

**VVER-1200 REAKTÖRÜNDE UZUN SÜRELİ SANTRAL
KARARMASI NEDENİYLE KULLANILMIŞ YAKIT HAVUZU
KAZASININ RADYOLOJİK SONUÇLARI**

**CONSEQUENCES OF SPENT FUEL POOL ACCIDENT
DUE TO LONG TERM BLACK OUT AT VVER-1200**

KEMAL DOĞAN

DOÇ.DR. CEMİL KOCAR

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

NÜKLEER ENERJİ Mühendisliği

Anabilim Dalı için öngördüğü

YÜKSEK LİSANS TEZİ

olarak hazırlanmıştır.

2015

KEMAL DOĞAN'ın hazırladığı “**VVER–1200 Reaktöründe Uzun Süreli Santral Kararması Nedeniyle Kullanılmış Yakıt Havuzu Kazasının Radyolojik Sonuçları**” adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından **NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**'nda **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN

Başkan

.....

Doç. Dr. Cemil KOCAR

Danışman

.....

Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĞLU

Üye

.....

Prof. Dr. Ayhan YILMAZER

Üye

.....

Doç. Dr. İlker TARI

Üye

.....

Bu tez Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü tarafından **YÜKSEK LİSANS TEZİ** olarak onaylanmıştır.

Prof. Dr. Fatma SEVİN DÜZ

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

Bu tez alıřmasını, bana desteęini ve sevgisini esirgemeyen sevgili karım Sibel DOĐAN'a ve oęlum Mert DOĐAN'a ithaf ediyorum.

ETİK

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü, tez yazım kurallarına uygun olarak hazırladığım bu tez çalışmada,

- tez içindeki bütün bilgi ve belgeleri akademik kurallar çerçevesinde elde ettiğimi,
- görsel, işitsel, yazılı tüm bilgi ve sonuçları bilimsel ahlak kurallarına uygun olarak sunduğumu,
- başkalarının eserlerinden yararlanılması durumunda ilgili eserlere bilimsel normlara uygun olarak atıfta bulunduğumu,
- atıfta bulunduğum eserlerin tümünü kaynak olarak gösterdiğimi,
- kullanılan verilerde herhangi bir tahrifat yapmadığımı,
- ve bu tezin herhangi bir bölümünü bu üniversitede veya başka bir üniversitede başka bir tez çalışması olarak sunmadığımı

beyan ederim.

25/12/2015

Kemal DOĞAN

ÖZET

VVER–1200 REAKTÖRÜNDE UZUN SÜRELİ SANTRAL KARARMASI NEDENİYLE KULLANILMIŞ YAKIT HAVUZU KAZASININ RADYOLOJİK SONUÇLARI

KEMAL DOĞAN

Yüksek Lisans, Nükleer Enerji Mühendisliği

Tez Danışmanı: Doç.Dr. Cemil Kocar

Aralık 2015, 61 sayfa

Mart 2011’de Japonya Fukushima Daiichi NGS’de gerçekleşen doğal felaket nükleer çevrelere o güne değin tasarıma esas kaza olarak kabul edilmeyen uzun süreli santral kararmasının doğal afetler ile birleşince nedenli tehlikeli olabileceğini gösterdi. Bu tez çalışmasında Mersin, Akkuyu’da kurulması planlanan AES 2006 tasarımı bir VVER–1200 tipi NGS’de gerçekleşebilecek uzun süreli santral kararması kazası durumunda kullanılmış yakıt havuzundaki envanter hesabı, envanterden kaynak terime geçiş, kaynak terimin atmosferik dağılım hesapları ve sonucunda NGS sahası yakınlarında bulunan kişilerin alması muhtemel radyasyon dozları ve acil durum müdahaleleri incelenmiştir.

Anahtar Kelimeler: AES 2006 tasarımı VVER–1200, uzun süreli santral kararması kazası, kullanılmış yakıt havuzu, Mersin Akkuyu NGS

ABSTRACT

CONSEQUENCES OF SPENT FUEL POOL ACCIDENT DUE TO LONG TERM BLACK OUT AT VVER–1200

KEMAL DOĞAN

Master's Degree, Nuclear Engineering

Supervisor: Doç.Dr. Cemil Kocar

December 2015, 61 pages

Natural disaster occurred at Japan Fukushima Daiichi NPP in March 2011 showed that combination of natural disasters with a long term black out which is not accepted as a design basis accident till that day could be how dangerous. In this study, inventory calculation in the spent fuel pool, transmission from inventory to source term and atmospheric dispersion calculation of source term were investigated, in a case of long term black out accident that can occur in the AES 2006 design VVER–1200 type of NPP planned to be build in Turkey.

Keywords: AES 2006 design VVER–1200, long term blackout accident, spent fuel pool, Mersin Akkuyu NPP

TEŐEKKÜR

İlk olarak danışmanım Sayın Doç. Dr. Cemil Kocar'a teőekkür ederim. O'nun sonsuz sabrı ve karalılıđı olmasaydı, bu çalıőmayı sonlandıramazdım.

Tez jürimde yer alan Prof. Dr. Mehmet TOMBAKOĐLU'na, Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN'e, Prof. Dr. Ayhan YILMAZER'e ve Doç. Dr. İlker TARI'ya tez çalıőmama olan katkılarından dolayı teőekkür ederim.

Ayrıca tez çalıőmam boyunca bana her türlü desteđi veren Araő. Gör. Dr. Mehmet TÜRKMEN'e, Dr. Gürdal GÖKERİ'ye, Dr. Ediz TANKER'e, Dr. Serhat KÖSE'ye ve Gökhan YILDIZ'a teőekkür ederim.

Tez çalıőmam boyunca bana her türlü yardımcı olan tüm Hacettepe Üniversitesi Nükleer Enerji Mühendisliđi Ailesi'ne de özel teőekkürlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

Sayfa

ÖZET	iv
ABSTRACT	v
TEŞEKKÜR.....	vi
İÇİNDEKİLER.....	vii
ÇİZELGELER.....	ix
ŞEKİLLER	x
KISALTMALAR.....	xi
1. GİRİŞ.....	1
2. VVER TİPİ NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNİN TARİHSEL GELİŞİMİ.....	4
2.1 İlk VVER Reaktörleri.....	4
2.2 VVER – 440.....	4
2.3 VVER – 1000 / V – 320	5
2.4 VVER – 1000 / AES – 91 & AES – 92	6
2.5 VVER – 1200 / AES 2006.....	7
2.6 Akkuyu NGS Projesi.....	10
2.7 Bu Tez Çalışmasına Temel Teşkil Eden Kaza Senaryosu	12
3. FUKUSHIMA DAIICHI KAZASI	14
3.1 Doğal Afet.....	14
3.2 Fukuşima Nükleer Güç Santrali Ünite – 4 Kazası.....	14
4. ENVANTER HESABI.....	17
4.1 ORIGEN Yazılımı	17
4.2 Kullanılmış Yakıt Havuzu Hakkında Bilgiler ve Kabuller	19
4.3 Yakıt Zarfının Bütünlüğü Bozulana Kadar Geçen Süre	21
4.4 Kullanılmış Yakıt Havuzu Envanteri.....	25

4.5 LWR Jenerik Envanter.....	27
5. KAYNAK TERİM HESABI.....	29
5.1 Kaynak Terim Hesabı İçin Yapılan Kabuller	29
5.2 Kaynak Terim	30
5.3 Akkuyu NGS ÇED Raporunda Verilen Kaynak Terim	32
6. ATMOSFERİK DAĞILIM HESABI	34
6.1 COSYMA Yazılımı	34
6.2 Atmosferik Dağılım Modeli.....	34
6.3 Atmosferik Dağılım Hesabı İçin Kabuller	36
7. SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME	38
8. TARTIŞMA VE YORUM	55
KAYNAKLAR.....	57
ÖZGEÇMİŞ	60

ÇİZELGELER

Sayfa

Tablo 2-1 AES 2006 VVER – 1200 tasarım verileri	9
Tablo 4-1 Kaza anında yakıt havuzunda bulunan kullanılmış yakıt demeti gruplarının içerdiği kullanılmış yakıt miktarı ve havuzda bekleme süreleri	20
Tablo 4-2 Kordan çıkarılıp yakıt havuzuna konulan kullanılmış yakıt demeti gruplarının içerdiği kullanılmış yakıt miktarı ve korda ışınlanma süreleri	21
Tablo 4-3 Suyun saturasyona ulaşması için gereken enerji miktarı için fiziksel özellikler ve kaynama noktası	22
Tablo 4-4 Suyun buharlaşması için gereken enerji miktarı için fiziksel özellikler ..	22
Tablo 4-5 Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarı	24
Tablo 4-6 Kullanılmış yakıt havuzu toplam envanteri	25
Tablo 4-7 Jenerik LWR envanteri	27
Tablo 5-1 Yakıttan basınç kabının içine salım oranları	30
Tablo 5-2 Kaynak Terim	31
Tablo 5-3 Akkuyu NGS ÇED Raporu DEBK senaryosu kaynak terim	32
Tablo 6-1 Hesaplama yapılan atmosferik koşullar	36
Tablo 6-2 Kararlılık kategorilerinin sınıflandırılmasına ilişkin açıklamalar	37
Tablo 7-1 5 km mesafede alınan organ dozları	39
Tablo 7-2 11,5 km mesafede alınan organ dozları	40
Tablo 7-3 15,5 km mesafede alınan organ dozları	41
Tablo 7-4 20 km mesafede alınan organ dozları	42
Tablo 7-5 Farklı atmosferik koşullar için alınan etkin dozların karşılaştırılması	50
Tablo 7-6 Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK sonucunda alınan etkin dozlar	52

ŞEKİLLER

Sayfa

Şekil 2.1 Novovoronezh 1, dünyanın ilk VVER nükleer güç santrali	4
Şekil 2.2 Finlandiya'daki Loviisa NGS'nin VVER – 440 üniteleri	5
Şekil 2.3 Çek Cumhuriyeti'ndeki Temelin V – 320 reaktörleri	6
Şekil 2.4 Çin'de bulunan AES – 91 tipi Tianwan NGS	7
Şekil 2.5 Rusya'da inşası devam eden Novovoronezh II VVER – 1200 nükleer güç santrali	8
Şekil 2.6 Akkuyu NGS proje sahasının konumu	11
Şekil 2.7 Akkuyu NGS'nin yerleşimini gösteren bilgisayar simülasyonu	12
Şekil 4.1 Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarının değişimi	24
Şekil 6.1 Gaz ve aerosollerin atmosferik dağılımı.....	35
Şekil 7.1 1 – 4 km arasındaki mesafede 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullarda alınan etkin dozlar	44
Şekil 7.2 1 – 4 km arasındaki mesafede 6, 7, 8, 9 ve 10 uncu koşullarda alınan etkin dozlar	45
Şekil 7.3 1 – 4 km arasındaki mesafede 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullarda alınan etkin dozlar	46
Şekil 7.4 4 – 30 km arasındaki mesafede 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullarda alınan etkin dozlar	47
Şekil 7.5 4 – 30 km arasındaki mesafede 6, 7, 8, 9 ve 10 uncu koşullarda alınan etkin dozlar	48
Şekil 7.6 4 – 30 km arasındaki mesafede 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullarda alınan etkin dozlar	49

KISALTMALAR

A.Ş.	Anonim Şirketi
Bq	Bekerel (Becquerel)
COSYMA	Kazaların Radyolojik Sonuçlarının Değerlendirilmesine Yönelik Yazılım (COde SYstem from Methods for Assessing the Radiological Impact of Accidents)
ÇED	Çevresel Etki Değerlendirmesi
DEBK	Düşünülebilir En Büyük Kaza
ECN	Hollanda Enerji Araştırma Vakfı (Netherlands Energy Research Foundation)
EUR	Avrupa Birliği Mevzuatı (European Union Regulation)
FA	Yakıt Demeti (Fuel Assembly)
GE	Genel Elektrik (General Electric)
HTGR	Yüksek Sıcaklıklı Gaz Soğutmalı Reaktör (High Temperature Gas-cooled Reactor)
IAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (International Atomic Energy Agency)
ICRP	Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu (International Commission on Radiological Protection)
IGA	Hükümetler Arası Anlaşma (Intergovernmental Agreement)
LMFBR	Sıvı Metal Hızlı Üretken Reaktör (Liquid Metal Fast Breeder Reactor)
LOCA	Soğutucu Kaybı Kazası (Lost Of Coolant Accident)
LWR	Hafif Sulu Reaktör (Light Water Reactor)
m	Metre

MACCS	Kor Erimesi Kazası Sonuçlarını Hesaplama Yazılımı (MELCOR Accident Consequence Code System)
MARIA	Kazaların Radyolojik Etkilerinin Değerlendirilmesi için Yöntemler (Methods for Assessing Radiological Impact of Accidents)
NG	Soy Gazlar (Noble Gases)
NGS	Nükleer Güç Santrali
NUREG	Nükleer Düzenlemeler (Nuclear Regulations)
OECD	Ekonomik Kalkınma ve İşbirliği Örgütü (Organisation for Economic Co-operation and Development)
ORNL	Oak Ridge Ulusal Laboratuvarı (Oak Ridge National Laboratory)
Pa	Paskal (Pascal)
SBWR	Basitleştirilmiş Kaynamalı Su Reaktörü (Simplified Boiling Water Reactor)
TEPCO	Tokyo Elektrik Enerji Şirketi (Tokyo Electric Power Company)
TETAŞ	Türkiye Elektrik Ticaret ve Taahüt Anonim Şirketi
TMI	Üç Mil Adası (Three Mile Island)
U.K. NRPB	Birleşik Krallık Ulusal Radyolojik Korunma Kurulu (United Kingdom National Radiological Protection Board)
U.S. NRC	Birleşik Devletler Nükleer Düzenleme Kurumu (United States Nuclear Regulatory Commission)
USA	Amerika Birleşik Devletleri (United States of America)
vb.	Ve Benzeri
VVER	Su Yavaşlatıcılı, Su Soğutmalı Enerji Reaktörü (Water-Water Energetic Reactor)
W	Vat (Watt)

1. GİRİŞ

Nükleer endüstrinin geçmişine baktığımızda radyolojik sonuçları olan kazaların sayısı çok azdır. Gerçekleştiklerinde ciddi sonuçları olan bu büyük felaketlerin meydana gelme olasılıkları da çok düşüktür. Tüm bu düşük olasılıklı verilere rağmen Mart 2011'de Japonya'da meydana gelen kaza, nükleer endüstrinin bazı alanlarında yeterli güvenlik marjının olmadığını ve hala tasarımda öngörülmeven bazı boşluklar olduğunu göstermiştir.

1970'lerde inşa edilen 2. nesil NGS'ler güçlü depremlere ve büyük tsunamilere dayanacak şekilde tasarlanmışlardır. Bu reaktör tasarımları günümüzde tarih kitaplarında kalmalarına rağmen yeni tasarlanan ve inşa edilen 3 üncü nesil ve 3+ nesil modern reaktörlerle aralarında hala pek çok benzerlikler vardır.

1979'da gerçekleşen TMI kazası nükleer endüstride unutulmayacak bir mihenk taşıdır. Bu kaza, NGS'lerdeki güvenlik ve kontrol sistemlerinin önemini göstermiştir. TMI kazasının gösterdiği en önemli şeyse insan faktörünün güvenlikte hayati öneme sahip bir rolü olduğudur. Kaza sonrası tek bir kişinin olası doğrudan eylemlerinin yanı sıra tüm organizasyonun davranışının tesisin güvenliği üzerine etkisine dikkat çekilmiştir. Bu sayede güvenlik kültürünün önemini ortaya çıkmıştır. Kaza sonrası tesis çalışanlarının güvenlik kültürlerinin artırılmasına yönelik çalışmalara hız verilmiştir. Kazanın ortaya koyduğu en önemli güvenlik kültürü ilkelerinden biri, tesisin güvenliği bir bütündür ve güvenlikten tüm çalışanlar sorumludur. Modern reaktörlerin güvenlik sistemleri insan hatalarına karşı da önlem almaktadır. TMI kazası tehlikeli boyutta radyoaktif madde salımına neden olmasa da o gün için beklenmedik bir sonuç olan kor erimesine neden olmuştur. O günlerde en kötü kaza senaryosu olarak büyük miktarda soğutucu kaybı kazası ön görülmekteydi, bu nedenle küçük soğutucu kaybı kazalarında reaktörün davranışı üzerine çalışma yapılmıyordu. Bu kaza güvenlik üzerine düşünce tarzını değiştirerek belirlenimci ve olasılıksal hesaplamalara önem verilmesine neden olmuştur [1].

1986'da gerçekleşen ve büyük miktarda radyoaktif maddenin çevreye yayılmasına neden olan Çernobil kazası sonucunda nükleer güvenlik konusunda yeterli dersin alınmadığı açıkça görülmüştür. Çernobil kazası işletme sınır ve koşullarının aşılması nedeniyle meydana gelmiştir. Kontrol çubuklarındaki tasarım hatası

kazanın gerçekleşmesinde büyük rol oynamıştır. Çernobil'den sonra bilgisayarlar nükleer dünyanın önemli bir parçası haline gelmişlerdir. En beklenmeyen olaylar zincirini öngören senaryoların simülasyonu bilgisayarlar vasıtasıyla mümkün kılınmıştır. Çernobil kazası sonrası tüm tasarıma esas kazaları engelleyecek pasif ve yedek güvenlik sistemlerinin önemi ortaya çıkmıştır.

Çernobil'den 25 yıl sonra doğa ana tüm öfkesini büyük bir deprem ve onu izleyen korkunç bir tsunami ile Japonya'nın üzerine kustu. Fukushima Daiichi'deki nükleer güç santrali, Çernobil'den sonra ikinci büyük facia ile yüz yüze geldi. Bu olay reaktörlerdeki tasarım hatalarını bir kez daha gün ışığına çıkarmış ve bazı olaylar zincirlerinin gerçekleşme olasılığı ile ilgili öngörülerimizin ne kadar yanıltıcı olduğunu göstermiştir.

Bu tez çalışması sekiz bölümden oluşmaktadır. Birinci bölüm genel bir bilgilendirme ile başlayıp, sonrasında tezin amacı ve tez düzeni anlatılmaktadır.

İkinci bölümde, VVER tipi nükleer güç santrallerinin tarihsel gelişimi ve teknik özellikleri ile ülkemizde kurulması planlanan Mersin Akkuyu NGS Projesi hakkında detaylı bilgilere yer verilmiştir. Tez çalışmasına konu olan kaza senaryosu da bu bölümde anlatılmıştır.

Üçüncü bölümde, önce Fukushima Daiichi kazasına neden olan doğal afet hakkında daha sonra da Ünite – 4'te meydana gelen kazanın gelişimi hakkında detaylı bilgiler verilmiştir.

Envanter hesabının anlatıldığı dördüncü bölümde, envanter hesaplamaları için kullanılan ORIGEN yazılımı ve modelleri hakkında bilgi verilmiş ve tez çalışmasında esas alınan AES 2006 tasarımı VVER – 1200 tipi NGS'nin kullanılmış yakıt havuzu hakkında bilgilere ve yapılan kabullere yer verilmiştir. Ayrıca dördüncü bölümde yakıt zarfının bütünlüğünü kaybedene kadar geçen sürenin nasıl hesaplandığı ve toplam yakıt havuzu fisyon ürünleri envanteri yer almaktadır. LWR için jenerik envanter yine bu bölümde yer almaktadır.

Beşinci bölümde kaynak terim hesaplamaları anlatılmaktadır. Bu bölümde envanterden kaynak terime geçilirken yapılan kabuller ile kaynak terim hesaplama sonuçları yer almaktadır. Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu için verilen kaynak terim de besinci bölümde yer almaktadır.

Altıncı bölümde yapılan atmosferik dağılım hesaplamaları anlatılmıştır. Bu bölümde atmosferik dağılım hesaplamaları için kullanılan COSYMA yazılımından ve atmosferik dağılım modelinden bahsedilmiştir. Bölümün sonunda atmosferik dağılım hesaplamaları için yapılan kabullere yer verilmiştir.

Sonuç bölümü olan yedinci bölümde, atmosferik dağılım hesaplamalarının sonuçlarına ve alınması gereken acil durum önlemlerine yer verilmiştir. Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu uyarınca alınması muhtemel etkin dozlar yine bu bölümde verilmiştir.

Sekizinci bölümde ise tez ile ilgili tartışma ve yorumlar yer almaktadır.

Kullanılmış yakıt havuzundaki kullanılmış yakıtların ürettiği güçle ilgili hesaplamaların detayları Ek A'da, envanter hesaplamalarının detayları Ek B'de ve kaynak terim hesaplamasına ilişkin detaylar Ek C'de yer almaktadır. Ek A, Ek B ve Ek C CD'de sunulmuştur.

2. VVER TİPİ NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNİN TARİHSEL GELİŞİMİ

2.1 İlk VVER Reaktörleri

1960'dan günümüze kadar toplamda 67 VVER reaktörü inşa edilmiştir. İlk VVER ünitesi 1964 yılında Rusya'nın Voronezh bölgesinde bulunan Novovoronezh nükleer güç santralinde işletmeye alınmıştır. Elektrik üretim kapasiteleri dikkate alınarak ilk üniteye V – 210, ikincisine V – 365 adı verilmiştir. O günden beri Novovoronezh NGS sahası yeni VVER üniteleri için test sahası olmuştur [2].



Şekil 2.1 Novovoronezh 1, dünyanın ilk VVER nükleer güç santrali [2]

2.2 VVER – 440

İlk VVER ünitelerinin başarılı işletmeye alınma ve işletilme süreçleri sonraki daha güçlü reaktörlerin gelişimine temel teşkil etmiştir. Aynı sahada hayata geçirilen VVER – 440 seri olarak inşa edilecek VVER – 440'ların ilki olmuştur. Hâlihazırda, VVER – 440 reaktörleri pek çok Avrupa Birliği ülkesinde güvenle faaliyet göstermektedir: Slovakya (Bohunice 1 – 4, Mohovce 1 – 2), Macaristan (Paks 1 – 4), Bulgaristan (Kozloduy 1 – 4), Çek Cumhuriyeti (Dukovany 1 – 4), ve Finlandiya (Loviisa 1 – 2) [2].

Finlandiya'daki Loviisa NGS'nin tasarımı, U.S. NRC tarafından 1971'de belirlenen genel tasarım kriterleri dikkate alınarak, 1971-72 yıllarında tamamlanmıştır [3]. Bundan sonra tüm VVER üniteleri aynı güvenlik prensipleri doğrultusunda tasarlanmıştır. VVER – 440 ünitelerinin tasarım güvenilirliği işletici ülkeler

tarafından takdir edilmiştir ve işletme ömürlerinin uzatılmasına düzenleyici kurumlar tarafından onay verilmiştir. VVER – 440 tasarımındaki geniş güvenlik marjları bu reaktörlerin günümüze kadar güvenli ve sorunsuz bir şekilde işletilmelerini sağlamıştır [2].



Şekil 2.2 Finlandiya'daki Loviisa NGS'nin VVER – 440 üniteleri [2]

2.3 VVER – 1000 / V – 320

VVER – 1000 sadece üretim kapasitesiyle değil içerdiği yeni güvenlik sistemleriyle de VVER tarihinde bir mihenk taşıdır. VVER – 1000 dünya genelinde en yaygın VVER tasarımıdır, halihazırda 31 ünite işletimdedir ve 500 reaktör yılı çalışma tecrübesine erişilmiştir [2].

İşletilmekte olan VVER – 1000 santralleri üç geniş grupta kategorize edilir:

- 1. Pilot Santral**, Novovoroneh 5, 1980'de işletmeye alınmıştır.
- 2. Küçük Seri**, 1983 – 86 yılları arasında işletmeye alınan dört ünite.
- 3. Standart Seri**, 1985 – 2011 yılları arasında işletmeye alınan 23 ünite.

Standart seri olarak adlandırılan VVER – 1000 tasarımı V – 320 olarak adlandırılır. V – 320'nin tasarımı 1980'lerin başında tamamlanmıştır. V – 320 üniteleri Rusya

ve Ukrayna'daki 8 sahanın yanı sıra, Bulgaristan'da (Kozloduy 5 – 6) ve Çek Cumhuriyeti'nde (Temelin 1 – 2) işletmeye alınmıştır. V – 320 santrallerinin güvenlik kayıtları olumludur ve güvenliğe önemli etkisi olan bir olay kayıtlara geçmemiştir [2].



Şekil 2.3 Çek Cumhuriyeti'ndeki Temelin V – 320 reaktörleri [2]

2.4 VVER – 1000 / AES – 91 & AES – 92

Başarılı bir tasarım olan V – 320'den edinilen büyük deneyimle, Atomenergoproekt'in Saint–Petersburg tasarım ofisi AES – 91 (V – 428) tasarımını, Moskova tasarım ofisi de AES – 92 (V – 412 ve V – 466) tasarımını geliştirmişlerdir. Bu tasarımlar, teknolojinin ilerlemesi ve ekonominin gelişmesiyle birlikte, tasarım ötesi kazaların yönetimini temel alan pasif ve aktif güvenlik sistemlerinin dengeli kombinasyonunu içerecek şekilde tasarlanmışlardır. Temel güç üretimi sistemlerinde, reaktörde, birincil soğutucu çevriminde ve türbin çevriminde küçük tasarım farklılıkları mevcuttur. Ana farklılıklar güvenlik sistemlerinden ve tesis yerleşiminden kaynaklanmaktadır [2].

Tianwan, Çin'de inşa edilen AES – 91 tasarımı V – 428 NGS başlangıçta Finlandiya'ya önerilen fakat inşa edilmeyen AES – 91 tasarımından geliştirilmiştir.

Tianwan AES – 91 tasarımı NGS üniteleri 2007 yılında işletmeye alınmış ve dünyanın ilk kor tutucusu olan reaktörü olmuşlardır [2].

EUR teknik gereksinimlerine uyumlu olan AES – 92 tesis tasarımının Bulgaristan'daki Belene sahasına kurulması planlanmış ancak bu NGS inşası askıya alınmıştır. Hindistan, Kudankulam'da inşa edilen AES – 92 tasarımı iki ünitenin yol verme testlerine başlanmış ve birinci ünite 2013 yılında ilk kritikliğe ulaşmıştır [2].



Şekil 2.4 Çin'de bulunan AES – 91 tipi Tianwan NGS [2]

2.5 VVER – 1200 / AES 2006

AES 2006 tasarımı VVER evriminin son halkasıdır ve 3+ Nesil NGS'ler için uluslararası gereksinimleri sağlar. AES 2006 VVER – 1200 tasarımının temel prensipler şunlardır:

- Kanıtlanmış teknolojilerin maksimum kullanımı;
- Minimum maliyet ve inşaat süreleri;
- Tasarım ötesi kazaların yönetimi için aktif ve pasif güvenlik sistemlerinin dengeli kombinasyonu;

- Genel güvenlik üzerine insan faktörü etkisinin azaltılması.

AES 2006 tasarımı ilk üniteler Rusya'da inşa halindedir. Bunlar Sosnovy Bor'daki 2 ünite (Leningrad II), Novovoronezh'deki 2 ünite (Novovoronezh II) ve Kaliningrad bölgesindeki 2 ünite (Baltık Projesi). Türkiye'de 4 ünite ve Belarusta 2 ünite inşası için anlaşma imzalanmıştır. Bu projeler için saha çalışmaları devam etmektedir [2].



Şekil 2.5 Rusya'da inşası devam eden Novovoronezh II VVER – 1200 nükleer güç santrali [2]

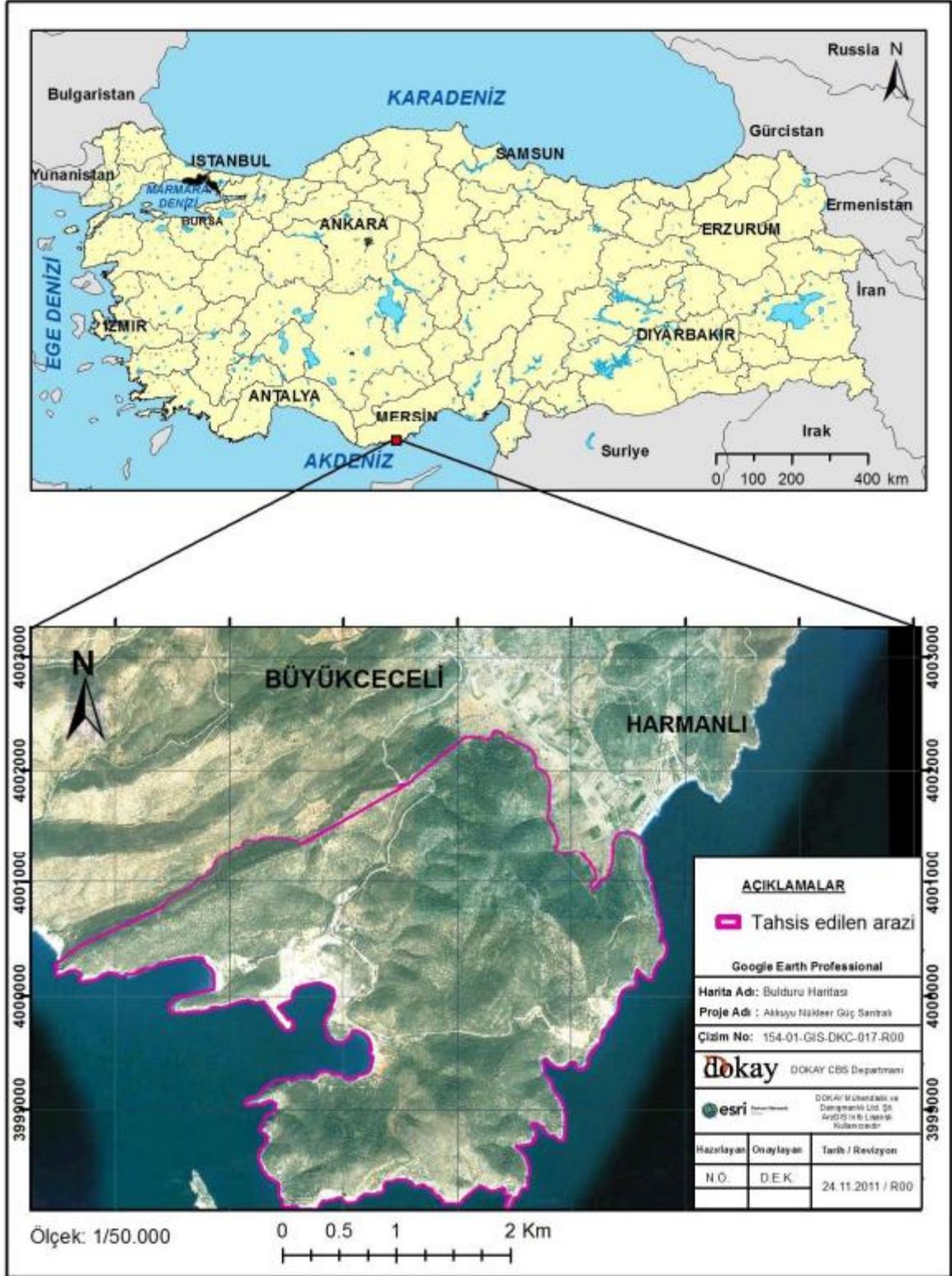
İki farklı AES 2006 VVER – 1200 tasarımı vardır. İlki AES – 92 tasarımı temel alınarak Atomenergoproekt Moskova Ofisi tarafından tasarlanan V – 392M'dir. Rusya'da inşası devam eden Novovoronezh II NGS V – 392M tasarımıdır. Bu tasarım Türkiye'de kurulacak olan Mersin, Akkuyu NGS için önerilen tasarımıdır. Diğer tasarım AES – 91 tasarımı temel alınarak Atomenergoproekt St Petersburg Ofisi tarafından tasarlanan V – 491'dir. Leningrad II NGS ve Kaliningrad'daki Baltık Projesi V – 491 tasarımıdır. Belarusta inşası başlamak üzere olan Ostrovets NGS'de St Petersburg Ofisinin V – 491 tasarımıdır. Moskova Tasarım Ofisi'nde geliştirilen V – 392M modelinde pasif güvenlik sistemleri ağır basarken St Petersburg Tasarım Ofisi'nde geliştirilen V – 491 modelinde ise aktif güvenlik sistemlerine ağırlık verilmiştir. AES 2006 VVER – 1200 tasarım verileri Tablo 2.1'de verilmiştir [2].

Tablo 2-1 AES 2006 VVER – 1200 tasarım verileri

Tesis ömrü (yıl)	60
Elektriksel güç (MWe)	1198
Termal güç (MWth)	3212
Kullanılabilirlik hedefi	>90
Net verim (%)	34,5
Yıllık planlanmayan otomatik ani durdurma	<1
Maksimum yanma oranı (MWgün/kgU)	60
Yakıtın korda kalma süresi (yıl)	4
Yakıt yükleme periyodu (ay)	12 (18)
Birincil soğutucu	Hafif Su
İkincil soğutucu	Hafif Su
Yavaşlatıcı	Hafif Su
Birincil soğutucu kora giriş sıcaklığı (°C)	298,2
Birincil soğutucu kordan çıkış sıcaklığı (°C)	328,9
Yakıt	UO ₂ ve UO ₂ + Gd ₂ O ₃
Yakıt demeti geometrisi	Altıgen
Yakıt demeti sayısı	163
Ortalama yakıt demeti zenginliği (%)	4,79
Kontrol çubuğu malzemesi	B ₄ C + Dy ₂ O ₃ TiO ₂

2.6 Akkuyu NGS Projesi

Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş. tarafından Türkiye'nin Akdeniz Bölgesi'nde Mersin İli, Gülnar İlçesi sınırları içerisinde bir Nükleer Güç Santrali (NGS) inşası ve işletilmesi planlanmaktadır. NGS Projesi; esas itibarıyla karada ve denizden doldurulacak alanlarda yer alacak yapı ve tesislerden oluşmaktadır. Bu kapsamda deniz dolgusu olan alanda mendirek, yükleme-boşaltma alanları vb. tesisler, ana karada ise tüm teknik bina ve tesisler, ortak ünite tesisleri, yedek kontrol üniteleri, fiziksel koruma sistemleri, tesisin inşaatını ve normal işletimini sağlayacak hidroteknik tesisler, enerji nakil ve boru hatları sistemleri ile diğer teknik altyapı tesisleri, inşaat çalışanları ve işletme personeli için yaşam tesisleri ve NGS için gerekli olan tüm diğer geçici bina ve yapılarla birlikte dört ana güç ünitesi yer alacaktır [4]. Proje Sahası'nın konumunu gösteren harita, Şekil 2.6'da sunulmaktadır.



Şekil 2.6 Akuyu NGS proje sahasının konumu [5]

Türkiye’de 1970 yılından itibaren nükleer santral kurma girişimlerinde bulunulmuştur, fakat bu girişimler sonuçsuz kalmıştır. Bu sürecin sonunda, Rus ve Türk Hükümetleri arasında 12 Mayıs 2010 tarihinde dört adet 1.200 MW gücünde

(toplam 4.800 MW) VVER ünitesinden oluşan bir NGS kurulması için IGA imzalanmıştır. Nükleer Santral, Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş. tarafından “yap – sahip ol – işlet” modeliyle kurulacaktır. 2010 yılında imzalanan anlaşma şartlarına göre, dört adet 1.200 MW gücünde VVER / AES 2006 ünitesinin (toplam kapasite 4.800 MW), Türkiye'nin güneydoğu Akdeniz kıyısında bulunan Gülnar İlçesi sınırları içinde (Mersin İli, Büyükeceli Beldesi) inşa edilmesi ve işletilmesi planlanmaktadır [4]. Akkuyu NGS Projesi'nin gerçekleştirilmesi için, Türkiye ile Rusya arasında imzalanan IGA hükümlerine göre, Türk tarafı reaktörler için gerekli alanı sağlayacaktır. Rusya tarafı, başlangıçta Proje'nin %100'üne sahip olurken, bilahare TETAŞ santralin belirli bir üretim miktarını satın alacaktır [4].

Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş, santrali 60 yıl boyunca işletmeye devam edecek ve çoğunluk hissesi (% 51) her zaman Rusya tarafına ait olacaktır. Hisselerin geri kalanı (% 49) Türkiye'deki yatırımcılara bırakılabilecektir [4].

Proje'nin toplam maliyeti yaklaşık 20 milyar dolar olup Proje, Türkiye'nin ilk Nükleer Güç Santrali olacaktır.



Şekil 2.7 Akkuyu NGS'nin yerleşimini gösteren bilgisayar simülasyonu [5]

2.7 Bu Tez Çalışmasına Temel Teşkil Eden Kaza Senaryosu

Bu çalışmada, Mersin Akkuyu'da kurulması planlanan AES 2006 tasarımı VVER – 1200 tipi nükleer güç santralinin kullanılmış yakıt havuzunda meydana gelebilecek uzun süreli santral kararması kazasının radyolojik sonuçları incelenmiştir.

Kaza senaryosunda Fukushima kazasında olduğu gibi NGS'ye uzun süre elektrik verilemediği, kullanılmış yakıt havuzunun tam kapasiteyle dolu olduğu ve kaza öncesinde kordaki yakıtın çıkartılıp kullanılmış yakıt havuzuna konulduğu kabulleri yapılmıştır.

Çalışma boyunca ilk olarak kullanılmış yakıt havuzundaki kullanılmış yakıtların ürettiği güçle ilgili hesaplamalar yapılmıştır. Bu hesaplamaların detayları Ek A'da verilmiştir. Daha sonra ORIGEN yazılımı kullanılarak kullanılmış yakıt havuzundaki toplam envanter hesaplanmıştır [6]. Envanter hesaplamalarının detayları Ek B'de yer almaktadır. Kullanılmış yakıtların ürettiği artık ısının kullanılmış yakıt havuzundaki suyu ne kadar sürede buharlaştıracağı ve zarf malzemesinin bütünlüğünü ne zaman yitireceği hesaplanmış ve bu süre envanter hesabına dahil edilmiştir.

Kaza senaryosu uyarınca envanterden kaynak terime geçiş yapılırken yakıttan koruma kabına salım oranları için U.S. NRC NUREG 1150 dokümanında yer alan salım oranları kullanılmıştır [7]. Kaynak terim hesaplamasına ilişkin detaylar Ek C'de yer almaktadır.

Hesaplanan kaynak terimin atmosferik dağılımı sonucunda alınan etkin dozun ve organ dozularının hesaplanması için COSYMA yazılımı kullanılmıştır [8].

3. FUKUSHIMA DAIICHI KAZASI

3.1 Doğal Afet

Mart 2011'de gerçekleşen Fukushima Daiichi kazası bu tez çalışmasına temel teşkil etmektedir. Bu nedenle öncelikle kazaya neden olan doğal afet hakkında bilgilere yer verilmiştir.

11 Mart 2011'de Japonya tarihinin en büyük deprem felaketi ile karşı karşıya kalmıştır. Richter ölçeğine göre 8,9 şiddetindeki bu depremin ardından ada ülkesi bu kez de tsunami felaketi ile yüz yüze gelmiştir. Maalesef, dev dalgaların 10 – 15 metre yüksekliğe ulaştığı büyük araçları, evleri, gemileri, bazı binaları yerinden alıp kıyılardan kilometrelerce içeriye sürüklediği görülmüştür. Bu dev dalgalar yaşanan can kaybında ciddi artış olmasına sebep olmuştur.

10 Mart 2015'de Japon Polis Teşkilatı deprem ve tsunami felaketi neticesinde 15.893 insanın hayatını kaybettiğini, 6.152 kişinin yaralandığını ve 2.572 kişinin kayıp olduğu açıklamıştır [10].

Japonya'da toplam 19 nükleer santral sahasında, deprem ve sonrasında oluşan tsunami sırasında işletimde olan toplam 50 adet nükleer reaktör mevcuttur. Deprem ile birlikte tüm reaktörlerde kapanma işlemi prosedürlere uygun olarak gerçekleşmiştir. Deprem anında devreye girerek reaktörlerdeki reaksiyonun sönmelenmesini sağlayan güvenlik sistemleri başarıyla çalışmıştır. Kapamanın ardından radyoaktif bozunma ısını sistemden çekmek üzere soğutma sistemleri de başarılı bir şekilde devreye girmiştir. Ancak depremin ardından kapatma ve soğutma işlemleri gerçekleştirilen santrallerden bir kısmı, depremden 56 dakika sonra gelen tsunamiden de etkilenmiştir. Deprem ve tsunami felaketinden en büyük hasarı Fukuşima Daiichi Nükleer Santrali almıştır.

3.2 Fukuşima Nükleer Güç Santrali Ünite – 4 Kazası

11 Mart 2011'de yerel saat ile saat 14:46'da Tohoku – Chihou – Taiheiyo – Oki'de 8,9 büyüklüğünde bir deprem meydana gelmiş ve bölgede ciddi hasara sebep olmuştur. Ancak depremden yaklaşık bir saat sonra oluşan tsunami çok daha büyük hasarlara yol açmıştır.

Deprem ile birlikte bölgede yer alan 4 ayrı nükleer santralde bulunan ve çalışmakta olan toplam 11 adet reaktör otomatik olarak kapanmıştır. Depremin

hemen ardından Fukuşima Nükleer Santrali'nin 1, 2 ve 3 üncü ünitelerinde sorunlar yaşanmaya başlanmış, depremden beş gün sonra ise 4 üncü ünite de bazı sorunlar baş göstermiştir.

Deprem gerçekleştiği anda Ünite – 4 bakım, onarım ve yakıt yüklemesi nedeniyle 29 Kasım 2010 tarihinden beri kapalı durumdaydı. Aralık 2010'da kordan çıkarılan tüm yakıt demetleri reaktör binasının üst katında bulunan kullanılmış yakıt havuzuna taşınmıştı [11].

14 Mart Pazartesi yerel saat ile 04:00'da normalde 40 – 50 °C olan havuz suyu sıcaklığı 84 °C'ye ulaştı. 15 Mart'ta yerel saat ile yaklaşık olarak 06:00'da Ünite – 4'ün çatı katı olan dördüncü katta bir patlama meydana geldi. Patlamanın nedeniyle ilgili spekülasyonlar hala mevcuttur. Patlamaya neden olan hidrojenin kaynağı olarak ilk başta kullanılmış yakıt havuzundaki yakıtlar gözükse de, TEPCO hidrojenin Ünite – 3'den geldiğini düşünmektedir [11].

Ünite – 4'de gerçekleşen patlama sonrası yardımcı binanın duvarında her biri 8 m²'lik iki delik açıldı. Patlama sonrası, 15 Mart 17:48'de kullanılmış yakıt havuzundaki suyun kaynamakta olabileceği rapor edildi. 15 Mart 21:13'de Ünite – 4'ün kontrol odasındaki radyasyon seviyesi çalışanların uzun süreli kalmasını engelleyecek seviyeye ulaştı [11].

16 Mart 14:30'da kullanılmış yakıt havuzundaki suyun kaynamakta olabileceği açıklandı. Aynı gün saat 20:00 civarında Ünite – 4'e su basılmasına karar verildi [11].

18 Mart'ta kullanılmış yakıt havuzuna basılan suyun buharlaşabileceğinden daha hızlı kaybolduğu ve buna bir sızıntının neden olabileceği açıklandı [11].

22 – 25 Mart arasında günde 130 ile 150 ton arası deniz suyu basıldığı rapor edildi. Ayrıca 24 Mart 21:05'den 25 Mart 01:20'ye kadar kullanılmış yakıt soğutma sistemine de deniz suyu basıldığı açıklandı. 25 Mart 23:00'da reaktör binasından beyaz duman yükseldiği görüldü. 29 Mart'ta deniz suyu yerine tatlı su basılmaya başlandı [11].

13 Nisan'da kullanılmış yakıt havuzu sıcaklığının 90 °C'ye ulaştığı ve havuzun 6 metre üstünde doz hızının 84 mSv / saat olarak ölçüldüğü bildirildi. 25 Nisan itibarıyla havuz sıcaklığına bağlı olarak günde 70 ile 210 ton arası tatlı suyun kullanılmış yakıt havuzuna basıldığı açıklandı. 28 Nisan'da havuzda sızıntı

olmadığının su kaybının yalnızca buharlaşma nedeniyle olduğunun düşünöldüğü açıklandı. Kullanılmış yakıtların ürettiği artık ısı nedeniyle günlük 140 ile 210 ton suyun buharlaştığına yönelik hesaplama yapıldığı ve bunu telafi etmek için aynı miktarda su eklendiği rapor edildi. 9 Mayıs'ta Ünite – 4'deki patlamalardan dolayı kullanılan yakıt havuzunun yapısının zayıflamış olabileceği nedeniyle kullanılan yakıt havuzunu destekleyici bir yapı kurulması için çalışmalar başladı [11].

Kasım 2013'te Ünite – 4'ün kullanılan yakıt havuzunda bulunan 1533 adet yakıt demeti merkezi depolama havuzuna taşınmaya başladı. 22 Aralık 2014'te taşıma işlemi tamamlandı [11].

4. ENVANTER HESABI

4.1 ORIGEN Yazılımı

Origen programının orijinal sürümü, ORNL Kimya Teknolojileri Bölümünde, zarf malzemelerinin, yakıt malzemelerinin ve fisyon ürünlerinin radyoaktivitelerinin ve bileşimlerinin hesaplamasında kullanılmak için geliştirilmiştir. Tesir kesiti kütüphaneleri, LWRs, LMFBRs ve HTGRs'yi kapsayan birkaç reaktör tipi için oluşturulmuştur. ORIGEN'in kendinden önceki yanma oranı yazılımlarına göre birincil avantajı sınırlı sayıda dönüşüm zinciri yerine tüm isotopik geçiş matrisini analiz edebilme kapasitesidir. ORIGEN'in bu kapasitesi, nükleit oluşumu, tükenmesi ve ışınma süreçlerini tanımlayan "bozunma hızı denklemlerini" çözen matris eksponansiyel yöntem uygulamalarından gelir [12].

ORNL, yazılımın ve yanma oranı analizi için kullanılan nükleer verilerin geliştirilmesi için büyük çaba sarf ederek, ORIGEN2'yi geliştirdi ve başlarda bağımsız bir yazılım olarak kullanıldı. Ama hassas hesaplamalar, yakıt tipleri ve yazılımın tesir kesiti kütüphanesi kullanılarak hazırlanan ve hesaplanan reaktörün nötronik durumu ile ilgili hesaplamalar gerektiriyordu.

ORIGEN-S, ORIGEN'in SCALE sistemine uygulanan sürümüdür. ORIGEN-S, orijinal ORIGEN yazılımına göre bazı yenilikler içermektedir. Yazılım, dinamik saklama yerlerini, girdi bağımsızlığını ve esnek dizi boyutlarını içerecek şekilde revize edilmiştir ve radyasyon kaynak terim karakterizasyonunda büyük esneklik ve gelişim sağlamıştır. Bunlara karşın yazılımın en büyük gelişimi, problem bağımlı çoklu grup tesir kesiti verileri için yakıt demeti tasarım bilgisi, malzeme bileşimleri ve kullanıcı tarafından belirlenen reaktör işletme koşullarını kullanan yanma oranı simülasyon proses geliştirme ve kullanma kabiliyetidir. ORIGEN-S kütüphanesini kullanıcı tanımlı sistemler geliştirme kabiliyeti için COUPLE adı verilen kütüphane yönetim programı uygulanmıştır. COUPLE, ORIGEN-S tesir kesiti kütüphanesini çoklu grup verisiyle birlikte otomatik olarak günceller ve çoklu grup verileriyle güncellenmeyen çekirdeklerin kütüphanedeki üç grup tesir kesitlerini spektrum ağırlık faktörlerini uygular.

Çözüm yöntemi:

Radyonüklitlerin birikim ve tükenmelerini (1), nötron akısı seviyesini ve ışınlama boyunca spesifik gücü (2) tanımlayan diferansiyel denklemler aşağıda belirtilmiştir.

Nüklitin oluşmasını ve yok olmasını nükleer dönüşüm ve radyoaktif bozunma ile tanımlayan genel denklem şöyle yazılabilir:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N \ell_{ij} \lambda_j x_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k x_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \sigma_i) x_i \quad (i = 1, \dots, N) \quad (1)$$

x_i : nüklit i nin atom yoğunluğu (atom/cm³)

λ_i : nüklit i için radyoaktif bozunma sabiti (1/s)

σ_i : nüklit i nin spektrum ortalaması alınmış nötron yutma tesir kesiti (barns)

ℓ_{ij} ve f_{ik} : radyoaktif bozunum oranları ve tür i dönüşümüne neden olmak için diğer nüklitlerle nötron yutma oranı

$\bar{\phi}$: nötron akısı (n/cm².s)

Kesin olarak, denklem sistemleri, nötron akısı ve tesir kesitleri yakıt bileşiminin çok çeşitli değişiminden dolayı lineer olmayan denklem (1) ile tanımlanır. Bununla birlikte zamanla dönüşüm oranı çok yavaştır ve eğer kısa zaman aralıklarında bu değişimleri sabit kabul edersek denklem sistemi (1) eş zamanlı birinci derece basit matris formunda yazılabilen diferansiyel denklem sistemine dönüşür.

$$\dot{\underline{X}} = \underline{A} \underline{X} \quad (2)$$

Denklem (2)'nin çözümü

$$\underline{X}(t) = \exp(\underline{A}t) \underline{X}(0) \quad (3)$$

olarak bilinir.

$\underline{X}(0)$: radyonüklitlerin başlangıç miktarı

$\underset{\approx}{A}$: radyoaktif bozunma ve nötron yakalama için oran sabitlerini içeren dönüşüm matrisi

Denklem (3)'deki $\exp(\underset{\approx}{A}t)$ fonksiyonu, matris eksponensiyel fonksiyonu olarak şöyle tanımlanır:

$$\exp(\underset{\approx}{A}t) = I + \underset{\approx}{A}t + \frac{(\underset{\approx}{A}t)^2}{2!} + \dots = \sum_{m=0}^{\infty} \frac{(\underset{\approx}{A}t)^m}{m!} \quad (4)$$

Eğer bu fonksiyon, dönüşüm matrisinden doğru bir şekilde elde edilebilirse devamında nükleer zincir denklemlerinin çözümü kolayca elde edilebilir.

4.2 Kullanılmış Yakıt Havuzu Hakkında Bilgiler ve Kabuller

VVER tipi reaktörlerin önceki tasarımlarında yardımcı binada yer alan kullanılmış yakıt depolama havuzu, AES 2006 VVER – 1200 tasarımında koruma kabının içine alınmıştır. Kullanılmış yakıt havuzu, 10 yıl boyunca reaktörden çıkan kullanılmış yakıtları ve herhangi bir anda korda yer alan tüm yakıtı alabilecek kapasitede tasarlanmıştır [5].

AES 2006 tasarımı VVER – 1200 tipi güç reaktörü için aşağıdaki kabuller yapılmıştır [13] :

- Kora yerleştirilen tüm yakıt demetlerinin ortalama zenginliği: 4,79 %
- Termal Güç: 3200 MWth
- Ortalama Yanma Oranı (Burn up): 55,5 MWday/kg U
- Kordaki Yakıt Demeti (FA) sayısı: 163 adet
- Her yıl 42 taze FA kora yükleniyor = 19768 kg U
- 42 FA'nin korda ortalama yanma zamanı: 1330 gün
- 1 yıl = 340 gün
- Kordaki toplam yakıt miktarı: 87042 kgUO₂
- Kordaki toplam ağır metal miktarı 87042 kgUO₂ × 0.88 ≈ 76720 kg U
- Kullanılmış yakıt havuzu kapasitesi: 567+163=682 FA
- Sistem dengede (steady state)

AES 2006 tasarımda kullanılmış yakıt havuzunun kapasitesi, yakıt çevriminden çıkan 10 yıllık kullanılmış yakıtı ve korda yer alan yakıtın tamamını alabilecek

kapasitedir [5]. Yapılan kabuller doğrultusunda kordan her yıl 42 adet yakıt demeti çıkarılmaktadır. Yakıt demetlerinin korda kalma süreleri ortalama olarak 1330 gün kabul edilmiştir. Kaza anından önce, 10 yıl boyunca yakıt çevriminden çıkan kullanılmış yakıtların içerdiği kullanılmış yakıt miktarı ve havuzda bekleme süreleri Tablo 4.1'de verilmiştir. Kaza anından önce, kordan çıkarılıp yakıt havuzuna konulan yakıtların miktarı ve korda ışınlanma süreleri ile ilgili bilgiler Tablo 4.2'de verilmiştir. Yakıtlar kordan çıkarılıp kullanılmış yakıt havuzuna konulana kadar geçen süre tüm yakıt demeti grupları için 1 gün kabul edilmiştir. Bu 1 günlük süre hesaplamalara dahil edilmiştir.

Tablo 4-1 Kaza anında yakıt havuzunda bulunan kullanılmış yakıt demeti gruplarının içerdiği kullanılmış yakıt miktarı ve havuzda bekleme süreleri

Yakıt Çevrim	Kullanılmış yakıt miktarı (kg)	Havuzda bekleme süresi
1. Çevrim	19768	9 yıl
2. Çevrim	19768	8 yıl
3. Çevrim	19768	7 yıl
4. Çevrim	19768	6 yıl
5. Çevrim	19768	5 yıl
6. Çevrim	19768	4 yıl
7. Çevrim	19768	3 yıl
8. Çevrim	19768	2 yıl
9. Çevrim	19768	1 yıl
10. Çevrim	19768	1 gün

Tablo 4-2 Kordan çıkarılıp yakıt havuzuna konulan kullanılmış yakıt demeti gruplarının içerdiği kullanılmış yakıt miktarı ve korda ışınlanma süreleri

Kordan Çıkarılan FA Grupları	Kordan çıkarılan yakıtın miktarı (kg)	Korda ışınlanma süresi
1. Grup	19768	3 yıl
2. Grup	19768	2 yıl
3. Grup	17416	1 yıl
4. Grup	19768	1 gün

AES 2006 tasarımında kullanılmış yakıt havuzundaki su miktarı 1529.3 m³'dür. Kullanılmış yakıtlar havuzda bir platformun üzerinde bulunmaktadır. Havuzda, kullanılmış yakıtların üzerinde kalan su miktarı ise 477,9 m³ kabul edilmiştir. Ayrıca tasarımda acil durum desteği olarak da 750 m³ su rezervinin olduğu belirtilmiştir [5]. Acil durum desteğinin nasıl devreye girdiğiyle ilgili detaylı bilgiye ulaşılamamıştır. Kaza anında acil durum desteğinin pasif sistemler vasıtasıyla havuza gönderildiği kabulü yapılmıştır.

4.3 Yakıt Zarfının Bütünlüğü Bozulana Kadar Geçen Süre

Kaza senaryosu uyarınca yakıt zarfı bütünlüğünün bozulduğu an, yakıtların üzerindeki suyun buharlaşır, yakıtların hizasına geldiği an kabul edilmiştir. Bu doğrultuda yakıt havuzunda bulunan kullanılmış yakıtlardan kaynaklı artık ısının ne kadar zamanda yakıtların üzerini örten suyu buharlaştırdığı aşağıdaki şekilde hesaplanmıştır.

Saturasyona ulaşması gereken su miktarı tüm havuz kapasitesi (1529,3 m³) artı acil durum desteğiyle (750 m³) birlikte toplam 2279,4 m³ kabul edilmiştir. Suyun saturasyona ulaşması için gereken enerji miktarı için aşağıdaki formül kullanılmıştır [14]:

$$E_{sat} = \rho V C_p (T_{sat} - T_i)$$

E_{sat} : Saturasyon için gereken enerji

ρ : yoğunluk (kg/m³)

V : hacim (m^3)

C_p : özgül ısı ($kJkg^{-1}K^{-1}$)

T_{sat} : saturasyon sıcaklığı (K)

T_i : havuz suyunun ilk sıcaklığı (K)

Suyun saturasyona ulaşması için gereken enerji miktarı için yapılan kabulleri ilişkin veriler Tablo 4.3'de verilmiştir.

Tablo 4-3 Suyun saturasyona ulaşması için gereken enerji miktarı için fiziksel özellikler ve kaynama noktası

ρ [kg/m^3]	992,2
C_p [$kJkg^{-1}K^{-1}$]	4,20
T_{sat} [K]	373,15
T_i [K]	313,15

$E_{sat} = 992,2 \times 2279,3 \times 4,205(373,15 - 313,15) = 570,58MJ$ olarak hesaplanmıştır.

Yakıtın bütünlüğünün bozulması için buharlaşması gereken su miktarı $477,9 m^3$ artı acil durum desteği $750 m^3$ olarak toplam $1227,9 m^3$ kabul edilmiştir. $1227,9 m^3$ suyun buharlaşması için gereken enerji $E_{boil} = \rho V_{af} E_{vap}$ formülü kullanılarak hesaplanmıştır [14]. Yapılan hesaplamalara ilişkin kabuller Tablo 4.4'de verilmiştir.

Tablo 4-4 Suyun buharlaşması için gereken enerji miktarı için fiziksel özellikler

ρ [kg/m^3]	992,2
V_{af} [m^3]	1227,9
E_{vap} [MJ/kg]	2,26

$$E_{boil} = 992,2 \times 1227,9 \times 2,26 = 2753,4GJ \text{ olarak hesaplanmıştır.}$$

Kordan çıkarılan kullanılmış yakıtların ürettiği anlık gücü bulmak için aşağıdaki korelasyon kullanılmıştır [14].

$$P(t) = P_0 \times 6,48 \times 10^{-3} \left[t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2} \right]$$

$P(t)$: Anlık güç [MW]

P_0 : Reaktörün termal gücü

t : Reaktör kapatıldıktan sonra geçen süre [gün]

T_0 : Yakıtların reaktörde ışınlama süreleri [gün]

Kordan çıkarılan kullanılmış yakıtların t gün sonra ürettiği toplam enerjisi bulmak aşağıdaki korelasyon kullanılmıştır [14].

$$E(t) = P_0 \times 8,1 \times 10^{-3} \left[t^{0.8} - (t + T_0)^{0.8} + T_0^{0.8} \right]$$

$E(t)$: t gün boyunca üretilen toplam enerji [MW.gün]

P_0 : Reaktörün termal gücü

t : Reaktör kapatıldıktan sonra geçen süre [gün]

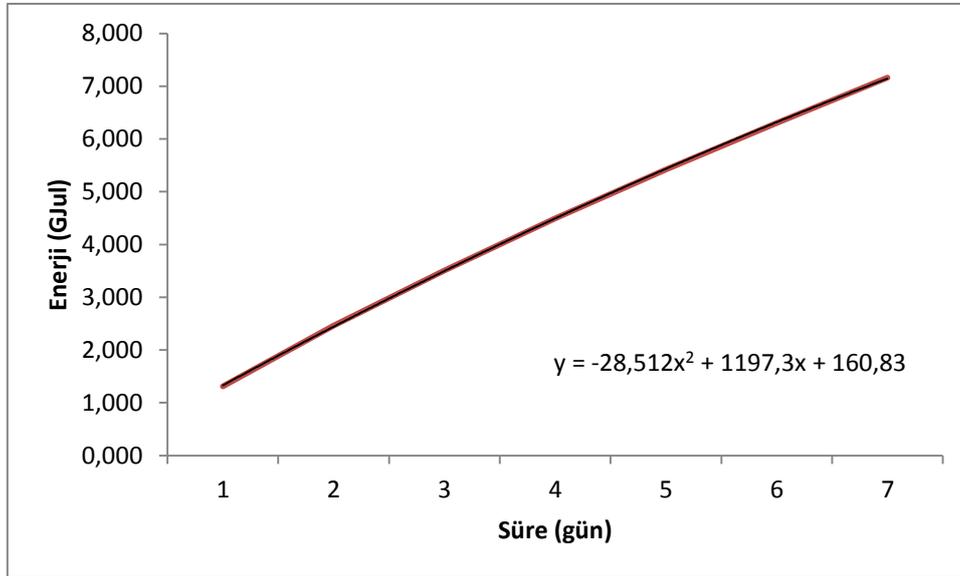
T_0 : Yakıtların reaktörde ışınlama süreleri [gün]

Kaza anından sonra her yakıt demeti grubundan zamanla havuza verilen enerji miktarlarına ilişkin hesaplamaların detayları Ek A'da yer almaktadır. Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarı Tablo 4.5'de verilmiştir.

Tablo 4-5 Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarı

Geçen Süre	Toplam Enerji (MW.gün)	Toplam Enerji (G Jul)
1.Gün Sonunda	15,19	1312,416
2.Gün Sonunda	28,49	2461,536
3.Gün Sonunda	40,62	3509,568
4.Gün Sonunda	51,98	4491,072
5.Gün Sonunda	62,73	5419,872
6.Gün Sonunda	72,98	6305,472
7.Gün Sonunda	82,86	7159,104

Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarının değişimi Şekil 4.1’de gösterilmiştir.



Şekil 4.1 Kaza anından sonra havuza verilen zamana karşı günlük toplam enerji miktarının değişimi

Şekil 4.1'deki fonksiyonu kullanarak kaza anından t gün sonra havuza verilen toplam enerjiyi bulmak için aşağıdaki formül türetilmiştir:

$$E(t) = -28,512t^2 + 1197,3t + 160,83$$

$$E : GJ(10^9 J)$$

$$t : gün$$

Bu formül kullanılarak yakıt zarfının bütünlüğünün bozulması için havuza verilmesi gereken enerji şu şekilde hesaplanmıştır.

$$E_{tot} = E_{sat} + E_{eva} = 0,57GJ + 2753,4 GJ = 2753,97 GJ$$

$2753.4 = -28,512t^2 + 1197,3t + 160,83$ denklemin çözümünden yakıt zarfının bütünlüğü bozulana kadar geçen süre $t \cong 2,29 gün$ olarak bulunur.

4.4 Kullanılmış Yakıt Havuzu Envanteri

Envanter hesaplamalarında, yakıt demetlerinin kullanılmış yakıt havuzunda kalma sürelerine ek olarak yakıt zarfının bütünlüğü bozulana kadar geçen 2,29 günlük süre de dikkate alınmıştır. OrigenArp yazılımı kullanılarak elde edilen envanter verilerinin detayları Ek B'de yer almaktadır.

Yapılan hesaplamalar sonucunda kullanılmış yakıt havuzundaki toplam envanter Tablo 4.6'de verilmiştir.

Tablo 4-6 Kullanılmış yakıt havuzu toplam envanteri

İzotop	Aktivite (Bq)	İzotop	Aktivite (Bq)
Kr85	1,09E+17	Xe131m	3,90E+16
Kr85m	4,97E+12	Xe133	4,98E+18
I131	2,44E+18	Xe133m	1,07E+17
I132	2,31E+18	Xe135	4,22E+16
I133	4,88E+17	Cs134	9,91E+17
I135	1,51E+15	Cs136	1,31E+17

Te127	1,85E+17	Cs137	1,37E+18
Te127m	4,62E+16	Rb86	4,85E+15
Te129	9,37E+16	Sb127	1,52E+17
Te129m	1,46E+17	Sb129	3,08E+12
Te131m	9,24E+16	Ba140	4,74E+18
Te132	2,24E+18	Sr89	3,05E+18
Ce141	5,01E+18	Sr90	9,72E+17
Ce143	9,81E+17	Sr91	1,44E+16
Ce144	4,62E+18	Pu238	5,27E+16
Np239	2,20E+19	Pu239	3,50E+15
Ru103	4,55E+18	Pu240	5,43E+15
Ru105	1,15E+13	Pu241	1,38E+18
Ru106	2,07E+18	Rh105	6,79E+17
Zr95	5,29E+18	Mo99	2,60E+18
Zr97	2,19E+17	Tc99m	2,52E+18
Nb95	5,51E+18	La140	5,28E+18
Am241	1,05E+16	Cm242	1,20E+17
Y90	9,76E+17	Cm244	6,23E+16
Y91	4,01E+18		

4.5 LWR Jenerik Envanter

IAEA'in 955 numaralı teknik dokümanında 1000 MW gücündeki bir LWR için kapanmasından 30 dakika sonraki kor envanteri verilmiştir [15]. Tablo 4.7'de yer verilen envanter 18 aylık yakıt çevrimi döngüsü ve dengedeki bir sistem için hesaplanmıştır.

Tablo 4-7 Jenerik LWR envanteri

İzotop	Aktivite (Bq)	İzotop	Aktivite (Bq)
Kr85	2.07E+13	Xe131m	3.70E+13
Kr85m	8.88E+14	Xe133	6.29E+15
Kr87	1.74E+15	Xe133m	2.22E+14
Kr88	2.52E+15	Xe135	1.26E+15
I131	3.15E+15	Cs134	2.78E+14
I132	4.44E+15	Cs136	1.11E+14
I133	6.29E+15	Cs137	1.74E+14
I134	7.03E+15	Rb86	9.62E+11
I135	5.55E+15	Sb127	2.26E+14
Te127	2.18E+14	Sb129	1.22E+15
Te127m	4.07E+13	Ba140	5.92E+15
Te129	1.15E+15	Sr89	3.48E+15
Te129m	1.96E+14	Sr90	1.37E+14
Te131m	4.81E+14	Sr91	4.07E+15
Te132	4.44E+15	Pu238	2.11E+12
Ce141	5.55E+15	Pu239	7.77E+11

Ce143	4.81E+15	Pu240	7.77E+11
Ce144	3.15E+15	Pu241	1.26E+14
Np239	5.92E+16	Rh105	1.81E+15
Ru103	4.07E+15	Mo99	5.92E+15
Ru105	2.66E+15	Tc99m	5.18E+15
Ru106	9.25E+14	La140	5.92E+15
Pr143	4.81E+15	Nd137	2.22E+15
Zr95	5.55E+15	Cm242	1.85E+13
Zr97	5.55E+15	Cm244	8.51E+11
Nb95	5.55E+15	Y90	1.44E+14
Am241	6.29E+10	Y91	4.44E+15

Tez senaryosu uyarınca hesaplanan kor envanteri, Tablo 4.7’de verilen LWR jenerik kor envanteri ile kıyaslandığında farklılıklar içermektedir.

Tez senaryosu uyarınca hesaplanan kor envanterinin daha büyük çıkmasının temel nedeni, tez çalışmasında 10 yıllık yakıt çevriminden çıkan yakıtın ve kordaki yakıtın toplam envanterinin hesaplanmasıdır. Tablo 4.7’de verilen envanter yalnızca tek bir yakıt çevrimini içermektedir.

Bunun yanı sıra, reaktörlerin termal güçlerinin, yakıt çevrimi sürelerinin ve yakıt demetlerinin suda bekleme sürelerinin farklılığı tez çalışmasında hesaplanan envanterin Tablo 4.7’de verilen jenerik LWR envanterinden farklı çıkmasına neden olmuştur.

5. KAYNAK TERİM HESABI

5.1 Kaynak Terim Hesabı İçin Yapılan Kabuller

AES 2006 tasarımında kullanılmış yakıt havuzu koruma kabının için alınmıştır. Radyoizotoplar önce yakıttan koruma kabına, sonra da koruma kabından atmosfere kaynak terim olarak çıkacaktır. Bu tez çalışmasında tutucu yaklaşım benimsenmiş ve kaza sonrasında koruma kabının tüm işlevini yitirdiği kabul edilmiştir. Bu doğrultuda yakıttan koruma kabına geçen tüm envanterin bacadan salındığı kabulü yapılmıştır.

Yakıttan koruma kabının içine salım oranları için AES 2006 VVER – 1200 özelinde veri bulunamadığından NRC NUREG 1150 dokümanında yer alan yakıttan basınç kabının içine salım oranları kullanılmıştır [7].

NRC NUREG 1150 dokümanında belirtildiği üzere radyoaktif izotoplar kimyasal ve fiziksel davranışlarına göre 9 gruba ayrılır. Bu gruplar şunlardır:

1. **(NG) Soy Gazlar Grubu:** Xenon (Xe), Kripton'un(Kr) izotoplarını içerir.
2. **(I) Holojenler Grubu:** İyot'un (I) izotoplarını içerir.
3. **(Cs) Sezyum/Alkali Metaller Grubu:** Sezyum(Cs), Rubidyum'un(Rb) izotoplarını içerir.
4. **(Ba) Baryum Grubu:** Baryum'un (Ba) izotoplarını içerir.
5. **(Sr) Stronsiyum Grubu:** Stronsiyum'un (Sr)izotoplarını içerir.
6. **(Te) Tellür Grubu:** Telluryum (Te), Selenyum (Se), Antimon'un (Sb) izotoplarını içerir.
7. **(Ce) Seryum Grubu:** Seryum (Ce), Plütonyum (Pu), Neptünyum'un (Np) izotoplarını içerir.
8. **(Ru) Rutenyum Grubu:** Kobalt (Co), Rutenyum (Ru), Rodyum (Rh), Paladyum (Pd), Mobilden (Mo), Teknesyum'un (Tc) izotoplarını içerir.
9. **(La) Lantan Grubu:** Lantan (La), Zirkonyum (Zr), Neodimiyum (Nd), Evropiyum (Eu), Niyobyum (Nb), Prometyum (Pm), Praseodimyum (Pr), Samaryum (Sm), Amerisiyum (Am), Küriyum (Cm), İtriyum'un (Y) izotoplarını içerir.

NRC NUREG 1150 dokümanı uyarınca, bu 9 grup izotopun kaza anında yakıttan basınç kabının içine salım oranları Tablo 5.1’de verilmiştir.

Tablo 5-1 Yakıttan basınç kabının içine salım oranları

Gruplar	Salım Oranı
Soy Gazlar Grubu (Xe, Kr)	0,95
Halojenler Grubu (I)	0,35
Alkali Metaller Grubu (Cs, Rb)	0,25
Tellür Grubu (Te, Se, Sb)	0,15
Baryum Grubu (Ba)	0,04
Stronsiyum Grubu (Sr)	0,03
Seryum Grubu (Ce, Pu, Np)	0,01
Rutenyum Grubu (Ru, Co, Rh, Pd, Mo, Tc,)	0,008
Lantan Grubu (La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Am, Cm, Y)	0,002

5.2 Kaynak Terim

Tablo 5.1’deki salım oranları kullanılarak yapılan hesaplamaların detayları EK C’de verilmektedir. Hesaplamalar sonucunda elde edilen “Kaynak Terim” Tablo 5.2’de verilmiştir.

Tablo 5-2 Kaynak Terim

İzotop	Aktivite (Bq)	İzotop	Aktivite (Bq)
Kr85	1,04E+17	Xe131m	3,70E+16
Kr85m	4,72E+12	Xe133	4,73E+18
I131	8,54E+17	Xe133m	1,02E+17
I132	8,09E+17	Xe135	4,01E+16
I133	1,71E+17	Cs134	2,48E+17
I135	5,29E+14	Cs136	3,28E+16
Te127	2,78E+16	Cs137	3,43E+17
Te127m	6,93E+15	Rb86	1,21E+15
Te129	1,41E+16	Sb127	2,28E+16
Te129m	2,19E+16	Ba140	1,90E+17
Te131m	1,39E+16	Sr89	9,15E+16
Te132	3,36E+17	Sr90	2,92E+16
Ce141	5,01E+16	Sr91	4,32E+14
Ce143	9,81E+15	Pu238	5,27E+14
Ce144	4,62E+16	Pu239	3,50E+13
Np239	2,20E+17	Pu240	5,43E+13
Ru103	3,64E+16	Pu241	1,38E+16
Ru106	1,66E+16	Rh105	5,43E+15
Zr95	1,06E+16	Mo99	2,08E+16

Zr97	4,38E+14	Tc99m	2,02E+16
Nb95	1,10E+16	La140	1,06E+16
Am241	2,10E+13	Cm242	2,40E+14
Y90	1,95E+15	Cm244	1,25E+14
Y91	8,02E+15		

5.3 Akkuyu NGS ÇED Raporunda Verilen Kaynak Terim

Akkuyu NGS ÇED Raporunda santral kararması ile birlikte, birincil döngü soğuk bacağına giyotin türü büyük kırılması (büyük kırıklı LOCA), yakıt erimesi ile sonuçlanan DEBK senaryosu olarak seçilmiştir [5].

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu sonucunda atmosfere salınan kaynak terim Tablo 5.3'te verilmiştir [5].

Tablo 5-3 Akkuyu NGS ÇED Raporu DEBK senaryosu kaynak terim

İzotop	Aktivite (Bq)	İzotop	Aktivite (Bq)
I131	3,73E+12	Xe133	1,63E+14
I132	3,38E+12	Cs134	5,16E+11
I133	7,01E+12	Cs137	3,07E+11
I134	3,69E+12	Ba140	4,90E+12
I135	5,79E+12	Sr89	1,00E+12
Te131m	5,30E+11	Sr90	8,75E+10
Te132	3,85E+12	Sr91	1,18E+12
Ce141	2,25E+12	Mo99	5,04E+12
Ce143	2,06E+12	La140	1,99E+12

Ce144	1,74E+12	Ru106	7,16E+11
Ru103	2,14E+12		

Tez çalışmasında hesaplanan ve Tablo 5.2'de verilen kaynak terim ile Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu sonucunda hesaplanan ve Tablo 5.3'de verilen kaynak terim büyük farklılıklar içermektedir. Bu farklılıkların ana nedeni, öngörülen kaza senaryolarının çok farklı olması ve bunun sonucunda farklı envanterler üzerinden hesap yapılmış olmasıdır.

Bunun yanı sıra, kabul edilen yakıttan koruma kabının içine salım oranları da birbirinden farklıdır. Fark yaratan bir diğer durum, tez çalışmasında koruma kabından atmosfere salım sırasında koruma kabının tüm işlevini yitirdiği kabulüdür. Akkuyu NGS ÇED Raporunda, pasif sistemler sayesinde kaza sırasında koruma kabının içindeki radyoizotopların %0,3'den fazlasının atmosfere salınmasına izin verilmediği kabulü yapılmıştır [5].

6. ATMOSFERİK DAĞILIM HESABI

6.1 COSYMA Yazılımı

Avrupa Komisyonu'nun MARIA projesine, Avrupa Birliği'nde kullanılmakta olan nükleer kaza sonuçlarının değerlendirilmesi yöntemlerine dayandırılarak 1983 yılında başlamıştır. COSYMA (COde SYstem from MARIA) Avrupa Birliği'ndeki diğer kuruluşların da katkılarıyla Forschungszentrum Karlsruhe ve U.K. NRPB tarafından geliştirilmiştir [16].

COSYMA yazılımı çan eğrisi dağılım modelini kullanmakta olup, hesaplamalar belirlenimci (sadece belirli atmosferik koşullar göz önüne alınarak) ya da olasılıklı (değişken, farklı atmosferik koşullar göz önüne alınarak) olarak yapılmaktadır [16].

Lisanslamada ve acil durumda karar desteğe yönelik yaygın olarak kullanılan COSYMA yazılımının doğrulanmasına yönelik çalışmalar literatürde mevcuttur. OECD'nin COSYMA yazılımı üzerine yaptığı çalışmada, uluslararası katılımcılara yedi farklı senaryo için doğrulama çalışması yaptırılmış ve sonuçlar değerlendirilmiştir. Sonuçlar; bireysel doz, toplum dozu, riskler, sağlık ve ekonomik etkiler üzerine karşılaştırılmıştır [17].

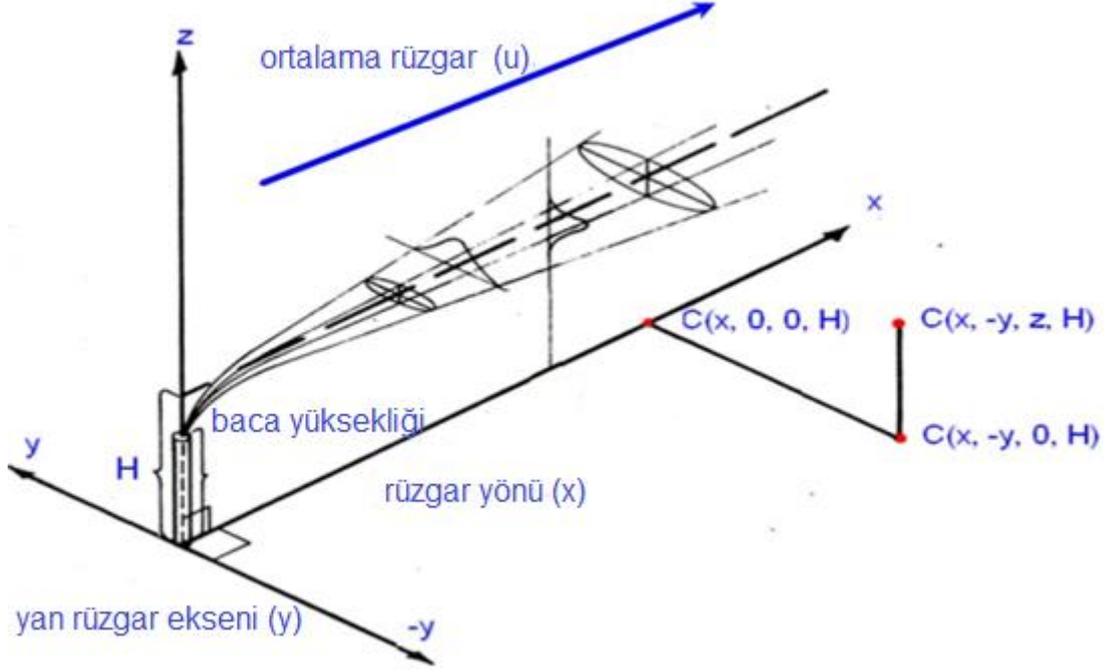
OECD'nin yaptığı doğrulama çalışmasına paralel olarak ECN GE'in yardımıyla SBWR tasarımı için sonuç analizi çalışması başlatmıştır. Bu çalışmada MACCS ve COSYMA yazılımlarının sonuçları karşılaştırılmış ve elde edilen sonuçlar tutarlı kabul edilmiştir [18].

MACCS yazılımı U.S. NRC'nin gereksinimlerine uygun olarak, kazaların saha dışı sonuçlarını analiz etmek için USA tarafında geliştirilmiş bir yazılımdır [19].

6.2 Atmosferik Dağılım Modeli

COSYMA yazılımı çan eğrisi dağılım modelini kullanmaktadır. Aşağıdaki verilen denklemler, gaz veya aerosollerin herhangi bir noktadaki yoğunluklarını belirlemede kullanılmaktadır. Modelde kullanılan eksenler Şekil 6.1'de verilmiştir.

$$C(x, y, z, H) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right] \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2\right] + \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2\right] \right\} \exp\left[-\frac{\lambda x}{u}\right] DF$$



Şekil 6.1 Gaz ve aerosollerin atmosferik dağılımı

Eğer evirtim katmanı göz önüne alınacaksa ve σ_z evirtim yüksekliğini (L) geçiyorsa aşağıdaki denklem kullanılır.

$$C(x, y, z, H) = \frac{Q}{\sqrt{2\pi}\sigma_y Lu} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right] \exp\left[-\frac{\lambda x}{u}\right] DF$$

Denklemlerde geçen;

C – Atmosferik yoğunluğun zaman tümlevini (Ci-s)/(m³),

Q – Kaynak terimi (Ci),

H – Etkin salım yüksekliğini (m),

λ – Radyoaktif bozunma sabitini (s⁻¹),

x – Rüzgâr yönündeki mesafeyi (m),

y – Yanal yönde mesafeyi (m),

z – Düşey ekseninde mesafeyi (m),

σ_y – Yoğunluk dağılımının rüzgârın yanal yönünde standart sapmasını (m),

σ_z – Yoğunluk dağılımının düşey yöndeki standart sapmasını (m),

u – Etkin salım yüksekliğindeki ortalama rüzgâr hızını (m/s),

L – Evirtim katmanı yüksekliğini (m),

DF(x) – Bulut eksilme çarpanını ifade eder.

Radyoaktif bulutun rüzgâr yönüne dik ilerlerken yanal ve dikey yöndeki dağılımı sırasıyla σ_y ve σ_z ile hesaba katılmaktadır. Bu değerler arttıkça rüzgârın ilerleyiş yönündeki madde yoğunlukları azalmaktadır.

Herhangi bir noktada, havada dağılan radyoaktif maddelerden kaynaklanan dış gama radyasyon dozunun hesaplanması için radyoaktif bulutun incelenen noktada sonsuz büyüklükte olduğu varsayılabilir.

6.3 Atmosferik Dağılım Hesabı İçin Kabuller

Hesaplamaların tümü için gündüz vakti ve yaz sezonu olduğu, alınan toplam dozun 2 gün içerisinde alındığı ve salım yapılan bacanın yüksekliğinin 100 m olduğu kabul edilmiştir.

Atmosferik dağılım hesaplamaları için Pasquill-Gifford kararlılık kategorileri kullanılmıştır [20]. Bu kategoriler güneş radyasyonu ve rüzgar hızının olası kombinasyonları dikkate alınarak belirlenmiştir. Hesaplama yapılan atmosferik koşullar Tablo 6.1’de verilmiştir.

Tablo 6-1 Hesaplama yapılan atmosferik koşullar

Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgâr Hızı (m/s)	Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgâr Hızı (m/s)
1	A	1	9	C	7
2	A	2	10	D	4
3	B	1	11	D	6
4	B	2	12	D	7
5	B	4	13	E	2
6	C	2	14	E	4
7	C	4	15	F	2
8	C	6			

Kararlılık kategorilerinin sınıflandırılmasına ilişkin açıklamalar Tablo 6.2'de verilmiştir [20].

Tablo 6-2 Kararlılık kategorilerinin sınıflandırılmasına ilişkin açıklamalar

Kararlılık Kategorisi	Kararlılık Sınıflandırması
A	Son derece değişken
B	Kısmen değişken
C	Çok az değişken
D	Dengede
E	Çok az kararlı
F	Kısmen kararlı
G	Son derece kararlı

7. SONUÇLAR VE DEĞERLENDİRME

Bu tez çalışmasında, AES 2006 tasarımı VVER – 1200 tipi bir nükleer güç santralinin kullanılmış yakıt havuzunda meydana gelebilecek uzun süreli santral karaması kazasının radyolojik sonuçları üzerine çalışılmıştır.

Kaza senaryosu uyarınca, kullanılmış yakıt havuzu tam kapasite ile doldurulmuş ve kullanılmış yakıt havuzuna yerleştirilen kullanılmış yakıtların toplam aktivitesinin en yüksek olduğu anda kazanın gerçekleştiği kabul edilmiştir. Kullanılmış yakıt havuzu için hesaplanan toplam envanter Tablo 4.6'da verilmiştir.

Envanterden kaynak terime geçiş sırasında VVER – 1200 özelinde veri bulunamadığından NRC NUREG 1150 dokümanında yer alan yakıttan basınç kabına salım oranları kullanılmıştır. Yapılan kabuller doğrultusunda hesaplanan kaynak terim Tablo 5.2'de verilmiştir.

Hesaplamalar sonucunda 15 farklı atmosferik koşul için 5 km, 11,5 km, 15,5 km ve 20 km mesafede alınan organ dozlarının sonuçları Tablo 7.1, 7.2, 7.3 ve 7.4'de verilmiştir.

Tablo 7-1 5 km mesafede alınan organ dozları

Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgar Hızı (m/s)	5 km'de alınan tiroit dozu (mSv)	5 km'de alınan göz merceği dozu (mSv)	5 km'de alınan cilt dozu (mSv)	5 km'de alınan akciğer dozu (mSv)	5 km'de alınan kemik iliği dozu (mSv)	5 km'de alınan sindirim dozu (mSv)
1	A	1	17,73	0,87	155,10	14,34	1,21	6,04
2	A	2	11,47	0,55	93,51	7,85	0,72	3,33
3	B	1	21,46	1,05	185,70	18,37	1,49	7,70
4	B	2	14,28	0,68	116,50	10,22	0,91	4,32
5	B	4	8,25	0,38	64,47	5,22	0,50	2,22
6	C	2	20,59	0,98	169,90	15,04	1,33	6,36
7	C	4	12,45	0,57	96,45	7,87	0,74	3,35
8	C	6	8,79	0,40	67,14	5,33	0,52	2,28
9	C	7	7,66	0,35	58,27	4,59	0,45	1,96
10	D	4	19,64	0,90	154,40	12,72	1,18	5,41
11	D	6	13,94	0,63	108,00	8,63	0,82	3,68
12	D	7	12,16	0,55	93,81	7,43	0,71	3,17
13	E	2	63,39	2,86	525,50	49,71	4,06	20,85
14	E	4	39,54	1,73	311,90	26,26	2,34	11,10
15	F	2	145,60	6,02	1218,00	131,00	9,38	54,31

Tablo 7-2 11,5 km mesafede alınan organ dozları

Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgar Hızı (m/s)	11.5 km'de alınan tiroit dozu (mSv)	11.5 km'de alınan göz merceği dozu (mSv)	11.5 km'de alınan cilt dozu (mSv)	11.5 km'de alınan akciğer dozu (mSv)	11.5 km'de alınan kemik iliği dozu (mSv)	11.5 km'de alınan sindirim dozu (mSv)
1	A	1	5,60	0,36	70,12	6,33	0,52	2,66
2	A	2	4,26	0,20	40,46	3,06	0,27	1,30
3	B	1	6,58	0,44	85,98	8,22	0,64	3,43
4	B	2	5,29	0,26	53,38	4,18	0,36	1,76
5	B	4	3,32	0,15	30,12	2,20	0,20	0,93
6	C	2	6,22	0,36	73,54	6,20	0,51	2,60
7	C	4	4,67	0,21	43,77	3,23	0,29	1,36
8	C	6	3,46	0,16	31,07	2,20	0,21	0,94
9	C	7	3,07	0,14	27,22	1,91	0,18	0,81
10	D	4	6,19	0,29	60,52	4,55	0,40	1,92
11	D	6	4,68	0,22	43,71	3,13	0,29	1,33
12	D	7	4,16	0,19	38,38	2,71	0,25	1,15
13	E	2	13,42	0,78	157,90	14,97	1,14	6,25
14	E	4	10,22	0,48	100,60	7,87	0,67	3,31
15	F	2	21,90	1,20	257,80	30,66	2,00	12,63

Tablo 7-3 15,5 km mesafede alınan organ dozları

Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgar Hızı (m/s)	15.5 km'de alınan tiroit dozu (mSv)	15.5 km'de alınan göz merceği dozu (mSv)	15.5 km'de alınan cilt dozu (mSv)	15.5 km'de alınan akciğer dozu (mSv)	15.5 km'de alınan kemik iliği dozu (mSv)	15.5 km'de alınan sindirim dozu (mSv)
1	A	1	3,70	0,27	50,02	4,68	0,38	1,96
2	A	2	2,74	0,16	29,05	2,46	0,22	1,04
3	B	1	2,33	0,31	55,45	5,99	0,46	2,50
4	B	2	2,90	0,18	35,32	3,07	0,25	1,29
5	B	4	2,15	0,11	20,37	1,54	0,14	0,65
6	C	2	3,92	0,25	50,47	4,47	0,36	1,88
7	C	4	3,05	0,15	30,11	2,28	0,20	0,97
8	C	6	2,36	0,11	22,11	1,60	0,15	0,68
9	C	7	2,12	0,10	19,46	1,39	0,13	0,59
10	D	4	4,09	0,20	41,83	3,24	0,28	1,36
11	D	6	3,21	0,15	31,31	2,27	0,20	0,96
12	D	7	2,88	0,14	27,67	1,98	0,18	0,84
13	E	2	7,86	0,54	105,9	10,83	0,81	4,51
14	E	4	6,71	0,32	68,93	5,60	0,46	2,35
15	F	2	10,73	0,70	139,40	18,37	1,17	7,56

Tablo 7-4 20 km mesafede alınan organ dozları

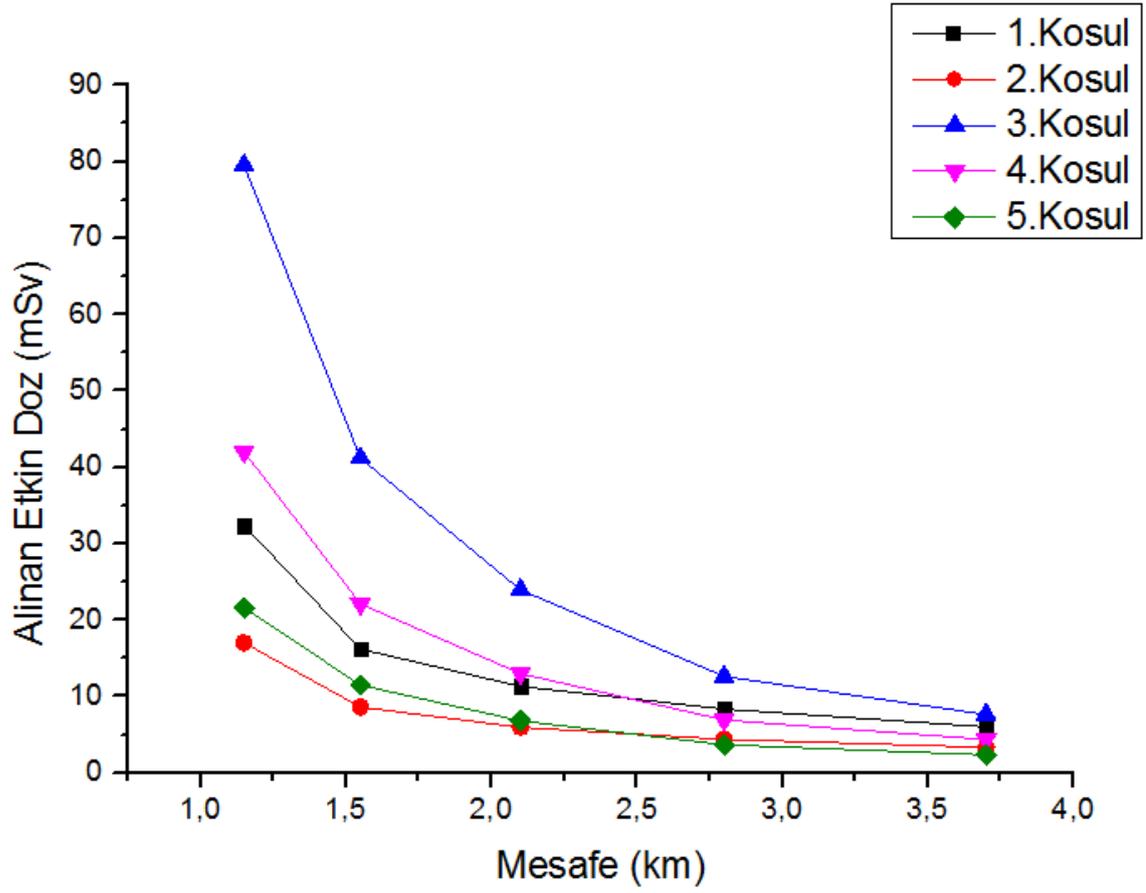
Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgar Hızı (m/s)	20 km'de alınan tiroit dozu (mSv)	20 km'de alınan göz merceği dozu (mSv)	20 km'de alınan cilt dozu (mSv)	20 km'de alınan akciğer dozu (mSv)	20 km'de alınan kemik iliği dozu (mSv)	20 km'de alınan sindirim dozu (mSv)
1	A	1	1,68	0,19	32,58	3,38	0,27	1,42
2	A	2	1,83	0,12	19,85	1,71	0,16	0,72
3	B	1	1,50	0,22	35,05	4,32	0,32	1,80
4	B	2	2,05	0,14	25,06	2,24	0,19	0,94
5	B	4	1,79	0,08	15,14	1,13	0,10	0,48
6	C	2	1,56	0,18	33,29	3,33	0,26	1,39
7	C	4	1,92	0,11	21,19	1,70	0,15	0,71
8	C	6	1,56	0,08	15,43	1,15	0,10	0,49
9	C	7	1,44	0,07	13,88	1,01	0,09	0,43
10	D	4	2,57	0,14	29,50	2,41	0,20	1,01
11	D	6	2,33	0,10	21,71	1,63	0,14	0,69
12	D	7	2,13	0,09	19,13	1,44	0,13	0,61
13	E	2	3,05	0,38	67,89	8,01	0,58	3,33
14	E	4	4,17	0,23	47,73	4,15	0,33	1,74
15	F	2	4,05	0,47	77,11	12,08	0,77	4,98

ICRP – 103 dokümanında organ dozları için yıllık limitler tanımlanmıştır. Çalışanlar için yıllık cilt dozu limiti 500 mSv, göz merceği için 150 mSv'dir. Toplum üyeleri için yıllık cilt dozu limiti 50 mSv, göz merceği için 15 mSv'dir [21].

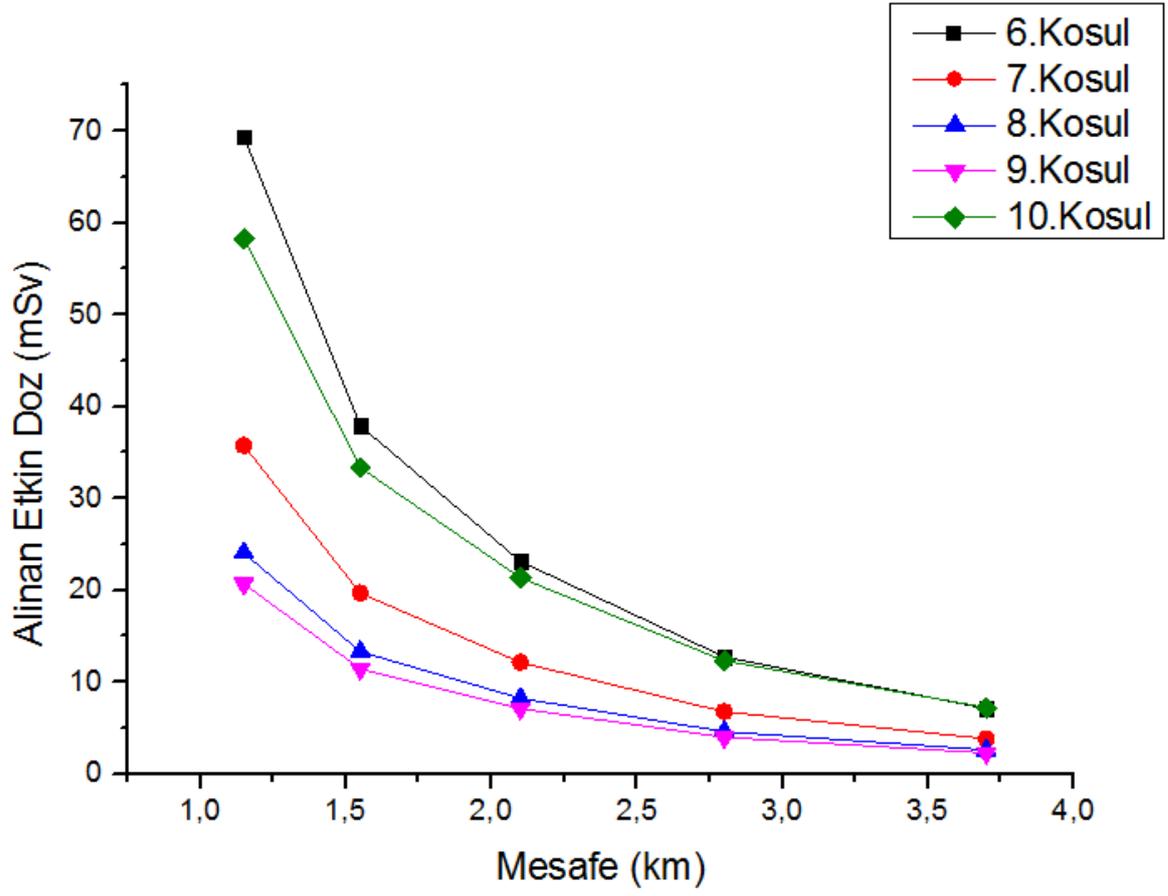
Bu doğrultuda 15 farklı hava koşulu için atmosferik dağılım hesaplamalarının sonuçları organ dozları özelinde değerlendirildiğinde, göz merceği için hiçbir hava koşulunda 5 km'nin ötesinde toplum üyeleri için belirlenmiş 15 mSv'lik yıllık dozun

aşılmadığı görülmüştür. Cilt dozu içinse 15 km'nin ötesinde 2 m/s'lik rüzgâr hızında E ve F durağanlık kategorileri hariç toplum üyeleri için belirlenmiş 50 mSv'lik yıllık dozun aşılmadığı görülmüştür.

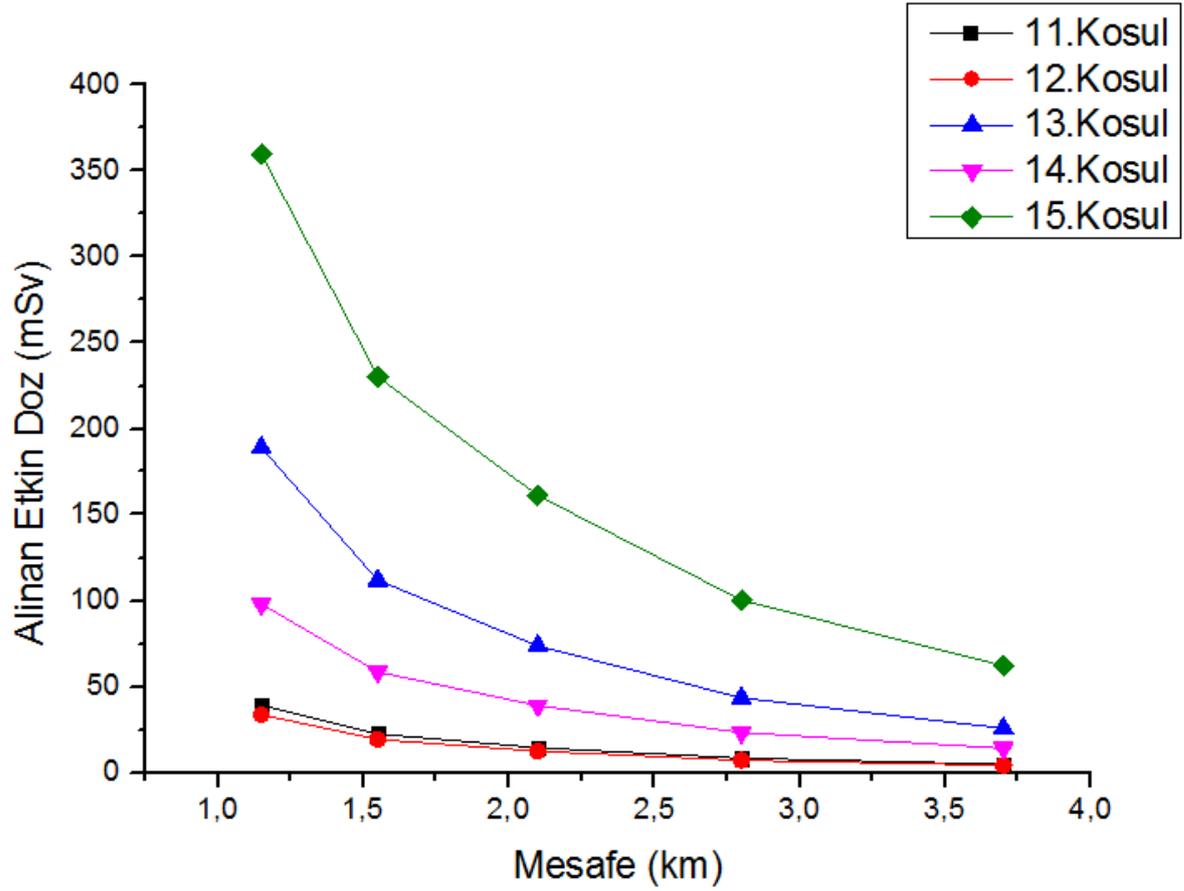
15 farklı atmosferik koşul için mesafeye karşı alınan etkin dozlara ilişkin hesaplamalar yapılmıştır. 1 – 4 km arasındaki mesafede; 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.1'de, 6, 7, 8, 9 ve 10 uncu koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.2'de, 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.3'de gösterilmiştir.



Şekil 7.1 1 – 4 km arasındaki mesafede 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullarda alınan etkin dozlar

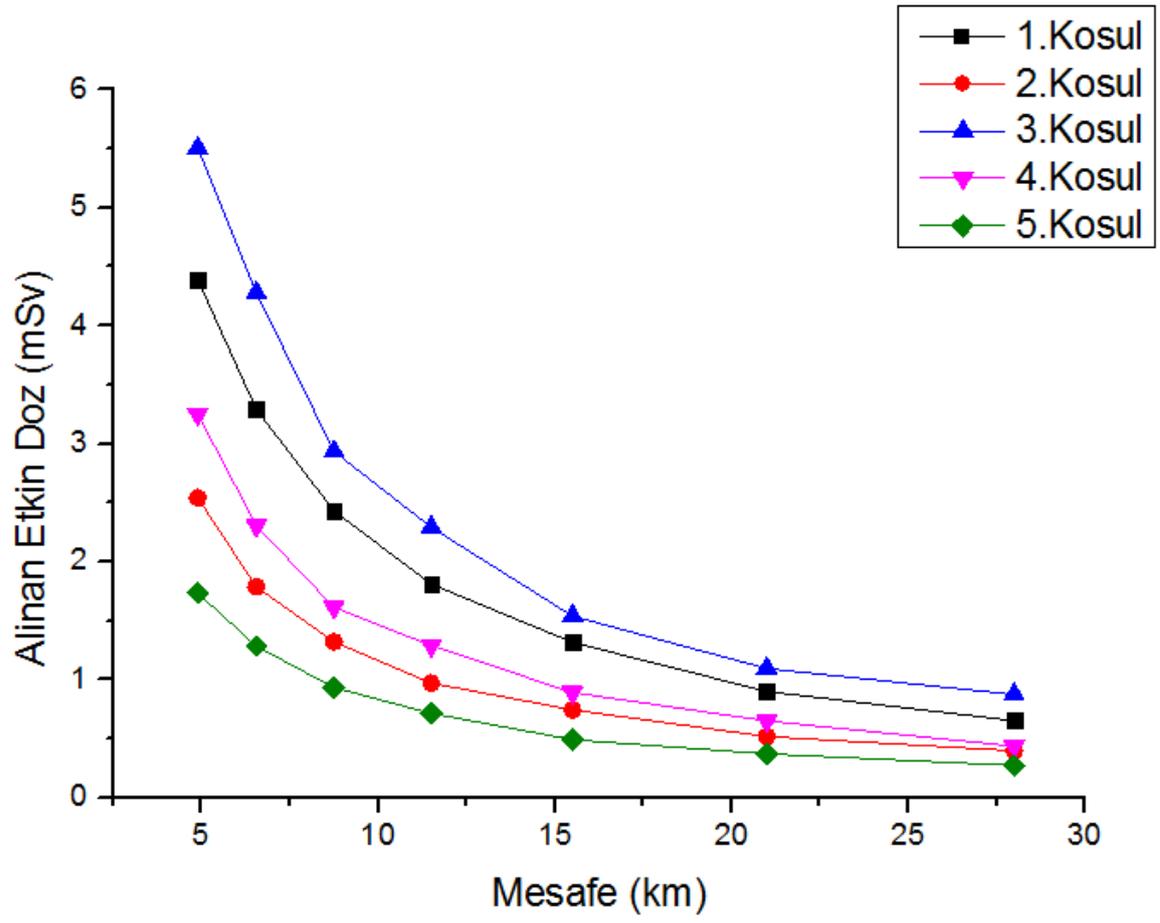


Şekil 7.2 1 – 4 km arasındaki mesafede 6, 7, 8, 9 ve 10 uncu koşullarda alınan etkin dozlar

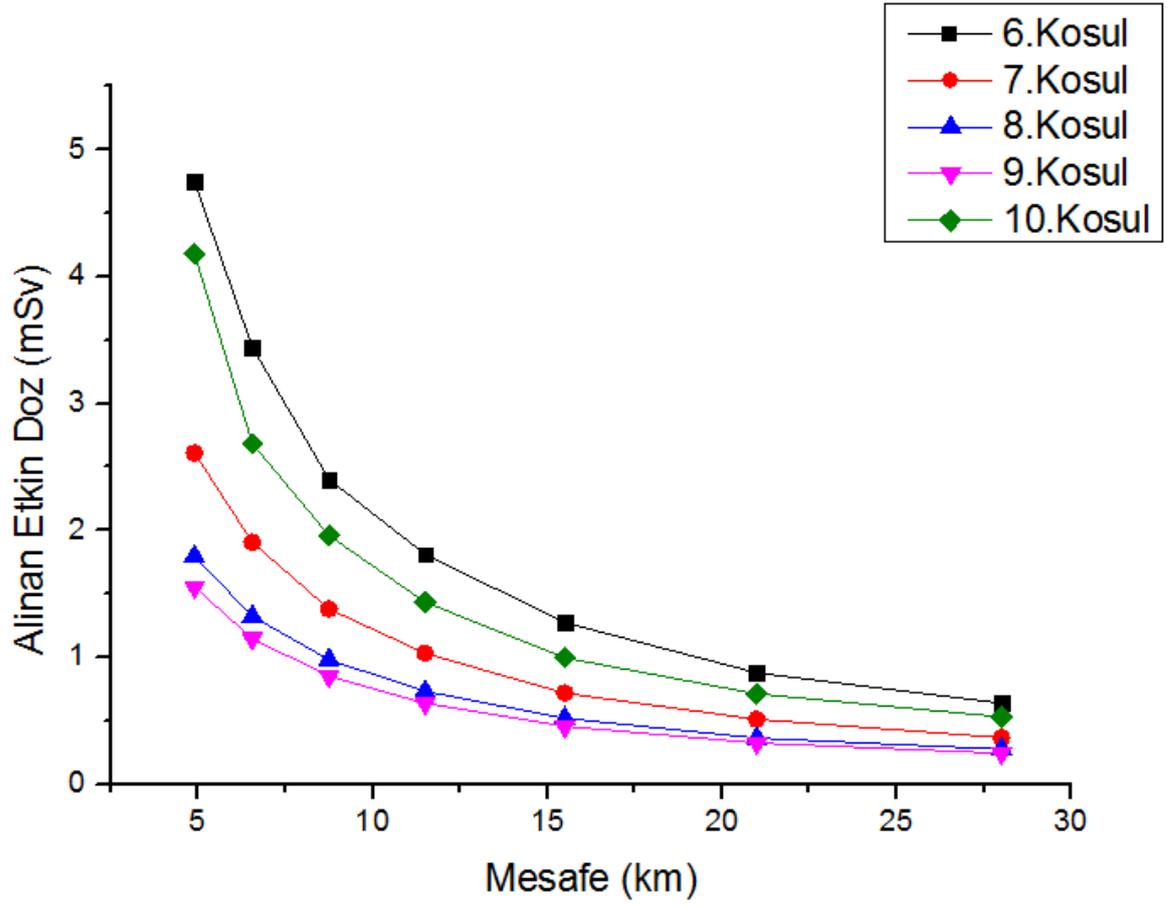


Şekil 7.3 1 – 4 km arasındaki mesafede 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullarda alınan etkin dozlar

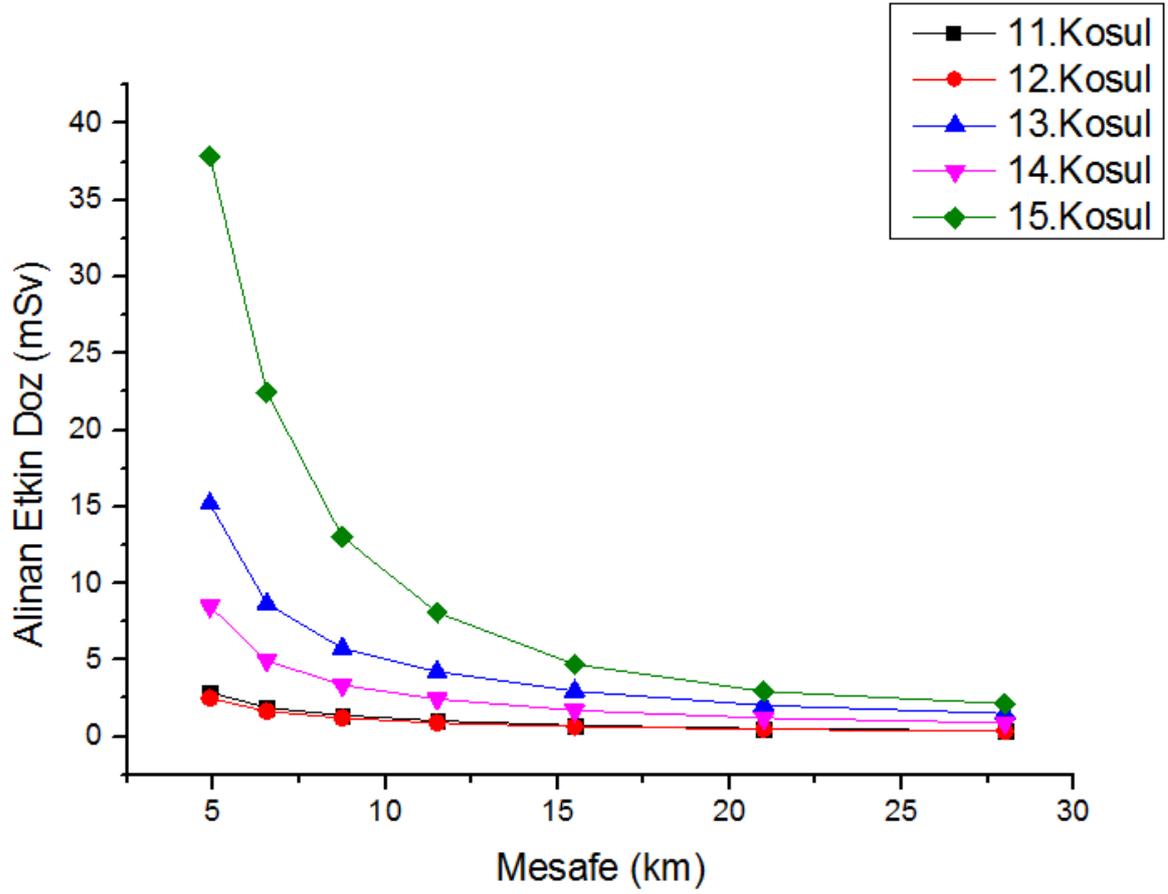
4 – 30 km arasındaki mesafede; 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.4'de, 6, 7, 8, 9 ve 10 inci koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.5'de, 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullar için alınan etkin dozlar Şekil 7.6'da gösterilmiştir.



Şekil 7.4 4 – 30 km arasındaki mesafede 1, 2, 3, 4 ve 5 inci koşullarda alınan etkin dozlar



Şekil 7.5 4 – 30 km arasındaki mesafede 6, 7, 8, 9 ve 10 uncu koşullarda alınan etkin dozlar



Şekil 7.6 4 – 30 km arasındaki mesafede 11, 12, 13, 14 ve 15 inci koşullarda alınan etkin dozlar

15 farklı atmosferik koşul için yapılan atmosferik dağılım hesaplamalarının sonuçlarını daha iyi karşılaştırabilmek için her koşul için 5 km, 11,5 km, 15,5 km ve 20 km mesafede alınan etkin doz miktarları Tablo 7.5'de verilmiştir.

Tablo 7-5 Farklı atmosferik koşullar için alınan etkin dozların karşılaştırılması

Koşul	Kararlılık Kategorisi	Rüzgar Hızı (m/s)	5 km'de alınan etkin doz (mSv)	11,5 km'de alınan etkin doz (mSv)	15,5 km'de alınan etkin doz (mSv)	20 km'de alınan etkin doz (mSv)
1	A	1	4,39	1,81	1,32	0,90
2	A	2	2,54	0,97	0,74	0,52
3	B	1	5,51	2,29	1,54	1,10
4	B	2	3,25	1,29	0,89	0,65
5	B	4	1,73	0,71	0,49	0,37
6	C	2	4,75	1,81	1,27	0,88
7	C	4	2,61	1,03	0,72	0,51
8	C	6	1,80	0,73	0,52	0,36
9	C	7	1,56	0,64	0,46	0,32
10	D	4	4,18	1,43	0,99	0,71
11	D	6	2,88	1,02	0,73	0,52
12	D	7	2,50	0,89	0,64	0,47
13	E	2	15,18	4,22	2,95	2,02
14	E	4	8,49	2,43	1,69	1,21
15	F	2	37,84	8,09	4,70	2,94

15 farklı hava koşulu için atmosferik dağılım hesaplamalarının sonuçları alınan etkin doz özelinde değerlendirildiğinde;

- Kararlılık Kategorisi A için en tutucu rüzgâr hızında bile 20 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımı olmadığı görülmüştür.
- Kararlılık Kategorisi B için 1 m/s ve üzerindeki rüzgâr hızlarında 15,5 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımı olmadığı görülmüştür.
- Kararlılık Kategorisi C için 4 m/s ve üzerindeki rüzgâr hızlarında 11,5 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımının olmadığı görülmüştür. 4 m/s'nin altındaki rüzgâr hızlarında ise 20 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımı olmamıştır.
- Kararlılık Kategorisi D için 6 m/s ve üzerindeki rüzgâr hızlarında 11,5 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımının olmadığı görülmüştür. 4 m/s ve altındaki rüzgâr hızlarında ise 20 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımı olmamıştır.
- Kararlılık Kategorisi E için 4 m/s'nin üzerindeki rüzgâr hızlarında 20 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımının olmadığı görülmüştür. 4 m/s'nin altındaki rüzgâr hızlarında ise 20 km'nin ötesinde herhangi bir doz aşımı olmamıştır.
- Kararlılık Kategorisi F için 2 m/s ve altındaki rüzgâr hızlarında 20 km'nin altında toplum üyeleri için belirlenmiş yıllık doz limitinin bir miktar aşıldığı görülmüştür.

Sonuçlar itibariyle en tutucu kararlılık kategorileri olan E ve F kararlılık kategorilerinde rüzgâr hızının 2 m/s olduğu koşullar haricinde 20 km'nin ötesinde toplum üyeleri için kabul edilen ulusal yıllık doz limiti 1 mSv'in aşılmadığı görülmüştür. 5 km'nin altındaki mesafelerde her koşulda yıllık doz limitinin ortalama olarak birkaç katı mertebesinde aşıldığı görülmüştür.

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu uyarınca alınan etkin dozların hesaplanması için tutucu yaklaşım benimsenmiştir. Kararlılık kategorisi F, rüzgar hızı 2 m/s olarak kabul edilmiştir [5].

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK sonucunda alınan etkin dozlar Tablo 7.6'da mesafeye karşı verilmiştir [5].

Tablo 7-6 Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK sonucunda alınan etkin dozlar

Mesafe (km)	Alınan Etkin Doz (mSv)
0.5	1,59E+2
0.8	64,9
1.0	42,5
2.0	11,5
3.0	5,40
4.0	3,19
5.0	2,12
6.0	1,52
7.0	1,15
8.0	0,91
10.0	0,63
12.0	0,46
15.0	0,31
20.0	0,19
25.0	0,13
30.0	0,09

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK sonucunda kararlılık kategorisi F için 2 m/s rüzgar hızında alınan etkin doz 5 km mesafede 2,12 mSv ve 20 km mesafede 0.19 mSv olarak hesaplanmıştır. Bu değerler tez çalışmasında, aynı

koşullar altında 5 km mesafede 37,84 mSv ve 20 km mesafede 2,94 mSv olarak hesaplanmıştır.

Tez çalışmasında elde edilen sonuçlar Akkuyu NGS ÇED Raporunda sunulan sonuçlar ile büyük farklılıklar içermektedir. Bu farklılıkların en temel nedeni öngörülen kazaların birbirinden çok farklı olmasıdır. Akkuyu NGS ÇED Raporunda santral kararması ile birlikte, birincil döngü soğuk bacağının giyotin türü büyük kırılması (büyük kırıklı LOCA), yakıt erimesi ile sonuçlanan DEBK senaryosu olarak seçilmiştir [5]. Radyolojik sonuçlar açısından bakıldığında tez çalışmasında öngörülen kaza çok daha büyük bir kazadır.

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK senaryosu uyarınca, envanterde yer alan asal gazların %70 oranında; iyot, mobilden, sezyum ve tellürün %60 oranında; baryumun %40 oranında; stronsiyum, rutenyum ve lantanın %20 oranında koruma kabının atmosferine ulaştığı kabul edilmiştir [5]. Tez çalışmasında yapılan yakıttan koruma kabının içine salım oranları Akkuyu NGS ÇED Raporunda yapılan kabullerden farklıdır. Akkuyu NGS ÇED Raporunda yapılan kabullerin referansı bulunmamaktadır. Bu nedenle Akkuyu NGS ÇED Raporunda yapılan yakıttan koruma kabının içine salım oranları tez çalışmasında dikkate alınmamıştır.

Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK uyarınca koruma kabının basıncının 3.10^5 Pa'yı aşmayacağı kabul edilmiştir. Bu nedenle, koruma kabının bütünlüğünü koruduğu öngörülerek, koruma kabının içinde yer alan pasif filtre sistemleri sayesinde atmosfere sızıntı oranının %0,3'den fazla olmayacağı kabul edilmiştir [5].

Bu kabüller doğrultusunda, Akkuyu NGS ÇED Raporunda öngörülen DEBK sonucunda alınan etkin dozlar, tez çalışması sonucunda hesaplanan dozlardan çok daha düşük çıkmıştır.

IAEA'in Nükleer/Radyolojik Olaylara Hazırlık ve Müdahale (GS-R-2) gereksinimler dokümanı uyarınca 2 gün içinde 10 mSv dozun alındığı durumlarda sığınma önlemi alınmasının uygun olacağı belirtilmiştir. Gene bu dokümanda daha düşük dozlar içinde geçici sığınma önlemi alınabileceği söylenmiştir [22].

Tez çalışmasında elde edilen sonuçlar uyarınca olası bir kaza durumunda tutucu hava koşulları için 5 km'lik alan içerisinde geçici sığınma önlemi uygulanmasının uygun olacağı sonucuna varılmıştır.

8. TARTIŞMA VE YORUM

Bu tez çalışması sonucunda hesaplanan radyasyon salımı değeri yaklaşık olarak Iyot-131 için 800 PBq, Sezyum-137 için 300 PBq olarak hesaplanmıştır. Fukushima Daiichi kazası sonrasında Japon Hükümeti tarafında Eylül 2011'de IAEA'ye sunulan raporda, kaza nedeniyle gerçekleşen radyasyon salınımı değerlerinin yaklaşık olarak Iyot-131 için 200 PBq, Sezyum-137 izotopu için 20 PBq seviyesinde olduğu belirtilmiştir [23].

Tez çalışmasında hesaplanan radyasyon salımı değerleri ile Japon Hükümeti tarafından bildirilen Fukushima Daiichi kazası nedeniyle gerçekleşen radyasyon salımı değerleri karşılaştırıldığında yaklaşık olarak Iyot-131 için 4 kat, Sezyum-137 için 15 kat fark olduğu görülmektedir. Bu farkın temel nedenlerinden biri kaza sonucu açığa çıkan envanterlerin farklı olmasıdır. Bununla birlikte tez çalışmasında envanter, yakıt zarfının bütünlüğü bozulana kadar geçen süre ve kaynak terim hesaplamalarında tutucu kabuller yapılmıştır.

Envanterden kaynak terime geçiş sırasında, yakıttan koruma kabının içine salım oranları için NRC NUREG 1150 dokümanında verilen yakıttan basınç kabının içine salım oranları kullanılmıştır. Tez çalışmasındaki en tutucu kabullerden biri koruma kabının içindeki radyoizotopların tamamının atmosfere salındığı kabulüdür. Normal şartlarda AES 2006 VVER – 1200 tipi NGS'nin çift katmanlı koruma kabının içinde pasif ve aktif güvenlik önlemleri mevcuttur. Bu önlemler sayesinde radyoizotopların önemli bir kısmının atmosfere salınması engellenecektir. Ayrıca ağır izotopların bir kısmı çökecek ve atmosfere çıkamayacaktır.

Atmosferik dağılım hesabı sırasında yapılan önemli kabullerden biri kaynak terimin tek seferde salındığı kabulüdür. Daha gerçekçi bir hesaplamada kaynak terimin çok önemli bir kısmını teşkil eden Soy Gazlar ve Halojenler Grubu radyoizotoplar hızlıca koruma kabından salınacaktır fakat daha ağır radyoizotopların salımı zamana yayılacaktır. Salım için geçen sürede de radyoizotoplar koruma kabı içinde yarılanmaya devam edeceklerdir, bu da radyoizotopların aktivitelerinin azalmasına neden olacaktır. Kaynak terimin tek seferde salınması alınan dozların daha yüksek hesaplanmasına neden olmuştur.

Atmosferik dağılım hesabı sırasında yapılan bir diğer önemli kabul sabit rüzgâr yönüdür. IAEA "Hafif Sulu Reaktörlerdeki Acil Kaza Durumlarında Koruyucu

Önlemler” isimli dokümanında 10 saatlik salım periyodunda rüzgâr yönünün 90⁰ değiştiği kabul edilmektedir [24]. Tez çalışmasında rüzgârın yön değiştirmeden tek bir yönde estiği kabul edilmiştir. Bu kabul alınan dozların daha yüksek hesaplanmasına neden olmuştur.

Ülkemizde nükleer güç santralinden 5 km uzaklığa kadar olan alan ihtiyati eylem bölgesi kabul edilmektedir. Ciddi kaza durumlarında bu bölge derhal boşaltılacaktır. Tez çalışması sonucunda elde edilen veriler 5 km mesafeye kadar olan alanda yapılacak geçici sığınma eyleminin bile yeterli olacağını ortaya koymuştur.

Ülkemizde kurulacak olan AES 2006 VVER – 1200 tipi Akkuyu NGS özelinde bir çalışma yapılabilmesi için Akkuyu Nükleer Güç Santrali Güvenlik Analiz Raporunda sunulacak olan tasarım verilerine ve Akkuyu Nükleer Güç Santrali Saha Parametreleri Raporunda sunulacak olan saha parametrelerine ihtiyaç vardır.

Elde edilen sonuçlar ışığında, tez çalışmasında öngörülen kaza senaryosu için Akkuyu NGS tasarım verileri ve saha parametreleri ile yapılacak hesaplamalar sonucunda, alınacak etkin dozun 20 km'nin ötesinde toplum üyeleri için yıllık doz limitini aşmayacağı düşünülmektedir.

KAYNAKLAR

- [1] World Nuclear Association, <http://www.world-nuclear.org/info/Safety-and-Security/Safety-of-Plants/Three-Mile-Island-accident/> (Aralık, **2015**).
- [2] ROSATOM State Atomic Energy Corporation, The VVER today, http://www.rosatom.ru/en/resources/b6724a80447c36958cface920d36ab1/brochure_the_vver_today.pdf (Aralık, **2015**).
- [3] U.S. NRC, *General Design Criteria for Nuclear Power Plants*, Regulations (10 CFR), Appendix A to Part 50, Washington, **2015**.
- [4] MİLLETLERARASI ANDLAŞMA, *Türkiye Cumhuriyeti Hükümeti ile Rusya Federasyonu Hükümeti Arasında Türkiye Cumhuriyeti'nde Akkuyu Sahası'nda Bir Nükleer Güç Santralinin Tesisine ve İşletimine Dair İşbirliği Anlaşması*, Ankara, **2010**.
- [5] AKKUYU NGS Elektrik Üretim Anonim Şirketi, “*Akkuyu Nükleer Güç Santrali Projesi, Çevresel Etki Değerlendirmesi Raporu*”, Ankara, **2011**.
- [6] Oak Ridge National Laboratory, ORIGEN-ARP, Isotopic depletion and decay analysis system, **2000**, <http://web.ornl.gov/sci/origen-arp/>
- [7] U.S. NRC, *NUREG-1150, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*, Washington, **2015**.
- [8] European Commission, “*PC Cosyma: An Accident Consequence Assessment Package for Use on a PC*”, Brüksel, **1996**.
- [9] Fizik Mühendisleri Odası, Veda DUMAN, *FUKUŞİMA NÜKLEER SANTRAL KAZASI, Kaza Hikayesi, Geline Son Durum Özeti ve Kazanın Etkileri*, Ankara, **2011**.
- [10] National Police Agency of Japan, Emergency Disaster Countermeasures Headquarters, http://www.npa.go.jp/archive/keibi/biki/higaijokyo_e.pdf (Aralık, **2015**).

- [11] Yukiya Amano Director General, *The Fukushima Daiichi Accident*, IAEA, Viyana, **2014**.
- [12] Oak Ridge National Laboratory, *“OrigenArp Primer: How to Perform Isotopic Depletion and Decay Calculations with SCALE/ORIGEN”*, **2010**.
- [13] IAEA, *Status report 108 – “VVER-1200 (V-491) (VVER-1200 (V-491))”*, Viyana, **2011**.
- [14] Magdi Ragheb, *Decay Heat Generation in Fission Reactors*, Rensselaer Polytechnic Institute, **1978**.
- [15] IAEA, *TECDOC 955, Generic Assessment Procedures for Determining Protective Actions During a Reactor Accident*, Viyana, **1997**.
- [16] European Commission, *“PC Cosyma: An Accident Consequence Assessment Package for Use on a PC”*, Brüksel, **1996**.
- [17] Organisation for Economic Co-operation and Development Nuclear Energy Agency, *Probabilistic Accident Consequence Assessment Codes; Overview Report*, Commission of the European Communities, Paris, **1994**.
- [18] Grupa JB, *ECN NT-RA-92- 07, SBWR Accident Consequence Assessment, comparison MACCS and COSYMA results*, ECN, Westerduingweg, **1992**.
- [19] Chanin DI, Sprung JL, Ritchie L, Jow H-N: MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS), NUREG/CR- 4691, Sandia National Laboratories. Albuquerque, **1990**.
- [20] C.H. Hunter , *A Recommended Pasquill-Gifford Stability Classification Method for Safety Basis Atmospheric Dispersion Modeling at SRS*, , U.S. Department of Energy, Savannah River National Laboratory, **2012**.
- [21] ICRP, *Publication 103, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Kanada, **2007**.
- [22] IAEA, *GS-R-2 Requirements: Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, Viyana, **2002**.

- [23] TEPCO, *Additional Report of the Japanese Government to the IAEA (Second Report)*, Viyana, **2011**.
- [24] IAEA, *Communication with the Public in a Nuclear or Radiological Emergency, NPP Public Protection Action*, Viyana, **2012**.

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Kemal DOĞAN

Doğum Yeri : Ankara

Medeni Hali : Evli

E-posta : k.dogan@taek.gov.tr

Adresi: : Fatih Sultan Mahallesi, Soysal Sitesi B-Blok No:12,
Etimesgut, Ankara

Eğitim

Lise : Eryaman Lisesi

Lisans : Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Yüksek Lisans :

Doktora :

Yabancı Dil ve Düzeyi

İngilizce, İleri Düzeyde

İş Deneyimi

Hacettepe Üniversitesi BİDB – Programcı, YÖK BİDB – Sistem Programcısı,
TAEK – Mühendis

Deneyim Alanları

Radyoaktif Atık Yönetimi, Nükleer Tesislerin İşletmeden Çıkarılması, Radyasyondan Korunma

Tezden Üretilmiş Projeler ve Bütçesi

Tezden Üretilmiş Yayınlar

Tezden Üretilmiş Tebliğ ve/veya Poster Sunumu ile Katıldığı Toplantılar

K. DOĞAN, C. KOCAR, “*Consequences of Spent Fuel Pool Accident due to Long Term Black at VVER-1200*”, International Conference on Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors - An Integrated Approach to the Back-End of the Fuel Cycle, Vienna, Austria, 15 – 19 June 2015.