{r}, E, \hat{\Omega}, t) = \nabla \cdot \mathbf{J}(\mathbf{r}, E, t) \tag{2.25}$$

Nötron transport denklemindeki tüm terimlerin açı üzerinden integrali alındığında Denklem 2.26'da gösterilen “nötron süreklilik denklemi” ortaya çıkar.

$$\begin{aligned}
\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, E, t)}{\partial t} + \nabla \cdot \mathbf{J}(\mathbf{r}, E, t) + \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E, t) \\
= \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(\mathbf{r}, E', t) + S(\mathbf{r}, E, t)
\end{aligned} \tag{2.26}$$

Nötron süreklilik denkleminde iki bilinmeyen mevcut olup bu hali ile çözülmesi mümkün değildir. Burada Fick's kanunu kullanılarak difüzyon yaklaşımı yapılır. Nötronların reaktörün bir bölümündeki yoğunluğu veya akısı başka bir bölgesinden yüksek ise düşük nötron yoğunluklu bölgeye bir nötron akışı olur prensibi ile hareket edilir (Lamarsh &

Baratta, 2015). Nötron difüzyon yaklaşımına göre nötron akısı ile akımı arasındaki bağıntı Denklem 2.27'deki gibi ifade edilebilir.

$$\mathbf{J}(\mathbf{r}, E, t) = -D(\mathbf{r}, E) \nabla \phi(\mathbf{r}, E, t) \quad (2.27)$$

Denklem 2.26'nın ikinci terimi artık nötron akısı cinsinden yazılabilir ve denklem 2.28'de gösterilen “enerjiye bağlı nötron difüzyon denklemi” olarak ifade edilir.

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, E, t)}{\partial t} - \nabla \cdot D(\mathbf{r}, E) \nabla \phi(\mathbf{r}, E, t) + \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E, t) \\ = \int_0^\infty dE' \Sigma_s(E' \rightarrow E) \phi(\mathbf{r}, E', t) \\ + \int_0^\infty dE' \sum \chi^j(E) v^j(E') \Sigma_f^j \phi(\mathbf{r}, E', t) + S(\mathbf{r}, E, t) \end{aligned} \quad (2.28)$$

Nötron difüzyon denklemini sürekli enerji yaklaşımıyla çözmek, hesaplama açısından son derece maliyetli ve karmaşık olduğundan, enerji spektrumu genellikle birkaç aralığa ayrılarak “çok gruplu difüzyon modeli”ne geçilir. Bu modelde, enerji aralıkları $g=1, 2, \dots, G$ olarak tanımlanır ve her grup için ayrı bir akı değeri hesaplanır. Kararlı durum için genel çok gruplu nötron difüzyon denklemi Denklem 2.29'da verilmiştir.

$$\begin{aligned} -\nabla \cdot D_g(\mathbf{r}) \nabla \phi_g(\mathbf{r}) + \Sigma_{rg}(\mathbf{r}) \phi_g(\mathbf{r}) - \sum_{g'=1}^G \Sigma_{sg' \rightarrow g} \phi_{g'}(\mathbf{r}) \\ = \frac{1}{k_{eff}} \chi_g(\mathbf{r}) \sum_{g'=1, g \neq g'}^G v_{g'} \Sigma_{fg'} \phi_{g'}(\mathbf{r}) \end{aligned} \quad (2.29)$$

Denklem 2.29'da gösterilen Σ_{rg} g enerji grubunun removal tesir kesitidir ve $\Sigma_{rg} = \Sigma_{tg} - \Sigma_{sgg}$ olarak hesaplanır.

Bu çalışmada iki grup nötron difüzyon denklemi kullanılmıştır. $G=1, 2$ olacak şekilde açıldığında eşitlikler denklem 2.30'da gösterildiği gibi olmaktadır.

$$\begin{aligned} -\nabla \cdot D_1(\mathbf{r}) \nabla \phi_1(\mathbf{r}) + \Sigma_{a,1}(\mathbf{r}) \phi_1(\mathbf{r}) + \Sigma_{s1 \rightarrow 2} \phi_1(\mathbf{r}) - \Sigma_{s2 \rightarrow 1} \phi_2(\mathbf{r}) \\ = \frac{1}{k_{eff}} \chi_1(\mathbf{r}) (v_1 \Sigma_{f1} \phi_1(\mathbf{r}) + v_2 \Sigma_{f2} \phi_2(\mathbf{r})) \end{aligned} \quad (2.30)$$

$$\begin{aligned}
& -\nabla \cdot D_2(\mathbf{r})\nabla\phi_2(\mathbf{r}) + \Sigma_{a,2}(\mathbf{r})\phi_2(\mathbf{r}) + \Sigma_{s2\rightarrow1}\phi_2(\mathbf{r}) - \Sigma_{s1\rightarrow2}\phi_1(\mathbf{r}) \\
& = \frac{1}{k_{eff}}\chi_2(\mathbf{r})\left(v_1\Sigma_{f1}\phi_1(\mathbf{r}) + v_2\Sigma_{f2}\phi_2(\mathbf{r})\right)
\end{aligned}$$

Burada k_{eff} sistemin çoğalma faktörüdür. Bir nesildeki nötron sayısının sonraki nesildeki nötron sayısına oranı olarak tanımlanmaktadır.

2.6. Sonlu Hacimler Yöntemi

Sonlu Hacimler Yöntemi (SHY) diferansiyel korunum yasalarını doğrudan kontrol hacimleri üzerinde integral biçimde yazarak ayrıklaştıran bir sayısal çözüm yaklaşımıdır. Yöntem, diferansiyel denklemlerin yüzey akı ifadelerine dönüştürülmesini Gauss diverjans teoremiyle gerçekleştirir; böylece her hücredeki net akı girdisi-çıktısı, üretim ve kayıp terimleriyle tam denge halinde tutulur. Hexahedral hücreler üzerinde kurulan bu yapı, nötron akısını hücre merkezlerinde tanımlar ve yüzeyler arası akıları difüzyon katsayılarının harmonik ortalamalarıyla ilişkilendirir. Korunum ilkesinin doğrudan sağlanması, güçlü gradyanların bulunduğu bölgelerde dahi fiziksel tutarlılığı sağlamaktadır.

SHY, düzenli veya düzensiz her türlü üç boyutlu örgüye uygulanabilir olması sayesinde, SALOME ya da OpenFOAM tabanlı ağlarda oluşturulan dikdörtgen prizmatik hücreler üzerinde rahatlıkla kullanılmaktadır. Çoklu enerji gruplu nötron difüzyon denklemleri blok matris biçiminde ayrıklaştırılır; grup içi difüzyon matrisi, gruplar arası saçılma ve fisyon kaynak blokları ile birleştirilerek seyrek (sparse) bir lineer sistem elde edilir. Seyrek depolama hem bellek gereksinimini düşürür hem de LU (Lower-Upper Decomposition) ayrıştırması veya Arnoldi tabanlı öz değer çözücülerinin verimini artırır. Böylece sistemin temel öz değeri k_{eff} ve buna karşılık gelen nötron akısı vektörü, yüksek çözünürlüklü ağlarda dahi hesaplanabilir.

SHY'nin bu tezde tercih edilmesinin başlıca nedenleri; korunum yasalarını hücre bazında eksiksiz karşılaması, iki enerji grubu gibi karmaşık çok gruplu problemleri blok matris yapısıyla doğal olarak ele alması ve termal hidrolik gibi diğer fiziksel çözümlerle ağ uyumluluğu sunarak çok alanlı eşleşik simülasyonlara zemin hazırlamasıdır.

2.6.1. Temel kavramlar ve uzay ayrıklaştırma

Sonlu hacimler yaklaşımında sürekli uzay kontrol hacimlerine bölünür; her hacim (hücre) çevrelediği yüzeyler aracılığıyla komşularıyla etkileşim hâlinedir. Difüzyon türü

korunum denklemleri önce her hücre üzerinde hacim integrali formunda yazılır, ardından Gauss (diverjans) teoremi uygulanarak yüzey akılarına dönüştürülür. Böylece değişkenin (bu tezde nötron akısı) hücre içindeki ortalama değeri, yalnızca komşu yüzeylerden geçen net akılar ve hücre içi kaynak/kayıp terimleriyle ilişkilendirilir.

Hücre merkezli düzenlemede tüm bilinmeyenler hücre merkezlerine yerleştirilir. Yüzey akısı hesaplarında, iki komşu hücrenin difüzyon katsayıları harmonik ortalamayla birleştirilerek fiziksel süreklilik korunur; bu, özellikle malzeme arayüzlerinde sayısal kararlılık sağlar.

Hexahedral hücreler kullanıldığında, kartezyen eksenler boyunca hücre kenar uzunlukları dx , dy , dz ile yüzey alanları doğrudan elde edilir. Akı gradyanları bu kenar uzunluklarına bölünüp yüzey alanlarıyla çarpılarak ayrık difüzyon terimleri oluşturulur; diyagonal terimler (soğrulma + grup içi saçılma) hücre hacmiyle ölçeklenir. Sonuçta her hücre için lineer bir denge eşitliği elde edilir ve tüm denge eşitlikleri birleştirilerek seyrek bir matris sistemi kurulmaya hazır hâle gelir.

2.6.2. Hacim kontrolleri ve denge eşitlikleri

Sonlu hacimler yaklaşımı, her kontrol hacminde (hücre) nötron sayısının korunacağını açıkça garanti edecek şekilde kurulur. Sürekli difüzyon denklemi önce hücre hacmi V_i üzerinde bütünleştirilir; Gauss teoremi uygulanarak hacim içi diverjans terimi, hücreyi çevreleyen yüzeyler üzerindeki net akı integraline dönüştürülür. Böylece her hücre için yerel bir denge eşitliği elde edilir. Yüzey akısı J_s iki komşu hücredeki difüzyon katsayılarının harmonik ortalaması ve hücre merkezleri arasındaki mesafeyle tanımlanır; böylece akı sürekliliği fiziksel arayüzlerde sayısal olarak da korunur.

Bu tezde kullanılan formülasyon, grup içi difüzyon terimleri, gruplar arası saçılma kaynakları ve fisyon üretim katsayıları açısından Pediz'in (2021) yüksek lisans tezinde sunulan yapıyla aynı doğrultuda ele alınmıştır. Sembol isimlendirmeleri yalnızca güncel Python değişkenleriyle uyumlu olacak şekilde yeniden düzenlenmiş; böylece literatürde doğruluğu kanıtlanmış bir şema izlenmiş ve geliştirilen kodla tam bütünlük sağlanmıştır.

Bu doğrultuda, çok gruplu nötron difüzyon kuramı çerçevesinde her bir sonlu hacim elemanı için grup bazlı nötron dengesini ifade eden genel denklem, grup içi soğrulma, saçılma, fisyon üretimi ve grup dışı saçılma gibi tüm temel fiziksel süreçleri kapsamaktadır. Hacim elemanları için yazılan denklemler (2.31) ve (2.32), sırasıyla birinci ve ikinci enerji grubu için nötron dengesini tanımlamaktadır. Bu denklemlerde yer

alan terimler, hacim içi üretim ve kayıpların yanı sıra komşu hücrelerle olan etkileşimleri (sızıntılar) da içerecek biçimde formüle edilmiştir.

$$\begin{aligned}
SR_{1,i,j,k} + \Sigma_{a1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k}V_{i,j,k} + \Sigma_{s1\rightarrow2,i,j,k}\phi_{1,i,j,k}V_{i,j,k} - \Sigma_{s2\rightarrow1,i,j,k}\phi_{2,i,j,k}V_{i,j,k} \\
= (\chi_{1,i,j,k}/k_{eff})[V_{1,i,j,k}\Sigma_{f1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k}V_{i,j,k} \\
+ v_{2,i,j,k}\Sigma_{f2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k}V_{i,j,k}]
\end{aligned} \quad (2.31)$$

$$\begin{aligned}
SR_{2,i,j,k} + \Sigma_{a2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k}V_{i,j,k} + \Sigma_{s2\rightarrow1,i,j,k}\phi_{2,i,j,k}V_{i,j,k} - \Sigma_{s1\rightarrow2,i,j,k}\phi_{1,i,j,k}V_{i,j,k} \\
= (\chi_{2,i,j,k}/k_{eff})[V_{1,i,j,k}\Sigma_{f1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k}V_{i,j,k} \\
+ v_{2,i,j,k}\Sigma_{f2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k}V_{i,j,k}]
\end{aligned} \quad (2.32)$$

Denge eşitliklerinde bulunan sızıntı terimleri $SR_{g,i,j,k}$, ilgili hacim elemanının komşularıyla olan yönlü difüzyon akılarını temsil eder. Bu akılar, genellikle merkez noktadaki nötron akılarının gradyanı üzerinden yaklaşık olarak hesaplanır. Ancak hacim elemanının sınırda yer alması durumunda bu gradyanlar tam olarak tanımlanamaz ve sınır koşullarına bağlı olarak özel ifadelerle modellenir.

Denklem (2.33) ve (2.34) ile ifade edilen yapı, nötron difüzyon denklemlerinin sonlu hacimler yöntemiyle ayrıklaştırılması sonucu elde edilen genel formdur. Bu form, bir sonlu hacim elemanının komşu hücrelerle olan bağlantısını, grup içi ve gruplar arası nötron geçişlerini sistematik şekilde temsil eder. Her bir katsayı, fiziksel süreçlerin matematiksel yansımaları taşıyan parametreler olup, hücrenin konumuna ve çevresine göre farklılık gösterir.

$$\begin{aligned}
a_{1,i,j,k}\phi_{1,i+1,j,k} + b_{1,i,j,k}\phi_{1,i,j+1,k} + c_{1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k+1} + d_{1,i,j,k}\phi_{1,i-1,j,k} \\
+ e_{1,i,j,k}\phi_{1,i,j-1,k} + f_{1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k-1} + g_{1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k} \\
+ h_{1,i,j,k}\phi_{2,i,j,k} = \frac{1}{k_{eff}}(P_{1,1,i,j,k}\phi_{1,i,j,k} + P_{1,2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k})
\end{aligned} \quad (2.33)$$

$$\begin{aligned}
a_{2,i,j,k}\phi_{2,i+1,j,k} + b_{2,i,j,k}\phi_{2,i,j+1,k} + c_{2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k+1} + d_{2,i,j,k}\phi_{2,i-1,j,k} \\
+ e_{2,i,j,k}\phi_{2,i,j-1,k} + f_{2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k-1} + g_{2,i,j,k}\phi_{2,i,j,k} \\
+ h_{2,i,j,k}\phi_{1,i,j,k} = \frac{1}{k_{eff}}(P_{2,1,i,j,k}\phi_{2,i,j,k} + P_{2,2,i,j,k}\phi_{1,i,j,k})
\end{aligned} \quad (2.34)$$

Bu kapsamda, $a_{g,i,j,k}$, $b_{g,i,j,k}$, $c_{g,i,j,k}$, $d_{g,i,j,k}$, $e_{g,i,j,k}$ ve $f_{g,i,j,k}$ katsayıları, sırasıyla x, y ve z yönlerinde pozitif ve negatif eksenlerde bulunan komşu hücrelerle olan difüzyon

bağlantısını tanımlar. Bu katsayılar, iki komşu hücre arasındaki difüzyon katsayılarının harmonik ortalaması, hücre merkezleri arasındaki mesafe ve yüzey alanının çarpımı ile elde edilir. Eğer ilgili hücre sınırdaki yer alıyorsa ve dışarıya komşu bir hücre bulunmuyorsa, bu katsayılar sınır koşuluna göre modifiye edilir. Örneğin, vakum sınır koşulunda komşu hücre bulunmadığı için ilgili yön katsayısı sıfırlanır; yansıtıcı sınırda ise sınırdaki akı gradyanı sıfır olacak şekilde hesaplama yapılır. Bu katsayıların sınırdaki olmadığı durum için hesaplama yöntemleri denklem (2.35)'de verilmiştir. Denklemlerin detaylı halde oluşturulma adımları için Pediz'in (2021) çalışması incelenebilir.

$$\begin{aligned}
a_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta y_{i,j,k} * \Delta z_{i,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi+1,j,k}}{\Delta x_{i+1,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi+1,j,k}}{\Delta x_{i+1,j,k}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}}\right)} \\
b_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta x_{i,j,k} * \Delta z_{i,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi,j+1,k}}{\Delta y_{i,j+1,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j+1,k}}{\Delta y_{i,j+1,k}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}}\right)} \\
c_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta x_{i,j,k} * \Delta y_{i,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi,j,k+1}}{\Delta z_{i,j,k+1}}}{\left(\frac{D_{gi,j,k+1}}{\Delta z_{i,j,k+1}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}}\right)} \\
d_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta y_{i,j,k} * \Delta z_{i,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi-1,j,k}}{\Delta x_{i-1,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi-1,j,k}}{\Delta x_{i-1,j,k}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}}\right)} \\
e_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta x_{i,j,k} * \Delta z_{i,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi,j-1,k}}{\Delta y_{i,j-1,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j-1,k}}{\Delta y_{i,j-1,k}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}}\right)} \\
f_{g,i,j,k} &= -\frac{2 * D_{gi,j,k} * \Delta x_{i,j,k} * \Delta y_{i,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}} * \frac{\frac{D_{gi,j,k-1}}{\Delta z_{i,j,k-1}}}{\left(\frac{D_{gi,j,k-1}}{\Delta z_{i,j,k-1}}\right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}}\right)}
\end{aligned} \tag{2.35}$$

$$\begin{aligned}
g_{g,i,j,k} = D_{gi,j,k} & \left[\left(-2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j+1,k}}{\Delta y_{i,j+1,k}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}} \right)} + 4 \right. \right. \\
& - 2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j-1,k}}{\Delta y_{i,j-1,k}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}} \right)} \left. \right) \frac{\Delta x_{i,j,k} \cdot \Delta z_{i,j,k}}{\Delta y_{i,j,k}} \\
& + \left(-2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j,k+1}}{\Delta z_{i,j,k+1}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}} \right)} + 4 \right. \\
& - 2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi,j,k-1}}{\Delta z_{i,j,k-1}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}} \right)} \left. \right) \frac{\Delta x_{i,j,k} \cdot \Delta y_{i,j,k}}{\Delta z_{i,j,k}} \\
& + \left(-2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi+1,j,k}}{\Delta x_{i+1,j,k}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}} \right)} + 4 \right. \\
& - 2 \frac{\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}}}{\left(\frac{D_{gi-1,j,k}}{\Delta x_{i-1,j,k}} \right) + \left(\frac{D_{gi,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}} \right)} \left. \right) \frac{\Delta y_{i,j,k} \cdot \Delta z_{i,j,k}}{\Delta x_{i,j,k}} \left. \right] + (\Sigma_{ag,i,j,k} V_{i,j,k} \\
& + \Sigma_{sg \rightarrow g',i,j,k} V_{i,j,k})
\end{aligned}$$

2.6.3. Matris çözüm yöntemi

Hücre bazlı denge eşitliklerinin tümü bir araya getirildiğinde, çok gruplu nötron difüzyon denklemleri blok yapılı bir lineer cebir problemine indirgenir. Her enerji grubu için oluşturulan difüzyon bloğu (A_g) diyagonal ağırlıklı, komşu hücre bağlantılarına ait yüzey akı katsayılarıyla doldurulmuş seyrek bir matristir; gruplar arası saçılma ve fisyon kaynak terimleri ise çapraz bloklar ($S_{g' \rightarrow g}$) olarak eklenir. İki enerji grubu hâlinde genel matris Denklem (2.36)'da verilmiştir.

$$X = \begin{bmatrix} A_1 & S_{2 \rightarrow 1} \\ S_{1 \rightarrow 2} & A_2 \end{bmatrix}, \quad Y = \begin{bmatrix} F_1 & 0 \\ 0 & F_2 \end{bmatrix} \quad (2.36)$$

Burada (F_g) blokları grup içi fisyon üretim katsayılarını içerir. Reaktör kritikliğini belirlemek için denklem (2.37)'da verilen öz değer probleminin çözülmesi gerekir.

$$X^{-1}Y\phi = k_{eff}\phi \quad (2.37)$$

Bu tezde X ve Y seyrek biçimde (Compressed Sparse Column) saklanmış, SciPy içindeki LU ayrıştırması ile X^{-1} işleci dolaylı olarak tanımlanmıştır. Sonrasında Arnoldi temelli

“eigs” algoritması kullanılarak yalnızca en büyük öz değeri ve ilgili öz vektör elde edilmiştir. Bu yaklaşım, matrisin tersini almaya gerek kalmadığından bellek tüketimini düşürürken iteratif olarak hızla yakınsama sağlar.



3. MATERYAL VE YÖNTEM

3.1. Kod Yapısı

Geliştirilen yazılım tek bir Python (3.9.4 sürümü) dosyası içerisinde tüm işlemleri gerçekleştirecek şekilde tasarlanmıştır. Yazılım, grafik kullanıcı ara yüzü (GUI) için “Tkinter” kütüphanesini kullanarak kullanıcıların VTK (Visualization Toolkit) ve MATLAB dosyalarını seçmesini, dönüştürmesini ve analiz süreçlerini çalıştırmasını sağlamaktadır. Ağ verileri “meshio” kullanılarak okunmakta, geometrik hesaplamalar ve difüzyon katsayılarının oluşturulmasında ise “numpy” kütüphanesi kullanılmaktadır. MATLAB çıktılarından alınan veriler Python tarafından JSON formatına dönüştürülerek hesaplamalarda kullanılmaktadır.

3.1.1. Python programlama dili ve kütüphaneler

Geliştirilen yazılımda, hesaplamaların ve analiz süreçlerinin etkin şekilde gerçekleştirilebilmesi için Python programlama dili tercih edilmiştir. Python’un açık kaynak kodlu yapısı, geniş kütüphane desteği ve bilimsel hesaplamalarda yüksek verimlilik sağlaması, bu tercihte temel rol oynamıştır. Çalışmada Python dilinin 3.9.4 sürümü kullanılmıştır.

Kod geliştirilirken, Python’un standart ve bilimsel hesaplama alanındaki çeşitli kütüphanelerinden yararlanılmıştır. Örneğin, grafiksel kullanıcı arayüzü oluşturmak için kullanılan “Tkinter”, kullanıcıyla etkileşimi kolaylaştırırken, mesh verilerini okumak ve işlemek için “meshio” kütüphanesinden faydalanılmıştır. Matematiksel ve sayısal işlemler için “NumPy” tercih edilirken, MATLAB formatındaki çıktılar JSON formatına dönüştürülerek daha etkin veri yönetimi sağlanmıştır. Dosya işlemleri ve metin verilerini işlemek için Python’un standart “os” ve “re” modüllerinden yararlanılmıştır.

Hesaplama sonuçlarının daha sonra görselleştirilmesi ve sonuçların VTK formatında dışa aktarılabilmesi için “pyvista” kütüphanesi kullanılmıştır. Böylelikle hesaplanan nötron akı dağılımları, doğrudan VTK uyumlu programlar aracılığıyla görüntülenebilir hâle gelmiştir.

Difüzyon denklemlerinden elde edilen matrislerin çözümlerinde ortaya çıkan büyük ölçekli öz değer problemleri, yüksek bellek kullanımına ve işlem süresine sebep olmaktadır. Bu sorunların aşılması amacıyla, öz değer problemlerinin çözümünde “SciPy” kütüphanesine ait, seyrek matris işlemlerinde bellek verimliliğini artıran “csc_matrix” yapısı ve doğrusal sistem çözümleri için optimize edilmiş “splu”

kullanılmıştır. Ayrıca, büyük matrislerin öz değer problemlerini etkin biçimde çözmek amacıyla “eigs” fonksiyonundan ve çözüm sürecini daha da hızlandırmak için özel doğrusal operatörler tanımlanarak bellek kullanımı azaltılmış ve hesaplama süreleri önemli ölçüde kısaltılmıştır.

Böylelikle geliştirilen yazılım, Python'un sağladığı esneklik ve bilimsel hesaplama kütüphanelerinin etkin birleşimi sayesinde, hızlı, bellek dostu ve kullanıcı dostu bir araç hâline gelmiştir.

3.1.2. Modüler yapı

Geliştirilen yazılım, farklı aşamalarındaki hesaplama ve analiz süreçlerini sistematik biçimde gerçekleştirebilmek amacıyla modüler bir yapıda tasarlanmıştır. Yazılımın modüler yapısı, karmaşık işlemleri daha yönetilebilir hale getirmekte ve kullanıcıya kolay kullanım imkânı sağlamaktadır.

Yazılımın ilk modülü, Serpent nötron taşıma simülasyonlarında kullanılmak üzere grup tesir kesitlerini üretmek amacıyla oluşturulmuştur. Bu modül, öncelikle kullanıcı tarafından daha önce hazırlanmış olan “.vtk” formatındaki ağ yapısını okumaktadır. Her bir ağ düğümüne karşılık gelen, düğüm boyutlarıyla uyumlu boş evrenler otomatik olarak oluşturularak Serpent için girdi dosyası hazırlanmakta, böylece karmaşık geometrilere sahip simülasyon girdileri pratik bir şekilde üretilmektedir.

Simülasyonun Serpent ile gerçekleştirilmesi aşamasında, kullanıcı oluşturulan Serpent girdisini manuel olarak tamamlayarak çalıştırmalıdır. Bu aşamada kullanılan Serpent simülasyonu sonucu MATLAB formatında “.m” yüksek boyutlu bir çıktı dosyası elde edilmektedir. Yazılımın ikinci modülü, bu MATLAB dosyasından yalnızca tesir kesitleri verilerini alarak, dosya boyutunu önemli ölçüde azaltmak için JSON formatına dönüştürme işlemini yapmaktadır. Böylece sonraki hesaplama aşamalarında kullanılacak verinin taşınabilirliği ve okunabilirliği artırılmıştır.

Sonraki modül ise elde edilen JSON verileri ile “.vtk” formatındaki mesh dosyasını yeniden okumakta, her ağ noktası için difüzyon denklemlerinde kullanılacak gerekli katsayıları hesaplamaktadır. Bu katsayılar bir katsayı matrisi hâlinde düzenlenmekte ve öz değer öz vektör probleminin çözümüne hazır duruma getirilmektedir.

Son aşama olarak, oluşturulan katsayı matrisi üzerinden öz değer ve öz vektör problemleri çözülmekte, elde edilen nötron akı dağılımı ve ilgili sonuçlar, görselleştirme ve daha ileri analiz için yeniden “.vtk” formatında çıktı dosyasına yazılmaktadır. Bu modüler yapı,

yazılımın farklı veri setleri veya simülasyon senaryoları için kolaylıkla yeniden kullanılabilmesini, genişletilebilirliğini ve bakımının basitleştirilmesini mümkün kılmaktadır.

3.1.3. İş akışı

Geliştirilen yazılım, modüler tasarımı sayesinde kullanıcıya esnek bir çalışma düzeni sunmaktadır. Her modül, kendi işlevi için gerekli olan veri dosyasına sahip olduğu süreçte bağımsız olarak çalıştırılabilmektedir. Bu yapı, hem kullanıcıya farklı aşamalarda manuel müdahale imkânı tanımakta hem de belirli bir adımı yeniden çalıştırma ihtiyacı duyulduğunda tüm süreci baştan yürütme zorunluluğunu ortadan kaldırmaktadır.

Simülasyon süreci genellikle bir “.vtk” formatında ağ yapısının yazılıma yüklenmesiyle başlar. Bu ağ yapısı kullanılarak, Serpent için gerekli olan boş evren tanımlamaları içeren girdi dosyaları oluşturulur. Ardından kullanıcı, bu girdiyi Serpent kodu içerisinde tamamlayarak çalıştırmakla sorumludur. Serpent tarafından üretilen .m uzantılı çıktı dosyası, kullanıcı aracılığıyla yazılıma tekrar yüklenir ve yalnızca grup tesir kesitlerini içerecek şekilde JSON formatına dönüştürülür. Bu veri, işlem sürelerini azaltmak ve çıktı dosyası boyutunu küçültmek amacıyla sadeleştirilmiştir.

JSON verisi ile ağ yapısı yeniden birlikte değerlendirilerek her hücre için difüzyon katsayıları hesaplanmakta, ardından katsayılar bir matris formunda düzenlenerek öz değer problemi oluşturulmaktadır. Bu aşamada çözüm yalnızca nötron akı dağılımını değil, aynı zamanda sistemin temel niteliklerinden biri olan etkin çoğalma katsayısı (k_{eff}) değerini de içermektedir. Elde edilen sonuçlar, görselleştirilebilir biçimde “.vtk” formatına yeniden aktarılmakta ve böylece niteliksel ve sayısal analizlerin birlikte yürütülmesi mümkün olmaktadır.

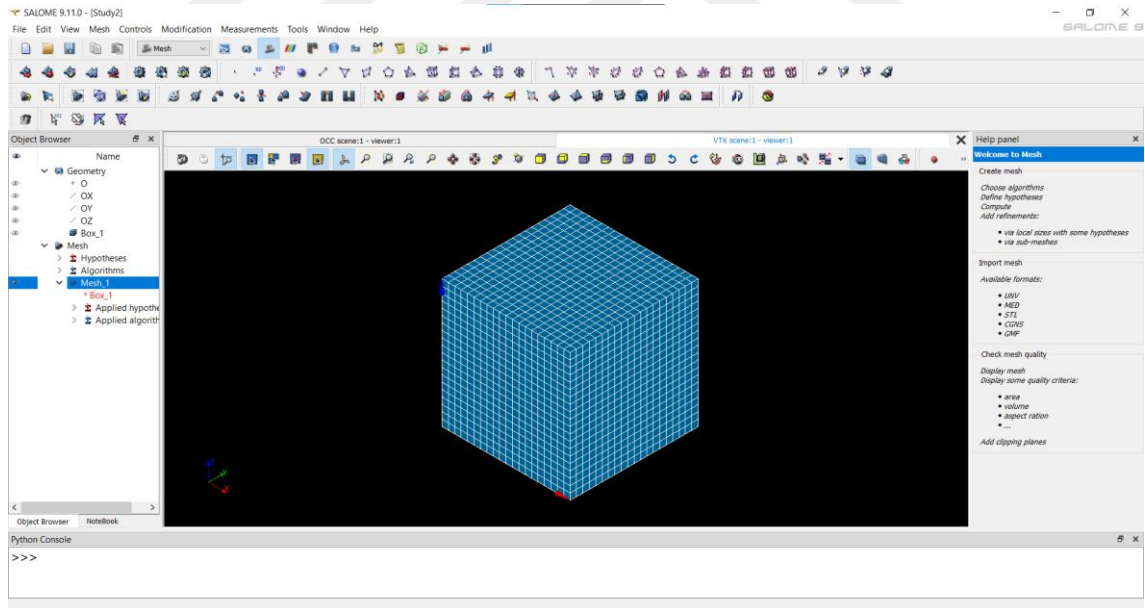
Kullanıcı arayüzü, tüm bu adımların sezgisel olarak yürütülebilmesini sağlayan düğmeler ve dosya seçim pencereleri ile donatılmıştır. Kullanıcı her adımda ilgili dosyaları elle seçmekte olup, isterse yalnızca belirli bir aşamada işlem yapmak üzere yazılıma müdahale edebilir. Tüm dosyaların hazır olması durumunda ise yazılım kesintisiz biçimde baştan sona tek bir oturum içinde çalıştırılarak tam simülasyon süreci tamamlanabilir.

3.2. Ağ Yapısı ve Tesir Kesiti Üretilmesi

3.2.1. Ağ yapısı üretimi

Nötron difüzyon denklemlerinin sonlu hacimler yöntemiyle sayısal çözümünde, çözüm bölgesinin düzgün bir şekilde ayrıştırılması büyük önem taşımaktadır. Bu nedenle tez kapsamında kullanılan ağ yapıları, mümkün olduğunca dikdörtgenler prizmasından oluşan düzenli hücreler içerecek şekilde oluşturulmuştur. Bu yaklaşım, hem diferansiyel denklem katsayılarının hesaplanmasında sadeleştirme sağlamak hem de hesaplama sürelerini optimize etmektedir.

Ağ yapısı üretiminde iki farklı yöntem kullanılmıştır. İlk yöntem olarak, SALOME platformu tercih edilmiştir. SALOME, parametrik geometri tanımlama ve hacimsel ağ üretme yetenekleriyle, özellikle düzenli ve doğrusal geometriye sahip modeller için uygun bir araç sunmaktadır. Bu tez çalışmasında, dikdörtgenler prizması biçimindeki temel geometri SALOME kullanılarak oluşturulmuş ve başarılı şekilde “.vtk” formatına dönüştürülerek analiz sürecine dahil edilmiştir. **Şekil 3.1**'de SALOME kodunun ara yüzü ve oluşturulmuş örnek bir ağ yapısı gösterilmektedir (SALOME, 2025).



Şekil 3.1. Salome Arayüzü ve Örnek bir Ağ Yapısı

Ancak karmaşık geometri içeren bazı senaryolarda örneğin bir küre ya da silindir içeren bölgelerde SALOME'nin dikdörtgenler prizmasından oluşan düzgün ağlar üretme kapasitesi sınırlı kalmıştır. Bu durumlarda, açık kaynaklı bir hesaplamalı akışkanlar dinamiği (HAD) yazılımı olan OpenFOAM kullanılmıştır. OpenFOAM'un snappyHexMesh aracı sayesinde, hedeflenen geometri çevresine dikdörtgenler

prizmasından oluşan bir ağ yapısı yerleştirmek mümkün olmuştur. SnappyHexMesh, orijinal geometri etrafında hücreleri keserek ve düzleştirerek düzenli ve kenetlenmiş yapılar oluşturmakta, böylece diferansiyel çözüm için elverişli hacimsel ağ yapıları sağlamaktadır (OpenFOAM, 2025).

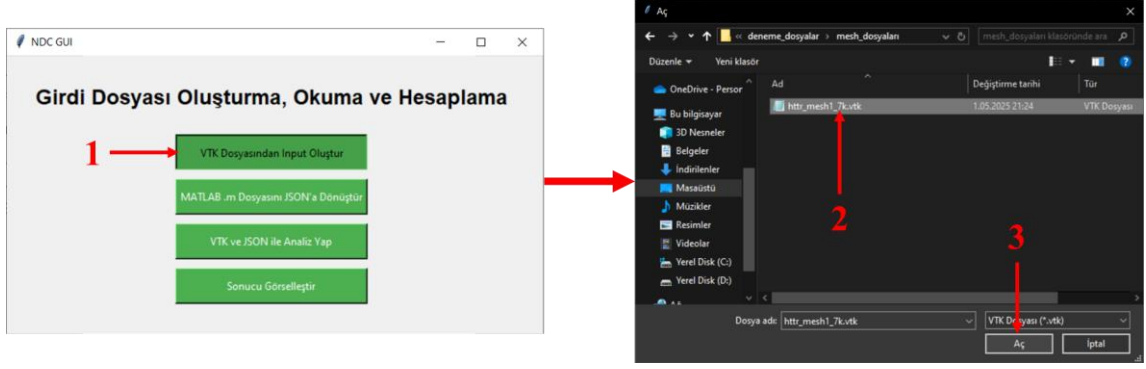
OpenFOAM ortamında üretilen bu ağ yapıları, analiz sürecine uygun biçimde “.vtk” formatına dönüştürülmek üzere “foamToVTK” aracı ile dışa aktarılmıştır. Bu sayede SALOME veya OpenFOAM kaynaklı fark gözetmeksizin, tüm ağ yapıları analiz kodunun kullanabileceği tek bir veri formatında birleştirilmiş ve yazılımın modülerliği korunmuştur. Elde edilen VTK dosyaları, daha sonra grup tesir kesitlerinin hesaplanması ve difüzyon denklemlerinin çözümü için temel veri kaynağı olarak kullanılmıştır.

3.2.2. Serpent girdi dosyaları

Bu tez kapsamında nötron difüzyon hesaplamaları için gerekli olan grup tesir kesitlerinin üretimi Serpent nötron taşıma simülasyon kodu kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Serpent'in grup tesir kesitlerini doğru ve bölgesel olarak üretebilmesi için her ağ hücresinin, ayrı bir boş evren olarak tanımlandığı, özel bir geometri tanımına ihtiyaç duyulmaktadır. Bu doğrultuda geliştirilen yazılım modülü, “.vtk” formatındaki mesh dosyasını okuyarak Serpent'in anlayabileceği biçimde geometri kartlarını (surf, cell, gcu) otomatik olarak oluşturmaktadır.

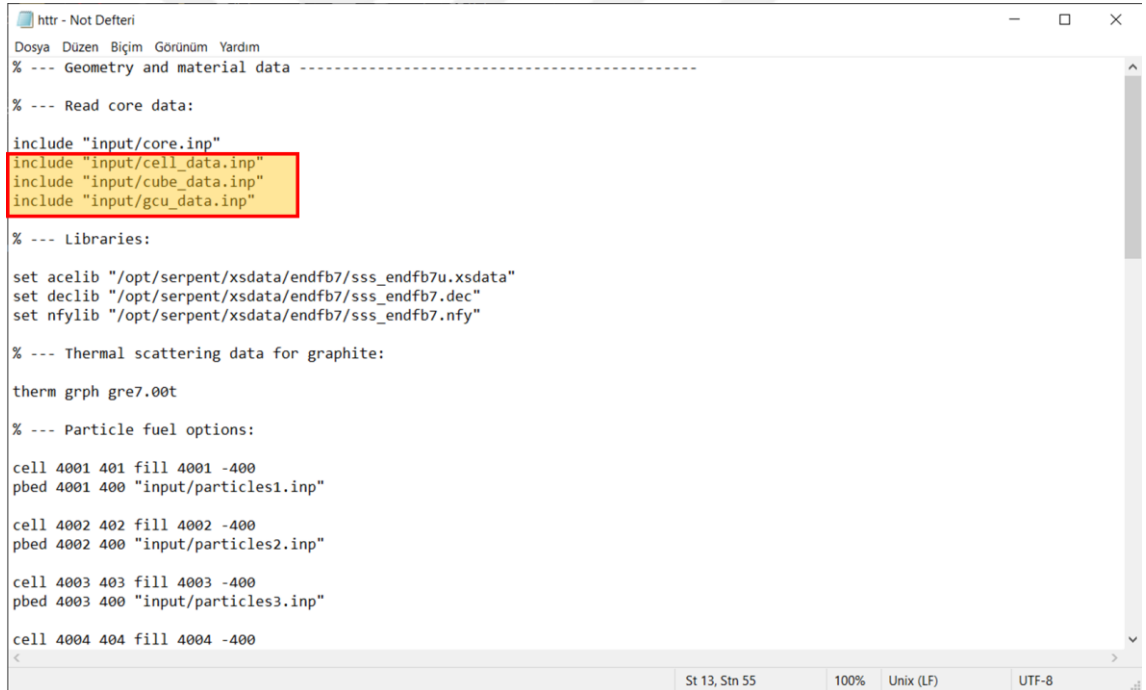
İlk olarak, “surf” kartı üretimi gerçekleştirilir. Bunun için her bir ağ hücresi merkez alınarak, o hücreyi içine alan bir küp tanımlanır. Bu işlem, generate_cubes_from_vtk fonksiyonu ile gerçekleştirilmekte olup, her hücrenin uzamsal sınırları göz önüne alınarak Serpent'in “cube” tanımı kullanılarak yazılır. Böylece her ağ noktası için sınırları belirli bir hacim tanımlanmış olur.

“Surf” tanımının ardından, “cell” kartı üretimi gerçekleştirilir. Bu adımda generate_cell_data_from_vtk fonksiyonu, her küp yüzeyini referans alarak bir “void” hücre tanımı oluşturur ve bu hücreler, birbirinden bağımsız evrenlere (universe) yerleştirilir. Bu yaklaşım sayesinde her ağ hücresi, Serpent içerisinde ayrı bir hesaplama birimi olarak tanımlanabilir hâle gelir. **Şekil 3.2'**de kod tarafından Serpent ile tesir kesitleri üretmek için gerekli girdi dosyasının oluşturulma süreci gösterilmiştir. Birinci adımda arayüzden yapılmak istenen işlem seçilir. İkinci adımda açılan pencereden istenen ağ dosyası seçilir ve üçüncü adımda dosya açılarak süreç tamamlanır. Süreç sonunda “gcu_data.inp”, “cube_data.inp” ve “cell_data.inp” dosyası oluşmaktadır.



Şekil 3.2. Arayüz ile Serpent Girdi Dosyası Oluşturulması

Son aşamada, Serpent'in tesir kesiti üretimini gerçekleştirmesini sağlayan "gcu" kartı oluşturulur. generate_gcu_line_from_vtk fonksiyonu ile her evreni içeren bir GCU satırı otomatik olarak yazılır. Bu kart sayesinde Serpent, her boş evren için grup tesir kesitlerini üretmeye yönlendirilir. Oluşturulan girdi dosyası Serpent'in ana girdi dosyasına **Şekil 3.3**'teki gibi eklenir.



Şekil 3.3. Oluşturulan Girdi Dosyalarının Serpent'e Aktarılması

Geliştirilen bu modül, daha önce kullanıcı tarafından oluşturulmuş olan kök evreni içeren Serpent girdi dosyasına ek olarak, boş evren tanımlarını, hücre geometrilerini ve grup tesir kesiti komutlarını entegre edecek şekilde çalışır. Bu süreçte kullanıcıdan tek beklenti, kök evreni tanımlayan ana girdi dosyasını sağlaması ve Serpent simülasyonunu

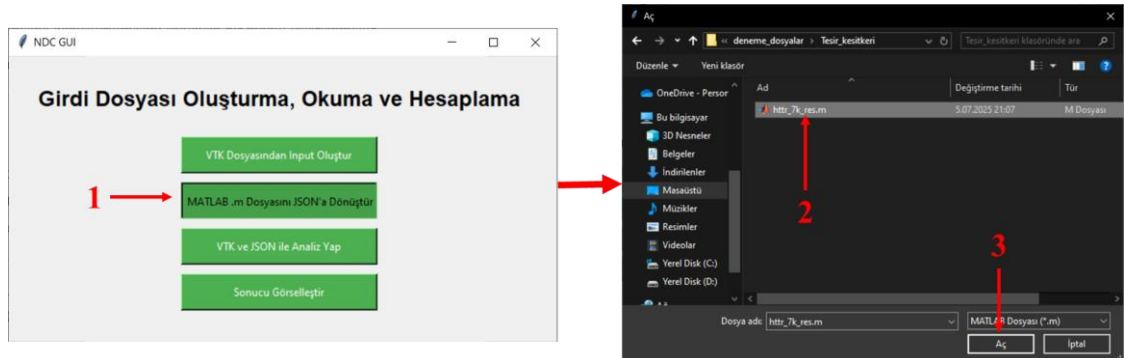
başlatmasıdır. Geometriye dayalı diğer tüm girdi üretimi, yazılım tarafından otomatikleştirilmiştir.

3.2.3. Tesir kesitlerinin işlenmesi

Serpent ile gerçekleştirilen nötron transport simülasyonu sonucunda elde edilen grup tesir kesitleri, varsayılan olarak .m uzantılı MATLAB formatında kullanıcıya sunulmaktadır. Ancak bu dosya formatı yalnızca grup tesir kesitlerini değil, aynı zamanda simülasyona ait birçok yan veriyi de içerdiğinden, boyutu büyüktür ve doğrudan analiz yazılımında işlenmesi verimli değildir. Bu nedenle geliştirilen yazılımda, sadece analiz için gerekli parametrelerin ayrıştırılıp daha kompakt bir format olan JSON yapısına dönüştürülmesini sağlayan bir modül tasarlanmıştır.

Bu modül, kullanıcıdan .m formatındaki Serpent çıktı dosyasını alır ve içerdiği metni düzenli ifadeler aracılığıyla satır satır tarar. Kod, gerekli değişkenleri bulduktan sonra parantez içi ifadeleri ve değerleri ayrıştırarak sadeleştirilmiş bir veri sözlüğü oluşturur. Söz konusu değerler ya skaler sayı biçiminde ya da vektörel ifade olarak yazılmış olabilir. Kod bu durumları ayırt ederek her bir veriyi doğru sayısal formata dönüştürmekte ve bu yapı daha sonra JSON formatında dışa aktarılmaktadır. Bu dönüşüm işlemi, dosya boyutunun ciddi ölçüde azalmasını sağlamanın yanı sıra, yazılımın veri yükleme ve okuma süreçlerinde yüksek hız sunmaktadır.

Bu işlem kullanıcı etkileşimli biçimde gerçekleştirilmekte olup, dosya seçim ve kayıt işlemleri GUI üzerinden sürdürülmektedir. Dönüştürme tamamlandıktan sonra kullanıcıya bilgi mesajı ile sonuç bildirilmektedir. Bu işlemlerin adım adım gösterimi Şekil 3.4'te verilmiştir.



Şekil 3.4. Serpent Çıktı Dosyasının JSON Formatına Dönüştürülmesi

Bu modül sayesinde “.m” uzantılı Serpent çıktıları, analizde doğrudan kullanılabilir boyutta ve yapıda veriye dönüştürülmüş olur. Böylece sonraki hesaplamalarda hem bellek kullanımı hem de işlem süresi açısından önemli kazançlar elde edilmektedir.

3.3. Ağ Okuma ve Ön İşleme

Bu aşamada, analizde kullanılacak olan “.vtk” formatındaki ağ dosyası yazılım tarafından okunur ve çözüme hazırlık amacıyla temel geometrik ve topolojik bilgiler çıkarılır. Süreç; hücre tiplerinin belirlenmesi, merkez ve yüzey özelliklerinin hesaplanması ile hücreler arası komşuluk ilişkilerinin tespit edilmesini kapsar. Bu ön işlemler, sonraki aşamalarda diferansiyel denklemlerin doğru ve verimli biçimde çözülebilmesi için gereklidir. Ayrıntılı adımlar izleyen alt başlıklarda sunulmuştur.

3.3.1. Ağ dosyasından hücre bilgilerinin çıkarılması

Ağ yapısının çözüm sürecine dahil edilebilmesi için öncelikle “.vtk” formatındaki dosyada tanımlı hücre bilgileri yazılım tarafından ayrıştırılmaktadır. Bu işlem sırasında, her bir hücreyi oluşturan düğüm noktalarının koordinatları elde edilir ve hücrenin tipi belirlenir. Bu tez kapsamında özellikle hexahedron (dikdörtgenler prizması) tipi hücreler kullanılmıştır. Her hücre için, iç hacmi hesaplanarak sonlu hacimler yöntemine uygun şekilde fiziksel katsayılar ile çarpılabilecek bir geometri temelli ağırlık faktörü elde edilir.

Hücre merkezlerinin ve hacimlerinin belirlenmesinin ardından, Serpent çıktısından elde edilen grup tesir kesitleri (örneğin, fisyon tesir kesiti, nötron üretim terimi ve saçılma tesir kesiti değerleri) hücre hacmi ile çarpılarak her hücreye karşılık gelen üretim katsayıları hesaplanır. Bu katsayılar, daha sonra öz değer probleminin sağ tarafında yer alacak olan üretim terimi matrislerinin elemanlarını oluşturur. Matris yapısı, hesaplanan katsayıların diyagonal olarak yerleştirilmesiyle oluşturulmuş, ardından farklı enerji gruplarını temsil eden matrisler birleştirilerek tam boyutlu bir katsayı matrisi elde edilmiştir.

Bu süreç, ağ yapısındaki her bir hücrenin fiziksel olarak anlamlı bir çözüm birimine dönüşmesini sağlar ve sonraki aşamalarda diferansiyel denklem sistemine entegre edilmesine temel oluşturur.

3.3.2. Hücre merkezleri ve yüzey alanlarının hesaplanması

Hücre merkezlerinin ve boyutsal karakteristiklerinin doğru bir şekilde belirlenmesi, diferansiyel denklem çözümünün fiziksel olarak anlamlı hale gelmesi açısından son

derece önemlidir. Bu nedenle her hücre için merkez koordinatı, boyutlar ve yüzeylerin yönelimi gibi geometrik özellikler çözümden önce ayrıntılı biçimde hesaplanmaktadır.

Bu tez kapsamında analiz edilen ağ yapıları hexahedron tipindedir. Bu hücre tipinde, her bir hücre sekiz düğüm noktasına sahiptir ve bu noktaların ortalaması alınarak hücrenin merkez noktası belirlenir. `calculate_cell_center` fonksiyonu bu işlem için kullanılır ve tüm hücreler için merkez koordinatları hesaplanır. Bu merkez noktaları, daha sonra komşuluk analizlerinde yön tayini için de temel referans olarak kullanılmaktadır.

Hücre hacmi ise `compute_hexa_volume` fonksiyonu ile yaklaşık bir yöntemle hesaplanmaktadır. Bu fonksiyon, üç kenar vektöründen oluşturulan bir determinant yardımıyla hexahedral hücrenin hacmini tahmin etmektedir. Kod, burada hücrelerin düzgün geometrili olduğu varsayımıyla çalışmaktadır; bu nedenle ağ yapısı da bu varsayıma uygun olarak üretilmiştir.

Yüzey alanları doğrudan hesaplanmasa da eksenler boyunca kenar uzunlukları (d_x , d_y , d_z) kullanılarak yüzeylerle ilişkili büyüklükler elde edilmektedir. `calculate_geometric_properties` fonksiyonu sayesinde her hücrenin üç boyut boyunca kenar uzunlukları belirlenmekte ve bu değerler hem difüzyon katsayılarının hem de komşu hücrelere yönelik aktarım terimlerinin hesaplanmasında kullanılmaktadır.

Ayrıca, her bir hücrenin çevresindeki komşu hücrelerin yönlerine göre yerleşimi incelenerek, sınırdaki yer alıp almadığı da tespit edilmektedir. `find_non_boundary_faces` fonksiyonu bu işlevi yerine getirmekte ve hücrenin hangi yüzeyinin bir başka hücre ile komşu olduğu, dolayısıyla hangi yüzeylerde sınır koşulu uygulanmayacağı belirlenmektedir.

Bu adım sonucunda her hücre, merkez koordinatları, üç boyuttaki fiziksel uzunlukları ve komşu yönleriyle birlikte tam tanımlı bir çözüm birimine dönüştürülmektedir. Elde edilen bu bilgiler, diferansiyel denklem katsayılarının hesaplandığı bir sonraki aşamanın doğrudan girdisini oluşturmaktadır.

3.3.3. Komşu ve sınır hücrelerin tespiti

Sonlu hacimler yöntemiyle gerçekleştirilen diferansiyel çözümde, her hücrenin hangi diğer hücrelerle doğrudan temas hâlinde olduğu bilgisi, aktarım terimlerinin hesaplanabilmesi açısından temel gerekliliklerden biridir. Bu nedenle ağ yapısının ön işlenmesi sırasında her hücrenin komşuları ve sınırdaki yer alan yüzeyleri detaylı biçimde belirlenir.

Komşuluk ilişkileri, hücrelerin paylaştığı yüzeyler üzerinden tanımlanır. Bunun için her hücreye ait yüzeyler sistematik olarak çıkarılır ve hangi yüzeyin birden fazla hücre tarafından paylaşıldığı tespit edilir. İki hücre aynı yüzeyi paylaşıyorsa bu hücreler arasında komşuluk olduğu kabul edilir. Buna karşılık yalnızca bir hücreye ait olan yüzeyler sınır yüzeyi olarak sınıflandırılır. Bu işlem `find_neighbors_and_boundaries` fonksiyonu ile gerçekleştirilir ve hem komşuların hem de sınırdaki kalan yüzeylerin ayrıntılı bir haritası çıkarılır.

Yalnızca komşu olma durumu değil, komşuluk yönü de çözüm açısından önemlidir. Özellikle diferansiyel operatörlerin yönsele tanımlanabilmesi için her hücrenin $+x$, $-x$, $+y$, $-y$, $+z$ ve $-z$ yönlerinde hangi komşulara sahip olduğu belirlenmelidir. Bu işlem, hücre merkezleri arasındaki öklidyen farklar hesaplanarak `find_neighbors_by_direction` fonksiyonu ile gerçekleştirilir. Böylece her hücre için yönlü komşu bilgileri çıkarılır.

Son olarak, hücrenin hangi yüzeylerinin sınır koşulu gerektirdiğini tespit etmek için `find_non_boundary_faces` fonksiyonu kullanılır. Bu fonksiyon, yönlü komşuluk ilişkilerini temel alarak her hücre için hangi yönlerde fiziksel bir sınır bulunduğunu (örneğin vakum, reflektif veya sabit akı gibi sınır koşulları) belirler.

Bu yönlü ve yüzey bazlı komşuluk bilgileri, daha sonra difüzyon katsayılarının hesaplanmasında, matris yapılandırmasında ve sınır koşullarının modellenmesinde doğrudan kullanılmaktadır. Bu sayede ağ yapısı, yalnızca geometrik değil, aynı zamanda topolojik olarak da çözüm için eksiksiz şekilde hazırlanmış olur.

3.4. Katsayı Matrisinin Oluşturulması

Nötron difüzyon denklemlerinin sonlu hacimler yöntemiyle sayısal olarak çözülebilmesi için, çözüm bölgesini temsil eden diferansiyel ifadelerin matris biçiminde yeniden düzenlenmesi gerekir. Bu matris yapısı, her bir ağ hücresinin fiziksel parametreleri, geometrik özellikleri ve komşuluk ilişkileri dikkate alınarak oluşturulur. Bu amaçla geliştirilen yazılım modülü, hücrelere ait grup tesir kesitlerini işler, sınır koşullarını tanımlar ve yönlü komşuluk bilgileri doğrultusunda her bir terimi ayrı ayrı hesaplayarak tam boyutlu bir katsayı matrisi üretir.

Bu işlem süreci ilk olarak, Serpent çıktısından elde edilen grup tesir kesitlerinin JSON formatında okunması ve her hücreye özgü olarak atanmasıyla başlar. Ardından, hücrelerin sınırdaki olup olmadıkları tespit edilir ve uygun sınır koşulları yönlerine göre belirlenerek çözüm sistemine dahil edilir. Komşu hücrelere göre yönlü aktarım katsayıları

hesaplanırken, difüzyon katsayıları, soğrulma ve saçılma terimleri ile birlikte tüm hücreler için özelleştirilmiş aktarım denge ilişkileri kurulmuş olur. Bu şekilde oluşturulan matris yapısı hem üretim hem de kayıp terimlerini doğru bir şekilde temsil ederek öz değer probleminin çözümüne temel oluşturur.

3.4.1. Tesir kesitlerinin hücelere atanması

Difüzyon denkleminin sayısal çözümünde her ağ hücresi için lokal özelliklerin doğru şekilde temsil edilmesi, çözümün doğruluğu ve fiziksel geçerliliği açısından son derece önemlidir. Bu amaçla Serpent kodundan elde edilen grup tesir kesitleri, JSON formatında işlenerek her bir hücreye ait difüzyon katsayısı, soğrulma kesiti ve grup içi/gruplar arası saçılma kesitleri gibi parametreler tek tek atanır. İlgili parametrelerin hücre merkezinde tanımlandığı varsayımı altında, bu değerler çözüm matrisinin hem diyagonal hem de komşu hücrelerle etkileşim kuran terimlerinde kullanılmak üzere ayrıştırılır.

Atama süreci, önce ağ dosyasındaki hücre merkezlerinin ve geometrik boyutların hesaplanması ile başlar. Ardından hücrelerin yönlü komşuluk ilişkileri kullanılarak, komşu hücelere olan difüzyon geçişleri belirlenir ve geçiş katsayıları hesaplanır. Bu hesaplamalarda iki hücre arasındaki difüzyon katsayılarının harmonik ortalaması esas alınır ve yüzey alanları ile yönelime bağlı olarak yüzey akıları dengelenir. Serpent kodundan elde edilen difüzyon katsayıları bazen sıfır olabilmektedir. Difüzyon katsayıları sıfır olan bölgeler için sayısal kararlılık amacıyla çok küçük düzeltme terimleri (1×10^{-12}) eklenerek denklemler dengelenir.

Ayrıca soğrulma ve saçılma tesir kesitleri, hücre hacmiyle çarpılarak üretim ve kayıp terimlerinin oluşturulmasında kullanılır. Böylelikle her hücreye özgü fiziksel etkiler, matris katsayılarına entegre edilmiş olur.

3.4.2. Sınır koşullarının belirlenmesi ve atanması

Nötron difüzyon denklemlerinin doğru çözülebilmesi için, çözüm alanının sınırlarında uygun fiziksel sınır koşullarının tanımlanması gereklidir. Bu tez kapsamında, sınır koşulları genel difüzyon kuramına uygun biçimde Robin tipi (karışık) sınır koşulları şeklinde modellenmiştir. Bu yaklaşım, özellikle nötronların sistem dışına sızmasını veya dış ortamdan girişini modellemek açısından esnek ve gerçekçi bir çerçeve sunar.

Çözümde sınır koşullarının uygulanabilmesi için ilk adım, hücrelerin sınırdaki olup olmadığının belirlenmesidir. Bu işlem, hücre yüzeylerinin paylaşılıp paylaşılmadığına bakılarak yapılır. Bir yüzey yalnızca bir hücreye aitse, bu yüzey sınır yüzeyi olarak kabul

edilir. Sınır yüzeylerine sahip hücreler, yüzeyin yönüne göre sınıflandırılarak $+x$, $-x$, $+y$, $-y$, $+z$, $-z$ gibi alt kategorilere ayrılır.

Bu katsayılar sayesinde, sınır hücrelerinin iç bölgelerdeki hücrelerden farklı fiziksel davranış göstermesi sağlanmış olur. Örneğin, dış ortamla temas eden bir yüzeyde nötronların yansıması engellenebilir veya belli bir nötron akısı seviyesi sabitlenebilir. Böylece sistemin sınırları, fiziksel gerçekliğe uygun şekilde modellenmiş olur.

Bu yapı sayesinde çözüm matrisi hem iç hem de sınır hücreleri için geçerli olacak biçimde oluşturulur. Ayrıca, sınır koşullarının kullanıcı tarafından esnek biçimde değiştirilmesine de olanak tanınır. Sonuç olarak, oluşturulan difüzyon sistemi, sınır etkilerini doğru şekilde yansıtan ve çok grup fiziğini kapsayan tutarlı bir matematiksel yapı kazanır.

3.4.3. Difüzyon denklemi katsayıların hesaplanması

Difüzyon denkleminin sonlu hacimler yöntemi ile çözülebilmesi için, her hücreye ait ve komşularıyla olan etkileşimini tanımlayan çeşitli katsayıların hesaplanması gerekmektedir. Bu katsayılar hem nötronların komşu hücrelere geçişini hem de hücre içindeki fisyon, soğrulma ve saçılma etkilerini doğru biçimde yansıtacak şekilde formüle edilmiştir. Hesaplamalarda iki enerji grubu kullanılmış, dolayısıyla her yön ve fiziksel süreç için ayrı ayrı katsayılar türetilmiştir.

Katsayıların hesaplanması sırasında; her bir hücre için difüzyon katsayısı, soğrulma ve saçılma tesir kesitleri, hücre boyutları ve komşuluk ilişkileri dikkate alınmıştır. Ayrıca, sınır hücreleri için özel durumlar da ele alınmış ve sınır koşullarının etkisi denklemlere entegre edilmiştir.

Örneğin, bir hücrenin $+x$ yönündeki komşusuna olan katkısını temsil eden a_1 katsayısı hem ilgili hücre hem de komşu hücreye ait difüzyon katsayıları ve hücre geometrileri üzerinden hesaplanmıştır. Bu katsayı, nötronların x yönündeki akı geçişini temsil eder. Eğer ilgili yüzey sınırdaysa, yani komşu yoksa, bu katkı sıfırlanır ve onun yerine Robin tipi sınır koşulunu yansıtan terimler devreye girer.

Benzer şekilde, g_1 katsayısı, bir hücre içinde nötronların çeşitli yönlerdeki kayıplarını ve reaksiyon etkilerini temsil eden, diyagonal matris elemanıdır. Bu katsayı yalnızca difüzyon etkilerini değil, aynı zamanda soğrulma ve grup içi/gruplar arası saçılma etkilerini de içerir.

Bu katsayılar, yönlere göre (örneğin: a, b, c, d, e, f) ve enerji gruplarına göre (birinci ve ikinci grup) ayrılarak oluşturulmuş, sonuç olarak 16 farklı katsayı dizisi elde edilmiştir. Bunlar, çözüm matrisinin her satırına denk gelen fiziksel katkıları temsil eder ve sistem matrisinin tüm hücreler için doğru şekilde kurulmasına olanak sağlar. Böylece sistemin tamamı hem fiziksel olarak tutarlı hem de sayısal olarak çözümlemeye uygun bir biçimde modellenmiş olur.

3.5. Öz Değer ve Öz Vektörlerin Bulunması

Nötron difüzyon problemlerinde, sistemin kritikliğini belirlemek ve güç dağılımı gibi fiziksel büyüklükleri elde etmek için öz değer ve öz vektör analizi yapılması gerekmektedir. Bu kapsamda, daha önce hesaplanan katsayılar bir matris formuna dönüştürülerek öz değer probleminin çözümü gerçekleştirilmiştir.

İlk adımda, her bir enerji grubu için difüzyon denklemini temsil eden matrisler ayrı ayrı oluşturulmuştur. `build_matrix()` fonksiyonu, yönlü komşuluk bilgilerine dayanarak hücreler arası etkileşimleri matrise yerleştirir. Bu matrislerin satır ve sütunları, hücreler arası bağlantıları ve difüzyon katsayılarını temsil eder:

- a1, b1, c1, d1, e1, f1: Komşu hücrelere olan akı geçişini temsil eden katsayılardır. Bu katsayılar yönlü olarak atanır (örneğin, +x yönü için a1, -x yönü için d1).
- g1: Diyagonal elemanları temsil eder, yani her hücrenin kendi içindeki soğrulma ve saçılma etkilerini kapsar.

İlgili katsayılar kullanılarak birinci ve ikinci enerji grubu için A1 ve A2 matrisleri oluşturulur. Gruplar arası geçiş etkileri ise çapraz terimlerle temsil edilir ve h1, h2 katsayıları ile oluşturulan çapraz matrisler (S2_1, S1_2) kullanılır. Sonuç olarak, tam sistem Denklem 29'daki gibi blok bir matris haline getirilir.

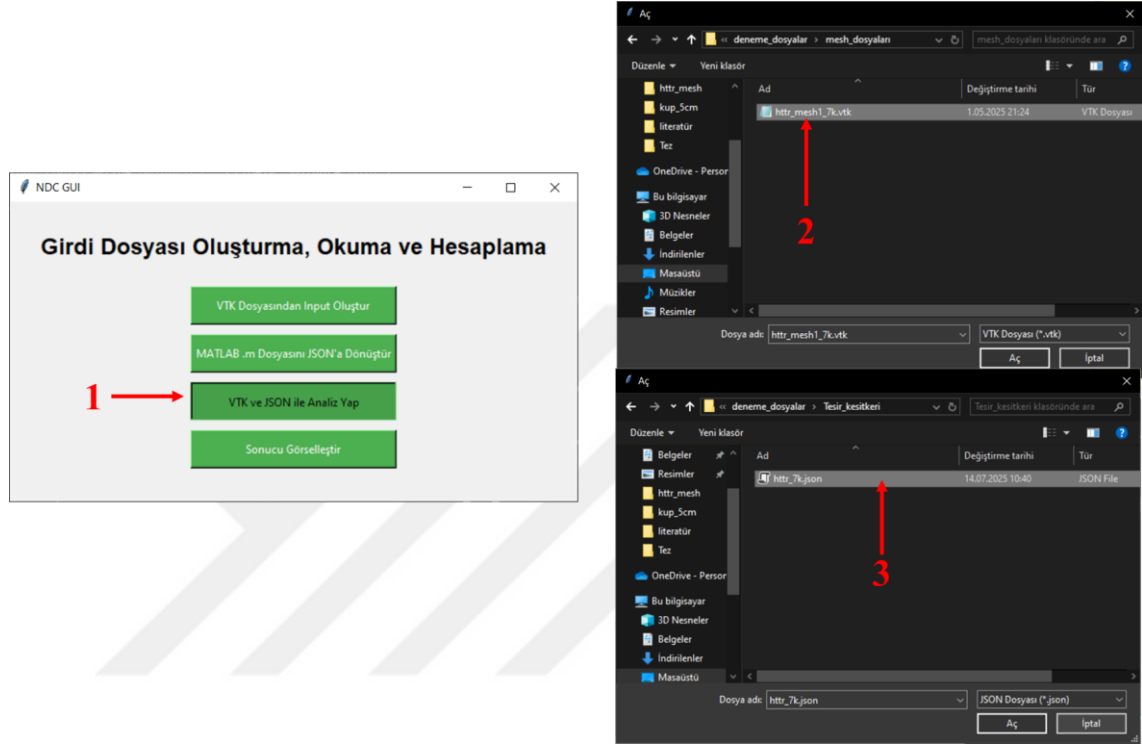
Bu yapı, iki enerji gruplu difüzyon denklem sisteminin tamamını içerir.

Sistemin genel formu, standart bir öz değer probleminin aksine genelleştirilmiş bir öz değer problemidir ve Denklem 30'da verildiği gibi gösterilir.

`solve_generalized_eigenproblem_alternative()` fonksiyonu, bu problemin çözümünü sağlamaktadır. Kodun sonunda yalnızca en büyük öz değeri (fiziksel olarak anlamlı olan temel mod) ve bu öz değere karşılık gelen öz vektör hesaplanır. Hesaplanan en büyük öz değer, sistemin kritikliğini belirlemede kullanılırken; karşılık gelen öz vektör, nötron akısının hücreler içindeki dağılımını verir. Bu yöntem sayesinde, fiziksel olarak oldukça

karmaşık olan iki grup difüzyon problemi, sayısal olarak çözülüp analiz edilebilir hale getirilmiş olur.

Arayüz tarafından bu işlemlerin gerçekleştirilebilmesi için **Şekil 3.5**'te verilen adımlar izlenmelidir. Bu adımlardan sonra sonuçlar ekrana yazdırılacak ve bir sonuç “.vtk” dosyası oluşturulacaktır.



Şekil 3.5. Sonuçların Elde Edilmesi için Gerekli Adımlar

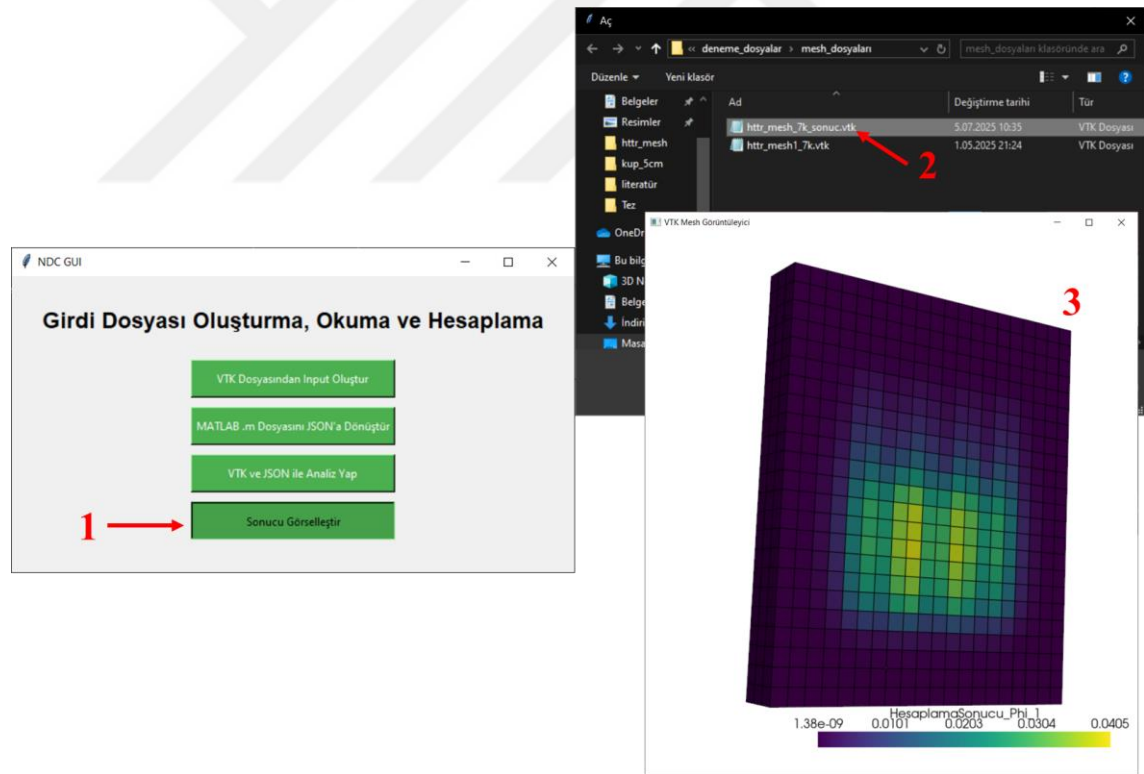
3.6. Sonuçların Çıktı Dosyasına İşlenmesi

Nötron difüzyon probleminin çözümünden elde edilen öz vektörler, sistemdeki nötron akısı dağılımını temsil eder. Bu akı değerlerinin, üç boyutlu ağ yapısı üzerinde görselleştirilebilmesi ve başka yazılımlar tarafından da kullanılabilir hâle getirilmesi için sonuçların uygun biçimde bir VTK dosyasına yazdırılması gereklidir.

Bu süreçte ilk olarak, PyVista kütüphanesi kullanılarak çözümde kullanılan üç boyutlu mesh yapısı “.vtk” uzantılı dosya formatında okunur. Bu mesh içerisinde her bir hücreye karşılık gelen topolojik bilgiler ve hücre tipleri yer almaktadır. Özellikle altı yüzlü hücrelerle çalışıldığı için yalnızca bu hücreler üzerinde hesaplama sonuçları görselleştirilir. PyVista, hücre tiplerini sayısal olarak saklar ve altı yüzlü hücreler genellikle cell_type = 12 olarak işaretlenir.

Çözüm sonrası elde edilen öz vektör, sistemdeki toplam hücre sayısının iki katı uzunluğundadır çünkü iki enerji grubu için ayrı ayrı nötron akısı değerleri içerir. Bu vektör, iki ayrı parçaya bölünerek birinci enerji grubu için ϕ_1 ve ikinci grup için ϕ_2 akı değerleri elde edilir. Her bir ϕ vektörü, sadece hexahedral hücreler için geçerli olduğundan, bu değerler yalnızca ilgili hücre indekslerine atanır. Geriye kalan hücreler için değerler sıfır olarak bırakılır. Bu işlemin ardından, her bir enerji grubu için hesaplanan nötron akısı ayrı ayrı ağ verisi olarak hücrelere atanır.

Son adımda, bu güncellenmiş veriler içeren ağ yapısı yeni bir “.vtk” dosyasına kaydedilir. Bu sayede hesaplama sonuçları Paraview veya benzeri görselleştirme yazılımlarıyla rahatlıkla analiz edilebilir hâle gelir. Aynı zamanda sonuçlar başka yazılımlarda tekrar kullanılmak üzere dijital olarak da saklanmış olur. Bu yöntem, simülasyon çıktılarının hem görselleştirilmesini hem de doğrulama ve değerlendirme süreçlerinde kullanılmasını mümkün kılar. **Şekil 3.6**'da arayüz tarafından sonuçların görselleştirilme adımları verilmiştir.



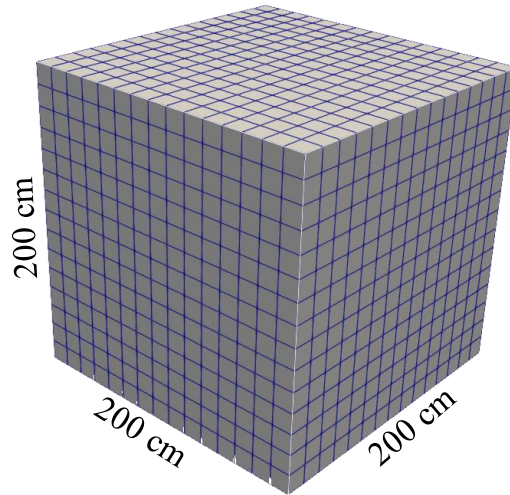
Şekil 3.6. Arayüz Tarafından Sonuçların Görselleştirilme Adımları

4. DOĞRULAMA VE TEST ÖRNEKLERİ

Bu bölümde geliştirilen iki gruplu SHY difüzyon kodu, artan karmaşıklığa sahip dört problem üzerinde Serpent 2 referans çözümleriyle karşılaştırılmıştır. Her bir testte Serpent, sürekli enerji kütüphanesi kullanılarak çalıştırılmış; ardından aynı geometri ve malzeme tanımından iki gruplu mikroskobik tesir kesitleri üretilmiş ve SHY çözümüne girdi olarak verilmiştir. Karşılaştırma ölçütleri yalnızca etkin çoğalma katsayısı (k_{eff}) ve grup bazlı hücre içi akı dağılımlarıdır; yüzey akıları ya da bölgesel güçler ayrıca raporlanmamıştır. Ağ çözünürlüğü her örnek için probleme özgü tutulmuş, ancak hücre sayısı değişken olduğundan burada genel sonuçlar verilmiştir.

4.1. Homojen Küp Problemi

Başlangıç doğrulaması için 200 cm kenar uzunluğunda, homojen uranyum/grafit karışımı içeren ve vakum sınır koşulu kullanılan bir küp ele alınmıştır. Yoğunluk 10,5 g/cm³ olarak ifade edilmiştir. Serpent çözümünden elde edilen iki gruplu tesir kesitleri doğrudan SHY koduna aktarılmış, küp tek malzeme bölgesi olarak modellenmiştir. Serpent referans k_{eff} değeri ile SHY sonucu arasındaki fark düşük mertebede kalmış; grup bazlı akı dağılımları küpün merkez yüzey eksenini boyunca neredeyse sabit seyrederek homojen durumda beklenen davranışı doğrulamıştır. Problem geometrisi ağ yapısı **Şekil 4.1**'de ve Serpent girdisi **Şekil 4.2**'de verildiği gibidir.



Şekil 4.1. Homojen Küp Problemi Geometrisi ve Ağ Yapısı

Elde edilen sonuçlarda Serpent ile çoğalma faktörü 1,32025 olarak bulunmuştur. Nötron difüzyon çözücüsü ile hesaplanan çoğalma faktörü ise 1,32091'dir. Görüldüğü üzere hata payı %0,04999 olarak elde edilmiştir.

```
% -----
set title "Homojen küp örneği"
% -----
include "input/cell_data.inp"
include "input/cube_data.inp"
include "input/gcu_data.inp"
% Geometry:
% -----

surf 1 cube 0 0 0 100.0
cell 1 0 yakit -1
cell 2 0 outside 1

% -----
% Material data:
% -----

mat yakit -10.5
92235.03c 0.0001
6012.03c 10

% -----
% Calculation parameters:
% -----

set nfg 2 0.625E-6
set pop 100000 500 50
set bc 2
% --- Geometry plot:
plot 3 1500 1500
mesh 3 1500 1500
% --- Libraries:
set acelib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
set declib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.dec"
set nfylib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.nfy"
ene 1 1 1E-11 0.625E-6
ene 2 1 0.625E-6 2e1
ene 3 3 500 1e-11 2e1
det 1 dn 1 [0 50 1000 0 360 1 0 100 1] de 1
det 2 dn 1 [0 50 1000 0 360 1 0 100 1] de 2
det 3 de 3
```

Şekil 4.2. Homojen Küp için Serpent Girdisi

4.2. Heterojen Küp Problemi

İkinci doğrulama adımında aynı 200 cm küp içerisinde, merkezde 5 cm yarıçaplı silindirik bir soğurucu bölge tanımlanmıştır. Temel yakıt bölgesi yine “yakıt” malzemesiyle, soğurucu bölge ise B₄C olarak kurgulanmıştır. Bu düzenleme, malzeme sınırlarında akı sürekliliği ve difüzyon katsayısı geçişlerinin doğruluğunu test etmek amacıyla seçilmiştir. Serpent referansına göre SHY çözümü, k_{eff} farkını kabul edilebilir düzeyde tutmuş; akı haritalarında ise soğurucu bölgede beklenen lokal minimum başarıyla yakalanmıştır.

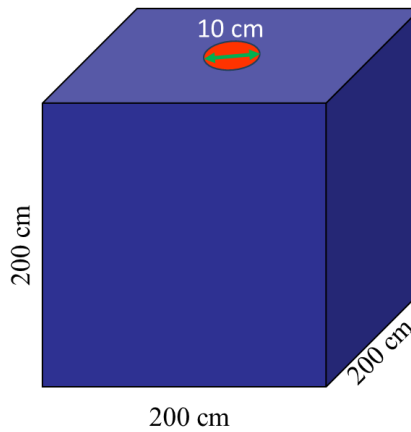
Problemin geometri ağ yapısı homojen örnek ile aynı olup **Şekil 4.1**'de, geometrinin temsili gösterimi ise **Şekil 4.4**'teki verilmiştir. Kırmızı bölge soğurucu bölge ve mavi bölge ise yakıt bölgesidir. Serpent girdisi **Şekil 4.3**'te verildiği gibidir.

```
% -----
set title "Küp Problemi 5 cm yarıçapında soğurucu"
% -----
% Geometry:
% -----
surf 1 cube 100 100 100 100.0
surf 2 cylz 100 100 5 0 200
cell 1 0 sogurucu -2
cell 2 0 yakit -1 2
cell 3 0 outside 1
% -----
% Material data:
% -----
mat yakit -10.5
92235.03c 0.0001
6012.03c 10

mat sogurucu -2.26
6012.03c 1
5010.03c 4
% -----
% Calculation parameters:
% -----
set nfg 2 0.625E-6
set pop 40000 500 20
set bc 1
ene 1 1 1E-11 0.625E-6
ene 2 1 0.625E-6 2e1
ene 3 3 500 1e-11 2e1

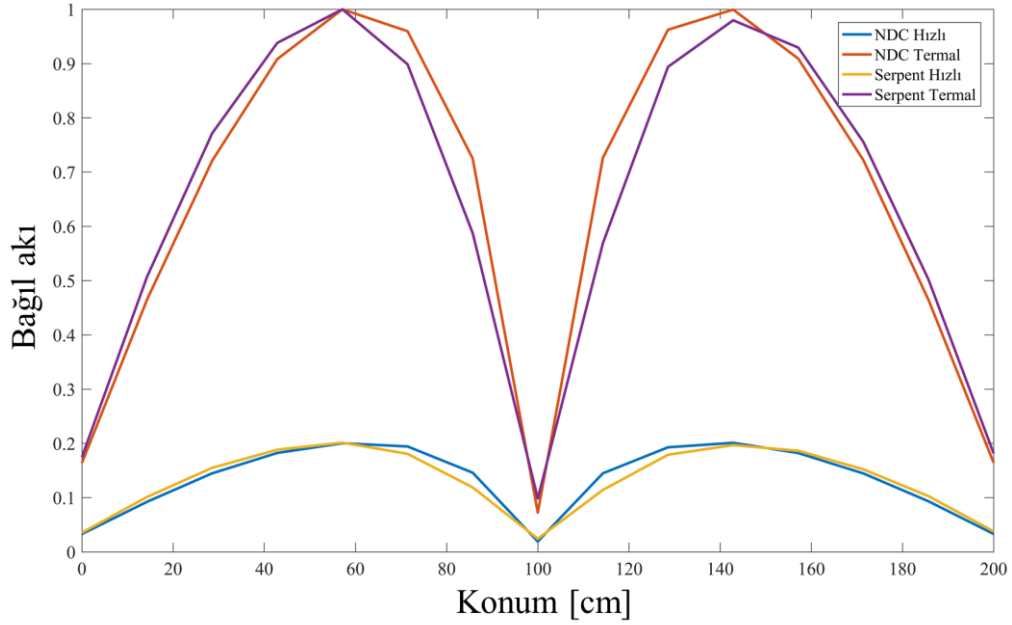
det 1 dx [0 200 15] dy [0 200 15] dz [0 200 15] de 1
det 2 dx [0 200 15] dy [0 200 15] dz [0 200 15] de 2
% --- Geometry plot:
plot 3 1500 1500
mesh 3 1500 1500
% --- Libraries:
set acelib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
set declib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.dec"
set nfylib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.nfy"
```

Şekil 4.3. Heterojen Küp Problemi için Serpent Girdisi



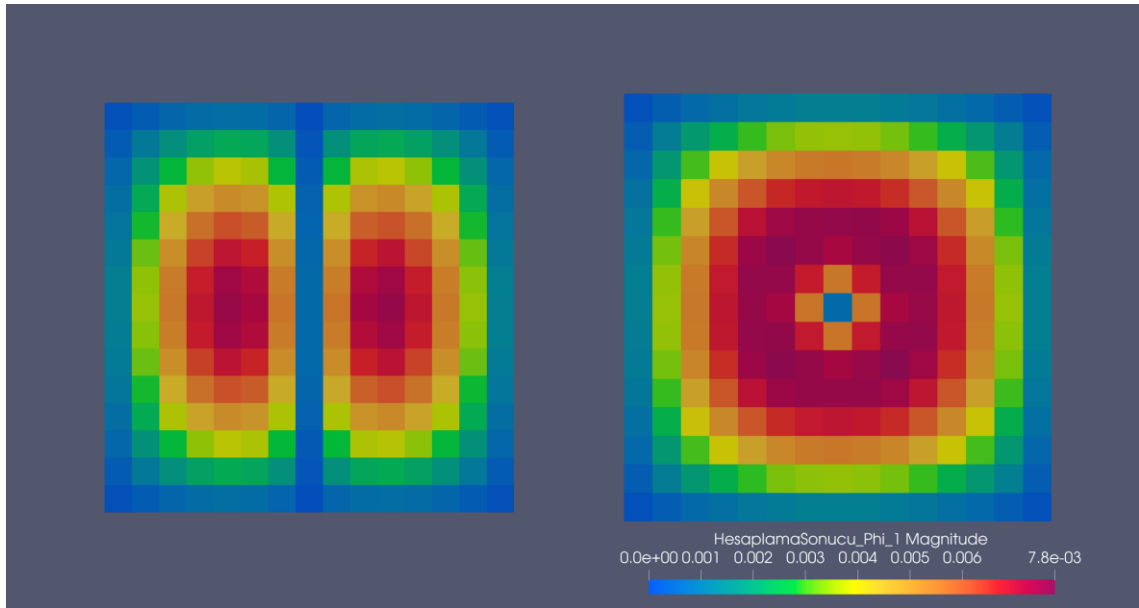
Şekil 4.4. Heterojen Problem Geometri Gösterimi

Elde edilen sonuçlarda Serpent ile çoğalma faktörü 1,306989 olarak bulunmuştur. Nötron difüzyon çözücüsü ile elde edilen çoğalma faktörü ise 1,31105'dir. Görüldüğü üzere hata payı %0,31793 olarak elde edilmiştir. Merkez noktadan geçen akı dağılımı karşılaştırması Şekil 4.5'te verilmiştir.

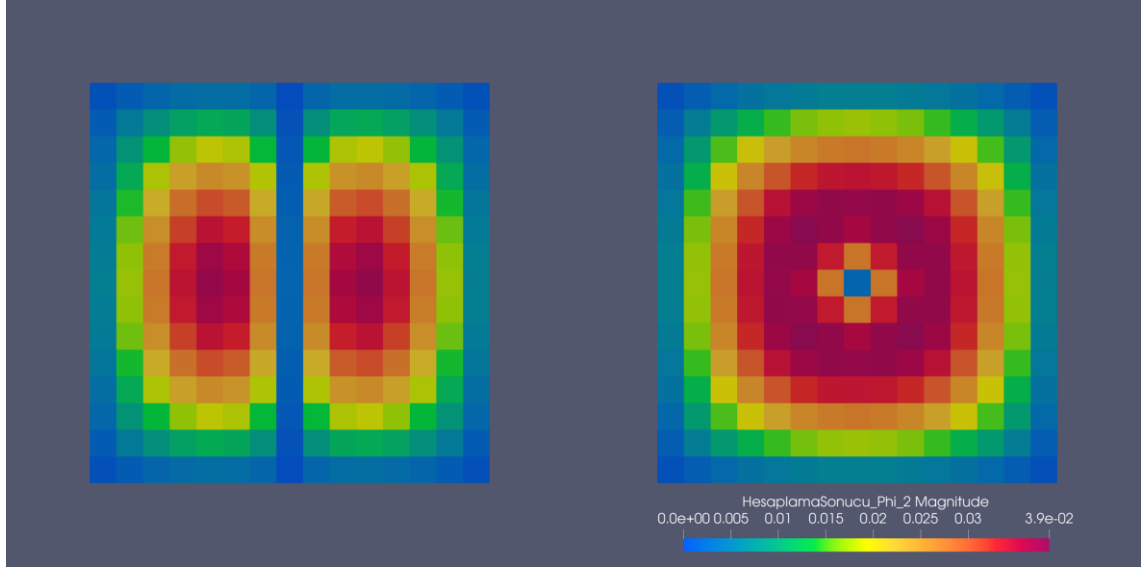


Şekil 4.5. Heterojen Küpün Merkez Akı Dağılımı

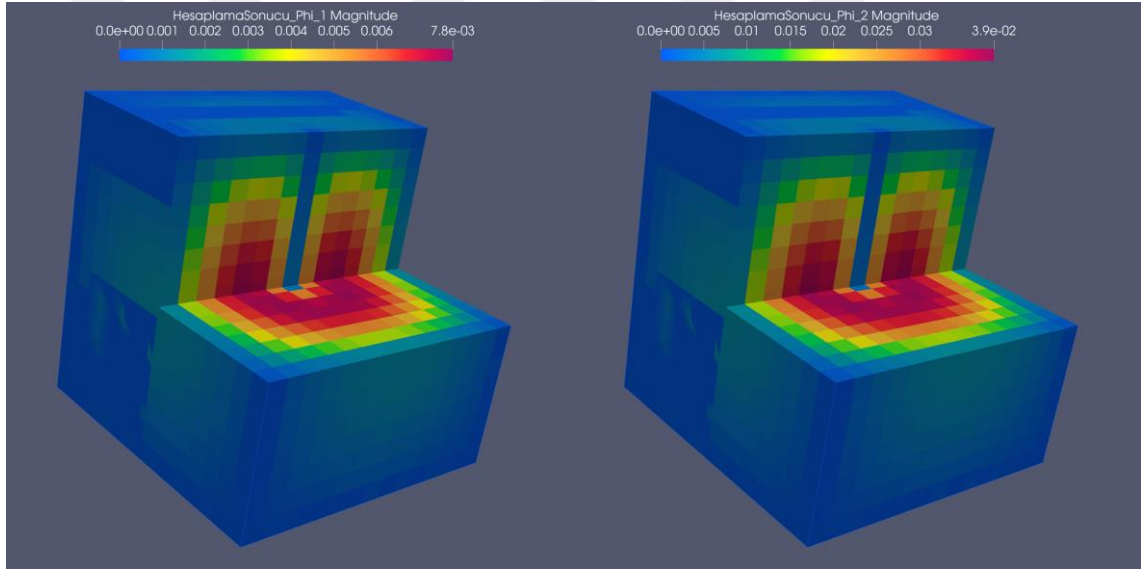
Küpün merkez noktasındaki hızlı ve termal nötron akı dağılımının eksenel, radyal ve 3B kesitleri sırasıyla Şekil 4.6, Şekil 4.7 ve Şekil 4.8'de verilmiştir.



Şekil 4.6. Hızlı Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları



Şekil 4.7. Termal Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları



Şekil 4.8. Nötronlarının Dağılımın 3B Kesiti (Sol: Hızlı Grup, Sağ: Termal Grup)

4.3. Küresel Problem

Çalışmanın bir sonraki adımı olarak geometrik olarak zorlayıcı olması adına küresel bir problem seçilmiştir. Klasik HEU “Godiva” problemi, yüksek zenginlikte uranyumdan oluşan 8,7407 cm yarıçaplı bir küreden oluşmaktadır. Fakat burada bir yavaşlatıcı olmadığından soğrulma tesir kesiti baskındır. Buna bağlı olarak da difüzyon yaklaşımının doğru sonuç vermesi zorlaşmaktadır. Bu problemi çözmek adına geometri aynı boyutta kalacak şekilde yakıt malzemesi atomca 100’e 1 oranında Karbon ve Uranyum-235 ile değiştirilmiştir. **Şekil 4.9**’da küresel problem için Serpent girdi dosyası sunulmuştur. **Şekil 4.10**’da küresel geometri ağ yapısı verilmiştir.

```

set title "Küresel Problem"

include "input/cell_data.inp"
include "input/cube_data.inp"
include "input/gcu_data.inp"

%-----define the sphere's surface----
surf 1 sph 0 0 0 8.7407
%-----define cells-----
cell 1 0 uranium -1
cell 2 0 outside 1
|
%-----material definition-----

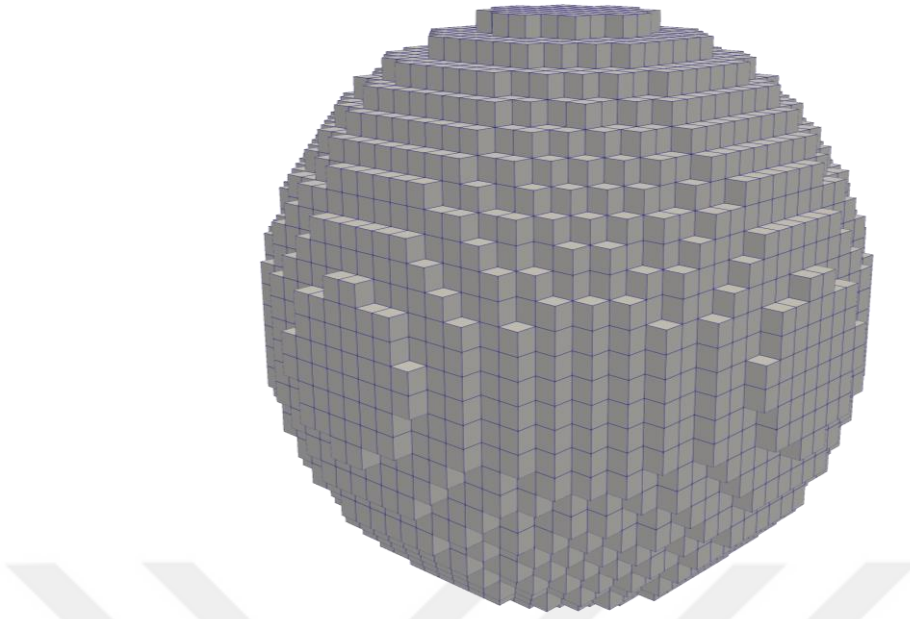
mat uranium -18.74 %18.74 g/cm^3
92235.03c 1
6012.03c 100

%-----criticality calculation settings-----
set nfg 2 0.625E-6
set pop 100000 500 20
set bc 1
%-----Set the xs library locations-----
% --- Libraries:
set acelib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7u.xsdata"
set declib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.dec"
set nfylib "/opt/serpent/xsdata/endfb7/sss_endfb7.nfy"
% --- Geometry plot:

plot 3 1500 1500
mesh 3 1500 1500
ene 1 1 1E-11 0.625E-6
ene 2 1 0.625E-6 2e1
ene 3 3 500 1e-11 2e1
det 1 dx [-8.7407 8.7407 20] dy [-8.7407 8.7407 20] dz [-8.7407 8.7407 20] de 1
det 2 dx [-8.7407 8.7407 20] dy [-8.7407 8.7407 20] dz [-8.7407 8.7407 20] de 2

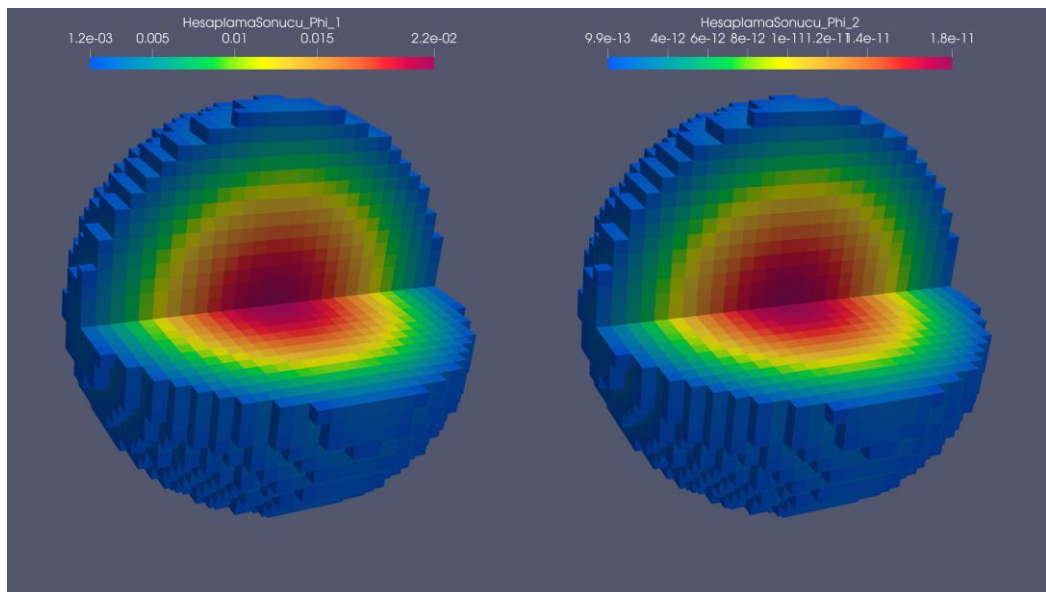
```

Şekil 4.9. Küresel Problem için Serpent Girdisi



Şekil 4.10. Küresel Problem Ağ Yapısı

Yoğunluk 18.74 g/cm^3 seçilerek yüksek zenginlikte uranyum grafit alaşımı temsil edilmiştir. Serpent'in sürekli enerji kritiklik analizi referans alınmış ve elde edilen iki gruplu kesitler SHY'de kullanılmıştır. Tek bölge tek malzeme olmasına rağmen küçük yarıçap nedeniyle sert spektrumlu davranış gözlenmiştir. Çoğalma faktörü Serpent ile 1,33317 olarak bulunmuştur. Geliştirilen nötron difüzyon denklem çözücüsü ile bulunan çoğalma faktörü ise 1,32448'dir. Elde edilen sonuçlar karşılaştırıldığında hata payı %0,65183 olarak hesaplanmıştır.



Şekil 4.11. Küre Problem Akı Dağılımı (Sol: Hızlı, Sağ: Termal)

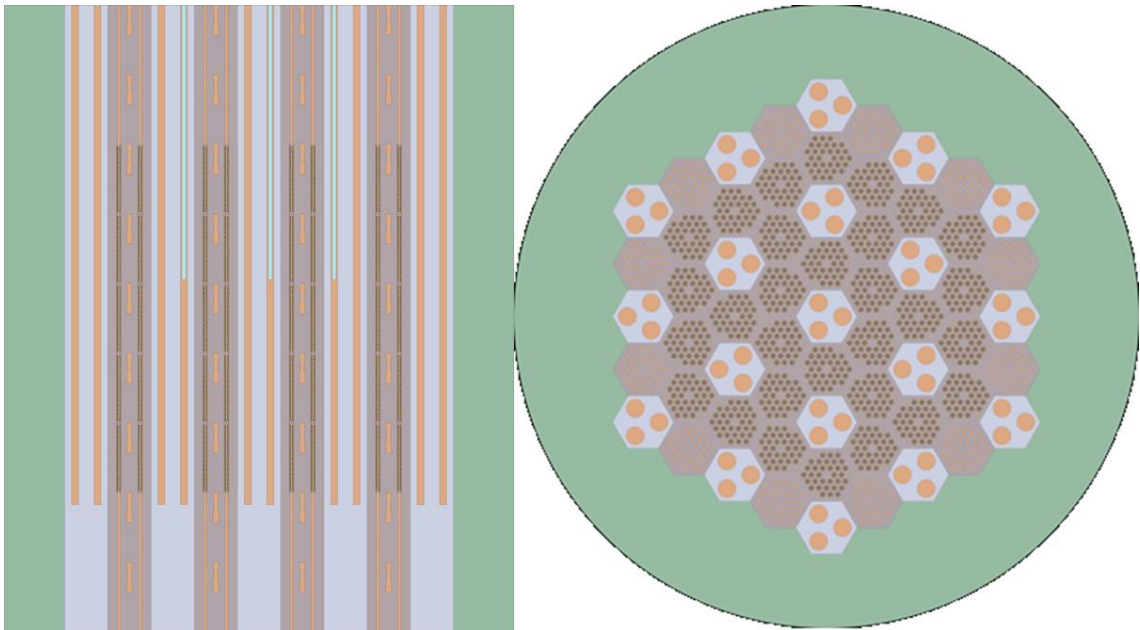
Küre problemin nötron difüzyon çözümüne göre elde edilen akı dağılımlarının 3B kesiti **Şekil 4.11**'de verilmiştir.

4.4. HTTR Kor Modellenmesi

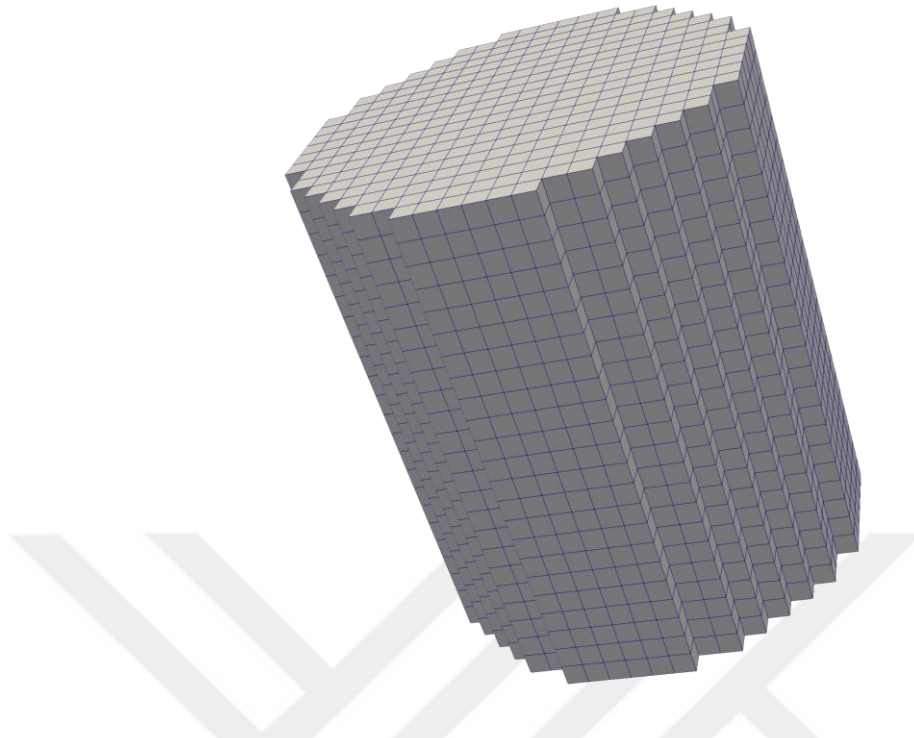
Bu aşamada geliştirilen kod tam ölçekli bir güç reaktörü üzerinde sınanmak amacıyla Yüksek Sıcaklık Test Reaktörü (HTTR) koruna uygulanmıştır. Serpent topluluğu tarafından paylaşılan ayrıntılı HTTR giriş dosyası temel alınmış; bu dosya yakıt sütunları, grafit moderatör, reflektör bölgeleri, soğutma kanalları ve tüm kontrol çubuklarını içerdiğinden geometri ve malzeme tanımlarına ek işleme gerek kalmamıştır (VTT, 2025).

Şekil 4.12'de HTTR korunun Serpent kodu ile oluşturulmuş eksenel ve radyal görselleri bulunmaktadır. Çözüm için kullanılan ağ yapısı ise **Şekil 4.13**'te verilmiştir.

OpenFOAM'un snappyHexMesh aracı ile altıgen blok düzeni, dikdörtgen prizmatik hücreler biçiminde oluşturulmuş ve yine OpenFOAM'un foamToVTK aracı ile “.vtk” dosyasına dönüştürülmüştür. Ardından Serpent'te sürekli enerji kütüphanesiyle kritiklik hesaplamaları ile iki gruplu mikroskobik tesir kesitleri alınmış; JSON formatına indirgenerek SHY çözümüne doğrudan girdi olarak aktarılmıştır. Ağ, yakıt grafit sınırlarında hücre boyutunun kesit değişimlerine duyarlı olacak şekilde yerel olarak inceltilmiş, reflektör bölgesinde ise çözünürlük düşürülerek matris büyüklüğü optimize edilmiştir. Bu seyrek blok matris, SciPy-Arnoldi öz değer çözücüyeye verilip yalnızca en büyük öz değer ve karşılık gelen öz vektör hesaplanmıştır.



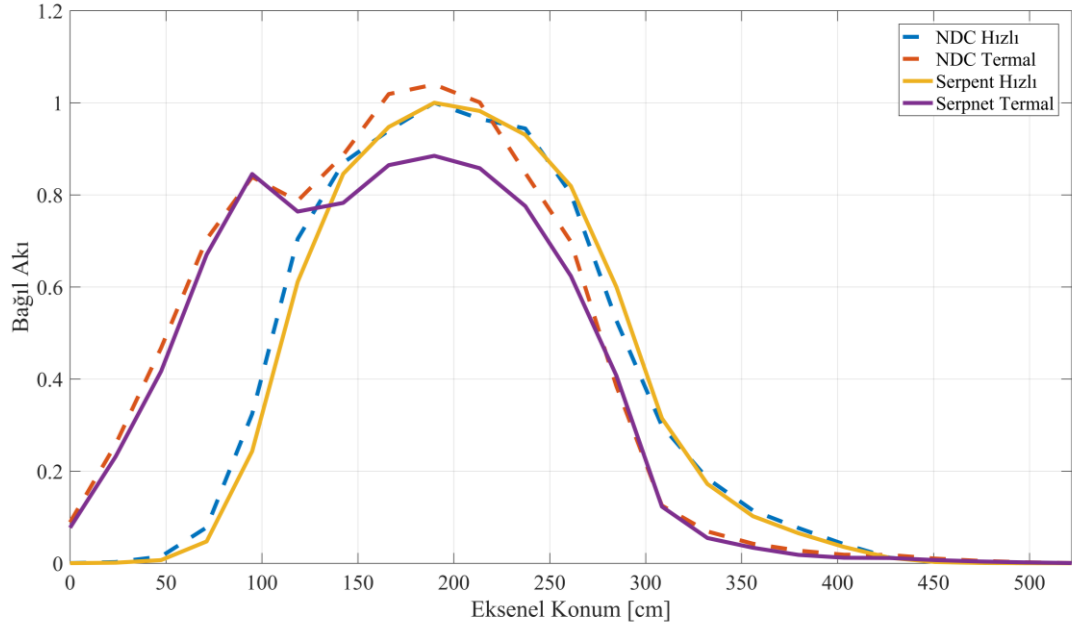
Şekil 4.12. HTTR Korunun Serpent Görseli (Sağ: Eksenel Kesit, Sol: Radyal Kesit)



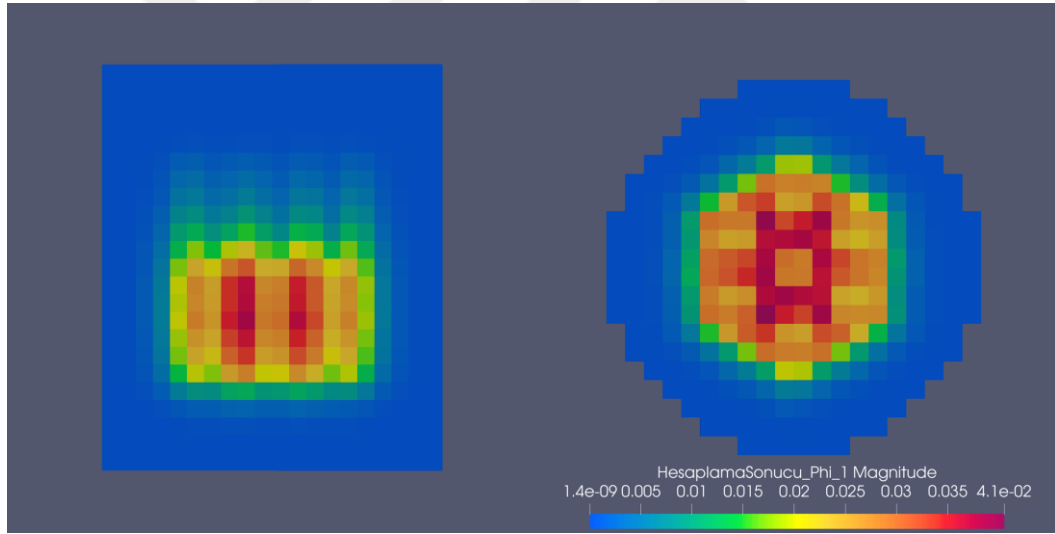
Şekil 4.13. HTTR Koru Ağ Yapısı

Elde edilen sonuçlarda Serpent ile çoğalma faktörü 1,02743 olarak bulunmuştur. Nötron difüzyon çözücüsü ile elde edilen çoğalma faktörü ise 1,03901'dir. Görüldüğü üzere hata payı %1,1271 olarak elde edilmiştir. **Şekil 4.14**'te ise Serpent ile difüzyon akı dağılımları gösterilmektedir. Burada görüleceği üzere hızlı spektrumda hesaplama hata oranı azken termal spektrumda bu hata yükselmiştir. Bunun en büyük sebebi termal spektrumdaki nötronların kontrol çubukları ile olan soğrulma tesir kesitlerinin büyük olmasıdır. Bu da sonuç olarak hatanın yükselmesine sebep olmaktadır.

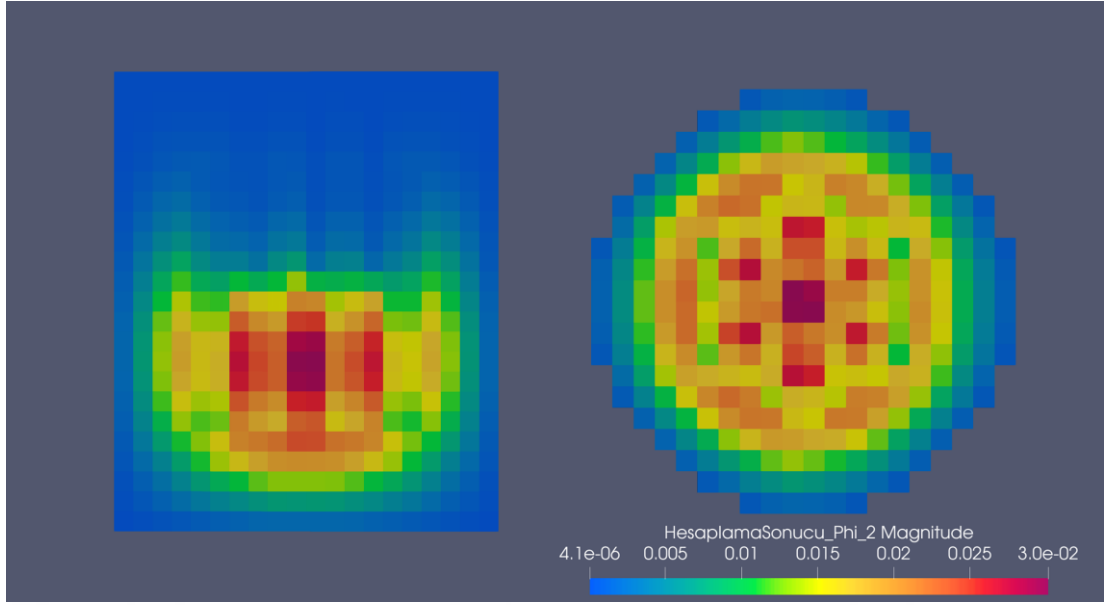
HTTR korunun merkez noktasındaki hızlı ve termal nötron akı dağılımının aksel, radyal ve 3B kesitleri sırasıyla **Şekil 4.15**, **Şekil 4.16** ve **Şekil 4.17**'de verilmiştir.



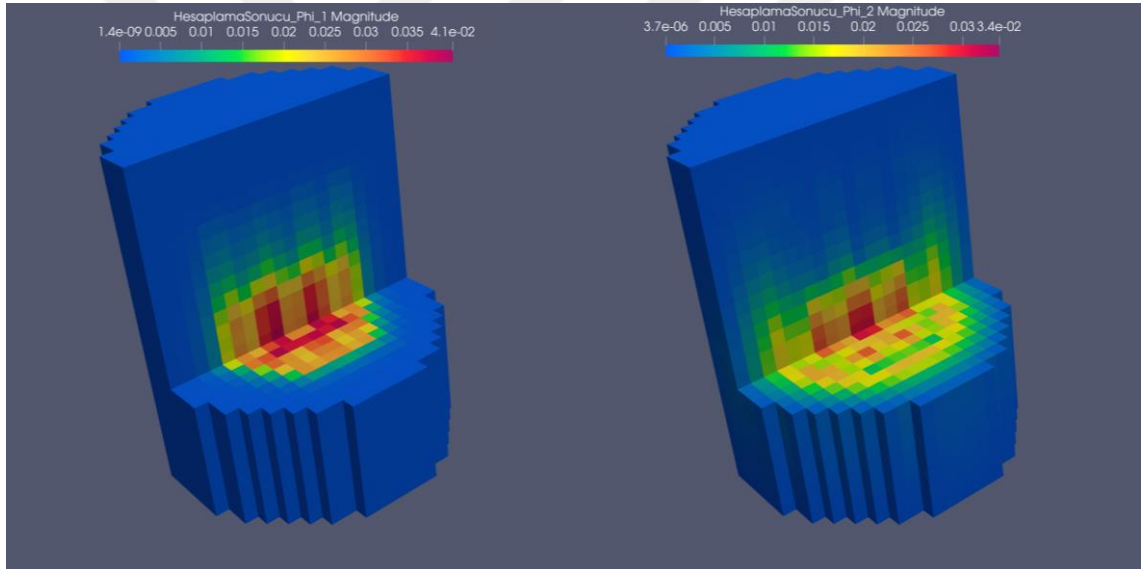
Şekil 4.14. Nötron Difüzyon Çözümü ile Serpent Akı Dağılım Karşılaştırması



Şekil 4.15. Hızlı Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları



Şekil 4.16. Termal Nötronların Eksenel (Sol) ve Radyal (Sağ) Dağılımları



Şekil 4.17. Nötronların Dağılımının 3B Kesiti (Sol: Hızlı Grup, Sağ: Termal Grup)

5. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu çalışma kapsamında Python 3.9.4 üzerinde geliştirilen sonlu-hacimler tabanlı iki gruplu difüzyon kodu, homojen-heterojen küp testleri, Godiva benzeri kritik küre ve tam ölçekli HTTR reaktör modeli üzerinde doğrulanmıştır. Serpent tarafından sürekli enerji kütüphaneleriyle üretilen kesitlerin iki gruba indirgenerek doğrudan kullanılması, hem referans alınacak Monte Carlo verisiyle tutarlı bir karşılaştırma zemini sağlamış hem de kullanıcıya tek bir iş akışı içinde taşıma-difüzyon eşleştirmesi yapma kolaylığı kazandırmıştır. Kodun kendi ürettiği VTK tabanlı ağıın Serpent'e doğrudan aktarılması ve aynı ağ üzerinde sonuçların yeniden görselleştirilebilmesi, literatürde yaygın olarak karşılaşılan “geometri/mesh dönüşümü” sorununu ortadan kaldıran yenilikçi bir özellik sunmaktadır.

Elde edilen bulgular, saçılmanın baskın olduğu grafit yavaşlatıcılı bölgelerde akı profillerinin ve k_{eff} değerinin yüksek doğrulukla yeniden üretildiğini göstermiştir. Buna karşın soğutulma tesir kesitlerinin büyük olduğu alanlarda (yüksek bor içeriği veya çok yüksek uranyum yoğunluklu bölgeler) hata payının arttığı gözlenmiştir. Bu durum, difüzyon katsayısının çok küçük değerlere indiği hücrelerde SHY ayrıklaştırmasının numerik hassasiyet sınırlarına yaklaşmasından kaynaklanmaktadır. Bununla birlikte, genel hata düzeylerinin tüm testlerde kabul edilebilir sınırlar içinde kaldığı ve kodun temel tasarım amacına hızlı ve esnek kor analizi ulaşabildiği görülmüştür.

Gözlemlenen kısıtlamalardan en önemlisi, ağ yapısının şimdilik dikdörtgen prizmatik hexahedral hücrelerle sınırlı olmasıdır. Tetrahedral veya karışık hücreli ağlara destek eklenmesi, özellikle karmaşık soğutma kanalı geometrilerinin ayrıntılı modellenmesinde önemli bir iyileşme sağlayacaktır. Ayrıca her hücre için birebir tesir kesiti üretme yaklaşımı, Serpent'te örneklem sayısını yükselttiğinden hesaplama süresini uzatmaktadır. Gelecekte daha kaba bir “kesit bölgesi” tanımı yapıp, yüksek çözünürlüklü ağa bu bölgesel kesitlerin haritalanması yolu denenerek Serpent çalışma süresi kayda değer ölçüde azaltılabilir.

Kodda henüz paralel CPU ya da GPU hızlandırma, zamana bağlı difüzyon denklemleri ve uyarlamalı ağ yetenekleri kullanılmamıştır. İleri çalışmalarda çok-işlemcili LU/Arnoldi rutinleri, MPI tabanlı dağıtık bellek desteği ve dinamik ağ iyileştirmesi eklendiğinde milyonlarca hücrelik tam kor problemleri makul sürelerde çözülebilecektir. Ayrıca hücre-bazlı güç dağılımlarının termal-hidrolik kodlara aktarılması, bu kodlardan elde edilecek sıcaklık profilinin tekrar Serpent'e beslenerek sıcaklığa bağlı tesir kesiti

güncellemesi yapılması, tam eşleşik (coupled) nötronik-termal döngülerin kurulmasını mümkün kılacaktır.

Sonuç olarak geliştirilen yazılım, mevcut doğrulama testlerinde hızlı, bellek-verimli ve görsel olarak takip edilebilir bir çözüm üretmiş; Serpent ile entegre çalışabilmesi sayesinde kullanıcı dostu bir araştırma aracı haline gelmiştir. Kodun farklı reaktör tiplerinde, özellikle basınçlı su ve hızlı reaktör korlarında de uygulanarak kapsamının genişletilmesi, güvenilirliğini pekiştirecek önemli bir sonraki adımdır.



KAYNAKLAR

- Alcouffe, R. E., Baker, R. S., Dahl, J. A., Turner, S. A., & Ward, R. (2008). PARTISN: A time-dependent, parallel neutral particle transport code system (LA-UR-08-07258).
- Altahhan, M. R., Bhaskar, S., Ziyad, D., Balestra, P., Fiorina, C., Hou, J., Simith, N., & Avramora, M. (2020). Preliminary design and analysis of liquid fuel molten salt reactor using multi-physics code GeN-Foam. *Nuclear Engineering and Design*, 369, 110826. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110826>
- Bell, G. I., & Glasstone, S. (1970). Nuclear reactor theory. Van Nostrand Reinhold Company.
- Bernal, A., Roman, J. E., Miró, R., & Verdú, G. (2016). Assembly discontinuity factors for the neutron diffusion equation discretized with the finite volume method. Application to BWR. *Annals of Nuclear Energy*, 97, 76–85. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.06.023>
- Bernal, A., Roman, J. E., Miró, R., & Verdú, G. (2018). Calculation of multiple eigenvalues of the neutron diffusion equation discretized with a parallelized finite volume method. *Progress in Nuclear Energy*, 105, 271–278. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.02.006>
- Cao, L., & Wu, H. (2021). Deterministic numerical methods for unstructured-mesh neutron transport calculation. Woodhead Publishing.
- Case, K. M., & Zweifel, P. F. (1967). Linear transport theory. Addison-Wesley Publishing Company.
- Davidson, B., & Sykes, J. B. (1958). Neutron transport theory. Oxford at the Clarendon Press.
- Duderstadt, J. J., & Hamilton, L. J. (1976). Nuclear reactor analysis. John Wiley & Sons.
- Fiorina, C., Mikityuk, K., & Pautz, A. (2015). GeN-Foam: A novel multi-physics solver for reactor analysis – Status and ongoing developments. In Proceedings of the ANS Winter Meeting.
- Henry, A. F. (1975). Nuclear reactor analysis. The Massachusetts Institute of Technology Press.
- Hu, T., Wu, H., Cao, L., & Li, Z. (2017). Finite volume method based neutronics solvers for steady and transient-state analysis of nuclear reactors. *Energy Procedia*, 127, 275–283. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.08.102>
- Jung, Y. S., Lee, C., & Smith, M. A. (n.d.). PROTEUS-MOC user manual. <https://www.osti.gov/servlets/purl/1483947> (Erişim tarihi: 10 Haziran 2025)
- Lamarsh, J. R. (1972). Introduction to nuclear reactor theory. Addison-Wesley Publishing Company.
- Lamarsh, J. R., & Baratta, A. J. (2015). Nükleer mühendisliğe giriş (O. Zabunoğlu, Çev. Ed.). Palme Yayıncılık.
- Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., & Kaltiaisenaho, T. (2015). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 82, 142–150. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>
- Lewis, E. E., & Miller, W. F., Jr. (1984). Computational methods of neutron transport. John Wiley & Sons.
- Li, X., Cheng, K., Huang, T., & Tan, S. (2024). Research on neutron diffusion equation and nuclear thermal coupling method based on gradient updating finite volume method. *Annals of Nuclear Energy*, 195, 110158. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.110158>
- Lindley, B. A., Hosking, J. G., Smith, P. J., Powney, D. J., Tollit, B. S., Newton, T. D., Perry, R., Ware, T. C., & Smith, P. N. (2017). Current status of the reactor physics code WIMS and

- recent developments. *Annals of Nuclear Energy*, 102, 148–157. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.12.011>
- OpenFOAM. (2025). User guide: File structure of OpenFOAM cases. <https://www.openfoam.com/documentation/user-guide/2-openfoam-cases/2.1-file-structure-of-openfoam-case> (Eriřim tarihi: 16 Haziran 2025)
- Pediz, G. (2021). Sonlu hacimler yöntemi ile kor nötronik analizi [Yüksek lisans tezi, Hacettepe Üniversitesi].
- Pediz, G., Yılmaz, A., & Tombakoğlu, M. (2023). Transport equivalent full core neutronics calculations via finite volume method and optimized diffusion parameters. *Progress in Nuclear Energy*, 165, 104935. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104935>
- Rao, R. K., Sudha, A. J., Rao, P. M., Natesan, K., & Venkatraman, B. (2023). A finite volume method based multi-group neutron diffusion model for space-time nuclear reactor kinetics problems in RZ geometry. *Nuclear and Particle Physics Proceedings*, 341, 28–33. <https://doi.org/10.1016/j.nuclphysbps.2023.09.012>
- Rearden, B. T., & Jessee, M. A. (n.d.). SCALE code system. <https://www.osti.gov/servlets/purl/1426571> (Eriřim tarihi: 12 Ağustos 2025)
- SALOME. (2025). SALOME: The Open-source Integration Platform for Numerical Simulation. (Eriřim tarihi: 10 Haziran 2025) <https://www.salome-platform.org/>
- Smith, M. A., Lewis, E. E., & Shemon, E. R. (2014). DIF3D-VARIANT 11.0: A decade of updates (ANL/NE-14/1).
- Stacey, W. M. (2007). Nuclear reactor physics. <https://doi.org/10.1002/9783527611041>
- Vagheian, M., Rezaei Ochbelagh, D., & Gharib, M. (2020). Introduction to the non-orthogonal gradient-based finite volume method for three-dimensional neutron diffusion calculations with application to the rectangular reactor core configurations. *Annals of Nuclear Energy*, 138, 107216. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.107216>
- Vidal-Ferrándiz, A., Carreño, A., Ginestar, D., & Verdú, G. (n.d.). FEMFFUSION: A finite element method code for nuclear reactor modelling. <https://www.femffusion.imm.upv.es> (Eriřim tarihi: 12 Ağustos 2025)
- VTT Technical Research Center of Finland. (2025). HTTR full core model. https://serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/HTTR_full_core_model (Eriřim tarihi: 10 Haziran 2025)
- Xu, J., Zhao, F., Sheng, Z., & Yuan, G. (2023). A positivity-preserving finite volume scheme for multi-group neutron diffusion kinetics equations with delayed neutrons. *Computers and Mathematics with Applications*, 129, 69–89. <https://doi.org/10.1016/j.camwa.2022.11.008>

ÖZGEÇMİŞ

Adı Soyadı : Muhammed Mustafa BİRCAN

Yabancı Dili : İngilizce

Eğitim Durumu

Lise : Tatvan Atatürk Mesleki ve Teknik Anadolu Lisesi, 2018

Lisans : Sinop Üniversitesi, 2022

Mesleki Deneyim

İş Yeri : Roketsan A.Ş., 2025

Yayın Listesi

Şentürk Lüle, S., Bircan, M. M., Kutbay, F., Sayın, S., & Çolak, Ü. (2025). New thorium core loading patterns for high temperature gas cooled nuclear microreactors. *Annals of Nuclear Energy*, 224, 111745. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2025.111745>

Kutbay, F., Sayın, S., Bircan, M. M., Şentürk Lüle, S., & Çolak, Ü. (2024, Mart). Preliminary performance analysis of full-scale model of the thorium-fueled high-temperature gas-cooled micro-reactor. *International Youth Nuclear Congress (IYNC 2024)*, Abu Dhabi, United Arab Emirate

Kutbay, F., Sayın, S., Bircan, M. M., Şentürk Lüle, S., & Çolak, Ü. (2024, Mart). Heat transfer correlation development for high-temperature gas-cooled micro-reactor design with graphite blocks. *International Youth Nuclear Congress (IYNC 2024)*. Abu Dhabi, United Arab Emirates.

Bircan, M. M., & Tiftikçi, A. (2024, Şubat). Neutronic analysis of the concept space heat pipe reactor. *16th International Istanbul Scientific Research Congress on Life, Engineering, Architecture, and Mathematical Sciences (pp. 534–540)*. İstanbul, Türkiye. <https://doi.org/10.5281/zenodo.10776102>