

**NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNDE AĞIR KAZALAR
İÇİN 3+ SEVİYE OLASILIKLI GÜVENLİK ANALİZİ
YÖNTEMİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE AKKUYU NÜKLEER
GÜÇ SANTRALI İÇİN UYGULANMASI**

**DEVELOPMENT OF 3+ LEVEL PROBABILISTIC SAFETY
ASSESSMENT METHOD FOR SEVERE ACCIDENTS IN
NUCLEAR POWER PLANTS AND APPLICATION FOR
AKKUYU NUCLEAR POWER PLANT**

VEDA DUMAN KANTARCIOĞLU

DOÇ. DR. ŞULE ERGÜN

Tez Danışmanı

Hacettepe Üniversitesi

Lisansüstü Eğitim-Öğretim ve Sınav Yönetmeliğinin

Nükleer Enerji Mühendisliği Anabilim Dalı için Öngördüğü

DOKTORA Tezi olarak hazırlanmıştır.

2018

VEDA DUMAN KANTARCIOĞLU'nun hazırladığı “**Nükleer Güç Santrallerinde Ağır Kazalar İçin 3+ Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizi Yönteminin Geliştirilmesi ve Akkuyu Nükleer Güç Santrali İçin Uygulanması**” adlı bu çalışma aşağıdaki jüri tarafından **NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI**’nda **DOKTORA TEZİ** olarak kabul edilmiştir.

Prof. Dr. Cemal Niyazi SÖKMEN

Başkan



Doç. Dr. Şule Ergün

Danışman



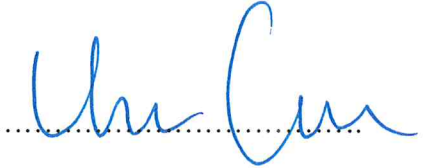
Prof. Dr. Cemil KOCAR

Üye



Prof. Dr. Üner ÇOLAK

Üye



Doç. Dr. B.Burçak BAŞBUĞ ERKAN

Üye



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

Prof. Dr. Menemşe GÜMÜŞDERELİOĞLU

Fen Bilimleri Enstitüsü Müdürü

YAYINLAMA VE FİKRİ MÜLKİYET HAKLARI BEYANI

Enstitü tarafından onaylanan lisansüstü tezimin/raporumun tamamını veya herhangi bir kısmını, basılı (kağıt) ve elektronik formatta arşivleme ve aşağıda verilen koşullarla kullanıma açma iznini Hacettepe üniversitesine verdiğimi bildiririm. Bu izinle Üniversiteye verilen kullanım hakları dışındaki tüm fikri mülkiyet haklarım bende kalacak, tezimin tamamının ya da bir bölümünün gelecekteki çalışmalarda (makale, kitap, lisans ve patent vb.) kullanım hakları bana ait olacaktır.

Tezin kendi orijinal çalışmam olduğunu, başkalarının haklarını ihlal etmediğimi ve tezimin tek yetkili sahibi olduğumu beyan ve taahhüt ederim. Tezimde yer alan telif hakkı bulunan ve sahiplerinden yazılı izin alınarak kullanması zorunlu metinlerin yazılı izin alarak kullandığımı ve istenildiğinde suretlerini Üniversiteye teslim etmeyi taahhüt ederim.

- ☒ **Tezimin/Raporumun tamamı dünya çapında erişime açılabilir ve bir kısmı veya tamamının fotokopisi alınabilir.**

(Bu seçenekle teziniz arama motorlarında indekslenebilecek, daha sonra tezinizin erişim statüsünün değiştirilmesini talep etmeniz ve kütüphane bu talebinizi yerine getirirse bile, tezinin arama motorlarının önbelleklerinde kalmaya devam edebilecektir.)

- ☐ **Tezimin/Raporumun tarihine kadar erişime açılmasını ve fotokopi alınmasını (İç Kapak, Özet, İçindekiler ve Kaynakça hariç) istemiyorum.**

(Bu sürenin sonunda uzatma için başvuruda bulunmadığım takdirde, tezimin/raporumun tamamı her yerden erişime açılabilir, kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı ve ya tamamının fotokopisi alınabilir)

- ☐ **Tezimin/Raporumun tarihine kadar erişime açılmasını istemiyorum, ancak kaynak gösterilmek şartıyla bir kısmı veya tamamının fotokopisinin alınmasını onaylıyorum.**

- ☐ **Serbest Seçenek/Yazarın Seçimi**

05/ 07 /2018

VEDA DUMAN KANTARCIOĞLU

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 ve 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.

05/07/2018



VEDA DUMAN KANTARCIOĞLU

ÖZET

NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNDE AĞIR KAZALAR İÇİN 3+ SEVİYE OLASILIKLI GÜVENLİK ANALİZİ YÖNTEMİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE AKKUYU NÜKLEER GÜÇ SANTRALİ İÇİN UYGULANMASI

Veda DUMAN KANTARCIOĞLU

Doktora, Nükleer Enerji Mühendisliği Bölümü

Tez Danışmanı: Doç. Dr. Şule ERGÜN

5/7/2018, 248 sayfa

Bu tezin amacı nükleer güç santrallerinde (NGS) bir ağır kaza meydana gelmesi durumu için 3+ seviye olasılıklı güvenlik analizi (OGA) yönteminin geliştirilmesi ve geliştirilen yöntemin Mersin’de kurulacak olan Akkuyu Nükleer Güç Santrali’ne uygulanmasıdır. Bu amaçla öncelikli olarak nükleer güç santrallerinde güvenliğin genel ilkeleri araştırılmıştır. Saha dışı acil durum yönetimi, ağır kaza durumlarında son güvenlik bariyeri olarak tanımlanır. Bu nedenle, bu tez çalışmasında, ülkemizdeki ve dünyadaki acil durum yönetim yaklaşımları irdelenmiştir. Acil ve erken koruyucu önlemlerin uluslararası standartları araştırılmıştır. Genel acil durumlar sırasında uygulanan koruyucu önlemler arasında yer alan tahliyenin detaylarına inebilmek için kitlesel tahliye uygulamaları incelenmiştir.

Bu çalışmada, ayrıca, olasılıklı güvenlik analizi yöntemlerinin bir bütünlük içinde kavranmasına yönelik olarak 2. ve 3. Seviye OGA uygulamaları yapılmıştır. Bu amaçla, Mersin Akkuyu Nükleer Güç Santralinde kurulması planlanan AES 2006 reaktör tasarımı ve koruma kabı güvenlik sistemleri incelenmiştir. Seçilen bir tasarım ötesi kaza

senaryosunda koruma kabı güvenlik sistemlerinin davranışını incelemek amacıyla, koruma kabı güvenlik sistemlerinin devreden çıkması sonucu koruma kabı bütünlüğünün bozulması yollarını içeren basitleştirilmiş 2. Seviye olasılıklı güvenlik analizi uygulaması yapılmıştır. Bu uygulamada sistemlerin hata ağaçları ve koruma kabı bütünlüğü bozulmasına ilişkin olay ağacı hazırlanarak SAPHIRE kodu ile modellenmiştir.

Çalışmanın ilerleyen bölümlerinde, nükleer güç santrallerinden salınan radyoaktif maddelerin atmosferik dağılımlarının hesaplamalarının uygulamaları da gerçekleştirilmiştir. NGS'den farklı uzaklıklardaki konsantrasyonların PAVAN kodu ile hesaplanması ile atmosferik dağılım konusunda temel bir uygulama yapılmıştır. Ayrıca, 3. Seviye olasılıklı güvenlik analizi ile ilgili bir uygulama olarak acil durum planlama bölgesinde atmosferik dağılımdan kaynaklanabilecek radyasyon maruziyetleri hesaplanmıştır. Kaza durumu için doz dağılımı hesaplamalarında RASCAL kodu kullanılmıştır. NRCDOSE kodu ile de normal işletim sırasında gerçekleşeceği öngörülen salım verileri kullanılarak doz dağılımları tahmin edilmiştir. Elde edilen tüm veriler Akkuyu Proje Şirketi tarafından Çevre Etki Değerlendirme (ÇED) Raporu'nda sunulan verilerin doğrulanması amacıyla kullanılmıştır.

İlgili mevzuat gereği, Akkuyu Nükleer Güç Santralinde bir ağır kaza meydana gelmesi durumunda 20 km'lik çap içinde kalan halkın tahliyesi söz konusudur. Bu bölgede bugün itibarıyla yaklaşık 15.000 kişi yaşamaktadır. Santralin 2025 yılında işleme alınacağı öngörülerek nüfus dağılımı için 2025 yılı projeksiyonu yapılmıştır. 2025 yılı nüfus tahmini Acil Koruyucu Eylem Planlama Bölgesi (APB) içerisinde yaklaşık 26.000 kişinin bulunacağını göstermiştir. Elde edilen veriler ışığında, tahliye planlamasına tabi olan bölge detaylı olarak incelenmiş, saha dışı acil durum yönetimi süreçlerindeki aksaklıklar nedeniyle tahliyenin gecikmesine ilişkin olasılıklı bir yaklaşım geliştirilmiş ve bu yolla tahliye modeli geliştirilmiştir. Analizlerde hata ağacı yöntemi kullanılmıştır. Oluşturulan model ile elde edilen sonuçlardaki belirsizlikler hesaplanmış ve güven aralıkları belirlenmiştir. Ek olarak, birbirinden bağımsız olarak ortaya çıkabilecek aksaklıkların farklı kombinasyonları oluşturularak, bunların olası sonuçları değerlendirilmiştir. Bir risk matrisi oluşturularak olasılık-etki analizi resimlenmiştir. Olasılığı düşük ancak olumsuz etkisi büyük olan olaylar ile olasılığı yüksek ve olumsuz etkisi büyük olan kombinasyonlar yüksek risk bölgesini oluşturmuştur.

Elde edilen sonuçlar, kitlesel tahliye uygulamaları sırasında aksaklık yaşanması olasılıklarının son derece yüksek olduğunu göstermektedir. Hesaplamaların güven aralıkları oldukça geniştir. Oluşturulan risk matrisi, aksaklıkların tahliye süreçlerini önemli ölçüde etkileyebileceğini ve bazı kombinasyonlarda süreci ciddi şekilde kesintiye uğratabileceğini göstermektedir. Sonuç olarak, geliştirilen yöntemin, planların sayısal verilere ve analizlere dayandırılması, muhtemel aksaklıkların öngörülerek planlarda gerekli düzenlemelerin yapılması ve bu yolla gerçekçi acil durum yönetimi yaklaşımlarının geliştirilmesi amacıyla kullanılabilecek bir yöntem olduğu sonucuna varılmıştır.

Anahtar Kelimeler: Olasılıklı Güvenlik Analizi (OGA), 2. Seviye OGA, 3. Seviye OGA, 3+ Seviye OGA, acil durum yönetimi, Akkuyu Nükleer Güç Santrali, ağır kaza, kitlesel tahliye, risk temelli karar alma süreçleri, PAVAN, SAPHIRE, RASCAL, NRCDOSE

ABSTRACT

DEVELOPMENT OF 3+ LEVEL PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT METHOD FOR SEVERE ACCIDENTS IN NUCLEAR POWER PLANTS AND APPLICATION FOR AKKUYU NUCLEAR POWER PLANT

Veda DUMAN KANTARCIOĞLU

Doctor of Philosophy, Nuclear Engineering Department

Supervisor: Assoc. Prof. Dr. Şule ERGÜN

5/7/2018, 248 pages

The purpose of this thesis is to develop 3+ level probabilistic safety analysis (PSA) method for severe accidents in nuclear power plants and to apply the developed method to Akkuyu Nuclear Power Plant. For this purpose, first of all, safety principles in nuclear power plants were investigated. Off-site emergency management is defined as the ultimate safety barrier for severe accidents. For this reason, off-site emergency management approaches in Turkey and around the world have been examined. International standards for emergency and early protective measures have been explored. Mass evacuation practices were also investigated to detail the evacuation procedures which is one of the protective measures applied during general emergencies.

In this study, 2nd and 3rd Level PSA applications were carried out in order to comprehend PSA methods in an integrated manner. For this purpose, AES 2006 reactor design and containment safety systems of Mersin Akkuyu NPP were examined. In order to study the behavior of containment safety systems in a selected severe accident scenario, a simplified Level 2 PSA application was performed. In this application, containment event tree (CAT)

and fault trees for passive safety systems of containment were developed. Analysis were performed using SAPHIRE code.

Moreover, calculations were performed to understand the logic behind atmospheric dispersion of radioactive materials in case of severe accidents. The calculation of the air concentrations at different distances were performed using the PAVAN code as a fundamental application. In addition, as an application related to Level 3 PSA, radiation exposures that may arise from atmospheric dispersion were calculated for emergency planning zones. For the severe accident case, RASCAL code was used to estimate the dose distribution. Also, with NRC DOSE code, dose distributions were estimated using the expected releases during normal operation. All data obtained were used to verify the data presented by Akkuyu Project Company in the Environmental Impact Assessment (EIA) Report.

According to the relevant regulations, size of Urgent Protective Action Zone (UPZ) is a circle with 20 km diameter. Today, approximately 15,000 people live within UPZ. It is assumed that Akkuyu NPP will be online in 2025 and the population estimated for the year 2025 is 26,000 within UPZ. In the light of obtained data, the area subject to the evacuation plan was examined in detail and a probabilistic approach to the delay of evacuation, due to the failures in the off-site emergency management process, was developed. Based on this approach the evacuation model was generated. In the analysis, fault tree method was used. The uncertainties in the results were analyzed and the confidence intervals were determined. In addition, different combinations of failures that may arise independently from each other were studied and their possible consequences were predicted. A risk matrix was constructed to illustrate the probability-consequence analysis. Combinations with high probability and large negative impacts on evacuation and with low probability but large negative impacts were stated as having high risk profile because they may cause a serious break down in evacuation procedures.

The results show that the probability of accidents during mass evacuation practices is extremely high. The confidence intervals of the calculations are wide. The generated risk matrix shows that disruptions can significantly affect the evacuation processes and in some combinations the process can be seriously interrupted. As a result, it is concluded that the developed method is a method that can be used to base plans on numerical data and analysis,

to make the necessary arrangements in the plans by anticipating possible problems and to develop realistic emergency management approaches in this way.

Key Words: Probabilistic Safety Assessment, PSA, Level 2 PSA, Level 3 PSA, Level 3+ PSA, emergency management, Akkuyu Nuclear Power Plant, severe accident, mass evacuation, PAVAN, SAPHIRE, RASCAL, NRC DOSE



TEŞEKKÜR

Nükleer güvenlik alanına yönelmemi sağlayan ve bu tezin hedeflerine uygun olarak hazırlanması için katkılarını esirgemeyen, her zaman doğru yönlendirmelerde bulunan, bana olan inancını hiç yitirmeyen, hayatımdaki yeri ve kıymeti her geçen gün artan sevgili tez danışmanım, Doç. Dr. Şule ERGÜN'e sonsuz teşekkür ederim.

Bu tezin hazırlanması sırasında ve hedeflerine ulaşmasında engin bilgi birikimi ile en doğru yönlendirmeleri yapmış olan saygı değer hocam Prof. Dr. Niyazi SÖKMEN'e; bu süreçte desteklerini esirgememiş olan değerli hocam Doç. Dr. B. Burçak BAŞBUĞ ERKAN'a teşekkürü bir borç bilirim. Ayrıca tez jürimde yer alan değerli hocalarım Prof. Dr. Üner ÇOLAK ve Prof. Dr. Cemil KOCAR'a teşekkürlerimi sunarım.

Bölüme her gittiğimde güler yüzünü esirgemeyen ve beni cesaretlendiren kıymetli hocalarıma, bu uzun süreçte desteklerini hep göstermiş olan değerli arkadaşlarım Dr. Osman Şahin ÇELİKTEN ve Dr. Mehmet TÜRKMEN'e çok teşekkür ederim.

Bu tezin tamamlanması sürecinde şüphesiz herkesten çok desteği olan, hayatım boyunca beni yalnız bırakmayan, canım annem, Eda DUMAN'a ve tüm aileme minnetlerimi sunarım.

İÇİNDEKİLER

	<u>Sayfa</u>
ÖZET	i
ABSTRACT	iv
TEŞEKKÜR	vii
İÇİNDEKİLER.....	viii
ÇİZELGELER.....	xii
ŞEKİLLER	xv
KISALTMALAR	xix
1. GİRİŞ.....	1
2. LİTERATÜR TARAMASI	8
2.1. Nükleer Güç Santrallerinde Güvenlik	8
2.1.1. Temel İlkeler	10
2.1.2. Özel İlkeler	15
2.2. Nükleer Güvenlik Analizleri	22
2.2.1. Deterministik Güvenlik Analizleri (DGA)	22
2.2.2. Olasılıklı Güvenlik Analizleri (OGA)	26
2.3. Olasılıklı Güvenlik Analizleri (OGA)'nin Seviyeleri	33
2.3.1. 1. Seviye OGA.....	34
2.3.2. 2. Seviye OGA.....	37
2.3.2.1. 2. Seviye OGA'nın Adımları.....	42
2.3.2.2. 2. Seviye OGA Sonuçlarının Dokümente Edilmesi	56
2.3.3. 3. Seviye OGA.....	57
2.3.3.1. Radyonüklit Salımının Belirlenmesi	60
2.3.3.2. Atmosferik Dağılım ve Birikme	61
2.3.3.3. Meteorolojik Veri ve Örneklenmesi	62
2.3.3.4. Maruziyet Yolları ve Doz Hesaplamaları	63
2.3.3.5. Nüfus, Tarım ve Ekonomik Veriler	66
2.3.3.6. Önlemlerin Etkisi.....	67
2.3.3.7. Sağlık Etkileri.....	69
2.3.3.8. Ekonomik Sonuçlar	70
2.3.3.9. 3. Seviye OGA Sonuçlarının Dokümente Edilmesi	72
2.3.3.10. Duyarlılık ve Belirsizlik Analizleri	73

2.4. Türkiye’de Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımı	74
2.4.1. Ülke Genelini Etkileyebilecek Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımı	74
2.4.2. NGS’lere ilişkin Müdahale Yaklaşımı	78
2.4.2.1. Acil Durum Planlama Bölgeleri ve Mesafeleri	81
2.4.2.2. “Genel Acil Durum” Sınıfında Kategori I ve II’deki tesisler için müdahale yaklaşımı	84
2.5. NGS Genel Acil Durumlarında Tahliye Planlaması.....	86
2.5.1. UAEA’nın Yaklaşımı	86
2.5.2. ABD Nükleer Düzenleme Kurulu’nun Acil Durum Yaklaşımı	92
2.5.3. UAEA ve NRC Ortak Yaklaşımı: Tahliye Süresi Tahmini Analizleri.....	98
2.5.4. Genel Değerlendirme.....	102
2.6. Tahliyeyi Etkileyen Faktörler	104
2.7. Kullanılan Bazı İstatistik Kavramları	108
2.7.1. Temel Kavramlar	109
2.7.2. Kesikli Rassal Değişkenler ve Dağılımları [42]	109
2.7.2.1. Rassal Değişken.....	109
2.7.2.2. Olasılık Dağılımı	110
2.7.2.3. Bazı Kesikli Dağılımlar	110
2.7.3. Sürekli Rassal Değişkenler ve Olasılık Dağılımları [42]	111
2.7.3.1. Sürekli Rassal Değişkenler	111
2.7.3.2. Normal Dağılım.....	112
2.7.3.3. Binom Dağılımına Normal Dağılım Yaklaşımı	113
2.7.4. İstatistiksel Tahminleme [43]	114
2.7.4.1. Nokta tahminlemesi	114
2.7.4.2. Aralık Tahminlemesi	114
2.7.5. Karar Teorisi [43]	116
2.7.5.1. Karar Probleminin Bileşenleri	117
2.7.5.2. Belirsizlik Altında Karar Verme.....	118
2.7.5.3. Risk Altında Karar Verme	119
2.7.5.4. Karar Ağacı	121
3. AKKUYU NÜKLEER GÜÇ SANTRALİNİN ÖZELLİKLERİ	122
3.1. Akkuyu Nükleer Güç Santrali Projesi	122
3.2. Akkuyu NGS Teknik Özellikleri.....	125
3.3. Güvenlik Sistemleri	130
3.4. Koruma Kabı Özellikleri ve Sistemleri	134

3.4.1. UAEA'nın Koruma Kabı için Temel Standartları.....	134
3.4.2. Koruma Kabı Tasarımı	137
3.4.2.1. Aktif Güvenlik Sistemleri.....	139
3.4.2.2. Pasif Güvenlik Sistemleri	140
4. GÜVENLİK ANALİZLERİ VE ANALİZ SONUÇLARI.....	144
4.1. Çalışmanın Temelini Oluşturan Senaryo.....	145
4.1.1. Koruma Kabı Bütünlüğünün Bozulması Yolları	145
4.1.2. Kaza Senaryosu	146
4.2. 2. Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizi Uygulaması	150
4.2.1. Sınırlayıcı Güvenlik Sistemleri	150
4.2.1.1. Koruma Kabı Binası	151
4.2.1.2. Kapaklar, Geçişler, Kapılar ve Gömülü Öğeler	152
4.2.1.3. Sızdırmaz Boru Sistemi ve Kablo Girişleri	152
4.2.1.4. İzolasyon Araçları	152
4.2.1.5. Hidrojen Konsantrasyonu İzleme ve Acil Durum Hidrojen Tahliye Sistemi.....	152
4.2.1.6. Koruma Kabı Anulus Pasif Filtrasyon Sistemi	153
4.2.1.7. Eriyik Kor Lokalizasyon ve Soğutma Sistemi	153
4.2.2. Analizlerde Kullanılan Bilgisayar Kodu: SAPHIRE	155
4.2.2.1. Genel Bilgiler	155
4.2.2.2. Teknik Arkaplan.....	158
4.2.3. Model 173	
4.2.3.1. Analizlerde Kullanılan Güvenilirlik Verileri.....	181
4.2.4. Oluşturulan Olay Ağacı ve Sonuçlar	181
4.2.4.1. Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Belirsizlik Analizi Yöntemleri ile Elde Edilen Sonuçlar.....	183
4.2.4.2. Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	184
4.2.4.3. Latin Hiper Küp Modeli ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	185
4.2.4.4. Olay Ağacı Hesaplamalarında Farklı Belirsizlik Analizi Yöntemleri ile Elde Edilen Sonuçlar.....	186
4.3. 3. Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizi Uygulaması	192
4.3.1. Kullanılan Meteorolojik/Aerolojik Veriler.....	193
4.3.2. Kaza Durumlarındaki Salımlardan Kaynaklı, Dış Işıma ve Soluma Yoluyla Gerçekleşecek Radyasyon Maruziyet Dozlarının Hesaplanması ve ÇED Raporundaki Verilerle Karşılaştırılması.....	200
4.3.2.1. Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri.....	200
4.3.2.2. Kodun Kullanımı ve Girdileri.....	205

4.3.2.3. Sonuçlar	208
5. AKKUYU'DA APB İÇİN TAHLİYE MODELLEMESİ.....	210
5.1. Ağır NGS Kazalarında Tahliye	210
5.2. Saha Analizi.....	214
5.3. Acil Durum Yöntemi Senaryosu Geliştirilirken Dikkate Alınan Veriler	218
5.3.1. APB Sınırları İçinde Kalan Hastaneler.....	221
5.3.2. APB Sınırları İçinde Kalan Okullar.....	221
5.3.3. Turistik Tesisler.....	222
5.3.4. Tahliye Prosedürleri için Kabuller	223
5.4. Model.....	228
6. 3+ SEVİYE OGA	231
6.1. Geliştirilen Metodoloji	231
6.2. Sonuçlar ve Belirsizlik Analizi.....	235
6.2.1. Hata Ağacı Hesaplamalarının Sonuçları.....	235
6.2.2. Belirsizlik Analizinde Kullanılan Yöntemler	237
6.2.3. Belirsizlik Analizi Sonuçları	238
6.3. 3+ Seviye OGA Metodolojisinin Akkuyu NGS'nin APB Tahliye Planına Uygulanması 239	
6.4. Genel Değerlendirme.....	242
7. SONUÇ VE ÖNERİLER	245
8. İLERİDE YAPILACAK ÇALIŞMALAR	250
KAYNAKLAR.....	251
EKLER	257
EK-1	257
ATMOSFERİK DAĞILIM HESAPLAMALARI	257
Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri.....	257
Girdi Olarak Kullanılan Veriler.....	264
Sonuçlar	265
EK-2	273
NORMAL İŞLETİM HESAPLAMALARI	273
Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri.....	273
Kodun Kullanımı ve Girdileri	278
Sonuçlar	283
ÖZGEÇMİŞ.....	286

ÇİZELGELER

Sayfa

Çizelge 2-1 Hesaplama Araçları Kombinasyon Seçenekleri.....	25
Çizelge 2-2 Kabul Kriterleri Örnekleri.....	26
Çizelge 2-3 OGA Uygulamaları [8]	29
Çizelge 2-4 KOA Olası Düğüm Soruları (Basınçlı su reaktörü- büyük /kuru koruma kabı)	46
Çizelge 2-5 KOA Sonuç Durumlarının Belirlenmesinde Kullanılan Tipik Özellikler	51
Çizelge 2-6 Radyoaktif Malzemelerdeki Elementlerin Gruplanması için Tipik Örnek.....	55
Çizelge 2-7 Kaynak Terimlerinin Belirlenmesinde Belli Başlı Belirsizlik Kaynakları	55
Çizelge 2-8 Doza Bağlı Deterministik Sağlık Etkileri [22].....	70
Çizelge 2-9 Radyasyon Acil Durumu Açısından Ülkemizdeki Tesis ve Faaliyetler için Tehlike Sınıflandırması [25].....	79
Çizelge 2-10 Hafif Sulu Nükleer Güç Santralleri için Acil Durum Planlama Bölge ve Mesafelerinin Boyutları ve Alınması Gereken Önlemler [25]	83
Çizelge 2-11 Acil Durum Sınıflandırması [32]	94
Çizelge 2-12 Ağır NGS Kazalarında Tahliye Süresi Tahminine İlişkin Yayınlanmış Raporlar	100
Çizelge 2-13 Temel İstatistik Kavramları	109
Çizelge 2-14 z Değerleri.....	116
Çizelge 3-1 AES 2006 (Novovoronezh -2) Tasarım Parametreleri.....	128
Çizelge 3-2 Güvenlik Sistemleri - Temel	133
Çizelge 3-3 Güvenlik Sistemleri – Pasif - Tasarıma Esas Kazalar için Geliştirilmiş.....	134
Çizelge 3-4 Güvenlik Sistemleri – Tasarım Ötesi Kazalar için Geliştirilmiş.....	134
Çizelge 4-1 Kuyuda Bulunan Radyasyon Dozunu Hesaplamakta Kullanılan Fisyon Ürünleri İzotop Kompozisyonu, Aktiviteleri ve Yarı Ömürleri [44].....	149
Çizelge 4-2 Koruma Kabı Atmosferinde Bulunan Radyasyon Dozunu Hesaplamakta Kullanılan Fisyon Ürünleri İzotop Kompozisyonu, Aktiviteleri ve Yarı Ömürleri [44]..	150
Çizelge 4-3 Hata Ağacı İşlemleri	167
Çizelge 4-4 Hesaplama Türleri.....	171
Çizelge 4-5 Güvenilirlik verileri.....	181
Çizelge 4-6 Sonuç Durumu Sıklık Değerleri.....	183
Çizelge 4-7 ADHPS Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	184
Çizelge 4-8 KOR_TUT Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	184

Çizelge 4-9 ADHPS Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiper Küp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	185
Çizelge 4-10 KOR_TUT Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiper Küp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	185
Çizelge 4-11 2. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	186
Çizelge 4-12 3. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	186
Çizelge 4-13 4. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	187
Çizelge 4-14 6. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	187
Çizelge 4-15 7. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	188
Çizelge 4-16 8. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları.....	188
Çizelge 4-17 2. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	189
Çizelge 4-18 3. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	189
Çizelge 4-19 4. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	190
Çizelge 4-20 6. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	190
Çizelge 4-21 7. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	191
Çizelge 4-22 8. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	191
Çizelge 4-23 10m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri	195
Çizelge 4-24 25m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri	195
Çizelge 4-25 60m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri	196
Çizelge 4-26 Kararlılık Sınıfları (A,B,C) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) [44]	197
Çizelge 4-27 Kararlılık Sınıfları (D,E,F) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) [44]	198
Çizelge 4-28 Kararlılık Sınıfı (G) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) [44]	199
Çizelge 4-29 Yer Seviyesinden Gerçekleşen Salım için Radyoizotop Aktiviteleri	205
Çizelge 4-30 79 m Yükseklikten Gerçekleşen Salım için Radyoizotop Aktiviteleri	206
Çizelge 4-31 RASCAL Girdi Parametreleri.....	207

Çizelge 4-32 Kazadan Sonraki 1 Yıl İçin Maruziyet Dozu.....	208
Çizelge 5-1 APB İçinde Kalan Yerleşim Birimleri ve 2017 Yılı Nüfus Bilgileri [68]	216
Çizelge 5-2 2025 yılı Sektörel Nüfus Dağılımı Tahmini	218
Çizelge 5-3 Engelin Türüne Göre Engelli Nüfus Oranı, 2002, TÜİK.....	220
Çizelge 5-4 APB Sınırları İçinde Kalan Okullar	222
Çizelge 5-5 Tahliye’de Kullanılacak Muhtemel Karayolları	226
Çizelge 6-1 Aksaklığa Neden Olabilecek Faktörlerin Kombinasyonlarının Olasılıkları ve Sonuçları.....	236
Çizelge 6-2 Risk Matrisi: Olasılık- Etki Diagramı.....	237
Çizelge 6-3 Aksaklık Durumlarının Oransal Değerleri ve Anlamlılık Düzeyine Göre Hata Hesaplamalarının Sonuçları.....	238
Çizelge 6-4 Tahliye Süreçlerindeki Aksama Olasılığının Farklı Örneklem Sayıları ile Hesaplanması ve Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları ...	239
Çizelge 6-5 Tahliye Süreçlerindeki Aksama Olasılığının Farklı Örneklem Sayıları ile Hesaplanması ve Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları	239
Çizelge 6-6 Mersin Akkuyu NGS APB’ye Ait Verilerin Tahliyeyi Etkileyen Ana Faktörleriyle İlişkisi.....	240
Çizelge EK1-1 Pavan Girdi Parametreleri.....	264
Çizelge EK1- 2 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey Doğu (KD) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları.....	266
Çizelge EK1- 3 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey (K) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları.....	267
Çizelge EK1- 4 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey-Batı (KB) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları.....	268
Çizelge EK1- 5 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Kuzey Doğu (KD) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları	270
Çizelge EK1- 6 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Kuzey (K) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları	271
Çizelge EK1- 7 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Doğu-Kuzey-Doğu (DKD) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları.....	272
Çizelge EK2- 1 Normal İşletin Sırasında Salımı Öngörülen Radyonüklitler ve Aktiviteleri	279
Çizelge EK2- 2 Akkuyu NGS 0-20km Çaplı Çevresindeki Yerleşim Yerleri ve Nüfusları	280
Çizelge EK2- 3 Kodun Diğer Girdileri.....	282
Çizelge EK2-4 Kuzey Yönünde Maruziyet (Sv/yıl).....	284
Çizelge EK2-5 Kuzeybatı Yönünde Maruziyet (Sv/yıl).....	284
Çizelge EK2-6 Kuzeydoğu Yönünde Maruziyet (Sv/yıl).....	285

ŞEKİLLER

Şekil 1-1 Radyolojik Acil Durum Yönetiminde Kritik Faaliyetler	3
Şekil 2-1 NGS’lerde Güvenliğin Temel Hedefleri	9
Şekil 2-2 Nükleer Güvenliğin Temel İlkeleri	10
Şekil 2-3 Özel Güvenlik İlkeleri – Bütünlük ve Etkileşim Şeması (UAEA’dan uyarlanmıştır)	16
Şekil 2-4 Deterministik Güvenlik Analizlerinin Uygulama Alanları	23
Şekil 2-5 Olasılık – Sonuç Diyagramı	27
Şekil 2-6 Standart OGA Dokümantasyonu Boyutları [7]	27
Şekil 2-7 Bütünleşik İzleme ve Kontrol Sistemi	28
Şekil 2-8 OGA Seviyeleri ve Analiz Sonucunda Ulaşılan Bilgiler	34
Şekil 2-9 1.Seviye OGA’nın Kapsamı	35
Şekil 2-10 1. Seviye OGA için Güvenilir Veri Kaynakları	36
Şekil 2-11 2. Seviye OGA Süreci [12]	39
Şekil 2-12 İkinci Seviye OGA için Ekip Oluşumu	41
Şekil 2-13 2. Seviye OGA Veri Kaynakları	41
Şekil 2-14 2. Seviye OGA’nın Adımları	42
Şekil 2-15 KOA Örneği	44
Şekil 2-16 KOA ile Sonuç Durumu Olasılıklarının Hesaplanması	49
Şekil 2-17 Belirsizlik Kaynakları	50
Şekil 2-18 Kaynak Terim Analizlerinin Basamakları	52
Şekil 2-19 Kaynak Terim Analizinde Modellenen Radyoaktif Madde Salım Süreçleri	54
Şekil 2-20 2. Seviye OGA Dokümanının Hedef Kitlesi	56
Şekil 2-21 2.Seviye OGA Raporunda Yer Alması Gereken Bulgular	57
Şekil 2-22 3.Seviye OGA Bileşenleri	58
Şekil 2-23. Olasılıklı Sonuç Analizleri Diagramı	59
Şekil 2-24. Halkın Radyoaktif Maddelere Maruziyet Yolları	63
Şekil 2-25 Deterministik Sağlık Etkisi Oluşma Olasılığının Doz ile İlişkisi	69
Şekil 2-26 Afet ve Acil Durumların Seviyelendirilmesi	76
Şekil 2-27 Afet ve Acil Durum Müdahale Organizasyonu[24]	77
Şekil 2-28 URAP Müdahale Organizasyon Şeması	80
Şekil 2-29 Müdahale Eylem Düzeyleri	84
Şekil 2-30 Genel Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımının Özeti - Saatler İçinde Yapılması Gerekenler	85

Şekil 2-31 Genel Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımının Özeti – 1 ay İçinde Yapılması Gerekenler	85
Şekil 2-32 Maruziyet Yoluna Göre Acil Koruyucu Eylemler ve Uygulanma Dönemleri .	88
Şekil 2-33 Acil Durum Planlama Bölgeleri (ABD Yaklaşımı) [31]	93
Şekil 2-34 ABD’de NGS Acil Durumlarının Yönetiminden Sorumlu Kuruluşlar.....	95
Şekil 2-35 Mesaj Haritalama Yönteminin Amaçları	98
Şekil 2-36 Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin Temel Amaçları.....	99
Şekil 2-37 Toplam Tahliye Süresi Hesaplanması	101
Şekil 2-38 Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin Adımları	102
Şekil 2-39 XX. VE XXI. Yüzyıl Kitlesel Tahliye Nedenleri	105
Şekil 2-40 Tahliyenin Etkililiğini Artıran ve Azaltan Faktörler	107
Şekil 2-41 Normal Dağılımın Olasılık Yoğunluk Fonksiyonunun Grafiği	112
Şekil 3-1 Akkuyu NGS Proje Modeli.....	122
Şekil 3-2 Akkuyu NGS’nin Konumu	123
Şekil 3-3 Akkuyu NGS Projesinin Tarihçesi.....	124
Şekil 3-4 VVER Reaktörlerinin Gelişimi	125
Şekil 3-5 Novovoronezh-2 NGS Tasarımı	126
Şekil 3-6 VVER 1200/ AES 2006 Tasarımı Yerleşim Planı [44]	126
Şekil 3-7 AES 2006 Tasarımı Santralin Basit Şematik Gösterimi [46]	129
Şekil 3-8 VVER-1200 Reaktörlerinde Temel Güvenlik Fonksiyonları	132
Şekil 3-9 Temel Güvenlik Sistemleri	133
Şekil 3-10 Koruma Kabının NGS Güvenliği ile İlgili Temel Fonksiyonları	135
Şekil 3-11 Koruma Kabının Tasarım Hedefleri [48].....	137
Şekil 3-12 Koruma Kabının Dış ve İç Görünümü [48]	138
Şekil 3-13 Buhar Üretici Acil Durum Soğutma Sistemi [49]	140
Şekil 3-14 Koruma Kabı Pasif Güvenlik Sistemleri [49]	140
Şekil 3-15 Pasif Kor Su Basma Sistemi [49].....	141
Şekil 3-16 Pasif Isı Uzaklaştırma Sistemi [49].....	142
Şekil 4-1 Analizlerin İş akış Şeması.....	144
Şekil 4-2 Koruma Kabı Bütünlüğü Bozulmasının Çeşitli Modları	145
Şekil 4-3 Koruma Kabı Bütünlüğünün Bozulmasına İlişkin Verinin Önemi.....	146
Şekil 4-4 Seçilen Kaza Senaryosunda Kazanın Seyri	148
Şekil 4-5 SAPHIRE kodunun yetenekleri	155
Şekil 4-6 SAPHIRE’ın Temel Yetenekleri.....	156
Şekil 4-7 SAPHIRE’ın Yetenekleri ve Modülleri	157

Şekil 4-8 Venn Şeması	158
Şekil 4-9 SAPHIRE Hata Ağacı Örneği.....	162
Şekil 4-10 Olay Ağacı Örneği [53].....	170
Şekil 4-11 Belirsizlik Analizi Girdileri için Dağılım Türleri	172
Şekil 4-12 Koruma Kabı Olay Ağacı	174
Şekil 4-13 Baypas ve İzolasyon için SAPHIRE’da oluşturulan Hata Ağacı.....	175
Şekil 4-14 Eriyik Kor Tutma ve Soğutma Sistemi	176
Şekil 4-15 Eriyik Kor Tutma ve Soğutma Sistemi Hata Ağacı.....	177
Şekil 4-16 Pasif Havalandırma Sistemi Ünitesi	178
Şekil 4-17 Pasif Havalandırma Sistemi Hata Ağacı.....	179
Şekil 4-18 Pasif Hidrojen Kontrol Sistemi	180
Şekil 4-19 SAPHIRE ile Oluşturulan Hata Ağacı	182
Şekil 4-20 Modelin Tahmin Aşamaları	204
Şekil 5-1 Tahliye Sonrasında Tahliye Edilenlere Yönelik Destekler.....	212
Şekil 5-2 NGS Kazası Sonrasında Gerçekleşmiş Tahliyelerin Sonucunda Gözlenen Belirgin Sorun Alanları	213
Şekil 5-3 Akkuyu NGS Konumu.....	214
Şekil 5-4 İEB ve APB İçerisinde Kalan Alan	215
Şekil 5-5 GPM İçerisinde Kalan Alan.....	215
Şekil 5-6 Mersin ili Gülnar İlçesi Büyükeceli Mahallesi Nüfus Dağılım Bilgileri [68] ..	220
Şekil 5-7 Tahliye Rotası Yönleri.....	225
Şekil 5-8 Akkuyu NGS Bölgesi Karayolları Haritası [70]	225
Şekil 5-9 Tahliye Süreci Akış Diyagramı (Tahliye Edilen Kişi)	230
Şekil 6-1 Tahliyeyi Etkileyen Faktörlerin Tahliye Akış Diyagramı Üzerindeki Yeri	232
Şekil 6-2 Tahliye Süreçlerinde Aksaklık için Hata Ağacı.....	234
 Şekil EK1-1 PAVAN Hiyerarşik Diagramı [57].....	 259
Şekil EK1-2 Yer Seviyesinden Salım için 16 Yönde Hesaplanan Havadaki Konsantrasyon Değerleri	265
Şekil EK1-3 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Doğu Yönündeki Dağılım	266
Şekil EK1-4 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Yönündeki Dağılım	267
Şekil EK1-5 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Batı (KB) Yönündeki Dağılım	269
Şekil EK1-6 79 m Seviyesinden Salım için 16 Yönde Hesaplanan Havadaki Konsantrasyon Değerleri	269

Şekil EK1-7 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey-Doğu Yönündeki Dağılım	270
Şekil EK1-8 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Yönündeki Dağılım	271
Şekil EK1-9 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Doğu-Kuzey-Doğu Yönündeki Dağılım	272
Şekil EK2-1 NRC Dose Kodunun Bileşenleri.....	274
Şekil EK2-2 Kodda Yer Alan Hidrolojik Modeller.....	276
Şekil EK2-3 LADTAP II’de Kullanılan Modeller	276
Şekil EK2-4 GASPAR II Kodunda Kullanılan Matematiksel Modeller	278



KISALTMALAR

APB	Acil Koruyucu Eylem Planlama Bölgesi
ÇED	Çevresel Etki Değerlendirme
DGA	Deterministik Güvenlik Analizi
ICRP	Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu
İEB	İhtiyati Eylem Bölgesi
KOA	Koruma Kabı Olay Ağacı
KSA	Kazanın Etkilerini Sınırlama Alanının
LOCA	Soğutucu Kaybı Kazası
NGS	Nükleer Güç Santrali
NRC / USNRC	Amerika Birleşik Devletleri Nükleer Düzenleme Komisyonu
NUREG	Amerika Birleşik Devletleri Nükleer Düzenleme Komisyonu Düzenlemesi
OGA	Olasılıklı Güvenlik Analizi
TAMP	Türkiye Afet Müdahale Planı
UAEA	Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı
UNSCEAR	Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilim Komitesi
URAP	Ulusal Radyasyon Acil Durum Planı
VVER	Soğutucusu Su Moderatörü Su Olan Enerji Reaktörü (Rusça)

1. GİRİŞ

Günümüzde radyasyon yayılmasıyla sonuçlanan kazalar ve olaylar bir bütün olarak ele alınmaktadır. Radyolojik kaza ve olaylarda en önemli sorun acil durumun tespit edilmesidir. Eğer acil durumun kaynağı bir nükleer güç santrali (NGS) ise acil durumun tespiti nispeten daha kolay olmakla birlikte sonuçların tahmin edilmesi ve ciddiyet derecesinin acil durum yöneticilerince anlaşılması pek de kolay değildir. Bu nedenle NGS bulunan veya bu teknolojiyle yeni tanışan ülkelerde acil durum yönetimine ilişkin çalışmalar inşaat dahi başlamadan önce yapılmaya başlanır. Bu şekilde yıllar içinde, gerekli güvenlik kültürü ve bilinç hem acil durum yönetim otoritelerinde hem de toplumun genelinde yavaş yavaş oluşturulur.

Acil durum yönetimi sırasında en önemli noktalardan biri hangi uygulamanın gerekli hangisinin fazla olduğuna karar vermektir. Bu kolayca alınabilecek bir karar değildir. Teknik uzmanların desteğiyle ve fazlaca ihtiyatlı olmayan tahminlere dayalı olarak kararlar alınmalıdır. Örneğin tahliye söz konusu olduğunda fazlaca ihtiyatlı olmak insanların hayatlarını gereksiz yere düzeninden çıkarmak anlamına gelebilir. Yaşanacak sosyal, psikolojik ve ekonomik sorunlar düşük seviyedeki radyasyondan çok daha tahrip edici olabilmektedir. Tahminlere dayalı olarak acil durum planlama bölgelerinde tahliye gerçekleştirilse bile gerçek saha ölçümleri sonucunda güvenli olan yerlerde halkın evine dönüşüne izin verilmesi uzun dönemli radyolojik olmayan etkileri minimize etmeye yardımcı olabilir.

Teknik olmayan karar vericilerin acil durum süresince doğru karar alması, teknik uzmanlığı bulunan otoritelerin doğru yönlendirmelerine bağlıdır. Teknik olmayan karar vericilere acil durum öncesi ve sırasında aşağıdaki konularda bilgi desteği sağlanmalıdır:

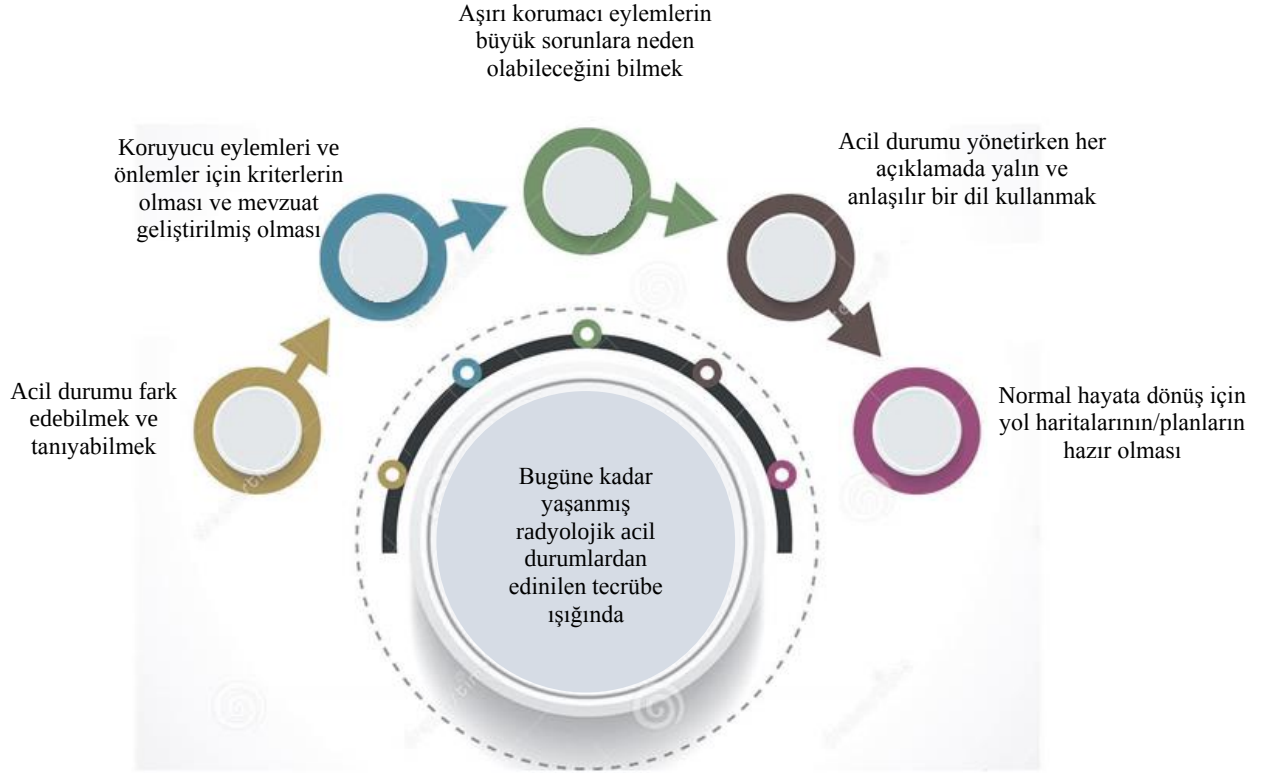
- Acil durum planı ve dayandığı gerçekler
- Acil koruyucu önlemlerin fayda ve zararları arasındaki denge
- Planın uygulanmakta olan adımları
- Tahliye planlama bölgelerinin haritaları
- Atmosferik dağılım tahminleriyle oluşturulan haritalar
- Tahliye alanının tanımlanması
- Gerçek ölçüm verileri
- Tahliyenin aciliyeti ile ilgili bilgilendirme

- Eve geri dönüş ile ilgili bilgilendirme
- Okullardaki çocuklar ile ilgili mevcut plan ve uygulama
- Potasyum iyodür tablet kullanımı ile ilgili bilgiler

Tüm bu süreç içinde acil durum çalışanları ile halkın yalın ve anlaşılır bir dille bilgilendirilmesi, teknik bilgilerin mümkün olduğunca anlaşılır şekilde sunulması büyük önem taşımaktadır. Çünkü doğru iletişimin planlanması ve iletişimin parçası olan tüm tarafların aynı terimlerle dil birliği içinde kalabilmesi, acil durum yöneticilerinin ve uzmanların halkın gözündeki güvenilirliğini koruması anlamına gelmektedir. Radyasyon salımı gerçekleşen kazalarda özellikle gereğinden fazla oluşabilecek endişe ve korkunun azaltılması sürekli eğitim, bilgilendirme ve bilinçlendirme faaliyetleriyle mümkün olabilir. Öte yandan oluşabilecek panik ortamının acil durum yönetimi prosedürlerini olumsuz etkilememesi için özel planlamalar yapılmalı, gerekli tedbirler önceden tartışılmalıdır.

Burada vurgulanan hususların dikkate alınabilmesi ve otoriteler arasında dil ve anlayış birliğinin sağlanabilmesi için ortak hazırlanmış en tepeden en aşağıya kadar acil durum yönetiminin tüm paydaşlarını içine alan yetkili organları tanımlayan tek bir mevzuat oluşturulması gerekmektedir. Uygulanacak ve bireylerin kendilerinin uygulaması istenecek her türlü eylem için yazılı prosedürler oluşturulmalıdır. Bir yandan mevzuat geliştirilirken diğer yandan halkın doğru zamanda doğru önlemi uygulayabilmesi için sürekli bilgilendirilmesi amacıyla gerekli çalışmalar yapılmalıdır.

Şekil 1-1’de yaşanmış radyolojik acil durumlardan yola çıkarak acil durum yönetiminin en kritik görülen faaliyetleri özetlenmektedir. Bugüne dek yaşanmış üç ağır NGS kazası sırasıya Three Mile Island (TMI), Çernobil ve Fukushima kazalarıdır. Bütün bu kazalarda kitlesel tahliyeler gerçekleştirilmiştir. Bu kazalardaki acil durum yönetimi sırasında ortaya çıkan en önemli sonuç, tüm acil durumlarda olduğu gibi, tahliyeye ilişkin en kritik faaliyetlerin etkili planlama, önceden ve sürekli bilgilendirme ile etkin müdahale olduğudur.



Şekil 1-1 Radyolojik Acil Durum Yönetiminde Kritik Faaliyetler¹

Özellikle 2011 yılında gerçekleşen Fukushima NGS kazasından sonra ağır NGS kazalarına bakış önemli ölçüde değişmiştir. Artık kazanın gerçekleşme olasılığı ne olursa olsun geniş bölgeleri etkileyebilecek her türlü acil durum için planlamaların en detaylı şekilde yapılması ve kazanın büyüklüğüne göre uygun prosedürlerin uygulanması tüm yetkili otoritelerce kabul edilmiş bir yaklaşımdır. Acil durum yönetimi prosedürlerinin yanı sıra hem halkın hem de acil durum çalışanlarının psikolojik hazırlıkları da en kritik parametreler arasında yer almaktadır. Etkili acil durum yönetiminin yanı sıra uzun dönemde yürütülecek faaliyetler ve normal yaşama dönüşün tahliye edilenlerin sosyal, psikolojik ve ekonomik durumları dikkate alınarak planlanması gerekmektedir.

Fukushima NGS kazasının başlattığı en önemli tartışma konularından biri de tahliyenin ne seviyede gerekli olduğudur. Acil durum yönetimi otoriteleri planlamalarını yaparken acil durum planmalama bölgeleri içindeki kişilerin tamamının tahliye edileceği kabulüyle planlamalarını gerçekleştirirler. Ancak kaza sonrası alınacak ölçümler ve uzmalarca yapılacak değerlendirmeler neticesinde tahliye edilenlerin evlerine dönüşleri için “normal

¹ UAEA’dan Tom McKenna’nın çalışmasından uyarlanmıştır.

hayata dönüş” prosedürleri de en doğru şekilde tanımlanmalıdır. Fukushima sonrasında ortaya çıkan sağlık sorunlarının en büyük kaynağı tahliye neticesinde yaşanan kayıplar ve değişen yaşam şartlarıdır. Kaza sonrasında radyasyondan kaynaklı ölüm veya kazaya müdahale eden çalışanlar dışında, uluslararası kurumlarca konulan radyasyon doz limitlerinin üstünde doz alan birey rapor edilmemiştir. Ancak tahliye sırasında trafik kazaları, kritik hastaların gerekli medikal desteği alamadan tahliye edilmesi, hasta-yaşlı bakım evlerinde ikamet edenlerin tahliyesi sırasındaki aksaklıklar nedeniyle ölüm ve yaralanmalar gerçekleşmiştir. Tahliye sonrasında ise günümüze dek, evlerinden uzaklaşan yakınlarından ayrı kalan, işsiz kalan, gündelik hayat standartları düşen kişilerde ağır travma ve stres bozukluklarıyla birlikte kaygı ve endişe duygularının klinik boyutlara ulaştığı görülmektedir. Yaşanan bu mental sağlık sorunları nedeniyle tahliye edilen kişilerde kalp krizi sonucu ölüm oranının Japonya ortalamasının çok üzerine çıktığı tespit edilmiştir. [66]

Bu tez çalışmasının amacı ağır NGS kazalarında son güvenlik bariyeri olarak adlandırdığımız “acil durum yönetim prosedürlerindeki” aksaklıkların olasılıklı güvenlik analizlerine ilave edilerek yeni bir olasılıklı güvenlik analizi seviyesi önerilmesi ve ülkemizde yapımı için çalışmaları süren ilk NGS olan Akkuyu NGS’ne uygulanmasıdır. Bu amaçla öncelikle Akkuyu NGS için 2. Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizleri (OGA) yapılmıştır. Koruma kabı bütünlüğünün korunmasında görev alan pasif güvenlik sistemleri incelenmiş ve basitleştirilmiş şemaları hazırlanarak bu sistemlerin başarısız olma olasılıkları için hata ağacı modelleri oluşturulmuştur. Koruma kabı olay ağacı hazırlanarak koruma kabı bütünlüğün bozulması olasılıkları araştırılmıştır. Analizler için SAPHIRE 7.0 kodu kullanılmıştır.

Ağır kazanın ardından koruma kabı bütünlüğünün bozulması ile birlikte radyasyonun koruma kabı dışına çıktığı kabul edilebilir. Radyoaktif maddeler koruma kabı dışına çıktıklarında atmosferik dağılım gerçekleşecek ve NGS’den uzak noktalara taşınan bu radyoaktif maddeler radyasyon maruziyetlerine neden olacaktır. Bu çalışmada radyoaktif maddelerin atmosferik dağılımı için PAVAN kodu kullanılmıştır. NGS’den farklı uzaklıklardaki hava konsantrasyonu değerleri bu kod ile hesaplanabilmektedir. Hesaplamaların yapılabilmesi için ihtiyaç duyulan kritik meteorolojik veriler Akkuyu NGS Çed Raporundan alınmıştır.

NRCDOSE 2.3.20, normal işletim sırasında havalandırma kanallarından salınan radyoaktif maddelerin neden olduğu radyasyon maruziyetlerinin tahmini için kullanılmaktadır. Bu tez

alışmasında NRCDOSE 2.3.20 kodu ile elde edilen atmosferik daėılım sonuları PAVAN kodu ile elde edilen sonuları doėrulamak amacıyla kullanılmıřtır. Bunun yanı sıra normal iřletim sırasında, 30 km ap iinde kalan halka ulařan doz miktarları da tahmin edilerek Akkuyu ED Raporunda verilen deėerlerin doėrulaması yapılmıřtır. Gerekli meteorolojik veri ve salım aktiviteleri yine ED raporundan alınmıřtır. Atmosferik daėılım hesapları iin kodun XOQDOQ modl, doz hesaplamaları iin GASPAR modl kullanılmıřtır.

Aėır NGS kazalarında, koruma kabı btnlė bozularak, koruma kabı dıřına yksek aktiviteli radyoaktif maddeler ıkmakta ve hava yoluyla tařınarak halka ulařabilmektedir. Halkın yksek seviyedeki radyasyona maruz kalmaması iin eřitli koruyucu nlemlerin genel acil durumun ilanı ile birlikte uygulamaya alınması gerekmektedir. Bu tez alışmasında seilen senaryoya uygun olarak evreye salınan radyoaktif maddelerin aktiviteleri ve meteorolojik parametreler kullanılarak 30 km ap iinde bulunan halka ulařabilecek doz miktarları bypass ve havalandırma kanallarından salınma durumları iin tahmin edilmiřtir. Bu tahminin yapılması iin RASCAL 4.2 Kodu kullanılmıřtır. RASCAL zellikle aėır kaza durumları iin geliřtirilmiř bir koddur.

Bu tez alışmasının temel amacı gvenlik bariyerlerinin sonuncusu olarak nitelendirilen acil durum planlarının, zellikle tahliyenin, radyasyon maruziyetleri zerine etkisini arařtırmak ve bir model geliřtirmektedir. Burada temel kabul, tahliye sırasında uygulanan prosedrlerdeki aksamaların Acil Koruyucu Eylem Planlama Blgesi (APB) iinde geirilen sreyi dolayısıyla da radyasyona maruz kalma olasılıklarını arttıracadırdır. Bu kabulden yola ıkılarak, acil durumun ilanından itibaren, radyasyon maruziyetlerinin azaltılması iin uygulanacak tahliye prosedrlerinin uygulanması sırasındaki temel sreler belirlenmiřtir. Bu temel srelere iliřkin tartıřma ve tespitlerin ardından tahliye senaryosu ve modeli oluřturulmuřtur. Bu modelde en kritik faktrler arasında tahliye edileceklerin durumun ciddiyetini idraki ve tahliyeyi kabullenmeleri, srece katılarak verilen talimatları yerine getirmeleri, tahliye sırasında yařanacak trafik sorunları yer almaktadır. Bu faktrlerin gerekleřme olasılıkları, hem planlama hem de hazırlık safhalarında srekli olarak verilen eėitim, bilinlendirme faaliyetleri ve sistematik yaklařımlarla byk oranda azaltılabilir. Bu alışmanın en nemli sonularından biri kitlesel tahliye durumunda aksaklık meydana gelmesi olasılıklarının sayısal olarak belirsizlikleri ile birlikte gsterilmesidir.

Bu tez alışmasında ilk olarak geniř bir literatr taraması yapılmıřtır. Yapılan arařtırmalardan edinilen bilgiler 2. Blmde sunulmaktadır. ncelikle NGS'lerde gvenlik

kavramları ve ilkeleri, güvenlik bariyerleri ve olasılıklı güvenlik analizleri üzerine literatür taraması yapılmıştır. Ardından ülkemizdeki acil durum yönetim sistemi incelenmiştir. Tahliye prosedürlerinin anlaşılması ve farklı yaklaşımları ortaya koymak amacıyla UAEA ve NRC'nin ağır NGS kazalarında uyguladıkları acil koruyucu önlemler ve prosedürler irdelenerek, ülkemizdeki uygulamalar ile karşılaştırılmıştır. Ayrıca tahliyeye ilişkin detaylı bilgileri bir araya toplamak amacıyla kitlesel tahliyelerde, tahliyeyi etkileyen faktörler araştırılmıştır. Son olarak geliştirilecek modelde kullanılmak üzere temel istatistik kavramlarına değinilmiştir.

3. Bölümde Akkuyu Nükleer Güç Santrali'ne ilişkin bilgiler sunulmaktadır. Proje hakkındaki genel bilgilendirmelerin ardından kurulması planlanan VVER-1200 (AES 2006) tasarımı reaktörlerin teknik özellikleri açıklanmıştır. Tez çalışmasının temelini oluşturan pasif güvenlik sistemleri detaylı olarak incelenmiştir. Bu sistemler, santralde uzun süreli kararma durumu ile birlikte ağır kaza yaşanması durumunda devreye girebilen ve koruma kabı bütünlüğünün korunmasını sağlayan sistemlerdir.

4. Bölümde uygulanan 2. ve 3. Seviye OGA prosedürleri, kullanılan kodlar ve elde edilen sonuçlar açıklanmaktadır. Öncelikle çalışmanın temelini oluşturmak üzere seçilen senaryo anlatılmaktadır. Ayrıca koruma kabı bütünlüğünün bozulması yolları da bu bölümde tartışılmaktadır. 2. Seviye OGA analizlerinin bir uygulaması verilmektedir. Akkuyu NGS için önerilen koruma kabı tasarımında yer alan güvenlik sistemleri için hata ağaçları çizilerek koruma kabı olay ağacı (KOA) oluşturulmuştur. SAPHIRE 7.0 kodu ile yapılan hesaplamalar ve hesaplama sonuçları yine bu bölümde gösterilmektedir. 3. Seviye OGA için öncelikle atmosferik dağılım kodları incelenmiştir. Bu amaçla doz tahmini kodlarının da temelini oluşturan PAVAN kodu üzerine çalışılmış, Akkuyu NGS için bir uygulama gerçekleştirilmiştir. Bu bölümde, normal işletim ve seçilen kaza senaryosu için beklenen salım aktiviteleri kullanılarak halkın maruz kalabileceği dozlara yönelik tahmin yapmak amacıyla kullanılan NRCDOSE 2.3.20 ve RASCAL 4.2 kodlarından elde edilen sonuçlar Akkuyu ÇED Raporundaki verilerle kıyaslamalı olarak sunulmaktadır.

5. Bölümde Akkuyu NGS için belirlenen acil durum planlama bölgelerinin incelenmesiyle elde edilen bilgiler sunulmaktadır. Bu alan içinde kalan toplam nüfus, nüfusun yaşa göre dağılımı, engelli bireylerin oranı, okul hastane gibi özel planlama gerektiren tesislere yönelik tespitler yapılmıştır. Bu incelemelerin sonunda tahliye prosedürleri oluşturularak bir model

oluřturulmuřtur. Bu tahliye modelinin temel bileřenlerini doėrudan etkileyen faktörler belirlenmiřtir.

6. Bölümde geliřtirilen 3+ Seviye OGA metodolojisi anlatılmaktadır. Tahliyeyi etkileyen faktörler bakımından Akkuyu NGS için APB içinde kalan bölge incelenmiřtir. Bu incelemeler sonucunda tahliyede aksaklık olması olasılıėı hesaplanmıřtır. Bu olasılıktaki belirsizliėin ortaya konması için de istatistiksel yöntemler kullanılmıřtır. Ayrıca tahliyeyi etkileyen faktörlerin farklı kombinasyonlarının olasılıkları hesaplanmış, bu durumların neden olacaėı etkiler tanımlanmıřtır. Risk matrisi oluřturularak tahliye süreçleri üzerinde ciddi olumsuz etkisi bulunan durumlar tespit edilmiřtir.

7. Bölümde elde edilen sonuçlar tartıřılmakta, 8. Bölümde ise ileride yapılacak alıřmalardan söz edilmektedir.

2. LİTERATÜR TARAMASI

2.1. Nükleer Güç Santrallerinde Güvenlik

Nükleer güvenliğe ilişkin uluslararası standartlar Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (UAEA) tarafından belirlenmektedir. UAEA'nın kuruluşu, Birleşmiş Milletler tarafından 23 Ekim 1956 yılında düzenlenen konferansta onaylanmış ve ajans aktif görevine 29 Temmuz 1957 yılında başlamıştır. O yıllarda nükleer teknoloji alanındaki buluşlar ve bu teknolojinin pek çok kullanım alanının olması nedeniyle oluşan derin korkular ve beklentiler ajansın kurulması ihtiyacını doğurmuştur. Ajansın kuruluşu, Amerika Birleşik Devletleri Başkanı Eisenhower'ın 1953 yılında Birleşmiş Milletler genel kurulunda "Atomların Barışçıl Amaçla Kullanılması"nı işaret etmesiyle gündeme gelmiştir. UAEA, atom enerjisinin tüm dünyada barış, sağlık ve refaha katkısının artırılması ve ivmelendirilmesi yollarını aramak ile görevlidir. UAEA'nın sağladığı destekler ve yardımlar askeri amaçlarla kullanılamaz. [1]

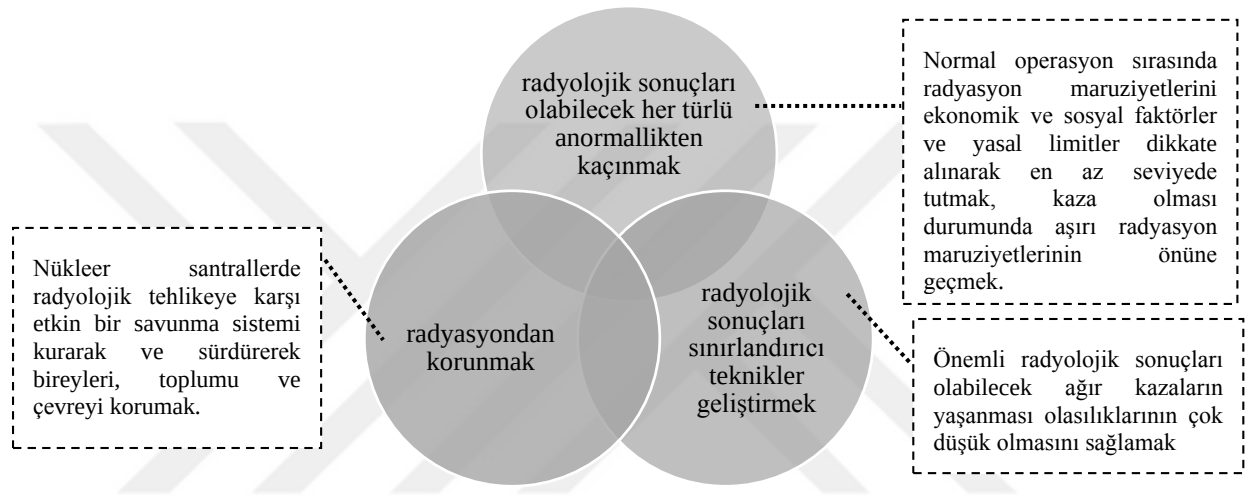
Radyoaktivite doğada var olan bir olgudur ve doğal radyasyon kaynakları çevremizin doğal parçalarıdır. Radyasyon ve radyoaktif maddeler pek çok faydalı uygulamada kullanılmaktadır. Bunlar arasında nükleer güç santrallerinde elektrik üretimi, ilaç üretimi, tıbbi teşhis, tedavi, sanayi ürünlerinin üretimi, tarım ürünlerinin yetiştirilmesi ve korunması ile tohumların ıslahı gibi konular sayılabilir. Bu uygulamalar sırasında çalışanlar ve halk üzerinde oluşan radyasyon riski değerlendirilmeli ve gerekiyor ise kontrol altında tutulmalıdır. [2]

Bu amaçla geliştirilmiş olan güvenlik standartları, başta nükleer güç santralleri olmak üzere, radyoaktif kaynakların kullanıldığı tıbbi ve endüstriyel uygulamalarda, radyoaktif kaynakların üretimi, taşınması ve kullanımı ile radyoaktif atıkların yönetimine ilişkin faaliyetlerde uygulanmak zorundadır. Güvenliğe ilişkin yasal düzenlemelerin yapılması her ülkenin kendi sorumluluğudur. Ancak radyasyon riskleri kimi zaman sınırları aşabilir ve uluslararası işbirliği gerekebilir. Güvenlik ile ilgili uluslararası işbirliği, anlaşmalar, yasalar ve güvenlik standartları aracılığıyla sağlanabilir. UAEA, güvenlik standartlarını bu amaçla geliştirmektedir. Ülkemizde de radyasyon uygulamalarının bulunduğu tüm sektörlerde UAEA standartları takip edilmektedir.

UAEA, standartları geliştirilirken Birleşmiş Milletler Atomik Radyasyonun Etkileri Bilim Komitesinin (UNSCEAR) radyasyonun sağlığa etkileri ve farklı kaynaklardan gerçekleşebilecek radyasyon maruziyeti dozlarına ilişkin yaptığı araştırmaların

bulgularından yararlanmakta ve Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu'nun (ICRP) tavsiyelerini dikkate almaktadır.

Nükleer güç santrallerinde, nükleer güvenlik, normal işletim koşullarının korunması, kazaların önlenmesi ve kazaların sonuçlarının hafifletilmesi yoluyla çalışanların, halkın ve çevrenin olması gerekenden fazla radyasyon maruziyetinden korunmasını amaçlar. Normal işletim sırasındaki radyasyon riskleri ile kaza veya olaylar nedeniyle oluşan radyasyon risklerinin ve nükleer reaktörün, zincirleme reaksiyonun veya bir radyoaktif kaynağın kontrolden çıkması neticesinde oluşabilecek her türlü direkt etkiyi de kapsamaktadır.



Şekil 2-1 NGS'lerde Güvenliğin Temel Hedefleri

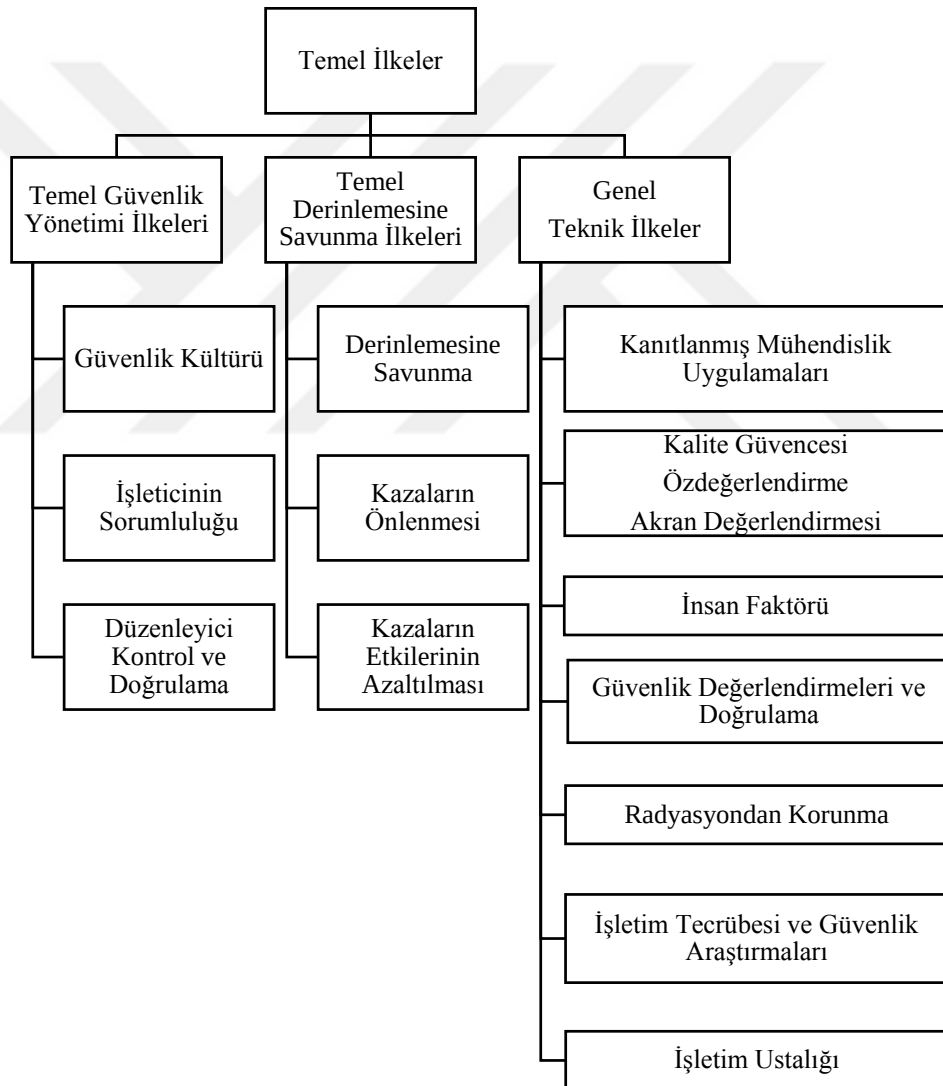
Şekil 2-1'de Nükleer güvenliğin 3 temel hedefi gösterilmektedir. Bu hedefler birbirlerini tamamlayıcı olduğu gibi birbirleriyle üst üste geçmiş bir yapı ortaya koyar. Bu şekilde radyasyon maruziyeti oluşmasının nedenlerinin önlenmesi için bütünlük bir sistem oluşturulmuştur. Nükleer güvenliği sağlayan sistemler üç ana kategoriye ayrılabilir [3]:

1. Kendiliğinden: Sistemin tasarımında temel fizik prensiplerine dayalı güvenlik özellikleri mevcuttur.
2. Pasif: Herhangi bir harekete geçirme mekanizması veya elektriksel güce ihtiyaç duymadan devreye giren güvenlik sistemleri geliştirilmiştir.
3. Aktif (tasarım ürünü): Elektriksel ve/veya mekanik güçle çalışan ve özel olarak aktive edilmesi gereken sistemler geliştirilmiştir.

Nükleer güvenlik sistemleri incelendiğinde hem normal işletme koşullarında hem de ağır kaza yaşanması durumunda radyasyon maruziyetlerinin en aza indirilmesinin en birinci öncelik olduğu görülür. Ağır kazalar, nükleer santraldeki güvenlik sistemlerini beklenenin çok üzerinde etkileyerek fonksiyonlarının azalmasına ya da tamamen durmasına neden olabilen “kor hasarı ile sonuçlanan” kazalardır. Özellikle tasarım aşamasından itibaren alınacak önlemler ve geliştirilen güvenlik sistemleri nükleer güvenliğin sağlanmasında önemli bir yer tutmaktadır.

2.1.1. Temel İlkeler

Nükleer güvenliğin sağlanması için temel ilkeler Şekil 2-2’de özetlenmektedir.



Şekil 2-2 Nükleer Güvenliğin Temel İlkeleri

Temel ilkeler incelendiğinde, NGS’lerde güvenliğin ana öğelerinden birinin yönetim ilkeleri olduğu görülmektedir. Yönetim ilkeleri 3 adet ilkedен oluşmaktadır. [4]

1. Nükleer enerji ile ilgili faaliyette bulunan tüm bireylerin ve organizasyonların eylemlerini ve etkileşimlerini, bu amaçla oluşturulmuş bir güvenlik kültürü yönetir.
2. Bir NGS’nin güvenliğinin nihai sorumluluğu, işletme organizasyonuna aittir. Bu sorumluluk hiçbir şekilde tasarımcıların, tedarikçilerin, müteahhitlerin, inşaatçıların veya düzenleyicilerin diğer faaliyetleri ve sorumlulukları nedeniyle azaltılamaz.
3. Hükümet, bir nükleer sanayi ve nükleer santrallerin lisanslandırılması ve düzenlenmesin ile ilgili yönetmeliklerin uygulanmasından sorumlu bağımsız bir düzenleyici kuruluş için yasal çerçeveyi oluşturmalıdır. Düzenleyici kuruluşun sorumlulukları ile diğer tarafların sorumlulukları arasındaki ayrım açıkça belirtilmeli, böylece düzenleyiciler bağımsızlıklarını bir güvenlik otoritesi olarak korumalı ve aşırı baskıdan korunmalıdır.

Derinliğine savunma özellikle nükleer güç santrallerinde güvenlik teknolojilerini işaret eder. Organizasyonel, davranışsal veya donanım bazlı tüm güvenlik önlemleri birbiri üzerine geçen koruma katmanları oluşturarak, bireyler ve geniş anlamda halk üzerinde bir zarar oluşturmadan bir arıza/aksaklığın düzeltilmesi veya üstesinden gelinmesini sağlarlar. İşte derinlemesine savunmanın merkezinde bu çok seviyeli koruma fikri bulunmaktadır. Derinlemesine savunmaya ilişkin ilkeler şunlardır [4][3]:

1. Derinlemesine savunma: Potansiyel insan hataları ve mekanik arızaları telafi etmek için, radyoaktif maddenin çevreye salınmasını önleyen ardışık engeller de dahil olmak üzere çeşitli koruma seviyelerine odaklanan derinlemesine bir koruma kavramı uygulanır. Bu kavram, santralin ve güvenlik bariyerlerinin bizzat zarar görmesini engellemeyi hedefleyen **“bariyerlerin”** korunmasını içerir. Kavram ayrıca, bariyerlerin tam olarak etkili olmadığı durumlarda halkı ve çevreyi oluşabilecek zararlardan korumak için alınacak ilave önlemleri de kapsar.
2. Kazaların önlenmesi: Özellikle ağır kor hasarına neden olabilecek kazaların önlenmesi anlamına gelen birincil güvenlik önlemlerine ağırlık verilir.

3. Kazaların etkilerinin azaltılması: Mevcut olan saha içi ve saha dışı zarar azaltma önlemleri ile radyoaktif maddenin bir kaza nedeniyle koruma kabı dışına salımının zararlı etkileri önemli ölçüde azaltılabilir.

NGS'ler için güvenlik teknolojisinin başarılı bir şekilde uygulanması için gerekli olan birkaç temel teknik ilke bulunmaktadır [4]:

1. Kanıtlanmış mühendislik uygulamaları: Nükleer güç teknolojisi, test ve tecrübe ile kanıtlanmış ve onaylanmış, düzenleyici mevzuata ve standartlara ve uygun şekilde belgelenmiş diğer raporlara yansıtılan mühendislik uygulamalarına dayanır. Kullanılan sistemler ve bileşenleri, korumacı bir yaklaşımla tasarlanır, üretilir ve bunların nükleer güvenliğin hedeflerine ulaşmak amacıyla geliştirilmiş kalite standartlarına uygunlukları test edilir. Yeterlilik ve uygulanabilirlikleri yürürlükte bulunan mevzuat ve standartlara göre değerlendirilir. Gerekliyse ve teknik olarak mümkünse iyileştirme önerileri geliştirilir. Mevzuat ve standartlar profesyonel mühendisler tarafından geliştirilir ve ilgili kurumlarca onaylanır. Onaylanan tüm mevzuat, araştırmalarla kanıtlanmış prensiplere, geçmiş uygulamalardan edinilen verilere, testlere ve güvenilir analizlere dayanır. Üretim ve inşaa aşamalarında en iyi yöntem ve tekniklerin kullanımı esastır. Üretim ve inşanın kalitesi; uygun standartların yakalanması, uygun, eğitimli ve yetkin çalışanların seçilmesi yoluyla garanti altına alınır.
2. Kalite güvencesi: Kalite güvencesi, teslim edilen tüm öğelerin ve gerçekleştirilen hizmetlerin ve görevlerin önceden belirlenmiş gereksinimleri karşıladığından emin olmak için kapsamlı bir sistemin parçası olarak bir nükleer santraldeki tüm faaliyetler için uygulanır. Kalite güvencesi, analiz ve tasarım ile başlayan, 1. ilke ile uyumlu, kalite kontrol yöntemlerinin kullanılması ile devam eden bütünsel bir sistemdir. Ekipman ve çalışanların performansındaki yüksek kalite NGS güvenliğinin temel dayanağıdır. Kalite güvencesi programları görevlerin analizi, yöntem geliştirilmesi, standartların oluşturulması, gerekli yetenek ve donanımın belirlenmesini içine alan geniş bir çerçeve oluşturur. Kalite güvencesi uygulamaları aşağıdaki aşamalarda ve uygulamalarda kullanılır:
 - Tasarımların doğrulanması
 - Satın alma süreçleri
 - Malzeme tedariki ve kullanımı
 - Üretim, denetleme ve test yöntemleri

- Operasyonel ve diğer prosedürler

3. Özdeğerlendirme: Bir nükleer santraldeki tüm önemli faaliyetler için özdeğerlendirme, güvenlik ve performans ile ilgili sorunları tespit etmek ve bunları çözmek ile görevli personelin katılımını sağlar.
4. Akran değerlendirmeleri: Bağımsız akran değerlendirmeleri, iyi performans gösteren NGS'lerde kullanılan uygulamalara ve programlara erişilmesini sağlar ve bunların diğer NGS'lerde de benimsenmesini sağlar.
5. İnsan faktörü: Nükleer tesis güvenliği ile ilgili faaliyetlerde görev alan personel, görevlerini yerine getirmek üzere eğitilmiş ve niteliklidir. NGS'nin işletilmesi sırasında insan hatası gerçekleşmesi olasılığı, operatörler tarafından doğru kararların alınmasını kolaylaştırmak, yanlış kararları engellemek, hatanın tespit edilmesi ve düzeltilmesi ya da telafisi için araçlar geliştirilmesi yoluyla hesaba katılır. İnsan hatası olasılıklarını azaltmak için en iyi şekilde geliştirilmiş ve dökümanite edilmiş operasyon prosedürleri hazırlanır ve görevleri yerine getirecek olan personel bu prosedürlerle ilgili en iyi şekilde eğitilir.
6. Güvenlik değerlendirmesi ve doğrulama: Güvenlik değerlendirmesi, bir NGS'nin inşası ve işletimi başlamadan önce yapılır. Değerlendirme iyi dökümanite edilmiş ve bağımsız kurumlarca gözden geçirilmiş olmalıdır. Bu güvenlik değerlendirmeleri, daha sonra önemli yeni güvenlik bilgileri ışığında güncellenir.
 - Güvenlik değerlendirmesi, yapıların, sistemlerin ve bileşenlerin hasar görmesi veya arızalanması yolları hakkında sistematik ve kritik incelemelerden ve belirlenen hasar/arızaların neden olabileceği sonuçların ortaya konmasından oluşmaktadır. Burada temel amaç tasarımın zayıflıklarını ortaya koymaktır. Güvenlik analizi raporları, santralin ve güvenlik sistemlerinin yeterliliklerinin tanımlandığı lisanslama sürecinde hazırlanır. Saha özellikleri ve tasarım ile uygunluğuna ilişkin bilgileri içerir.
 - Bu raporlar, sistemlerin ana özelliklerini, özellikle reaktörün kontrolü ve kapatılması, soğutulması, radyoaktif maddelerin tutulması ve özellikle geliştirilmiş güvenlik sistemleri hakkında önemli bilgileri içermektedir. Tasarıma esas kazalar ve sonuçları ile ilgili detaylar da raporlarda yer almaktadır.

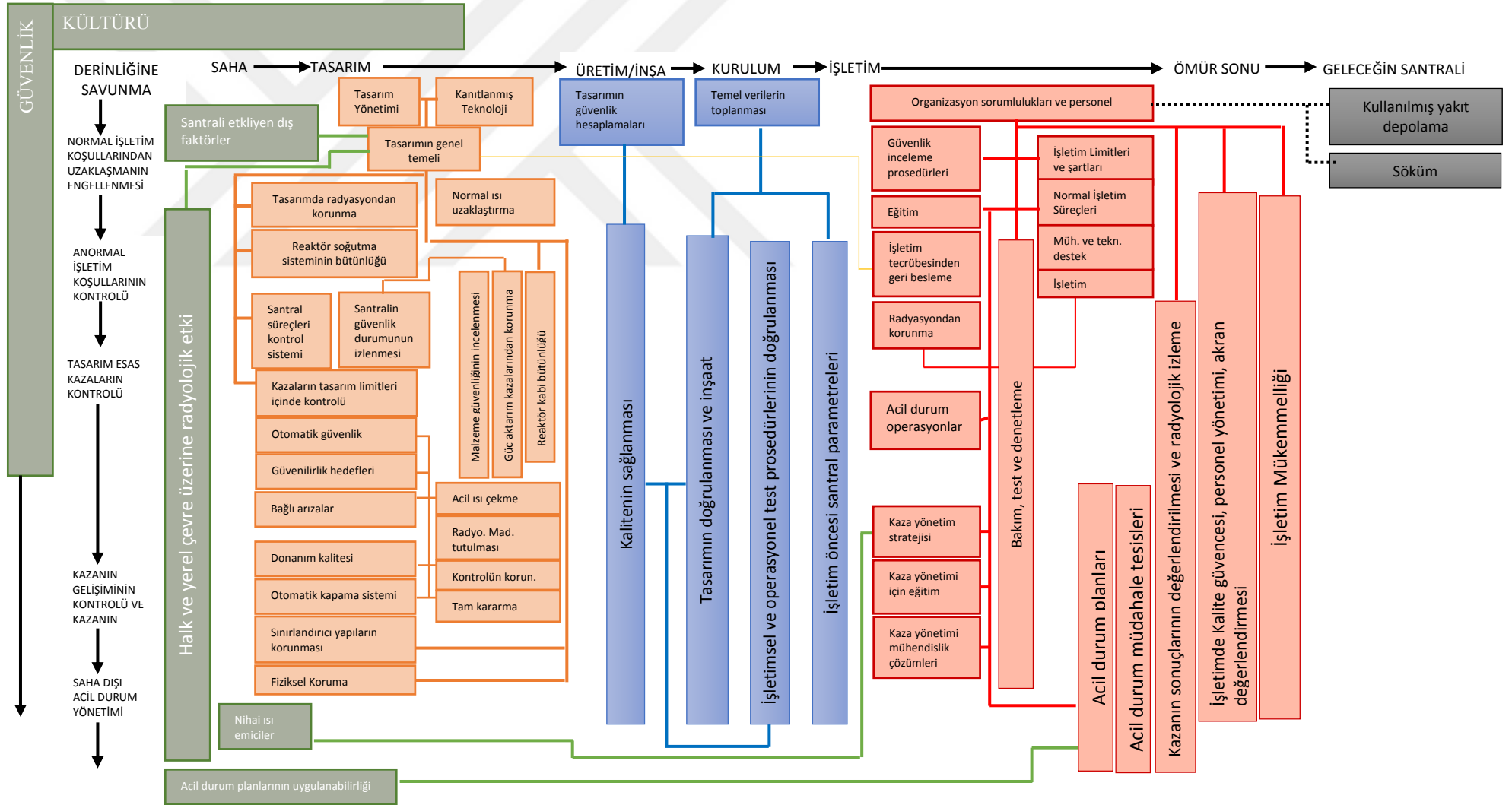
- Bu raporlar, düzenleyici kurumlarca NGS'nin inşaatına ve işleme alınmasına izin verilmesi için gereken temel verileri sağlar.
 - Güvenlik değerlendirmeleri iki yöntem kullanılarak yapılabilir. Deterministik yöntemde, NGS'nin güvenliğini tehdit edebileceği düşünülen muhtemel öncü olayların belirlenmesiyle tasarıma esas olaylar seçilir. Analizler, santralin ve güvenlik sistemlerinin bu olaylara karşı verdiği tepkileri değerlendirmek, performans ve güvenlik kriterlerinin sağlanıp sağlanmadığını kontrol etmek amacıyla yapılır.
 - İkinci yöntem olasılıklı analizlerdir. Olasılıklı analizler, seçilen bir dizi olayın ve sonuçlarının gerçekleşme olasılıklarını hesaplamak için kullanılır. Bu hesaplamalarda NGS içinde ve dışında alınan zarar azaltma önlemleri de dikkate alınabilir. Olasılıklı analizler, riskin hesaplanması ve riske katkısı olan tasarım zayıflıklarının veya işletim hatalarının ya da kaza dizilerindeki potansiyel aksaklıkların belirlenmesi amacıyla kullanılmaktadır. Genel veya santrale özgü **olasılıklı güvenlik analizleri (OGA)** birden çok arızanın aynı anda meydana gelmesi ve ağır kaza durumları için yapılabilir. Hesaplamalar, gerçekçi varsayımlara ve en iyi tahmin analizlerine dayanır. Analizler, güvenlik limitlerini sayısal verilere döker. Analiz sonuçları radyoaktif madde salımlarının gerçekleşme olasılıklarının ve salımların olumsuz sonuçlarını azaltmaya yönelik tasarım değişikliklerinin belirlenmesinde kullanılabilir.
7. Radyasyondan korunma: Uluslararası Radyasyondan Koruma Komisyonu ve UAEA'nın önerileriyle uyumlu bir radyasyondan korunma uygulamaları sistemi, nükleer santrallerin tasarım, kurulum, işletme ve söküm aşamalarında takip edilmelidir.
8. İşletim tecrübesi ve güvenlik araştırmaları: İlgili kuruluşlar, işletme tecrübesinin ve emniyetle ilgili araştırmaların sonuçlarının paylaşılmasını, gözden geçirilmesini ve analiz edilmesini sonrasında ise, çıkarılan derslerin öğrenilmesini ve uygulanmasını sağlar.
9. İşletimin mükemmelliği: Şu andaki ve gelecekteki nükleer enerji santrali işletmelerinde işletim mükemmelliğine ulaşılabilmesi için şunlar uygulanmalıdır:
- Güvenlik kültürü ve savunma alanları derinleştirilmelidir.

- Çalışanların performansı geliştirilmelidir.
- Mükemmel malzeme koşulu ve donanım performansı korunmalıdır.
- Özdeğerlendirmeler ve akran değerlendirmeleri kullanılarak işletme deneyimi ve diğer bilgiler küresel ölçekte paylaşılmalıdır.
- OGA'ların her gün artarak uygulanması sağlanmalıdır.
- Ağır kaza yönetiminin uygulamaları genişletilmelidir.

2.1.2. Özel İlkeler

Güvenlik hedefleri ve temel ilkeler, özel ilkelere bir konsept çerçeve hazırlar. Şekil 2-1'de nükleer güvenliğin temel hedefleri ve Şekil 2-2'de temel ilkeler özetlenmiştir. Şekil 2-3'de ise özel ilkelerin şematik gösterimi verilmektedir. Bu gösterimde özel ilkelerin derinliğine savunmanın ve güvenlik kültürünün temel konseptleri ile ilişkisi gösterilmektedir. Şemanın sol tarafında yukarıdan aşağıya sıralanmış olan tüm özel ilkeler, bir santralin karşı karşıya kalabileceği güçlüklerle başa çıkabilmesi için gereken tasarım ve operasyon koşullarını gösteren, normal işletimden saha dışında acil durum müdahalesine kadar yükselen güvenlik tehdidi için savunma seviyeleri ile ilişkilidir. Şemada soldan sağa gidildiğinde özel ilkelerin nükleer santral projelerinin (işletime alınmasından ömrünü doldurmasına kadar geçen süre boyunca) ana aşamalarındaki uygulamaları görülmektedir.

Nükleer santral projelerinin süreçleri ile ilişkili olarak prensipler gruplanmış ve bu grupların her biri şema üzerinde farklı bir renk ile gösterilmiştir. Bu renklerden, *yeşil* saha seçimi, *turuncu* tasarım, *mavi* üretim, inşaat ve kurulum, *kırmızı* işletim ve *siyah* işletim ömrünün bitmesi yani kullanılmış yakıtın depolanması ve söküm süreçlerini ifade etmektedir. *Kalın turuncu çizgi*, güvenli tasarımlar yapılmasını sağlayan temel ilkeleri birbirine bağlamaktadır. *Kalın mavi çizgi* ise santralin işletime alınmasından önce güvenlik ve kalite hedeflerine ulaşılması ve bunun kanıtlanmasının önemini göstermektedir. *Kalın kırmızı çizgi*, işletim güvenliğine katkısı olan çeşitli özellikleri birbirine bağlar ve işletim deneyiminden gelen geri beslemenin önemini vurgular. *İnce yeşil çizgiler*, uygulanabilir ilkeler arasındaki bağlantıyı göstermektedir.



Şekil 2-3 Özel Güvenlik İlkeleri – Bütünlük ve Etkileşim Şeması (UAEA'dan uyarlanmıştır)

Özel ilkelerin ilk grubu, saha seçimine odaklanmıştır. Saha seçimi sırasında santralin güvenliğini olumsuz yönde etkileyecek yerel faktörlere ilişkin yapılan araştırmaların sonuçları dikkate alınmalıdır. Ayrıca, normal işletim sırasında ve kaza durumlarında santralin neden olabileceği radyolojik etkiler dikkate alınarak gerekli incelemeler yapılmalıdır. Acil durum planlarının uygulanabilirliği açısından gerekli değerlendirmeler yapılarak, saha dışı karşı tedbirlerin uygulanması ve etkilerin sınırlandırılması konuları da dikkatle incelemelidir. Bir nükleer enerji santrali için seçilen alan, hem kapatma işleminden sonra hem de uzun vadede kapanmadan sonra tesis içinde üretilen enerjinin kontrolü için güvenilir uzun vadeli ısı çekme kaynağına (örn. su kaynakları) sahip olmalıdır.

İkinci grup, tasarıma ilişkin ilkeleri içermektedir. Tasarım sürecinde,

- sürecin yönetimi,
- kanıtlanmış teknolojilerin kullanılması,
- korumacı kurallar ve kriterle birlikte güvenlik limitlerinin sağlanması,
- normal işletim ve beklenmedik durumlar sırasında kullanılabilecek santral kontrol sistemleri,
- güvenli kapamayı sağlayacak otomatik güvenlik sistemleri, güvenilirlik hedefleri,
- ortak bir nedenden kaynaklanarak çeşitli bileşenlerin, sistemlerin veya yapıların hasar görmesi nedeniyle güvenlik işlevlerinin kaybının önlenmesi,
- çevresel etkenler veya yaşlanma etkileri dikkate alınarak belirlenen ekipman nitelikleri,
- güvenlik sistemleri ve donanımlarının santralin ömrü boyunca inceleme ve denetimine izin verecek şekilde tasarlanması,
- çalışanların radyasyondan korunması ve radyoaktif madde salımlarının güvenlik limitleri içinde kalması için geliştirilen radyasyondan korunma özellikleri,

gibi konular dikkatle değerlendirilerek tasarıma yansıtılmalıdır. Ayrıca,

- güç geçişleri nedeniyle olan kazalardan korunma,
- reaktör kalbi bütünlüğü,
- otomatik kapama sistemleri,
- normal işletimde ısı çekme,

- alıřtırma, kapama ve dřk gte iřletim,
- acil durum ısı uzaklařtırma,
- reaktr soğutma sistemi btnlğ,
- radyoaktif maddelerin sınırlandırılması,
- sınırlandırıcı yapıların korunması,
- santralin gvenlik durumunun izlenmesi,
- kontrol yeteneğinin korunması,
- tam kararına durumlarında yakıt hasarı meydana gelmemesi,
- tasarımıda esas alınan yer alan kazaların kontrol,
- santralin fiziksel korunması,

gibi konular zel ilkeler iinde zellikle dikkate alınan konulardır.

zel ilkeler iindeki nc grup, retim ve inřaat srecine iliřkin ilkeleri kapsamaktadır. retim ve inřaata iliřkin olarak ařağıda verilen konulara hassasiyet gsterilir:

- NGS inřaatı bařlamadan nce iřletici řirketi ve dzenleyici kurumların tasarımının gvenlik standartlarını tatmin edici derecede karřıladıėından emin olması,
- Kalite gvencesi uygulamaları tarafından desteklenen prosedrler ve en iyi řekilde kanıtlanmış ve kurulmuř teknikler kullanılarak, santral reticilerinin ve inřaatıların sahip oldukları donanım ve inřaatın yksek kaliteli olmasını saėlama konusundaki sorumluluklarının bilincinde olması.

Drdnc grup, santralin devreye alınması ařamasına iliřkindir. Bu ařamada zen gsterilmesi gereken konular ve bunlara iliřkin ilkeler ř řekilde zetlenebilir:

- Tasarım ve inřaatın takip edilmesine ve onaylanmasına iliřkin bir devreye alma programı oluřturulur. Bu programın amacı gvenlik ve radyasyondan korunmaya nem veren ğelerin tasarım amacına uygun olarak inřa edildiğinden, iřlevini yerine getirdiğinden ve zayıflıkların tespit edilip dzeltildiğinden emin olunmasıdır.
- Normal iřletim sırasında uygulanabilecek, iřletimsel ve iřlevsel test prosedrlerinin belirlenmesi ve onaylanması devreye alma programının bir parçasıdır.

- Devreye alma testleri sırasında, güvenlik ile ilgili önemi olan bileşenler üzerinde detaylı belileyici veriler toplanmalı ve sistemlerin başlangıç işletme parametreleri kayıt altına alınmalıdır.
- Devreye almadan önce bazı ayarlamalar (ufak değişiklikler) yapılır. Devreye alma programı sırasında, emniyet ve işletim sistemlerinin asli çalışma özellikleri belirlenmiş ve belgelendirilmiştir. İşletme noktaları tasarım değerlerine ve güvenlik analizlerine uyacak şekilde ayarlanır. Eğitim süreçleri ve çalışma koşullarının sınırlandırılması, inşa edilen sistemlerin çalışma özelliklerini doğru bir şekilde yansıtacak şekilde değiştirilir.

Özel ilkelerin beşinci grubu “işletim” ile ilgilidir. İşletim sırasında izlenmesi gereken çok sayıda sistem ve uygulanması gereken çok sayıda güvenlik önlemi mevcuttur. İşletim sırasında güvenliğe ilişkin ana konulara kısaca değinilecek olursa:

- Organizasyon, sorumluluklar ve personel: NGS’nin güvenli şekilde işletilmesine ilişkin tüm sorumluluk işletmecinindir. Bu ancak santral yöneticisinin emri altında NGS’ye uzanan güçlü bir organizasyonel yapıyla mümkündür. Santral yöneticisi sayısı, yeterli sayıda nitelikli ve tecrübeli personelin sahada olması da dâhil güvenli işletim için gerekli tüm şartların sağlandığından emin olmalıdır.
- Güvenlik izleme prosedürleri: Tesisin işletim güvenliğini sürekli izlemek ve denetlemek, tesis sorumlusunun tüm güvenlik sorumluluklarında desteklenmesini sağlamak için işletici tarafından güvenlik izleme/değerlendirme prosedürleri uygulanmalıdır.
- İşletme: Tesisin işletilmesi, sıkı idari kontrollere bağlı ve disiplin gözetilerek yetkili personel tarafından yürütülür.
- Eğitim: Eğitim ve yeniden eğitim faaliyetleri bakım, teknik destek, kimya ve radyasyon güvenliği personelinin görevlerini güvenli ve verimli bir şekilde yerine getirmelerini sağlamak için programlar oluşturulmuştur. Eğitim, kontrol odası personeli için özellikle yoğunlaşır ve santral simülatörlerinin kullanımını içerir.
- İşletim limitleri ve şartları: Tesisin çalışması için güvenli sınırları tanımlamak için bir dizi operasyonel limit ve koşul tanımlanmış, asgari

gereklilikler personel ve ekipmanın emre amediliği için de belirlenmiş olmalıdır.

- Normal işletim prosedürleri: Normal tesis işletimi ayrıntılı, doğrulanmış ve resmi olarak onaylanmış prosedürlerle kontrol edilmelidir.
- Acil durum operasyon prosedürleri: Acil durum işletme prosedürleri, anormal olaylara karşı operatörün uygun bir şekilde müdahale etmesi için bir temel oluşturmak üzere oluşturulmuş, belgelendirilmiş ve onaylanmış olmalıdır.
- Radyasyondan korunma prosedürleri: İşletim şirketinin radyasyondan korunma personeli, personelin kontrolü, yönlendirilmesi ve korunması için yazılı prosedürler oluşturur, tesis içi radyolojik koşulların rutin olarak izlenmesini gerçekleştirir, tesis personelinin radyasyon maruziyetlerini izler ve ayrıca atmosfere bırakılan radyoaktif salım değerlerini izler.
- İşlemlere mühendislik desteği ve teknik destek: Güvenlik için önemli olan tüm disiplinlerde yetkin olan mühendislik desteği ve teknik destek, tesisin kullanım ömrü boyunca sağlanmalıdır.
- İşletim deneyiminin geri beslemesi: Tesis yönetimi, güvenlik için önemli olan olayların tespit edilip derinlemesine değerlendirilmesini ve gerekli düzeltici tedbirlerin derhal alınmasını ve bunlarla ilgili bilgilerin yaygınlaştırılmasını sağlamak için önlemler hazırlar. Tesis yönetimi, dünya çapındaki diğer nükleer enerji santrallerinden gelen tesis güvenliği ile ilgili operasyonel deneyime erişebilmelidir.
- Bakım, test ve denetleme: Güvenlik ile ilgili yapılar, donanım ve sistemlerin, tesisin ömrü boyunca, tasarım gereksinimlerini karşılayabilecek nitelikte olmalarını sağlamak için, düzenli, önleyici ve tahmine dayalı bakım, muayene, test ve servis yapılmalıdır. Bu gibi faaliyetler, kalite güvencesi ile ilgili yazılı prosedürlere uygun olarak yürütülür.
- İşletimde kalite güvencesi: Santral güvenliğinde önemli olan tüm santral faaliyetlerinde tatmin edici performansı sağlamaya yardımcı olmak için işletmeci tarafından bir işletim kalite güvencesi programı oluşturulmalıdır.

Özel ilkelerin altıncı grubu “kaza yönetimi” ile ilgilidir. Kısaca özetlenecek olursa:

- Kaza yönetimi rehberi: Kaza yönetimi stratejisi hakkında rehberler hazırlanırken, tasarıma esas kazaların ötesindeki potansiyel kazalara karşı santralin tepkisinin analizi yapılarak sonuçları paylaşılmalıdır.
- Kaza yönetimi prosedürleri ve eğitim: Nükleer santral çalışanları, tesisin tasarımına esas kazalardaki şartları aşan bir kaza meydana gelmesi halinde, takip edilecek prosedürlere göre eğitilir ve eğitimler düzenli olarak yenilenir.
- Kaza yönetimi için geliştirilmiş mühendislik çözümleri: Ekipman, enstrümantasyon ve kazanın durumunu tespit edebilecek her türlü sistem, tasarım esasını aşan bir kazanın seyrini ve sonuçlarını kontrol etme ihtiyacı ile karşılaşabilecek operatörler tarafından kullanılabilir olmalıdır.

Özel ilkelerin yedinci grubu “söküm işlemleri” ile ilgilidir. Nükleer santraller işletilirken izlenen güvenlik standartlarının yanı sıra ömrü biten santrallerin söküm işlemleri sırasında da radyasyon güvenliği birinci sırada göz önünde bulundurulmalıdır. Tasarım ve santral işletimi sırasında nihai hizmetten çıkarma ve atık yönetimini kolaylaştırmak üzerine fikirler geliştirilmektedir. İşletim durdurulduktan ve santralden kullanılmış yakıtın alınmasından sonra, santralin sökümü sürecinde, çalışanların ve halkın sağlığını korumak için radyasyon güvenliğini sağlamak üzere süreç en iyi şekilde yönetilmelidir.

Son grup acil durumlara hazırlıklı olmak ile ilgilidir. Acil durumlara hazırlıklı olmanın acil durum planları, acil duruma müdahalenin organizasyonu, kaza sonuçlarının değerlendirilmesi ve radyolojik izleme olmak üzere 3 ana bileşeni vardır.

- Saha içi ve saha dışına önemli seviyede radyoaktif madde salımı ile sonuçlanabilecek kazalarda koruyucu önlemlerin uygulanabilmesi için santral işleme alınmadan önce acil durum planları hazırlanmış olmalı ve düzenli olarak tatbikatlarla denenmelidir. Saha etrafında belirlenecek acil durum planlama bölgeleri derecelendirilmiş bir müdahale yaklaşımına imkân verir.

- Saha dışında tam donanımlı bir acil durum merkezi kurulmalıdır. Saha içinde de müdahale faaliyetlerini yönetmek için bir saha içi acil durum merkezi kurulmalıdır.
- Bir kazanın meydana gelmesi halinde, radyolojik durumun hızlı ve sürekli olarak değerlendirilmesi için ve koruyucu tedbirlerin alınmasının gerekliliğini belirlemek için, radyoaktif maddelerin salımının miktar ve öneminin erken tahmininde kullanılacak olan araçlar sorumlu santral personelinin kullanımına hazır bulundurulmalıdır.

2.2. Nükleer Güvenlik Analizleri

Nükleer güvenlik analizleri, nükleer santrallerde gerçekleşebilecek bir olay veya kaza durumunda radyoaktif maddelerin salımını engelleyen bariyerlerin bütünlüğünü koruması, güvenlik sistemlerinin kullanılabilirliği ve daha çok sayıda kabul kriterinin karşılanıp karşılanmadığının anlaşılması için yapılan analitik hesaplamalardır. İki temel güvenlik analizi yöntemi bulunmaktadır: Deterministik güvenlik analizleri (DGA) ve olasılıklı güvenlik analizleri (OGA) [5]

2.2.1. Deterministik Güvenlik Analizleri (DGA)

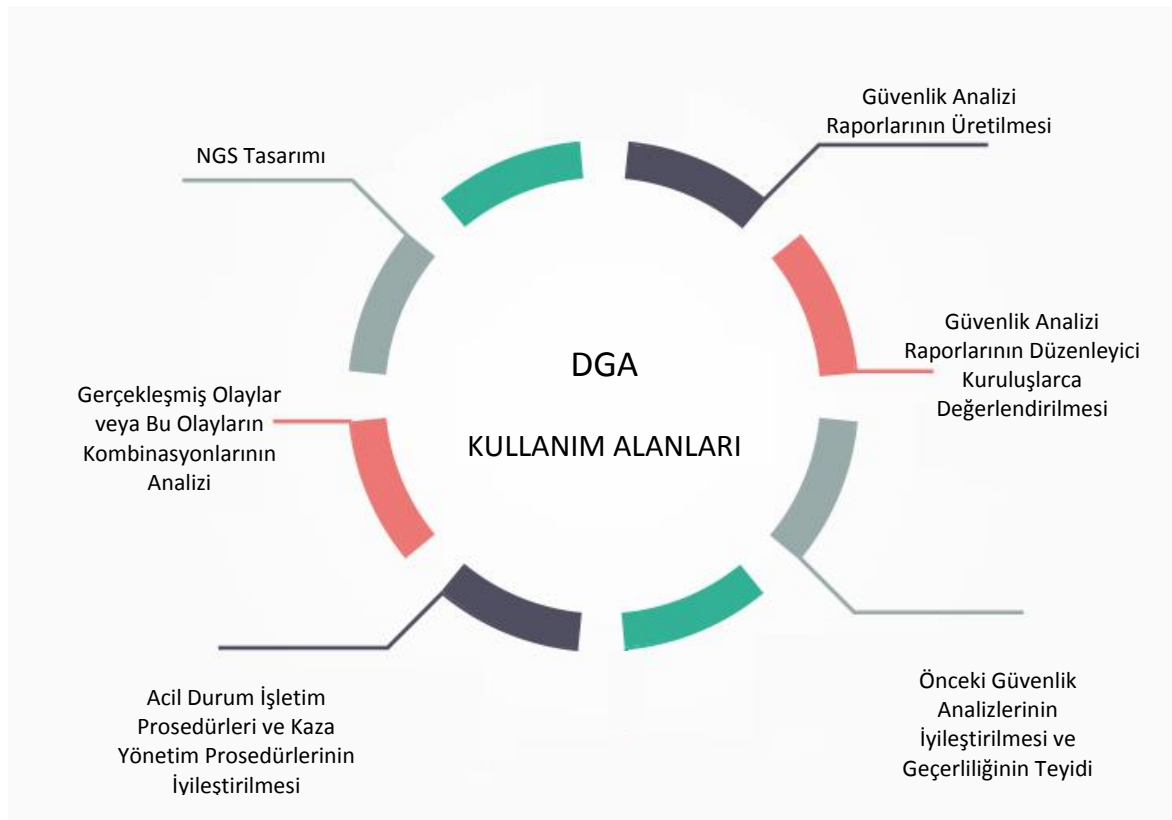
Deterministik güvenlik analizleri, bir NGS'nin tasarıma esas kazalarda belirlenen arızalara ve tehlikelere dayanıklı olup olmadığının gösterilmesiyle güvenli işletim limitlerinin belirlenmesini hedeflemektedir. Bir başka deyişle NGS'nin varsayımlarda belirtilen başlangıç olaylarına tepkisini tahmin etmeye çalışır. Bu amaçla çeşitli kurallar ve kabul kriterleri belirlenmiştir. DGA, nötronik, termal-hidrolik, radyolojik, termo-mekanik ve yapısal özelliklere odaklanır [5]. Burada sayılan her bir alanın incelenmesi için farklı bilgisayar programları geliştirilmiştir. Hesaplamalar işletimin farklı süreçleri ve durumları için gerçekleştirilebilir:

- Önceden belirlenmiş çalışma modları ve durumları
- Tahmin edilen geçişler²

² Beklenen işletimsel olaylardan kaynaklanan geçişlerdir. Beklenen işletimsel olaylar ise, santralin ömrü boyunca, bir veya daha fazla gerçekleşmesi beklenen tasarıma esas olaylar ve santral işletim koşullarıdır. [6], [5]

- Gerçekleşebileceği öngörülen kazalar³
- Seçilmiş tasarım ötesi kazalar
- Kor hasarına neden olan ağır kazalar

Hesaplama sonuçlarından, çeşitli fiziksel değişkenlerin (örn: nötron akısı, reaktör termal güç değişiklikleri, soğutucunun basıncı, sıcaklığı, akış hızı ve debisi, radyonüklitlerin konsantrasyonları, vb.) uzamsal ve zamana bağlı değerleri veya radyolojik sonuçların hesaplanması durumunda çalışanlar ve halk için radyasyon dozları elde edilebilir [5]. Şekil 2-4’de deterministik etki analizlerinin uygulama alanları özetlenmiştir.



Şekil 2-4 Deterministik Güvenlik Analizlerinin Uygulama Alanları

Deterministik güvenlik analizlerinde kullanılacak bilgisayar programlarının girdi veri setlerinin kombinasyonları Çizelge 2-1’de verilmektedir. Biri henüz tam olarak kanıtlanmamış olan toplam 4 adet seçenek bulunmaktadır.

³ Gerçekleşmesi beklenmese de normal ve tahmin edilen geçişler işletim durumlarına ek olarak sistemlerin, bileşenlerin ve yapıların tasarımlarında temel alınan kazalar ve olaylardır.[6]

Birinci seçenekte ihtiyatlı bir analiz için ihtiyatlı bir bilgisayar kodu kullanır. Böylelikle karşılaşılabilecek en kötü durumlar resmedilmeye çalışılır. Seçilen sınır koşulları ve başlangıç koşulları da en kötü durumu ortaya koyacak şekilde seçilmelidir. Donanımlara güvenlik yönünden hiçbir şekilde güvenilmez. Güvenlik sistemlerini doğrudan oyun dışında bırakabilecek arızaların gerçekleştiği öngörülmalıdır.

İkinci seçenekte “en iyi tahmin kodları” kullanılır. Pek çok ülke güvenlik analizleri için bu kodları tercih etmektedir. Sınır koşulları ve sistemlerin çalışma performansları açısından ise yine ihtiyatlı değerler seçilir. Bunun amacı hesaplamalardaki belirsizlikleri sınırlandırmaktır. Analizlerin tamamlanması, kodun doğrulanması, verilerde ve duyarlılık çalışmalarında ihtiyatlı yaklaşımın kullanılmasının bir kombinasyonunu gerektirir.

Üçüncü seçenekte yine “en iyi tahmin kodları” kullanılmakta ancak bu kez daha gerçekçi sınır koşulları ve başlangıç koşulları kullanılmaktadır. Verilerin tamamında belirsizlik değerleri önceden bilinmeli ve bunlardan hareketle sonuçlardaki belirsizlikler de hesaplanarak sonuçlarla birlikte sunulmalıdır. Koddan ve verilerden kaynaklı belirsizliklerin kombinasyonu istatistiksel yaklaşımlarla ortaya konmalıdır. Duyarlılık analizleri de mutlaka titizlikle yapılmalıdır.

İkinci ve üçüncü seçenekler birbirinden farklı modelleme sistemleridir ancak gerçekte bazı sınırlılıklar nedeniyle iki seçeneğin bir karışımı uygulanır. Birinci sınırlılık veri elde edilmesindeki zorluktan doğar. Gerçek veri bulunamayan her durum için ihtiyatlı veri setleri kullanılır.

Dördüncü seçenek ise henüz tam olarak doğrulanmamış ve çok sıklıkla kullanılmayan bir yöntemdir. Bu yöntemde, güvenlik ve olumsuz etkilerin azaltılması için hayati olduğu düşünülen sistemlerin gerçekçi analizleri, olasılıklı güvenlik analizleri temeline dayandırılarak yapılır. Bu yöntem, risk bilgisi temelli karar alma mekanizmalarının güçlendirilmesi için kullanılabilecek deterministik analizlerin doğrulanmasını amaçlayabilir.

Çizelge 2-1 Hesaplama Araçları Kombinasyon Seçenekleri

Seçenek	Bilgisayar Programı	Sistemlerin Emre Amadeliği	Başlangıç ve Sınır Koşulları
İhtiyatlı	İhtiyatlı	İhtiyatlı Varsayımlar	İhtiyatlı girdiler
Kombine	En iyi tahmin	İhtiyatlı Varsayımlar	İhtiyatlı girdiler
En iyi tahmin	En iyi tahmin	İhtiyatlı Varsayımlar	Gerçekçi –belirsizlik eklenmiş; Kısmen en olumsuz koşullar
Risk temelli	En iyi tahmin	Olasılıklı güvenlik analizinden türetilmiş	Gerçekçi girdi verileri ve belirsizlik değerleri

Hesaplamaların sonuçları değerlendirilirken belirlenmiş kabul kriterleri üzerinde durulur. Bu kabul kriterleri genellikle sayısallaştırılmış değerlerdir. Bu kriterler, düzenleyici kurumlar tarafından belirlenmiş güvenlik limitleri ve güvenlik koşullarından oluşur. Aranan temel kriterler şunlardır:

- Kaza sonucunda çalışanlar ve halkın aldığı bireysel doz değerleri düzenleyici kuruluşlarca belirlenmiş limitlerinin altında olmalıdır.
- Radyoaktif maddeleri içeride tutmayı hedefleyen bariyerlerin bütünlüğü korunmalıdır.
- Güvenlik fonksiyonlarını icra eden sistemler ve çalışanların yetenekleri değerlendirilmelidir.
- Bazı tasarımlar için radyoaktif maddelerin erken dönemde büyük miktarlarda salınması önlenmelidir.

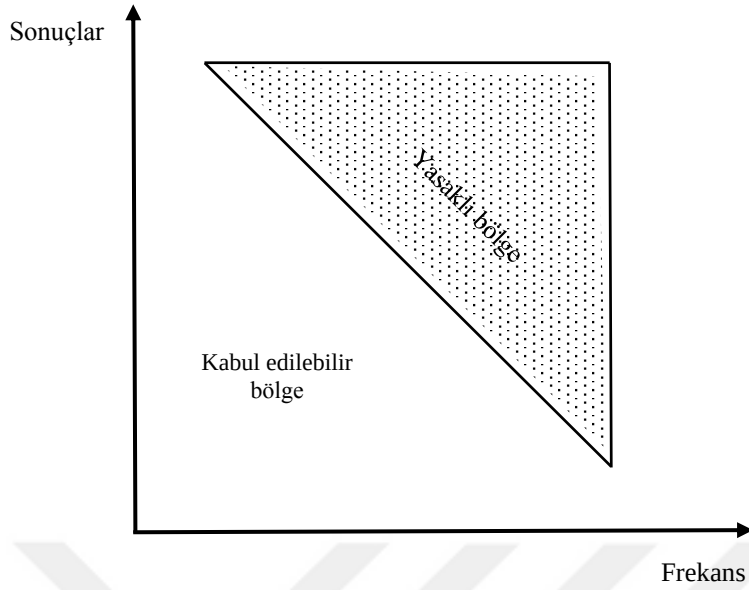
Bu temel kriterler çeşitli sayısal verilerle takip edilir. DGA sonuçlarında bu değerlerin istenen aralıklarda olup olmadığına bakılır. Bu sayısal kriterlerin en tipik örnekleri Çizelge 2-2’de özetlenmiştir.

Çizelge 2-2 Kabul Kriterleri Örnekleri

Tipik Kabul Kriterleri	Gösterge Değer Örnekleri
Hesaplanan değişkenlerin sayısal limitleri	Zarf sıcaklığı pik sıcaklık değeri Yakıt zarfı oksidasyonu
Santralin kaza sırası ve sonrası durumları	Uzun dönem güvenli duruma ulaşılması Kor içinden geçen soğutucu akışkana bağlı güç limitleri
Yapıların, sistemlerin ve bileşenlerin performans gereklilikleri	Enjeksiyon debisi
Özel kaza ortamlarında hesaba katılan operatör eylemleri için gereklilikler	Alarm sisteminin güvenilirliği Hesaplamalarda kontrol edilen alanların yaşanabilirliği
Ağır kazalara yönelik (tasarıma esas kazalar) kriterler	Kor hasar görme frekansı Radyolojik sonuçları olan koruma kabı hasarlarının önlenmesi Erken büyük salım frekansı Saha dışı acil durum önlemlerini gerektirecek senaryoların olasılığı Cs-137 gibi spesifik radyonüklitlerin salımının sınırlandırılması Radyasyona en çok maruz kalan bireylerde doz limitleri ve riskleri

2.2.2. Olasılıklı Güvenlik Analizleri (OGA)

Nükleer santraller, toplum ve çevre üzerinde oluşturdukları risklerin kabul edilebilir limitler içinde olması temeline dayanarak tasarlanır. Kabul edilebilir limitler söz konusu olduğunda risk, her bir eylem için belirsizliklerin seviyesidir. Riskin kabul edilebilmesi, gerçekleşme olasılığının çok düşük olması veya radyolojik sonuçların sınırlılığı ile ilişkilidir. Risk değerlendirmesi yapılırken iki farklı durum değerlendirilir: bir korunma önleminin uygulanmaması durumunda oluşacak potansiyel tehlikeler ve önlem alınsa da varlığını devam ettirebilecek tehlikeler. OGA ile araştırılan genellikle ikincisidir. Çünkü tehlikenin tam olarak ortadan kalkıp kalkmadığı belirlenemez. Güvenlik analizi prosedürlerinin kapsamı temelde olayların olasılıkları ve sonuçlarının bir arada değerlendirilmesini içerir. Olasılık–sonuç diagramı, bir olayın gerçekleşmesi olasılığının sonuçlarının ağırlığı ile ters orantılı olduğunu göstermektedir. Bu yaklaşım ile kabul edilebilir risk bölgesi ve yasaklı bölge belirlenmiştir. Şekil 2-5’de bölgelerin grafik üzerinde gösterimi verilmektedir.



Şekil 2-5 Olasılık – Sonuç Diyagramı

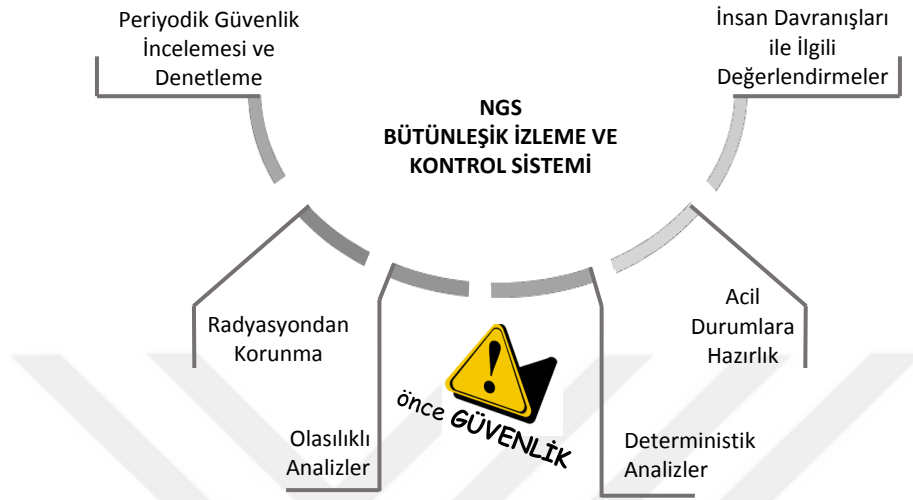
Nükleer reaktör güvenliğine dair detaylı ilk çalışma 1975 yılında “Reaktör Güvenliği Çalışması, WASH 1400” adı ile (Rasmussen Raporu olarak da bilinir) yayınlanmıştır. Bu çalışmanın sonuçları OGA çalışmalarının temelini oluşturur. Olasılıklı risk değerlendirmesi adı verilen bir yöntem geliştirilerek, kor hasarı, koruma kabının kırılması veya radyoaktif maddelerin dışarı salınması gibi durumların gerçekleşme şansları ve bu gibi istenmeyen durumların potansiyel sonuçlarının ortaya konulması hedeflenmiştir.

OGA, NGS’nin güvenlikle ilgili tüm sistemlerini içeren devasa bir model oluşturmayı gerektirir. Bu modelin içinde muhtemelen binlerce bileşen yerini alır. Tüm bileşenlerin güvenilirlikleri, bir araya geldiklerinde kor hasarına neden olabilecek mantıklı olay serileri içinde değerlendirilir. OGA’nın tipik boyutları binlerce sayfa dokümanı içermektedir. Şekil 2-6’da tipik OGA dokümantasyonunun hacmi gösterilmektedir.



Şekil 2-6 Standart OGA Dokümantasyonu Boyutları [7]

Nükleer güç santralleri tasarımdan söküm aşamasına kadar titiz bir izleme ve kontrol sistemi üzerinden izlenmelidir. Bu izleme ve kontrol sisteminin pek çok bileşeni vardır ve OGA bunlardan biridir. Şekil 2-7’de izleme ve kontrol sisteminin ögeleri gösterilmektedir.



Şekil 2-7 Bütünleşik İzleme ve Kontrol Sistemi

OGA, tasarımın farklı özellikleri ve farklı işletim prosedürleri veya bunlarda yapılacak değişiklikler için risk seviyelerini araştırmak ve santralde meydana gelebilecek anormal olayların değerlendirilmesi ve yine bunlardan kaynaklı risk seviyelerinin belirlenmesi için kullanılabilmektedir.

OGA uygulamaları, çeşitli nedenlerle yapılabildiğinden ve kullanımı giderek yaygınlaştığından UAEA teknik dokümanlarında bu uygulamaların sınıflandırılmasına değinilmektedir. Amaçlarına göre OGA uygulamaları 6 grupta toplanabilir [8]:

1. Güvenlik değerlendirmesi
2. Tasarımın değerlendirilmesi
3. NGS işletimi
4. İşletimde olan bir NGS’de yapılacak kalıcı değişiklikler
5. NGS, performansını izleme ve değerlendirme
6. Güvenlik sorunlarının değerlendirilmesi

Bu sınıflandırmanın alt detaylandırması Çizelge 2-3’de verilmektedir. Bu çizelgede genel sınıflandırmanın altında kategoriler içindeki gruplar ve özel uygulamalara yer verilmektedir.

Çizelge 2-3 OGA Uygulamaları [8]

Uygulama Kategorisi	Uygulama Grubu	Özel Uygulamalar
1.Güvenlik değerlendirmesi		1.1 NGS'nin genel güvenlik değerlendirmesi 1.2 Periyodik güvenlik incelemesi 1.3 Varsayımsal terörist saldırı senaryolarına karşı savunma seviyesinin analizi
2.Tasarımın değerlendirilmesi		2.1 NGS tasarımı sırasında karar alma süreçlerini desteklemek 2.2 Mevcut santral tasarımı ve yenilenmiş deterministik tasarım kuralları arasındaki farkların güvenlik yönünden öneminin değerlendirilmesi
3.NGS işletimi	3.1 NGS bakımı	3.1.1 Bakım programı optimizasyonu 3.1.2 Risk bilgisi destekli temizlik işleri 3.1.3 Risk bilgisi destekli santral yaşlanma yönetimi programı
	3.2 Kazanın hafifletilmesi ve acil durum planlaması	3.2.1 Acil durum işletim prosedürlerinin geliştirilmesi ve iyileştirilmesi 3.2.2 NGS kaza yönetimine (ağır kazaların önlenmesi, ağır kazaların hafifletilmesi) destek 3.2.3 NGS acil durum planlamalarına destek
	3.3 Personelin eğitimi	3.3.1 Operatör eğitim programının iyileştirilmesi 3.3.2 Bakım personeli eğitim programının iyileştirilmesi 3.3.3 Santral yönetici eğitim programının iyileştirilmesi
	3.4 Risk temelli konfigürasyon kontrolü / risk izleme	3.4.1 Konfigürasyon planlaması 3.4.2 Gerçek zamanlı konfigürasyon değerlendirmesi ve kontrolü 3.4.3 İşletime devam etmek için gerekçeler ve teknik özelliklere muafiyet 3.4.4 Dinamik risk bilgisi destekli teknik özellikler
4.İşletimde olan bir NGS'de yapılacak kalıcı değişiklikler	4.1 Santraldeki değişiklikler	4.1.1 NGS iyileştirme, yeniden düzenleme faaliyetleri ve santral modifikasyonları 4.1.2 Yaşam süresi uzatımı
	4.2 Teknik özelliklerdeki değişiklikler	4.2.1 İşletimden çıkarma süresinde değişiklik yapılması ve gerekli teknik özellik düzenlemelerinin değerlendirilmesi ve kararlaştırılması 4.2.2 Teknik özelliklerin risk bilgisi destekli optimizasyonu 4.2.3 İzleme test aralıklarında değişiklik yapılmasının değerlendirilmesi ve kararlaştırılması 4.2.4 İşletim sırasında test yapmak için risk bilgisi desteği 4.2.5 İşletim sırasında denetlemeler için risk bilgisi desteği

Çizelge 2-3 OGA Uygulamaları [8] - devamı

Uygulama Kategorisi	Uygulama Grubu	Özel Uygulamalar
	4.3 Sistemler, yapılar ve bileşenler için kalite güvencesi programının oluşturulması	4.3.1 Donanımların risk derecesinin hesaplanması 4.3.2 Kalite güvencesinin gereklerinde değişiklik yapılmasının riske etkisinin hesaplanması
5.NGS, performansını izleme ve değerlendirme	5.1 Performans izleme	5.1.1 Denetleme faaliyetlerinin planlanması ve önceliklendirilmesi 5.1.2 Uzun dönem risk temelli performans göstergeleri 5.1.3 Kısa dönem risk temelli performans göstergeleri
	5.2 Performans değerlendirme	5.2.1 Denetleme bulgularının değerlendirilmesi 5.2.2 İşletimdeki olayların puanlanması ve hesaplanması
6.Güvenlik sorunlarının değerlendirilmesi	6.1 Risk hesaplama	6.1.1 Düzeltici önlemlerin rislerinin hesaplanması 6.1.2 Güvenlikle ilgili olayların belirlenmesi ve derecelendirilmesi için risk hesaplaması
	6.2 Düzenleyici kararlar	6.2.1 Uzun dönem düzenleyici kararlar 6.2.2 Dönemsel düzenleyici kararlar

İşletimde olan NGS’ler için güvenlik yönetimi açısından OGA önemli bir araçtır. OGA ile santrale çeşitli seviyelerde zarar verebilecek olaylar çeşitli “kor hasar frekansı” gibi değerler üzerinden değerlendirilebileceği gibi çevre için oluşan riskler de bireysel veya toplumun geneli üzerinden değerlendirilebilir. Analizlerde mantıksal ve sistematik yaklaşım kullanılır. Hesaplamaların temel unsuru olarak ekipman ve santral personelinin performansı için gerçekçi değerlendirmeler yapılır. Bu yolla daha geniş bir çerçevede risk oluşturan sistemlerin iç değerlendirmesi daha detaylı şekilde yapılmış olur.

Hataların sınırlı sayıda olduğu kabul edilir ve her arızanın analizinde ihtiyatlı tahminler kullanılırsa, oluşan kombinasyon uygunsuz veya yanıltıcı sonuçlara ulaşılmasına neden olabilir. Bu veriler üzerine alınan kararlarda santralin risklerini azaltmak için uygunsuz müdahalelerin seçimine yol açabilir. OGA ile daha geniş perspektifte hata ve arızalar değerlendirilirken, santral bir bütün olarak ele alınır. Böylelikle santralin ve sistemlerin performansı daha gerçekçi şekilde değerlendirilmiş olur. Bu analizlerin en önemli getirilerinden biri sınırlı sayıdaki tasarıma esas kazadan elde edilen verilerin yanında başka

verilerin de üretilmesini sağlayarak güvenlik yönetiminde iyileştirme sağlamasıdır. Ancak, deterministik analizlerle elde edilen santral güvenliğine ilişkin bilgiler de güvenlik değerlendirmeleri açısından yeterli olabilir. OGA'nın artısı karar verme süreçlerine (zayıflıkları ve limitleri gözöüne alınmak şartıyla) destek olan güçlü bir araç olmasıdır. Araştırmacıların vardığı ortak sonuç, deterministik mühendislik ilkeleri ile olasılıklı methodların karar destek sistemleri açısından daha güvenilir olduğu yönündedir.

OGA yaparken, analizlerin amaçları ve sonuçların nerede kullanılacağı dikkate alınmalıdır. Buna göre varsayımlar yapılarak veri setleri oluşturulur bunlar mutlaka analizin sınırlılıkları ve varsayımlarıyla verilmelidir. Böylelikle daha sonra yapılacak çalışmalarda iyileştirme önerileri geliştirilebilir. Kesin ve sınırları belli uygulamalar için OGA nispeten daha basitleştirilmiş modeller üzerinden yapılabilir. Öte yandan OGA, NGS'nin günlük işletimi sırasında karar verme aracı olarak kullanılacaksa son derece detaylı ve tüm yönleriyle sistemleri içine alan modeller kullanılmalıdır [9].

Aslında OGA modelleri oluşturulurken santralin o anki durumu resimlenir. Bu nedenle yapısal veya operasyonel her bir değişiklik modele yansıtılmalıdır. Bu nedenle OGA'nın santralin yaşam ömrü boyunca sürekli bir kullanımı söz konusudur. Buradan hareketle “yaşayan OGA” metodu üretilmiştir. Santral işleticileri ve düzenleyici kurumlar tarafından OGA'nın kabul edilmesi için izlenebilirliğin, tutarlılığın, belgelendirmenin, kalite güvencesinin ve diğer unsurların tüm yönleriyle sağlanmış olması gerekir. Kimi uygulamalar için OGA işletim öncesinden de yapılabilir. Ancak kimi uygulamalar özellikle kullanım sırasında hesaplama gerektirebilmektedir. Bunun için uygun hesaplama yönetimine güvenlik/risk izleme adı verilir.

OGA'nın eleştirildiği en önemli konu, modeldeki bazı elemanlara ilişkin kullanılan verilerdeki belirsizlik seviyesidir. Bu belirsizlikler özellikle varsayımlar yapılarak veya özel bir model kullanılarak ele alınır. Her OGA'da uygulayıcı farklı varsayımlar yapabileceğinden analizden analize farklı sonuçlar elde edilebilir. Belirsizlik analizleri bu nedenle güçleşmekte ve özellikle karar alma süreçleri için duyarlılık analizleri yapılmasını zorunlu kılmaktadır. Bütün bunların neticesinde, OGA'nın detaylı olarak dokümanite edilmesi, her varsayımın, kullanılan verilerin ve belirsizliklerinin belgelere yansıtılması, yani bütünleşik bir dokümantasyon yapılması en önemli noktalardan biri olarak karşımıza çıkmaktadır.

OGA'nın da deterministik yaklaşımda olduğu gibi kendi sınırları vardır. Üç ana kaynaktan türeyen belirsizlikler, OGA sonuçlarında farklılıklara neden olur:

1. İncelenmekte olan alana ilişkin kapsamlı bir veri eksikliği nedeniyle oluşan belirsizlikler
2. Veriden kaynaklı belirsizlikler
3. Modelde kullanılan ve kolaylıkla sayısallaştırılamayan varsayımlar

Belirsizliklere ilişkin yaklaşım geliştirilirken OGA'nın güvenlik limitlerinin belirlenmesine yönelik olarak geliştirildiği unutulmamalıdır. OGA'daki belirsizliklerin ana kaynağının verilerdeki eksiklikler ve detaylı bilgiye sahip olunmaması olduğunun altını birkez daha çizmek gerekir. Belirsizliklerin ana kaynağı yöntemin kendisi değil, kullanılan verinin kalitesi ve kullanıcının bilgi birikimidir.

OGA, belirsizliklere rağmen, güvenlik özelliklerinin hem güçlü hem de zayıf yönlerinin değerlendirilmesi hem nükleer tesislerin tasarımını hem de işletimini iyileştirmenin yollarını gösterebilmektedir. OGA, bir tesisin güvenlik düzeyini kontrol etme ve tasarım zayıflıklarını belirleyerek iyileştirme konusunda deterministik analize önemli bir destek olabilir.

OGA'nın gelişimi boyunca uygulandığı alanlar ve kapsamı giderek genişlemiştir. OGA'nın santralin ömrü boyunca kullanımı ve günlük işletimin bir parçası olarak görülmesinin güvenli işletim açısından büyük önemi vardır. Bunun sonucu olarak bu uygulamanın ağır kaza yaşanması frekansını oldukça düşüreceği ve böylelikle bütün nükleer teknolojiye katkıda bulunacağını söylemek yanlış olmayacaktır. [10]

1990'ların başından itibaren tartışılmaya başlanmış ve günümüze kadar çok yol katedilmiş bir başka uygulama da “Yaşayan OGA (YOGA)” çalışmalarıdır. Bu yıllardan itibaren OGA, işletimde olan santraller için uygulanabilecek alternatif konfigürasyonların veya teknik değişikliklerin değerlendirilmesinde yaygın olarak kullanılmaya başlanmıştır. Ancak bu analizlere dayalı olarak değişiklik yapılırsa, işletim prosedürlerindeki her değişikliğin muhakkak tekrar analize tabi tutulması gerekmektedir.

Yaşayan OGA (*ing. Living PSA*) mevcut tasarım ve işletme özelliklerini yansıtmak için gerektiği şekilde güncellenen ve modelin her yönünün, santrale ilişkin anlık bilgiler, santrale ilişkin belgeler veya böyle bilgiler bulunmaması durumunda analistlerin varsayımları ile doğrudan ilişkili olarak dokümanite edilen verilere dayalı olarak yapılan santrale ilişkin güncel olasılıklı güvenlik analizidir. YOGA, tasarımcılar, işleticiler ve düzenleyici

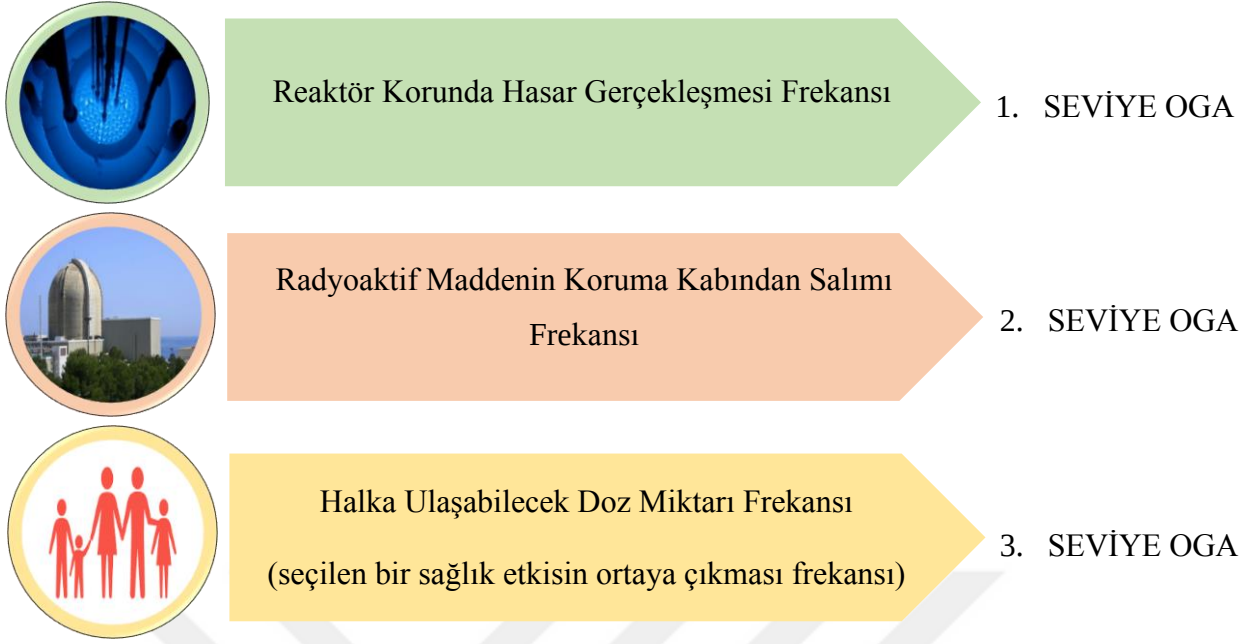
kuruluşlar tarafından çok çeşitli nedenlerle yapılmaktadır. Bu nedenler arasında tasarımın doğrulanması, tasarım veya işletim prosedürlerindeki potansiyel değişikliklerin santral performansı açısından değerlendirilmesi, eğitim programlarının tasarlanması ve santralin lisansı ile ilgili değişikliklerin değerlendirilmesi sayılabilir.

OGA, santral için bir zaman aralığında güvenlik profilini ortaya koyarken, YOGA değişikliklerin etkilerini izler ve bu güvenlik profili üzerine etkilerini zamana bağlı fonksiyonlar olarak verir. Tasarımın ve işletimsel değişikliklerin santralin güvenlik profili üzerindeki etkisini izlemek ve güvenliği artıran değişiklikleri etkilemek bir YOGA programını, santral güvenliğini etkileyebilecek kararlara bilgi altlığı sağlamanın yanısıra; işletici firma ile düzenleyici güvenlik yetkilileri arasındaki anlayışı güçlendirmek için güçlü bir araç haline getirir.

2.3. Olasılıklı Güvenlik Analizleri (OGA)'nin Seviyeleri

Bir önceki bölümde verilen DGA ve OGA'ya ilişkin detaylı bilgiler ışığında iki yöntemin birbirini destekleyici ve ortaya koydukları sonuçlarla nükleer santral güvenliğini sağlamaya yönelik önemli araçlar oldukları söylenebilir. Bu bölümde OGA ve seviyeleri konusunda biraz daha detaylı bilgiler verilmektedir. Bu tez çalışmasının konusu dolayısıyla her bir OGA seviyesi detaylı olarak anlatılmıştır. Bu seviyelerin ötesinde benzer bir yaklaşımla saha dışı acil durum yönetiminde kullanılabilecek bir yöntem geliştirilmesi için öncelikle OGA seviyelendirmelerine yakından bakmak gerekmektedir.

OGA, başlangıç nedeni hangi olay olursa olsun meydana gelebilecek kazalarda meydana gelen olaylar dizisini ortaya koymak ve kaza frekanslarını ve olası sonuçlarını sistematik ve realistik olarak belirlemek için geliştirilmiş bir metodolojidir. Uluslararası uygulamada kabul gören 3 OGA seviyesi mevcuttur [11]. Herbir seviye birbirini takip eden analizlerden oluşur, dolayısıyla her birinin sonucu kendisinden sonra gelen analiz için temeli ve girdilerin bir bölümünü oluşturmaktadır. Şekil 2-8'de OGA Seviyeleri gösterilmekte ve analizler sonucunda ulaşılan bilgilere değinilmektedir. 1. Seviye OGA'da, kor erime frekansı için yapılan analizler, kor erimesine yol açan olay serilerinin, radyasyon salımı miktarlarına göre sınıflandırılması yapılır. 2. Seviye OGA'da ise koruma kabı dışına radyasyon salımı frekansları ve derecelerinin belirlenmesi için analiz yapılır. 3. Seviye OGA santralin dışında, halka ve çevreye olabilecek zararların frekansı ve derecelerinin belirlenmesi için yapılan analizleri içerir.



Şekil 2-8 OGA Seviyeleri ve Analiz Sonucunda Ulaşılan Bilgiler

2.3.1. 1. Seviye OGA

Birinci Seviye OGA, tasarım ve işletim parametrelerinin analiz edilerek kor hasarına neden olan olay serilerinin belirlendiği ve kor hasarı frekanslarının tahmin edildiği analizlerdir. 1. Seviye OGA, reaktör güvenliğini temin eden ve bir şekilde güvenlik ile ilgisi bulunan veya kor hasarını önleme konusunda hayati olduğu düşünülen sistemlerin ve prosedürlerin güçlü ve zayıf yönlerini ortaya koymaktadır. 1. Seviye OGA'nın sonuçları, tasarım zayıflıklarını ortaya koyar ve kor hasarına yol açarak insan sağlığı ve çevre için potansiyel sonuçları olan radyoaktif maddenin önemli seviyedeki salımlarına neden olabilecek kazaları önleme yolları hakkında bilgi verir. Bu tez çalışması kapsamında 1. Seviye OGA analizi yapılmamış olup, Akkuyu Proje Şirketi tarafından CED raporunda verilen analiz sonuçları referans alınmıştır.

Şekil 2-9'da birinci seviye OGA analizlerinin kapsamı kısaca özetlenmiştir. Farklı başlangıç olayları için analizler, her türlü işletim koşulu da dikkate alınarak yapılabilmektedir. Bir kazanın başlamasına neden olabilecek başlangıç olayları koruma kabı içinde yürütülen prosedürlerden veya insan hatalarından kaynaklanabileceği gibi içeride çıkabilecek yangınlar da ağır kazalara neden olabilirler. Dışarıdan reaktörü etkileyebilecek tehlikeler ise doğa veya insan kaynaklı olabilir. Deprem, yüksek hızlı kasırgalar, tsunamiler, seller, reaktör

koru hasarına neden olabilecek kaza serilerinin yaşanmasına neden olabilirler. Ayrıca insanlar tarafından gerçekleştirilecek kasıtlı eylemler örneğin saldırılar veya kazaen uçak düşmesi gibi durumlar da benzer kaza serilerinin oluşmasına neden olabilecek olaylardır.

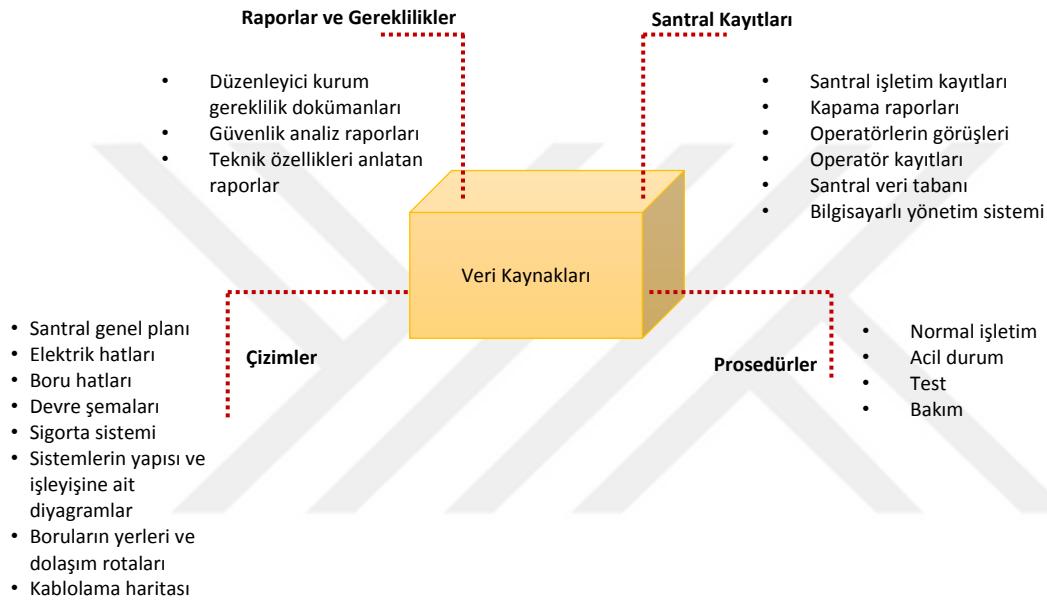


Şekil 2-9 1.Seviye OGA'nın Kapsamı

1.Seviye OGA yapılırken en yaygın uygulama, tam güç çalışma koşullarını ve iç başlangıç olaylarını temel alan çeşitli tehlikeler ve çalışma modları için ayrı modüller halinde analiz yapmaktır. Analizlerin sonuçları, tasarım ve işletim prosedürlerindeki zayıflıkları ortaya koymalıdır. Zayıf yönler, bir grup başlangıç olayının risk değerlerine katkısı, güvenlik sistemlerinin önem dereceleri ve insan hatalarının genel riske katkıları göz önüne alınarak belirlenebilir. [11]

Sonuçlar, riski azaltmak için tesisin tasarımında veya işletmesinde değişiklikler yapılabileceğini gösteriyorsa, bu değişikliklerin neler olabileceğini belirlemek için listeler hazırlanır. Bunların fayda-maliyet analizleri ortaya konulur. Tüm bu analizler gerçekleştirilebilir makul sonuçlara ulaşırsa, değişiklikler hayata geçirilir.

Bu analizleri yapmak öncelikle iyi bir veri tabanı ile mümkündür. 1. Seviye OGA analizleri öncelikle analizi yapacak olan ekibin analizini yapacakları sistemi ve işletim prosedürlerini detaylı şekilde tanınması ile başlamalıdır. Bunların yanında acil durum prosedürleri ile test ve bakım prosedürleri de analiz ekibi tarafından detaylı olarak bilinmelidir. İyi bir uzman ekip ya da bilgisayar programı iyi sınıflandırılmış ve doğruluk oranı yüksek bir veri havuzu yoksa sağlıklı analizler yapamaz ve sonuçları da bir o kadar güvenilir olamaz. Doğru ve güvenilir verilere ulaşmak için analistlerin kullanabileceği veri kaynakları Şekil 2-10’da özetlenmiştir.



Şekil 2-10 1. Seviye OGA için Güvenilir Veri Kaynakları

Analizlerin yapılması kadar önemi olan bir husus da doğru dokümantasyondur. Analizlere ilişkin raporları inceleyen bir kişi nedenleriyle sonuçları görebilmeli, sonuçları değerlendirirken analizlerin detaylarına ulaşabilmelidir. Kullanılan analiz yöntemleri, başlangıç olayları, kaza dizilerine ilişkin analizler, sistem analizleri, birbirine bağımlı arızalar ve hatalar, arızaların genel nedenlerine ilişkin analizler, insan güvenilirlik analizleri, pasif sistemlerin ve bilgisayar destekli sistemlerin modellemeleri, kullanılan veriler, OGA modelinin sayısallaştırılması, duyarlılık–önem ve belirsizlik analizlerine ilişkin bilgiler titizlikle dokümente edilmelidir.

1. Seviye OGA belirli yeteneklere sahip bilgisayar programları ve araçlar gerektirir. Bir nükleer santralin modeli oldukça büyük ve karmaşıktır. Böyle bir veri ile işlem yapabilecek yetenekte bilgisayarlara ve programlara ihtiyaç vardır. Elbette hesaplamanın yapılabilmesi her zaman tek başına yeterli değildir. Hesaplamaların uygun bir zaman aralığında

yapılabiliyor olması, hesaplama sürelerinin makul boyutlarda olması büyük önem taşımaktadır. Kullanılan hesaplama araçları özellikle, kor hasarı frekansı, kor hasarına neden olan farklı başlangıç olayları, arızalar ve insan hatalarının bir arada gerçekleşmesi frekansları, önem dereceleri ile duyarlılık ve belirsizlik analizlerinin sonuçlarını raporlayabilmelidir.

Standart bir 1. Seviye OGA şu adımları içerir:

- (1) Santralin incelenmesi tanınması
- (2) Tetikleyici olayların seçilmesi ve analiz edilmesi
- (3) Kor hasarı ve sistem başarılı çalışma kriterlerinin belirlenmesi
- (4) Olay ağaçlarının hazırlanması ve kaza senaryolarının nitel incelemesi
- (5) Arıza ve hata modları, etki analizleri ve sistem modellemesi
- (6) Veri toplama ve veri analizi
- (7) Ön nicel analiz
- (8) Belirsizlik, duyarlılık ve etki analizi
- (9) Son nitel analizler ve doğrulama
- (10) Sonuçların gösterimi ve belgelenmesi

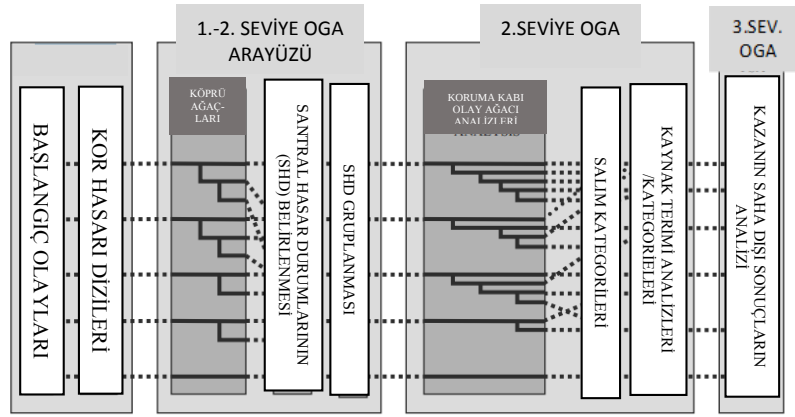
2.3.2. 2. Seviye OGA

İkinci seviye OGA, 1. Seviye OGA'da tanımlanan kor hasarına neden olan olay dizilerinin, reaktör yakıtındaki ciddi hasarla meydana gelen olguların nicel bir değerlendirmesini de içerecek şekilde, kronolojik ilerlemesini değerlendirmek için yapılır. Buna ek olarak yakıttan serbest bırakılan radyoaktif maddenin çevreye salınması ile sonuçlanabilecek durumları ortaya koyar. Aynı zamanda, radyoaktif maddenin çevreye salımının frekansı, büyüklüğü ve diğer ilgili özelliklerini tahmin etmeyi hedefler. Bu analizler ile kor hasarına neden olabilecek kaza serilerinin gerçekleşmesi sonucu oluşacak radyoaktif madde salımlarının ciddiyeti açısından alınabilecek önemler ile ağır kazaların yönetimi ve hafifletilmesine ilişkin uygulanması düşünülen önlemlerin zayıf yönleri ve iyileştirme yollarına dair ilave bilgiler sağlamaktadır. Bu çalışmada koruma kabı güvenlik sistemleri 2.Seviye OGA metodolojisi kullanılarak değerlendirmeye alınmıştır. Koruma kabı olay ağacı hazırlanarak

koruma kabı dışına salım olasılıkları hesaplanmıştır. Hesaplamalar için SAPHIRE bilgisayar programı kullanılmıştır. Kullanılan modeller, girdiler ve sonuçlar BÖLÜM 4.2.'de verilmektedir.

2. Seviye OGA, koruma kabının kazalar sırasında oluşacak sıra dışı koşullara dayanıp dayanamayacağını veya koruma sistemlerinin (hidrojen karıştırıcılar ve hidrojen tutucu sistemler, koruma kabı sprayleri, koruma kabı havalandırma sistemi) radyoaktif maddelerin büyük miktarlarda çevreye yayılmasına engel olup olamayacağına dair sonuçları ortaya koyabilmektedir. Arayüz sistemler (koruma kabı ile diğer binalar arasındaki sistemler) nedeniyle koruma kabının baypas olması durumu da incelenebilmektedir. Bu analizler ayrıca, kaza sırasında alınacak önlemler ve uygulanacak doğru zarar azaltma prosedürleri ile reaktör kor hasarının sınırlandırılmasına ilişkin de veriler üretebilmektedir. Ayrıca analizlerle uygulanabilecek yeni önlemler de ortaya çıkarılabilmektedir. [11]

2.Seviye OGA, çok katmanlı bir süreçtir. **Sürecin ilk adımı** 1. Seviye OGA sonuçlarının elde edilmesidir. 1. Seviye OGA, temel hasara neden olan kaza seyir dizileri hakkında bilgi sağlar ve bu nedenle 2. Seviye OGA için başlangıç noktası sağlar. 1. Seviye OGA tarafından tespit edilen kaza seyir dizileri, kazaların etkilerini hafifleten koruma kabı sistemlerinin durumu hakkındaki bilgileri içermeyebilir. 1. Seviye OGA ve 2. Seviye OGA arasındaki arayüzde, kor hasarına yol açan kaza dizilerinin santral hasar durumlarına göre gruplanması yapılır. **Koruma kabı sistemlerinin durumu** 1. Seviye OGA'da ele alınmadıysa, 2. Seviye OGA'nın ilk adımı olarak düşünülmesi gerekir. **Koruma kabı olay ağacı analizleri**, kazanın seyrinin, koruma kabını zorlayan ve radyoaktif maddenin çevreye yayılması ile sonuçlanan kaza seyir dizilerini tanımlamak için modellendiği yerdir. **Kaynak terim analizi**, her bir salım kategorisinden çevreye salınan radyoaktif maddenin miktarlarını belirlemek için kullanılır. Şekil 2-11'de 2. Seviye OGA süreci özetlenmektedir.



Şekil 2-11 2. Seviye OGA Süreci [12]

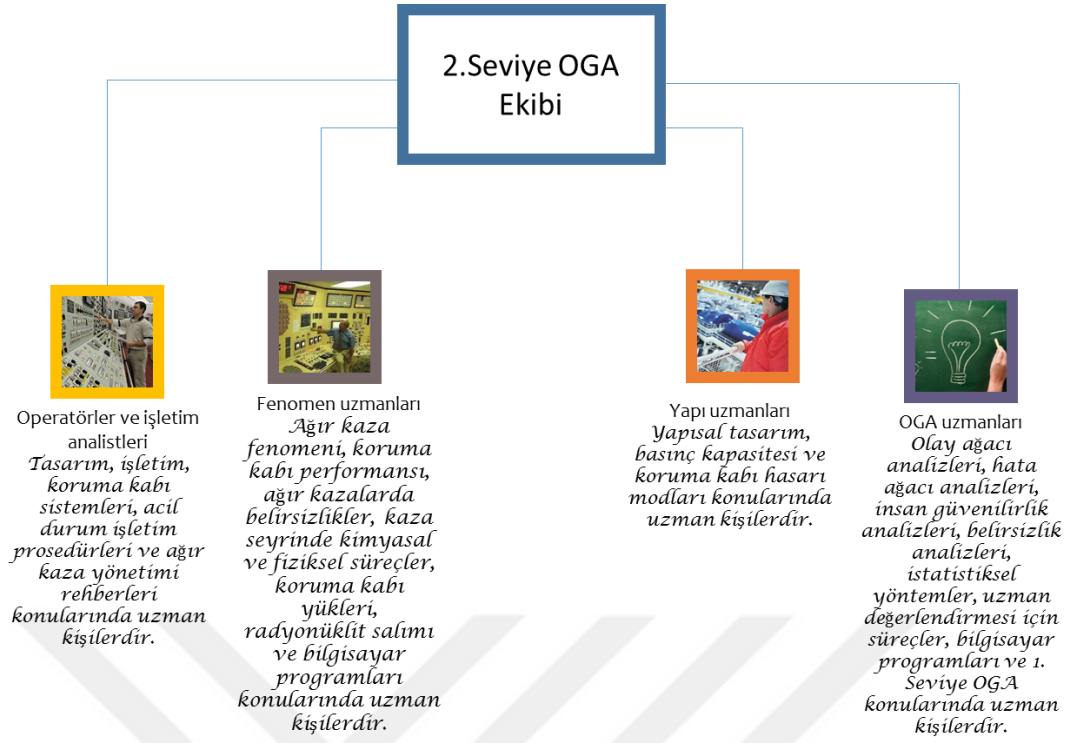
2. Seviye OGA'nın genel amaçlarından bazıları şunlardır [12] :

1. Ağır kazaların seyri ve koruma kabı performansı hakkında fikir edinmek.
2. Ağır kazalara karşı koruma kabının, tasarıma özel zorluklarını ve zarar görabilirliklerini belirlemek.
3. Düzenleyici otoritelerin özellikle ilgilendiği sorunların çözümüne bir girdi sağlamak.
4. Olasılıklı güvenlik hedeflerine veya varsa belirlenmiş olasılıklı güvenlik kriterlerine uygunluğu göstermek için bir girdi sağlamak. Tipik olarak, bu gibi olasılıklı güvenlik hedefleri veya kriterleri, büyük salım frekansları ve büyük erken salım frekansları ile ilgilidir.
5. Ana koruma kabı hasarı modlarını ve bunların frekanslarını tespit etmek ve radyonüklid salımları frekanslarını ve miktarlarını tahmin etmek.
6. Saha dışı acil durum planlamaları için strateji geliştirilmesi için girdi sağlamak.
7. Olgular, sistemler ve modelleme ile ilgili varsayımlardaki belirsizlikleri de içeren çeşitli belirsizliklerin etkilerini değerlendirmek.
8. Tesise özgü kaza yönetimi rehberlik ve stratejilerinin geliştirilmesine bir girdi sağlamak.
9. Risk azaltma için santrale özel seçenekleri belirlemek için bir girdi sağlamak.
10. Risk için önemli belirsizliklerin minimize edilmesi için araştırma faaliyetlerinin önceliklendirilmesine bir girdi sağlamak.
11. OGA hedefleriyle uyumlu 3. Seviye OGA'ya bir girdi sağlamak.
12. Santralin çevresel değerlendirmesine bir girdi sağlamak.

OGA analizlerinin önemli gereklerinden biri kullanılan modellerin mümkün olduğunca gerçekçi olmasıdır. Belirsizliklerin net şekilde ortaya konması sonuçların güvenilirliği açısından büyük önem taşır. Genellikle ihtiyatlı olmak adına kullanılan modeller ve yaklaşımlar sonuçlarda gerçekten sapmalara neden olurlar. Bu konuya azami dikkat gösterilmelidir.

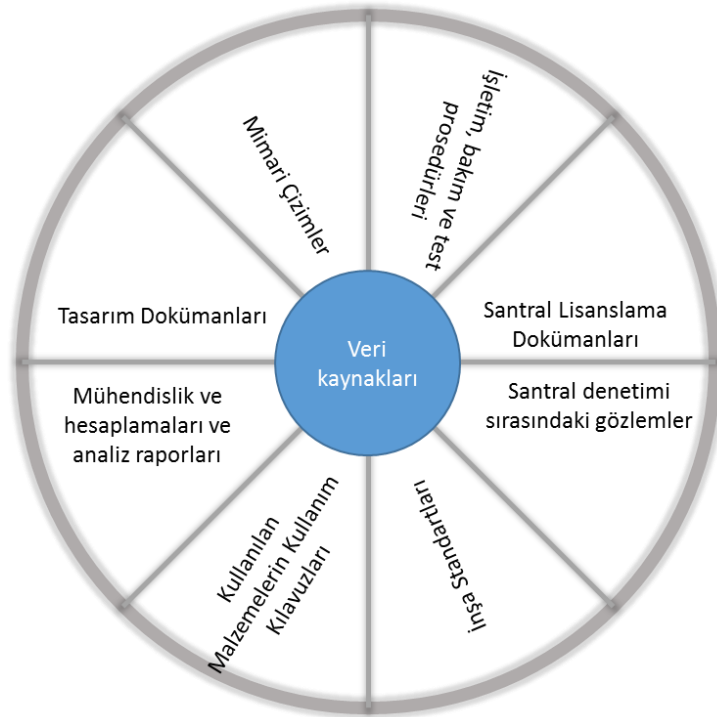
Eğer 2. Seviye OGA'ya, hali hazırda yapılmış 1. Seviye OGA'nın sonuçlarından başlanıyorsa, bu sonuçların istenen analizin tüm girdilerini içerip içermediğine dikkat edilmelidir. Çünkü 1. Seviye OGA, yalnızca kor hasar frekansını belirlemek için yapılmış ise koruma kabı ve koruma kabının güvenlik sistemlerine ilişkin bir değerlendirme yapılmamışsa, 1. Seviye analizlerle 2. Seviye analizler arasındaki geçiş arayüzünün tanımlanması için koruma kabı ve güvenlik sistemlerine ilişkin analizlerin ilave edilmesi gerekecektir. Benzer şekilde eğer 2. Seviye OGA sonuçlarının, 3. Seviye OGA sonuçlarına girdi olarak kullanılması düşünülüyorsa, analizin kapsamı buna göre belirlenmelidir. Böyle bir durumda 2. Seviye OGA sonuçları, koruma kabını tehdit eden olayların tanımları, koruma kabı davranışlarının tanımları ve çevreye salınan radyoaktif maddeler ve bunların salım frekanslarını muhakkak içermelidir. Salım değerlerine ilişkin özellikle, salınan maddenin içeriği, bu maddenin fiziksel ve kimyasal özellikleri ve salım anındaki zaman, enerji, salım süresi süre, salımın yeri ve salın noktasının yerden yüksekliği gibi bilgiler tanımlanmış olmalıdır.

2. Seviye OGA'nın yapılabilmesi için nükleer santrallere ve matematiksel yöntemlere ilişkin çeşitli alanlarda uzmanlıkları bulunan profesyonellerden oluşan bir ekip kurulması gerekir. Ekip tasarımı Şekil 2-12'de gösterilmektedir.



Şekil 2-12 İkinci Seviye OGA için Ekip Oluşumu

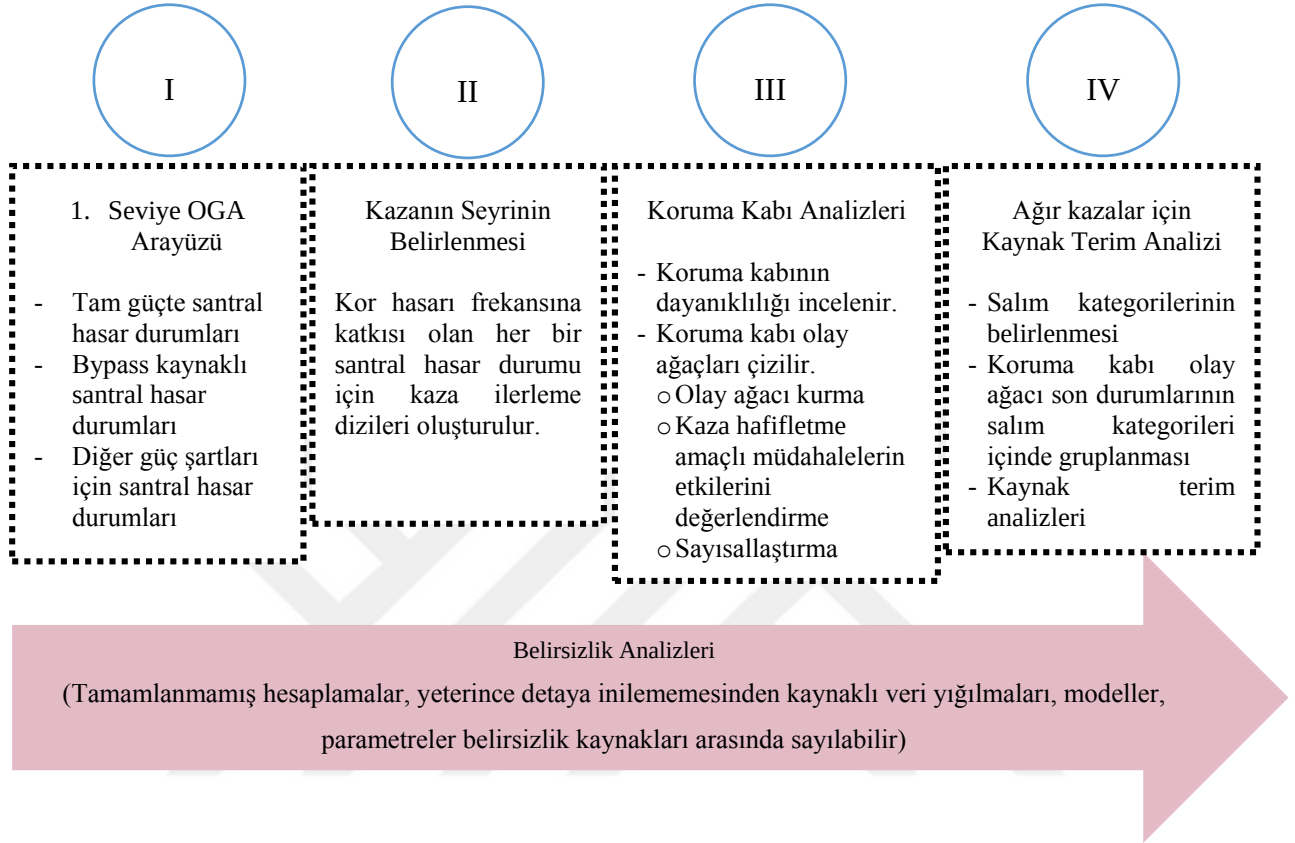
Analizler için gereken veri nitelikli kaynaklardan elde edilmiş olmalıdır. Veri elde edilebilecek bazı kaynaklar Şekil 2-13’de gösterilmektedir.



Şekil 2-13 2. Seviye OGA Veri Kaynakları

2.3.2.1. 2. Seviye OGA'nın Adımları

İkinci Seviye OGA temelde dört ana adımda gerçekleştirilir. Analizlerin adımları ve kapsamlarına ilişkin bilgiler Şekil 2-14'de özetlenmektedir.



Şekil 2-14 2. Seviye OGA'nın Adımları

Görüldüğü gibi 2. Seviye OGA'nın birinci adımı 1. Seviye OGA'nın sonuçları ile bir geçiş arayüzü tanımlamak ve verileri elde etmektir. 1. Seviye OGA'dan alınan birincil bilgi, santral hasar durumlarının farklı güç modları için ortaya konmasıdır. Bu durumlardan hangilerinin kor hasarına yol açtığı belirlenir. 1. Seviye OGA sonucunda çok büyük sayıda kor hasarına yol açan kaza dizisi elde edilecektir. Ancak tam güç koşulları için kaza seyri analizleri, koruma kabı davranışları ve radyonüklit salımlarına ulaşmak için 2. Seviye OGA yapılıyorsa, her bir kaza dizisi için ayrı ayrı hesaplama yapılmasına gerek yoktur. Bu nedenle 2. Seviye OGA'da kullanımı yönünden aralarında fark olmayan kaza dizileri, sonuçları açısından değerlendirmeler yapılarak gruplanır. Gruplama yapılırken, kaza zamanlamaları ve koruma kabında oluşturdukları yükler benzer olduğu için koruma kabı içinde olayların gelişimi ve radyolojik kaynak terimleri açısından da benzer sonuçlara ulaşabilecek kaza dizileri aynı grupta toplanır. Burada kazanın seyrinde farklılıklar meydana getirebilecek özelliklerin ortaya konması ve raporlanması önem taşır. Bu özellikler aslında santral hasar

durumları için sınır koşullarını oluşturmaktadır. Bu analizler için kullanılacak bilgisayar programları, kaza sırasında meydana gelebilecek olayların hemen hepsini modelleyebilecek yetenekte olmalı, fiziko-kimyasal prosesleri büyük doğrulukla modelleme yetisine sahip olmalı, iyi bir dokümantasyona sahip olmalı, hesaplama süresi, hesaplama maliyeti ve kaynak ihtiyacı mantıklı seviyelerde olmalıdır. Analizi yapan kişiler, kullandıkları kodun limitleri ve zayıf yönleri ile ilgili bilgi sahibi olmalıdır. Diğer önemli belirsizlik kaynaklarının belirlenmesi için duyarlılık analizleri yapılmalıdır.

Kaza Seyrinin Belirlenmesi. Analizlerin ikinci adımı, kor hasarına neden olabilecek kaza seyirlerinin ortaya konmasıdır. Bu analizler santrale özgü olarak yapılmalıdır. Ağır kaza durumlarında, santralin genelinin ve güvenlik sistemlerinin davranışları incelenir. Hesaplamalar kor hasarına önemli derecede katkısı olan tüm santral hasar durumları için yapılır. Ayrıca frekansı düşük ama sonuçları radyoaktif madde salımı açısından büyük olan veya erken salım ile sonuçlanabilecek santral hasar durumları için de tekrarlanmalıdır. Bu durumlar, koruma kabının baypas olması veya koruma kabı bütünlüğünün erken bozulması durumlarıdır.

Koruma Kabı Analizleri. Koruma kabı analizleri koruma kabının maksimum dayanıklılığını ortaya koymayı hedefler. OGA çalışmalarında koruma kabı bütünlüğünün bozulmasına ilişkin iki yaklaşım kullanılmaktadır: Eşik yaklaşımı ve kırılmadan önce sızıntı olması yaklaşımı.

- *Eşik yaklaşımı*, koruma kabının büyük bir kırıkla hasara uğrayacağı düşünülen bir basınç değerinin tanımlanmasına dayanır. Bu hasar neticesinde koruma kabı içindeki maddelerin hızla dışarıya çıkması söz konusudur.
- *Kırılmadan önce sızıntı olması yaklaşımı*, koruma kabunda büyük bir kırık meydana gelmeden önce dışarıya sızıntı gerçekleşmesi durumunu dikkate alır. Genel olarak sızdırma miktarı, koruma kabı basıncının maksimum değerlerinin altındaki basınçlardan başlar ve maksimum basınç değerine kadar kademeli olarak artar. Bazı durumlarda koruma kabı içindeki kütle ve enerji artışı sızıntı miktarı ile dengelenebilir ve bu koruma kabının yüksek basınçlara ulaşarak büyük bir kırık oluşmasını engelleyebilir.

Koruma kabı performans analizleri, veri ve hasar kriterleri kullanılarak yapısal model analizleri ile desteklenebilir. Yapısal analizlerde, koruma kabı yükleri ve çeşitli kaynakları, statik basınç yükleri, basınç artış hızları, lokal ısı yükleri ve lokal dinamik

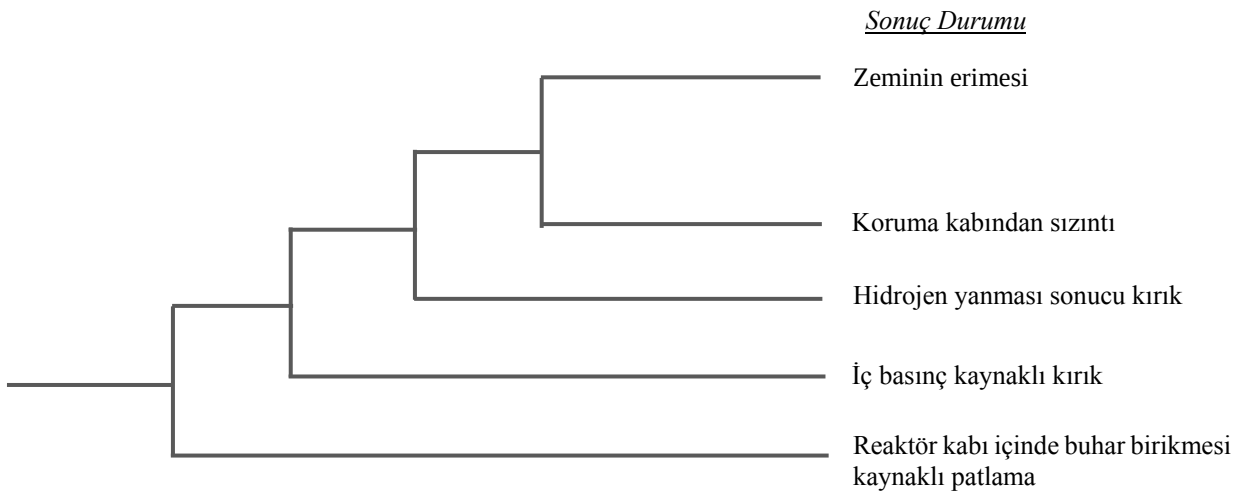
basınç yükleri gibi veriler kullanılarak, *koruma kabı bütünlüğünün bozulma şekli, kırığın yeri, büyülüğü ve koruma kabının dayanabileceği maksimum basınç ve sıcaklık değerleri* belirlenebilir.

Analizlerin devamında, olay ağaçları oluşturularak, kor hasarının başlamasından sonra radyoaktif madde salımını engellemeyi amaçlayan bariyerleri zorlayan olayların sırası ve ağır kaza olayları belirlenir. Bir NGS'nin ağır kazalarla başa çıkma kabiliyetinin sistematik olarak değerlendirilmesi için yapılandırılmış bir yaklaşım ortaya konulur. Bu olay ağaçlarına *kaza seyri olay ağaçları veya koruma kabı olay ağaçları* isimleri verilmektedir.

- **Koruma kabı olay ağaçlarının (KOA) yapısı ve düğüm soruları**

Koruma kabı olay ağacı, bir kazanın seyri sırasında gerçekleşen olayların zaman çizelgesidir. Koruma kabı bütünlüğünün bozulmasına neden olabilecek olayların sırası çizelgeye oturtulur.

KOA, bir olasılıklı hesaplama modelidir. Kazanın seyrinde gerçekleşen olayların tahminindeki belirsizlikleri de ortaya koyar. Belirsizliklerle ilgili yapılan varsayımlar, kazanın seyri sırasında santralin tepkilerine ilişkin farklı sonuçlar oluşmasına yol açar. İlk örnekleri WASH-1400 çalışmasında verilmiştir. Bir KOA örneği Şekil 2-15'de verilmektedir.



Şekil 2-15 KOA Örneği

Bu olay ağacı oluşturulurken bazı düğüm sorularına yanıt aranır. Düğüm soruları, olay anında devreye giren sistemlerin çalışma durumlarını bir dizi şeklinde sorgulamayı amaçlamaktadır.

Böylelikle riski belirleyen “ana olayların” gerçekleşip gerçekleşmediği araştırılır. Bu şekilde geliştirilen KOA kaza kronolojisini ortaya koyar ve güvenlik bariyerlerini tehdit eden ana olayları belirler. KOA oluşturulurken aynı zamanda ağır kaza yönetimine ilişkin durumları ve uygulamalarda dikkate alınır.

Çok fazla sayıda farklı kaza dizisi koruma kabı bütünlüğünün bozulmasına neden olabilir. Bu nedenle KOA çok büyük boyutlara ulaşarak karmaşık bir hal alabilir. Daha basit mantık modelleri çoğu zaman sistemlerin davranışları ve koruma kabının dayanımını anlamak için yeterli görülmektedir. Örneğin, 2. Seviye PSA'nın amacı sadece erken bir salınma sıklığını belirlemek ise ve ağır kaza kaynak terimlerinin nicel değerlendirilmesine ihtiyaç duyulmuyorsa, daha küçük KOA yapıları geliştirilebilir. Böylelikle göreceli olarak daha kısa sürede analizler tamamlanabilir. Hangi şartta olursa olsun, KOA bağımsız gözlemciler tarafından takip edilebilir ve OGA ekibi tarafından yönetilebilir olmak zorundadır. Özetle KOA'nın yapıları oluşturulurken modellemenin detayı ve pratik boyutları arasında bir denge yakalanması gereklidir.

KOA'nın yapısı kronolojik olarak doğru olmak zorundadır. KOA 2. Seviye OGA'nın yapılmasıyla ulaşılmak istenen sonuçları karşılayabilecek kadar detaylı olmalıdır. Olaylar ve sistemler arasındaki bağımlılıklar/bağımsızlıklar net olarak belirtilmelidir. Buradaki en kritik noktalardan biri kaza kronolojisini en doğru şekilde oluşturmaktır. Karmaşayı önlemek amacıyla KOA fazlara bölünebilir. En yaygın kullanılan fazlandırma yaklaşımı şudur:

- Faz 1: Başlangıçtaki olayı nedeniyle reaktör korunun içindeki hasarın **erken dönemlerinde** “santral hasar durumu”na santraldaki yapıların ve sistemlerin etki/tepkileri
- Faz 2: Reaktör basınç kabının hasar almasına kadar geçen kor içi hasarın geç dönemleri
- Faz 3: Santralin uzun dönem etki/tepkileri
 - o 3a: Koruma kabının doğrudan ısınması gibi reaktör basınç kabının hasar alması sonucu oluşan etki/tepkilerin izlendiği erken dönem
 - o 3b: Basınç kabı dışına çıkacak olan eriyik korunun davranışını göstermek için reaktör basınç kabı hasar aldıktan sonra geçen ilk birkaç saatlik dönem
 - o 3c: Reaktör basınç kabı hasar aldıktan sonra geçen ilk birkaç saatlik dönemin sonundan başlayarak devam eden uzun dönem

Bir KOA yapısı kurulurken en kritik nokta santrale özgü düğüm sorularının oluşturulmasıdır. Tipik bir basınçlı su reaktörünün büyük ve kuru koruma kabı için KOA düğüm soruları örneği Çizelge 2-4’de verilmektedir.

Çizelge 2-4 KOA Olası Düğüm Soruları (Basınçlı su reaktörü- büyük /kuru koruma kabı)

Ana olay soruları		Öncülü	Soru tipi
Faz 1: Başlangıç olayından kor hasarının ilk evrelerine kadar			
1	Koruma kabı izole midir?	yok	Santral hasar durumuna bağlı
2	AC güç desteği ve santral hasar durumunun oranı nedir?	yok	Santral hasar durumuna bağlı
3	Spreylerin çok erken zaman aralıklarındaki mekanik durumu nedir?	yok	Santral hasar durumuna bağlı
4	Fanların çok erken zaman aralıklarındaki mekanik durumu nedir?	yok	Santral hasar durumuna bağlı
5	Çok erken zamanlarda, reaktör soğutucu sisteminin basıncı manuel olarak düşürüldü mü?	2	Acil durum işletim prosedürlerine bağlı
6	Çok erken zamanlarda, yüksek sıcaklık kaynaklı “Sıcak bacak” kırılması oluştu mu?	5	Kazanın seyri
7	Çok erken zamanlarda, yüksek sıcaklık kaynaklı buhar üretici tüpü kırılması oluştu mu?	5,6	Kazanın seyri
8	Çok erken zamanlarda, AC güç geri verildi veya sağlandı mı?	2	Santral hasar durumuna bağlı
9	Çok erken zamanlarda, spreylere devreye girdi mi?	3, 6, 8	Kazanın seyri
10	Çok erken zamanlarda, hidrojen yanması gerçekleşti mi?	4, 5, 6, 8, 9	Kazanın seyri
11	Çok erken zamanlarda, koruma kabı bütünlüğü bozuldu mu?	1,10	Kazanın seyri
12	Çok erken zamanlarda, koruma kabı izolasyonu geri sağlandı mı?	1, 8	Santral hasar durumuna bağlı
13	Çok erken zamanlarda, filtreli havalandırma sistemi devreye girdi mi?	1, 10, 11	Kazanın seyri
Faz 2: Hasarın gelişmesinin, reaktör basınç kabının kırılması da dâhil, geç dönemleri			
14	Hasarlı kor malzemesi basınç kabının içinde midir? Reaktör basınç kabının kırılması önlenmiş midir?	5,6,7,8	Kazanın seyri
15	Yakıt ve soğutucu arasında enerji etkileşimi oldu mu? Koryum reaktör basınç kabından ve koruma kabından çıktı mı?	5,6,7,14	Kazanın seyri
16	Reaktör basınç kabının kırılma modları ve kor kalıntılarının çekilmesi süreçleri nelerdir?	5,6,7,14,15	Kazanın seyri

Çizelge 2-4. KOA olası düğüm soruları (Basınçlı su reaktörü- büyük /kuru koruma kabı) - devam

Ana olay soruları		Öncülü	Soru tipi
17	Reaktör basınç kabı yerinden fırlayarak koruma kabının aşılmasına neden olmuş mudur?	16	Kazanın seyri
18	Kırılma anında, basınç kabının altı su ile dolu veya kuru mudur?	yok	Santral hasar durumu ve tasarım
19	Kırılma sonrasında, basınç kabı altında yakıt-soğutucu etkileşimi nasıl gerçekleşmektedir?	16,18	Kazanın seyri
20	Kırılmayla birlikte hidrojen yanması gerçekleşti mi?	4,8,9,10,14,16	Kazanın seyri
21	Kırılmada koruma kabı bütünlüğü de bozuldu mu?	1,11,13,15,16,19,20	Kazanın seyri
22	Kırılma sırasında, filtreli havalandırma sistemi devrede mi?	1,11,13,15,16,19,20,21	Kazanın seyri
Faz 3:Santralin uzun dönem etki/tepkileri			
23	Geç zaman aralığında, AC güç geri verildi veya sağlandı mı?	8	Santral hasar durumuna bağlı
24	Geç zaman aralığında, spreylere devreye girdi veya çalışmaya devam etti mi?	23,9	Santral hasar durumu/ kazanın seyri
25	Geç zaman aralığında, fanlar devreye girdi veya çalışmaya devam etti mi?	4,8	Santral hasar durumu/ kazanın seyri
26	Geç zaman aralığında, spreylere ve fanların durumu nedir?	24,25	Özet soru tipi
27	Kor kalıntıları, basınç kabı dışında soğutulabilir bir konfigürasyonda mı?	16,18,19,15,17	Kazanın seyri
28	Geç zaman aralığında, hidrojen yanması gerçekleşti mi?	10,20,26	Kazanın seyri
29	Geç zaman aralığında, koruma kabı bütünlüğü bozuldu mu?	1,10,11,13,15,21,26,20,28,19	Kazanın seyri
30	Geç zaman diliminde, filtreli havalandırma sistemi devreye girdi mi?	1,10,11,13,15,19,20,21,26,28,27	Kazanın seyri
31	Koruma kabının zemininin bütünlüğü korunmakta mıdır?	11,12,21,22,27,29	Kazanın seyri
32	Koruma kabı bütünlüğünün bozulması hangi yollarla gerçekleşir?	11,21,29	Kazanın seyri

Kazaya Neden Olan Koşulların Ortadan Kaldırılması veya Ağır Kaza Yönetiminin Yapılması ve Ekipman Durumları

2. Seviye OGA'ya ağır kaza yönetimi eylemlerinin yansıtılması gerekmektedir. Bu süreçte insanlar tarafından gerçekleştirilecek eylemler için santral prosedürlerine ve ağır kaza yönetimi kılavuzlarına bakılmalıdır. Manuel uygulanacak eylemler 1. Seviye OGA'da da yerini almalıdır. Böyle manuel eylemlerin başarı/başarısızlık durumu santralin hasar durumu üzerine etkileri açısından analizlerde yerini almalıdır. 1. Seviye OGA'da dahil edilmemiş ağır kaza yönetim eylemleri KOA'da ifade edilmelidir. Tipik olarak, bu gibi eylemler, ağır kaza dizisi kronolojisinin ilerleyen aşamalarında uygulanması beklenen eylemlerdir. 2. Seviye OGA'nın bir sonucu olarak ağır kaza yönetimi eylemleri belirlenip geliştirilebilir. Bu analizlerde sıcaklık, basınç, nem ve radyasyon gibi çevresel faktörlerin sistemler üzerine etkileri de dikkate alınmalıdır. Bununla birlikte, ağır kaza yönetimi sırasındaki eylemler nedeniyle, yakıt-soğutucu etkileşimi, yakıt parçalanması ve ilave buhar çıkışı, hidrojen ve radyoaktif madde açığa çıkması durumları da gözden kaçırılmamalıdır.

Koruma Kabı Olay Ağaçlarının Sayısallaştırılması Süreci

KOA'nın dalları için koşullu olasılıklar seçilirken, dokümente edilmiş analizler ve verilerden destek alınmalıdır. Böylelikle her bir nodun sonunda var olan belirsizlikler gösterilmiş olur. Belirsizlikler, analistin kazanın seyrini öngörebilme yetisi, eksik analizler, kullanılan bilgisayar kodlarının uygunluğu ve doğruluğu, tam ölçekli reaktör koşullarına uygulanabilecek deneysel verinin mevcudiyeti gibi hususlardan kaynaklanabilir.

Sayısallaştırmayı kolaylaştırmak amacıyla, çoğu zaman problem birçok alt olaya bölünür. Her bir alt-olay ayrı ayrı analiz edildikten sonra uygun şekilde ana KOA'da bir araya getirilir. Bunlar KOA'nın düğüm sorularına verilen yanıtta alt bilgi olarak kullanılırken alt-olay analizleri muhakkak raporlanmalıdır. Böylelikle KOA'nın ayrılmaz bir parçası haline gelmiş olurlar. Değerlendirmelerin KOA'nın sayısallaştırılmasına ne derece dahil edildiği esas olarak, 2. Seviye OGA'nın sayısallaşması için kullanılan yazılımın özelliklerine bağlıdır.

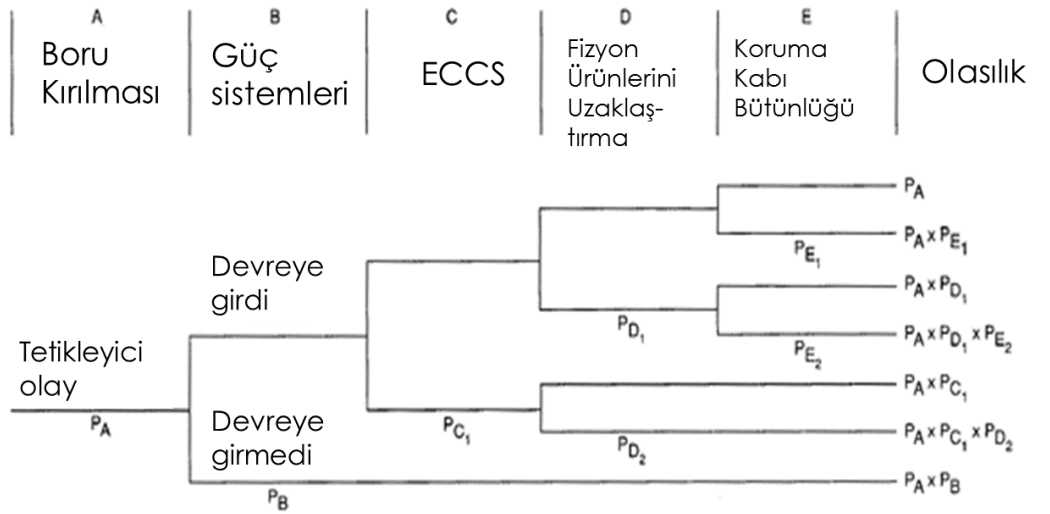
KOA'ların geliştirilmesinde ve sayısallaştırılmasında birbirine bağlı olay ağaçları, hata ağaçları veya kullanıcı tarafından tanımlanmış fonksiyonlar ve yöntemler kullanılmaktadır.

Olasılıkların Belirlenmesi

Olasıların belirlenmesi için mevcut veri ve ilgili bilgiler kullanılabilir. Muhtemel veri kaynakları şunlar olabilir:

- Ağır kazaların veya temel ilkelerin modellenmesi için geliştirilmiş bilgisayar kodlarını kullanarak deterministik analizler;
- İlgili deneysel ölçümler veya gözlemler;
- Benzer santrallerdeki çalışmalardan elde edilen analiz sonuçları ve bulgular;
- Bağımsız uzmanları da içeren uzman çıkarımları.

Buralardan elde edilen verileri her bir olasılık için nümerik değerlere dönüştüren pek çok yöntem ve araç mevcuttur. Bunların başlıcaları: Eşik yaklaşımı ve integral yaklaşımıdır. Şekil 2-16'da bir KOA için olasılıkların hesaplanma yöntemi gösterilmektedir. Her bir olasılık bir "sonuç durumu" olarak ifade edilir.



Şekil 2-16 KOA ile Sonuç Durumu Olasılıklarının Hesaplanması

Belirsizlik Kaynakları

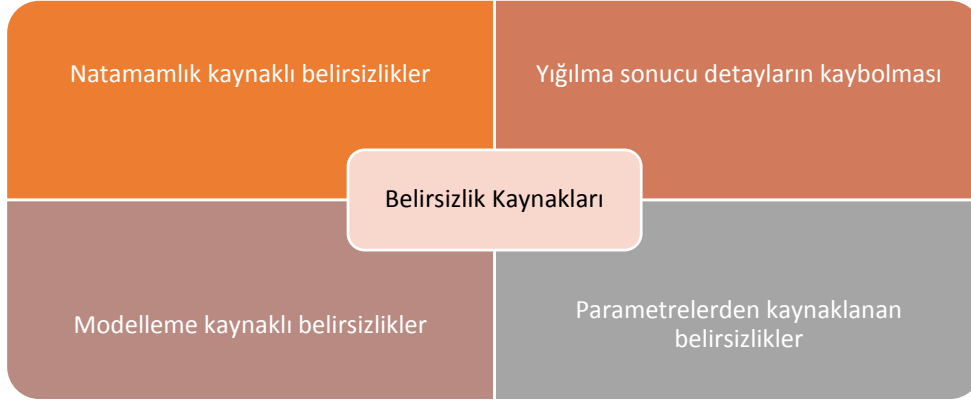
2.Seviye OGA sonuçlarındaki belirsizliklerin pek çok kaynağı olabilir. Bunlar Şekil 2-17'da özetlenmiştir. Bu kaynakların birincisi 2. Seviye OGA'nın amacı her ne kadar radyonüklitlerin salımı ile sonuçlanan olay dizilerinin değerlendirilmesi olsa da bunun tam olarak yapılmasının veya tüm senaryoların belirlenip uygun şekilde değerlendirilmelerinin garanti edilememesinden kaynaklanmaktadır. Buna "natamamlık/eksiklik belirsizliği" adı verilir. Bunun neticesinde analizlerin sonuçlarında sayısal olarak ifade etmesi çok da kolay

olmayan bazı belirsizlikler oluşacaktır. Kapsamlı bir akran değerlendirmesi, bu tür belirsizlikleri azaltabilir.

1. Seviye OGA sonuçlarında gruplama yaparak 2. Seviye OGA'ya girdi olan santral hasar durumlarının belirlenmesi sırasında modellemelerdeki bazı detayların kaybolması sonucu belirsizlikler oluşur. Gruplamada esas alınan özelliklerden kaynaklı da ayrıca belirsizlikler hesaplamalara girecektir. Bu belirsizliklerinde nümerik olarak ifade etmesi kolay değildir.

2. Seviye OGA'yı destekleyen alt analizlerde kullanılan yöntemlerin, modellerin, varsayımların ve yaklaşımların uygunluğuyla ilgili tam bilgi eksikliğinden kaynaklanan belirsizlikleri de üçüncü sıraya koyabiliriz. Modelleme belirsizlikleri 2. Seviye OGA'daki belirsizlik hesaplamalarının bir parçası olarak ele alınmaktadır.

Son olarak parametrelerden kaynaklanan belirsizlikler hesaplamalarda dikkate alınmalıdır. Bu belirsizlikler, ekipmanların arıza oranları ve başlangıç olayı dizileri gibi 2. Seviye OGA'nın sayısallaştırılmasında kullanılan temel parametrelerin değerleri ile ilgili belirsizliklerden dolayı ortaya çıkmaktadır. Bu, genel olarak tüm parametreler için belirsizlik dağılımlarını belirlemek ve analiz boyunca hesaplamalara dâhil etmek suretiyle ele alınırlar.



Şekil 2-17 Belirsizlik Kaynakları

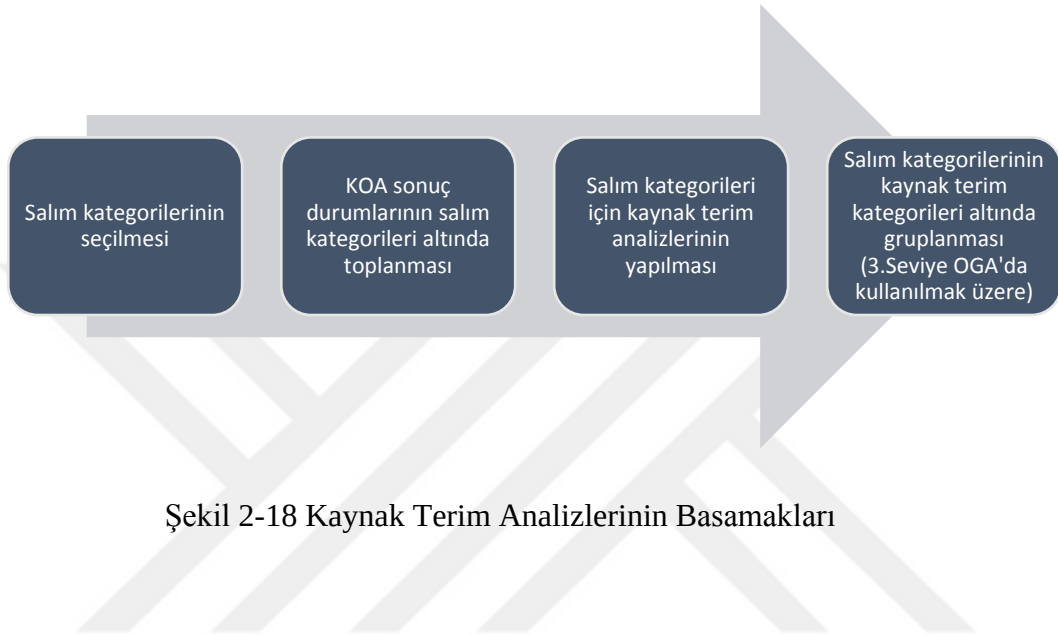
Kaynak Terim Analizleri. 2. Seviye OGA'nın dördüncü adımı her bir koruma kabı olay ağacının sonuç durumları için kaynak terimlerinin hesaplanmasıdır. Kaynak terim, "Bir kazanın ardından, çevreye salınan radyoaktif maddelerin (bazı durumlarda tehlikeli maddelerin) çeşitleri ve miktarı" anlamına gelir [13][12]. Kaynak terim analizleri, santralden çevreye salınan radyoaktif maddenin miktarını belirlemeyi hedefler. Salıma ilişkin daha detaylı bazı bilgiler de bu analizlerle OGA'nın amacı ve kapsamı doğrultusunda

hesaplanabilmektedir. KOA'nın sonuç durumlarını belirlemek için kullanılan özellikler Çizelge 2-5'de özetlenmektedir.

Çizelge 2-5 KOA Sonuç Durumlarının Belirlenmesinde Kullanılan Tipik Özellikler

Salım özellikleri	Hesaplama varyasyonları
Salımın başladığı zaman aralığı	- Kor hasarının gerçekleşmesi ile birlikte (örn. koruma kabının baypas olması) - Erken dönem (kor hasarı reaktör kabı içinde sınırlıyken) - Orta dönem (reaktör basınç kabının kırılmasından hemen sonra) - Geç dönem (reaktör basınç kabının kırılmasından birkaç saat sonra)
Kor hasarı sırasında reaktör basınç kabının basınç değerleri	- Yüksek (nominal değere yakın) - Düşük (alçak basınç)
Koruma kabından sızıntı olması mekanizmaları veya modları	- Tasarıma esas kaza sızıntıları - Tasarım ötesi kaza sızıntıları - Koruma kabının katastrofik şekilde kırılması - Arabirim sistemlerinde soğutucu kaybı kazası - Buhar üreticinin tüpünün/tüplerinin kırılması - Koruma kabı izolasyon vanalarının açık olması - Zeminden penetrasyon
Radyoaktif maddelerin tutulması için geliştirilmiş aktif sistemlerin özellikleri	- Sprayler - Fan soğutucular - Filtreli havaandırma sistemi - Diğer
Radyoaktif maddelerin tutulması için geliştirilmiş pasif sistemlerin özellikleri	- İkincil koruma kabı - Reaktör binaları - Söndürme havuzları - Su havuzları - Buz yatakları - Dolambaçlı salım yolları - Sualtındaki salım yolları
KOA Sonuç Durumlarının 3. Seviye OGA ile Bağlantılanması için Gereken Ek Özellikler	
Ağır kaza başladıktan sonra geçen süre	- Kısa (örn. basınçlı su reaktörleri için tipik olarak 2 saatten az) - Orta (örn. basınçlı su reaktörleri için tipik olarak 2-10 saat arası) - Uzun (örn. basınçlı su reaktörleri için tipik olarak 10 saatten uzun)
Salımın lokasyonu	- Zemin - Belirli bir yükseklik
Salımın enerji seviyesi	- Düşük (santral dışındaki atmosferde minimal yükselme gücüne sahip) - Enerjik (atmosferde yükselme gücü oldukça yüksek)
Salım hızı	- Hızlı (soluk verir gibi 'puff') salım - Yavaş sürekli salım - Birden çok duman bulutu

Kaynak terim analizlerinin basamakları Şekil 2-18’de gösterilmektedir. KOA’nın çok sayıda sonuç durumuna sahip olması nedeniyle sonuç durumların salım kategorilerine ayrılması gerekmektedir. Daha sonra, kaynak kategorisi analizi yapılarak KOA sonuç durumları salım kategorileri altında toplanır. Her bir salım kategorisi için kaynak terimleri belirlenir. Ardından 3. Seviye OGA’ya girdi olacak şekilde salım kategorileri kaynak terimlerinin kategorileri altında gruplanır.



Şekil 2-18 Kaynak Terim Analizlerinin Basamakları

Salım Kategorilerinin Belirlenmesi

Koruma kabı olay ağaçlarının çok fazla sayıda sonuç durumu mevcuttur. Bunlardan pek çoğu da radyoaktif madde salımını önemli ölçüde etkileyen durumlardır. Salım değerleri üzerinde etkisi bulunan karakteristik özellikler arasında reaktör soğutucu sisteminin hasar modu, koruma kabı hasarının modu ve gerçekleşme zaman aralığı, eriyik kor malzemesini soğutma mekanizmaları, radyoaktif madde salımını sınırlandıran mekanizmalar sayılabilir. Sayıları çok olsa da çoğu sonuç durumu birbirine benzer ve hatta birbirinin aynı sonuçları içerir. Böylece bir grupta yapmak mümkün olur. Bu sayede kaynak terimi analizlerinin yükü bir nebze azaltılmış olur. Çizelge 2-5’de özellikle dikkate alınacak radyoaktif maddenin koruma kabı dışına taşınması mekanizmalarının özellikleri sıralanmıştı. Bu özellikler salım kategorilerinin oluşturulmasında kullanılmaktadır. Çünkü salım bu özelliklerin bir fonksiyonudur. Salım kategorileri daha sonra kaynak terimi analizlerinde kullanılmak üzere hazırlanır.

KOA'ların Sonuç Durumlarının Salım Kategorileri Altında Gruplanması

Koruma kabı olay ağaçlarının sonuç durumları, belirlenmiş olan salım kategorileri altında gruplanır. Bu, genellikle KOA'nın binlerce sonuç durumunun küçük bir sayıdaki (genellikle onlarca) salım kategorisi altında gruplanması anlamına geldiğinden, gruplama işleminde sistematik bir süreç uygulanmalıdır. Bu süreç çok fazla bilginin işlenmesini içerdiğinden bu amaçla geliştirilmiş bilgisayar programları kullanılmaktadır.

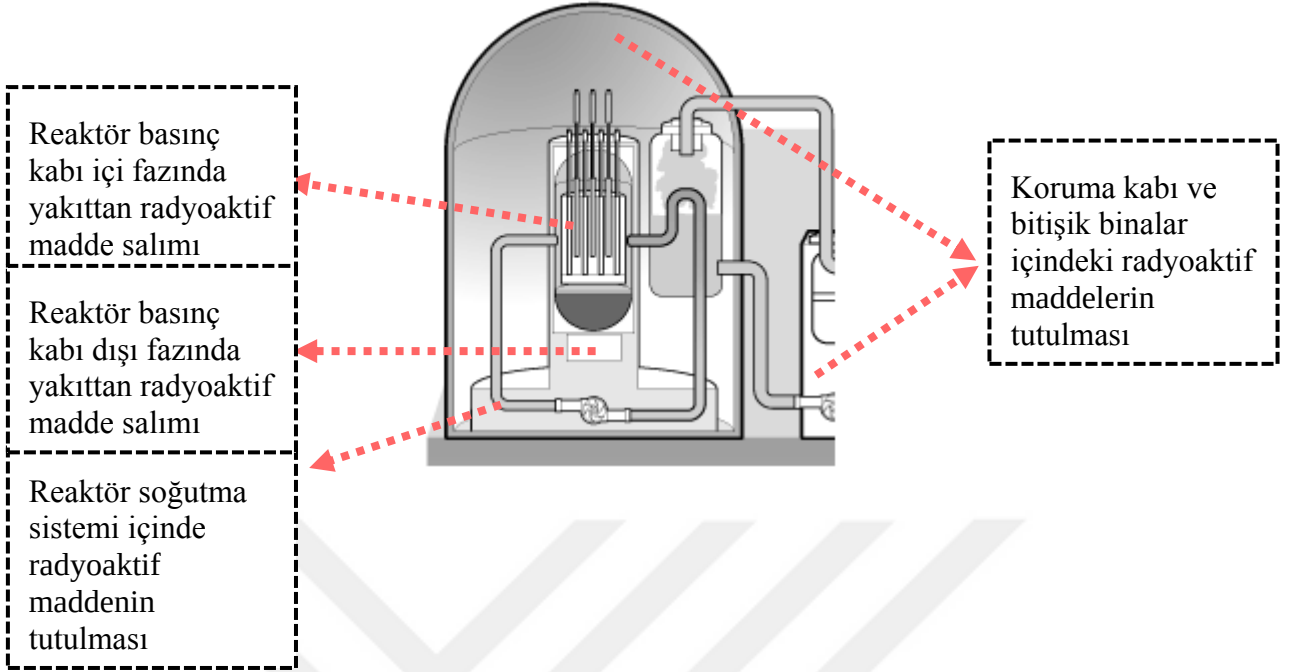
Belirli bir grup içindeki KOA sonuç durumları benzer radyolojik salım karakteristiklerini ve dolayısıyla saha dışı sonuçları kapsar. Bu nedenle, kaynak terim analizleri her grup için bir defa yapılır. Böylelikle hesaplama miktarı önemli ölçüde azaltılmış olur. Bir grup içindeki tüm KOA sonuç durumlarının frekansları toplanarak “*salım kategorilerinin frekansları*” belirlenmektedir.

Kaynak Terimi Analizi

Çoğu santralin tasarım özelliklerinin ve kaza fenomeninin, ağır kazaların kaynak terimlerinin büyüklüğünü ve özelliklerini etkilediği gösterilmiştir. Yakıt konfigürasyonu ve kontrol sistemi ve malzeme bileşimi, kor güç yoğunluğu ve dağılımı, yanma ve beton bileşimi gibi sabit santral tasarım özellikleri kaynak terimlerinin büyüklüğünü etkileyen tasarım özellikleri arasındadır. Bu santral tasarım özellikleri, KOA'nın tüm bitiş durumları için aynı olacaktır. Buna ek olarak, bir kaza seyrinden diğerine farklılık gösterebilecek bir dizi faktör vardır:

- Kor hasarında ve boru hattındaki reaktör soğutma sistemi basıncı;
- Reaktör basınç kabının ihlal edildiği zaman;
- Soğutma suyunun mevcudiyeti (reaktör basınç kabı içinde ve dışında);
- Reaktör basınç kabı dışındaki kor döküntülerinin derinliği ve bileşimi;
- Koruma kabı güvenlik ekipmanının (bastırma havuzu, spreylar, buz yoğunlaştırucular, vb.) kullanımı;
- Koruma kabındaki kırığın boyutu (yani sızıntı hızı);
- Koruma kabındaki kırığın yeri ve çevreye açılan salım yolu.

Kaynak terim analizinde, radyoaktif maddenin koruma kabı içinde ve bitişik binalar içinde salınmasını ve taşınmasını etkileyen tüm süreçler modellenmelidir. Bu süreçler Şekil 2-19'de özetlenmektedir.



Şekil 2-19 Kaynak Terim Analizinde Modellenen Radyoaktif Madde Salım Süreçleri

Kaynak terimlerin hesaplanmasında santral modellenirken, çevreye salım miktarlarının yanısıra radyonüklitlerin uzamsal dağılımının reaktör soğutucu döngüsünde ve koruma kabı içindeki değeri de tahmin edilmelidir. Ağır kaza analizi için entegre bilgisayar kodlarında radyoizotopların ayrı ayrı hareketlerinden ziyade radyoaktif elementlerin veya kimyasal bileşiklerin gruplar halinde hareket ettikleri kabul edilmektedir. Bu basitleştirme, radyoaktif maddenin yüzlerce radyoaktif izotopunun ve nükleer reaktör yakıtında üretilen aktinitlerin, entegre bir ağır kaza bilgisayar kodu tarafından izlenebilen makul sayıda radyoaktif elemente indirgenmesi için yapılmaktadır. Her kod farklı bir gruplama yaklaşımı kullanır. Ancak gruplamalar genellikle radyoaktif elementlerin fiziksel ve kimyasal özelliklerinin benzerliklerine dayandırılmaktadır. Grup yapısında aynı zamanda, elementlerin, reaktör soğutucu döngüsünde ve koruma kabında taşınması sırasında karşılaşabilecekleri diğer radyoaktif elementler ve radyoaktif olmayan materyalle olan reaksiyonlarına benzer kimyasal özelliklerini hesaba katmaktadır. Çizelge 2-6'da bu gruplamanın tipik bir örneği verilmektedir. Sonuçta radyolojik kaynak terimi tipik olarak bu radyonüklid gruplarından birinin veya daha fazlasının başlangıçta korda bulunan malzeme içeriğine oranları cinsinden ifade edilir.

Çizelge 2-6 Radyoaktif Malzemelerdeki Elementlerin Gruplanması için Tipik Örnek

Grup	Gruptaki Elementler	Grubun Temsilcisi Olan Element
Asal Gazlar	Xe, Kr	Xe
Halojenler	I, Br	I
Alkali metaller	Cs, Rb	Cs
Alkali toprak	Ba, Sr	Ba
Kalkojenler	Te, Sb, Se, As	Te
Ateşe dayanıklı metaller	Ru, Mo, Pd, Tc, Rh	Ru
Lantanitler	La, Y, Nd, Eu, Pm, Pr, Sm	La
Aktinitler	Ce, Pu, Np, Zr, U	Ce

Kaynak terim analizlerinde belirsizlik ve duyarlılık analizleri büyük önem taşımaktadır. Ağır kaza fenomenini modellemelerdeki belirsizliklerin yanı sıra yakıttan radyoaktif madde salımı, radyoaktif maddelerin depolanması ve reaktörün iç yüzeyleri tarafından tutulması ile koruma kabı güvenlik sistemlerinden radyoaktif maddelerin salınmasına ilişkin kimyasal ve fiziksel prosesler henüz tam olarak anlaşılabilmiş değildir. Çizelge 2-7’de kaynak terim analizleri sırasında belirsizliğe neden olan sorunlar sıralanmaktadır.

Çizelge 2-7 Kaynak Terimlerinin Belirlenmesinde Belli Başlı Belirsizlik Kaynakları

• Kor hasarının süreçlerindeki ve koruma kabı davranışındaki belirsizlikler
• Yakıt yanma derecesinin yakıttan radyoaktif madde salınması üzerindeki etkisi
• Buhar formunda ve yarı-buhar formundaki maddelerin kimyasal formları
• Radyoaktif maddelerin birikme hızı ve reaktör soğutucu döngüsü bileşenlerinin yüzeylerinde aerosollerin birikme hızı
• Kor yıkımı sırasında yakıtle, nötron tutucularla ve yapısal malzemelerle kimyasal etkileşim mekanizmaları
• Baypas gerçekleşen kaza serilerinde borularda ve diğer elemanlarda radyoaktif madde birikimi
• Eriyik kor ve beton etkileşimi sırasında radyoaktif madde ve aerosol salımı
• Eriyik kor ve beton etkileşimi sırasında kimyasal prosesler
• Hidrojen yanması veya alev cephesi içindeki radikaller ile havadaki radyoaktif maddelerin etkileşimi
• Aerosollerin ve buharların bastırma havuzuna, buz yataklarına veya kabarcık kulelerine temas etme verimi
• Su havuzlarında yakalanan radyoaktif maddelerin sulu kimyası
• Radyoaktif maddelerin yüzeylerde tekrar askıya alınması ve yeniden buharlaşması
• Radyoaktif maddelerin aerosollerinin kimyasal ayrışması

2.3.2.2. 2. Seviye OGA Sonuçlarının Doküman Edilmesi

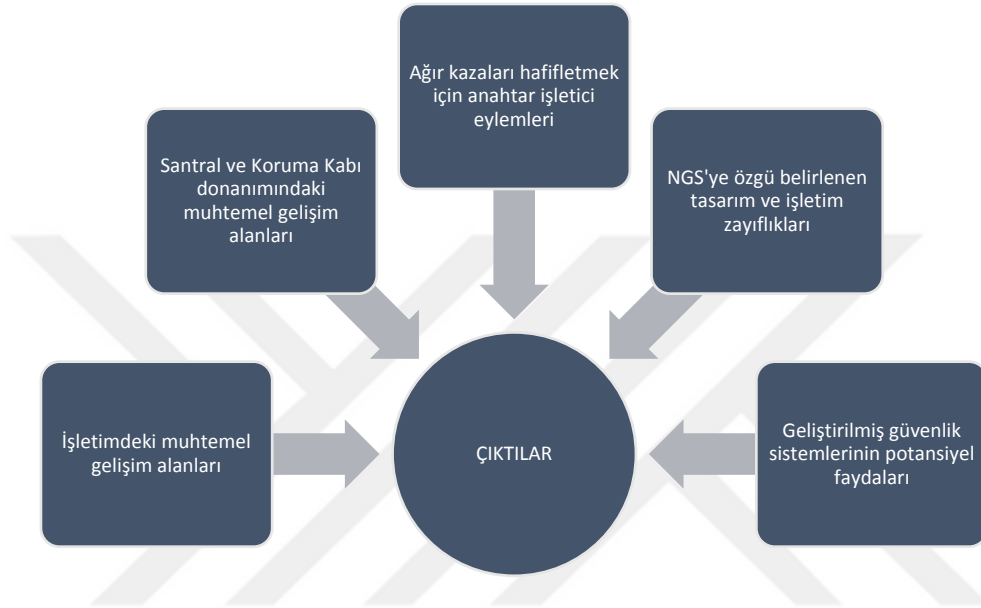
Günümüzde her akademik araştırmanın, çalışmanın ve projelerin en önemli iş paketlerinden biri yapılan işlerin ve ulaşılan sonuçların dokümantasyonudur. Elde edilen bulguların doğru hedef kitleye doğru detay derinliği ile ulaştırılması ve analizlere ilişkin her türlü bilginin sistematik şekilde iyi doküman pratiğine uygun olarak sunulması çok önemlidir. Çünkü hazırlanan bu doküman, daha sonra benzer çalışmalar yapacak araştırmacılara veya bu analizin sonuçlarını değerlendirerek kararlar alacak olan kurum ve kuruluşlara temel sağlayacak nitelikte bir referans dokümana dönüşecektir.

2. Seviye OGA dokümanlarında, kullanılan yöntemlere ilişkin bilgiler, analizlerin adımları ve elde edilen sonuçların ve çıkarımların mantık çerçevesinde açıklamaları muhakkak yer almalıdır. Doküman, santral konfigürasyonundaki değişiklikler veya ağır kaza analizindeki teknik ilerlemeler ışığında, daha sonra iyileştirilmesini, güncellenmesini ve idamesini kolaylaştıracak bir formata kavuşturulmalıdır. Bu dokümanın hedef kitlesi içinde Şekil 2-20’de verilenler sayılabilir.



Şekil 2-20 2. Seviye OGA Dokümanının Hedef Kitlesi

Sonuçlar belirgin olmalıdır ve yalnızca genel sonuçları yansıtmamalıdır. Olgular, modeller ve veri tabanları ile katkı sağlayan diğer analizleri ile ilgili belirsizliklerin analizinden çıkarılan sonuçları vurgulamalıdır. Altta yatan varsayımların, belirsizliklerin ve ihtiyatlılıkların analiz ve metodlardaki 2. Seviye OGA'nın sonuçları üzerindeki etkisi, duyarlılık çalışmalarının sonuçlarının sunumu ile gösterilmelidir. 2. Seviye OGA dokümanı veya raporu Şekil 2-21'de verilen bulguları net bir biçimde içermelidir.

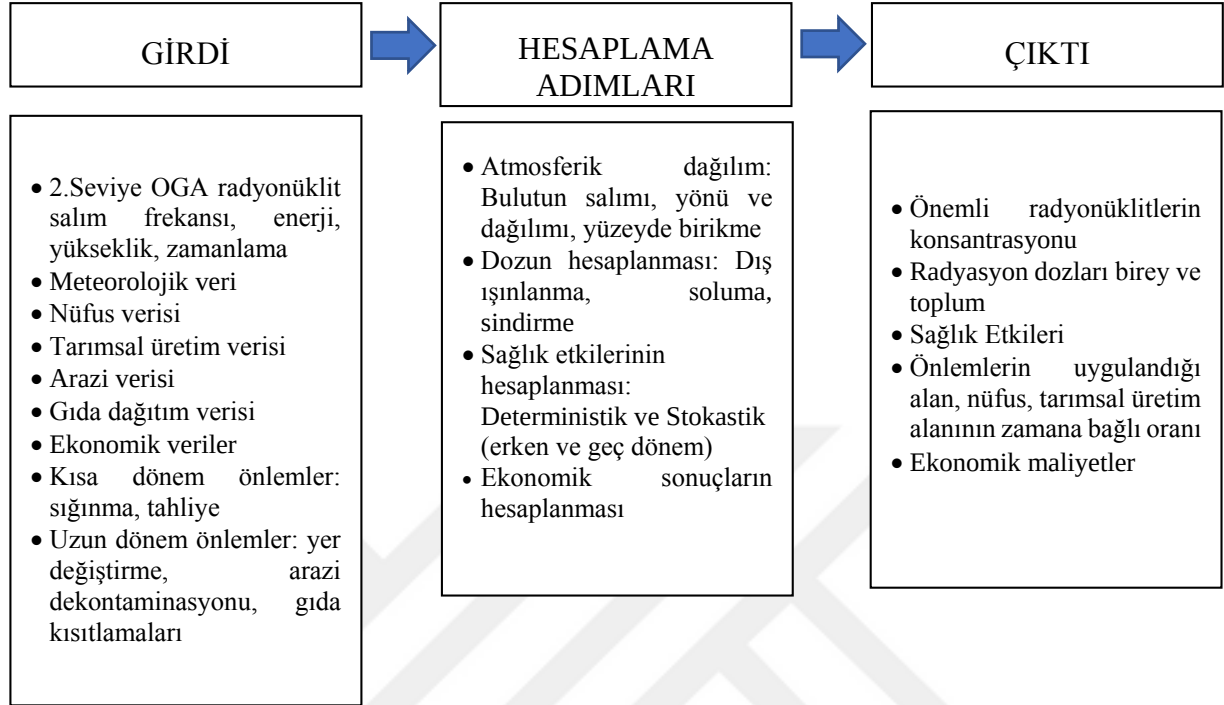


Şekil 2-21 2.Seviye OGA Raporunda Yer Alması Gereken Bulgular

2.3.3. 3. Seviye OGA

Üçüncü Seviye OGA ile halk sağlığı ve diğer toplumsal sonuçlar tahmin edilmektedir. Örneğin; radyoaktivitenin çevreye bırakılmasına neden olan kaza dizilerinden kaynaklanan olası toprak veya gıda kirlenmelerine ilişkin hesaplamalar yapılabilir. Bu analizler ile hem santral çalışanlarının hem de halkın sağlığı için olumsuz sonuçları ve kara, hava, su ve gıda maddelerinin kontaminasyonu açısından önem taşıyan, kazanın önlenmesi ve hafifletilmesi önlemlerinin görece önemi hakkında bilgi sağlamaktadır. Analiz sonuçları, ayrıca, acil durum hazırlığı ve müdahalesi üzerinde kaza yönetiminin etkililiğini de ortaya koyabilmektedir. Bu tez çalışmasında 3. Seviye OGA uygulamaları farklı bilgisayar kodları kullanılarak gerçekleştirilmiştir. Kullanılan bilgisayar programları, modeller, girdiler ve sonuçlar BÖLÜM 4.4.'de verilmektedir.

Şekil 2-22’de 3. Seviye OGA’nın bileşenleri gösterilmektedir. Bu bileşenler sırasıyla girdiler, hesaplama adımları ve elde edilmek istenen çıktılardır. Burada verilene ek olarak ulaşılmak istenen sonuçlara bağlı olarak bazı ilaveler söz konusu olabilir.



Şekil 2-22 3.Seviye OGA Bileşenleri

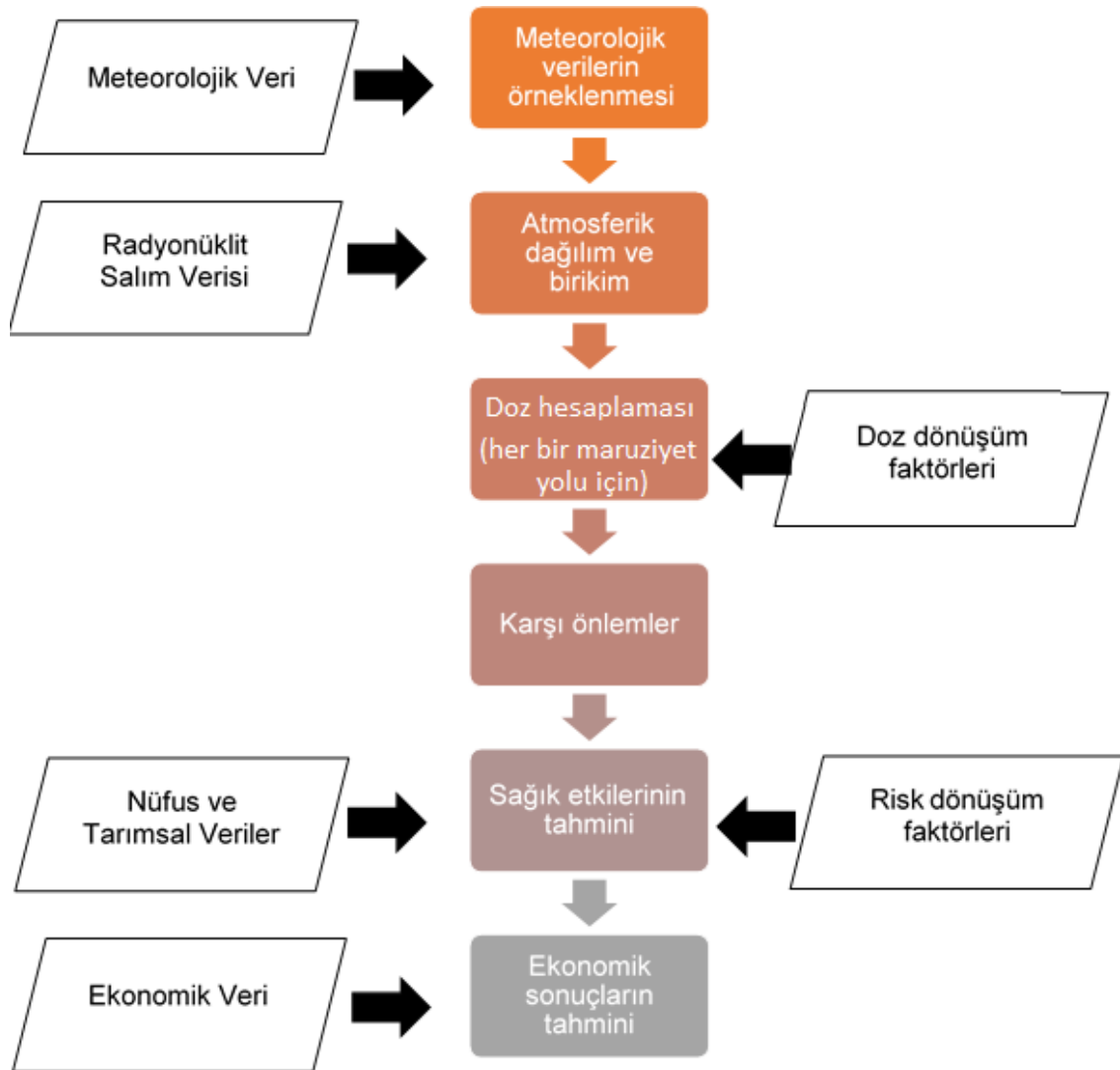
3. Seviye OGA’nın başlangıç noktası 2. Seviye OGA’nın kaynak terim analizleri sonuçlarıdır [14]. Radyonüklitlerin salımı atmosfere olabileceği gibi çevredeki su kaynaklarına da olabilir.

Şekil 2-22’de gösterilen analizlerle ulaşılmak istenen sonuçların başında salınan radyoaktif maddeler nedeniyle insanların ve çevrenin maruz kaldığı dozların belirlenmesi gelmektedir. Kaza sonucu gerçekleşen salımların doza katkısının ana kaynağı atmosfere gerçekleşen salımlardır [15]. Bunun nedeni salınan radyoaktif maddelerin meteorolojik koşullara bağlı olarak uzak bölgelere (santralden kilometrelerce uzağa) taşınabilmesidir. Bu nedenle hesaplamalarda ana hedef atmosferik dağılımları gerçeğe en yakın şekilde hesaplayabilmek olmuştur. Bu nedenle radyonüklitlerin dağılımını hesaplamak için çok fazla sayıda atmosferik dağılım modeli geliştirilmiştir [16].

Salınan radyoaktif maddelerin miktarı ve izotopik bileşimi, fiziksel ve kimyasal karakteristikleri, ısı değerler, zamana bağlı değişimler ve salım yüksekliği ile salım frekansı verilerine ihtiyaç duyulur. Bu bilgiler 2. Seviye OGA’nın kaynak terimi analizlerinden elde

edilir. Her zaman tüm kaynak terimlerini belirlemek mümkün olmayabilir. Bu durumda sonuç analizi yapabilmek için literatürde bulunan türetme yaklaşımları kullanılmaktadır.

Sonuç yönetimi ağır nükleer santral kazalarının yönetiminin önemli bir parçasıdır. Halkın ve çevrenin karşılaştığı radyoaktif madde miktarları ve maruz kalma yolları radyolojik sonuçların seviyesini önemli şekilde etkiler. Korunma önlemlerinin ve acil koruyucu eylemlerin uygulanması maruziyet dozlarını önemli ölçüde azaltabilir. Sonuç yönetiminin etkili şekilde yapılması kaza öncesinde yapılacak olasılıklı sonuç analizleri yani 3. Seviye OGA sonuçlarına göre yapılacak etkili planlamalarla mümkün olabilir. En basit haliyle sonuç analizlerinin temel adımları Şekil 2-23’de gösterilmektedir.



Şekil 2-23. Olasılıklı Sonuç Analizleri Diagramı

3. Seviye OGA için geliştirilmiş olan bilgisayar kodları ile çeşitli amaçlarla çeşitli hesaplamalar yapabilmektedir. Bu hesaplamalar arasında;

- Havadaki radyolojik maddelerin atmosferik dağılımı ve birikimi,
- Tekrar sıvı ortama karışması (su kaynakları, havadaki su buharı, bulutlar, vb.) ,
- Gıda zinciri yoluyla taşınma,
- İnsanlara ulaşma yolları ve oluşan sağlık etkileri,
- Ekonomik etkiler

bulunmaktadır. Kodlar genellikle birden çok meteorolojik veri örnekleme yöntemi kullanır. Bu modeller santralin bulunduğu evrenin koşulları ve hesaplanmak istenen sonuçlara bağlı olarak karmaşılaşabilir. Örneğin, kullanılan dağılım modelinin seçimi, salım noktasından itibaren hesaba katılacak maksimum uzaklık, arazinin topografyası ve dikkate alınan bölgedeki meteorolojiye doğrudan bağlıdır. Bunun yanında dolaylı olarak etkisi olan diğer çevresel özellikler ve insanların tüketim alışkanları gibi veriler de hesaplamalarda yer almalıdır. Saha dışı sağlık ve ekonomik sonuçlar kısa ve uzun dönem için ve farklı uzaklık değerleri için hesaplanabilmektedir. Hesaplama sonuçlarının güvenilir olabilmesi kullanıcının kullandığı modelleri tanıması ve sınırlılıklarını bilmesi yani kullandığı varsayımlara hâkim olması ile mümkündür.

Sonuçlar değerlendirilirken güvenlik kriterleri ile kıyaslama yapılmaktadır. Düzenleyici kurumlar bu kriterleri yayınlamakla yükümlüdür. 3. Seviye OGA için seçilen kriterler genellikle kişilerin kısa ve uzun dönemde karşılaşabileceği ölümcül sağlık etkisi oluşma riskleri, toplumun üzerindeki erken sağlık etkisi riskleri, toplam risk, arazi kontaminasyonun kabul edilemeyecek boyuta ulaşması riskleri ile ilgilidir.

2.3.3.1. Radyonüklit Salımının Belirlenmesi

Sonuç değerlendirmesinin ilk girdisi atmosfere salınan radyoaktif maddeler ve miktarlarıdır. 2. Seviye OGA içinde yapılan kaynak terim analizleri bu bilgileri elde eder. Hatta zamana bağlı salım miktarları ile salım zamanı, salım yüksekliği ve böyle bir kazanın gerçekleşmesi olasılığı gibi çeşitli salım parametreleri belirlenebilmektedir. Salınan radyonüklitlerin fiziksel ve kimyasal formları hesaplamalar için önemlidir. Bunlar havadaki taşınımalarını önemli ölçüde belirleyen parametrelerdir. Benzer şekilde aerosol formdaki salımların parçacık boyutları ve kimyasal formları soluma yoluyla maruziyete ilişkin hesaplamalarda büyük önem taşımaktadır.

2.3.3.2. Atmosferik Dağılım ve Birikme

Atmosfere ince bir aerosol veya gaz olarak salınan radyonüklidler, rüzgârla taşınan bir bulut (sis bulutu gibi düşünülebilir) oluştururlar. Bu taşıma işlemi sırasında, bulut, atmosferdeki difüzyon ve girdaplar (*ing. Turbulent eddies*) nedeniyle yatay ve dikey olarak genişler. Her iki işlem, yani taşınım ve difüzyon, çoğunlukla 'dağılım' sözcüğü ile özetlenir. Atmosferik dağılım konusundaki asıl önemli nokta konsantrasyon profilleri (rüzgâraltı ve dikey) ve dağılan bulutun rüzgâr altındaki taşınımı ile ilgilidir. Dağılımın birçok basit teorik formülasyonu, konsantrasyon profillerinin Gauss şekline sahip olacağını öngörmektedir. Buna ek olarak, rüzgâr altı taşınımın ise düz bir çizgide ilerlediği varsayılır. Basit kuramların varsayımları gerçek atmosfer için geçerli olmasa da, Gauss şeklindeki dağılımın birçok durumda yaklaşık olarak geçerli olduğu bulunmuştur. Gauss dağılımı Gaussian Bulut Modelinin temelini oluşturmakta ve sonuç değerlendirmelerinde hala yaygın olarak kullanılmaktadır. [14],[16]

Bu şekilde başlayan modelleme sırasında dikkate alınan çok fazla sayıda parametre mevcuttur. Örneğin, salım bina içine gerçekleşirse; dikey yöndeki dağılım genellikle bir ters "kapak" ile belirli bir yükseklikle sınırlandırılır; salım enerjisinden veya ısısından dolayı içinde yukarıya doğru basınç kapasitesine sahip olabilir ve böylece dağılırken yukarıya doğru yükselir. Salım sırasındaki meteorolojik koşulların bulutun dağılımı boyunca (zamanla değişmeyen meteoroloji) devam ettiği varsayılsa da, meteorolojik koşulların hem salım sırasında hem de sonrasında saatlik olarak güncellenmesi gerçeğe daha yakın sonuçlar verecektir. Çünkü meteoroloji gerçekte değişmektedir. Ancak meteorolojik koşulların sabit kaldığı varsayımı çok yaygın olarak kullanılan bir varsayımdır.

Bulut modelleri kullanılırken salımın aynı anda birden fazla noktadan gerçekleşebileceği de hesaba katılabilir. Bunun için de Gaussian bulut modeli kullanılabilir. Salım uzun saatler boyunca gerçekleşebilir ve zamanla salım miktarlarında değişiklikler olur. Uzun süreler söz konusu olduğunda meteorolojik parametrelerin bazılarında değişiklik olması muhtemeldir. Örneğin rüzgâr yönü sabit kalsa bile, rüzgâr hızı, kararlılık kategorisi ve yağış olasılıklarında değişiklik olması kuvvetle muhtemeldir.

Basit yaklaşımlarda dağılım sırasında radyonüklit miktarının değişmediği kabul edilmektedir. Gerçekte hem radyoaktif maddelerin bozunması hem de birikme dolayısıyla radyoaktif madde miktarında azalma olur. Birikme iki kategoride gerçekleşmektedir:

- Kuru birikme: Kuru çökelme temelde bir yüzey etkisi olup, zemine temas eden malzeme bir takım olaylar neticesinde buluttan ayrılır. Örneğin parçacıklar yüzey çıkıntıları ve duvarlar üzerine çarpabilir, gazlar yaprak yüzeylerinin içine geçebilir ve emilebilir.
- Islak birikme: Dağılmakta olan materyal ile yağın yağmur veya kar arasındaki etkileşim sonucunda ya da yağmur bulutlarına karışarak salınan malzemenin uzaklaştırılmasıdır.

İki kategori de hesaplamalara dahil edilmelidir.

Gaussian Plume modelinin yanı sıra rüzgâr yönü değişikliklerini de dikkate alabilen “Gaussian Puff” modeli ve “Uzun mesafeli yörünge” modeli sonuç analizi kodlarında kullanılmaktadır. Olasılıklı sonuç analizi kodlarının bazıları topoğrafyayı da hesaba katabilmektedir. “Gaussian Plume” modelinde topografyaya ilişkin veri girişi yapılamaz. Her ne kadar modelin sınırlılıkları olsa da daha karmaşık modeller de ihtiyaç duyduğu verilerin elde bulunmadığı durumlarda daha iyisini yapamazlar.

2.3.3.3. Meteorolojik Veri ve Örneklenmesi

Olasılıklı sonuç değerlendirmesi kodları genellikle saatlik bazda kaydedilmiş meteorolojik veriye ihtiyaç duymaktadır. Bu verilerin en az bir yıllık kayıtları içermesi gerekmektedir. Meteorolojik veri istasyonları olası salım noktalarına yakın yerlere kurularak ölçümler kaydedilir. Gaussian Plume modeli dışındaki modeller ise uzamsal aralıklar için de ölçüm değerleri isterler. Bu veriler de genellikle mevcut verinin interpolasyonu yoluyla elde edilir.

Sonuç olarak, meteorolojik verilerin seçimi, genellikle, ideal, mevcut veri ile gerekli veri arasındaki bir denge yakalamaktır. Bir yıllık saatlik meteorolojik veri 8760 saatlik veri anlamına gelir. Yani 8760 olası dizi anlamına gelir. Her bir diziyi tek tek düşünmek yerine bir yıllık ya da daha fazla yıllık veriden örneklemeler yoluyla temsili meteorolojik veri setleri seçilir. Bu amaçla rastlantısal veya döngüsel örnekleme teknikleri kullanılsa da metodoloji giderek önemli fakat nadir hava koşullarını ihmal etme şansını en aza indirmek için katmanlı örneklerin kullanılmasına dönüşmüştür. Katmanlı örneklemede, meteorolojik diziler kategoriler altında gruplanır: öncelikle verilen salım değerleri için salım noktasında yakın bölgede önemli radyolojik sonuçlar oluşturanlar gruplanır; sonra meteorolojik koşulların dağılımından kaynaklanan sonuçların tüm spektrumu üzerinde yeterli çözünürlük sağlanacak şekilde kategoriler seçilir. Yağış gibi hava koşulları en büyük radyolojik

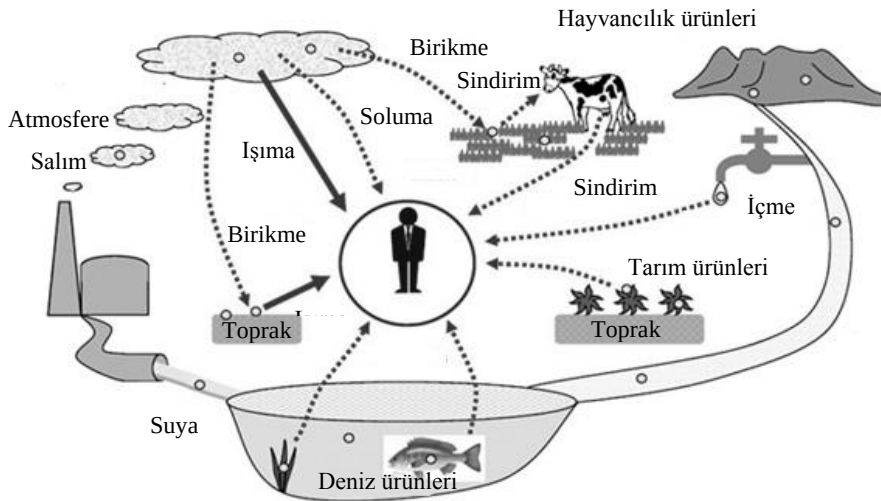
sonuçları doğurmaktadır. Yağmur yoğunluğu ve yağmurun başladığı yerin salım noktasından uzaklığın göz önüne alınması gereken önemli meteorolojik verilerdir.

2.3.3.4. Maruziyet Yolları ve Doz Hesaplamaları

Ağır bir nükleer santral kazası yaşanması durumunda çevreye salınan radyoaktif maddelerden kaynaklanan radyasyon maruziyetleri çeşitli yollarla gerçekleşebilir. Bu yollar;

- Hareket halindeki radyoaktif madde bulutundan kaynaklanan dış ışınlanma
- Yerde biriken radyoaktif maddelerden kaynaklanan dış ışınlanma
- Deride ve kıyafetlerde biriken radyoaktif maddeler nedeniyle dış ışınlanma
- Hareket halindeki bulutta bulunan radyoaktif maddelerin solunması sonucu iç ışınlanma
- Yerde biriken radyoaktif maddelerin tekrar havaya karışmasından sonra solunması sonucu iç ışınlanma
- Kontamine olmuş gıdaların tüketilmesi sonucu sindirim yoluyla iç ışınlanma

Şekil 2-24’de insanların ağır nükleer santral kazaları sonrasında radyasyona maruz kalma yolları özetlenmektedir. Doğrudan radyoaktif maddelerle karşılaşmanın yanı sıra radyasyona maruz kalmış tarım ürünleri, bitkileri tüketen hayvancılık ürünleri ya da radyoaktif madde ile kontamine olmuş içme suları insanlar tarafından tüketildiğinde önemli derecede maruziyet oluşturabilmektedir.



Şekil 2-24. Halkın Radyoaktif Maddelere Maruziyet Yolları⁴

⁴ <http://mytutorial.srtcube.com/nuclear-radiation-and-its-impacts/environment-science/693-487#7765>

- 1) **Hareket halindeki buluttan kaynaklanan dış ışınlanma:** β ve γ ışınlarının neden olduğu ışınlanmadır. β parçacıklarının havada yalnızca birkaç metre ilerleyebilmesi ve deriden geçemeyecek seviyede penetrasyon yeteneği olması nedeniyle hesaplamalarda genellikle dikkate alınmazlar. γ dozunun hesaplanmasında ise, hava yoluyla γ ışınlarının dağılması ve emilmesine izin verecek şekilde bulutun tamamında üç boyutlu entegrasyon kullanılır. Binalar zırh görevi yaparak insanların γ ışınlarından etkilenme derecelerini düşürürler. Ancak binaların yapımında kullanılan malzemeler etkilenme derecesinin farklılaşmasına neden olabilir. Hesaplamalarda içerideki ve dışarıdaki kişiler için belirli oranlar kabul edilir.
- 2) **Yerde biriken radyoaktif maddelerden kaynaklanan dış ışınlanma:** β parçacıkları bu hesaplamalarda da ihmal edilir. γ dozunun hesaplanmasında ise yerde biriken radyoaktif maddenin zaman içinde bozunması nedeniyle oluşacak doz hızında meydana gelecek düşüş mutlaka dikkate alınmalıdır. Ayrıca hava koşulları (örn. rüzgâr veya yağış) nedeniyle radyoaktif maddeler ilk kondukları yüzeyden sökülebilir. Radyoaktif maddenin kimyasal formuna, toprağın yapısına ve hava koşullarına bağlı olarak toprağın altına geçmesi veya yağmur gibi yağışlar nedeniyle kentsel yapılardan uzaklaşması sonucunda doz hızlarında düşüş yaşanabilir. Bu nedenle uzun zaman aralıklarında birikme faktörlerinin değişeceği ve doz hızlarının da azalacağı hesaplamalara yansıtılmalıdır. Bu maruziyet yolundan kaynaklı doz değerleri birikimin bir birikim dönüşüm faktörü ile çarpılması yoluyla hesaplanır. Bu dönüşüm faktörleri ise önceden uzun zaman aralıklarında birikimin azalmasına neden olabilecek tüm etkiler dikkate alınarak hesaplanır. Doz hesaplamalarında genellikle engebeli toprak yüzeylerde birikme olduğu kabul edilmektedir. Yerde biriken radyoaktif maddelerin γ ışınlarından kaynaklanan radyasyon dozuna binaların dışındaki insanlar maruz kalacaktır. Özellikle şehirlerdeki betonarme yapılar önemli bir zırhlama etkisi gösterecektir. Bu nedenlerle insanların önemli bir süre dışarıda kaldığı varsayımı yapılır.
- 3) **Deride ve kıyafetlerde biriken radyoaktif maddeler nedeniyle dış ışınlanma:** β ve γ ışınlarının neden olduğu ışınlanmadır. Alınan doz, genellikle, belirli radyonüklidler için önceden hesaplanmış birim aktivite başına doz değeri ile cilt ve giysiler üzerinde biriken radyoaktif madde miktarının çarpımı ile hesaplanır. Deride ve kıyafetlerde biriken radyoaktif madde miktarı ise yerdeki depolanmanın belirli bir oranı şeklinde seçilir. Radyonüklidin aktivitesi başına doz değeri ise bu amaçla

yapılmış çalışmalardan türetilmektedir. Bu çalışmalardan biri 1985 yılında Henrics ve diğerleri tarafından yapılan çalışmadır.[17]

4) Hareket halindeki bulutta bulunan radyoaktif maddelerin solunması sonucu iç

ışınlanma: Direkt soluma dozu, solunum hızının, zaman üzerinden entegrasyonu alınmış hava konsantrasyonunun ve soluma için birim aktivite başına önceden hesaplanmış bir doz faktörünün fonksiyonudur. Solunum hızı, kişinin yaşına ve fiziksel aktivite seviyesine bağlıdır; yetişkinler için tipik bir değer $2.66 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{sn}$ 'dir. Önceden hesaplanmış soluma için doz dönüşüm faktörleri bir veri tabanında tutulmaktadır. Yaşa bağlı olan bu faktörler metabolik modellerden elde edilir. Radyoaktif maddeyi solunduktan sonra vücut boyunca hareket ederken izleyen ve ayrı ayrı organ dozlarını hesaplayan bu tür modeller mevcuttur [18],[19],[20]. Kısa süreli salımlarda binaların içindeki ve dışındaki hava konsantrasyonları farklı olabilir. Bu durumda, solunan dozu değiştirmek için kullanılabilen bir 'filtreleme faktörü' kodlara eklenmektedir.

5) Yerde biriken radyoaktif maddelerin tekrar havaya karışmasından (resüspansiyon) sonra solunması sonucu iç ışınlanma:

Resüspansiyon sürecinde, başlangıçta yere çökelen radyonüklidler rüzgârın veya insan faaliyetlerinin (örneğin araç sürme veya süpürme) hareketlendirilmesi gibi etkenlerle tekrar hava yoluyla taşınarak solunuma karışabilir. Bu, yerde birikmenin başlamasından itibaren başlayarak uzun bir zaman boyunca gerçekleşebilecek bir olaydır. Mevcut sonuç değerlendirmesi kodlarında, hava konsantrasyonu ile biriken malzeme miktarı arasındaki ilişki genellikle zaman bağımlı bir resüspansiyon faktörü ile ifade edilmektedir. Resüspanse edilen radyonüklidlerin solunmasından kaynaklanan organ dozu, önceki bölümde açıklanan yöntemler kullanılarak hesaplanır.

6) Kontamine olmuş gıdaların tüketilmesi sonucu sindirim yoluyla iç ışınlanma:

İnsanlar doğadaki pek çok bitkisel ve hayvansal gıdayı tüketmektedir. Hesaplamalarda, her gıda için radyonüklidlerin vücuda girişine ilişkin ayrı bir yol veya gıda zinciri tanımlanmaktadır. Genellikle, sindirim dozları, gıda maddelerinin üzerine konan radyonüklid miktarı, belirli radyonüklidlerin birim birikimi başına gıdalardaki etkinlik konsantrasyonu, gıda ürünlerinin tüketim hızı ve alınan birim aktivite başına doz verileri ile hesaplanır. Hem tüketim hem de birim aktivite başına alınan doz yaşa bağlıdır. Gıdalardaki radyonüklid konsantrasyonları zamana bağlıdır. Oldukça karmaşık olan dinamik gıda zinciri modelleri, önemli hesaplama sürelerine

ihtiyaç duyduğundan genellikle sonuç analiz kodlarına dahil edilmemişlerdir, ancak gerekli bilgiyi içeren bir veritabanı oluşturmak için kullanılırlar. Tüm verilerin zaman üzerinden integrali alınarak hesaplama yapılır. Gıda kısıtlamaları da hesaba katılır. Gıda maddeleri tüketimi için mevsimsel gıda tüketimleri de dikkate alınır. Tüketim ile ilgili hesaplamalarda genel olarak iki yaklaşımdan biri seçilmektedir. İlk yaklaşımda, bireysel tüketim oranları ve bölgedeki bireylerin sayısı bireysel ve toplu dozları tahmin etmek için kullanılır. Bu yöntemin, nüfus verileri genel olarak mevcut olduğundan ve tarımsal üretime ilişkin verilere ihtiyaç duyulmadığından uygulanması kolaydır ancak bireysel dozların aşırı öngörülmesi yöntemin dezavantajıdır.

İkinci yaklaşımda, gıda üretiminin mekansal dağılımları toplu sindirim dozunun tahmini için doğrudan kullanılmaktadır. Bu yöntem, toplu dozu ilk yöntemden daha doğru bir şekilde tahmin eder. Ancak toplu dozu oluşturan bireysel doz aralıkları için hiçbir bilgi elde edilememesi dezavantajına sahiptir. Genel olarak gıda, üretildiği yakın çevrede tüketilmediğinden, bireysel sindirim dozlarının daha gerçekçi tahminleri için üretilen gıdaların tüketim noktaları hakkında veri gerektirir. Son olarak, hem gıda işleme hem de pişirme teknikleri, gıda maddelerindeki radyoaktif maddelerin konsantrasyonunu azaltabilir; bu gibi faktörlerin etkisi de çeşitli kaynaklarda tanımlanmaktadır. Alınan birim aktivite başına dozlar inhalasyon dozlarını değerlendirmek için kullanılan aynı metabolik modellerden elde edilir. Bu önceden hesaplanmış sindirim doz dönüşüm faktörleri bir veri tabanında toplanmıştır.

2.3.3.5. Nüfus, Tarım ve Ekonomik Veriler

Sonuç tahmini analizlerinde nüfus dağılımı, tarımsal üretim ve ekonomik veriler büyük önem taşımaktadır. Bu bilgiler, dış ışınlama nedeniyle, soluma ve sindirim sonucu iç ışınlama nedeniyle gerçekleşen maruziyetler ve sağlık etkilerinin tahmini başta olmak üzere uygulanan önlemlerin çeşitli ekonomik etkilerinin hesaplanmasında kullanılmaktadır. Sonuç analizi kodları nüfus bilgisine dairesel olarak salımın gerçekleştiği noktayı merkez olarak farklı uzaklıklardaki nüfus bilgisine (radyal dağılıma) ihtiyaç duyar. Bu bilgiler elle hesaplanır veya bir dönüşüm kodu kullanılarak ana kodun “girdi”si olacak formata dönüştürülür. Tarımsal üretim verileri de benzer şekilde uygun formatta hazırlanır. Tarımsal ürünler söz konusu olduğunda ağır kazanın yaşandığı mevsim büyük önem taşır. Bitkilerin

büyüme süreçleri, bitkiden bitkiye değişiklik gösterir. Nüfus, tarımsal alan ve ekonomik veriler ülkeler için istenen detayda ve formatta bulunması kolay olmayan verilerdir. Avrupa Birliği (AB) ülkeleri özellikle nüfus ve tarımsal alan verilerini uzun yıllardır sistematik olarak veri tabanlarına aktarmaktadır. Ülkemizde de adrese dayalı nüfus kayıt sistemine geçilmesiyle birlikte nüfus verileri canlı olarak kayıt altında tutulmaya başlamıştır. Tarımsal alan verileri ise AB uyum yasaları çerçevesinde büyük ölçüde elektronik veri formatları ile kayıt altına alınmıştır. Ekonomik aktiviteye ilişkin veriler ise ülkelerin gelişmişlik düzeylerini ifade eden birkaç birimden biri olan gayri safi yurtiçi hasıla (GSYİH) verilerinden elde edilebilir. Çünkü bu bilgiler ülkeler tarafından bölgesel ve yerel olarak ekonomik ve politik nedenlerle düzenli olarak takip edilmektedir. Bu verilere ek olarak bölgede üretimi yapılan tarım ürünlerinden varsa dağıtım yapılanların dağıtıldığı yerleri gösteren bir harita da hazırlanmalıdır. Bazı kodlar diğer topoğrafik verilerin yanı sıra kentsel ve kırsal alanların dağılımı ile kara ve denizin konumlarına ilişkin verilere ihtiyaç duymaktadır.

2.3.3.6. Önlemlerin Etkisi

Ağır nükleer santral kazalarının insanlar ve çevre üzerindeki etkilerini azaltmak için bir dizi önlem alınması mümkündür. Uygulanan koruyucu eylemlerle birlikte maruziyet dozlarının azaltılması amaçlanmaktadır. Bu nedenle 3. Seviye OGA’da kullanılan sonuç analizi kodlarının da bu eylemlerin etkilerini tahmin etmesi ve dikkate alması beklenmektedir. Kullanılan kodlar iki kategori de uygulanan eylemleri hesaplamalara dahil eder.

1. İlk kategori kısa dönem koruyucu eylemlerdir ve bunlar genellikle “acil durum müdahale” eylemleri olarak isimlendirilir. Bunlar salım gerçekleşmeden önce veya gerçekleşikten çok kısa bir süre sonra uygulanan eylemlerdir. Bu önlemlerin birincil amacı, deterministik etkileri önlemek ve stokastik etkilerin riskini en aza indirmek amacıyla nüfusun hem iç hem de dış ışınlanmaya maruz kalmasını sınırlandırmaktır. Bu koruyucu eylemler arasında en belirginleri, kapalı yerlerde sığınma (camlar ve kapıların kapalı tutulması ve havalandırma sistemlerinin kapatılması gerekmektedir), tahliye, stabil iyot tabletlerinin alınması ve etkilenme bölgesindeki kişilerin dekontaminasyonu sayılabilir. Kapalı alanlarda sığınmanın koruyuculuk derecesi binanın inşa edildiği malzemeye (ahşap, hazır beton, karma beton, çelik, vb.) ve havalandırma sistemlerinin hızına bağlıdır. Tahliye söz konusu olduğunda belirli bir bölgenin kesinlikle tahliye edilmesi istenebileceği gibi farklı

bölgelerde doz tahminleri yapılarak da yalnızca yüksek doz hızlarının olacağı tahmin edilen melen alanların tahliyesi istenebilir. Bir diğer yöntem de tahliye uygulandığında ne kadarlık bir doz maruziyetinden kaçınılmış olacağının belirlenerek bu veriye göre tahliye yapılıp yapılmayacağına karar verilmesidir. Kararlı iyot tabletleri ise acil durum planlama bölgelerinde önceden hazır bulundurulmuş haplardır. Bu hapların salımdan önce alınarak (salımdan en az 6 saat önce alınması en iyi koruma düzeyini sağlar) tiroitlerin radyoaktif olmayan iyot izotopu ile doldurulması ve böylece radyoaktif izotopun tiroitlerde tutunması engellenebilmektedir. Bu nedenle bu ilaçlara “tiroit bloklayıcı” ismi verilmektedir. Son önlem olarak salımdan etkilenen bölgelerdeki kişilerin dekontaminasyonu sayılabilir. Dekontaminasyon aslında en basit haliyle kıyafetlerin çıkarılması (plastik poşetlere yerleştirilmelidir) ve duş alınması anlamına gelmektedir. Dekontaminasyon işlemleri sırasında duş sıcaklığının 18 derecenin üstüne çıkmaması önerilmektedir. Bunun nedeni sıcak suyun deri gözeneklerinin açılmasına neden olmasıdır.

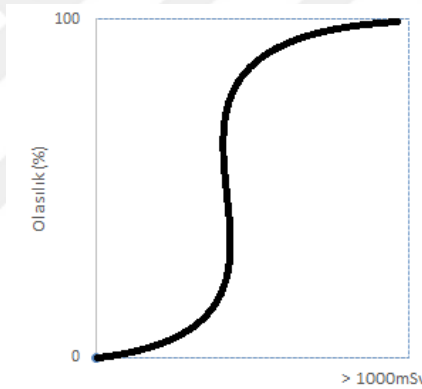
2. İkinci kategori ise uzun vadeli önlemlerdir. Uzun dönemde olumsuz sağlık etkilerinin görülme sıklığını azaltmak amacıyla hem dış ışınlama hem de kontamine olmuş gıdaların tüketilmesi yoluyla iç ışınlama nedeniyle kronik maruz kalma düzeyini azaltmak için uygulanmaktadır. Bu önlemlerden “olasılıklı sonuç analizi” kodları içinde yer alanlar, yer değiştirme, arazi dekontaminasyonu ve gıda kısıtlamaları sayılabilir. Bunlar dışındaki önlemler kodlarda yer almamakla birlikte, tarım uygulamalarının değiştirilmesi (ürünlerin değiştirilmesi, sulama teknikleri, toprağı sürme uygulamalarında değişiklikler, vb.), alternatif gıda ürünleri, sezyum tutucular ve alternatif ürünler üretilmesi (süt yerine peynir gibi) kullanılması bu önlemler arasında yerini almaktadır. Yer değiştirme, aylar veya yıllar gibi uzun süreler için insanların etkilenmiş bölgeden taşınmasıdır. Tahliyenin uzatılması gibi düşünülebilir. Arazi ve binaların dekontamine edilmesi gibi geri-kazanım önlemlerinin uygulanması ve maruziyetin bu işler bitene kadar engellenmesi amacını taşımaktadır. Buradaki dekontaminasyondan kasıt alan, bina, ekipman ve araç (örn. Arabalar) dekontaminasyonudur. Dekontaminasyon maliyetleri ve verimliliği düşünülerek farklı yüzeyler için farklı dekontaminasyon teknikleri geliştirilmiştir. Kodlarda dekontaminasyona ilişkin olarak adı “dekontaminasyon faktörü (DF)” olan toplam kontamine olmuş alanın dekontaminasyon sonrasında

kontamine kalan alanın oranını ifade eden bir parametre kullanılmaktadır. Bu parametre genellikle 2 ile 10 arasında bir sayıdır.

2.3.3.7. Sağlık Etkileri

Radyasyonun sağlık etkileri dozun büyüklüğüne ve vücudun ışınlanan bölgelerinin özelliklerine göre değişik zamanlarda ve farklı tiplerde ortaya çıkabilir [21]. İyonize radyasyona maruz kalan bireylerde ortaya çıkabilecek sağlık etkileri genellikle iki ana başlık altında toplanmaktadır: “deterministik etkiler” ve “stokastik etkiler”.

Deterministik sağlık etkileri, maruz kalınan doz değerine bağlı olan ve doz miktarı arttıkça görülme olasılığı artan sağlık etkileridir. Maruz kalınan akut radyasyon dozu 1000 mSv’i aştığında ölümcül etkiler görülmektedir. Deterministik sağlık etkisi oluşma olasılığının doz ile ilişkisi Şekil 2-25’de verilmektedir.



Şekil 2-25 Deterministik Sağlık Etkisi Oluşma Olasılığının Doz ile İlişkisi

Yüksek dozdaki radyasyonun insan vücudu üzerindeki ana etkisi hücre yıkımı veya hücrenin fonksiyonlarını kaybetmesidir. Deterministik sağlık etkileri arasında, ölüm, cilt yanıkları, katarakt ve kısırlık sayılabilir. Deterministik sağlık etkilerinin olasılıkları için gözlemlere dayalı veri toplama yöntemleri kullanılmaktadır. Gözlemlenen kişiler; radyoterapi alan ve yan etkilerle karşılaşan hastalar, ilk radyologların yaşadığı sağlık etkileri, atom bombalarının kullanımından sonra hayatta kalan ancak radyasyondan etkilenmiş kişiler, Ağır nükleer kazalar sonucunda radyasyona maruz kalmış kişiler olabilir.

Radyasyon maruziyeti tüm vücutta gerçekleşebileceği gibi vücudun belirli bir bölgesinde de gerçekleşebilir. Radyasyon maruziyeti sonrasında deterministik etki hemen ortaya çıkabilir veya etkinin ortaya çıkması zaman alabilir. Çizelge 2-8’de farklı dozların farklı organlarda

ortaya çıkarabileceği deterministik sağlık etkileri ve etkilerin ortaya çıkma sürelerine ilişkin bilgiler verilmektedir.

Çizelge 2-8 Doza Bağlı Deterministik Sağlık Etkileri [22]

Organ veya doku	2 gün içinde alınan Doz (Gy)	Deterministik Etkiler	
		Etki	Ortaya çıkma süresi
Tüm vücut	1	Akut radyasyon sendromu (ARS)	1-2 ay
Cilt	3	Eritmi (kızarıklık)	1-3 hafta
Tiroid	5	Hipotiroid	Anında - birkaç yıl
Göz merceği	2	Katarakt	4 ay – birkaç yıl
Üreme organları	3	Kalıcı kısırlık	Haftalar

Stokastik sağlık etkileri, düşük dozlarda ortaya çıkması mümkün olan etkilere aittir. Etkinin ortaya çıkması için bir eşik değeri söz konusu değildir. Düşük dozlar için stokastik etkilerin ortaya çıkması olasılığı yüksek doz almış kişiler ve hayvan deneylerinin sonuçlarına dayanılarak tahmin edilmektedir. Radyasyona maruz kalmış nüfusta ve gelecek nesillerde kalıtsal hastalıklar arasında kanser görülme sıklığını arttıran faktörler arasında stokastik sağlık etkileri de yer alır. Deterministik etkilere farklı olarak, stokastik etkinin derecesi değil oluşma olasılığı radyasyon dozuna bağlıdır. Stokastik sağlık etkilerine ilişkin veriler, İlk radyolog ve tıbbi fizikçilerden, radyum içerikli boya kullanan ressamalardan, Uranyum madencileri ve nükleer sanayi işçilerinden, nükleer silah kurbanlarından, ağır nükleer santral kazaları neticesinde radyasyona maruz kalanlardan ve tıbbi uygulamalar nedeniyle radyasyona maruz kalan kişilerden elde edilmektedir.

Stokastik sağlık etkileri arasında yer alan kalıtsal hastalıklar, radyasyon nedeniyle tek bir genin DNA diziliminde ortaya çıkan değişikliklerle, 'gen mutasyonu' veya kromozomlarının içinde veya arasında kromozomal sapmalar olan gen havuzunun yeniden düzenlenmesiyle ortaya çıkabilir. Erkek ve dişi üreme hücrelerinde radyasyon hasarı, bu etkilerin taşınımını artırabilir; bu etkiler çok belirgin olabileceği gibi saptanamayacak şekilde de olabilir.

2.3.3.8. Ekonomik Sonuçlar

Ağır nükleer santral kazalarının direkt ve uzun dönemde ortaya çıkan uzun vadeli ekonomik sonuçları vardır. Günümüze kadar gerçekleşmiş nükleer santral kazaları içinde en belirgin

ekonomik sonuçları doğuran kazalar sırasıyla Çernobil (1986) ve Fukushima (2011) nükleer santral kazalarıdır. Ekonomik sonuçları konusunda kaba bir hesap yapmak elbette mümkündür. Ancak yaşanan gerçek kazaların neticesinde ortaya konan ekonomik kayıp verilerinin değerlendirilmesi farklılıklar göstermekte gerçekteki kayıp miktarları tam olarak ortaya konamamaktadır.

Çernobil nükleer santral kazası incelenecek olursa, kazanın doğrudan ekonomik kayıplarının yanı sıra;

- Reaktörün kaplanması için harcanan miktar (2017 yılı itibariyle yaklaşık 2.35 Milyar Avro)
- 30 km çaplı bir bölgenin tahliyesi
- 330.000 kişinin taşınması
- Radyasyona maruz kalanların tedavileri (1000 kişi doğrudan yüksek doza maruz kalmıştır, 4000 çocuk radyasyonla kirlenmiş olan sütü tüketerek maruziyet yaşamıştır, 600.000 acil durum çalışanı çeşitli seviyelerde doza maruz kalmıştır)
- Kaza sonucu mağdur olanlara yapılan yardımlar (7 milyon kişi hala Rusya, Ukrayna ve Belarus'da devletten maddi yardım alarak hayatını sürdürmektedir)
- Çevresel radyasyon seviyelerinin izlenmesi
- Toksik atıkların temizlenmesi ve radyoaktif atıkların depolanması
- Kullanılamayan tarım alanları ve ormanlar
- Çernobil reaktörünün kullanılamaması neticesinde elektrik üretimindeki düşüş
- Belarus nükleer programının sonlandırılması (235 Milyar Dolar)

ekonomik kayıpların kaynakları arasında değerlendirilebilir.

Fukushima nükleer santral kazasına ilişkin yapılan değerlendirmeler ise ekonomik kayıpların;

- Tahliye edilenlere yapılan yardımlar (50 Milyar Dolar – 2014 verisi)
- Saha dışı kirlenen bölgelerin dekontaminasyonu (25-51 Milyar Dolar)
- Saha içi söküm maliyetleri (20 Milyar Dolar)
- Güç üretimi kaybı (100 Milyar Dolar)
- İmaj ve saygınlık kaybı (215 Milyar Dolar – gıda maddeleri ve diğer ürünlerin ihracatındaki ve turizm gelirlerindeki düşüş)

kaynaklı olarak gerekleřtięi ve toplamda 200 Milyar Dolarlık bir ekonomik kaybın yařandığı deęerlendirilmektedir. [23]

Sonuç analizi kodlarında ağır nükleer santral kazalarının ekonomik sonuçlarına ilişkin hesaplama yapmak mümkündür. Bu hesaplamaların amacı, kazalara yönelik alınan önlemlerin bir kaza durumunda sağlayacağı faydanın sayısal olarak ortaya konması olabilir. Bu nedenle sonuç analizi kodlarında kullanılmak üzere pek çok farklı ekonomik etki analizi tahmin modelleri geliştirilmiştir. Bu modellerde genel olarak;

1. Kazalara karşı alınan önlemlerin maliyetleri
2. Tahliye maliyeti
3. Yer deęiřtirme maliyeti
4. Sığınma maliyeti
5. Gıda kısıtlamalarının neden olduęu maliyetler
6. Dekontaminasyon maliyetleri
7. Tedavi masrafları

dikkate alınmaktadır. Gerekte varolan bazı maliyetler verideki sınırlılıklar nedeniyle modellemelerde yer almamaktadır. Ayrıca çevresel etkiler, toplumsal kaygı ve politik etkiler gibi doğrudan ölçülemeyen etkilerde modellemelerde yer almaz. Ekonomik modelleme sonuç analizinin gelişmeye açık olan ve arařtırmacıların muhtemel alışma alanıdır.

2.3.3.9. 3. Seviye OGA Sonuçlarının Dokümanite Edilmesi

Analiz sonuçları sunulurken, salım noktasından itibaren dairesel olarak uzaklıklardaki farklı konumlarda;

- Önemli radyonüklitlerin konsantrasyonu
- Bireysel ve toplam radyasyon dozları
- Bireysel ve toplam saęlık etkileri
- Zamanın bir fonksiyonu olarak radyasyona karşı önlemlerden etkilenen tarım ürünleri, alanları, kişileri ve miktarları;
- Ekonomik maliyetler

gibi veriler farklı gridlerde sunulur.

Sağlık etkileri açısından sonuçlar araştırılıyorsa, her bir griddede çeşitli sağlık etkilerinin ortaya çıkma risklerini ortaya koymak amacıyla atmosferik dağılım, birikim, maruziyet ve sağlık etkileri modellerinin bir kombinasyonu ile çalışır. Tam kapsamlı bir 3. Seviye OGA'da bu riskler çok sayıda farklı hava koşulu için hesaplanmaktadır. Buradan bireysel riskler her bir grid için hesaplanır ve ortalama değerlere ulaşılır. Rüzgâr gülünün her bir yönü için bu hesaplamalar yapılır. Sağlık etkilerinin kollektif olarak hesaplanmasında ise farklı yöntemler kullanılır. Seçilen bir hava koşulu için her sağlık etkisi için tüm gridlerde bireysel riskler hesaplanır. Bireysel risk değerleri her griddedeki nüfus değerleriyle çarpılır ve etkilenen tüm gridlerin toplan risk değerleri toplanarak sonuca ulaşılır.

2.3.3.10. Duyarlılık ve Belirsizlik Analizleri

3. Seviye OGA hesaplamaları sonuçların doğru yorumlanabilmesi ve anlamlandırılması için belirsizlik değerleri ile birlikte raporlanır. Belirsizlikler sonuç analizi kodlarının farklı bölümleri için ayrı ayrı hesaplanmaktadır. Özellikle atmosferik dağılıma ilişkin belirsizlik hesaplama metodları oldukça gelişmiştir. Belirsizliklere ilişkin üç ana kategori bulunmaktadır: tamamlanmamış hesaplamalar, modelleme ve girdi parametreleri. İlk kategorideki belirsizlikler kaza senaryolarındaki eksikliklerden kaynaklanır. Analizi ve sayısallaştırılması en zor belirsizlik hesaplama kategorisidir. Modellemeden kaynaklı belirsizlikler OGA'nın belirsizlik ve duyarlılık analizlerinin temelini oluşturur. Veri eksiklikleri bu belirsizliklerin sayısallaştırılmasını zorlaştırır. Girdi verilerine ilişkin belirsizlikler ise büyük ölçüde sayısallaştırılmıştır. Parametrelerdeki belirsizlikler yalnızca istatistiksel olarak tanımlanabilen rastlantısal değerler ve bilgi eksikliği nedeniyle değeri kesin olarak bilinmeyen değerlerden kaynaklanır. Her iki nedenden kaynaklanan belirsizlikler için Monte Carlo Simulasyonu benzeri teknikler kullanılabilir. Belirsizliklerin doğru seçilmesi ve belirlenmesi için gereken 3. Seviye OGA'nın girdisi olan parametrelere ilişkin derin bilgiye sahip olunmasıdır. Çünkü 3. Seviye OGA'nın parçaları olan atmosferik dağılım, acil durum planları, radyasyonun biyolojik etkileri ve ekonomi gibi konuların her birisi ayrı bir uzmanlık alanıdır. Verilerin ve belirsizliklerin elde edilişi ve analizlerdeki kullanım yöntemleri farklılık göstermektedir.

2.4. Türkiye’de Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımı

2.4.1. Ülke Genelini Etkileyebilecek Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımı

Ülkemizde afet ve acil durumların yönetiminden 5902 sayılı “Afet ve Acil Durum Yönetimi Başkanlığının Teşkilat ve Görevleri Hakkında Kanun” gereğince Afet ve Acil Durum Yönetimi Başkanlığı (AFAD) sorumludur. Başbakanlığa bağlı olarak kurulmuş olan bu kurum ülke genelini etkileyen afet ve acil durumların yönetiminin ana sorumlusudur. 2009 yılında kurulan ve 2010 yılında faaliyete geçen kurum afet ve acil durumlara yönelik çalışan kurumları bir çatı altında toplamaktadır. Başbakanlık Türkiye Acil Durum Yönetimi Genel Müdürlüğü, İçişleri Bakanlığına bağlı olan Sivil Savunma Genel Müdürlüğü ve Bayındırlık ve İskan Bakanlığı’na bağlı olan Afet İşleri Genel Müdürlüğü kapatılarak AFAD bünyesinde bir araya getirilmiştir.

AFAD, 1999 yılında gerçekleşen Adapazarı Depremi’nin ardından ülkemizde doğal afetlere bakış açısındaki değişimin bir tezahürüdür. Yaşanan deprem ülkemizin yaşadığı en büyük doğal afet olarak tarihimizin kara sayfaları arasında yerini aldı. Resmi rakamlara göre 17.480 kişi öldü, 23.781 kişi yaralandı. Ülkemizde bu tarihten sonra yeni yönetmeliklerle yapılar üzerindeki denetlemeler arttırıldı ve yeni inşaatlar için yüksek standartlar getirildi. Afet ve acil durumlardan can ve mal kaybının azaltılmasına yönelik çalışmalar bununla sınırlı değildi. Bu nedenle bu alanda bilimsel ve teknolojik gelişmelerden yararlanılması, afetlerle mücadelede yeni yöntemlerin kullanılması, yetki karmaşalarının ortadan kaldırılıp yetkinin tek bir kurum altında toplanması amacıyla AFAD kurulmuştur.

5902 sayılı Kanunda afet ve acil durumun tanımları yapılmaktadır. Bu kanuna göre “*Afet: Toplumun tamamı veya belli kesimleri için fiziksel, ekonomik ve sosyal kayıplar doğuran, normal hayatı ve insan faaliyetlerini durduran veya kesintiye uğratan doğal, teknolojik veya insan kaynaklı olaylar*”, “*Acil durum: Toplumun tamamının veya belli kesimlerinin normal hayat ve faaliyetlerini durduran veya kesintiye uğratan ve acil müdahaleyi gerektiren olayları ve bu olayların oluşturduğu kriz hali*” olarak tanımlanmaktadır. Kanunun geneline bakıldığında afet ve acil durumlara bakış açısının da “afet sonrası yardım”dan “afet öncesi hazırlık, afet sırasında müdahale ve afet sonrasında iyileştirme faaliyetlerinin risk temelli olarak gerçekleştirilmesine” doğru bir değişim gösterdiği görülmektedir. Bu nedenle “risk” tanımı da kanunda yeniden yapılmıştır.

AFAD kendini ilk olarak 2011 yılında gerçekleşen Van Depremi ile göstermiş olsa da asıl etkili koordinasyon fonksiyonunu 2012 yılından beri ülkemize büyük kitleler halinde giriş

yapan Suriyeli göçmenlerin geçici barınma merkezlerinde bakımı, temel ihtiyaçlarının yanı sıra sosyal yaşam, eğitim ve diğer ihtiyaçlarının karşılanması için büyük bir koordinasyon görevini yerine getirmektedir. İçişleri Bakanlığı, Sağlık Bakanlığı, yerel yönetim birimleri, kamu kurumları, özel sektör hizmet sunucuları ve kamp yönetimleri arasında etkin koordinasyonu AFAD sağlamaktadır. Kamplarda kurulan sistemler ve Suriyeli sığınmacılara gösterilen destekler ve sınırlar ötesine ulaştırılan yardımlarla AFAD dünyada tanınan bilinen bir marka değerine dönüşmüştür.

Başta deprem, sel ve heyelan olmak üzere doğal afetler, kitlesel nüfus hareketleri, endüstriyel kazalar, kimyasal, biyolojik, radyolojik ve nükleer madde kazaları ve saldırılarından korunma gibi pek çok alanda görev yapan AFAD, ülke genelini etkileyebilecek radyolojik kazalarda ve nükleer santral kazalarında da saha dışı acil durum yönetimden sorumlu olan ana kuruluştur.

Ağır nükleer santral kazalarının ülkemizdeki yönetimine değinmeden önce AFAD tarafından geliştirilen ve işletilen “Türkiye Afet Müdahale Planı”ndan söz etmek gerekmektedir. Çünkü bu sistemle afet ve acil durumun türü ve kaynağı ne olursa olsun kullanılabilecek modüler bir “afet yönetim sistemi” kurulmuştur. Bu sistem afet öncesi, sırası ve sonrasında riskleri azaltıcı tedbirlerin uygulanmasının temel alındığı ülkemizde “güvenlik kültürüne” uygun olarak geliştirilmiş başarılı sistem tasarımlarının başında gelmektedir.

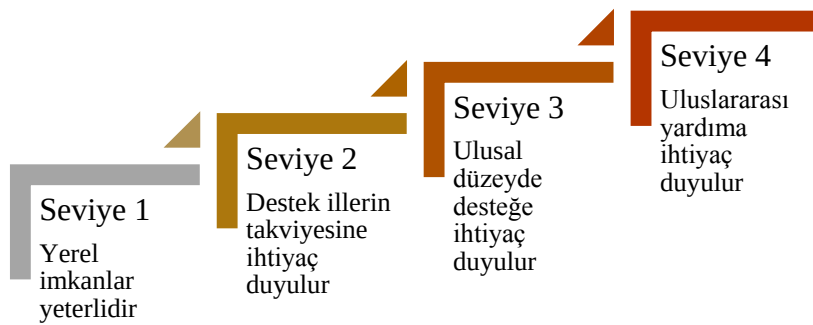
3 Ocak 2014 tarihli ve 28871 sayılı Resmi Gazetede yayınlanan Afet ve Acil Durum Yüksek Kurulu kararı ile yürürlüğe giren Türkiye Afet Müdahale Planı’nın kısa adı TAMP’tır. TAMP afet öncesi hazırlık, afet sırasında müdahale ve afet sonrasında iyileştirme adımlarını içeren bütünlük bir afet müdahale planıdır. Ülkedeki tüm kaynakların en etkin şekilde kullanılması için bir sistem geliştirilmiştir. Afet ve acil durumlarda hızlı ve etkin koordinasyon hayat kurtarmanın anahtarıdır. Bu nedenle kaynakları önceden belirlemek ve hazırlıklı olmak afetten daha az zararla çıkmak anlamına gelmektedir. Yapılan araştırmalara göre afet sonrası harcanan paraların yüzde 20’si afet öncesinde tedbir almak için harcandığında zararlar büyük ölçüde azaltılmaktadır.

Resmi Gazetede yayınlandığı şekli ile “Türkiye Afet Müdahale Planının (TAMP) amacı; afet ve acil durumlara ilişkin müdahale çalışmalarında görev alacak hizmet grupları ve koordinasyon birimlerine ait rolleri ve sorumlulukları tanımlamak, afet öncesi, sırası ve sonrasındaki müdahale planlamasının temel prensiplerini belirlemektir. TAMP, ülkemizde

yaşanabilecek her tür ve ölçekte, afet ve acil durumlara müdahalede görev alacak, bakanlık, kurum ve kuruluşlar, özel kuruluşlar, STK'lar ve gerçek kişileri kapsar" [24]. Buradan da anlaşılacağı gibi herhangi bir afet ve acil durum türüne bağlı olmaksızın ülkenin tamamını veya bir bölümünü etkileyecek afet ve acil durumda uygulanacak müdahale sistemi oluşturulmuştur. Bu durumda ağır nükleer santral kazası yaşanması durumunda da TAMP'ın temelini oluşturduğu bir sistemin uygulanacağı açıktır.

Etkili müdahale organizasyonunun bileşenleri hazırlık, müdahale ve ön iyileştirme olmak üzere üç aşamadan oluşmaktadır. Hazırlık çalışmaları; mevcut kaynakların belirlenmesi, planlamaların yapılması, organizasyonların oluşturulması, ekipman ve araçların hazırlanması, eksik kapasitenin geliştirilmesi, yeni teknolojilerden yararlanılması, erken uyarı sistemlerinin kurulması, eğitim ve tatbikatlar düzenlenmesi ve kapasite ve planların değerlendirilmesini içermektedir. TAMP bu aşamaların her birisini içerecek şekilde oluşturulmuştur.

TAMP afet ve acil durumları etki derecesine göre sınıflandırmıştır. Burada temel kriter yerel otoritenin kendi imkanlarıyla afete müdahale edip edemeyeceğidir. Ulusal kaynaklardan destek gönderilecek desteğe ihtiyaç duyulması hatta etki derecesinin çok büyük olması nedeniyle uluslararası yardıma ihtiyaç duyulması afet ve acil durumun seviyesini yükselten etkenlerdir. Şekil 2-26'de afet ve acil durumların etki derecesine göre seviyeleri açıklanmaktadır.



Şekil 2-26 Afet ve Acil Durumların Seviyelendirilmesi

Ülkemizde afet ve acil durumların yönetimine ilişkin oluşturulmuş yapılanma ulusal ve yerel düzey olmak üzere ikiye ayrılmaktadır. Başlıca kurullar ve birimler Şekil 2-27'da gösterilmektedir.

belirlemek, durumu değerlendirmek, coğrafi bilgi sistemleri (CBS), haritalar, veri tabanları, uzaktan algılama konularında gerekli çalışmaları yaparak verileri değerlendirmek, olaya ilişkin elde ettiği veriler ile meydana gelebilecek diğer olasılıkları hesaplamak ve modellemeler yaparak alternatif stratejiler hazırlamaktan sorumludur.

4. Finans ve İdari İşler Servisi: Afet ve acil durumlarda ihtiyaç duyulacak kaynakları acil yardım harcamaları kapsamında satın alma ve kiralama hizmetlerine, muhasebe, bütçe ve mali raporlama hizmetlerine, ulusal ve uluslararası nakdi bağış hizmetlerine ve afet ve acil durumlara yönelik zararların mali ve iktisadi boyutunun belirlenmesine yönelik koordinasyondan sorumludur.

2.4.2. NGS'lere ilişkin Müdahale Yaklaşımı

Ülkemizde nükleer güç santrallerinde meydana gelebilecek acil durumlara ilişkin ana sorumlu kurum Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK)'dur. Ağır nükleer santral kazaları, ülkemizin afet ve acil durumları derecelendirme sistemi içinde en üst seviye olan "Seviye 4" acil durumlar arasına girmesi nedeniyle Türkiye Afet Müdahale Planı'nın uygulanacağı bir acil durumdur. Bu durumda ulusal düzey ve yerel düzey hizmet grupları devreye girerek temel ihtiyaçların karşılanması ve etkin müdahaleni gerçekleştirilmesi için görevlerini yaparlar. Ancak "radyasyon" faktörü de unutulmamalıdır. Radyasyon nedeniyle alınması gereken özel önlemler ve uygulanacak prosedürlere ilişkin TAEK tarafından geniş çaplı bir çalışma yapılarak TAMP ile uyumlu olarak çalışacak ve UAEA ilke ve standartlarını sağlayan "Ulusal Radyasyon Acil Durum Planı (URAP)" hazırlanmıştır. URAP, UAEA'nın nükleer ve radyolojik acil durumlar için hazırladığı gereklilik ve güvenlik standartlarına ilişkin dokümanları ile ilgili teknik dokümanları temel alınarak hazırlanmıştır. Bu nedenle ilkeleri ve güvenlik yaklaşımları UAEA ile uyumludur. Dikkate alınan başlıca UAEA dokümanları şunlardır:

- UAEA Güvenlik Standartları Serisi No. GS-R-2 "Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency"
- UAEA DS457 Taslak GSR Part 7 (GS-R-2'nin güncellemesi)
- UAEA EPR-NPP Public Protective Actions-2013 "Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor"

- UAEA EPR-Method-2003 “Method for Developing Arrangements for Response to a Nuclear or Radiological Emergency”
- UAEA EPR-First Responders-2006 “Manual for First Responders to a Radiological Emergency”

URAP çok detaylı ve bundan sonrasında ülkemizde nükleer güvenliğin temel dokümanlarından biri olacak nitelikte hazırlanmıştır. Bu planın amacı, yurt içinde veya yurt dışında meydana gelebilecek bir radyasyon acil durumu için ulusal seviyede ve il seviyesinde yapılacak planlamanın, gerçekleştirilecek müdahalenin ve uluslararası ilişkilerin yürütülmesinin esaslarını belirlemektir [25].

TAMP’da görevleri tanımlanan hizmet gruplarından 15 tanesi URAP’da aktif görev almaktadır. Planlama yapılırken tehlikenin kaynağına ve oluşabilecek maksimum etki derecesine bağlı olarak UAEA tarafından geliştirilmiş olan “tesis ve faaliyetleri için tehlike sınıflandırması” kullanılmıştır.

Çizelge 2-9 Radyasyon Acil Durumu Açısından Ülkemizdeki Tesis ve Faaliyetler için Tehlike Sınıflandırması [25]

Kategori	
I	Akkuyu Nükleer Santrali – Akkuyu/Mersin (Lisanslama sürecinde) Sinop Nükleer Santrali – Sinop (Lisanslama sürecinde) Ülkemiz limanlarını ziyaret eden nükleer takatlı uçak gemileri
II	TR-2 Araştırma Reaktörü – Çekmece Nükleer Arş. ve Eğt. Mrk./İstanbul Ülkemiz limanlarını ziyaret eden nükleer tahrikli denizaltılar
III	TRIGA Araştırma Reaktörü – İTÜ /İstanbul Endüstriyel ışınlama tesisleri Sarayköy Nükleer Arş. ve Eğt. Mrk. Proton Hızlandırıcısı Tesisi/ Ankara Çekmece Nükleer Arş. ve Eğt. Mrk. Rad. Atık Yön. Birimi /İstanbul Tıbbi uygulamalar
IV	Taşınabilir radyografi kaynakları Tehlikeli miktarda radyoaktif maddenin taşınması Atmosfere geri giren uydular Tehlikeli kaynakların (Ek 2.7) suç amaçlı kullanımı Kontrol altında olmayan radyoaktif kaynaklara rastlanılabilecek yerler - Hurdalıklar - Gümrük kapıları - Limanlar - Havalimanları
V	Ermenistan’daki Metsamor Nükleer Güç Santralinin acil durum planlama bölge ve mesafelerinin ülkemiz toprakları içinde kapladığı alan.

URAP’ın TAMP kapsamında görev verdiği hizmet grupları müdahale organizasyonun Şekil 2-28’de net olarak görülebilmektedir.

içinde ve saha dışında acil koruyucu eylemlerin ve diğer koruyucu faaliyetlerin gerçekleştirilmesi, saha içinde olayın yatıştırılması ve saha içindekilerin ve acil durum planlama bölgeleri ve mesafeleri içindeki halkın korunması için vakit kaybetmeden harekete geçilmesi gerekmektedir.

Ağır nükleer santral kazaları URAP içinde büyük çaplı acil durum olarak değerlendirilmiştir.⁵ Acil durum planlama bölgeleri ve mesafeleri, kordon içine alınacak alanlar ve gerçekleştirilecek koruyucu eylemler ve diğer faaliyetler URAP'ta detaylı olarak açıklanmaktadır. Bu bölümde yalnızca bu tez çalışması açısından önemli olan bilgiler verilmektedir.

2.4.2.1. Acil Durum Planlama Bölgeleri ve Mesafeleri

a. İhtiyati Eylem Bölgesi (İEB)

Bu bölge, şiddetli deterministik etkileri önlemek amacıyla, hazırlık aşamasında saha dışında uygulanacak koruyucu eylemler için kapsamlı düzenlemelerin yapıldığı bölgedir. İEB sınırları, tahliye süresini arttırmayacak ve İEB'den APB dışına gerçekleşecek tahliyeye öncelik verecek şekilde belirlenmelidir. Nükleer santralin vardiya müdürü tarafından genel acil durum ilan edildikten bir saat içinde halkın bilgilendirilmesi için ve acil koruyucu eylemlerin uygulanması ve diğer müdahale eylemlerinin uygulanmaya başlaması için gereken prosedürler önceden planlanmalıdır. Temel amaç, radyoaktif maddelerin çevreye salımının başlamasından önce acil koruyucu eylemleri ve diğer müdahale faaliyetlerini başlatmaktır. Hastaneler, bakım evleri ve cezaevleri gibi özel tesislerin acil tahliyesinin mümkün olamayacağı düşünülerek, buralarda görevli personel için gerekli çalışmalar önceden planlanmalıdır. [25]

b. Acil Koruyucu Eylem Planlama Bölgesi (APB)

Nükleer santralin vardiya müdürü tarafından genel acil durum ilan edildikten bir saat içinde halkın bilgilendirilmesi için ve acil koruyucu eylemlerin uygulanması ve diğer müdahale eylemlerinin uygulanmaya başlanması için gereken prosedürler önceden (hazırlık safhasında) planlanmalıdır. Temel amaç, radyasyon çevreye yayılmaya başlamadan önce veya yayılım başladıktan hemen sonra acil koruyucu eylemleri ve diğer müdahale

⁵ “Goiânia, Chernobyl ve Fukushima Daichi kazaları gibi büyük çaplı müdahale gerektiren radyasyon acil durumları için oluşturulması gereken müdahale organizasyonu bu bölümde açıklanmıştır. Böyle bir organizasyonda görev alan insan sayısı zaman içinde 1000 kişiye ulaşabilir.”[25]

faaliyetlerini başlatmaktır. Burada yürütülen faaliyetlerin İEB'deki faaliyetleri geciktirmemesine dikkat edilmelidir. Hastaneler, bakım evleri ve cezaevleri gibi özel tesislerin acil tahliyesinin mümkün olamayacağı düşünülerek, buralarda görevli personel için gerekli çalışmalar önceden planlanmalıdır. [25]

c. Genişletilmiş Planlama Mesafesi (GPM)

Genel acil durum ilan edildikten sonra hazırlık aşamasında aşağıdaki konulara yönelik düzenlemelerin yapıldığı mesafedir. [25]

- İstemsiz olarak radyoaktif maddelerin yutulmasını engellemek için talimatlar verilecektir.
- Bir gün içinde tahliye ve bir hafta ile bir ay içinde yer değiştirmeyi gerektirebilecek bir radyoaktif madde salımını takiben, sıcak noktaların (radyasyon seviyesinin yüksek olduğu yerlerin) belirlenmesi için gerçekleşen birikimden kaynaklanan radyasyon düzeylerinin izlemesi yapılacaktır.

Hastaların ve özel bakıma ihtiyaç duyan kişilerin tahliyesi GPM'nin dışındaki bölgelere olacaktır.

d. Gıda Maddesi ve Ticari Mal Kısıtlama Mesafesi (GMTKM)

Genel acil durum ilanından sonra gerçekleştirilecek, ancak hazırlık aşamasında gerekli düzenlemelerin yapıldığı mesafedir. Bu bölgede verilecek talimatlar şunlar olabilir:

- Otlatılan hayvanlara vermek için yemlerin korunması (kapalı alanlarda, üzeri kapalı olarak muhafaza edilmesi)
- Doğrudan yağmur suyu kullanan içme suyu kaynaklarının korunması (örneğin, yağmur suyu toplama borularını kapatılması)
- Zaruri olmayan yerel ürünlerin, yabani gıdaların (örneğin, mantarlar veya av eti), otlayan hayvanlardan elde edilen süt, yağmur suyu ve hayvan yemlerinin tüketiminin sınırlandırılması,
- Diğer değerlendirmeler yapıncaya kadar etkilenmiş olabilecek ticari malların dağıtımının durdurulması.

Gıda maddesi ve ticari mal kısıtlama mesafesinde, yerel üretim ürünlerinden, yabanda yetiştirilen ürünlerden, otlayan hayvanlardan gelen sütten, yağmur suyundan örneklerin

toplanması ve analiz edilmesi için hazırlık aşamasında gerekli düzenlemeler yapılmalıdır. [25]

Nükleer güç santralleri Kategori I'de yer almaktadır. NGS'ler için acil durum planlama bölgelerinin ve mesafelerinin yaklaşık boyutları Çizelge 2-10'da gösterilmektedir.

Çizelge 2-10 Hafif Sulu Nükleer Güç Santralleri için Acil Durum Planlama Bölge ve Mesafelerinin Boyutları ve Alınması Gereken Önlemler [25]

Acil durum planlama bölgeleri ve mesafeleri	≈ km	
	100-1000 MW(termal)	≥1000 MW(termal)
İhtiyati Eylem Bölgesi (İEB) <i>Derhal tahliye+İyot tableti alımı</i>	5	
Acil Koruyucu Eylem Planlama Bölgesi (APB) <i>Tahliye+büyük binalarda sığınma+iyot tableti</i>	20	
Genişletilmiş Planlama Mesafesi (GPM) <i>Günler ve haftalar mertebesinde radyasyon izlemesi sonuçlarına ve yapılacak değerlendirmeye göre gereken koruyucu eylemlerin uygulanması</i>	50	100
Gıda Maddesi ve Ticari Mal Kısıtlama Mesafesi (GMTKM) <i>Meyve, sebze, süt ve yağur suyu tüketiminin, bölgedeki ticari malların dağıtımının kısıtlanması</i>	100	300

İEB ve APB'nin boyutlarının yarıçap olarak ifade edilmesine rağmen, bölgelerin gerçek sınırları karayolu, akarsu, ilçe sınırı ve topografik özellikler gibi halk ve müdahaleye katılanlar tarafından kolayca anlaşılabilir ve müdahalenin etkin bir şekilde gerçekleştirilebileceği şekilde belirlenir. Bu bölgeler il radyasyon acil durum planlarında detaylandırılır. İEB içinde acil koruyucu eylemlerin gerçekleştirilmesini zorlaştıracak koşulların önlenmesi açısından İEB için hazırlanacak imar planının onaylanmasına TAEEK'in görüşü alınır. İEB içinde kalan yaşlılar, engelliler ve diğer yardıma muhtaç bireylerin korunmasına yönelik Valilik tarafından özel hazırlık ve düzenlemeler yapılır.

Çizelge 2-10'da görüldüğü gibi İEB içinde bulunan halkın uygulayacağı tedbirler, iyot tableti alımı, özel ve genel sığınaklarda toplanılması; APB dışına güvenli olarak tahliyenin yapılması ve bilinçsizce radyoaktif maddelerin yutulmasının azaltılması için gerekli dikkatin gösterilmesidir. APB'de bulunan halk ise tahliye kadar iç mekânlarda sığınılması (yerinde

sığınma); derhal iyot tabletlerinin alınması; bilinçsizce radyoaktif maddelerin yutulmasının azaltılması için gerekli tedbirlerin alınması; ciddi radyoaktif salım ihtimalinin devam etmesi durumunda İEB içindeki tahliye geciktirilmeyecekse güvenli olarak tahliyenin yapılması hususlarında ikaz edilir. İEB ve APB içindeki halkın alacağı bu tedbirler genel acil durumun ilanından itibaren 45 dakika içinde uygulamaya konmuş olmalıdır. Ayrıca, müdahalede görevli olmayanların kara, deniz ve hava yolu ile APB'nin içine girmemeleri yönünde uyarılmaları gerekir.

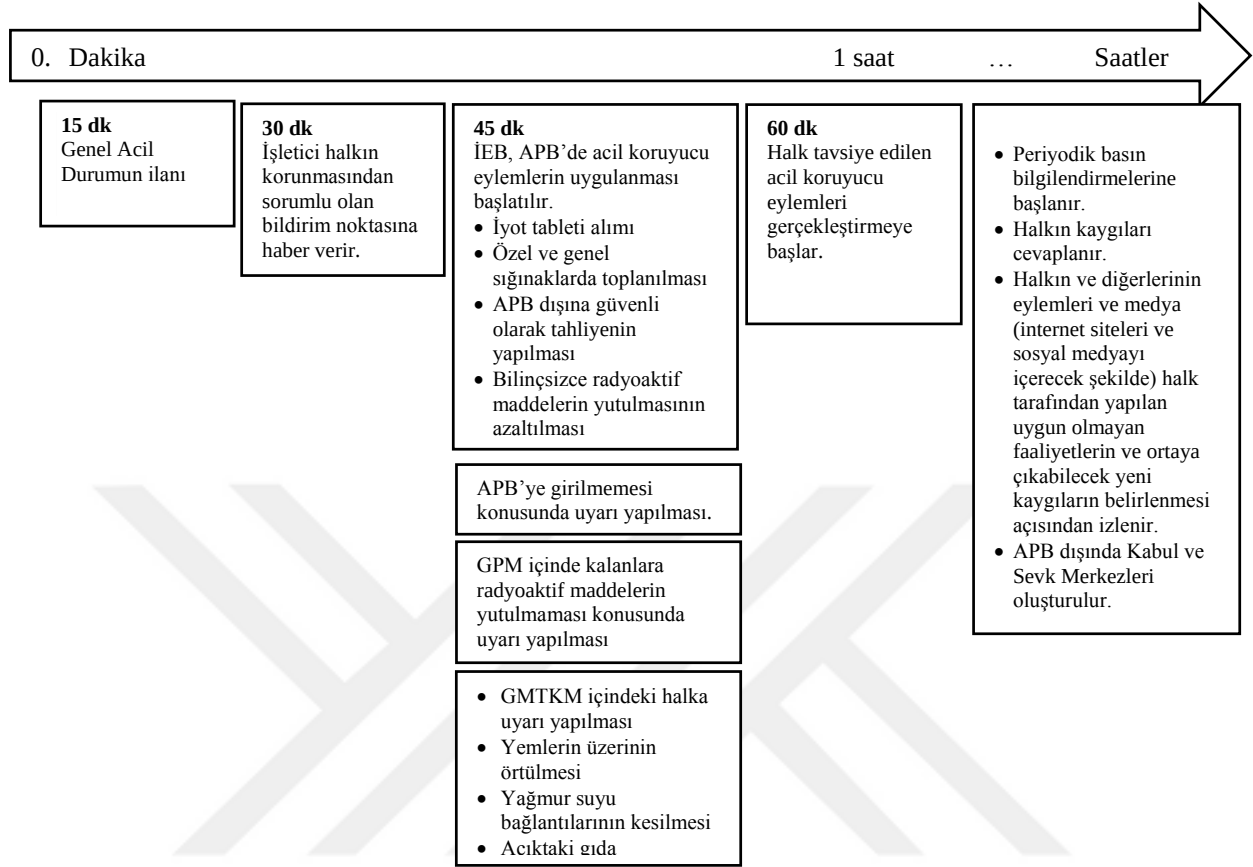
2.4.2.2. “Genel Acil Durum” Sınıfında Kategori I ve II'deki tesisler için müdahale yaklaşımı

Genel acil durumlarda müdahaleye ilişkin olarak önemli bilgilerin başında acil durum planlama bölgeleri ve mesafeleri, uygulanması gereken tedbirler ve müdahale eylem düzeyleri gelmektedir. Müdahale eylem düzeyi (MED) genellikle doz hızları, salınan radyoaktif maddelerin aktiviteleri, zamana göre havadaki toplam radyoaktif madde miktarı, yerdeki veya yüzeylerdeki radyoaktif bulaşma ya da çevre, gıda maddesi veya su örneklerindeki aktivite konsantrasyonu cinsinden ifade edilen ölçülebilir niceliklerdir. Ölçüm sonuçlarına göre uygun koruyucu eylemler derhal ve doğrudan belirlenebilmektedir. URAP'ta tanımlanan müdahale eylem düzeylerine ait bilgiler Şekil 2-29'da özetlenmektedir.

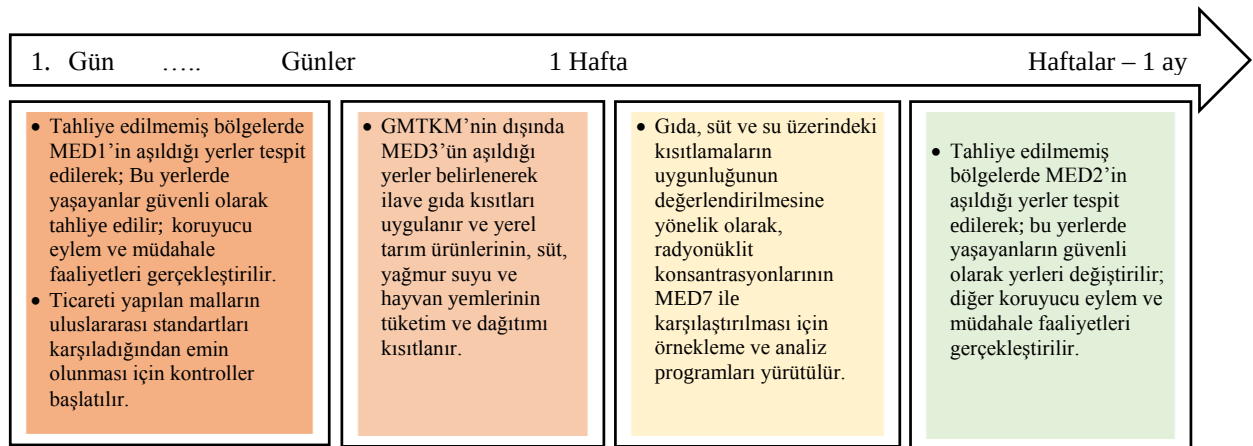
Müdahale eylem düzeyleri	MED 1: Acil koruyucu eylemler için yerde birikme izleme sonuçları
	MED 2 Erken koruyucu eylemler için yerde birikme izleme sonuçları
	MED 3 Yerel üretim gıda maddeleri, süt ve yağmur suyunun kullanımının kısıtlanması için yerde birikme izleme sonuçları
	MED 4 Kayıt altına almak, tıbbi takip için cildin izlenmesi sonuçları
	MED 5,6,7 Yerel üretim gıda, süt ve yağmur suyunun kullanımının kısıtlanması radyonüklit analiz sonuçları
	MED 8 Tiroid izleme sonuçları

Şekil 2-29 Müdahale Eylem Düzeyleri

Müdahale yaklaşımı URAP’da çok detaylı şekilde açıklanmaktadır. Şekil 2-30 ve Şekil 2-31’de bu yaklaşım kısaca özetlenmekte ve zamana bağlı olarak şematize edilmektedir.



Şekil 2-30 Genel Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımının Özeti - Saatler İçinde Yapılması Gerekenler



Şekil 2-31 Genel Acil Durumlara Müdahale Yaklaşımının Özeti – 1 ay İçinde Yapılması Gerekenler

2.5. NGS Genel Acil Durumlarında Tahliye Planlaması

Ağır nükleer santral kazaları, yaşanma olasılıkları çok düşük ancak sonuçları bakımından dikkatle değerlendirilmesi ve hazırlıklı olunması gereken kazalardır. Ağır nükleer santral kazalarına hazırlık nükleer santral işleticisinden acil durum planlama bölgesi içinde yaşayan her bir bireye kadar tüm halkı içine almalıdır.

2.5.1. UAEA'nın Yaklaşımı

UAEA'nın belirlediği acil durum planlama bölgeleri ülkemizde henüz hazırlanmış olan URAP'ın sistematığında referans olarak alınmış ve aynı haliyle ülkemizin düzenlemelerinde yerini almıştır. Bu yaklaşımda toplam dört adet acil durum planlama bölgesi ve mesafesi tanımlanmaktadır. Bunlar, NGS'nin bulunduğu noktadan başlayarak sırasıyla, ihtiyati eylem bölgesi (İEB), acil koruyucu eylem planlama bölgesi (APB), genişletilmiş planlama mesafesi (GPM) ve gıda maddesi ve ticari mal kısıtlama mesafesi (GMTKM)'dir. Detaylı bilgiler Bölüm 2.4.2.1'de verilmektedir.

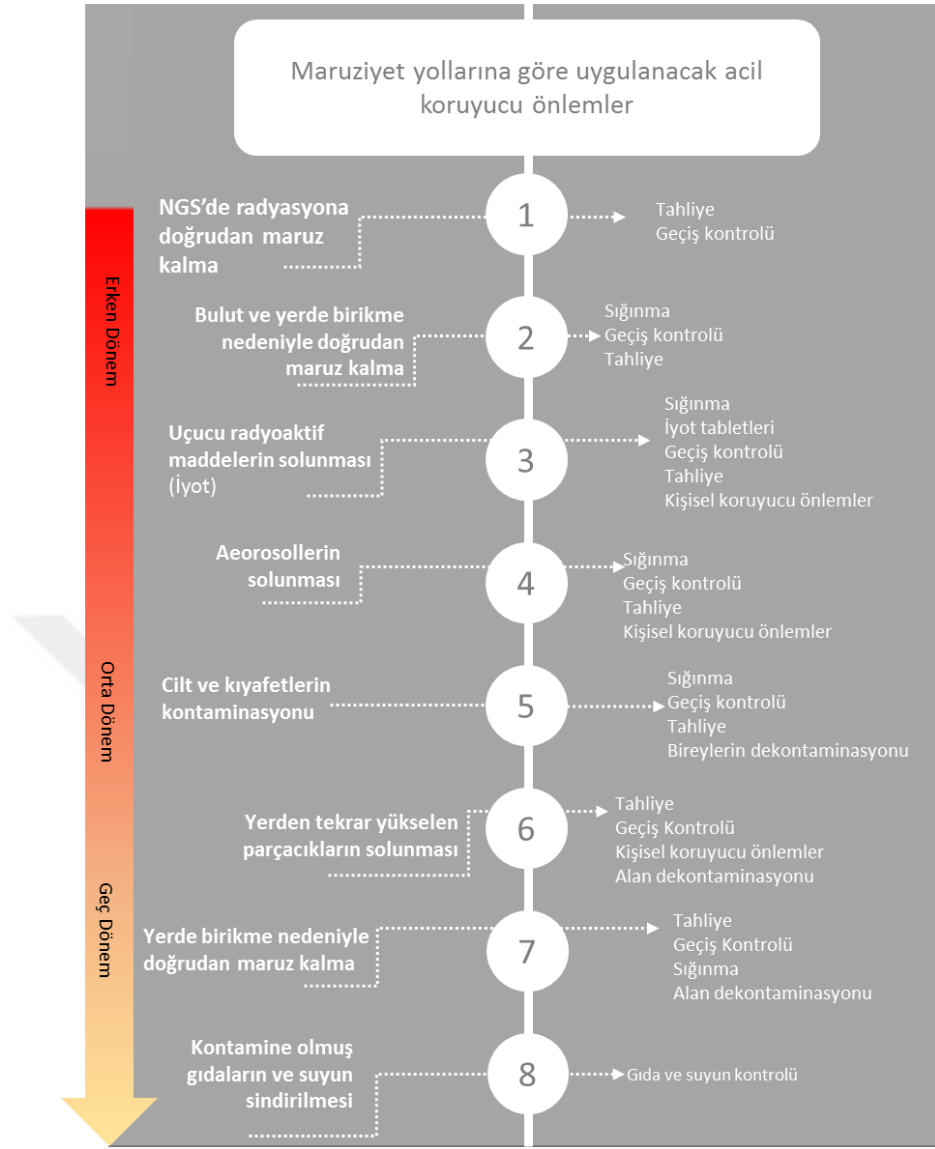
Acil durum sırasında uygulanacak acil korunma önlemleri radyasyon maruziyetleri açısından en önemli hazırlıklardır. Tehlikenin kaynağı olan radyasyona maruziyetin engellenmesi ve maruz kalındıysa etkilerin azaltılmasına yönelik eylemler acil durum planlamalarının belkemiğini oluşturur. Burada UAEA'nın “acil koruyucu eylemler” tanımına yer vermekte fayda vardır:

“Acil durum anında derhal (normal olarak birkaç saat içinde) uygulamaya alınması gereken, gecikmesi halinde etkililiği azalacak olan koruyucu önlemdir. En yaygın olarak kabul edilen acil koruyucu eylemler tahliye, sığınma ve iyot profilaksisidir.” [26]

UAEA tarafından yapılan bu tanımdan da anlaşılabileceği gibi acil koruyucu eylemler genel acil durumun ilanı ile birlikte vakit kaybetmeden uygulamaya alınması gereken önlemlerdir. Tahliyenin veya sığınma tedbirlerinin geciktirilmesi maruziyeti arttırabilir. Ancak acil durum anında paniğe mahal vermeden güvenli tahliye şartları sağlanana kadar sığınma tedbirlerinin uygulanması gerektiğinin de altını çizmek gerekmektedir. Acil koruyucu eylemler birbirinin yerine tam olarak geçemese de birbirini destekleyen ve maruziyeti azaltmak gibi çok önemli bir ortak amacı paylaşan eylemlerdir. Tahliye başta olmak üzere, bireylerin dekontamine edilmesi, sığınma, soluma yoluyla maruziyetin azaltılması için alınacak tedbirler (örneğin havalandırma sistemlerini kapatmak veya maske kullanmak gibi), iyot tabletlerinin alınması ve kontamine olmuş gıdaların tüketilmesinin önlenmesine yönelik

kısıtlamalar acil koruyucu eylemler arasında sayılabilir. Alınacak önlemler olası maruziyet yolları düşünülerek geliştirilmiştir. Şekil 2-32’de bu ilişki tanımlanmaktadır. Bu şekilde ayrıca acil koruyucu eylemlerin uygulandığı döneme göre sınıflandırılması da yapılmaktadır. Şekilde dikkat edilmesi gereken bir diğer husus da eylemlerin uygulanış sırasına yani önem derecesine göre verilmiş olmasıdır. Tahliye NGS’nin çok yakınında yani sıfır noktasında uygulanması gereken en önemli eylemdir. Çünkü bu bölgede radyasyon seviyesi en yüksek noktasındadır ve salımın süresi tahmin edilemeyeceğinden seviyenin artıp artmayacağına dair bir tahmin yapmak güçtür.

UAEA planlama sisteminde, NGS’lerde genel acil durum oluşması durumunda halk ve sahada bulunmasına gerek olmadığı düşünülen personelin tahliyesinin derhal başlatılması gerektiği vurgulanmaktadır. Eğer güvenli tahliye mümkün değilse, örneğin olumsuz hava şartlarının ağırlığı veya çeşitli sebeplerle tahliye yollarının kullanılamaz durumda olması halinde geçici sığınma tedbirleri devreye alınabilir. Sığınma büyük binalarda veya halkın evlerinde radyasyondan korunmak amacıyla alacağı tedbirlerdir. Bu durumda halk dışarı çıkmaması yönünde uyarılmalıdır. Sığınma sırasında, kapı ve pencereler ile dışarıdan hava çeken havalandırma sistemlerinin kapalı tutulması solunum yoluyla maruziyetin azaltılması açısından büyük önem taşır. Aynı önlemler İEB ve APB sınırları içinde bulunan halk için de geçerlidir. Bu iki bölge içinde bulunan halk ayrıca iyot tabletlerini de vakit kaybetmeden almalıdır. Radyolojik izleme için ölçümlere hemen başlanmalıdır. En önemli noktalardan biri ayrıca APB’den itibaren giriş çıkışların kontrollü olarak gerçekleştirilmesidir. Böylelikle tahliye sırasında yaşanabilecek karışıklıkların bir bölümü elemine edilebilir. APB içindeki insanlar açıkta bulunan gıda maddelerini ve suyu tüketmemeleri yolunda uyarılarak, sindirim yoluyla istenmeyen maruziyetlerin gerçekleşme oranının azaltılmasına çalışılmalıdır. Tüm bu önlemler radyasyondan maruziyetlerini azaltmaya yönelik olarak geliştirilmiştir. Bu önlemlerin etkililiği uygulamaya alınana kadar geçen süre ile de ilişkilidir. Erken dönem, orta dönem ve uzun dönemde hangi koruyucu eylemlere ihtiyaç duyulabileceğine dair bir yaklaşım Şekil 2-32’de gösterilmektedir.



Şekil 2-32 Maruziyet Yoluna Göre Acil Koruyucu Eylemler ve Uygulanma Dönemleri

Acil koruyucu önlemler, acil durum sırasında vakit kaybetmeden uygulanması gereken ve ertelendiğinde etki derecesi azalan önlemlerdir [27]. Eğer radyasyonun etkilerinden tamamen korunulmak ve maruziyet sınırlandırılmak isteniyorsa uygulanacak birincil önlem “tahliye”dir. Ağır radyasyon maruziyetlerinden kaçınmak için uygulanabilecek en iyi stratejinin uygulanması için güvenli şartlar oluştuğunda radyoaktif maddeler bölgeye ulaşmadan o bölgeyi tahliye etmektir.

Acil durumlar sırasında bir oda, tesis veya coğrafi bölge tahliye edilebilir. Genel acil durumlar sırasında, NGS'nin yakın çevresinde bulunanların zamanında tahliye edilmesi tüm yollardan gerçekleşebilecek radyasyon maruziyetlerinin önüne geçilmesi anlamına gelir. Bu

nedenle acil durum müdahale ekiplerinin de işini kolaylaştırır [28]. Dünyanın farklı yerlerinde farklı nedenlerle, günümüzde en çok doğal afetler ve savaş nedeniyle kitlesel tahliye gerçekleştirilmektedir. Tahliye edilecek nüfus arttıkça önceden planlama yapmanın önemi de artar. Çünkü normal şartlarda ihtiyaca cevap veren yollar, araçlar ve alanlar böyle kitlesel bir nüfus hareketinde yetersiz kalabilir. Yol yoğunlukları hiç ulaşmadıkları değerlere ulaşır. Bu nedenle tahliye hızları hesaplanırken çok düşük sürüş hızları dikkate alınır. Halkın tahliyeye ne kadar hazırlandığı ve tahliye rotalarına sadık kalma derecesi olumsuz etkileri azaltarak tahliyenin gerçekleştirilmesi için en belirleyici faktördür. Diğer bir belirleyici faktör ise hava şartlarıdır. Nükleer santral kurulumu için seçilen bölgeler genellikle ekstrem hava koşullarının oluşma frekansının düşük olduğu yerlerdir. Ancak sıradışı hava koşulları nedeniyle tahliyede aksaklıklar yaşanabileceği farklı hava şartlarında geliştirilen senaryolarla dikkate alınmalıdır.

UAEA'ya göre tahliye en son uygulanan “acil koruyucu önlem”dir. Ancak tahliyeyi uygulamaya başlamadan önce güvenli şartların olduğundan emin olunmalıdır. Tahliyenin en önemli etkisi tüm maruziyet yollarından gerçekleşebilecek radyasyon maruziyetlerini engellemesidir. Ancak güvenli tahliye şartları her zaman ilk anda oluşmayabilir. Örneğin, olumsuz hava koşulları (yolları kapatan kar yağışı ve buzlanma gibi), tahliye edilecek toplam nüfusun fazlalığı nedeniyle kaynak sıkıntısı oluşması, tahliye rotası üzerindeki yolların seyahate elverişli olmaması gibi nedenlerle güvenli tahliye mümkün olmayabilir. Bu durumda kapalı büyük binalarda sığınma tedbirleri uygulanır. Tahliyenin radyoaktif madde yüklü bulut bölgeye ulaşmadan gerçekleştirilmesi ise olası radyasyon maruziyetlerinin tamamen önüne geçeceği için en ideal uygulamadır. Bulut bölgeye ulaştığı sırada tahliye gerçekleştiriliyorsa en fazla etkilenmenin bu süre zarfında gerçekleşeceği de unutulmamalıdır. Tahliyeyi başlatmak zaman alır. İnsanların hazırlanması, tahliye için gerekli araçların bölgeye ulaşması, eşyaların yüklenmesi ve insanların araçlara binerek harekete geçmeleri önemli bir zaman aralığında gerçekleşebilir. Bu konu ile ilgili detaylı bilgiler sonraki bölümde verilmektedir.

Son yıllarda UAEA tarafından özellikle vurgulanan alan özel tesislerin (hastaneler, hasta yaşlı bakım evleri, vb.) tahliyesine ilişkin planlamaların detaylandırılması gereğidir. Bu tesislere acil durum planlamaları sırasında gösterilmesi gereken hassasiyet özellikle Fukushima Daiichi NGS kazasının ardından iyice belirginleşmiştir.

Tahliye sırasında yaşanabilecek pek çok aksaklık vardır. Ancak bu aksaklıkların yaşanması olasılıkları normal bir trafik akışından daha fazla değildir. Bu konu detaylı olarak tartışılacak olsa da burada kısaca değinmekte fayda görülmektedir. Tahliye sırasında en sıklıkla yaşanabilecek engel trafik sıkışıklığıdır. Bunun yanında kitlesel iletişimin zorlukları, karmaşa ve tahliye edilmeye karşı çıkma gibi bazı sorunlarla karşılaşılabilir. Ağır NGS kazalarında karşı karşıya kalınan zaman kısıtı da yeni sorunları beraberinde getiren bir faktördür. Bu nedenle insanların tahliye edilinceye kadar hazırlanarak geçirdikleri sürenin azaltılması için önceden önlemler almak gerekir. Bir bireyin tahliyesi söz konusu olduğunda düşüneneği ilk şey aile bireyleriyle bir araya gelmektir. Bu nedenle aile bireylerinin bir araya gelmesi için önemli bir zaman kaybı yaşanabilir. Hatta aile bireyleriyle bir araya gelmek isteyenlerin tahliye rotalarındaki yollardaki kapasiteyi önemli ölçüde azaltacağı bu nedenle düzenli tahliyenin gerçekleştirilmesinde sorunlar yaşanabileceği göz ardı edilmemelidir. İş yerleri, resmi kurumlar, sanayi tesisleri, hastaneler, bakım evleri, tutukevleri gibi yerlerin tahliyesi konusunda özel şartlar dikkate alınarak planlama yapılması mecburidir. Toplumun sosyo-ekonomik ve kültürel yapısına bağlı olarak veya bireysel endişeler nedeniyle bireyler tahliye edilmeyi reddedebilir, bu durumda tahliyeyi gerçekleştirmekle görevli acil durum çalışanları ciddi sorunlarla karşı karşıya kalabilir.

Toplumun ekonomik kaynaklarının dağılımına göre tahliyenin neden olacağı ekonomik kayıplar değişkenlik gösterir. Örneğin tarım toplumları, tarlalarını, tarlalarındaki ürünleri, hayvanlarını bırakmak istemeyecektir. Ekonomik yönden bu bölgenin insanları uzun süreli kayıplarla karşılaşacaktır. Benzer şekilde büyük sanayi tesislerinin olduğu bölgelerin tahliyesi söz konusu olursa bu tesislerin üretimlerinin durması sonucu önemli ekonomik kayıplar yaşanması muhtemeldir. Bu durumda, şehirlerde yaşayan kişilerin kayıpları göreceli olarak düşük seviyede kalacaktır. Tahliye edilen bölgelerdeki arazi ve malların korunması için güvenlik güçleri de gerekli tedbirleri almalıdır. Tahliyenin toplam maliyeti ise çok yüksek olacaktır. Tahliye edilenlerin geçici olarak barındırılması veya kalıcı olarak yeni bir yere yerleştirilmeleri, gıda ve su ihtiyaçları, ulaşım ihtiyaçları ve diğer giderler toplandığında tahliyenin toplam maliyeti ortaya çıkar.

Acil durum planlarının uygulanabilirliği mutlaka araştırılmalıdır. İyi bir plan detaylı düşünülerek yapıldığı kadar gerçeğe yakın koşullarda kısmen de olsa uygulanabilirliği test edilmiş planlar daha başarılı olmaktadır. Bunun nedeni elbette beklenmedik aksaklıkların ve risklerin uygulamada net şekilde ortaya çıkabilmesidir.

Bu amaçla NGS alanına son onay verilmeden önce acil durum yönetimi planının uygulanabilirliği ortaya konmuş olmalıdır [29]. Planın uygulanabilirliği test edilirken sahanın ve planlama bölgesinin özel koşulları dikkate alınır. Bu koşullar arasında doğa kaynaklı etkiler (hava koşulları, topografya, vb.) ve tahliyenin etkili şekilde gerçekleştirilmesine doğrudan etkisi olan altyapıların durumu yer alır. Ulaştırma ve haberleşme ağları ve bölgedeki sanayi faaliyetleri tahliyeye etki edecektir. Planın uygulanabilirliği test edilmesi için aşağıdaki bilgilerin toplanması gerekmektedir:

- Sığınma önlemlerinin uygulanabilirliği
- Süt ve diğer gıda ürünlerinin toplanması ve dağıtımı
- Özel tesislerdeki bireyler (hastaneler, tutukevleri, vb.)
- Hava koşulları
- Nüfus yoğunluğu ve bölgedeki dağılımı
- Sahanın nüfusun yoğun olduğu yerleşim merkezlerinden uzaklığı
- Tahliyede özel gerekli olan adalar, dağlar ve nehirler gibi coğrafi yapılar
- Yerel ulaşım ve haberleşme ağları (asfalt yol, toprak yol, otoban, köy yolu, şerit sayısı, vb.)
- Tehlikeli maddelerin bulunduran veya üreten sanayi tesisleri
- Salınması muhtemel radyoaktif maddelere hassas olan tarımsal faaliyetler
- Diğer dış etkenler

Şehirlere yakın olan dolayısıyla büyük nüfus yoğunluklarının bulunduğu yerler için hazırlanan acil durum planlarının uygulanabilirliğini test etmek oldukça zordur çünkü bazı aksaklıkların tespit edilmesinde oldukça zorlanılabilir, kimi sonun alanlarını da tespit etmek çok güçtür. Trafik sıkışıklığını arttırmamak için mümkün olduğunca bağımsız tahliye rotaları çizilirken NGS'ye yakınlaşmayan uzaklaşan rotaların tercih edilme zorunluluğu nedeniyle trafik yoğunlukları önemli ölçü de artacaktır. Tüm bunlar ek olarak, kar, buzlanma, sis gibi olumsuz hava şartları veya doğal afetler nedeniyle de acil durum planının etkililiği ciddi şekilde azalabilir.

Son olarak, en önemli noktalardan biri olarak “nükleer ve radyolojik acil durumlarda halk ile doğru iletişimin kurulması” konusu acil durum yönetiminin en kritik noktalarından biridir. Radyasyon yayılımı içeren bir acil durumda halk ile etkili bir iletişim kurulması, risklerin azaltılması, koruyucu önlemlerin uygulanmasını destekleyecek ve kaygı, korku gibi negatif psikolojik etkilerin azaltılmasına yardım eder [30]. Ağır NGS kazaları gibi sonuçları

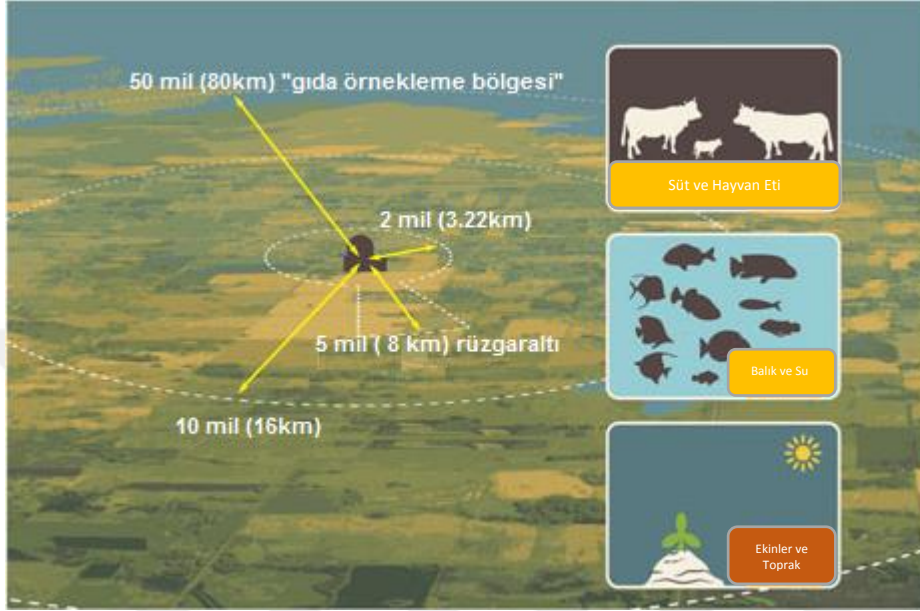
kitlesel tahliye gerektiren acil durumlar çevredeki halkın yaşamı üzerinde uzun ve kısa dönemli etkiler oluşturacaktır. Bu nedenle halk ile kazaya ilişkin bilgiler paylaşılırken, bilgilerin anlaşılır olması ve doğru bir iletişim stratejisiyle halka verilmesi büyük önem taşır. Uygulama zamanı büyük önem arz eden acil koruyucu önlemlerin uygulanması için de halkın durumun farkında olması ve bu önlemleri almasının sonuçları hafifletmenin önemli aracı olduğuna inanarak faaliyetlere katılmasının sağlanması acil durum yönetimini etkin kılmanın tek yoludur. Ağır NGS kazalarında halk acil durum yönetiminin baş aktörüdür. Bu konuda UAEA tarafından sistematik bir halkla iletişim stratejisi geliştirilmesine yönelik çalışmalar yıllardır yürütülmektedir. Bu çalışmalarda, paylaşılması gereken bilgiler, bu bilgileri paylaşacak yetkililer, kullanılacak dil ve bilgi paylaşımında dikkat edilmesi gereken süreçler (bilgi toplama, bilginin doğrulanması, halkın anlayacağı bir dille yazıya dönüştürülmesi, vb.) detaylandırılmaktadır. Bu gibi geniş bir bölgeyi etkileyen acil durumun türü ne olursa olsun öncelikle halkın yetkililere olan güveni sağlanmalıdır. Aksi takdirde yapılan hiçbir açıklama, öneri ve talimat yerini bulmayacaktır. İletişim kanallarının çeşitlendirilmesi ve kazanın ilk gününde tek yönlü olsa da ilerleyen günlerinde muhakkak çift yönlü iletişim kanallarının oluşturulması hem güveni arttıracak hem de süreç yönetimini sonuç odaklı hale getirecek uygulamalardır.

2.5.2. ABD Nükleer Düzenleme Kurulu'nun Acil Durum Yaklaşımı

Amerika Birleşik Devletleri (ABD)'nde Nükleer Güç Santrallerine ilişkin kurallar Nükleer Düzenleme Kurulu (NRC) vasıtasıyla belirlenmektedir. Düzenleyici bir kurul olan NRC, Nükleer Güç Santrallerinin lisanslanmasından sökülümüne kadarki süreç boyunca takip edilecek güvenlik limitlerini belirlemektedir. Bunun yanında NGS'de yer alacak teknik altyapı standartlarını, malzeme standartlarını ve iş güvenliği kurallarının uygulanmasına ilişkin standartları, nükleer emniyet ile ilgili sınırları belirleyen ve denetleyen kurumdur.

Acil durum planlamalarına ilişkin standartlar da yine NRC tarafından belirlenmektedir. Bir ülkenin kendi alışkanlıkları ve sistemine uygun olarak acil durum standartlarını belirlemesi elbetteki en iyisidir. UAEA ile de yakın çalışan NRC, UAEA'nın tavsiye niteliğinde yayınladığı standartlardan da yararlanmaktadır.

NRC'nin acil durum planlama bölgelerine ilişkin yaklaşımı farklılık göstermektedir. Bu yaklaşım Şekil 2-33'de özetlenmektedir. Şekilde de görüldüğü gibi NGS'yi merkez kabul eden dört dairesel bölge üzerinde çalışılmaktadır. Ancak temelde 2 acil durum planlama bölgesi tanımlanmaktadır. Bu bölgeler için acil koruyucu önlemler ve acil durum yönetimi stratejileri geliştirilmektedir.



Şekil 2-33 Acil Durum Planlama Bölgeleri (ABD Yaklaşımı) [31]

Bu yaklaşımda acil durum planlama bölgeleri için kabaca değerler belirlenmiştir. Bu değerler ihtiyatlı değerler olup acil durum planlama bölgelerinin gerçek şekli ve boyutları her bir NGS'nin etrafındaki yollar, yeryüzü şekilleri ve bölgenin demografik yapısına bağlı olarak belirlenmektedir [31]. Burada verilen değerler acil durum planlamalarına bir temel oluşturmak amacıyla belirlenmiş değerlerdir.

ABD yaklaşımında, iki acil durum planlama bölgesi tanımlanmaktadır. Bunlar:

- Radyoaktif Bulut Nedeniyle Maruziyet Gerçekleşebilecek Bölge: Bu bölgenin yarıçapı 10 mil (16 km)'dir. Bu bölge için acil koruyucu ve önleyici önlemler geliştirilmiştir ve bu önlemler kazanın anlaşıldığı andan itibaren uygulamaya konur. Bu önlemler sığınma, tahliye ve potasyum iyodür tabletlerin kullanımıdır.
- Sindirim Yoluyla Maruziyet Gerçekleşebilecek Bölge: Bu bölgenin yarıçapı 50 mil (80 km)'dir. Acil koruyucu önlemlerle birlikte tüm bu alanda radyoaktif maddelerin sindirim yoluyla alınmasına engel olacak koruyucu önlemler alınır. Bunlar özellikle kontamine olmuş suyun ve gıda maddelerinin tüketilmemesi anlamına gelir. Bu nedenle sürekli olarak izleme yapılır.

UAEA, yaklaşımla kıyaslandığında yaklaşık olarak 1. Bölge APB'ye, 2. Bölge ise GTMKM'ne karşılık gelmektedir.

ABD'nin ağır nükleer santral kazalarına yaklaşımında kazaların sınıflandırılması için dört seviye belirlenmiştir [32]. NGS'ler için acil durum sınıflamaları ve açıklamaları Çizelge 2-11'de verilmektedir.

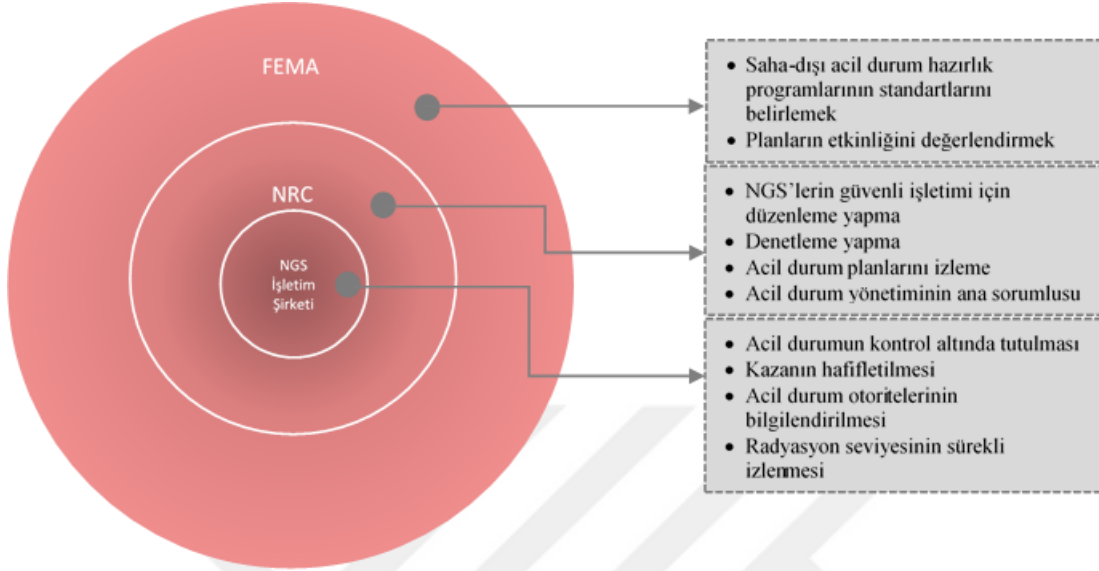
Çizelge 2-11 Acil Durum Sınıflandırması [32]

Acil durum	Kapsam
Alişılmadık olay	Santralin güvenliğine etki edebilecek ancak herhangi bir radyoaktif madde salımına neden olmayan olaylardır. Güvenlik sistemlerinin sorunsuz çalışması durumunda herhangi bir saha dışı önlem ve alarm olmaksızın normal şartlara döndürülebilir.
Alarm	Santralin güvenlik seviyesinde belirli bir derecesinin üzerinde azalma olduğu takdirde devreye giren alarm sistemleri mevcuttur. Bir alarm durumunda güvenlik seviyesi ile bağlantılı bir parametrenin değerinin sınır değerleri aştığı veya sınır değerden aşağıya düştüğü düşünülebilir. Radyoaktif madde salımı olsa dahi normal işletim değerlerinin biraz üstüne ilgili otoritelerce izin verilen doz sınırlarında salım gerçekleşebilir.
Saha içi acil durum	Sonuçları halkı etkileyebilecek santralin ana fonksiyonlarının kaybedilmesi nedeniyle oluşan durumlardır. Saha dışına, acil koruyucu önlemlerin alınmasını gerektirecek seviyede doz salımlarının olası olmadığı durumlardır.
Genel acil durum	Nükleer yakıtın zarar gördüğü, koruma kabı bütünlüğü bozulması neticesinde radyasyonun saha dışına ulaşmasını muhtemel olduğu acil durumlardır.

ABD'de afet ve acil durumlar ile ilgili standartları koymak; hazırlık, müdahale ve iyileştirme çalışmalarını yürütmek; gerekli yardımların ihtiyaç sahiplerine ulaştırılmasını sağlamak gibi konular “ Federal Acil Durum Yönetimi Ajansı (FEMA)”nın görev alanına girmektedir. Ağır NGS kazalarının yönetimine ilişkin bilimsel ve sistematik yöntemler kullanılmaktadır. Bu yöntemlerin anavatanı genellikle ABD olup UAEA ile birlikte çalışarak oluşturulan yöntemlerin tüm ülkelerde uygulanabilir bir formata dönüştürülmesi sağlanmaktadır. Halen işletimde olan 107 nükleer güç santrali ile ABD hem nükleer enerjiden en çok faydalanan ülke hem de nükleer güvenlikle ilgili lider ülke konumundadır.

NGS'ler için acil durum hazırlık çalışmaları, işletme şirketlerini ve yerel, eyalet ve federal kurumlarını kapsayan çok yüksek seviyede koordinasyona ihtiyaç duyulan ve titizlikle test edilmesi gereken çalışmalardır. Acil durum planlarında yer alan her birimin görev ve

sorumlulukları ayrı ayrı tanımlanmıştır. NGS’lerdeki acil durumlara ilişkin ana görevleri olan kuruluşlar Şekil 2-34’de gösterilmektedir.



Şekil 2-34 ABD’de NGS Acil Durumlarının Yönetiminden Sorumlu Kuruluşlar

NGS işletim şirketleri, NGS’nin güvenli çalıştırılmasından, saha içi acil durum planlarının hazırlanmasından ve santralin işletimi sırasında karşılaşılabilecek anormalliklerde çeşitli ve güvenilir yöntemleri uygulayarak reaktörü güvende tutma yeteneğine sahip personelin yetiştirilmesinden sorumludur. Şirketin acil durumlar konusunda eğitilmiş personeli, kazanın hafifletilmesi için gerekli müdahale prosedürlerini vakit kaybetmeden uygulamak, acil durumu sınıflandırmak, saha içi acil durum müdahale organizasyonunu devreye almak, saha dışı acil durum yönetiminde yetkili birimleri bilgilendirmek için hayati faaliyetleri gerçekleştirir. Şirket ayrıca acil durum süresince radyasyon seviyelerini kontrol ederek yetkilileri bilgilendirmekten sorumludur. Hazırladıkları acil durum planını her iki yılda bir en az bir kez NRC, FEMA ve ilgili diğer acil durum yönetim birimlerinin katılımıyla tatbik etmek zorundadırlar.

Nükleer Düzenleme Kurulu ülkedeki “nükleer güvenlik”ten sorumlu ana kurumdur. Nükleer güvenlik ile ilgili uygulanacak standartları belirler, NGS’lerin güvenli işletilmesi için kuralları belirler ve bu kuralların uygulanışını bizzat denetler. Her nükleer santralde sınırsız erişim yetkisine sahip bir NRC müfettişi görev yapar. Acil durumlarda işletici, acil durum yönetim standartları ile yerel ve ulusal acil durum birimleri arasında köprü görevi görür.

Radyasyonun doğasına ve nükleer santrallerden kaynaklanabilecek riskler konusunda uzman kurum olarak acil durum yönetimi faaliyetlerini koordine eden en üst seviye otoritedir.

Federal Acil Durum Yönetim Ajansı (FEMA), acil durum hazırlık programlarının standartlarını oluşturmaktan ve hazırlanan planların uygulanabilirliği ve etkinlik derecelerini değerlendirmekten sorumludur. FEMA tarafından ülke genelinde doğal afetlerden terörizme kadar meydana gelebilecek tüm afet ve acil durumlar tehlikenin kaynağına göre sınıflandırılarak gerekli hazırlık düzeylerine ilişkin standartlar belirlenmektedir. Nükleer Santrallere ilişkin acil durumlar ise bu yapı altında “Radyolojik Acil Durumlar Hazırlık Programı” altında çalışılmaktadır [32]. Bu program ile federal, eyalet ve yerel düzeyde yapılması gereken planlama çalışmaları koordine edilmekte acil durumların etkin yönetimi için planlar gözden geçirilmektedir.

ABD’de planlama sistemi acil durum planlama bölgelerinde bulunan toplam nüfus verilerinin toplanması ile başlamaktadır. 16 kilometrelik çap içinde kalan bölge alt bölümlere ayrılmaktadır. Burada sırasıyla yaklaşık 3 km ve 8 km’lik çaplı dairesel bölgenin içinde kalan alanlar 2 alt planlama bölgesini oluşturmaktadır. Planlama için farklı senaryolar geliştirilmekte, bu senaryolarda farklı çevresel ve yapısal koşullar dikkate alınmaktadır. Hastaneler ve okullar için detaylı planlar hazırlanmaktadır. Ulaştırma altyapısı ve araçları analiz edilerek ihtiyaçlar ve mevcut kapasite değerlendirilmektedir. Analizler NGS’nin ömrü boyunca belirli periyodlarla tekrarlanmaktadır. NRC, UAEA’dan farklı olarak tahliye planlamasında rüzgâr yönünü de dikkate almakta, 16 kilometrelik alan içinde kalan bölgelerin her yönde değil rüzgâr yönünde acil tahliyesini tavsiye etmektedir. ABD’de 1980 yılından beri geliştirilmekte olan “tahliye zamanı süresi tahmini analizi” yöntemleri kullanılarak, tahliye için gereken süre ve bu süreyi yakalamak için gerekli kaynaklar araştırılmaktadır. Bu analizler lisanslama sürecinde yapılarak NRC’ye sunulmak zorundadır.

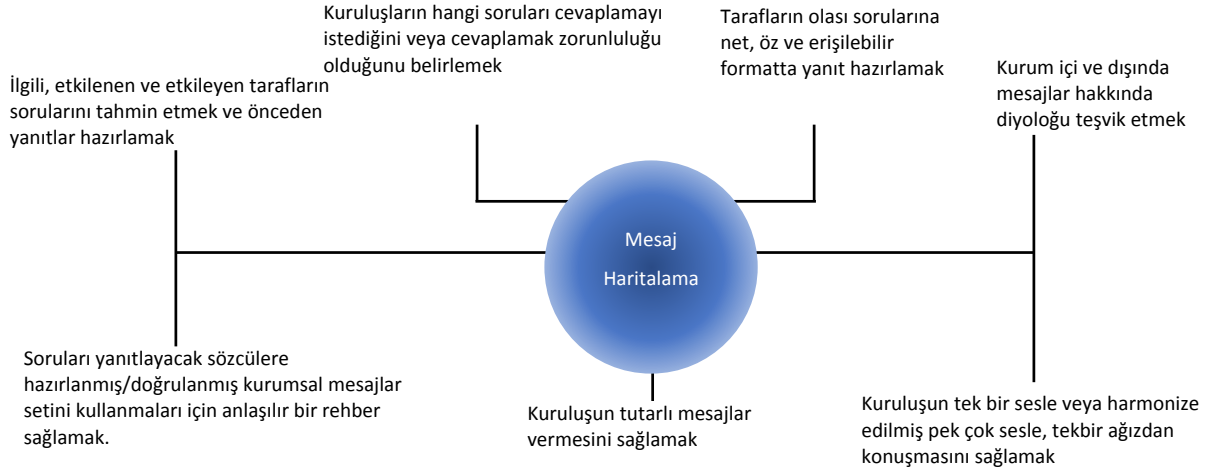
ABD’de düzenleyici kurumlar Federal Düzenleme Kodları (*ing. Code of Federal Regulations*) yayınlayarak görev alanlarına giren konularda mevzuat düzenlemeleri yapmaktadır. Bunlardan NRC’ye lisans almak üzere başvuran kuruluşları ve kişileri bağlayan mevzuat düzenlemesi NRC Mevzuatı’nın 10. başlığıdır. Bu başlık altında nükleer santraller ve nükleer maddelerle çalışan diğer tesislere ilişkin düzenlemeler getirilmektedir. 10. Başlık altındaki 50. Bölüm bu tesislere ilişkin lisanslama süreçlerini detaylandırmaktadır. Bu bölümdeki “Lisanslar, Sertifikalar ve Düzenleyici Onaylar için Standartlar” altbaşlığı altında acil durum planlarına ilişkin standartlar düzenlenmiştir. Acil

koruyucu önlemlere ilişkin olarak 10 CFR 50.47'nin 10. fıkrasında aşağıdaki ifade bulunmaktadır.

“Acil durum çalışanları ve halk için Acil Durum Planlama Bölgeleri'nin radyoaktif bulut maruziyeti yolu için bir dizi koruyucu eylem geliştirildi. Bu çeşitli eylemlerin geliştirilmesinde, tahliye, sığınma ve bunlara ek olarak, potasyum iyodürün (KI) profilaktik kullanımı dikkate alınmıştır. Tahliye süresi tahminleri, başvuranlar ve lisans alanlar tarafından geliştirilmiştir. Lisans alanlar tahliye süresi tahminlerini periyodik olarak güncelleyecektir. Acil durumlarda koruyucu önlemlerin seçimi için Federal mevzuatla uyumlu kılavuzlar geliştirilmiş ve uygulamaya konulmuştur ve APB'de yörelere uygun sindirim yoluyla maruziyet için koruyucu önlemler geliştirilmiştir.”

Risk iletişimi stratejisi, UAEA'da olduğu gibi, ABD'de de en önem verilen konuların başında yer almaktadır. Etkili bir acil durum yönetimi ve zararların en aza indirgenmesi için acil durum öncesinden başlayan bir risk iletişimi stratejisi geliştirilmelidir. Ağır NGS kazalarına yönelik olarak UAEA'nın yaklaşımına benzer bir yaklaşım kabul edilmektedir. Özellikle “halka ulaştırılacak mesajların geliştirilmesi” konusunda detaylı araştırmalar yapılmıştır. Radyolojik acil durumlarda doğru mesajlarla halka ulaşılması ve zamanında bilgilendirme yapılması kaygı ve panik duygu durumları oluşması olasılığını azaltarak acil durum yönetimi için uygun ortamın hazırlanmasını sağlar.

Mesaj geliştirme yetenekleri halk, medya ve diğer paydaşlarla kurulacak radyolojik risk iletişiminin başarılı olmasının anahtar parametresidir. Mesaj geliştirme için “mesaj haritalama yöntemi” geliştirilmiştir. Mesaj haritaları, karmaşık bilgileri organize etmeye yardımcı olan ve mevcut bilgileri ifade etmeyi kolaylaştıran risk iletişim araçlarıdır. [33] Şekil 2-35'de mesaj haritalama yönteminin amaçları sıralanmaktadır.



Şekil 2-35 Mesaj Haritalama Yönteminin Amaçları

2.5.3. UAEA ve NRC Ortak Yaklaşımı: Tahliye Süresi Tahmini Analizleri

Tahliye süresi tahmini analizleri ABD’de 1974 yılından itibaren geliştirilmeye başlanmış bir acil durum yönetimi yaklaşımıdır. Ağır nükleer santral kazalarında en önemli yer tutan acil koruyucu önlemlerden biri tahliye uygulamasıdır. Tahliyenin etkinliğini etkileyen pek çok parametre mevcuttur. Gerek UAEA gerekse NRC, tahliye planlamasında radyasyonun doğasından kaynaklanan özelliği dolayısıyla Ağır NGS kazalarında tahliyeye sistematik bir süreç olarak bakmaktadır. Bu bakış açısına göre tahliyeyi etkileyen ve etkileyebilecek parametreler her bir NGS için güvenlik analizleri kapsamında detaylı olarak incelenmelidir. Her iki kurumun öngörüsüne göre tahliye planlamaları acil durum planlama bölgeleri içinde yaşayan tüm halkı içerecek şekilde yapılmaktadır. UAEA, tahliye planlaması yapılacak olan bölgeyi 20 km’lik çaplı bir dairesel bölge olarak kabul ederken, NRC tahliye planlamalarını 10 mil (16 km) çaplı bölge için yapmaktadır. İşte tahliye süresi tahmini analizleri bu bölgenin tahliyesinin en etkin şekilde gerçekleştirilmesi için yapılmaktadır. Bölgede yaşayanların sosyo ekonomik ve kültürel yapıları dikkate alınarak belirli kabuller üzerinden bir tahliye süresi tahmin edilmektedir. ABD’de bu analizler lisanslama sürecinin bir parçası haline gelmiştir. Tahliye süresi, genel acil durumun ilanından sonra tahliye kararının ilanından tahliye edilmesi gereken son bireyin de APB’den ayrılmasına kadar geçen süre olarak kabul edilmektedir. Şekil 2-36’de tahliye süresi tahmini analizlerinin temel amaçları verilmektedir.



Şekil 2-36 Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin Temel Amaçları

Çizelge 2-12’de tahliye süresi tahmini analizleri ile ilgili ABD’de NRC tarafından yayınlanmış olan raporlar ve düzenlemeler özetlenmektedir. Görüldüğü gibi analizlerin tarihi dünyada henüz ağır bir NGS kazası yaşanmadan öncesine uzanmaktadır. Nükleer güvenliğe ilişkin yürütülen çalışmalara gösterilen hassasiyet ve planlama çalışmalarındaki derinlik, yaşanabilecek bir ağır NGS kazasının etkilerini azaltma konusundaki kararlılığın bir sonucudur. Ağır NGS kazalarında tahliyeye ilişkin konsept tasarımları 1974 yılına kadar uzanmaktadır.

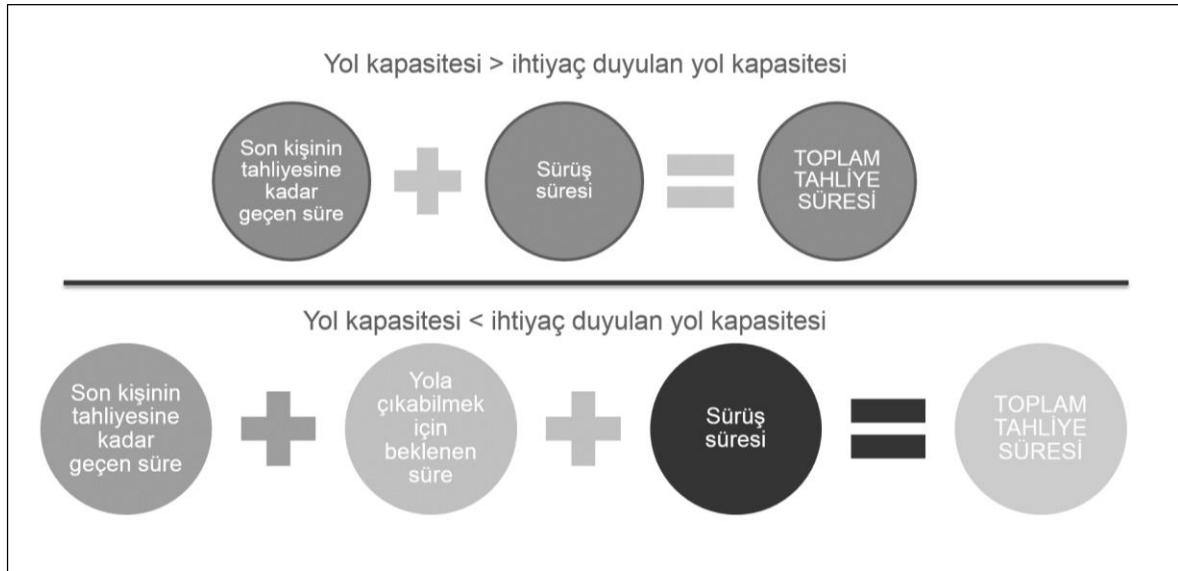
Çizelge 2-12 Ağır NGS Kazalarında Tahliye Süresi Tahminine İlişkin Yayınlanmış Raporlar

Rapor no	Adı	Tarih	
NUREG-75/111 [34]	Sabit Nükleer Tesislerin Desteklenmesi için Devlet ve Yerel Yönetimlerin Radyolojik Acil Durum Müdahale Planlarının Geliştirilmesi ve Değerlendirilmesi için Kılavuz ve Kontrol Listesi	12-01-74	Bu dokümanda düşük nüfus bölgeleri ve bunun dışındaki bölgeler için tahliyenin gerçekleştirileceği zaman aralıklarının belirlenmesi için dinamik tahliye analizleri yapılması istenmiştir. Tahliye planlarının, tahliye rotaları ve toplanma alanlarının belirlenmesi istenmiştir. Tahliye planlamalarının ihtiyaç duyulması halinde farklı bölgeler için de yapılabileceği belirtilmiştir. Planlarda tesis çevresinin 16 segmente ayrılması, etkilenecek toplumun uyarılması yolları, tahliyeyi yavaşlatabilecek faktörler, tahliye araçları, tahliye rotaları ve trafik kapasiteleri, alternatif rotaları gerektiren durumlar, hava şartları gibi durumların dikkate alınması gereği belirtilmiştir.
NUREG-0396 [35][34]	Hafif Sulu Nükleer Santralleri Destekleyen Devletlerin ve Yerel Yönetimlerin Radyolojik Acil Durum Müdahale Planlarının Geliştirilmesi İçin Planlama Esasları	1978	NUREG-75/111 de uygulanması istenen planlama çalışmalarının daha geniş alanlar için de yapılması önerilmiştir. Bu geniş bölge genellikle 10 mil (16km) ile sınırlandırılmaktadır.
NUREG-0654 FEMA-REP-1 Rev. 1 [36][35]	Nükleer Santrallerin Desteklenmesi için Radyolojik Acil Durum Müdahale Planlarının Hazırlanması ve Değerlendirilmesi için Kriterler ve Hazırlık	1980	Değerlendirme Kriteri arasında; Bulut nedeniyle maruz kalma için belirlenen acil durum planlama bölgesinde dinamik analize (çeşitli koşullar altında zaman değişimi çalışması) dayalı olarak çeşitli sektörlerin ve mesafelerin boşaltılması için zaman tahmini yapılması istenmektedir. Raporun 4. ekinde bu analizlerin nasıl yapılacağı açıklanmaktadır.
NUREG/CR-1856 P N L-3662 Vol. 1 [37]	52 Nükleer Güç Santrali Sahasının Çevresi için Tahliye Süresi Tahmini Analizi “Analiz ve Değerlendirme”	1981	52 adet NGS için tahliye süresi tahmini analizi yapılmış ve değerlendirme sonuçları sunulmuştur.
NUREG/CR-4831 PNL-7776 [38]	Nükleer Güç Santralleri Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin En Güncel Yöntemleri	1992	Tahliye süresi tahmini analizlerinin nasıl yapılacağına dair geliştirilmiş analiz prosedürlerinin revizyonu yayınlanmıştır.
NUREG/CR-6863 SAND2004-5900 [39]	Nükleer Güç Santralleri için Tahliye Süresi Tahmini Geliştirilmesi	2005	Bu çalışma ile her NGS'nin lisanslama sürecinde yapılması gereken tahliye süresi tahmini ile ilgili esaslar güncellenerek yeni bir düzenleme getirilmiştir.
NUREG/CR-6864, Vol. 2 SAND2004-5901 [40][39]	Acil Durumlarda Tahliyeyi Etkileyen Faktörlerin Belirlenmesi ve Analizi	2005	Yayınlanan bu çalışmada, ABD’de gerçekleşmiş 230 kitlesel tahliyeden 50 tanesi üzerinde yapılan araştırmalar neticesinde elde edilen istatistiki veriler sunulmuştur. Bu tez çalışmasında kullanılan bazı verilerin elde edilmesinde bu çalışmadan yararlanılmıştır.
NUREG/CR-7002 SAND2010-0016P [41]	Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin Geliştirilmesi Kriterleri	2011	Son yıllarda yayınlanan bu doküman ile yapılan tahliye süresi tahmini analizlerinin incelemesinde ve değerlendirilmesinde dikkate alınacak temel kriterler sunulmuştur. Bu kriterler hem ABD’de uygulanmakta hem de UAEA standartları arasında yerini almıştır.

Tahliye süresinin genel tanımı “tahliyenin başladığı andan son tahliye aracının bölgeyi terk ettiği zaman arasında geçen süre” olarak yapılabilir. Ancak analizlerde tahliye süresini etkileyen parametrelerin en başında yer alan yol kapasitesi, tahliye süresinin tanımında da

farklılaşmalara neden olabilmektedir. Yol kapasitesine bağlı olarak tahliye için ihtiyaç duyulan toplam süre hesaplama yöntemi Şekil 2-37’de özetlenmektedir. Yol kapasitesi ihtiyacın üzerindeyse tahliye süresi, kişilerin evlerinden (veya bulundukları mekânlardan) tahliye edilmesi ve tahliye araçlarına (şahsi veya kurumlarca sağlanan araçlar) binmelerine kadar geçen süre ile acil durum bölgesinden çıkmalarına kadar geçen sürenin toplamıdır.

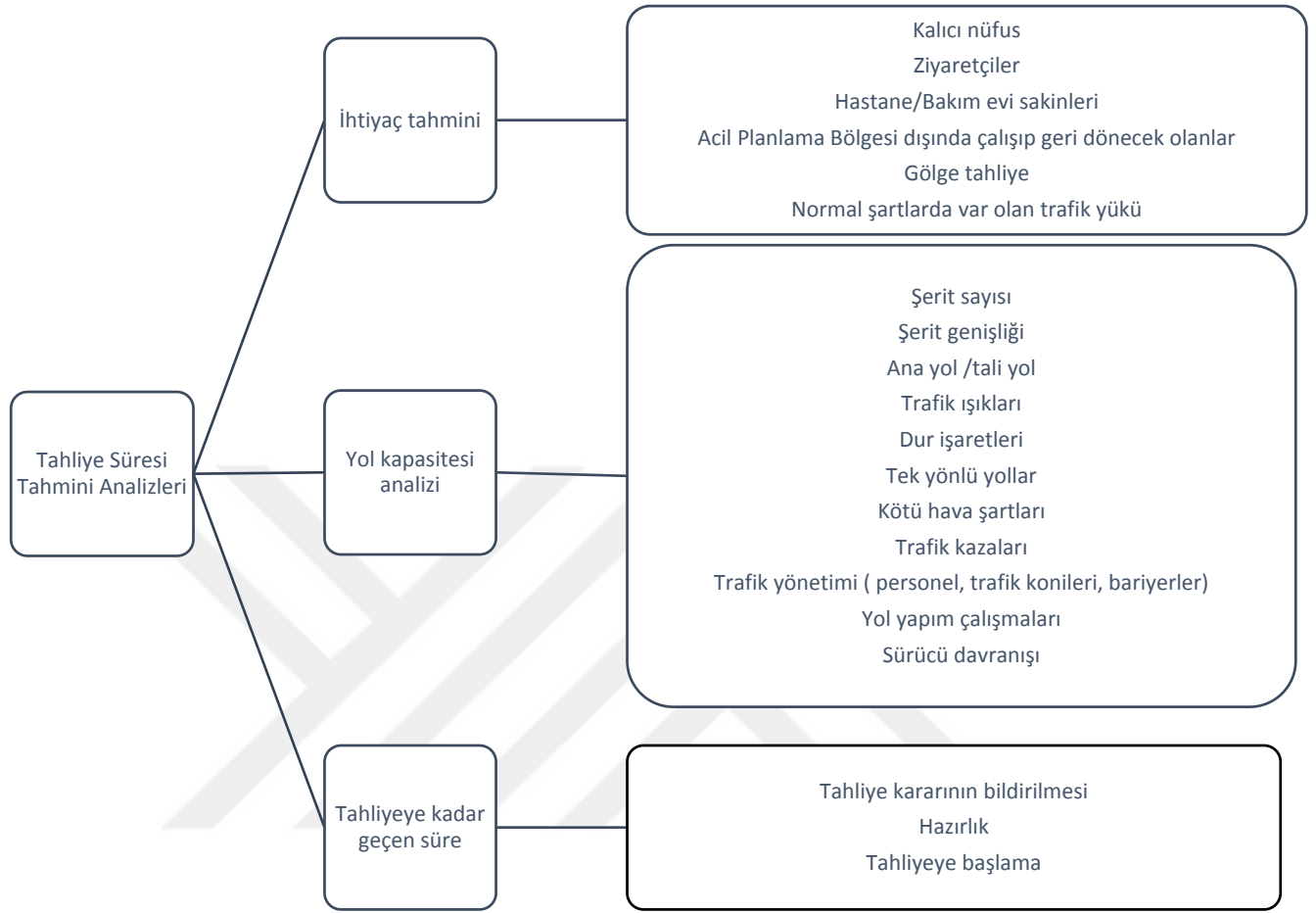
Yol kapasitesi, ihtiyaca cevap veremiyorsa, bu süreye bir de yola çıkabilmek için gereken (trafik yoğunluğu nedeniyle) süre de ilave edilmelidir.



Şekil 2-37 Toplam Tahliye Süresi Hesaplanması

Tahliye süresi tahmini analizleri temelde üç adımda gerçekleştirilmektedir. Bu adımlar Şekil 2-38’de özetlenmektedir. İlk adımda ihtiyaçların belirlenmesi için planlama bölgesi içinde kalan alanın topoğrafyası, nüfus dağılımı, özel tesisler, bölgeye geri giriş yapması muhtemel çalışan nüfus, normal şartlarda var olan trafik yükü ve tahliye bölgesi dışında kalan yerlerden insanların gönüllü olarak bulundukları bölgeyi terketmesi anlamına gelen gölge tahliye oranları incelenerek veri setleri oluşturulmaktadır. İkinci adımda yol kapasitesi analizi yapılır. Bunun için bölgedeki karayolunun özellikleri, trafik işaret ve işaretçileri, yol yapım çalışmaları, hava şartlarının yollar üzerine etkisi ve sürücü davranışları gibi pek çok parametrenin incelenmesi yapılır. Tahliyenin üçüncü bileşeni elbette tahliye edilecek insanlardır. Tahliye edilecek insanların tahliyeye hazırlık düzeyi tahliye ilanını duyduktan itibaren bu durumu karşılama biçimlerini doğrudan etkiler. İlanı duyan bireyler önce bu haberi idrak eder, ardından gerekli hazırlıkları tamamlar ve yola çıkarlar. Bu aşamaların her

biri aile yapısına, aile fertlerinin yaşlarına ve sosyoekonomik durumlarına göre farklılık gösterecektir.



Şekil 2-38 Tahliye Süresi Tahmini Analizlerinin Adımları

2.5.4. Genel Değerlendirme

Tahliyeyi detaylı olarak çalışan ve süreçlerini iyi analiz eden planlamalar daha başarılı ve etkili tahliyeler gerçekleşmesini sağlamaktadır. Kitlesel tahliyeler doğal afetlerden, savaş ortamlarına kadar çok çeşitli şartlar altında hemen her gün gerçekleştirilmektedir. Her bir tahliye, çevre faktörleri, tahliye edilecek topluluk yapısı, tahliyeye hazırlık düzeyleri, tahliyeye neden olan tehlikenin kaynağı ve tahliye rotalarının zoruluk derecesi, tahliye için kullanılacak kaynakların yeterliliğine bağlı olarak kendine özeldir. Bu nedenle planlamalar esnasında öncelikle bölgede yaşayan halk ile ilgili bilgi toplanmalıdır. Yaş ve cinsiyet dağılımları, ekonomik durumları, kendilerine ait taşıtlarının olup olmadığı ile ilgili bilgilerdir.

Tahliye edilmesi gereken bölgelerde genellikle şehirler, kasabalar, kırsal bölgeler yer aldığından memurdan, çiftçiye, sanayi işçilerinden tarım işçilerine değişkenlik gösteren insanların tahliyesi söz konusu olacaktır. Elbetteki toplumun yapısı önemli bir etken olabilir.

Tahliyenin kendisinden kaynaklı olarak insan yaşamı üzerinde oluşan riskler değerlendirildiğinde çok düşük risklerle karşılaşılır. Bu konu üzerine yapılan araştırmalara göre tahliye sırasında trafik kazası olma olasılığı normal trafik akışında kaza olması olasılığıyla aynıdır. Hatta ailelerin tahliye sırasındaki sürüş için en iyi ve güvenilir şoförü tercih ettikleri ve şoförlerin trafik işaret ve işaretçilerine normalde gösterdiklerinden daha fazla hassasiyet gösterdikleri bilinmektedir. Bu nedenle trafiğin kendisinden doğan riskler normalden yüksek değildir. Tahliyenin düzenli şekilde gerçekleştirilmesi için etkili bir planlama yapıldığı sürece tahliye güvenli bir uygulamadır.

Ancak 2011 yılında Fukushima Daiichi Nükleer Santralinde gerçekleşen kazanın ardından yapılan tahliye işlemlerinde yaşanan can kayıpları nedeniyle tahliye uygulaması ağır nükleer santral kazalarında saha dışı acil durum yönetiminin en tartışılan konularından biri haline gelmiştir. Bu tahliyeler sırasında, engelli bireylerin tahliyesi sırasında bazı aksaklıklar yaşanmıştır. Bölgede aynı anda büyük bir depremin ve en büyük tsunami felaketlerinden birinin de yaşandığı düşünüldüğünde hem yol kapasitelerindeki azalma hem de gerekli teknik desteğin sağlanamaması neticesinde özel tesislerin tahliyesi büyük bir soruna dönüşmüştür. Hastanelerin özellikle yoğun bakım servisleri, hasta ve yaşlı bakım evlerinin tahliyesi sırasında ve sonrasında onlarca insan hayatını kaybetmiştir. UAEA son yıllarda acil durum çalışmalarında özel tesislere yönelik yeni yaklaşımlar geliştirilmesi konusuna detaylı olarak yer vermektedir. Yeni planlama çalışmalarında özel tesislere yönelik planlamalar özellikle vurgulanmaktadır.

Felaketin ardından geçen 6 yılın sonunda hala tahliye edilenler evlerine dönememiştir. Bunun sonucu olarak tahliyenin uzun dönemde insanlar üzerindeki etkileri de tartışılmaya başlanmıştır. İşlerini, evlerini, topraklarını kaybeden insanlar gündelik yaşamlarını ve sosyal çevrelerini değiştirmek zorunda kalmıştır. Bu ani ve istem dışı değişimin uzun yıllara yayılması toplumsal sorunlara neden olmaktadır. Son yıllarda ağır NGS kazalarının psikolojik ve sosyal etkileri üzerine çalışmalarda artış dikkat çekmektedir. Bu çalışmalarda sıklıkla radyasyon maruziyetlerinin muhtemel seviyeleri ve olası sonuçları ile tahliye neticesinde oluşan olumsuz psiko-sosyal etkiler karşılaştırıldığı görülmektedir.

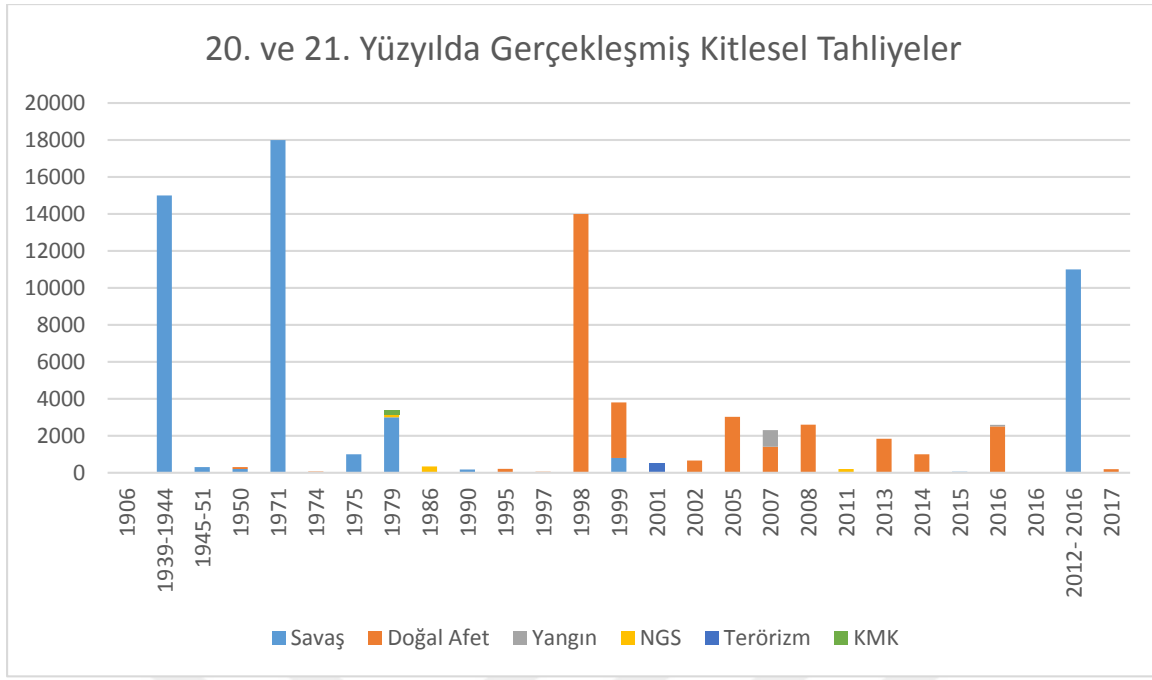
Ağır NGS kazalarında acil durum yönetiminin en önemli bileşenlerinden biri “acil durum iletişimi”dir. Acil durumu etkin şekilde yönetmek, etkilenen kişileri ve toplumun genelini en doğru şekilde bilgilendirmek, bilgi kirliliğinin önüne geçmek ancak doğru iletişim kanallarını doğru iletişim teknikleriyle birleştirerek mümkün olabilir. Acil durum iletişimi konusu bilimsel yöntemlerle detaylı şekilde çalışılmalıdır. NGS kazası, insanların hiç duymadığı pek çok terimin ve son derece teknik bilginin halka ulaşması ile sonuçlanır. Bu teknik bilgiler halka sunulurken anlaşılır bir dille açıklama yapılmasına ve kaygıya neden olmayacak aksine insanların kafasındaki sorulara cevap olacak derinlikte açıklama metinleri hazırlanmasına özen gösterilmelidir. Acil durum iletişimi konusunda UAEA’nın kılavuzları bulunmaktadır. Ancak NGS’nin bulunduğu ülke ve yöredeki vatandaşların kültürü, bölgenin sosyo-ekonomik yapısı dikkate alınarak özel araştırmalar yapılmalı ve en doğru iletişim kanalları belirlenmelidir. Acil durum öncesinden itibaren özellikle planlama bölgesinde bulunan halka yönelik bilgilendirme çalışmaları yapılarak karşılaşılabilecek teknik terimler ile bilgilendirme toplantılarında (brifinglerde) karşılaçakları temel bilgiler ile ilgili eğitimler düzenlenmelidir. Acil durum bilgilendirmeleri genel hatları ile şunları içermelidir:

- Halkın en hızlı şekilde bilgilendirilmesi için erken bildirim,
- Durumun kısa, net ve anlaşılır şekilde açıklanması,
- Halkın korunması için alınan önlemler,
- Acil durum müdahale eylemleri uygulanan koruyucu tedbirler ve iyileştirme çalışmalarının süreçleri ile ilgili devamlı güncellenen bilgiler

Tüm bu bilgiler belirli bir iletişim stratejisi temelinde tutarlı bir şekilde paylaşıldığı takdirde bir güven oluşabilir. Ayrıca acil durumun kontrol altına alınması ile ilgili bilgiler paylaşılarak panik ortamı oluşması engellenebilir.

2.6. Tahliyeyi Etkileyen Faktörler

Kitlesel tahliyeler dünyanın varoluşundan itibaren çeşitli nedenlerle yapılmış son iki yüzyılda ise ağırlıkla savaşlar nedeniyle gerçekleştirilmiştir. Nedenleri farklı olan kitlesel tahliye uygulamalarının, hazırlıkları da birbirinden farklıdır. Geçici barınma merkezleri, ulaşım ihtiyaçları, tahliye edilecek halkın korunması gibi temel ihtiyaçlar ise tüm tahliye uygulamalarında aynı kabul edilebilir. Tahliyeler neticesinde eve dönüş süresi oldukça uzundur. Bu nedenle insanların hayatları uzun yıllar doğrudan etkilenmektedir. Şekil 2-39’da XX. ve XXI. Yüzyılda gerçekleşmiş kitlesel tahliyelere ilişkin veriler özetlenmektedir.



*Doğal Afet – Deprem, sel, nehir/baraj taşkını,

*Savaş – Dünya Savaşları, ülkelerarası savaş, iç savaşlar, çatışmalar

*NGS – Nükleer güç santrali kaynaklı

*KMK –Kimyasal madde kazası

Şekil 2-39 XX. VE XXI. Yüzyıl Kitlesel Tahliye Nedenleri

Son yıllarda, kasırga, hortum, tsunami, toprak kaynaması, volkan patlamaları gibi doğal afetler nedeniyle insanlar kitlesele olarak bulundukları yerlerden tahliye edilmektedir. Zamanında gerçekleştirilen tahliyeler ile pek çok insanın hayatı kurtarılmıştır. Ağır NGS kazaları nedeniyle ise 1979 (TMI, 144000 kişi), 1986 (Çernobil, 335000 kişi) ve 2011 (Fukushima, 160000 kişi) yıllarında kitlesele tahliye uygulaması yapılmıştır.

Tahliyeyi etkileyen faktörlere ilişkin Çizelge 2-12’de verilen “Acil Durumlarda Tahliyeyi Etkileyen Faktörlerin Belirlenmesi ve Analizi [40][39]” isimli NUREG raporu ile yayınlanan çalışmada ABD’de 1 Ocak 1990 – 30 Haziran 2003 tarihleri arasında gerçekleşmiş 230 adet kitlesele tahliye⁶ incelenmiş ve bunlar arasından seçilen 50 tahliye için veri setleri oluşturulmuştur. Bu tez çalışmasında referans alınan tahliyeyi etkileyen faktörlere ilişkin veriler bu çalışmadan elde edilmiştir.

Bu çalışmada incelenen tahliyeler neticesinde büyük ölçekli tahliyelerin çok sayıda can kurtardığı ve tehlikenin zararlarını azalttığı ortaya konmuştur. Gerçekleştirilen 50 tahliyenin verilerinin toplanması amacıyla detaylı anketler uygulanmıştır. Anketlerde kitlesele tahliye

⁶ Bu çalışmada kitlesele tahliye 1000 ve üzeri kişinin tahliye edilmesi olarak kabul edilmiştir.

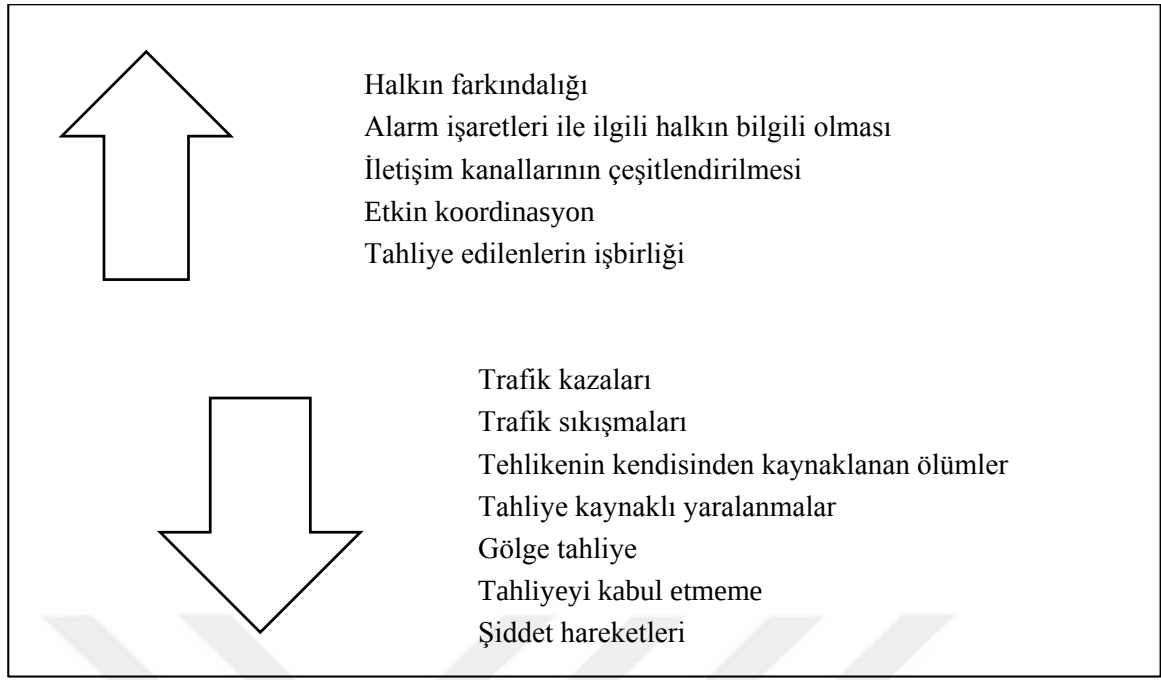
uygulamasına katılmış olan eğitimli müdahale personelinin sorulan sorulara yanıt vermesi istenmiştir. Seçilen 50 tahliyenin özelliği her birinde uygulamaları eğitimli personellerin gerçekleştirmiş olmasıdır. Ayrıca 50 tahliyenin gerçekleştirildiği bölgelerin 20 tanesinde daha önce tam-ölçekli tatbikat yapıldığı bilinmektedir.

Yapılan anket uygulamalarından elde edilen veriler ileri düzeyde istatistiksel analiz yöntemleri ile analiz edilmiştir. Bu yöntemlerden bazıları regresyon analizleri ve korelasyon analizleridir. Bu analizler ile tahliyenin etkinliğini etkileyen faktörler ortaya konmuştur. Bu çalışmanın sonuçlarına göre,

- Gölge tahliyenin, tahliyenin etkinliği üzerine belirgin bir etkisi yoktur.
- En belirleyici faktörlerden biri halkın farkındalık düzeyidir. Halkın farkındalığı özellikle şu konularda yükseltilmelidir:
 - Tehlikenin türü ve sonuçları
 - Tahliye prosedürleri
 - Tahliye kararının duyurulması için kullanılan alarm yöntemleri. (Analizler sonucunda kapı kapı dolaşarak yapılan uyarıların çok belirgin bir katkısı olduğu belirlenmiştir.)
- Tahliyenin etkinliği ile tahliye edilenlerin süreci kabulü ve gönüllü katılımı arasında çok yakın bir ilişki vardır.
- Hava şartlarının etkisi büyük önem taşır. Tahliyenin gerçekleştirildiği karayollarını olumsuz etkileyen hava şartları trafik kazası, trafik sıkışması, ölüm ve yaralanmalar gibi pek çok ilave faktörün gerçekleşmesine de zemin hazırlamaktadır.

Tahliyenin etkililiğini azaltan ve arttıran faktörler Şekil 2-40'da özetlenmektedir. Bu faktörlerle ilgili olarak ulaşılan gerçekleşme oranları şunlardır:

- Trafik sıkışması, %28
- Trafik kazası, %8
- Talimatlara uyulmaması, %24
- Tahliyeyi reddetme, %52



Şekil 2-40 Tahliyenin Etkililiğini Artıran ve Azaltan Faktörler

Tahliyenin etkinliğini ve etkililiğini arttıran en önemli faktörler acil durum öncesinde yürütülecek hazırlık çalışmaları ile ilgilidir. Bu faktörler genel olarak “acil durum hazırlık seviyesi” başlığı altında toplanabilir. Hazırlık aşaması boyunca alarm ve haberleşme sistemlerinin modernizasyonunun yapılması, ulaştırma analizlerinin yapılması, trafik akışını iyileştirmeye yönelik değerlendirmeler, yerel farkındalık eğitimlerinin iyileştirilmesi ve arttırılması ile kurumlararası etkin koordinasyonun sağlanması için iyi planlama yapılması tahliyenin etkililiğini arttıran faktörler arasında sayılabilir. Tahliye gerçekleşirken özellikle ölü veya yaralı bir yakını olan bireylerin bölgeden ayrılmak istememesi olasılığı yüksektir. Ancak ağır NGS kazaları deprem gibi büyük bir afetin ardından gerçekleşmediği durumlarda bu olasılık oldukça düşüktür. Öte yandan tahliyeyi reddetme çeşitli nedenlerle ortaya çıkabilen bir durumdur ve olasılığı çok yüksektir. Tahliye sırasında en büyük negatif etki trafik sorunlarından kaynaklanır. Yol kapasitelerinin yetersizliği, yolların kavşak noktalarında tıkanması, trafik kazaları, trafiğin sabit bir akış hızıyla ilerlemesini engelleyebilir. Bu nedenle tahliye yavaşlayabileceği gibi bir süreliğine tamamen durabilir. Olumsuz hava koşullarının yol kapasitesini azalttığı veya trafiğe çıkışı tamamen güvensiz hale getirdiği durumlarda (yoğun kar yağışı, aşırı buzlanma, vb.) da tahliye bir süreliğine ertelenerek yerinde sığınma tedbirleri uygulanmasını zorunlu kılabilir.

2.7. Kullanılan Bazı İstatistik Kavramları

Çizelgeler okunurken sunulan verilerin anlaşılmasını kolaylaştırmak amacıyla çizelgede yer alan bazı kavramların açıklanmasında fayda görülmektedir.

Bu kavramlar ististik biliminin kavramlarıdır. İstatistik, kelime anlamı⁷ olarak “*bir sonuç çıkarmak için verileri yöntemli bir biçimde toplayıp sayı olarak belirtme işi*” olarak tanımlanmaktadır. Bilim dalı olarak ise “*ilkelerini olasılık kuramlarından alarak eldeki verileri grafik ve sayı biçiminde değerlendirmeye dayandıran matematiğin uygulamalı dalı, sayım bilimi*” olarak tanımlanır.

Araştırmanın amacına yönelik olarak var olan bir problemin belirlenmesi, istatistik birimlerinin tanımlanması ve bunlara ilişkin değişkenlerin belirlenmesi, değişkenlere ilişkin verilerin toplanması, bu verilerin seriler ve çizelgeler yardımıyla gösterilmesi, serilerin çözümlenmesi ve yorumlanması sürecini içeren bir yöntemler bilimidir. Temelde iki kola ayrılmaktadır. Bunların birincisi, araştırma amacıyla veri toplanması, verilerin sınıflandırılması, grafiklerle sunulması betimsel istatistiktir. İkincisi ise çizelge ve grafiklerle sunulan verilerin amaca uygun farklı tekniklerle analiz edilmesi ve sonuçların modellenerek bir yargıya varılması veya ileriye dönük tahminlerde bulunulması olan çözümsel istatistik denir. [42]

Bu bölümde öncelikle, kullanılan temel istatistik kavramları özetlenmektedir. Ardından analizlerde kullanılan yöntemlerin daha iyi anlaşılabilmesi için Rassal Değişkenler, Çeşitleri, İstisatistiksel Tahminleme Yöntemleri ve Karar Teorisi üzerine temel bilgiler verilmektedir. Detaylı bilgiler literatürdeki pek çok kaynakta mevcuttur.

⁷ Türk Dil Kurumu, Güncel Türkçe Sözlük,
http://www.tdk.gov.tr/index.php?option=com_gts&arama=gts&guid=TDK.GTS.5a79c431039cd7.15347958

2.7.1. Temel Kavramlar

Bu tez çalışmasında hesaplama sonuçlarının ve belirsiz analizleri sonucunda elde edilen dağılımların sunumunda kullanılan belli başlı kavramlar Çizelge 2-13’de özetlenmektedir.

Çizelge 2-13 Temel İstatistik Kavramları

Kavram	Açıklama
Ortalama	Aritmetik ortalama: Seriyi oluşturan tüm gözlem değerlerinin gözlem sayısına oranı olarak tanımlanır. Ağırlıklı aritmetik ortalama: Gözlem değerlerinin farklı önemlere sahip olduğu durumda gözlem değerlerine ağırlık verilir. Gözlem değerleri bu ağırlıklarla çarpıldıktan sonra aritmetik ortalama hesaplanır. Kareli ortalama: Seriyi oluşturan gözlem değerlerinin karelerinin toplamının gözlem sayısına oranının karekökünü alınmasıyla elde edilen ortalamadır.
Medyan	Gözlem değerleri küçükten büyüğe sıralandığında ortada kalan gözlem değeridir.
Varyans	Gözlemlerin aritmetik ortalamadan olan sapmalarının karelerinin toplamının gözlem sayısına oranıdır.
Standart Sapma	Gözlem değerlerinin aritmetik ortalamadan sapmalarını ifade eden ölçüttür. Varyansın karekökü olarak hesaplanabilir.
Anlamlılık Düzeyi	
Güven aralığı	Bir gözlemin (verinin) içinde bulunması ihtimalinin araştırılması için belirlenmiş aralıktır. Seçilen bir anlamlılık düzeyi için belirlenir.
Güven düzeyi	Güven düzeyi bir gözlemin veya parametrenin belirli bir güven aralığında olmasının ihtimalidir.
Yüzdebirlik	Sıralanmış bir veri serisini yüz eşit parçaya bölen ve böylece her bir bölünen parçanın anakütle veya örneklem verilerinin 1/100'ini kapsadığı, 99 tane özetleme değeridir.

İstatistik rassal bir olayı (ya da deneyi) matematiksel olarak modellemek ve bu model yardımıyla, anakütlenin bilinmeyen karakteristik özellikleri (ortalama, varyans v.b. gibi) hakkında çıkarım yapmak amacıyla kullanılır. Rassal bir olayın modellenmesi, sayısal değerlerle ifade edilen ve rassal değişken olarak adlandırılan değişkenler kullanılarak yapılır. [42] Karşımıza çıkan problemlerdeki rassal değişkenler kesikli rassal değişkenler ve sürekli rassal değişkenler olarak iki sınıfa ayrılmaktadır.

2.7.2. Kesikli Rassal Değişkenler ve Dağılımları [42]

2.7.2.1. Rassal Değişken

Rassal bir olayın (ya da deneyin) sonuçlarını sayısal değerlerle ifade eden değişkene, **rassal değişken** denir.

Örneğin, bir para atma deneyi yazı (Y) veya tura (T) ile sonuçlanır. Rassal değişken

X : T sayısı

olarak tanımlanırsa rassal değişkenin alacağı değer 0 veya 1 olacaktır. Dolayısıyla, deneyin sayısal olmayan sonuçları (Y ve T), X rassal değişkeni yardımıyla sayısal değerlerle (0 ve 1) ifade edilmiş olur.

Rassal değişkenler, aldıkları değerlere göre kesikli ya da sürekli olarak adlandırılırlar. Değer kümesi sayılabilir olan rassal değişkenler kesikli, sayılamayan olan rassal değişkenler ise sürekli olarak isimlendirilir.

2.7.2.2. Olasılık Dağılımı

Olasılık dağılımı, $P(X = x)$, X kesikli rassal değişkeninin aldığı değerler ile bu değerlere karşılık gelen olasılıkları ifade eder. Kesikli birikimli olasılık dağılımı bir başka deyişle, F(x) fonksiyonu, X rassal değişkeninin belli bir x'ten daha küçük ya da eşit değer alması olasılığını ifade eder. Birikimli olasılık dağılımı, x'in bütün değerleri için 0 ile 1 arasında değerler alır.

2.7.2.3. Bazı Kesikli Dağılımlar

- Bernoulli

İki sonucu olan bir deneyi (Bernoulli denemesi) modellemek için kullanılan kesikli bir dağılımdır. Genellikle, bu sonuçlar “başarı” ve “başarısızlık” olarak isimlendirilir. X rassal değişkeni “başarı” durumunda 1, “başarısızlık” durumunda ise 0 değerini alır. Bernoulli denemesinin başarı ile sonuçlanma olasılığı “p”, başarısızlıklar sonuçlanma olasılığı “1-p” dir.

- Binom

Binom dağılımı, n tane bağımsız aynı dağılımlı Bernoulli rassal değişkeninden elde edilen başarı sayısını modellemek için kullanılan kesikli bir dağılımdır. Burada, aynı dağılımlı kelimesi, her bir Bernoulli denemesi için başarı (ya da başarısızlık) olasılığının aynı kaldığı anlamındadır. Binom dağılımı, uygulama problemlerinde oldukça sık karşılaşılan bir dağılım olduğundan, kesikli dağılımlar içinde önemli bir yer tutar.

- Poisson

Bu dağılım olasılık ve istatistik teorisinde yaygın olarak kullanılan kesikli bir dağılımdır. Bir olayın, belirlenen bir zaman ya da uzay (uzunluk, alan, hacim gibi) aralığında gerçekleşme sayısını modellemek için kullanılır. İlgilenilen aralık uzunluğu bir “birim” olarak ifade

edilirse zamanla ilgili aralıklar “birim zaman”, uzayla ilgili aralıklar ise “birim uzay” olarak ifade edilir. Birim zamana örnek olarak; 1 hafta, 6 ay, 1 yıl; birim uzaya örnek olarak ise; 1 metre (uzunluk), 1/2 metre küp (hacim) v.b. verilebilir.

2.7.3. Sürekli Rassal Değişkenler ve Olasılık Dağılımları [42]

2.7.3.1. Sürekli Rassal Değişkenler

Sürekli rassal değişkenin tanımı üzerinde tekrar durulacak olursa belli bir aralıkta veya aralıklarda her değeri alabilen rassal değişkene, **sürekli rassal değişken** denir. Bir başka ifadeyle, sürekli rassal değişken, alabileceği değerleri sayılamayacak (sonsuz) kadar çok olan rassal değişkendir. Ayrıca, sürekli rassal değişkenin değerleri genellikle, sayım yoluyla elde edilen kesikli rassal değişkenlerin aksine ölçüm yoluyla elde edilmektedir.

Sürekli rassal değişkenlerle ilgili verilebilecek örneklerden bazıları şunlardır: bir hisse senedinin fiyatı, okul giderleri için yapılan harcama, faiz oranı, bir arabanın yakıt tüketimi, rüzgâr hızı, bir elektronik eşyanın dayanma süresi, yağış miktarı, bir ürünün tamamlanma süresi, anaokulundaki çocukların ağırlığı ve üretilen demir çubuklarının uzunluğu gibi değişkenler sürekli rassal değişkenlerdir.

Sürekli rassal değişkenlerle ilgili olasılık hesabı kesikli rassal değişkenlerden farklılık göstermektedir. Üretilen ürünler arasından rassal olarak seçilen bir ürünün uzunluğunun 1,45 ile 1,50 metre arasında olması olasılığını bulmak istesinler. Bu durumda, X rassal değişkeninin 1,45 ile 1,50 metre arasında alabileceği değerler de sayılamayacak kadar çoktur. Bundan dolayı, sürekli rassal değişkenlerle ilgili olasılıklar, kesikli rassal değişkenlerde olduğu gibi tek tek hesaplanamaz. Bu durumda sürekli rassal değişkenlerle ilgili olasılıkları belirlemek için **alan** kavramı kullanılır.

Sürekli rassal değişkenlerle ilgili olasılıkların (alanların) hesaplanabilmesi ve çeşitli yorumların yapılabilmesi için **olasılık yoğunluk fonksiyonu** veya **olasılık dağılım eğrisi** kullanılır. Kullanılan bu olasılık yoğunluk fonksiyonu $f(x)$ şeklinde gösterilir. Ele alınan her bir sürekli rassal değişken için, söz konusu olasılık dağılım eğrisinin şekli değişmektedir.

Örneğin, bir hisse senedinin fiyatı için başka, bir ürünün tamamlanma süresi için daha başka şekilde dağılım eğrileri elde edilmektedir. Sürekli X rassal değişkeninin herhangi a ve b değerleri arasında bulunması olasılığı, $P(a < X < b)$ biçiminde gösterilir. Bu olasılık değeri ise $f(x)$ eğrisi altında a ve b değerleri arasında kalan bölgenin alanına eşittir.

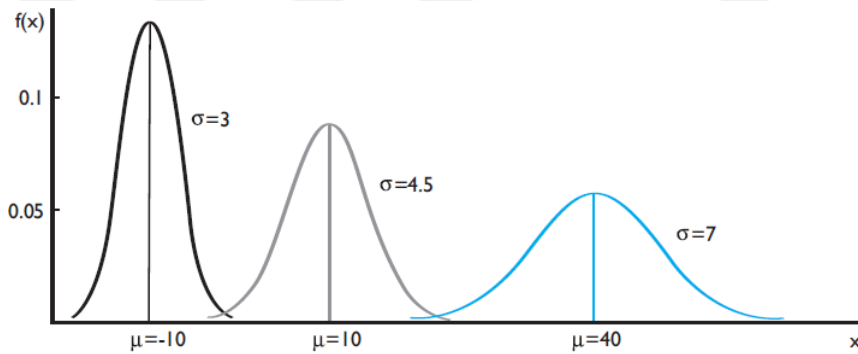
2.7.3.2. Normal Dağılım

Sürekli rassal değişkenler için en önemli dağılımlardan biri, normal dağılımdır. Bunun nedeni, gerek günlük yaşamımızda gözlenen sürekli rassal değişkenlerin büyük çoğunluğunun (yaklaşık olarak) normal dağılıma uyması, gerekse istatistiksel çıkarımlarda temel dağılım olarak normal dağılımın kullanılmasıdır. Örneğin, bir yatırım aracının aylık getirileri, bir şirketin haftalık satışı üretilen ürünlerin ağırlıkları bir deneyde yapılan rassal ölçüm hataları, zeka testi sonuçları, yeni doğan bebeklerin ağırlıkları ve boy uzunlukları gibi rassal değişkenler yaklaşık olarak normal dağılırlar.

Sürekli X rassal değişkeninin olasılık yoğunluk fonksiyonu,

$$f(x) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} e^{-(x-\mu)^2/2\sigma^2}, \quad -\infty < x < \infty$$

Şeklinde ise X rassal değişkenine **normal dağılıma** sahiptir denir. Burada μ ve σ^2 parametreleri, sırasıyla normal dağılıma sahip rassal değişkenin ortalamasını ve varyansını göstermektedir. Dolayısıyla, σ normal dağılıma sahip rassal değişkenin standart sapmasıdır. Normal dağılımın $f(x)$ olasılık yoğunluk fonksiyonun grafiği veya normal dağılım eğrisi ($f(x)$ eğrisi) Şekil 2-41’de farklı ortalama ve varyans değerlerine göre gösterilmektedir.



Şekil 2-41 Normal Dağılımın Olasılık Yoğunluk Fonksiyonunun Grafiği

Sürekli rassal değişkenlerle ilgili olasılık hesabı, $f(x)$ eğrisi altında kalan alanın bulunmasına dayanmaktadır. Normal dağılım için bu alanın bulunması, düzgün dağılımda olduğu kadar kolay değildir. Bu nedenle, olasılık (alan) değerlerini hesaplamak için daha önceden hazırlanmış olan tablolardan yararlanılır. $\mu = 0$ ve $\sigma = 1$ olan **normal dağılım (standart normal dağılım) için dağılım** eğrisi altında ve belli değerler arasında kalan alanlar tablolastırılmıştır. Bu tablo kullanılarak diğer normal dağılım fonksiyonlarına bir katsayı üretilir.

2.7.3.3. Binom Dağılımına Normal Dağılım Yaklaşımı

Kesikli rassal değişkenlere uygun binom dağılımıyla ilgili anlatılanlar kısaca özetlenirse,

1. Binom deneyi n tane ayn› (özdeş) denemeden oluşmaktadır.
2. Her bir deneme için başarı ve başarısızlık olarak isimlendirilen yalnız iki sonuç vardır.
3. Tek bir deneme için başarı olasılığı p olup her bir deneme için aynıdır. Başarısızlık olasılığı $q = 1 - p$ 'dir.
4. Denemeler birbirinden bağımsızdır.

koşullarını sağlayan bir binom deneyinde, n denemede x tane başarılı sonuç elde edilmesi olasılığı,

$$P(X = x) = \binom{n}{x} p^x (1 - p)^{n-x} , \quad x = 0, 1, \dots, n \quad (2.1)$$

binom olasılık fonksiyonu yardımıyla bulunur. X kesikli rassal değişkenine binom dağılımına sahiptir denir. Bir binom deneyinde denemelerin sayısı (n) çok büyük olduğunda, binom olasılık fonksiyonuyla gerekli hesaplamaları yapmak zordur. Bu zorluğu aşmak için, binom olasılık fonksiyonuyla kesin olasılık değerini bulmak yerine, normal dağılımdan yararlanarak yaklaşık olasılık değerini bulmak daha uygundur. Binom dağılımına normal dağılım yaklaşımının kullanılabilmesi için, $np \geq 5$ ve $nq \geq 5$ koşullarının sağlanması gerekir. Bu koşullarının sağlanması durumunda, binom dağılımında aranan olasılık değerinin normal dağılım yardımıyla elde edilmesinde aşağıda verilen adımlar izlenir:

Adım 1: Binom dağılımının μ ortalaması ve σ standart sapması hesaplanır. Binom dağılımı için bu parametreler;

$$\mu = np \quad (2.2)$$

$$\sigma = \sqrt{npq} \quad (2.3)$$

formülleri ile bulunur. Bu durumda, normal dağılımın kullanılabilmesi için gerekli olan μ ve σ parametre değerleri elde edilmiş olur.

Adım 2: Kesikli rassal değişkenin sürekli rassal değişkene dönüştürülmesi için “**süreklilik düzeltmesi**” yapılmalıdır. Buna göre, binom dağılımı için $P(X = x)$ olasılığında x 'e ± 0.5 değeri eklenerek, normal dağılımı için $P(x - 0.5 \leq X \leq x + 0.5)$ olasılık değeri hesaplanır. Sonuç olarak, kesikli rassal değişkenlere uygulanan binom dağılımının, sürekli rassal

değişkenlere uygulanan normal dağılıma yakşalımı sağlanır. Ayrıca, binom dağılımda aranan olasılık eşitsizlik olabileceği gibi, bir aralık da olabilmektedir.

2.7.4. İstatistiksel Tahminleme [43]

Bir araştırma sürecinin en önemli aşaması olan örneklemeye tahminleme birbirinin ayrılmaz parçasıdır. Tahminleme, tanımlanan evrenden seçilen rassal örneklemde hesaplanan istatistikler yardımıyla, bu evrenin uyduğu dağılımın parametre değerlerini araştırmak olarak tanımlanabilir.

Hem örneklem için hem de evren için bilgi üreten istatistiğe ilişkin formülasyona “tahminleyici”, örneklem gözlem değerlerinin bir tahminleyiciye uygulanmasıyla hesaplanan değere ise “tahmin” adı verilir. Tahminleyici, tahminin nasıl hesaplanacağını gösterir. Tahminse sayısal bir değerdir.

Bu tez çalışmasında toplanan verilerden yararlanılarak ulaşılmak istenen parametrelerin tahmini için analizler yapılmıştır. Güvenilirlik verileri ve verilerdeki standart sapmalar kullanılarak da belirsizlik analizleri yapılmıştır. Bunun için istatistiksel tahminleme türleri olan “nokta tahminlemesi” ve “aralık tahminlemesi” yöntemleri kullanılmıştır.

2.7.4.1. Nokta tahminlemesi

Tek bir rassal örneklemde hesaplanan q istatistiğinin değerini, bu istatistiğin bilgi ürettiği q parametresinin değerine eşit kabul eden tahminleme sürecine “nokta tahminlemesi” denir. Nokta tahminlemesi tek bir örneklemde hesaplanan istatistiğin değerine dayanarak değil, bu istatistiğin örneklem dağılımını inceleyerek yapılır.

2.7.4.2. Aralık Tahminlemesi

Bir tahminleme sürecinde, küçük varyansa (ya da standart hataya) sahip olan tahminleyicinin tercih edilmesi, önemli bir kriterdir. Standart hatanın küçüklüğü tahminin güvenilirliğiyle ilgilidir. Güvenilir tahmin, tanımlanan evrenden seçilen aynı hacimli farklı örneklemde büyük ölçüde farklılık göstermeyen tahmindir. Nokta tahminlemesi tahminin güvenilirliği hakkında bilgi veremediği, başka bir ifadeyle bu tahminleme tahminin parametre değerine ne kadar yakın olduğu bilgisini veremediği için sınırlı bir tahminlemedir. Tahminlemesi yapılacak parametre değeri ile tahmin değeri arasındaki olası fark için bir olasılık ifadesinin, güven düzeyinin kullanılmasına imkân veren yöntem aralık tahminlemesidir. Bu özelliği nedeniyle, genellikle, **aralık tahminlemesi**, nokta tahminlemesine tercih edilir. Diğer bir

deyişle, bir parametrenin örneklem istatistiğine dayanarak, örneklemenin planlama aşamasında araştırmacı tarafından belirlenen bir olasılığa (güven düzeyine) göre simetrik bir aralıkta belirlenmesidir.

θ parametresinin aralık tahminlemesinin gösterimi genel olarak;

$$A < \theta < B \quad (2.4)$$

şeklinde yazılabilir. Burada A ve B tahminlenecek parametre değerini kapsayacak alanı belirleyen sınır değerleridir. Örneklem istatistiklerinin değerleri ve standart hataları örneklemden örnekleme değiştiğinden güven aralığının sınır değerleri değişir; güven aralığı genişler ya da daralır. Bu nedenle bazı güven aralıkları parametre değerini kapsar, bazıları kapsamaz.

Bu nedenle tahminleme sürecinde alt ve üst sınırlar birer rassal değişken, bu sınırların belirlediği aralık da rassal aralık niteliğindedir. Aralık tahminlemesi sürecinde, önceden belirlenen olasılık düzeyi ya da **güven düzeyi** parametre değerini kapsayan güven aralığının tahminlendiği olasılığı ifade eder ve $1-\alpha$ ile gösterilir. Bir başka ifadeyle güven düzeyi tahminlenecek güven aralıklarının parametre değerini içine alma oranıdır. G.D.= $1-\alpha$ değeri büyük seçilirse tahminlenen aralığın θ 'yı kapsayan bir aralık olma olasılığı artırılmış fakat tahminlerin güvenilirliği, kesinliği azalmış olur. Aralık tahminlemesinde güven aralığının mümkün olduğu ölçüde dar tutulması arzu edilir. Çünkü dar aralığın sınırları parametre değerine daha yakındır. Bu aralık güven düzeyine ve örneklem hacmine bağlıdır. Örneğin güven düzeyi %99'dan %95'e düştüğünde daha dar güven aralığı elde edilir. Belirlenen örneklem hacmi için hesaplanan standart hatanın küçük olması durumunda da güven aralığı daralır.

- Büyük Örneklerde μ 'nün Aralık Tahminlemesi

Büyük örneklem hacmi için yeterli büyüklük, $n \geq 30$ birim kabul edilmektedir. Rassal örneklem hacmi yeterli büyüklükteyse, evren dağılım şekli ne olursa olsun, $\bar{X}$ 'in örnekleme dağılımı, ortalaması μ ve varyansı $\frac{\sigma^2}{n}$ olan normal dağılıma uyar. $\bar{X}$ rassal değişkeninin dağılımı normal dağılım özelliğine sahip olduğunda, μ ' nün aralık tahminlemesi, σ biliniyorsa;

$$\bar{X} - z\sigma_{\bar{X}} < \mu < \bar{X} + z\sigma_{\bar{X}} \quad \sigma_{\bar{X}} = \frac{\sigma}{\sqrt{n}} \quad (2.5)$$

σ bilinmiyorsa;

$$\bar{X} - z s_{\bar{X}} < \mu < \bar{X} + z s_{\bar{X}} \quad s_{\bar{X}} = \frac{s}{\sqrt{n}} \quad (2.6)$$

şeklinde hesaplanabilir. Bu eşitliklerde $\bar{X}$, örneklemin değeri; $\sigma_{\bar{X}}$, standart hata; $s_{\bar{X}}$, σ bilinmediğinde ve örneklem hacmi büyük olduğundaki tahminleyici; z , $1-\alpha$ güven düzeyi için standart normal dağılım tablosundan belirlenecek olan değerdir. Bu değer en yaygın kullanılanları Çizelge 2-14’de verilmektedir.

Çizelge 2-14 z Değerleri

1- α	z
0.90	1.96
0.95	1.65
0.99	2.58

- Küçük Örneklemelerde μ ’nün Aralık Tahminlemesi

Örneklem hacmi küçük ($n < 30$ birim) olduğunda, örneklem ortalamalarının standart değerleri yukarıda açıklandığı gibi normal dağılıma sahip olmaz. Bu durumda μ için aralık tahminlemesi, tanımlanan evrenin normal dağılıma sahip olup olmadığının bilinmesine bağlıdır.

2.7.5. Karar Teorisi [43]

Temel olarak birden fazla seçenek içinden seçim yapma işlemine karar verme adı verilir. Günümüzde işletmeler hızlı bir büyüme içindedirler. Doğal olarak büyüme ile birlikte eskiye nazaran daha karmaşık kararların yönetim tarafından alınması beklenmektedir. Gelişen teknolojiyle birlikte kamu hizmetlerinin yeniden tanımlandığı bir çağ yaşıyoruz. Bu nedenle devlet tarafından verilen hizmetler ve yönetilen süreçler de giderek karmaşılaşmaktadır. Bu da karar alma süreçlerini zorlaştırmaktadır. Özellikle acil durum yönetiminin hem etkileyeni hem etkilenen olarak bireylerin de gündelik yaşantılarında karşılaştıkları durumlarda da karar alma süreçlerini iyi anlamak gerekir. Aslında bireyler gündelik yaşantılarında onlarca kararı içgüdülerine dayalı olarak alırlar.

Karar verme teknikleri bu tür durumlarda yöneticilerin en uygun kararı vermesinde yardımcı olmak amacı ile geliştirilmiş tekniklerdir. Karar verme sürecinde karar probleminin zaman içinde oluşturacağı sonuçlardan etkilenen sorumlu kişiye karar verici denir. Karar verici, bir kişi olabileceği gibi bir grup veya bir kurum da olabilir. Karar sürecinde önceden saptanan ve karar verici için belirgin özelliği olumlu olan sonuç ise amacı oluşturur. Belirlenen amaca ulaşmada etkin olan en az iki eylem biçimi varken bu eylem biçimlerinin seçiminde karar vericinin içinde bulunabileceği koşullar veya ortam etkili olabilmektedir. Problemin ve çözümün kapsamı, koşullar ve tüm paydaşlar çok iyi değerlendirilmelidir. Çeşitli eylem seçeneklerinden belirlenen kararın etkin ve kararı uygulayacaklar arasında mümkün olduğu kadar yüksek bir kabul görmesi beklenir. İyi bir karar, benzer problemler ile karşı karşıya kalan iki farklı yöneticinin aynı koşullar altında aynı seçimi yapacağı bir karardır. Karar vericilerin etkin ve rasyonel olmaları gerekir. Karar verme temelde bir problem çözümleme sürecidir.

2.7.5.1. Karar Probleminin Bileşenleri

Doğru karar vermenin ilk adımı sürecin bileşenleri doğru şekilde belirlemektir. En genel tanımıyla bir karar verme sürecinin bileşenleri şunlardır:

- **Karar Alternatifleri:** Karar alıcının uygulayabileceği seçimlerin çeşitleridir. Karar vericinin doğru kararı alabilmesi mümkün olan tüm alternatifleri en akılcı ve objektif şekilde gözden geçirmesine bağlıdır
- **Doğal Durumlar:** Doğal durumlar genellikle bir kişi veya kuruluşun eylemi olarak ortaya çıkmayan ancak karar vericinin verdiği kararın sonuçlarını doğrudan etkileyen durumları temsil ederler. Doğal durumlar atmosferik olaylar olabileceği gibi politik durum, ekonomik durum, işçilerin psikolojik durumları gibi farklı durumlarda olabilirler. Doğal durumlar, karar vericinin belirlediği karar seçenekleri üzerinde direkt veya dolaylı sonuçlara yol açacak durumlardır ve belirlenmeleri zor olmakla beraber, karar verme süreci için çok önemli bir bileşendir. Kimi durumlarda karar verici, doğal durumların ortaya çıkma olasılıklarını da belirleyebilir.
- **Sonuçlar:** Belirli bir karar alternatifinin seçilmesi sonrasında ortaya çıkacak olan kazanç veya kayıp değeri sonuç olarak adlandırılır. Sonuç değerleri seçilen karar alternatifi ve ortaya çıkan doğal duruma göre farklı değerlere sahip olacaktır. Genellikle parasal ifadeler ile tanımlanırlar. Kimi durumlarda karar verici karar eylemleri sonucunda elde edeceği kazançla göre hesaplama yapabilirken kimi diğer

durumlarda ise ortaya çıkacak maliyetlere ve kimi zaman diğer kayıplara göre hesaplama yapılabilir. Sonuç değerlerinin farklı karar alternatifleri ve ortaya çıkabilecek farklı doğal durumlara göre tek tek hesaplanması gereklidir.

- **Strateji Tablosu:** Karar alternatifleri, doğal durumlar ve sonuçları bir araya getiren tabloya strateji tablosu adı verilir. **Strateji tablosu** kazanç yapılı olarak kurulabileceği gibi maliyet yapılı olarak da kurulabilir. Bu tablonun satırlarını karar alternatifleri, sütunlarını ise doğal durumlar oluşturur.

Karar probleminin tüm bileşenleri doğru ve eksiksiz olarak belirlendikten sonra farklı teknikler yardımı ile strateji tablosundan faydalanılarak en iyi karar alternatifinin hangisi olduğuna karar verilir.

2.7.5.2. Belirsizlik Altında Karar Verme

Karar vericinin, doğal durumların ortaya çıkışlarına ilişkin herhangi bir olasılık değerine sahip olmadığı duruma belirsizlik adı verilir. Belirsizlik durumunda karar verme işlemi yürütülür ise karar verme sürecine belirsizlik altında karar verme adı verilir. Bu tür durumlarda karar verici farklı kriterlere göre her bir karar alternatifinin kendisine olan getirisini hesaplayarak, içinde bulunduğu duruma en uygun karar alternatifini seçecektir. Belirsizlik altında karar vermek durumunda olan bir karar verici, karar probleminin doğal durumlarını bilmekle beraber, hangi durumun gerçekten ortaya çıkabileceğini veya hangi durumun hangi olasılık ile ortaya çıkabileceğini bilmemektedir. Dolayısıyla belirsizlik altında karar verme durumunda kullanılan tekniklere göre verilen bir karar için, karar vericinin nasıl bir riske girdiğini hesaplaması mümkün değildir. Karar verici, kararını problemde ortaya çıkan ve strateji tablosunda gösterilen sonuç değerlerine göre verecektir. Bu ölçütler genel olarak karar vericinin içinde bulunduğu psikolojik durumu yansıtacak şekilde tasarlanmış ölçütlerdir.

- İyimserlik Ölçütü

Karar vericinin iyimser olduğu durumlarda kullanılan ölçüttür. Her ne olursa olsun “hep iyi durumlar benim için ortaya çıkar” felsefesini benimseyen karar vericilerin uyguladığı bir tekniktir. İyimserlik ölçütü yaklaşımında, karar verici hangi karar alternatifini seçerse seçsin, strateji tablosunun satırlarında yer alan her karar alternatifinin en yüksek kazanç veya en düşük maliyet (kayıp) değerleri ile karşı karşıya kalacağını düşünür. Her karar alternatifinin en uygun değerlerinden de en büyük kazanç veya en küçük maliyete sahip kararın kendisi

için geçerli olacağını kabul eder. İyimserlik ölçütünde karar verici, kazanç yapılı problemlerde “kazanabileceğim en büyük kazançlardan en büyüğünü seçerim” felsefesi ile hareket ederken maliyet yapılı problemlerde “ortaya çıkabilecek en küçük maliyetlerden en küçüğünü seçerim” felsefesi ile hareket etmektedir.

- **Kötümserlik Ölçütü**

Karar vericinin kötümser olduğu durumlarda kullanılan ölçüttür. Her ne olursa olsun “hep kötü durumlar benim için ortaya çıkar” felsefesini benimseyen karar vericilerin uyguladığı bir tekniktir. **Kötümserlik ölçütü** yaklaşımında karar verici hangi karar alternatifini seçerse seçsin, strateji tablosunun satırlarında yer alan her bir karar alternatifinin en düşük kazanç veya en yüksek maliyet değerleri ile karşı karşıya kalacağını düşünür. Kötümserlik ölçütünde karar verici, kazanç yapılı problemlerde “kazanabileceğim en küçük kazançlardan en büyüğünü seçerim” felsefesi ile hareket ederken maliyet yapılı problemlerde “ortaya çıkabilecek en büyük maliyetlerden en küçüğünü seçerim” felsefesi ile hareket etmektedir.

- **Hurwicz’in Genelleştirilmiş İyimserlik Ölçütü**

Daha önce bahsedilen iyimserlik ve kötümserlik ölçütleri, karar verme durumu ile karşı karşıya kalan karar vericinin benimseyebileceği iki uç durumu temsil etmektedir. Karar vericinin, karar probleminin doğasına ve içinde bulunduğu psikolojik duruma ilişkin daha esnek davranmasına olanak vermek amacı ile iyimserlik ve kötümserlik ölçütlerini bir arada kullanan bir ölçüt Hurwicz tarafından önerilmiştir. Hurwicz’in genelleştirilmiş iyimserlik ölçütünde karar vericinin iyimserlik düzeyini belirleyen bir katsayı bulunmaktadır. Karar vericinin iyimserlik düzeyi a ile gösterilir. Hurwicz’in iyimserlik düzeyi olan a ; 0 ile 1 aralığında değerler aldığı varsayılır. Eğer a 1’e eşit ise karar verici iyimser, 0’a eşit ise karar verici kötümserdir.

2.7.5.3. Risk Altında Karar Verme

Kimi durumlarda karar problemi için tanımlanan doğal durumların ortaya çıkma olasılıkları belirlenebilir. Doğal durumların ortaya çıkma olasılıklarının biliniyor olmasının karar vericiye vereceği en büyük avantaj, karar vericinin benimsediği karar alternatifine göre elde etmeyi beklediği kazanç/maliyet için ne kadarlık bir riske girdiğini hesaplayabiliyor olmasıdır. Risk ortamında doğal durumlar için olasılıkların belirlenmesi süreci çok önemlidir. Ortaya çıkma olasılığı düşük olan bir durum için yüksek bir olasılık değerinin atanması, karar vericinin kararının yanlış olmasına neden olacaktır. Bilindiği gibi, olasılık

değerleri 0 ile 1 arasında değerler almaktadır ve 0'a yakın olasılık değerlerine sahip olayların gerçekleşme şanslarının az, 1'e yakın olasılık değerlerine sahip olayların gerçekleşme şanslarının ise yüksek olduğu söylenmektedir. Risk ortamında karar verme sürecinde, strateji tablosu içinde yer alan tüm doğal durumların gerçekleşme şansına ilişkin bir olasılık değerinin mutlaka tanımlanması ve tüm doğal durumların olasılıklar toplamının da 1'e eşit olması gereklidir.

Doğal durumların ortaya çıkma/gerçekleşme olasılıkları belirlendikten sonra bu olasılıklar strateji tablosuna eklenirler. Sonraki adım ise en iyi kararın hangisi olduğu belirlemektir.

- En İyi Beklenen Değer Ölçütü

Risk ortamında karar verme durumunda en çok kullanılan ölçüt, en iyi beklenen değer ölçütüdür. En iyi beklenen değer hesaplanması için, her bir karar alternatifinde yer alan sonuçlar ilgili doğal durum olasılıkları ile çarpılır, daha sonra bu çarpım değerleri her satır için toplanarak ilgili karar alternatifi için beklenen kazanç veya maliyet değeri hesaplanmış olur.

Daha sonra karar alternatifleri için hesaplanan beklenen değerlerin kazanç yapılı problemlerde en büyük değerli karar alternatifi, maliyet yapılı karar problemlerinde ise en küçük değerli karar alternatifi en iyi karar olarak tanımlanır.

- En Büyük Olasılık Ölçütü

Karar vericinin içinde bulunduğu psikolojik durumu yansıtan ölçütler olduğu belirtilmişti. Benzer şekilde bir karar probleminde risk altında karar verme süreci ile karşı karşıya kalan karar verici, eğer tüm doğal durumlar üzerinden hesaplama yapmak yerine gerçekleşme olasılığı en yüksek olan doğal duruma göre hareket ederse, en büyük olasılık ölçütüne göre karar vermiş olur. Böyle bir durumda karar verici yalnızca en yüksek olasılıklı doğal durumun sonuçları ile ilgilenir.

Eğer karar problemi kazanç yapılı ise en yüksek olasılığa sahip doğal durum için karar alternatiflerinin sonuç değerlerinden en yüksekini veren karar alternatifi, en iyi karar olarak kabul edilir. Karar problemi maliyet yapılı ise en yüksek olasılığa sahip doğal durum sonuçları içinde en küçük değeri veren karar alternatifi, en iyi karar olarak ele alınır. En büyük olasılık ölçütü, hesaplaması en kolay ölçütlerden biri olmakla beraber, yalnızca bir tek doğal durumu gözönüne aldığından diğer ölçütlere göre daha zayıf bir karar verme ölçütüdür.

2.7.5.4. Karar Ağacı

Karar verme durumu ile karşı karşıya kalan bir karar vericinin kullanabileceği bir başka araç da, karar problemi için karar ağacının oluşturulmasıdır. Karar ağaçları karar probleminin grafiksel olarak gösterimidir. Ayrıca karar ağaçları karar vericinin içinde bulunduğu karar verme probleminde ortaya çıkabilecek tüm durumları, senaryoları, bir arada görebileceği bir grafiksel yaklaşımdır. Pek çok karar verici, derlenen verilerin kendilerine tablolar şeklinde sunulması yerine, grafiklerle sunulması durumunda daha kolay, daha ayrıntılı ve net bilgiyi elde edebildiklerini belirtmektedirler.

Özellikle birden fazla kararın ard arda alınmasını gerektiren durumlarda strateji tablosu yetersiz kalacaktır. Bu tür ardışıklık karar verme problemlerinde, karar problemi için karar ağacının oluşturulması en iyi kararların belirlenmesi işlemini kolaylaştıracaktır. Karar ağaçları, risk altında karar verme durumunda bulunan karar vericiler tarafından oluşturulurlar.

Karar ağaçlarının bileşenleri şunlardır:

- *Karar Düğümü:* Karar düğümünde karar vericinin çeşitli karar alternatiflerinden birisini seçmesi beklenir. Strateji tablosunun satırlarında yer alan karar alternatifleri bu düğümde kullanılır. Karar düğümleri kare sembolü ile gösterilir.
- *Şans Düğümü:* Daha önce strateji tablosunda incelediğimiz doğal durumları göstermek amacı ile şans düğümü oluşturulur. Şans düğümleri (veya şans çatalları) daire sembolü ile gösterilir.

Karar ağaçlarında en iyi karar alternatifinin hangisi olduğunu göstermek üzere karar düğümünden çıkan en iyi karar alternatifine bir ok işareti konulur. Karar ağaçları çizimleri kolay olan ve karar vericiye en iyi karar alternatifinin seçiminde görsel olarak yardımcı olan grafiklerdir. Ancak karar ağaçlarının en büyük dezavantajı, karar alternatifi ve doğal durum sayısının artması durumunda karar ağacının karmaşık bir yapı alabilmesidir.

3. AKKUYU NÜKLEER GÜÇ SANTRALİNİN ÖZELLİKLERİ

3.1. Akkuyu Nükleer Güç Santrali Projesi

Akkuyu NGS Projesi, 12 Mayıs 2010 tarihinde Rusya Federasyonu ile ülkemiz arasında imzalanan anlaşma ile başlatılmış ülkemizin ilk NGS projesidir. Adını NGS'nin kurulacağı yer olan Mersin, Gülnar, Büyükeceli Beldesinin Akkuyu mevkisinden almıştır. Santralin yapımı anlaşma gereği Rus Kamu Şirketi olan “Atomstroyexport” tarafından gerçekleştirilecektir. Projenin Türkiye ayağı 2010 yılında kurulmuş olan “Akkuyu Nükleer Güç Santrali Elektrik Üretim A.Ş.” tarafından yürütülmektedir. Bu şirkete 21 Haziran 2017’de 3 yerli firmadan oluşan “Türk Konsorsiyum” %49’luk payla ortak olmuştur. Projenin toplam maliyetinin yaklaşık 20 milyar ABD doları olacağı öngörülmektedir. Projenin belli başlı aşamaları, saha seçimi ve değerlendirmesi; tasarım, NGS inşaatı, işletmeye alma, işletme ve NGS’nin işletimden çıkarılması’dır.

Akkuyu Nükleer Güç Santrali’nin dört üniteden oluşması planlanmaktadır. Rus tipi basınçlı su reaktörü olan VVER 1200 (AES2006) tasarımı seçilmiştir. Santralin genel görünümü Şekil 3-1’de gösterilmektedir. Her bir ünitenin gücü 1200 MWe olacaktır. Toplam kurulu gücün 4.800 MWe olması planlanmaktadır. Akkuyu NGS Projesi’nin teknik referans santrali, Rusya’da inşaatı devam eden AES-2006 projeli Novovoronezh-2 Nükleer Santrali’dir. Akkuyu Nükleer Santrali’nin işletme ömrü 60 yıl olacaktır. Yakıt türü hafif zenginleştirilmiş uranyum dioksittir.

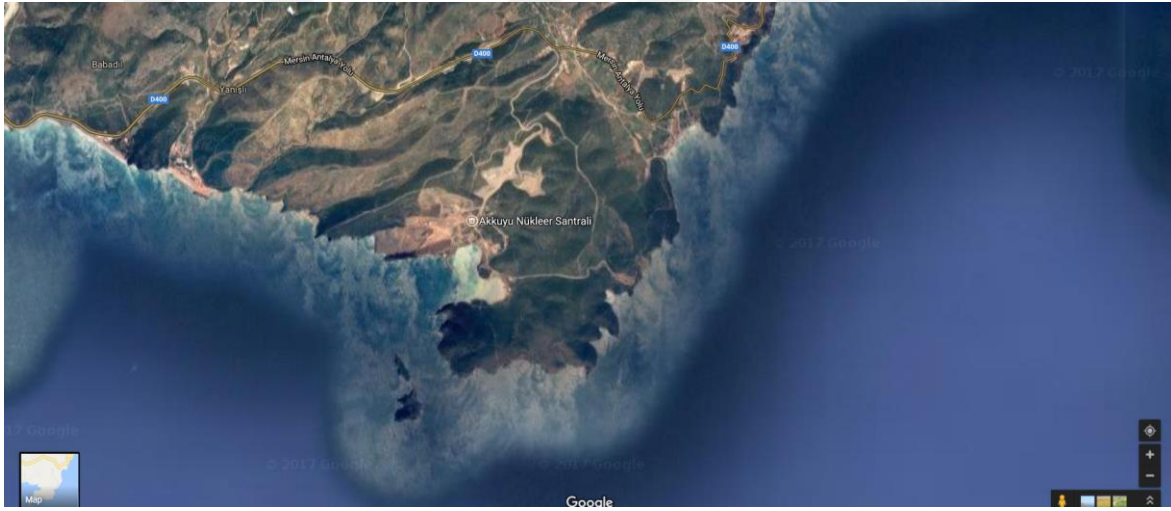


Şekil 3-1 Akkuyu NGS Proje Modeli

Akkuyu NGS Projesi, dört adet VVER 1200 (AES 2006 Tasarımı) nükleer güç ünitesinin inşaat, işletme ve işletmeden çıkarma aşamalarından oluşmaktadır. Her bir güç ünitesi bir reaktör ve bir türbin binası içermektedir. Nükleer güç ünitelerine ek olarak, proje

kapsamında üzerinde su alma yapılarının da bulunduğu bir adet dalga kıran, soğutma suyu deşarjı için deniz dibine yerleştirilecek dört adet boru hattı, iki adet malzeme yükleme boşaltma rıhtımı, bir adet radyoaktif atık geçici depolama ve işleme tesisi inşa edilecektir. Ayrıca, işletme esnasında çalışacak personelin konaklaması için, Akkuyu NGS Proje Sahası sınırına bitişik 35 hektarlık bir alanda 2000 konut kapasiteli bir Yaşam Merkezi'nin inşası planlanmaktadır. İnşaat tamamlandıktan sonra Akkuyu NGS Projesi'nin yılda yaklaşık olarak 35 milyar kilovat-saat elektrik üretmesi beklenmektedir. [44]

Akkuyu NGS Projesi, Mersin il merkezinden yaklaşık 140 km uzaklıkta bulunan Büyükeceli Belediyesi'nin takriben 2,5 km güneyinde yer almakta ve kuzeyindeki Gülnar ilçesinden 24 km uzaklıkta bulunmaktadır. Akkuyu NGS Proje Sahasının uydu görüntüsü Şekil 3-2'de verilmiştir.

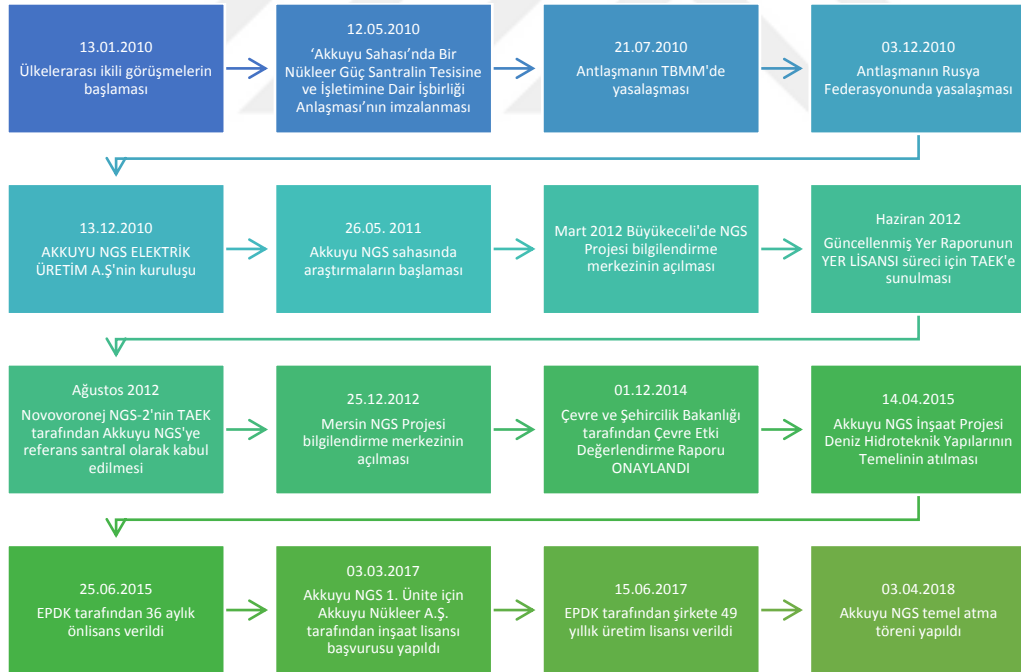


Şekil 3-2 Akkuyu NGS'nin Konumu⁸

Akkuyu Sahası 1970'li yıllarda ülkemizde ilk nükleer santral projesi girişimleri sırasında uygun bir yer olarak belirlenmiş, bugünkü proje alanına Atom Enerjisi Komisyonu (AEK) tarafından 1976 yılında Yer Lisansı verilmiştir. 2011 yılında, Yer Lisansı, TAEK tarafından NGS için kurucu olarak tanınan Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş'ye devredilmiştir. 40 yılı aşkın bir süredir bu alanda, NGS kurulmasına yönelik olarak pek çok bilimsel ve teknik çalışma yapılmıştır. Ancak Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş. yer lisansı için hazırlanan Yer Raporu'nu teknik çalışmaların önemli bir bölümünü yeni riskleri gözönünde bulundurarak ve yeni teknikleri kullanarak güncellemiştir.

⁸22.08.2017, <https://www.google.com.tr/maps/@36.1441896,33.561171,8404m/data=!3m1!1e3?hl=en>

Şekil 3-3’de projenin gelişme aşamaları özetlenmektedir. Tüm çalışmalar Rusya Federasyonu ile 12.05.2017 tarihinde imzalanan “İşbirliği Anlaşması” ile başlamıştır. Yıllardır çeşitli şekillerde denense de başarıyla sonuçlandırılmayan NGS projelerine bir yenisinin eklenmemesi amacıyla süreçleri hızlandıracak bir yöntem olarak hükümetlerarası anlaşma yoluyla bu sürecin başlatılması yolunun seçildiği düşünülebilir. Anlaşma iki ülkede de yasalaştıktan sonra 2010 yılı sonunda ülkemizde Akkuyu NGS Elektrik Üretim A.Ş kurulmuştur. Sonraki önemli gelişme 2012 yılında Akkuyu NGS’ye referans santral olarak Novovoronezh-2’nin belirlenmesidir. Bunun sonrasında 2014 yılı sonunda Santralin ÇED raporu Çevre ve Şehircilik Bakanlığı tarafından onaylanmıştır. 2015 yılında ise deniz hidroteknik yapılarının temeli atılmıştır. Bu tarihten itibaren en önemli gelişmeler 2017 yılının ilk yarısında gerçekleşmiştir. Bunlar “inşaat lisansı” başvurunun yapılması ve Enerji Piyasası Düzenleme Kurulu’nun şirkete 49 yıllık üretim lisansı vermiş olmasıdır. Son olarak 2018 yılı Nisan ayı başında TAEK tarafından 1. Üniteye inşaat lisansı verilmiş ve temel atma töreni 3.04.2018 tarihinde gerçekleştirilmiştir.



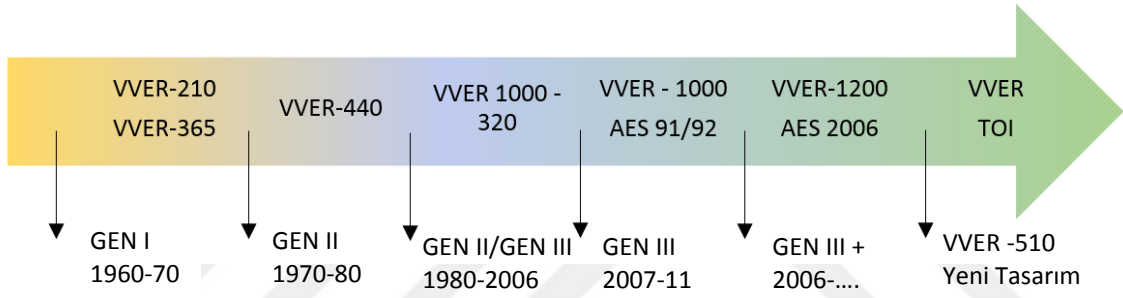
Şekil 3-3 Akkuyu NGS Projesinin Tarihçesi⁹

⁹ Bilgilere <http://www.akkunpp.com/projenin-tarihcesi>, <http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/165-akkuyu-nukleer-guc-santrali.html> adreslerinden ulaşılabilir.

3.2. Akkuyu NGS Teknik Özellikleri

Akkuyu NGS’de kullanılarak nükleer santral tasarımı VVER 1200’dür. VVER reaktörleri Rus menşeli basınçlı su reaktörü tasarımlarıdır. Yatay buhar üretici tasarımlarıyla dikkat çekerler. Seçilen tasarım modeli AES 2006’dır. NGS’nin genel tasarımı, güvenlik sistemleri ve koruma kabı özellikleri bu bölümde özetlenmektedir.

VVER teknolojisi, ilk jenerasyonları 1960’lı yıllardan itibaren geliştirilen ve 2000’li yıllardan itibaren yeni güvenlik sistemleri ile donatılarak 3. Nesil reaktör tasarımları arasında yerini almış olan bir teknolojidir. Rusya, Ukrayna, Almanya, Finlandiya, Slovakya gibi Avrupa ülkelerinin yanı sıra, Çin, Hindistan, İran gibi ülkelerde de işletimde olan çok sayıda VVER reaktörü vardır. İnşaatı devam eden reaktörler ve kurulumu planlanmış reaktörlerle bu sayı hızla artacaktır. Şekil 3-4’de VVER reaktörlerinin gelişimi özetlenmektedir.



Şekil 3-4 VVER Reaktörlerinin Gelişimi

VVER-1200/AES 2006 tasarımı 3. nesil bir nükleer santral tasarımı olup aktif ve pasif güvenlik sistemleriyle donatılmıştır. Bu tasarımlar 3200 MW termal güç üreten ve pasif güvenlik sistemlerinin sayısı artırılarak tasarım ötesi kazaların yönetimi açısından güçlendirilmiş reaktör tasarımlarıdır. VVER 1200/AES 2006 reaktör tasarımları iki modele ayrılmaktadır. Bunlardan ilki AES-92 modeli üzerine geliştirilmiş olup Akkuyu NGS için seçilen referans santral olan Novovoronezh II – reaktöründe de kullanılan modeldir.¹⁰ Şekil 3-5’de bu santral tasarımına ilişkin genel bir yerleşim planı verilmektedir. İkinci model ise

¹⁰ 16 Ağustos 2012 tarihinde “Nükleer Güç Santrallerinin Lisanslanmasına Esas Mevzuat, Kılavuz ve Standartlar ile Referans Santralin Belirlenmesine İlişkin Yönerge uyarınca Akkuyu Proje Şirketi tarafından TAEK’e sunulan rapor incelenmiş ve TAEK Atom Enerjisi Komisyonu’nun kararıyla Rusya Federasyonundaki Novovoronezh-2 Nükleer Santrali, Akkuyu Nükleer Santrali için referans olarak kabul edilmiştir.” (<http://www.taek.gov.tr/nukleer-guvenlik/nukleer-enerji-ve-reaktorler/165-akkuyunukleer-guc-santrali/432-akkuyu-ngs-gelismeler.html>)

AES-91 tasarımının Çin için geliştirilmiş ve Tayvan'da kurulmuş versiyonu olan V-491 modelidir.



Şekil 3-5 Novovoronezh-2 NGS Tasarımı

AES 2006 tasarımının en gelişmiş modelleri 2000'li yılların ortasından itibaren geliştirilmeye başlanmıştır. Yeni tasarımda, önceki tasarımların ana karakteristikleri değiştirilmeden maliyetlerin düşürülmesi ve güvenlik sistemlerinin iyileştirilmesi hedeflenmiştir. Temelde tasarıma esas kazaların yönetiminde aktif güvenlik sistemlerinin güçlendirilmesi ve tasarım ötesi kazalar için ise pasif güvenlik sistemlerinin kapasitelerinin artırılması ve çeşitlendirilmesi yoluna gidilmiştir. Şekil 3-6'da reaktörün genel yerleşim planı verilmektedir.



Şekil 3-6 VVER 1200/ AES 2006 Tasarımı Yerleşim Planı [44]

Şekil üzerinde numaralandırılmış olan yapılar şunlardır:

1. Reaktör binası
2. Türbin binası
3. Havalandırma bacası
4. Arıtma ünitesi
5. Dizel jeneratör ek binası
6. Nükleer servis binası
7. Yardımcı sistemler binası
8. Acil durum dizel jeneratör istasyonları
9. Güvenlik sistemleri binası (4 bölümlü)
10. Taşıma vinci askısı
11. Buhar hücresi
12. Su arıtma binası
13. Güç desteği binası
14. Ünitenin transformatörleri
15. Kontrol odası binası
16. Yakıt deposu

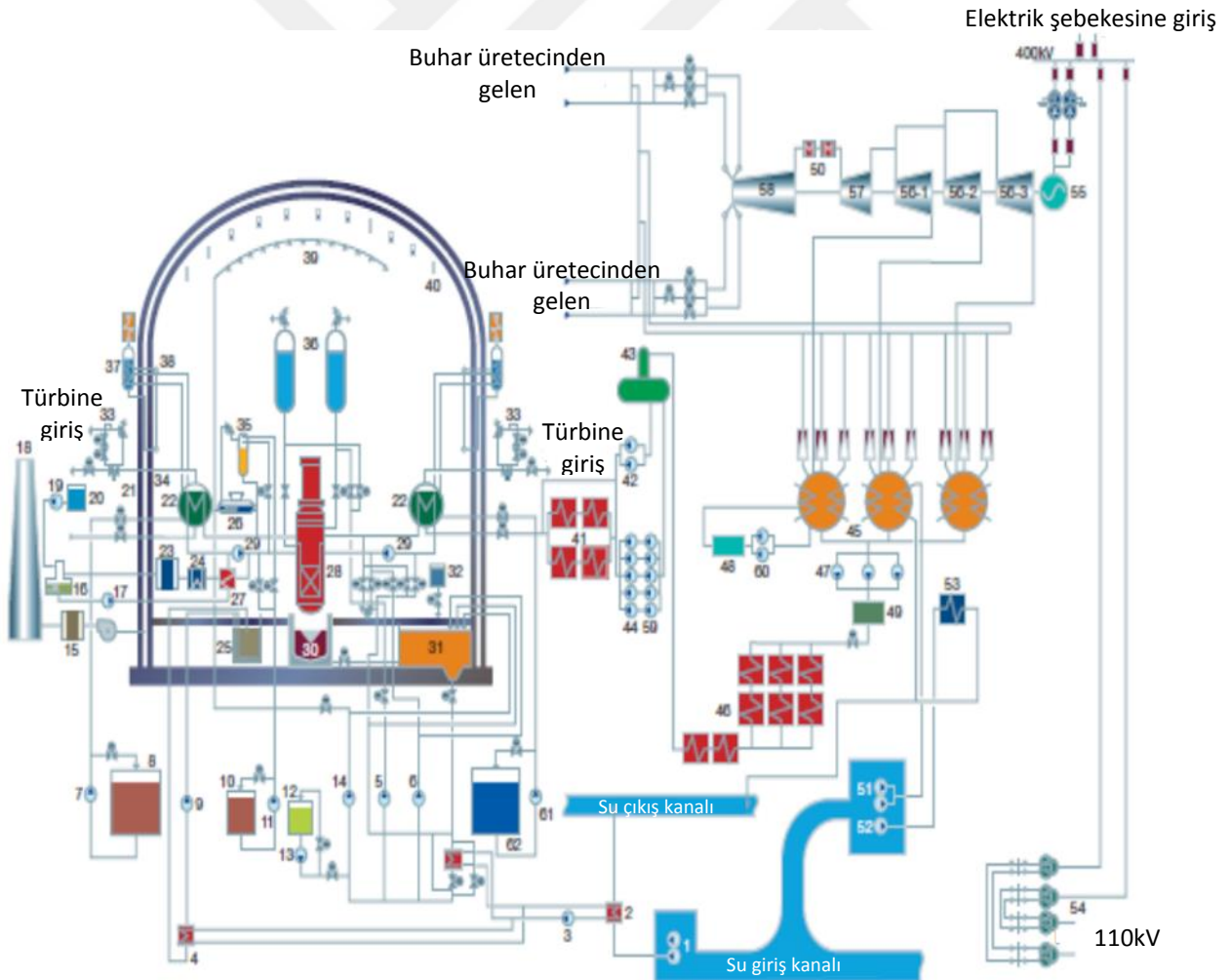
Çizelge 3-1’de AES 92 tasarımı üzerine geliştirilmiş olan VVER-1200 tasarımının tasarım parametreleri özetlenmektedir. Bu tez çalışmasında referans alınan değerler de Akkuyu NGS için referans santral olarak belirlenen Novovoronezh-2 santralinin parametreleri arasından seçilmiştir. 1198 MWe güç üretim kapasitesi olan bir ünitenin hizmet süresi ortalama 60 yıl olarak belirlenmiştir [45]. Bu çalışmada önem arz eden veriler arasında kor hasar frekansı ve baypas nedeniyle önemli seviyede radyasyon salımı ile sonuçlanabilecek kaza dizilerinin olasılıkları yer almaktadır.

Çizelge 3-1 AES 2006 (Novovoronezh -2) Tasarım Parametreleri

Özellik	Değer	Özellik	Değer
Hizmet ömrü	60 yıl	Ana soğutucu kor giriş sıcaklığı	298.2°C
Birim elektrik üretimi	1198 MWe	Ana soğutucu kor giriş sıcaklığı	328.9 °C
Termal güç üretimi	3212 MWth	Ana soğutucu reaktör kabı geçiş debisi	86000 m ³ /h
Emre Amadelik	>%90	Ana soğutucu reaktör kabı çıkışı basıncı	16.2 MPa
Santral verimi	37.0 gross 34.5 net	Buharın reaktör kabından çıkış basıncı	7 MPa
Rektör korundaki yakıt ömrü	4 yıl	Buhar üretim hızı (Buhar üretici başına)	1602 t/h
Yakıt yükleme frekansı	12(18) ay	Besleme suyu sıcaklığı (Buhar üretici girişi) Buhar üretici çıkışındaki buhar ıslaklık oranı	225 °C <%0.2
Planlanmamış otomatik ani durma (scram)	<1		
7 yıllık operasyon süresinde planlanmış devreden alma süreleri	4x16 (gün) 2x 24 (gün) 1x30 (gün)		
8 yılda bir türbin bakımları dahil devreden alma süresi	40 (gün, maksimum)	İç olaylar nedeniyle toplam kor hasarı olasılığı	<4.16x10 ⁻⁷
İşletim için gerekli personel sayısı	0.37 (kişi/MW)	Koruma kabı baypası veya sızdırması sonucu büyük ölçekli radyasyon salımlarına neden olan kaza dizilerinin olasılığı	<1.77x10 ⁻⁴

Şekil 3-7’de AES 2006 tasarımının basitleştirilmiş santral şeması verilmektedir. Bu şematik gösterimde numaralandırılmış öğelerin karşılık geldiği ekipman, araç ve sistemler şunlardır: 1=soğutucu su pompası, 2=ısı değiştiricisi, 3=orta dolaşım pompası, 4=kullanılmış yakıt havuzu ısı değiştiricisi, 5=düşük basınçlı acil durum enjeksiyon sistemi pompası, 6=yüksek basınçlı acil durum enjeksiyon pompası, 7=acil durum besleme suyu pompası, 8=yüksek konsantrasyonlu borik asit depolama tankları, 9=acil durum boron desteği sistemi pompası, 10=borik asit solüsyonu depolama tankları, 11= acil durum boron desteği sistemi pompası, 12=reaktif kimyasal depolama tankları, 13=reaktif kimyasal destek pompası, 14=koruma kabı spray sistemi pompası, 15=filtre, 16=hacimsel ve kimyasal kontrol sisteminin hava tahliye noktası, 17= hacimsel ve kimyasal kontrol sisteminin hava tahliye pompası, 18=havalandırma bacası, 19=kontrollü kaçak pompası, 20=kontrollü kaçak tankı, 21=dış koruma kabı, 22=buhar üretici, 23=özel su arıtma ünitesi, 24=soğutucu, 25=kullanılmış yakıt havuzu, 26=bubbler tank, 27= hacimsel ve kimyasal kontrol sisteminin ısı değiştiricisi,

28=reaktör, 29=reaktör soğutucu pompası, 30=Eriyik Kor Tutucu, 31=acil durum kor soğutma sistemi kuyusu, 32= Alkali acil yedek tankı, 33=güvenlik ve tahliye vanaları ünitesi, 34=Koruma Kabı, 35=Basınçlandırıcı, 36=Hidroakümülatörler, 37=pasif soğutma sistemi tankı, 38= koruma kabı pasif soğutucu sistemi yoğusturucusu, 39=spray sistemi toplayıcıları, 40=pasif hidrojen bağlayıcıları, 41=yüksek basınçlı ısıtıcılar, 42=elektrikle çalışan yardımcı besleme suyu pompası, 43=hava çekme deaeratorü (hava giderici), 44= elektrikle çalışan besleme suyu pompası, 45=yoğusturucu, 46=düşük basınçlı ısıtıcılar, 47= ilk kademenin yoğunlaştırıcı pompaları, 48=demineralizasyon ünitesi, 49=ana yoğusturma işlemi, 50=süper-ısıtıcı, 51=su sirkülasyon pompası, 52=servis suyu pompası, 53=makine girişi yoğusturucusu, 54=kademeli transformatör, 55=jeneratör, 56=düşük basınçlı türbin, 57=orta düzey basınçlı türbin, 58=yüksek basınçlı türbin, 59=hızlandırma pompası, 60=demineralizasyon birimi yoğusturma pompası, 61=acil durum besleme suyu pompası, 62=Demineralize edilmiş su depolama tankı



Şekil 3-7 AES 2006 Tasarımı Santralin Basit Şematik Gösterimi [46]

3.3. Güvenlik Sistemleri

3. nesil VVER-1200 reaktör tasarımı olan AES 2006 tasarımının güvenlik sistemleri hem Rus hem de UAEA standartlarına uygun olarak tasarlanmıştır. UAEA güvenlik standartlarına göre ulaşılması gereken temel güvenlik prensipleri şunlardır [47]:

- Çevreye radyasyon salımını ve insanların radyasyon maruziyetlerini kontrol altında tutmak.
- Reaktör koru, zincirleme nükleer reaksiyonu, radyasyon kaynaklarını, kullanılmış yakıtlarının kontrolünün kaybedilmesine neden olacak olayların yaşanması olasılıklarını sınırlandırmak.
- Böyle olaylar meydana gelmesi durumunda sonuçları azaltmak.

Bir nükleer santralin tasarımı sırasında kabul edilen ve güvenlik hedeflerine uygun olarak geliştirilmesi gereken önlemlerin ana amaçları ise şu şekilde özetlenebilir [47]:

- Reaktör koru veya diğer radyasyon kaynaklarının kontrolünün kaybedilmesine neden olabilecek kazalardan kaçınmak, böyle bir kaza olması durumunda sonuçları azaltmak.
- Tasarıma esas alınan tüm kazaların radyolojik sonuçlarının kabul gören limitlerin altında olmasını ve mümkün olan en düşük seviyede tutulmasını sağlamak.
- Ağır radyolojik sonuçları olan kazaların yaşanması olasılıklarının çok çok az olduğunu garanti etmek.

Nükleer reaktörler için tasarlanan güvenlik sistemleri aşağıdaki güvenlik fonksiyonlarını karşılamak zorundadır:

- Radyoaktivitenin kontrolü
- Reaktörden ve yakıt depolarından ısıнын uzaklaştırılması
- Radyoaktif maddelerin sınırlı bir alanda tutulması, radyasyona karşı zırhlama yapılması ve planlı radyoaktif salımların kontrolü ile kaza sonucu gerçekleşen salımların sınırlandırılması

UAEA, özetle derinlemesine savunmanın ilkelerinin tamamının nükleer santral tasarımlarına yansıtılmasını zorunlu kılmaktadır. Nükleer santralin işletimi süresince, çalışanlar ve halk için mümkün olan en düşük seviyedeki radyasyon maruziyet dozları korunmalıdır. Kazalar neticesinde de maruziyet seviyesi sınırlandırılmış değerlerin üzerine çıkmamalıdır. Santral tüm bileşenleri ve güvenlik sistemleri ile bir bütün olarak yüksek

“güvenilirlikle” çalışmalıdır. Böylelikle işletim limitlerine yaklaşılmadan güvenli bir işletim sürdürülebilir. Nükleer santralin tasarımı sırasında ayrıca önceden santralin güvenliğini doğrudan veya dolaylı olarak etkileyebileceği öngörülebilir içeriden ve dışardan kaynaklanabilecek her türlü tehlike durumu listelenmelidir.

Bu standartlar ile aranan en önemli özelliklerden biri güvenlik sistemlerinin bağımsızlığıdır. Fiziki konumları, fiziksel izolasyon, elektriksel izolasyon, fonksiyonel bağımsızlık ve veri transferi konusunda bağımsızlık gibi özelliklere sahip olacak şekilde seçilmelidir. Bunların dışında güvenlik sistemlerinin yerine getirmesi gereken ana fonksiyonlar arasında şunlar sayılabilir:

- Soğutucu basıncının sınır değerlerin üzerine çıkmasından korunması
- Soğutucu muhteviyatı, basıncı ve sıcaklığının kontrol edilmesi
- Artık ısının reaktör korundan uzaklaştırılması
- Reaktör korunun acil durum soğutmasının sağlanması

Nükleer santrallerde güvenlik konseptinde yedekli aktif ve pasif sistemler kullanılmaktadır. Böylelikle sistemin güvenliğini artırılması hedeflenmektedir. Aktif sistemlerin temel amacı güvenlik sistemlerinin emre-amadeliği seviyesini arttırmaktır. Kazanın ilk yarım saatlik diliminde operatör müdahalesine gerek olmaksızın reaktörün kontrol altında tutulmasını sağlar. Özellikle tasarıma esas kazalarda sistemlerin otomatik olarak devreye girebiliyor olması insan hatası oranını da azaltıcı bir faktördür. Koruma kabı, güvenliğin son bariyeridir ve radyasyonun önündeki son engeldir. İki katmanlı koruma kabı yapısı içinde hidrojen uzaklaştırma sistemini de bulundurur. AES 2006 tasarımının koruma kabında eriyik kor tutucu da yerini almış böylelikle tasarım ötesi kazalar için radyasyon salımını en aza indirmeye yönelik önlem alınmıştır.

VVER-1200 tasarımlarının tamamında, uzun dönemli elektrik gücü yokluğu dikkate alınarak reaktör korunun uzun dönemli soğutulması, uzun dönemli artık ısı çekme sistemleri için yedek soğutucu bulundurulması, koruma kabı bütünlüğünün korunması ile ilgili güçlendirilmiş çözümler kullanılmaktadır. Bu güvenlik sistemleri ekstrem koşullar altında fonksiyonlarını yerine getirebilecek şekilde tasarlanmıştır. Ekstrem koşullar, iç veya dışarıdan bir etki sonucu oluşabilir. Deprem, sel, kasırgalar, tayfunlar, çığ, hortum, çok düşük ve çok yüksek hava sıcaklıkları, santral üzerine uçak düşmesi, vb. bu etkiler arasında sayılabilir. Şekil 3-8’de VVER 1200 reaktörlerinin tasarımında kullanılan temel güvenlik fonksiyonları özetlenmektedir. Öncelikle bu tasarım, derinliğine savunma ilkeleri ve

kendiliğinden güvenli olma prensipleri temelinde şekillendirilmiş ve bu hususlardaki UAEA standartlarını karşılayacak şekilde tasarlanmıştır. Pasif sistemler, tasarım ötesi kazalarda uygun şartlar oluştuğunda kendiliğinden devreye girerek kor erimesine engel olmayı ve koruma kabı bütünlüğünü korumayı hedefleyen güvenlik sistemleridir. Bu tasarımda karşımıza çıkan pasif sistemlerden başlıcaları, buhar üretici soğutma sistemi ve koruma kabı soğutma sistemleridir. Tasarımda birbiriyle özdeş 4 ayrı hat üzerinde çalışan güvenlik sistemleri mevcuttur. Yedeklilik sağlanırken bu sistemlerin kontrol sistemlerinin de ayrı ayrı yapılandırılmış olduğu görülmektedir. Özellikle geri-destek sistemlerinin kullandığı ekipmanların farklı olacak şekilde yerleştirildiği ve bu sistemler seçilirken çalışma prensiplerinin farklı olduğu dikkat çekmektedir. Güvenlik sistemlerinin fiziksel olarak da ayrılmış olması güvenlik seviyesini arttırmaktadır.



Şekil 3-8 VVER-1200 Reaktörlerinde Temel Güvenlik Fonksiyonları

AES 2006 tasarımının güvenlik sistemleri 4 grup altında incelenebilmektedir. Şekil 3-9'da güvenlik sistemlerinin gruplaması yapılmıştır. Koruma sistemleri kor hasarının önlenmesi amacıyla geliştirilmiş sistemlerdir. Bu sistemler herhangi bir kazanın yönetiminde devreye alınan aktif güvenlik sistemleridir. Destekleyici güvenlik sistemleri arasında aktif ve pasif sistemler mevcuttur. Bu sistemler acil durum anında ihtiyaç duyulması halinde ilave soğutma ve elektrik gücü desteği sağlamaktadır. Kontrol sistemleri tüm güvenlik sistemlerinin devreye alınması ve işleyişinin takibi amacıyla yerleştirilmiş sensörlerden oluşmaktadır. İzolasyon sistemleri ise bir kaza durumunda radyoaktif maddelerin koruma kabı içinde tutulması amacıyla geliştirilmiş güvenlik sistemleridir.

Çizelge 3-2, Çizelge 3-3 ve Çizelge 3-4'de sırasıyla temel güvenlik sistemleri, tasarıma esas kazalar için geliştirilmiş pasif güvenlik sistemleri ve tasarım ötesi kazalar için geliştirilmiş

sistemler listelenmektedir. Çizelgelerden de anlaşılacağı gibi her güvenlik fonksiyonu için birbirinden bağımsız en az 2 hat yerleştirilmiştir.



Şekil 3-9 Temel Güvenlik Sistemleri

Çizelge 3-2 Güvenlik Sistemleri - Temel

Sistem	Özellik	Sistem	Özellik
Yüksek basınçlı enjeksiyon sistemi	2 x %100	Koruma kabı izolasyon vanaları sistemi	2 x %100
Düşük basınçlı enjeksiyon sistemi	2 x %100	Boronlu su depolama sistemi	Yakıt havuzu
Acil durum boron sistemi	2 x %100 (Her bir hatta 2 pompa, her pompa %50 kapasite ile çalışır.)	Acil durum gaz taşıma sistemi	2 x %100
Buhar üretici soğutma sistemi	2 x %100 (Her bir hatta 2 pompa, her pompa %100 kapasite ile çalışır.)	Birincil dolaşım yüksek basınç koruması	2 x %100
Koruma kabı acil durum spray sistemi	2 x %100	Ana buhar hattı izolasyon sistemi	2 x %100
Artık ısı çekme sistemi ve reaktör soğutması	2 x %100	Acil durum dizel jeneratör güç sistemi	2 x %100
Ara soğutma sistemi (Parça soğutma sistemi)	2 x %100 (Her bir hatta 2 pompa, her pompa %100 kapasite ile çalışır.)	Güvenlik sistemi aktivasyonu	2 x %100 (Her bir hata 3 sensör vardır)
Esas su soğutma sistemi (hizmet suyu sistemi)	2 x %100 (Her bir hatta 2 pompa, her pompa %100 kapasite ile çalışır.)	Acil durum reaktör kapama sistemi	2 x %100 (her bir hatta 3 sensör)
Güvenlik sistemleri odaları havalandırma sistemi	2 x %100	İki koruma kabı arasındaki bölgedeki düşük basıncı korumak için havalandırma sistemi	2 x %100 (pasif)

Çizelge 3-3 Güvenlik Sistemleri – Pasif - Tasarıma Esas Kazalar için Geliştirilmiş

Sistem	Özellik	Sistem	Özellik
Acil durum reaktör koru soğutma hidroakümülatör sistemi – 1. seviye	4 x %33	Koruma kabı hidrojen uzaklaştırma sistemi	1 x %100
Acil durum reaktör koru soğutma hidroakümülatör sistemi – 2. seviye	4 x %33	Çift Koruma Kabı	var

Çizelge 3-4 Güvenlik Sistemleri – Tasarım Ötesi Kazalar için Geliştirilmiş

Sistem	Özellik	Sistem	Özellik
Pasif ısı çekme sistemi (buhar üreteçlerinden)	4 x %33 hava soğutmalı	Reaktör koru inceleme şaftı açıl durum su kullanma sistemi	var
Eriyik Kor Tutucu	Var	Birincil döngü yüksek basınç koruma ve acil durum gaz uzaklaştırma sistemi	var

3.4. Koruma Kabı Özellikleri ve Sistemleri

UAEA'nın yayınladığı güvenlik serilerinden biri santral tasarımlarında olması gereken güvenlik özelliklerine yer verilmektedir. Bu dokümanda koruma kabı güveniliğine ilişkin temel esaslar da ortaya konmaktadır [47]. Bu bölümde öncelikle UAEA tarafından yayınlanmış tasarım standartları üzerinde durulacak ardından Akkuyu NGS'nin koruma kabının özelliklerine yer verilecektir. Bu tez çalışmasında koruma kabı güvenlik sistemlerinin kazanın ağır kazaların ağır sonuçlarını sınırlayıcı özellikleri de araştırılmıştır.

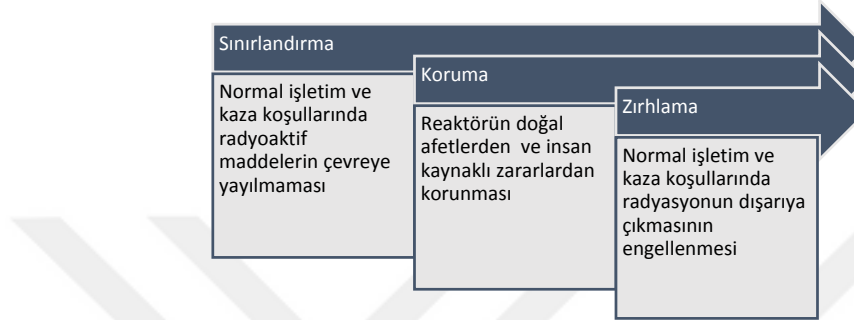
3.4.1. UAEA'nın Koruma Kabı için Temel Standartları

UAEA'nın koruma kapları için çizdiği genel çerçeveye bakıldığında şu temel standartlar göze çarpmaktadır:

- Reaktörün güvenliği için koruma kabı sistemleri geliştirilmektedir.
- Radyoaktif maddelerin koruma kabı dışına çıkışının kontrolü sağlanmalıdır.
- Ağır bir kaza durumunda koruma kabı çevreden izole edilebilmelidir.

- Koruma kabına giriş çıkış noktaları dikkatle seçilmelidir ve bir kaza durumunda koruma kabı bütünlüğünün korunmasına özen gösterilmelidir.
- Koruma kabı içinde koruma kabının anlık durumunu takip etmeyi sağlayan sensörler ve sistemler yerleştirilmiş olmalıdır.

Koruma kabı sistemleri Şekil 3-10’da verilen temel fonksiyonları gerçekleştirmek üzere tasarlanmaktadır. Temel amaç reaktörün dış etkenlerden olabildiğince korunması ve her durumda radyasyonun ve radyoaktif maddelerin koruma kabı içinde tutulmasıdır.



Şekil 3-10 Koruma Kabının NGS Güvenliği ile İlgili Temel Fonksiyonları

Bir koruma kabı tasarımı çevreye radyasyon salımına engel olabilecek şekilde tasarlanmalıdır. Koruma kabı tasarımlarında en önemli faktörlerden biri sızdırmazlıktır. Koruma kabı ve sistemlerinin tüm giriş noktalarında santralin ömrü boyunca, koruma kabı tasarım basıncında sızdırmazlık kontrolleri yapılır. Koruma kabı sızdırmazlık seviyelerinin makul değerlerde tutulabilmesi için koruma kabı üzerindeki giriş noktalarının sayıları minimumda tutulmalıdır. Giriş noktalarındaki mekanik dayanımlar hesaplanırken boruların hareket etmesi, kazara oluşan yükler gibi etkenler de düşünülmelidir.

Bir kaza durumunda koruma kabı giriş noktaları sızdırmaz şekilde kapatılabilir olmalıdır. Böylece koruma kabı bütünlüğü sağlanır. Bu amaçla koruma kabından geçen soğutucu su boru hatları üzerinde en az ikişer adet “izolasyon vanaları” bulunur. Bu giriş noktalarında koruma kabından olabilecek sızıntının tespitine yönelik sensörler bulunur. Bunların yanı sıra, güvenlik standartları gereği, koruma kabı içine doğrudan bağlı hatlar üzerinde de en az bir “izolasyon vanası” bulunması gerekmektedir. İzolasyon vanalarının koruma kabına mümkün olan en yakın noktada ve koruma kabı dışına yerleştirilmesi gerekmektedir. [47]

Koruma kabına giriş çıkışlar özel olarak tasarlanmış kapılardan gerçekleştirilir. Bu kapılar iki aşamalı hava geçirmez kapılardır. Bu giriş – çıkış kapıları gözetim amacıyla ve personelin korunması ve güvenliği amacıyla konulmaktadır. Bunun yanı sıra koruma kabında bırakılan bu açıklıklar ihtiyaç duyulan araç-gereç ve ekipmanların reaktöre girebilmesi için önemlidir.

Bu kapıların hızla açılıp kapanabilen bir yapısı olması ve bir kaza durumunda koruma kabı izolasyonu için gerekli korumayı sağlayabilmesi gerekmektedir. Koruma kabı içinde güvenlik açısından önem arz eden sistemlerin çalışmasını etkileyebilecek parametrelerin izlemesi yapılır:

- İç basınç
- Sıcaklık
- Fizyon ürünleri birikmesi
- Gaz, sıvı ve katı haldeki diğer ürünlerin birikmesi

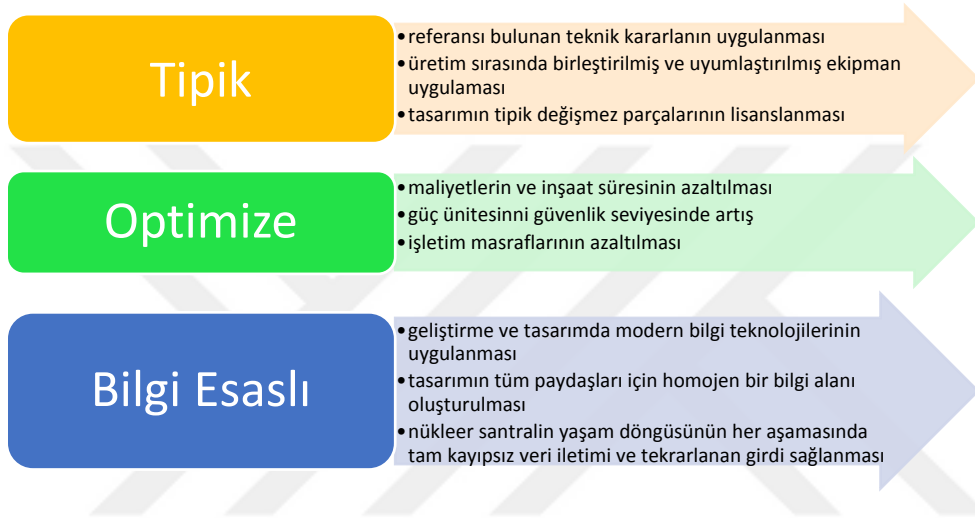
Koruma kabı içinde fiziksel olarak ayrılma sağlayan odalar yeterli dolaşımın sağlanabileceği şekilde tasarlanmalıdır. Bu fiziksel ayrıçaların koruma kabı içinde ilave yüklere neden olmaması anlamına gelir. Koruma kabı içindeki basınç farklarının mümkün olduğunca düşük tutulması gerekmektedir. Ayrıca bu ayrıçalar nedeniyle akışta engeller oluşması bir kaza anında koruma kabı içindeki kaza sonuçlarını hafifletmeye yönelik sistemlerin işlevlerini beklenen performansla yerine getirememesine neden olabilir. Koruma kabı basıncı olduğu kadar sıcaklığının da mümkün olduğunda düşük tutulması; kaza anında koruma kabı içine çıkabilecek olan yüksek enerjili akışkanların etkileri de dikkate alınarak tasarım yapılması gerekmektedir. Erken salım frekanslarının düşük olabilmesi için koruma kabının yapısal bütünlüğü her türlü şartta korunmalıdır.

Koruma kabı tasarımlarında bir kaza anında koruma kabı içinde birikebilecek olan fizyon ürünleri, hidrojen, oksijen ve diğer maddelerinin kontrolüne yönelik güvenlik sistemleri yer almaktadır. Bu sistemlerin iki temel amacı vardır:

1. Kaza koşullarında çevreye salınacak fizyon ürünü miktarını mümkün olduğunca azaltmak.
2. Hidrojen, oksijen ve diğer maddelerin alev alması veya patlaması sonucu koruma kabı bütünlüğünün riske girebileceği düşünülerek bu maddelerin koruma kabı atmosferinde kritik konsantrasyonlara ulaşmamalarını sağlamak.

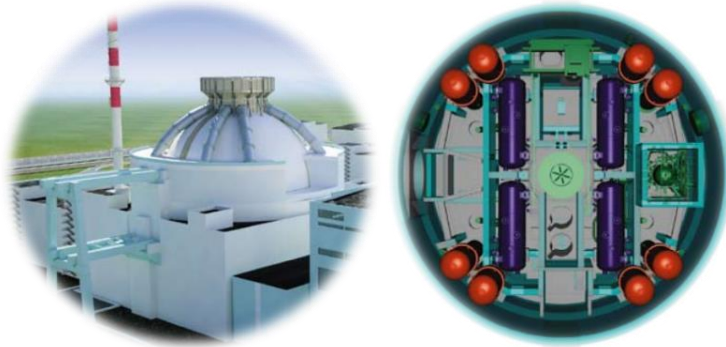
3.4.2. Koruma Kabı Tasarımı

Koruma kabı tasarımı alışılmışın aksine silindirik değil küresel bir yapıya sahiptir. Ruslar tarafından geliştirilmiş olan bu yeni koruma kabı konsepti adını Tipik-Optimize-Bilgi Esaslı (ing. *Typical, Optimized, Information Based*) kelimelerinin baş harflerinden almıştır. Şekil 3-11’de tasarımın hedefleri özetlenmiştir.



Şekil 3-11 Koruma Kabının Tasarım Hedefleri [48]

Diğer VVER-1200 koruma kabı tasarımlarından farklı olarak bileşenlerin koruma kabı içindeki yerleşim düzeni değiştirilmiştir. Fukushima NGS kazasından çıkarılan dersler dikkate alınarak yeni bir güvenlik konsepti tasarlanmıştır. Optimizasyonun önemli bölümleri mimari tasarım, inşaat maliyetleri ve sürelerini etkileyecek yeniliklerden oluşmaktadır.



Şekil 3-12’de koruma kabı tasarımının dışarıdan ve içeriden görüşünü verilmektedir.

Şekil 3-12 Koruma Kabının Dış ve İç Görünümü [48]

Bu koruma kabına sahip NGS'lerde binalar, diğer yapılar, donanımlar, soğutucu boru hatları, diğer hatlar ve yapılar, 8 büyüklüğünde (MSK 64 ölçeğinde) bir depremin etkilerine dayanabilecek şekilde tasarlanmıştır. Sismik parametrelerin daha yüksek olduğu yerlerde NGS yapımını sağlamayabilmek için, hacimsel, planlama, yönlendirme ve diğer temel tasarım çözümlerinin önemli bir şekilde değiştirilmesine ihtiyaç duyulmadan 9 büyüklüğünde (MKS 64) bir depremin etkilerine dayanma kabiliyeti sağlanmıştır. Böylece gerek doğal afetlere gerekse insan eliyle gerçekleşebilecek dış tehlikelere yüksek dayanıklılığı olan bir yapı ortaya konmuştur.

Tasarım UAEA standartlarında da belirtildiği gibi farklı yöntemleri kullanan birbirinden bağımsız güvenlik sistemleri ile donatılmıştır. Aktif sistemlerin yanısıra, pasif güvenlik sistemlerinin de çeşitlendirildiği görülmektedir. Bu bölümde bir kaza anında radyoaktif maddelerin çevreye salımını engellemek veya mümkün olduğunca azalmak üzere tasarlanmış güvenlik sistemleri üzerinde durulmaktadır.

Tasarımdaki güvenlik sistemleri temel olarak ikiye ayrılmıştır: aktif ve pasif sistemler. Her bir sistem birbirinden bağımsız olarak çalışmaktadır. Yedeklilik prensibi bu şekilde tasarıma yansıtılmaktadır. Başlıca güvenlik sistemleri şunlardır [48] :

- Yüksek Basıncılı Aktif Acil Durum Kor Soğutma Sistemi – 2 kanallı aktif sistem (her biri %100 kapasiteli)
- Alçak Basıncılı Aktif Acil Durum Kor Soğutma Sistemi – 2 kanallı aktif sistem (her biri %100 kapasiteli)
- Acil Durum Boron Enjeksiyon Sistemi - 2 kanallı aktif sistem (her biri %100 kapasiteli)
- Buhar Üretici Acil Durum Soğutma Sistemi – 2 kapalı kanallı aktif sistem (her biri %100 kapasiteli)
- Acil Durum Kor Soğutma Sisteminin Pasif Kısmı (1. Seviye Hidroakümülatör Sistemi, HA-1) – 4 kanallı pasif sistem (her biri %33 kapasiteli)
- Pasif Kor Su Basma Sistemi (2. Seviye ve 3. Seviye Hidroakümülatör Sistemleri, HA-2 VE HA-3) - 4 kanallı pasif sistem (her biri %33 kapasiteli)

- Pasif Isı Uzaklaştırma Sistemi - 4 kanallı pasif sistem (her biri %33 kapasiteli), (her bir kanalda iki hava soğutma ısı değiştiricisi bulunur)
- Pasif Halka Filtreleme Sistemi (PFS) – filtreleme üniteli pasif sistem

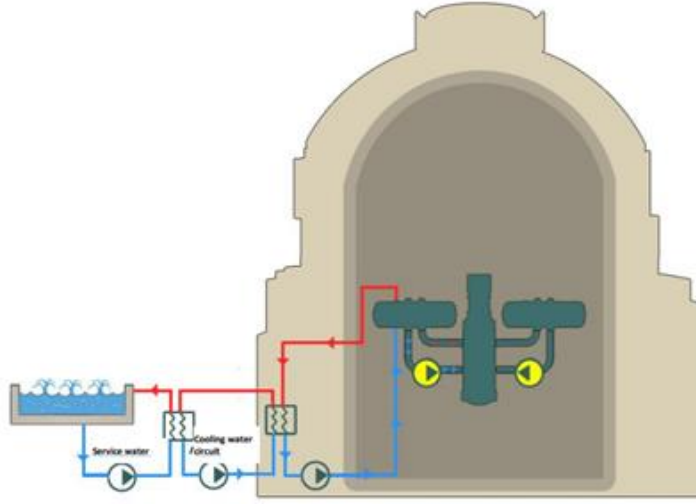
3.4.2.1. Aktif Güvenlik Sistemleri

Tasarımdaki aktif güvenlik sistemlerinden ilki ***Acil Durum Kor Soğutma Sistemi (AKSS)***'dir. AKSS'nin aktif kısmı, reaktörde ve yakıt havuzunda kor soğutucu güvenlik seviyesinin korunması ve ana soğutucu kaybı yaşanması durumunda artık ısıнын uzaklaştırılması için tasarlanmıştır. Bu sistem geliştirilirken bir kırık veya başka bir nedenle oluşan soğutucu kaybı hızına eşdeğer bir şekilde soğutucu desteği verilmesi hedeflenmiştir. Birincil döngünün koru soğutma fonksiyonunu kısmen veya tamamen yerine getiremediği durumlarda yakıt çubuklarından fazla ısıyı uzaklaştırmak için devreye girer. Böylece soğutucu kaybının yaşandığı kazalarda yakıt zarfında meydana gelebilecek hasarın sınırlandırılmasına çalışılır. Sistemin ana bileşenleri pompalar, vanalar, ısı değiştiriciler, depolama tankları, koruma kabı soğutucu birikme kuyusu ve borulardır. AKSS, genellikle iki yüksek basınçlı ve iki düşük basınçlı sistemden oluşur. Yüksek basınçlı sistemler, yüksek basınçlı soğutucu enjeksiyonu (*ing. HPCI*) sistemi ve otomatik basınç düşürme sistemi (*ing. ADS*) 'dir. Alçak basınç sistemleri, artık ısı uzaklaştırma sisteminin düşük basınçlı soğutucu enjeksiyonu (*ing. LPCI*) modu ve kor sprej (*ing. CS*) sistemidir. Bu sistemlerin çalışması için gereken güç desteği dışarıdan AC güç desteği ile sağlanabilmekte; bu mümkün olmadığı takdirde ise dizel jeneratörlerden sağlanmaktadır.

Acil Durum Boron Enjeksiyon Sistemi, reaktörün kitik-altı durumda tutulmasını sağlamayı hedefler. Reaktör ani kapaması gerçekleştiğinde hemen devreye girer ve moderatöre boron enjeksiyonu yapar. Bu enjeksiyonun tamamlanma süresi reaktör güvenliği açısından önemli bir parametredir. Bu sistemin 2 temel hedefi vardır: Reaktör kapama sisteminde yaşanabilecek bir aksaklıkta koru kritik-altı seviyede tutmak ve birincil döngüden-ikincil döngüye sızıntı olması durumunda basıncı düşürmek için basınçlandırıcıya bor çözeltisini enjekte etmek. Sistem boron enjeksiyon pompası, borular ve vanalardan oluşur.

Şekil 3-13'de ***Buhar Üreteci Acil Durum Soğutma Sistemi'nin*** gösterimi yapılmaktadır. Bu sistem tasarıma esas kazalarda devreye girmek üzere tasarlanmış "aktif" bir güvenlik sistemidir. Ana fonksiyonu normal ısı uzaklaştırma sistemleri çalışmadığında veya güç desteği kaybedildiğinde ikincil döngü yardımıyla reaktör korundan artık ısıнын çekilmesi ve acil durumlarda reaktör basıncının düşürülmesidir. Bunun için buhar üreteçlerinden gelen

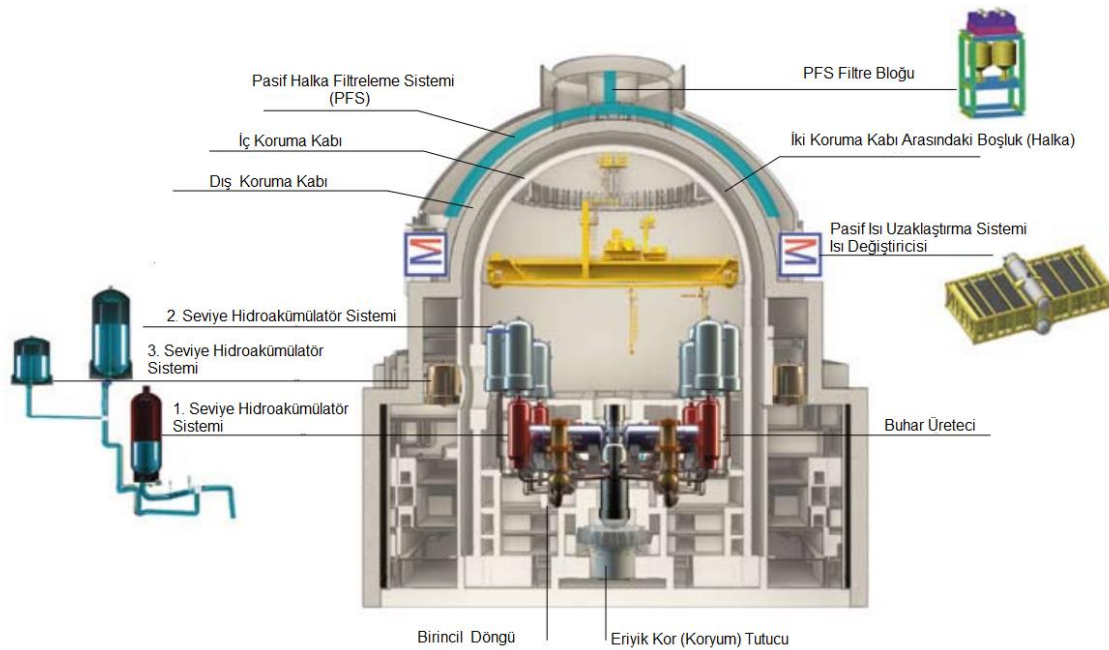
buhar, ısı değıştircilerde yoğunlaştırıldıktan sonra ara devre su ile soğutulur ve tekrar yoğunlaştırılarak buhar üretelerine geri döndürölür.



Şekil 3-13 Buhar Üreteci Acil Durum Soğutma Sistemi [49]

3.4.2.2. Pasif Güvenlik Sistemleri

Pasif güvenlik sistemleri, tasarım ötesi kazalarda, çevreye salınan radyasyon miktarını mümkün olan en az seviyede tutarak sonuçların hafifletilmesi amacıyla geliştirilmiştir. Şekil 3-14’de koruma kabı içinde bulunan pasif güvenlik sistemleri gösterilmektedir.



Şekil 3-14 Koruma Kabı Pasif Güvenlik Sistemleri [49]

Pasif güvenlik sistemlerinden ilki “**Pasif Reaktör Koru Su Basma Sistemi**”dir.Şekil 3-15’de sistemin gösterimi verilmektedir. Bu sistemin amacı tasarım ötesi kazalarda kor hasarı oluşması olasılığını azaltmaktır. Esasen acil durum kor soğutma sisteminin bir parçasıdır. 3 aşamaları hidroakümülatörlerden oluşur.

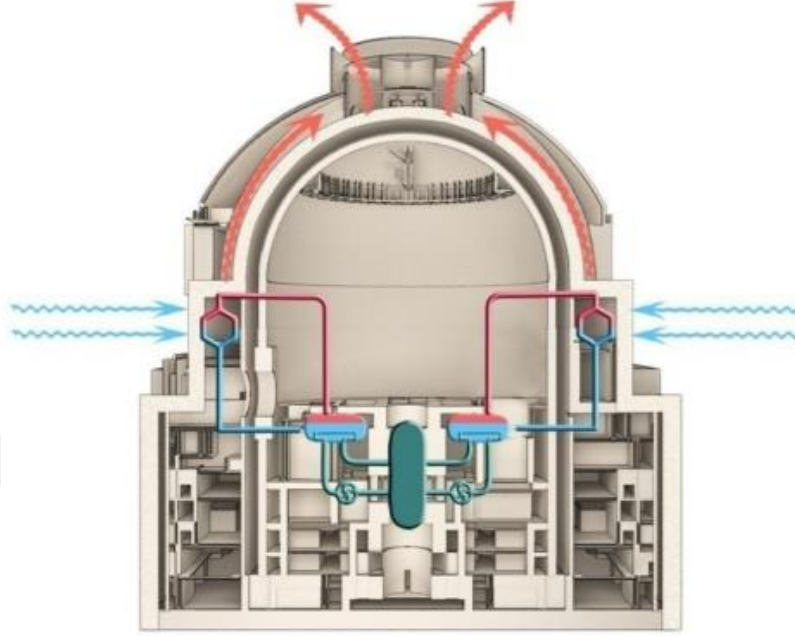
- 1. Seviye hidroakümülatörler: Birincil döngüdeki basıncın 5,9 MPa’ın altına düşmesi durumunda devreye girerek borik asit çözeltisinin reaktör koruna enjeksiyonunu sağlarlar.
- 2. Seviye hidroakümülatörler: Reaktör korundan gereken ısının çekilebilmesi için ama döngüdeki soğutucu miktarının korunmasını sağlarlar. Birincil döngünün basıncının 15 MPa’ın altına düşmesi durumunda devreye girerler.
- 3. Seviye hidroakümülatörler: İkinci seviye hidroakümülatörleri takiben soğutucu miktarını korumak amacıyla devreye girerler. Ancak bu hidroakümülatörlerin devreye girişi genellikle tasarım ötesi bir kazanın gerçekleşmesi sonucu soğutucu kaybının yaşanması ve aktif sistemlerin devreye girememesi sonucu gerçekleşir.



Şekil 3-15 Pasif Kor Su Basma Sistemi [49]

Şekil 3-16’de **Pasif Isı Uzaklaştırma Sistemi** gösterilmektedir. Acil durum güç desteğinin dahi sağlanamadığı tüm elektrik güç desteği kaynaklarının kaybedilmesi durumunda uzun süreli olarak artık ısının reaktörden uzaklaştırılması amacıyla tasarlanmıştır. Fiziksel etkilerden ve reaktör binası içinde yükselen sudan etkilenmemeleri amacıyla 40 m yüksekte fiziksel ayraçlar arasında konumlandırılmıştır. Toplamda 4 adet doğal dolaşım hattından oluşmaktadır. Her bir hat üzerinde ısı değiştiricileri, buhar yoğunlaşma hatları, hava giriş

noktaları, ısınmış hava tahliye noktaları ve pasif (doğrudan devreye giren) hava akış hızı kontrol araçları yer almaktadır.



Şekil 3-16 Pasif Isı Uzaklaştırma Sistemi [49]

Pasif Halka Filtreleme Sistemi (PFS), iç koruma kabına geçmiş sızıntıların kontrolü ve burada filtre ünitesinden geçerek radyoaktif maddelerin filtrelerde yakalanmasıyla koruma kabı dışına radyoaktif madde salımını sınırlandırmayı hedefleyen bir güvenlik sistemidir. Tüm işletim koşullarında, tasarıma esas kaza durumlarında ve tasarım ötesi kazalar yaşandığında aktif havalandırma sistemi çalışmadığı koşullarda devrede olan pasif bir sistemdir. Ağır kaza yaşanması durumunda en önemli hassasiyet fisyon ürünlerinin koruma kabı dışına çıkışının sınırlandırılması ile ilgilidir.

İç koruma kabı içinde, hidrojenin katalitik yakılması için **Pasif Hidrojen Geri-Bağlayıcıları** yerleştirilmiştir. Böylelikle, her şartta, koruma kabı içinde hidrojen birikmesinin kontrol edilerek patlamaya neden olabilecek kritik konsantrasyonlara ulaşmaması hedeflenmektedir. Koruma kabı bütünlüğü korunarak radyoaktif maddelerin atmosfere çıkışı engellenir.

VVER tasarımında da sınırlandırmaya yönelik olarak hidrojen patlamalarından korunmak ve patlayıcı karışımların koruma kabı atmosferinde birikmesine engel olmak amacıyla sistemler kullanılmaktadır.

Çift katmanlı korunma kabı kullanılması temeli nedeni de budur. Birincil koruma kabı (İç koruma kabı) öngerilmeli betonarme malzemeden yapılmıştır ve 0,4 MPa iç basınca dayanacak şekilde tasarlanmıştır. Güvenilirlik katsayısı 1,5'dir ve içine sıkı çelikten astar konmuştur [49]. İkincil koruma kabı yani dış koruma kabı ise betonarme malzemeden yapılmış ve dışarıdan gelecek insan kaynaklı ve doğal tehlikelere dayanacak şekilde tasarlanmıştır.

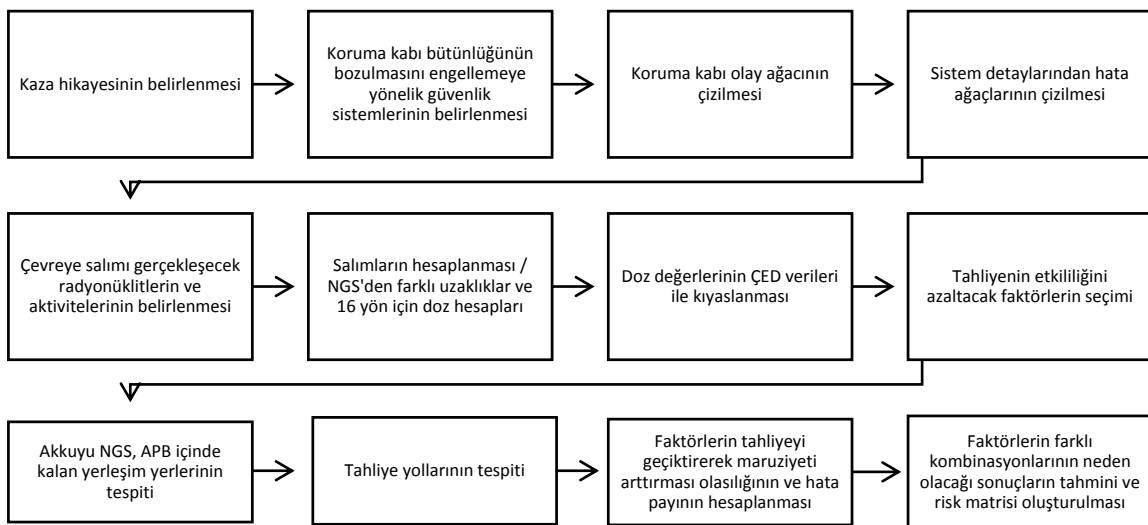
Kor hasarı meydana gelen kazalarda (tasarım ötesi kazaların bazılarında) reaktör kabı bütünlüğü bozularak eriyik kor malzemesi koruma kabı içerisine düşebilir. Bu durumda oluşabilecek radyasyon salımlarının miktarları önemli ölçüde artar. Eriyik kor malzemesinin güvenli bir kap içinde tutularak kontrol altında tutulması ve soğutulmasına devam edilebilmesi amacıyla reaktör boşluğunda bir **Eriyik Kor Tutucu** yerleştirilmiştir. Bariyer bütünlüğü korunur ve böylece tasarım ötesi kaza durumlarında dahi radyoaktif maddenin atmosfere salınması engellenebilir

.

4. GÜVENLİK ANALİZLERİ VE ANALİZ SONUÇLARI

Bu tez çalışmasında Akkuyu Nükleer Güç Santrali için 2. ve 3. Seviye OGA'nın birer uygulaması yapılmıştır. Bu tez çalışmasında, kapsamın çok ötesinde olduğu değerlendirildiğinden 1. Seviye OGA uygulamalarına girilmemiştir. 2. Seviye OGA uygulamasında koruma kabı bütünlüğünün bozulması modaları ve ilgili pasif güvenlik sistemleri gözönüne alınarak gerçekleştirilmiştir. 3. Seviye OGA hesaplamaları Akkuyu NGS ÇED raporunda verilen radyonüklit salım değerlerinden yola çıkılarak yapılmıştır. NGS'nin etrafındaki 30 km'lik çap içindeki farklı uzaklıklardaki dış ışınlama ve soluma yoluyla maruz kalınan doz değerleri hesaplanmıştır. Bu değerler yine ÇED Raporunda verilen değerlerle karşılaştırmalı olarak sunulmaktadır.

Şekil 4-1'de analizlerin iş akış şeması verilmektedir. Kaza hikâyesinin belirlenmesiyle başlayan hesaplamalar, 2. Seviye OGA, 3. Seviye OGA ile devam etmiş, ardından 3+seviye OGA'ya geçiş için tahliye edilecek bölgeler belirlenmiştir. Tahliyedeki aksaklıkların en çok yaşanacağı düşünülen bölgeler için tahliye gecikme yaşanması olasılıkları hesaplanmıştır. Burada amaç acil durum planlamalarının önemini ortaya koymak ve Akkuyu NGS özelinde bu planların işlerliği üzerine düşünülmesi gereken tahliyeyi geciktirici faktörleri belirlemektir. Hesaplamalar, 2. ve 3. Seviye OGA ile ortaya konulan maruziyet risklerinin yanı sıra tahliyenin etkinliğinin APB içindeki halk üzerindeki doğrudan etkisini ortaya koymaktadır.



Şekil 4-1 Analizlerin İş akış Şeması

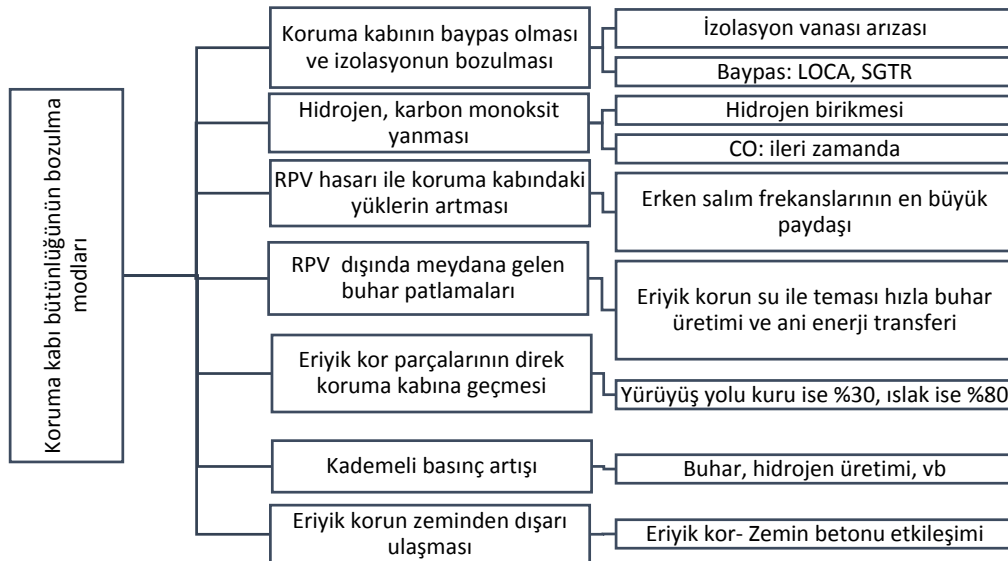
4.1. Çalışmanın Temelini Oluşturan Senaryo

Çalışmanın temelini oluşturan senaryo koruma kabı bütünlüğünün bozulması yollarının belirlenmesi ile 2. Seviye ve 3. Seviye OGA’larda girdi olarak kullanılacaktır. Bu nedenle çalışmanın temelini oluşturmaktadır. Bu bölümde koruma kabı bütünlüğünün bozulması yollarına ilişkin özet bilgi verildikten sonra seçilen kaza senaryosu aşama aşama tanımlanmaktadır.

4.1.1. Koruma Kabı Bütünlüğünün Bozulması Yolları

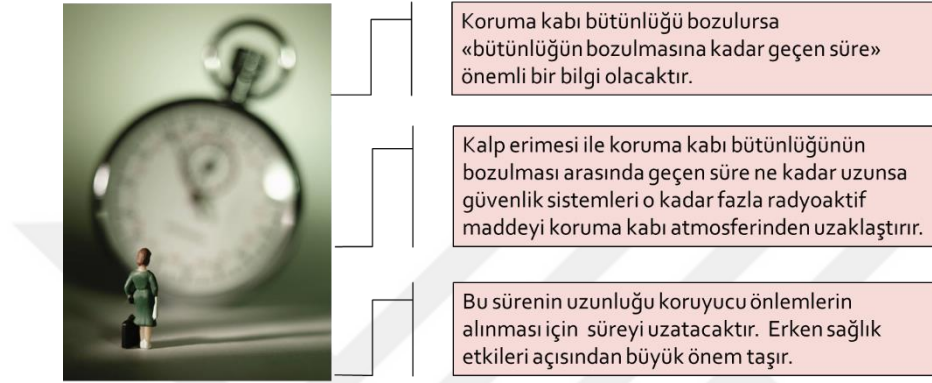
Çalışmanın temelini oluşturan senaryoyu incelemeden önce koruma kabı bütünlüğünün bozulması yollarını hatırlamakta fayda vardır. Çünkü seçilen senaryoda özellikle dikkat edilmesi gereken olaylar koruma kabı bütünlüğünün bozulması ile ilgilidir. Ayrıca 2. Seviye OGA’nın anlaşılması için koruma kabı bütünlüğünün bozulması modlarının detaylı olarak incelenmesi gerekmektedir.

Koruma kabı bütünlüğünün bozulması, en basit ifadesiyle radyoaktif maddelerin koruma kabı dışına yani çevredeki atmosfere veya toprağa sızması anlamına gelmektedir. Koruma kabı bütünlüğü çeşitli nedenlerle bozulabilir. Örneğin, gerçekleşecek bir hidrojen patlaması neticesinde, koruma kabı bütünlüğü bozularak radyoaktif maddeler çevreye salınabilir. Bazı kazalarda ise koruma kabı bütünlüğü bozulmasa da kısmen veya tamamen baypas olabilir. Reaktör soğutucu sistemi boruları aracılığıyla radyoaktif maddeler ikincil binalara kaçabilir. Şekil 4-2’de koruma kabı bütünlüğünün bozulmasının yolları ve modları özetlenmektedir.



Şekil 4-2 Koruma Kabı Bütünlüğü Bozulmasının Çeşitli Modları

Koruma kabı bütünlüğünün bozulma yolu ile çevreye salınan radyoaktif maddenin miktarı ve çevreye yayılması veya taşınması dolayısıyla halka ulaşan radyasyon dozu arasında yakın bir ilişki vardır. Bu nedenle koruma kabı bütünlüğünün bozulmasıyla ilgili olarak “nasıl ve ne zaman soruları” acil durum yönetimi açısından sorulması gereken kritik sorulardır. Şekil 4-3’de gösterildiği gibi koruma kabı bütünlüğü bozulana kadar geçen süre acil koruyucu önlemlerin uygulanması ve radyasyon maruziyetlerinin azaltılması açısından kritik bir parametredir.



Şekil 4-3 Koruma Kabı Bütünlüğünün Bozulmasına İlişkin Verinin Önemi

Risk bilgisi destekli karar verme süreçlerinin oluşturulması için temel teşkil etmek üzere «Geniş Yayılımlı Erken Salım Frekansı (LERF)» analizleri geliştirilmiştir. Bu analizler kullanılarak, önem verilmesi gereken ağır kaza süreçleri ve koruma kabı bütünlüğü bozulma modları belirlenmektedir.[51]

4.1.2. Kaza Senaryosu

Analizlere temel oluşturan kaza senaryosunda ana döngüde bulunan borularda çapı 850 mm giyotin kırık meydana gelmesi ile meydana gelen soğutucu kaybı kazası başlangıç olayıdır. Bu senaryoda aynı zamanda AC güç desteğinin tamamının 24 saatten fazla süre kaybedildiği varsayılmaktadır. *Bu kaza kor erimesi gerçekleşen **tasarım ötesi ağır kaza** sınıfındadır.* Tasarım ötesi kaza senaryoları, sonuçları açısından bakıldığında etki derecesi ve nükleer santralin güvenliği açısından dikkate alınması gereken en önemli senaryolardır. Özellikle Fukushima NGS Kazası sonrasında, tüm dünyada NGS'lere ilişkin acil durum hazırlıklarının tasarım ötesi kaza senaryoları baz alınarak yapılması gerektiği konusunda bir fikirbirliği oluşmuştur.

LOCA (Soğutucu kaybı kazası) meydana geldiğinde şu değişiklikler oluşabilir:

- Reaktörde basınç düşüşü,
- Basınçlandırıcıda basınç düşüşü,
- Koruma kabında basınç artışı.

Sistemlerin ve ekipmanın kullanılabilirliği ve performansları

Bu kaza gerçekleştiğinde, soğutucu kırıktan akmaya başlar. Dolayısıyla ana döngüdeki basınç ve reaktörde soğutucu kütlesi düşer. Soğutucunun kordaki dolaşımı aksaklığa uğrar.

Santralde kararma yaşanması sonucu (AC güç desteğinin tamamen kaybı) ise:

- Ana soğutucu pompaları ani olarak durur.
- SG'lara besleme suyu desteği durur.
- Turbo jeneratörlerin durdurma ve kontrol vanaları kapanır.
- Ana döngü soğutucu basıncı düzenleme sistemi (enjeksiyon sistemi ve basınçlandırıcı desteği) enerjisiz kalır.
- BRU-K (Türbin baypas vanası) kilitlenir.
- Pasif ısı çekme sistemi (PHRS) nin 4 hattı da operasyona girer.
- Besleme ve boşaltma sistemi çalışmaz (*ing. feed and bleed*).
- Kararma olduğunda reaktörü ani durdurma sistemi aktive olur.

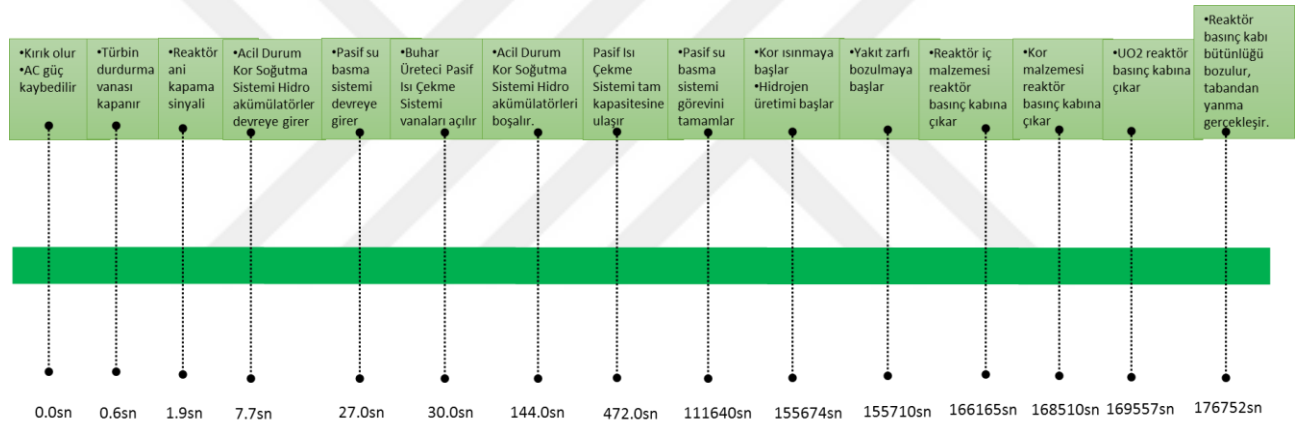
Sistem kararmasıyla birlikte gerçekleşen LOCA olaylarında ana döngüden soğutucu kaybı bertaraf edilir ve kor aşağıdaki sistemlerin ortaklaşa operasyonu ile soğutulur:

- AKSS pasif sistemleri
- Kor su basma sistemi akümülatör sistemi
- Pasif buhar üretici soğutma sistemleri

Tam güç kaybı (santral kararması) ile birlikte, birinci devre soğuk bacağının Gıyotin türü büyük kırılması (Büyük kırıklı LOCA), yakıt erimesi ile sonuçlanan olası en büyük (ağır) kaza olarak seçilmiştir. [44]

Kaza 0. Saniyede borularda kırık meydana gelmesi ile başlar. Kırık reaktör basınç kabından soğutucu kaybına neden olmuştur. Bu nedenle reaktörde hızlı bir basınç düşüşü yaşanır. Soğutucu akışı da yön değiştirmiştir. 0. Saniyede ayrıca santralde “kararma” yaşanmış yani santral AC güç desteğini tamamen yitirmiştir. Bunun neticesinde ana soğutucu pompaları aniden durur. Pompaların tamamen durmalarına kadar bir süre geçecektir ancak buhar üreteçlerine besleme suyu sağlanamamasına neden olmuştur. Ana dolaşımın besleme ve kontrol sistemi devreden çıkar, türbin durdurma vanası kapanır. Bütün bunların yanında reaktör 1,9 saniye gecikmeyle “ani kapama” sinyalini vermiştir.

Kaza seyrinin bu aşamasında, reaktör gücü soğutucu yoğunluğundan kaynaklanan negatif etkiyle azalır. Kordaki reaktivite 4 saniye içinde (-) %33’e düşer ve bu da gücü hızla düşürür. Basınç düşüşü nedeniyle 8. Saniyede Acil Durum Kor Soğutma Sistemi devreye girerek borikasıit solüsyonu enjeksiyonu başlar. Kazanın seyri Şekil 4-4’de özetlenmektedir.



Şekil 4-4 Seçilen Kaza Senaryosunda Kazanın Seyri

Şekilde’de görüldüğü gibi yaklaşık 49. Saatte reaktör basınç kabının bütünlüğü bozularak eriyik kor malzemesi (koryum) basınç kabı dışına çıkmaktadır. Bu noktadan başlayarak birinci adım koruma kabı bütünlüğünün bozulması olasılıklarının tahmini (yani 2. Seviye OGA) için koruma kabı olay ağacının çizilmesi ve koruma kabı bütünlüğü bozulduğunda çevreye salınacak radyoaktif maddelerden kaynaklanan radyasyon maruziyetlerinin tahmini (yani 3. Seviye OGA) için analizlerin yapılmasıdır.

Kaza senaryosuyla birlikte salım değerlerinin hesaplanmasında kullanılan kor içindeki fisyon ürünlerinin izotop kompozisyonu değerleri Çizelge 4-1 ve

Çizelge 4-2’de gösterilmektedir.



Çizelge 4-1 Kuyuda Bulunan Radyasyon Dozunu Hesaplamakta Kullanılan Fisyon
Ürünleri İzotop Kompozisyonu, Aktiviteleri ve Yarı Ömürleri [44]

Radyonüklit	Aktivite, Bq	Yarı ömür, sn	Radyonüklit	Aktivite, Bq	Yarı ömür, sn
Rubidium-86	1,68562E+15	1,61E+06	Ruthenium -105	4,32156E+18	1,60E +04
Strontium-89	3,14385E+18	4,36E +06	Ruthenium -106	2,04276E+18	3,18E+07
Strontium -90	2,73604E+17	8,99E+08	Rhodium-105	3,95206E+18	1,27E+05
Strontium -91	5,17302E+18	3,41E +04	Silver-111	2,41721E+17	6,45E +05
Yttrium-91	4,47480E+18	5,06E +6	Stibium-127	2,78794E+17	3,33E +05
Yttrium -93	5,51409E+18	3,41E +04	Tellurium-127	2,73975E+17	1,56E +04
Zirconium-95	1,23418E+19	5,53E+06	Tellurium -129m	1,93895E+17	2,90E +06
Zirconium -97	6,32477E+18	6,12E +04	Tellurium -132	4,71330E+18	2,82E +05
Niobium-95	6,24198E+18	3,04E +06	Iodine-130	1,16263E+16	4,45E +04
Molybdenum-99	7,14534E+18	2,38E+05	Iodine -131	4,66881E+16	2,90E +04
Ruthenium-103	6,10727E+18	3,40E +06	Iodine -132	6,74123E+17	8,21E +03
Iodine -133	9,47727E+17	7,40E +04	Praseodymium -143	5,67475E+18	1,17E+06
Iodine -134	1,04807E+18	3,16E +03	Praseodymium-145	3,85937E+18	2,14E +04
Iodine -135	8,88409E+17	2,38E +04	Neodimium-147	2,47529E+18	9,49E +05
Barium-140	2,21701E+19	1,11E+06	Prometheum-147	5,91326E+17	8,27E +07
Lanthanum-140	6,11345E+18	1,45E +05	Prometheum -148m	1,42487E+18	3,53E +06
Lanthanum -141	6,11345E+18	1,42E +04	Prometheum -148	7,63224E+17	4,64E +05
Cerium-141	6,19378E+18	2,81E+06	Prometheum -149	2,29733E+18	1,91E +05
Cerium -143	5,67351E+18	1,19E +05	Europium-156	7,79042E+17	1,31E +06
Cerium -144	4,55512E+18	2,46E +07			

Çizelge 4-2 Koruma Kabı Atmosferinde Bulunan Radyasyon Dozunu Hesaplamakta Kullanılan Filyon Ürünleri İzotop Kompozisyonu, Aktiviteleri ve Yarı Ömürleri [44]

Radyonüklit	Aktivite, Bq	Yarı ömür, sn	Radyonüklit	Aktivite, Bq	Yarı ömür, sn
Bromine-82	1,17276E+16	1,271E +05	Iodine -131	3,42314E+18	2,894E +04
Krypton-83m	3,88038E+18	6,588E +03	Iodine -132	4,94316E+18	8,208E +03
Krypton -85m	7,47653E+17	1,610E +04	Iodine -133	6,98221E+18	7,488E +04
Krypton -85	4,34998E+16	3,390E +08	Iodine -134	7,68661E+18	3,156E +03
Krypton -87	1,63124E+18	4,584E +03	Iodine -135	6,51261E+18	2,380E +04
Krypton -88	2,22442E+18	1,030E +04	Xenon-133	6,89571E+18	4,530E +05
Iodine-130	8,52695E+16	4,450E +04	Xenon -135	1,47059E+18	3,270E +04

4.2. 2. Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizi Uygulaması

4.2.1. Sınırlayıcı Güvenlik Sistemleri

Sınırlayıcı güvenlik sistemlerinin temel amacı tasarım ötesi kazalarda kor erimesi gerçekleşse dahi atmosfere salımı gerçekleşecek radyoaktif madde miktarını sınırlandırmaktır. Diğer amaçları ise;

- Radyoaktif maddelerin kazanın etkilerini sınırlama alanının (KSA) dışına çıkmasını önlemek veya sınırlamak.
- Teknik sistemleri ve sistemin parçalarını radyoaktif maddelerin salımına neden olabilecek tasarım ötesi çevre etkilerine karşı korumak.
- KSA çevreye iyonize radyasyon salımı miktarını sınırlamak.
- Tasarım temelli kazalarda, KSA’da basınç ve sıcaklığı azaltmak.
- Tasarım temelli kazalarda, buhar içindeki radyoaktif iyot ile koruma kabı içindeki havayı kombine etmek.
- KSA’da patlayıcı gaz konsantrasyonunu kontrol etmek.
- KSA’da patlayıcı gaz konsantrasyonunu en düşük tutuşabilme limitinin altında tutmak.

AES 2006 içinde tasarlanmış olan başlıca sınırlayıcı güvenlik sistemleri şunlardır:

- Koruma kabı içi acil durum hidrojen konsantrasyonu kontrol sistemi ve tahliye sistemi.
- Acil durum pasif anulus filtrasyon sistemi.
- Eriyik kor lokalizasyon ve soğutma sistemi.

Güvenlik sistemlerinin yanı sıra kullanılan bazı güvenlik elemanları ile de sınırlandırma görevine destek sağlanır. Bu elemanlar aşağıda sıralanmaktadır.

- Mühürlü muhafaza sistemleri ve öğeleri.
- Ankraj sistemli havageçirmez çelik yapı.
- Güçlendirilmiş zarf yapısı, koruma kabı öngerilmeli sistem.
- Çalışanlar ve taşıma için gömülü geçiş yolları.
- Hava geçirmez gömülü geçitler (teknolojik, kablo, ventilasyon ve diğer).
- İzolasyon araçları.
- Sızdırmaz muhafazadan geçen boru hatları ve hava kanalları.
- Yağmurlama sistemi.
- Konsantrasyon kontrol ve acil durum hidrojen uzaklaştırma kontrol sistemi.
- Dış koruma kabı basınç düşürme sistemi.
- Ekstra boron sisteminin öğeleri, koruma kabı dışında kurulmuş acil durum ve planlı dolaşım soğutma sistemi.

4.2.1.1. Koruma Kabı Binası

Bu tasarımda çift katmanlı koruma kabı mevcuttur. Bu kap KSA'nın sınırlarını kapatır. Koruma kabı, öngerilmeli betondan yapılmış iç kabuk ve gerilmesiz betondan yapılmış dış kabukdan oluşur. Kaza sırasında KSA'dan buhar-hava karışımının dışarı sızmaması amacıyla basınç düşüşleri iç kabukta kontrol edilmelidir.

Koruma kabı binası, tasarım temelli veya tasarım ötesi kaza yaşanması durumunda çevreye radyoaktivite salımını sınırlı tutmak amacıyla yapılmıştır. Ayrıca bina, sistemleri ve sistemlerin parçalarını doğal ve insan kaynaklı etkilere karşı korur ve iyonize radyasyondan korunmayı sağlar.

4.2.1.2. Kapaklar, Geçişler, Kapılar ve Gömülü Öğeler

Nakliye kapısı malzemeleri taşırken sızdırmaz muhafazadan geçirmek için kullanılır. Bu kapı ile reaktörün bakımı sırasında ihtiyaç duyulan malzemeler, bakım onarım ile kullanılmış yakıtın çıkarılması ve yeniden yüklenmesi sırasında ihtiyaç duyulan malzemelerin KSA'nın hava sızdırmazlığını tasarım değerlerinde tutarak içeri taşınmasını sağlar.

Hava geçirmez muhafaza iki kabuktan oluşur. İlk kabuk hava geçirmezken ikinci kabuk ise dışarıdan koruma sağlar, aralarında halka şeklinde bir boşluk bulunur. Nakliye kapısı bu muhafazaya yerleştirilmiştir. Muhafaza üzerinde ayrıca çalışanların koruma kabına giriş çıkışları için iki adet kapı yerleştirilmiştir. Kapılar tek kişi tarafından açılıp kapatılabilecek şekilde tasarlanmıştır.

4.2.1.3. Sızdırmaz Boru Sistemi ve Kablo Girişleri

Boru hatları ile teknolojik ve elektroteknik hatlar, koruma kabına mühürlü muhafazalar içinde girer. Böylece giriş noktaları da hava geçirmezlik özelliğini bozmamaktadır.

4.2.1.4. İzolasyon Araçları

İzolasyon araçları, ana dolaşım hattında soğutucu kaybı yaşanması durumunda fizyon ürünlerinin koruma kabı dışına çıkmasını engellemeyi amaçlamaktadır. Boru hatlarını diğer teknolojik öğelerden (mühürlü muhafazadan geçerek koruma kabına giren öğeler) ayıracak şekilde tasarlanmıştır.

4.2.1.5. Hidrojen Konsantrasyonu İzleme ve Acil Durum Hidrojen Tahliye Sistemi

Bu sistem, ACA'da yüksek derecede patlayıcı bir karışım oluşmasını önlemek amacıyla kurulur. Bunu sağlamak için karışımdaki hidrojenin hacimsel konsantrasyonu güvenlik limitlerinin altında tutulmakta böylelikle sınırlayıcı güvenlik sisteminin öğeleri korunmaktadır. Bu yolla mühürlü muhafaza sisteminin katılığı ve yoğunluğu korunur. Normal operasyon sırasında ve kazalarda sınırlayıcı güvenlik sistemlerinin verimli çalışması temin edilmiş olur. Sistem hidrojen konsantrasyonunu kontrol eder ve tasarım değerinin altında kalınmasını temin eder. Muhtemel hidrojen kaynakları şunlardır:

- Ana dolaşımda soğutucu içinde çözülmüş hidrojen;
- Zirkonyum – buhar etkileşimi;
- Ana döngüde soğutucunun radyolizi;

- Kullanılmış yakıt havuzundaki soğutucunun radyolizi;
- Kuyudaki soğutucunun radyolizi;
- Koruma kabı atmosferinde su buharının radyolizi;
- Amonyak ve hidrazin-hidratın termoradyolizi;
- Metallerin ve metal güvenlik kaplamalarının korozyonu;
- Polimer vernik kaplamaların radyolizi;
- Normal işletim sırasında koruma kabında oluşan hidrojen.

4.2.1.6. Koruma Kabı Anulus Pasif Filtrasyon Sistemi

Bu sistem, tasarım temelli ve tasarım ötesi kaza durumlarında koruma kabı içine dolan sızıntıların filtrelenmesi amacıyla tasarlanmıştır. Bu sistem, aktif anulus ventilasyon sisteminin devreden çıkması ve radyoaktif maddelerin anulusa salımı durumunda devreye girer. Kaza durumunda aktif ventilasyon sistemi devreden çıktığında sistemin yerine getirdiği fonksiyonlar;

- Kaza durumunda koruma kabı anular bölge (KAB) içindeki aktif ventilasyon sistemi çalışmıyorsa eğer filtre ünitesini atmosfere bağlayan stop vanası açılır. Hava akışına ısı değiştirici tüplerinden ısınan buhar-gaz karışımı karışır.
- KAB’da bulunan buhar-gaz karışımı ısıtılır ve filtreleme ünitesine taşınır. Isınan ısı değiştiricileri sayesinde hava basıncı ile arada basınç farkı oluşur. Bu basınç farkı sebebiyle koruma kabı içindeki havanın dekontaminasyonu için uygun şartlar oluşturulmuş olur.
- Koruma kabından KAB’a buhar gaz karışımının geçiş yapması karışımın yoğunlaşmasına dolayısıyla sıvı aerosol oluşmasına neden olabilir. Bu sıvı aerosol, buhar-gaz karışımı filtreleme ünitesine gelmeden önce ısı değiştiricilerde atmosferin ısıtılması nedeniyle buharlaşır.
- Isı değiştiricilerden sonra atmosfer filtreleme ünitesine gelir. Buhar-gaz karışımı filtrelerden geçtikçe radyoaktif maddeler burada tutulur ve birikir. Temizlenen karışım ventilasyon boruları ile dışarı bırakılır.

4.2.1.7. Eriyik Kor Lokalizasyon ve Soğutma Sistemi

Sistemin ana ögesi eriyik kor tutucudur. Sistem, kor erimesi gerçekleşen ağır kaza durumlarında hasarlı reaktör, kordan, reaktör kabından ve diğer parçalardan dökülen sıvı ve

katı parçaların lokalizasyonu ve soğutulması amacıyla kullanılır. Kor erimesi gerçekleşen kaza yaşanma olasılığı yapılan hesaplamalarda 10^{-7} /reaktör-yıl olarak belirlenmiştir.

Koruma kabı radyoaktif maddelerin dışarıya çıkmaması için son bariyerdir. Bu sebeple derinliğine savunmanın temel öğelerinden biridir ve bu sistemin tasarımı büyük önem taşımaktadır. Eriyik kor tutma sisteminin fonksiyonları:

- sıvı ve katı eriyik parçalarını tutar, reaktör korunun döküntülerini ve reaktörün yapısal maddelerinden dökülenleri tutar,
- soğutucu su vasıtasıyla eriyik koru soğutur,
- reaktör kabının tabanının kopması durumunda kopan parçaları tutar,
- eriyik koru tasarımda belirlenen alanın dışına çıkmasını engeller,
- eriyik koru kritikaltı durumda muhafaza eder,
- soğutucu su sağlar ve buharı uzaklaştırır,
- koruma kabı içine mümkün olduğunca az radyoaktif madde salımını temin eder,
- hidyojen emisyonunu minimize eder,
- eriyik kor altında kalan betona uygulanan basıncı azaltır,
- uzun dönem eriyik kor soğutmasına ihtiyaç duyulduğunda destek yapıları ve kuru koruma yapılarını korur.

Eriyik kor, tutucuya geldiğinde ısı değiştiricinin duvarlarındaki sıcaklık yükselmeye başlar, su ısınır ve kaynamaya başlar. Buhar-gaz karışımı buhar boşaltma kanalları ile tahliye edilir. Böylece kor soğutma modu devreye girer. Oluşan buhar koruma kabı alanına geri gider ve buhar için bırakılmış olan su basma maksimum sınır çizgisinin üstündeki alanda toplanır. Karışım koruma kabının soğuk kısımlarıyla temas ettiğinde kısmen yoğunlaşır ve sump (kuyuda) toplanır.

Eriyik kor tutucuya düştükten sonraki ilk 24 saate, tüm güç kaynakları kaybedilmiş olsa dahi, eriyik kor reaktör içindekileri inceleme şaftlarına yerleştirilmiş su kaynaklarından sağlanan su ile soğutulur. Tam kararına durumu yaşanıyorsa, eriyik kor tutucudan kuyuya doğru yukarıdan sağlanan su ile soğutulur.

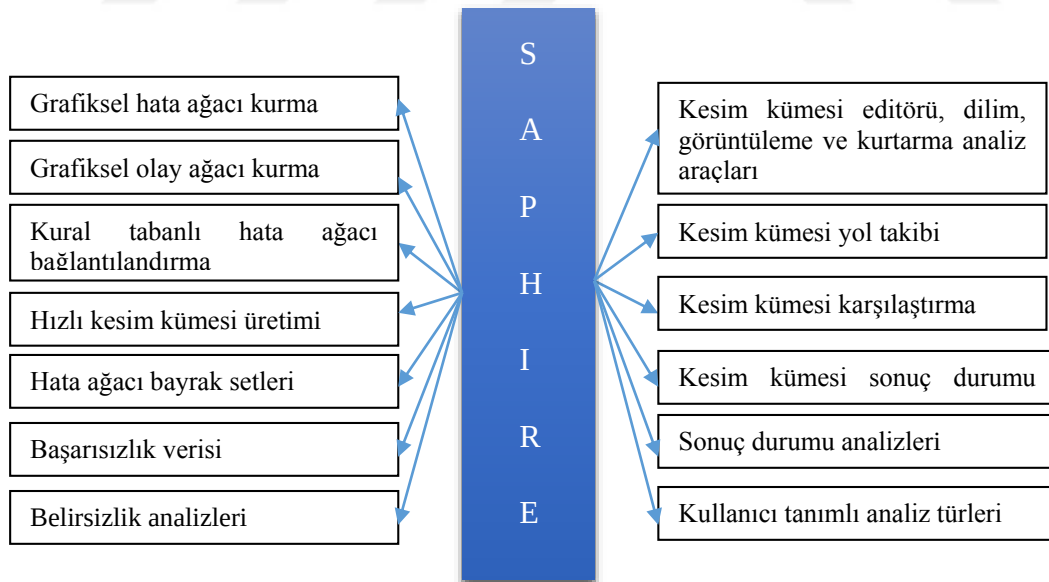
- Su kaynağı – Reaktör İçindekileri inceleme şaftlarındaki su: 320 m^3
- Suyun kullanımı – ilk 24 saat boyunca - $11 \text{ m}^3/\text{saat}$

4.2.2. Analizlerde Kullanılan Bilgisayar Kodu: SAPHIRE

4.2.2.1. Genel Bilgiler

SAPHIRE, olasılıklı risk (güvenlik) değerlendirmesi yapılması amacıyla kişisel bilgisayarlarda kullanılabilecek bir yazılımdır. NGS'nin tetikleyici olaylara verdiği tepkilerin modellenmesi, kor hasar frekanslarının sayısallaştırılması, kor hasarının önemli unsurlarını belirlemek için analizler yapılabilir (1. Seviye OGA). Ayrıca kor hasarının gerçekleştiği ağır kaza koşullarında, koruma kabı bütünlüğünün bozulmasına ilişkin hesaplamalar yapılabilir ve salım modelleri ortaya konabilir (2. Seviye OGA). Son olarak SAPHIRE, salımın toplum ve çevre üzerinde oluşturduğu sonuçlar kısıtlı olarak hesaplanabilir (3. Seviye OGA). Tüm bu hesaplamalara ilişkin belirsizlikler içinde bulunan olasılıklı modellerle hesaplanabilir.[52]

SAPHIRE, olay ağaçları ve hata ağacı oluşturma, kaza dizileri ve temel olay başarısızlık verilerini tanımlama, sistem hata ağaçlarını ve kaza dizisi olay ağaçlarını çözme, kesiklikleri belirleme, hassasiyet ve belirsizlik analizleri yapma, sonuçları belgeleme ve raporlar üretme için editörler veya seçeneklerden oluşmaktadır. Şekil 4-5'de kodun OGA için kullanılan yetenekleri gösterilmektedir.



Şekil 4-5 SAPHIRE kodunun yetenekleri

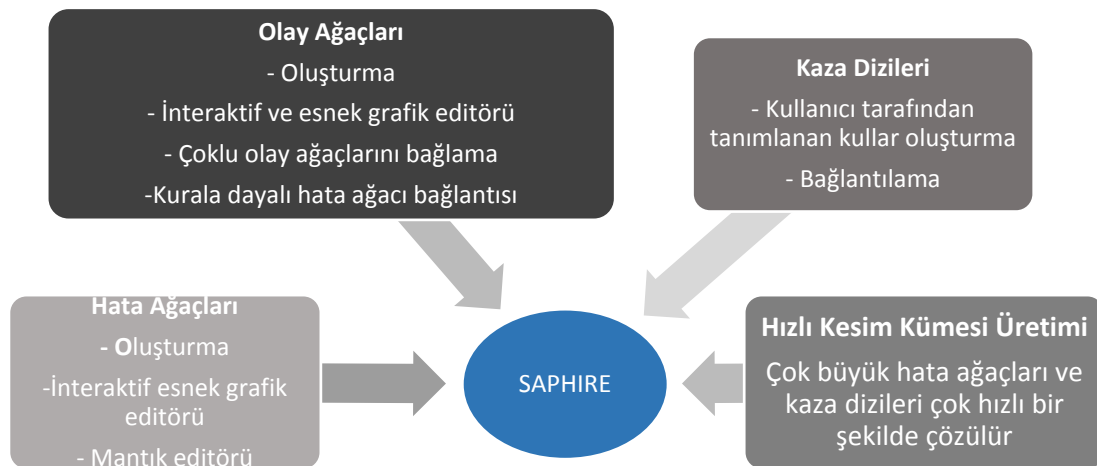
Hata Ağacı Editörü, hata ağaçlarını oluşturmak için kullanılır. Hata ağacındaki her bir öge için girdi satırları oluşturur. Hata ağacı ile en üstteki geçidin adı (tepe geçidi) ve olay ağacındaki en üst olayın adı (tepe olayı) aynı olacak şekilde isimlendirilir. Hata ağacındaki

tüm temel olay referansları kod tarafından olay tablolarına aktarılır. Olay ağacında kullanılmak üzere aktarılan veriler arasında hata ağacı adı ve tanımı, hata ağacı mantığı, minimal kesme setleri, üst olay olasılığı, belirsizlik analizi sonuçları yer almaktadır.

Olay Ağacı Editörü, olay ağaçlarını oluşturmak için kullanılır. Bu editör kullanılarak oluşturulan olay ağaçlarındaki bilgiler otomatik olarak veri tabanına aktarılmaktadır. Olay ağacı hazırlanıp kaydedildiğinde kod otomatik olarak grafik görüntüsüyle birlikte olay ağacı tablosunu oluşturur. Seçilen bir tetikleyici olay için olay ağacı oluşturuluyorsa, bu tabloda otomatik olarak veri giriş satırları oluşur. Olay ağacının adı, tetikleyici olay ve diğer tanımlayıcı veriler mutlaka girilmelidir. Kod, olay ağacına girilen her bir üst olay için bir hata ağacı giriş satırı hazırlar. Hata ağaçlarının isimleri otomatik olarak, olay ağacındaki üst olayın adı olarak seçilir. Benzer şekilde hata ağacına veriler girildikten sonra olay ağacına gidecek olan bilgiler hesaplanıp otomatik olarak olay ağacı tablolarına aktarılmaktadır. Olay ağacı tablosu, olay ağacının adı ve tanımı, olay ağacı mantığı ve grafik gösterimi, tetikleyici olay, olay ağacı makro, yeniden yapılandırma ve kısımlara ayırma kurallarına ait bilgileri içerir. Temel olay başarısızlık verileri, hata ağacına tanımlandıktan sonra olay tablosunda şu veriler görülmelidir: temel olay adı ve tanımı, olayın özellikleri, dönüşüm bilgisi, belirsizlik verisi, başarısızlık verisi, işlem bayrağı.

Belirsizlik analizleri, SAPHIRE tarafından hesaplanan olasılıklar veya frekans değerlerindeki kararsızlıkları ortaya koymak için yapılmaktadır. Program içinde belirsizlik analizleri çeşitli fonksiyonlar kullanılmaktadır.

SAPHIRE'nin OGA için ihtiyaç duyulan hesaplamalar ile ilgili temel yetenekleri Şekil 4-6'da özetlenmektedir.



Şekil 4-6 SAPHIRE'nin Temel Yetenekleri

Programın sahip olduğu diğer yetenekler ve modüller Şekil 4-7’de kısaca özetlenmiştir.

Koşullu Kesme	Hata Ağacı Bayrak Setleri	Başarısızlık Verisi
Kaza dizisi kesme setleri “koşullu kesme olasılıkları” yöntemi kullanılarak üretilebilir. Başlatıcı frekansı ise 1,0 kabul edilmektedir.	Birbirine çok benzeyen hata ağaçları oluşturmasını önler.	Bu verilerin girileceği bir modül bulunmakta ve bir format sunmaktadır. Temel olaya ilişkin veriler buraya girilir.
Belirsizlik Analizi	Önem Ölçütleri	Kesim Kümesi Editörü ve Kurtarma Analizleri Aracı
Both Monte Carlo ve Latin Hypercube yöntemleri kullanılmaktadır.	Geleneksel Fussell-Vesely, Risk Increase Ratio ile Interval, Risk Reduction Ratio veya Interval, ve Birnbaum yöntemlerinin yanı sıra NRC’nin geliştirdiği yöntemler	Kesme setlerini değiştirmek için kurala dayalı bir editör bulunmaktadır. Başlangıçtaki kesme setlerine dönmek içinde kurtarma uygulanabilmektedir.
Çok-Yönlü Kesim Kümesi Dilimleri ve Görüntüleme	Kesim Kümesi Yol İzleme	Kesim Kümesi Karşılaştırma
Çok sayıda kesim kümesini hata ağaçlarına, dizilere veya sonuç durumlarına çevirmek için “sıralama ve dilimleme” opsiyonu vardır.	Yol takipçisi, üretilen her bir kesim kümesinin mantığından geçen yolu izler. Bu bir kesim kümesini bir sonuç durumundan olayın kaynağına kadar takip	Kesim kümelerinin değişikliklerden önceki ve sonraki hallerini kıyaslamaya yarar.
Kesim Kümesi Son Durum Ayırıştırma	Sonuç Durumu Analizi	Yangın/Sel/Sismik Analiz
Her bir kesim kümesini spesifik bir sonuç durumuyla eşleştirmeyi sağlar.	Kaza dizilerini ve sonuç durumlarını elde etmek ve analiz etmek için kullanılan modüldür.	İç kaynaklı olaylar için hazırlanmış hata ağaçları dış kaynaklı olay çok özel hata ağaçlarına dönüştürülebilir.
Kullanıcı Tanımlı Analiz Türleri	Rapor Üretme Modülü	Grafikleri Windows Meta Dosyalarına Dönüştürme
Sonuçlarını kaydetmek için sekiz farklı analiz türü tanımlanabilir.	İstenilen bilgileri içeren genişletilmiş raporlar hazırlanabilir.	Grafiksel hata ağaçları ve olay ağaçları Windows meta dosyalarına dönüştürülerek, Windows ortamlarında grafiklere aktarılabilir.

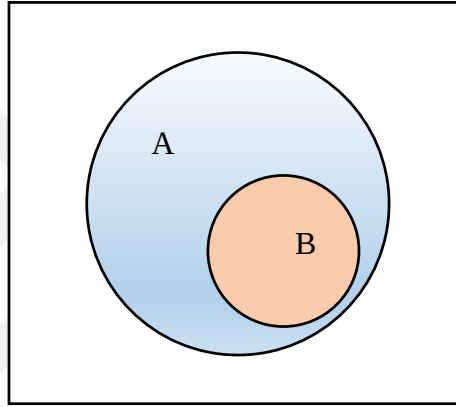
Şekil 4-7 SAPHIRE’in Yetenekleri ve Modülleri

4.2.2.2. Teknik Arkaplan

SAPHIRE, küme teorisi ve küme işlemleri kavramları, Boolean birimleri, cümle mantığı kavramları ve küme teorisi ile cümle mantığı arasındaki ilişkiler ve olasılık hesaplamalarını kapsayan bir matematiksel arkaplana sahiptir.

1. Küme Teorisi Kavramları

Küme kavramı en iyi şekliyle Venn Şemaları kullanılarak açıklanır. Matematik işlemlerinin temelinde yer alan bir teori olduğundan bu bölümde kısaca değinilecektir. Şekil 4-8’de Venn Şeması örneği gösterilmektedir. Şekilde A kümesi ve B kümesi gösterilmektedir. B kümesi A kümesinin alt kümesidir.



Şekil 4-8 Venn Şeması

SAPHIRE, nükleer santraller gibi tesislerde, kimyasal işleme tesislerinde veya transport sistemlerinde olabilecek olayların olasılıkları ile ilgilenmektedir. Programın mantığı bir NGS'nin başına gelebilecek olaylardan bir evrensel küme oluşturmaktır. Bu evrensel kümenin eleman sayısı oldukça büyüktür. Çünkü bu kümenin tüm elemanları ayrı ayrı detaylı özelliklerle tanımlıdır. Bu mantıkta “olaylar” bu kümenin alt kümeleri olarak kabul edilir. Örneğin kor erimesi olayı, santrali kor erimesine götürecek tüm koşulların detaylarını içeren bir alt kümedir. Kısaca “kümeler” konusu ile ilgili bazı terimleri hatırlatalım:

- Kümeler: İyi tanımlanmış nesneler topluluğudur.
- Kümenin elemanları: Küme içindeki nesnelerdir.
- Kümenin eleman sayısı: Olası tüm elemanların oluşturduğu topluluktur.
- Boş küme: Elemanı olmayan kümelerdir. ϕ (veya I) ile gösterilir.

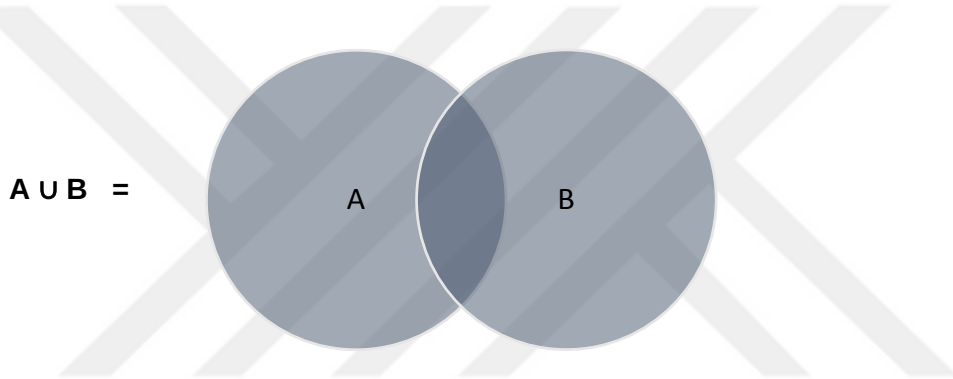
- Alt küme: B kümesinin tüm elemanları A kümesinin elemanı ise B kümesi A kümesinin alt kümesidir. A kümesinin B kümesinden farklı başka elemanları da varsa B kümesi A kümesinin özalt kümesidir.
- Eşit kümeler: Elemanları ve eleman sayısı aynı olan kümelerdir.

2. Kümelerde İşlemler

Kümelerde dört temel işlemden söz edebiliriz.

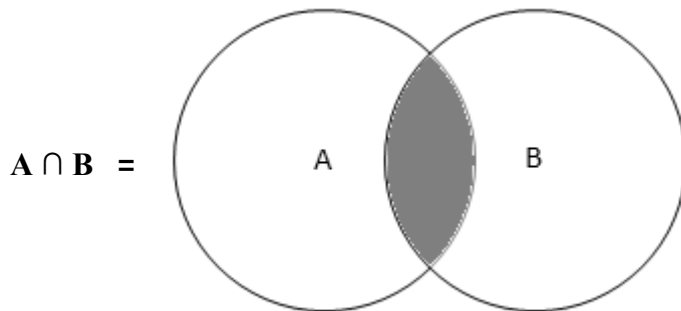
- Birleşim İşlemi:

A kümesi ile B kümesinin bütün elemanlarından oluşan kümeye, bu iki kümenin birleşimi denir. $A \cup B$ şeklinde gösterilir.



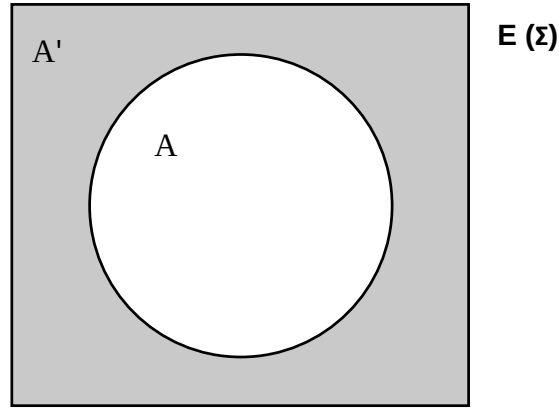
- Kesişme İşlemi:

A kümesi ile B kümesinin ortak elemanlarından oluşan kümeye, bu iki kümenin kesişimi denir. $A \cap B$ şeklinde gösterilir.



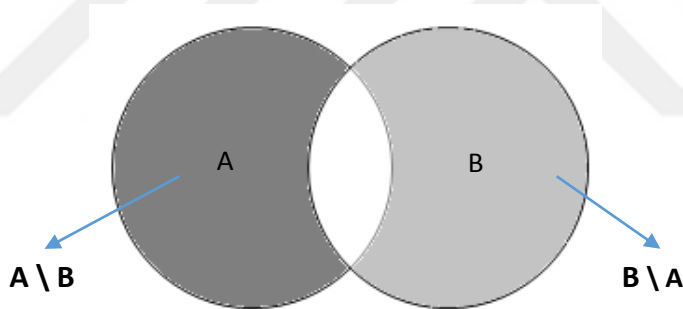
- Tümleme İşlemi

E, evrensel küme ve $A \subset E$ olsun. Evrensel kümede olan fakat A kümesinde olmayan bütün elemanların oluşturduğu kümeye A'nın tümleneni denir ve A' (veya μ) ile gösterilir.



- Fark İşlemi

A ve B herhangi iki küme olsun. A kümesinin elemanları içinden varsa B kümesinin elemanları çıkarılarak elde edilen kümeye “A fark B” kümesi denir ve $A \setminus B$ ya da $A - B$ şeklinde gösterilir.



- Küme İşlemlerinin Özellikleri

$$(A \cup B)' = A' \cap B'$$

$$A \cup B = B \cup A$$

$$A \cup (B \cup C) = (A \cup B) \cup C$$

$$A \cap (B \cup C) = (A \cap B) \cup (A \cap C)$$

$$A \cap A = A$$

$$A \cap (A \cup B) = A$$

$$A \cup A' = \phi$$

$$A' \cap (A \cup B')$$

$$(A \cap B)' = A' \cup B'$$

$$A \cap B = B \cap A$$

$$A \cap (B \cap C) = (A \cap B) \cap C$$

$$A \cup (B \cap C) = (A \cup B) \cap (A \cup C)$$

$$A \cup A = A$$

$$A \cup (A \cap B) = A$$

$$(A')' = A$$

$$A \cup (A' \cap B) = A' \cap B' = (A \cup B)'$$

3. Mantık

Öncelikle önerme kavramını açıklayalım. Doğru veya yanlış olan kesin bir hüküm ifade eden cümlelere önerme denir. NGS için örneğin “dizel jeneratörün çalışmaya başlamaması” bir önermedir. Çeşitli önermeler “ve”, “veya”, “değil” gibi bağlaçlarla birbirine bağlanarak daha karmaşık önermeler oluşturulabilir. Önermelerin matematiği için aşağıdaki gibi mantık tabloları kullanılır. p,q,r birer önerme olsun, bu durumda doğruluk tabloları şu şekilde oluşturulur:

Bir önerme için doğruluk tablosu İki önerme için doğruluk tablosu Üç önerme için doğruluk tablosu

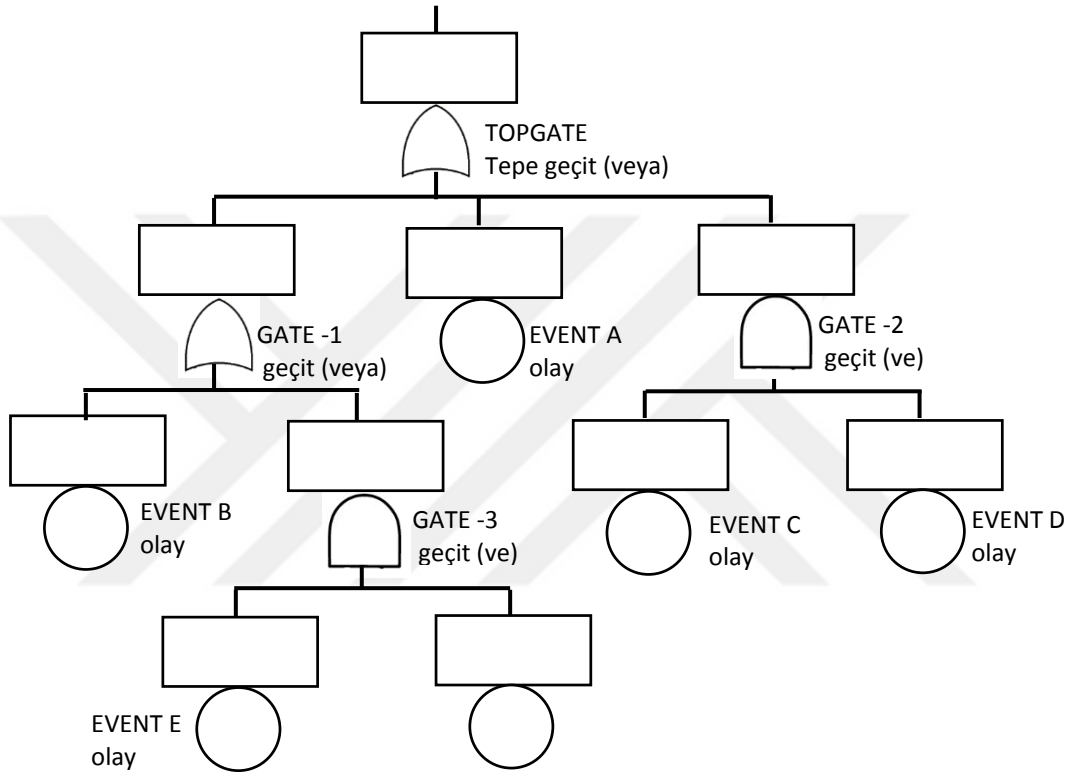
p	P	q	p	q	r
D	D	D	D	D	D
Y	D	Y	D	D	Y
	Y	D	D	Y	D
	Y	Y	D	Y	Y
			Y	D	D
			Y	D	Y
			Y	Y	D
			Y	Y	Y

Önermeler arasında bağlaçlar kullanıldığında ise tablolar şu şekilde oluşturulur.

p	q	p ve q	p	q	p veya q	p	p'nin değili
D	D	D	D	D	D	D	Y
D	Y	Y	D	Y	D	Y	D
Y	D	Y	Y	D	D		
Y	Y	Y	Y	Y	Y		

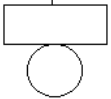
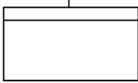
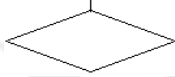
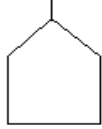
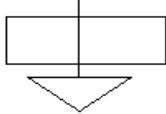
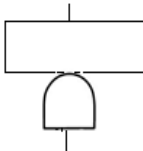
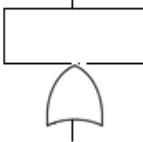
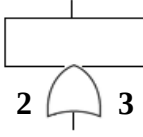
4. Hata Ağacı Kavramları

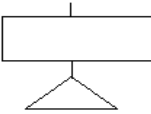
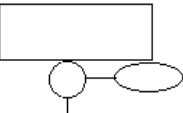
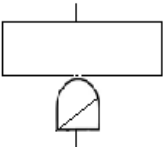
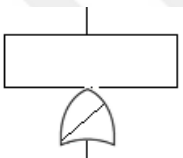
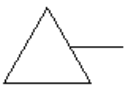
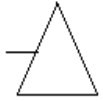
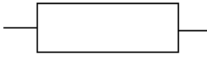
SAPHIRE ile kullanıcılar iki şekilde hata ağaçları oluşturabilmektedir. Grafik olarak veya alfa-nümerik olarak ağaçlar aynı temel yaklaşımları kullanarak oluşturulur. Şekil 4-9’da bir örneği gösterilmektedir. Alfa-nümerik gösterimlerde; “tepe geçit (topgate)”, “geçit (gate)”, “olay (event)”, “veya (or)”, “ve (and)” geçitleri isim olarak yer alır. Grafik gösterimde ise geçitlerin şekilsel gösterimleri kullanılır.



Şekil 4-9 SAPHIRE Hata Ağacı Örneği

Hata ağacı geliştirmekte kullanılan geçitler aşağıdaki tabloda verilmektedir.

Temel Olaylar	
	Temel olay
	Kutulu temel olay
	Temel olaylar tablosu
	Gelişmemiş olay
	0/1 olayları
	Gelişmemiş transfer
Mantık Geçitleri	
	Ve geçidi
	Veya geçidi
	M taneden N tane Geçidi

Mantık Geçitleri	
	Transfer geçidi
	Engel geçici
	Ve değil geçidi
	Veya geçidi
Diğer Semboller	
	Sağ geçit
	Sol geçit
	Yatay kutu
	Dikey kutu
	Bağlantı hatları

5. Olasılık Kavramları

Olasılıklı güvenlik analizlerini ve SAPHIRE’ın çalışma prensiplerini anlamak için olasılık kavramlarını hatırlamakta fayda vardır. Bu bölümde kısaca temel kavramlar ve prensipler özetlenmektedir.

İçinde kesinsizlik bulunan bir değerin belirsizliğini hesaplamak için kullanılan en doğru yöntemlerden biri olasılık teorisidir. Olasılıklar her zaman belirli şartlar altında gerçekleşir. Bu şart H ile gösterilirken, E bir olayı ifade ediyorsa, bu durumda E olayının gerçekleşme olasılığı ise P(E) ile gösterilmektedir.

- Olasılık 0 ile 1 arasında değerler alabilir.
- Olasılık “0” ise bu olay asla gerçekleşmeyecek demektir.
- “1” ise bu olay kesinlikle gerçekleşecek anlamına gelir.
- Çarpma kuralı: $P(F \cap E) = P(F|E) P(E)$
- Toplama kuralı: $P(E) = \sum_{k=1}^n (P(E|F_k)P(F_k))$
- Temel olasılık ilişkileri:

$$P(\Omega) = 1$$

$$P(\emptyset) = 0$$

$$P(A') = 1 - P(A)$$

$$P(A \cup A') = P(\Omega) = 1 \quad P(A \cap A') = P(\emptyset) = 0 \quad \text{Bayes'in Teoremi}$$

$$P(E \cap F) = P(E)P(F) = P(F)P(E)$$

SAPHIRE hesaplamalarında en çok kullanılan olasılık kavramlarından biri de “bağımsız olaylar” kavramıdır. Bir E olayının gerçekleşmesi bir F olayı ile ilgili bir şarta bağlı değildir. Bu durumda aşağıdaki ilişkiler kurulabilir.

$$P(E|F) = P(E|F') = P(E) \tag{4.1}$$

$$P(E \cap F) = P(E)P(F) \tag{4.2}$$

6. Hata Ağacında Minimum Alt Kümelerin Belirlenmesi

Minimum sayıda alt kümeye ulaşmak için çeşitli yöntemler kullanılmaktadır. Hata ağacı çözümlemelerinde mantık, geçitler ve temel olayların adlarını içeren alfanümerik bir dosya kullanılarak tanımlama yapılır.

- Geçit ve olaylara 16 karakter uzunluğunda isimler verilebilir.
- Bunun yanında temel olay isimlerini ve her olayla ilişkili bir “Başarısızlık” olasılığını içeren başka bir alfanümerik dosya oluşturulur.

“Başarısızlık olasılıkları” hata ağaçlarının çözümünde sırasında hata ağacını basitleştirmek için kaldırılacak dalların belirlenmesinde kullanılır. Her geçit için mantık en üstten başlar ve temel olay terimlerindeki mantığa ulaşılan kadar tüm girdileri okunur. Bunun neticesinde her bir olay için kesişim listeleri oluşturulur. Bu olay kesişim noktaları hata ağacının birer alt kümesi olarak isimlendirilir ve hata ağacı tarafından modellenen işleve neden olacak bir dizi olayı tanımlar. Alt küme listesi, tepedeki olayın meydana gelmesine neden olan olayların tüm mantıksal kombinasyonlarını tanımlamış olur. Alt küme setleri sadeleştirilemeye kadar bir azaltım yapılır. Bunun için Boolean azaltma tekniği kullanılır.

Örnek olarak;

- $A \cap B \cap C$ bir tepe olayın oluşmasına neden oluyor olsun.
- Bu durumda $(A \cap B \cap C)$ bir alt küme olur.
- Eğer $A \cap B$ de bir alt küme ise $(A \cap B \cap C)$ minimal bir alt küme değildir ve listeden çıkarılır.
- A veya B tek başına bu olayın oluşması için yeterliyse $A \cap B$ bir alt kümedir.
- Bu aslında kümelerde içine alma özelliği ile de gösterilebilir:

$$\circ (A \cap B) \cup (A \cap B \cap C) = (A \cap B)$$

Daha sonra olay olasılıkları, her bir alt küme olasılığı için bir olasılık hesaplamak için kullanılır. Bu değer, verilen olayların meydana gelme ihtimalidir. Olasılığı kullanıcı tanımlı bir değerin altına düşen alt kümeler daha sonra elimine edilir. Kalan alt kümeler, hata ağacı için minimum alt kümelerdir ve hata ağacı çözümünün istenen son ürünüdür. SAPHIRE'da analizi yapan kişiler özel olarak belirli geçitlerin temel olaylar olarak kabul edilmesi gerektiğini belirtmedikçe, minimum alt kümeler her zaman temel olaylar cinsinden bulunur.

Minimal alt kümeler belirlendikten sonra alt kümelerin olasılıkları için bir nokta tahmini yapmak adına sayısallaştırma rutinleri kullanılmaktadır. Daha sonra önem ölçütleri bulan rutinler, alt kümelerdeki her temel olayın önem derecesini hesaplamak için kullanılır ve belirsizlik rutinleri alt kümeler üzerindeki belirsizlik analizini yapmak için kullanılır.

Bir hata ağacını çözmek için, çözülmenden önce ağaç üzerinde yapılması gereken birkaç işlem vardır. Bu işlemlerden bazıları, ağacı çözmeye hazır olan bir biçime dönüştürmekle, diğerleri ise ağacın işlemleri daha verimli hale getirmek için optimize edilmesi ile ilgilidir. Bu işlemler Çizelge 4-3’de özetlenmektedir.

Çizelge 4-3 Hata Ağacı İşlemleri

İşlem	Açıklama
Tekrarlanan Algoritmalar	Tekrarlanan algoritmanın buradaki anlamı kendini çağıran prosedürlerdir. Örneğin bir geçidin girdilerinin doğrulanması için bu algoritma kullanılabilir.
Yükleme ve Yeniden Yapılandırma	Saphire çok büyük hata ağaçları küçük parçalara ve sayfalara ayrıcak şekilde tasarlanmıştır. Hata ağacının altmodülleri farklı sayfalarda oluşturulup transfer geçitleriyle birbirlerine bağlanırlar. Yükleme işleminde modüller ağaca bağlanır. Yükleme sırasında tepe olayla ilişkisi bulunmayan geçitler elimine edilerek ağaç yeniden yapılandırılır.
N/M Geçitlerinin Açılımı	Bu geçitler aslında “ve” ve “veya” geçitlerinden oluşur. Bu geçit kullanıcıya kolaylık sağlamak amacıyla kodda tanımlıdır. Örneğin 3 olaydan 2’sinin gerçekleşmesine ilişkin bir geçit, 2 başarısızlık durumunun 3 kombinasyonunu içerir. Böylelikle 3 “ve” geçidi 1 “veya” geçidi ile birleştirilir.
Tepedeki Geçidin Belirlenmesi	Eğer kullanıcı tarafından hangi geçidin tepede olduğu belirtilmemişse işlemlerin bir sonraki adımı tepede hangi geçidin olduğunu belirlemektir. Birden fazla geçit belirlenirse kullanıcıya kararı sorulur. Hiç biri üst geçit olarak belirlenemiyorsa ağaç için çözüm yapılmaz.
Mantık Döngüsü Hatalarını Belirleme	Program sonraki adımda döngüleri bulmaya çalışır. Döngü direkt veya indirekt olarak kendisine referans veren geçitler anlamındadır. Burada iki temel kural vardır. Her bir geçit yalnızca bir kez işleme alınmalıdır. Bir geçit hata ağacında pek çok kez refere ediliyorsa bu algoritma oldukça tekrarlayıcıdır ve bir tekrarlanan algoritma olarak oldukça güzel uygulanabilir.

Çizelge 4-3 Hata Ağacı İşlemleri – devamı

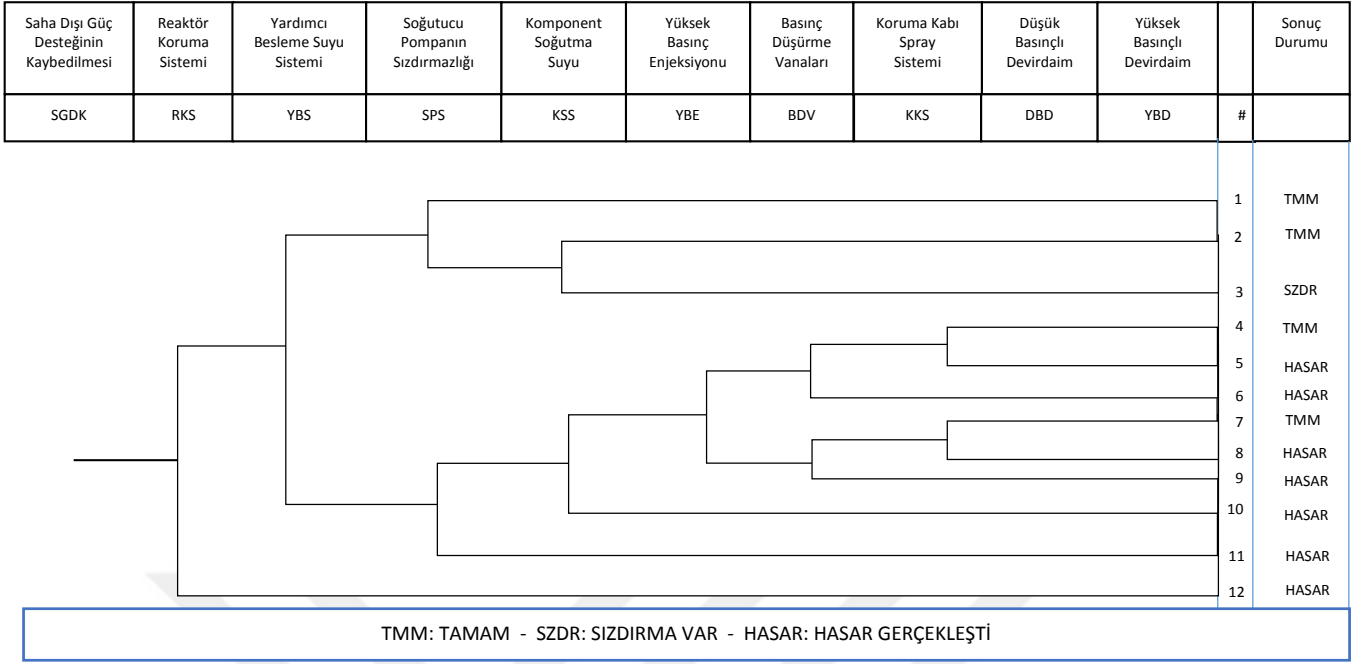
İşlem	Açıklama
Tümleme Geçidi Dönüşümü	Hata ağacında döngü olmadığı belirlendikten sonra tümleme geçitleri işleme alınır. İki tür tümleme geçidi “VE DEĞİL” ve “VEYA DEĞİL” geçidi kullanılarak yerleştirilir.
0/1 Olayları İşlemleri	Kullanıcının mantık yapısına müdahale edebilmesi için geliştirilmiştir. “DOĞRU” veya “YANLIŞ” olarak direk girilebilir. Doğru ise olay kesinlikle gerçekleşir. Yanlış ise asla gerçekleşmez. Bunun yanında bir de “İHMAL ET” seçeneği de bulunmaktadır.
Geçitleri Birleştirme	Bu işlem aynı türden bir geçidin girdi olan geçitleri bir araya getirilir. Özellikle bir “VE” geçidine bağlanan “VE” geçitleri ile bir “VEYA” geçidine bağlanan “VEYA” geçitleri bir araya toplanarak birleştirilir.
Bağımsız Alt Ağaçlar - Modüller	Kod iki temel optimizasyon yöntemi kullanır. Çözümünden önce hata ağacının tüm öğeleri “VE-VEYA” geçitleri ve temel olaylar cinsine dönüştürülür. Bağımsız olay, yalnızca bir geçidin girdisi olan olaydır. Bağımsız geçit ise yalnızca bağımsız olayların girdisiyle oluşan ve yalnızca bir geçide bağlanan geçittir. Bağımsız alt ağaç, bağımsız olaylar ve bağımsız geçitlerden oluşan ağaçtır. Modül ise olaylar kümesidir. Bir hata ağacının modülünün tanımlanması için şu şartlar sağlanmalıdır: • Bir geçidin girişi olarak E olayının her oluşumunda modüldeki diğer olaylar da aynı geçidin girişi olarak ortaya çıkar. • Modüldeki her olay, aynı geçit türüne, yani bir VE veya bir VEYA geçidine girdidir.
Modül Belirleme ve Oluşturma	Bir sonraki işlem hata ağacındaki tüm modülleri bulmak için bir yeniden yapılandırma işlemidir. Her bir temel olay için kullanılıp kullanılmadığı kontrol edilerek tüm geçitler bir vektör üzerinde incelenir.
Bağımsız Geçit, Alt Ağaç ve Olay Belirleme	Bu aşamada hangi olayların bağımsız olduğuna karar verilir. Belirlenen olaylar bir listede toplanır. Sonra bağımsız geçitler ve alt ağaçlar belirlenir.
Geçit Seviyelerin Belirleme	Yapılandırmanın son aşamasında, geçitlerin seviyeleri belirlenir. Tepedeki geçit 0. Seviyede onun girdileri 1. Seviyede ve onların girdileri de 2. Seviyede şeklinde belirleme yapılır.

Çizelge 4-3. Hata Ağacı İşlemleri - devamı

İşlem	Açıklama
Hata Ağacı İndirgeme ve Kesme	Bu aşamada hata ağacı çözüm için hazırdır. Bu süreç, hata ağacını temsil eden Boolean mantığını, ağaç için istenen minimum alt kümeleri temsil eden genişletilmiş forma dönüştüren birkaç adımdan oluşur.
Ara Sonuçları Önbelleğe Alma ve Başlatma	Hata ağacı çözümleri, mevcut tüm bilgisayar belleğini doldurmak için kolayca ara çözüm alt kümeleri oluşturabilir.
Hata Ağacı Geçit Açılımı	Bir hata ağacının çözülmesi süreci üç temel adımdan oluşur. Bu adımlar, geçidin açılımı, Boolean içe alma ve alt küme kesme işlemidir. İlk adımda, ağacın geçitleri, girişleri ile değiştirilerek açılır. İkinci adımda, matematik özellikler alt kümelere uygulanır. Son adımda, alt kümenin kesilmesi kullanıcı tarafından belirtilen kesme sınırlarının dışına çıkan alt kümelerin tamamen kaldırılmasını içerir.
Alt Kümeyi İçine Alma	Hata ağacı açılımı yapıldığında, kesilen kümeler, her geçitte elimine edilebilmeleri açısından kontrol edilir. Açılım işlemi sırasında alt kümenin tamamen kaldırılmasına yönelik farklı yöntemler kullanılır.
Boolean İçine Alma Tekniği	Boolean içine alma indirgemesi zaman alan bir operasyon olabilir. SAPHIRE’da kullanılan yöntem çok güçlüdür ve işlem süresi de çok iyidir.
Veri Depolama Yetenekleri	Bir hata ağacının çözülmesinde yapılması gereken görev göz önüne alındığında, alt küme ara çözümlerinin verilerinin depolanması ve alınması için en uygun format belirlenmelidir.

7. Olay Ağaçları

SAPHIRE kodunda kaza dizileri olay ağaçları ile tanımlanır. Böylece bir dizinin sonucunda tepe olayın hangi olasılıkla başarılı ya da başarısız olacağı sonucuna varılabilir. Olay ağacındaki her bir “tepe olay” bir sistem hata ağacı ile gösterilir. Kaza dizisini çözmek ve hesaplamaları yapmak için, bu hata ağaçları oluşturulur ve mantık dizisini başarısızlığa götürecek yollar “ve” geçitleri kullanılarak tanımlanır. Örnek bir olay ağacı Şekil 4-10’da verilmektedir.



Şekil 4-10 Olay Ağacı Örneği [53]

SAPHIRE, bu olay ağacındaki her bir üst olay için (RKS, YBS, SPS, KSS, YBE, BDV, KKS, DBD, YBD) bir hata ağacı oluşturur. Bunun sonrasında verilen değerler için hata ağaçları çözümleri yapılır. Bu çözüm sonucunda kaza dizisinde “Başarısız” olan sistemler için bir alt küme oluşturulur. Bu “Başarısız sistem” alt kümelerinin sayısını azaltmak için “terim silme” tekniğini kullanır. Bu teknikte, başarısız sistem alt kümeleri listesinden alt kümeleri ortadan kaldırmak için kaza dizisi mantığındaki “başarılı sistem” hata ağaçlarının çözülmesiyle belirlenen alt kümeleri kullanır.

8. Olay Olasılıklarının Hesaplama Türleri

Hesaplama türü, temel olay olasılığını hesaplamak için kullanılacak yöntemi belirtir. SAPHIRE'de on üç tür mevcuttur ve bunlar Çizelge 4-4'de özetlenmiştir [53]. 1. tür ve 7. tür için ortaya çıkan olasılık, belirsizlik analizinde kullanılan ortalama değerlerdir.

Çizelge 4-4 Hesaplama Türleri

Tür	Hesaplama Yöntemi
1	Olasılık (0 -1 arası değerler)
3	Kurtarmasız İşletim Komponenti: $1 - \exp(-\lambda * \text{görev süresi})$
5	Kurtarmalı İşletim Komponenti
7	Bekleme Süresi: $1 + (\exp(-\lambda \cdot \tau) - 1.0) / (\lambda * \tau)$
T	0/1 olayına atanma (başarısız, Olasılık =1.0)
F	0/1 olayına atanma (başarılı, Olasılık =0.0)
I	Bu olayı ihmal et (mantıktan çıkart)
C	Birleşik olay
S	Sistem minimum alt küme üst sınırı belirleme
E	Sonuç durumu minimum alt küme üst sınırı belirleme
G	Tarama için hızlandırma
H	Geçit seviyelerini taramak için tehlike eğrisini kullanma
V	Değer (herhangi bir gerçek sayı, pozitif veya negatif)
X	İnsan Faktörü Olayı (İnsan Hatası Olasılığını hesaplamak için performans şekillendirme faktörlerini kullanır)

9. Önem Ölçütleri

Önem ölçütlerinin geliştirilmesindeki erken çalışmalar, en iyi 1970'lerin başında Lambert tarafından geliştirilen ÖNEMLİLİK koduyla temsil edilir. Bu analiz aracı, Barlow, Birnbaum, Fussell, Proschan ve Vesely gibi öncülerin tamamladığı teorik gelişmeyi temel almıştır.

ÖNEMLİLİK yazılımı, Fussell-Vesely'den Birnbaum'a, Barlow-Proschan ölçümlerine kadar farklı önem ölçütü türleri için sonuçları hesaplamaktadır. SAPHIRE temel olay önem ölçütü için altı farklı yöntem kullanarak hesaplama yapmaktadır.

- Fussell-Vesely
- Risk indirgeme oranı
- Risk artışı oranı
- Birnbaum
- Belirsizlik önem derecesi
- Risk indirgeme farkları
- Risk artışı farkları

Bu önem ölçütleri, hata ağacı, kaza dizisi veya sonuç durumları ile ilgili her bir temel olay için hesaplanmaktadır. Oransal önem ölçütleri boyutsuzdur ve yalnızca göreceli değişiklikleri dikkate alır. Temel önem ölçütleri;

- Fussell-Vesely önemi, temel olayı içeren alt kümelerinin katkıda bulunduğu minimum alt küme sayısının üst sınırının bir göstergesi.
- Risk azaltma, temel olay hiç gerçekleşmezse, minimum alt küme üst sınırının ne kadar azalabileceğini gösteren bir göstergedir.
- Risk artışı, temel olay her zaman gerçekleşirse, minimum alt küme üst sınırının ne kadar artabileceğini gösteren bir göstergedir.

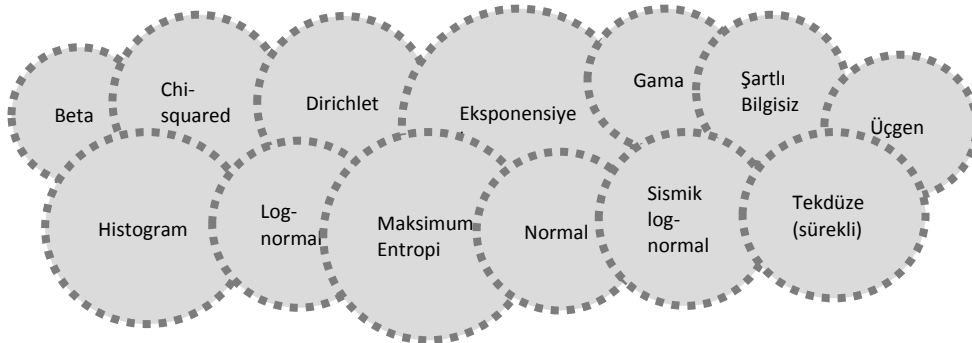
10. Belirsizlik ve Monte Carlo Yöntemleri

Belirsizlik analizi, temel olay olasılıklarındaki belirsizliklerden kaynaklanan tepe olayının olasılığındaki belirsizliğin hesaplanması için yapılır. Bu seçeneği kullanmak için, kullanıcının aşağıdaki adımları tamamlamış olması gerekmektedir.

- alt kümeleri yüklemiş veya üretmiş olması
- bileşenlerin güvenilirlik bilgilerini yüklemiş olması
- dağılım verilerini yüklemiş olması

Monte Carlo prosedürü, minimum alt kümelerde bulunan her temel olay için atanmış olasılık dağılımlarını kullanarak bir hata ağacı tepe olayının veya kaza dizisinin olasılık dağılımını hesaplar. Temel olaylar için olasılık dağılımlarını kullanarak, sistemin kullanılamazlığındaki belirsizlik hesaplanabilir.

Temel bir olayın olasılık parametreleri, SAPHIRE giriş ekranının Başarısızlık Verisi alanında girilir. SAPHIRE toplamda 13 dağılım türünü desteklemektedir. Bunlar Şekil 4-11’de gösterilmektedir.



Şekil 4-11 Belirsizlik Analizi Girdileri için Dağılım Türleri

11. Örneklem Yöntemleri

Monte Carlo Örneklem Yöntemi

Bu teknik belirsizlik analizlerinde kullanılan en temel yaklaşımdır. Temel olayların belirsizlik dağılımlarından rastgele seçilen değerler kullanılarak tepe olay için değerler hesaplanır. Aritmetik ortalama, medyan, 5. yüzdelik ve 95. yüzdelik gibi değerlerin ampirik tahminlerini elde etmek için hesaplamalar kullanıcı tarafından belirlenen sayıda tekrar edilir. Bunun sonucunda ampirik bir belirsizlik dağılımı elde edilir.

Latin Hypercube Örneklem (LHS) Yöntemi

Bu yöntemde her bir “X” değişkeni için “n” tane farklı değer seçilir. Değişkenin alabileceği değerlerin aralığı “n” tane birbirini kesmeyen aralığa bölünür. Her bir aralık eşit olasılığa sahiptir. X değişkeni için “k” tane değer olsun. X1 değişkeni için belirlenen n değerleri, X2 değişkeni için belirlenen n değerleri ile rastgele eşleştirilir. Bu çift sonrasında X3 değeri için belirlenen n değerleri ile tekrar eşleştirilir. Bunun sonucunda n tane üçlü oluşturulmuş olur. Aynı şekilde “k” adet X değişkeni için bu süreç tekrarlanarak n tane k boyutlu “çoklu” oluşturulur. Bu yüzden örneklemenin adı “HİPERKÜP”tür.

İki Yöntemin Karşılaştırılması

- LHS yöntemi, standart bir Monte Carlo simülasyonunun 4’de 1’i kadar bir örneklemeye ihtiyaç duyar.
- Bazı dağılımlarda bir LHS örnekleme için rastgele bir sayı üretmek için geçen süre basit bir Monte Carlo örneklemesinden daha uzun olabilmektedir.
- Bununla birlikte, LHS örnekleme, benzer bir doğruluk elde etmek için gereken süreyi genellikle düşürmektedir.

4.2.3. Model

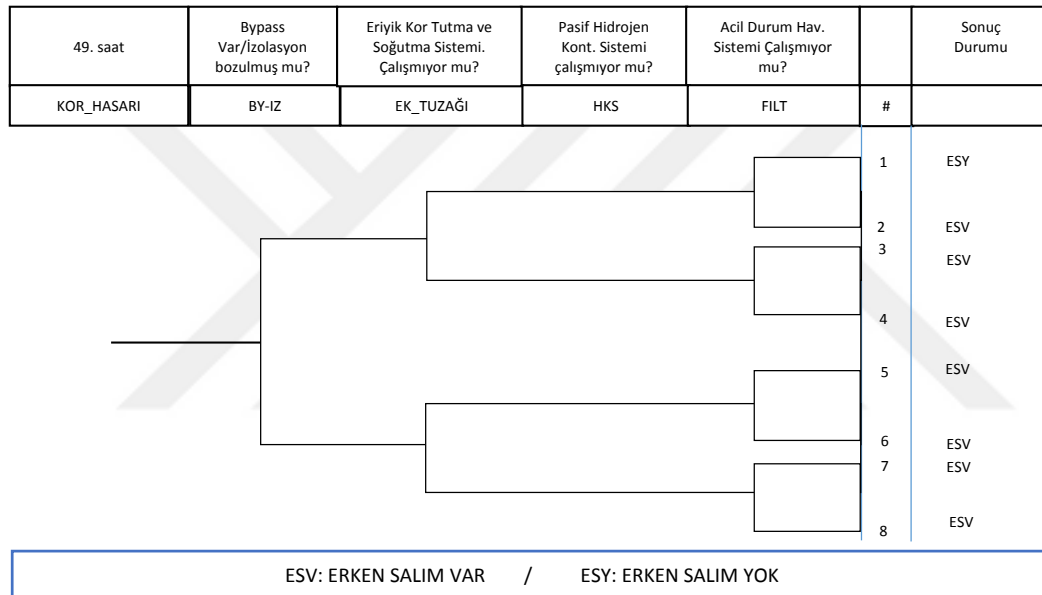
Bölüm 4.1.2’de anlatılan kaza senaryosuna göre 49. saatte reaktör kabı bütünlüğü bozularak eriyik durumdaki koryum koruma kabına ulaşmaktadır. Kazanın sınır şartları içinde bulunan “santral kararması” durumu da göz önüne alındığında yeden AC güç destekleri de kaybedildiğinden pasif güvenlik sistemlerinin devrede olabileceği varsayımı yapılabilir. 49. saate ulaşıncaya kadar AKSS’nin pasif kısımları da kapasitelerini tüketerek operasyonunu

durdurmuş olacaktır. Bu durumda, koruma kabı koruma sistemlerinin pasif olanları koruma kabı bütünlüğünün bozulmasını geciktirmek için operasyona devam eder.

Koruma kabı olay ağacını oluştururken dikkate alınan olaylar şunlardır:

- Koruma kabı bütünlüğünün baypas veya izolasyon araçlarının başarısızlığı sonucu bozulması
- Eriyik kor tutma ve soğutma sisteminin çalışmaması
- Pasif hidrojen kontrol sisteminin çalışmaması
- Acil durum pasif havalandırma sisteminin çalışmaması

Bu olaylar tepe olayı olacak şekilde hazırlanan KOA Şekil 4-12’de verilmektedir.

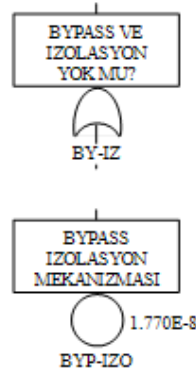


Şekil 4-12 Koruma Kabı Olay Ağacı

Öncelikle şekilde verilen olay ağacı SAPHIRE kodu ile oluşturulmuştur. Olay ağacının tepe olaylarına ilişkin analizi yapabilmek için bir tepe olayı için hata ağaçları hazırlanmıştır.

• Baypas ve izolasyonun bozulması durumu:

Kazanın tüm evrelerinde baypas durumu veya izolasyon kaybı yaşanabilir. Akkuyu NGS’de kurulacak olan santralin tasarım parametreleri arasında koruma kabı baypası ve izolasyon kaybı için verilen toplam olasılık değeri 1.77×10^{-8} değerinden küçüktür. Hesaplamalarda ihtiyatlı bir yaklaşım olarak bu değer 1.77×10^{-8} kabul edilmiştir. SAPHIRE ile oluşturulan hata ağacı Şekil 4-13’de verilmektedir.



Şekil 4-13 Baypas ve İzolasyon için SAPHIRE’da oluşturulan Hata Ağacı

• Eriyik Kor Tutma ve Soğutma Sistemi Hata Ağacı

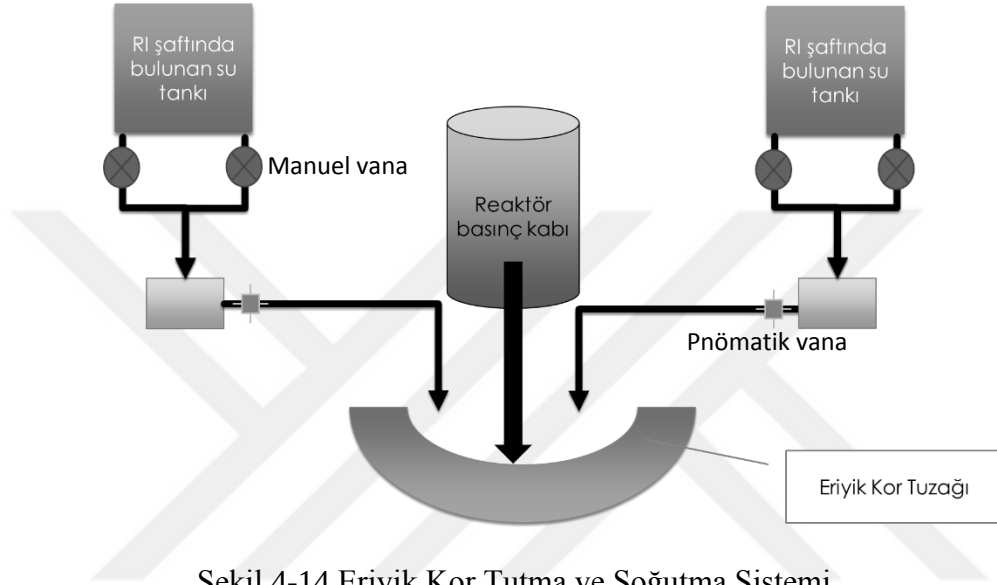
Kazanın ilerleyen dönemlerinde kor erimesi gerçekleşecek ve reaktör basınç kabının bütünlüğü de bozulduğunda eriyik kor koruma kabına akacaktır. Reaktör basınç kabı bütünlüğü alt kısmından bozulacağından bir eriyik kor tutma sistemi geliştirilmiştir. Sistem tasarım ötesi kazalarda eriyik kor malzemesinin bir tuzak içinde tutulmasını amaçlamaktadır. Koruma kabı zemininde oluşabilecek bozunmayı geciktirir. Bu yönüyle derinliğine savunma ilkesinin bir uygulaması olarak karşımıza çıkmaktadır.

Eriyik koru belirli bir alanda tutmak üzere geliştirilmiş bu tuzak sisteminin temel fonksiyonları arasında şunlar yer alır:

- Eriyik kor malzemesi ve reaktör basınç kabının parçaları, katı ve sıvı haldeki malzemeler bu tuzığa düşecektir.
- Soğutucu su desteğiyle eriyik malzemedan ısı çekilir.
- Radyoaktif maddelerin koruma kabına ulaşması önünde bir engeldir.
- Eriyik kor malzemesinin tutulması ve soğutulması ile hidrojen üretimi azaltılır.

Şekil 4-14’de görüldüğü gibi eriyik kor tuzığının soğutulması için reaktör binası içine yerleştirilmiş olan şaftlardaki (RI teftiş şaftları) 2 büyük su tankı kullanılmaktadır. Santrale AC güç desteği var ise AKSS kullanılarak koryuma sürekli soğutma desteği sağlanabilmektedir. Ancak dikkate alınan senaryoda güç desteği tamamen kaybedildiği kabul edilmektedir.

- Tuzağa bağlantı noktalarında bulunan vanalar pasif çalışma prensibine sahiptir. Tuzaktaki yüzey sıcaklığı belirlenen değerin üstüne çıktığında otomatik olarak açılır.
- RI şaftlardan suyun bırakılması için ise operatör ağır kaza yaşandığı anlaşıldığında 4 adet manuel vanayı açık konuma getirmelidir.
- Uzun dönem soğutma için yangın musluğu hatlarından da RI şaftlardaki tanklara soğutucu takviyesi sağlanabilmektedir.

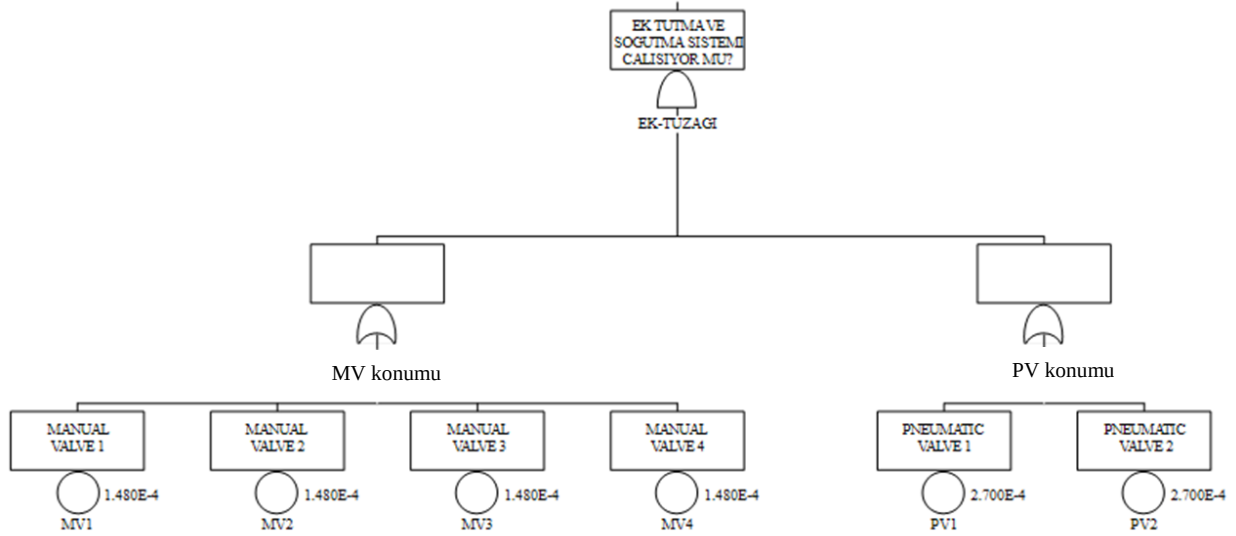


Şekil 4-14 Eriyik Kor Tutma ve Soğutma Sistemi

Koryum düştüğünde su ile dolu olan tuzağın sıcaklığı hızla artar ve buharlaşma gerçekleşir. Buhar – gaz karışımı hızla koruma kabı içinde yükselir ve bu yükselişi sırasında koruma kabının soğuk parçalarına çarparak yoğunlaşır ve koruma kabı zeminine akar ve kuyuda toplanır.

Tasarım, güç desteğinin tamamen kaybedildiği koşulda koryumun ilk 24 saat içinde RI şaftlarından sağlanan suyla soğutulmasına izin vermektedir. Güç tamamen kaybedildiğinden soğutucu desteği ancak yukarıdaki tanklardan sağlanabilmektedir. RI şaftlarda yaklaşık 320 m^3 su olduğu düşünülürse ortalama akış debisi $11 \text{ m}^3/\text{saat}$ olacak şekilde 24 saatlik bir soğutma sağlayabilecektir. Eğer elektrik güç desteği sağlanabilirse yakıt havuzundaki su koryumun soğutulması için kullanılabilir. Bu durumda çok uzun süre soğutma mümkün olur.

Sistem özetle 4 manuel vananın açılması ve sıcaklık ölçümüne dayalı olarak devreye giren 2 pnömatik vanadan oluşmaktadır. Geri kalan tüm işlevler yükseklik farkından kaynaklı olarak oluşan basınç farkı sayesinde güç desteğine ihtiyaç duymadan gerçekleştirilir. SAPHIRE ile oluşturulan hata ağacı Şekil 4-15’de verilmektedir.



Şekil 4-15 Eriyik Kor Tutma ve Soğutma Sistemi Hata Ağacı

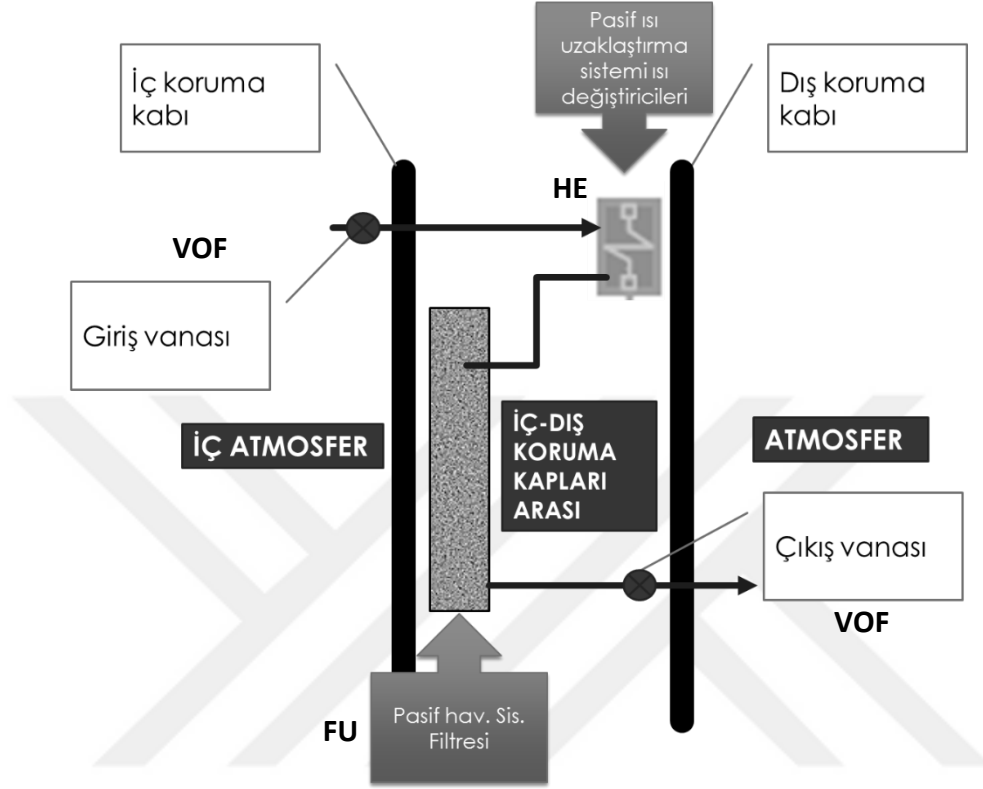
• Acil Durum Pasif Havalandırma Sistemi

Bu sistemin temel amacı iç koruma kabı içinde biriken radyoaktif su buharı-hava karışımını iç ve dış koruma kapları arasında kalan alana çekmek ve burada filtrelerden geçirerek radyoaktiviteden arındırmaktır. Bu sistem, bu çalışma için seçilen kaza senaryosunda olduğu gibi bir tasarım ötesi kaza gerçekleşmesi ve AC güç desteği olmadığı için aktif havalandırma sistemlerinin kullanılamaması durumunda radyoaktif maddelerin olabildiğince filtrelenebilmesini sağlamaktadır. Bu sistem saha dışı acil durumların yönetimi açısından büyük önem taşımaktadır. Pasif havalandırma sistemi iç koruma kabının basıncının güvenli limitlerde tutulmasını da sağlar. Şekil 4-16'da sistemin şematik gösterimi verilmektedir. Sistem birbiriyle özdeş 4 kanaldan oluşmaktadır.

Her bir kanalda aşağıdaki sistem öğeleri yer alır:

- İç koruma kabından ara bölgeye hava girişi hattı,
- Hat üstünde bir durdurma vanası,
- İki adet ısı değiştirici,
- Filtre ünitesi,

- Atmosfere açılan üzerinde bir hat,
- Hat üstünde bir durdurma vanası.

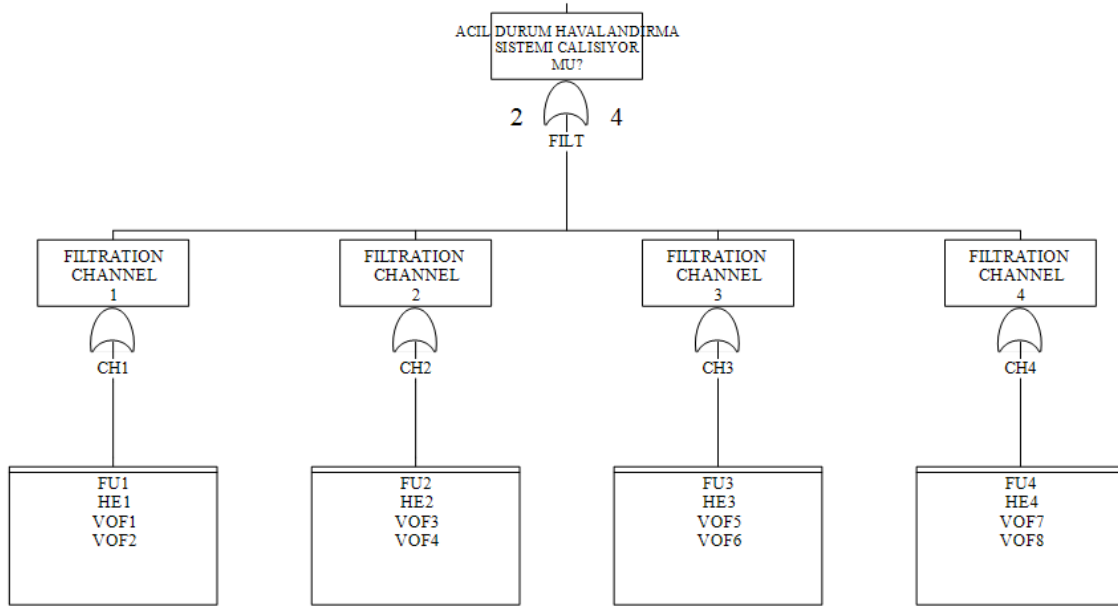


Şekil 4-16 Pasif Havalandırma Sistemi Ünitesi

Pasif bir sistem olan havalandırma sisteminin çalışması için operatörün sistemi bekleme modundan operasyon moduna geçirmesi gerekmektedir. Bunun için kaza başladıktan yarım saat içinde giriş vanalarını açık konuma getirmesi gerekmektedir. Aktif havalandırma sisteminin vanaları kapatılmadan pasif sistem devreye girmez. Pasif sistemi durdurmak için yine giriş vanalarının kapatılması yeterli olacaktır. Sistem operasyonu için durdurma vanalarının konumu, vanaların ardındaki, giriş hatlarındaki hava sıcaklığı ve nem oranı, filtre ünitesindeki basınç düşüşü, filtre ünitesi çıkış sıcaklığı gibi veriler izlenir. Isı değiştiricilerden birinin arızalanması veya filtrelerden birinin görevini yapamaması, sistemi etkilemez.

Şekil 4-17’de sistemin SAPHIRE ile hazırlanmış hata ağacı gösterilmektedir. Her bir kanalın başarıyla çalışması için 4 sistem elemanının da hatasız çalışıyor olması gerekmektedir.

Sistemin %100 kapasiteyle çalışması için ise 3 kanalın çalışması yeterlidir. Bu nedenle N/M Geçidi tercih edilmiştir.



Şekil 4-17 Pasif Havalandırma Sistemi Hata Ağacı

- **Pasif Hidrojen Kontrol Sistemi**

Seçilen kaza senaryosu hidrojen üretiminin maksimum seviyede gerçekleşeceği kazalardan biridir. Başlıca hidrojen kaynakları arasında, birincil soğutucu sisteminde çözünmüş halde bulunan hidrojen, zirkonyum-buhar etkileşimi, birincil döngüdeki soğutucunun radyolizi, kullanılmış yakıt havuzlarındaki soğutucunun radyolizi, soğutucu toplama kuyularındaki radyoliz, koruma kabı atmosferindeki su buharının radyolizi, amonyak ve hidrazin-hidratın termal-radyolizi, metallerin korozyonu ve polimerik lake kaplamaların radyolizi yer almaktadır.

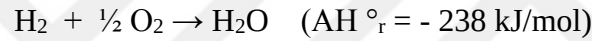
Ağır kaza durumlarında kor erimesi gerçekleşmesiyle birlikte koruma kabı iç atmosferi hidrojen, hava ve buhar karışımından oluşacaktır. Bu sistemin amacı hidrojenin birikmesini ve kritik konsantrasyon değerlerine ulaşmasını engellemektir.

Sistem iki bileşenden oluşmaktadır:

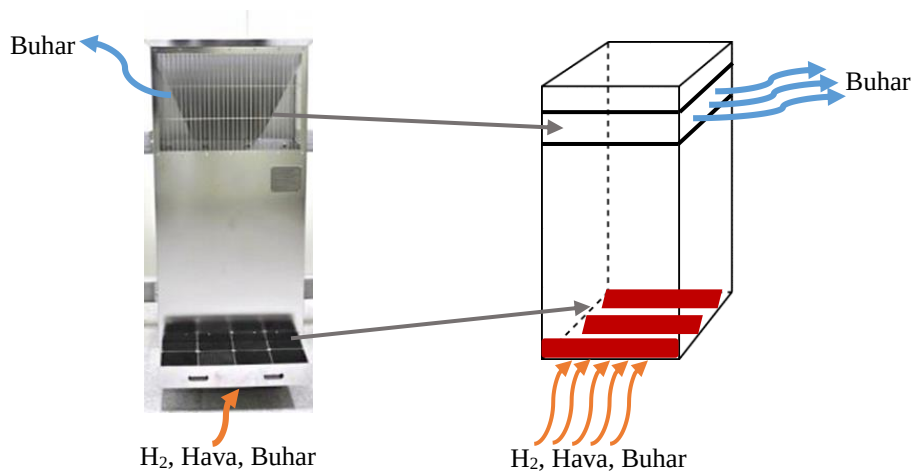
- Acil durum hidrojen uzaklaştırma sistemi – koruma kabının altında, normal işletim sırasında çalışmaz.
- Hidrojen konsantrasyonu kontrol sistemi – koruma kabının altında, pasif katalitik hidrojen yakalayıcıları kullanılmaktadır. Bu yakalayıcılar simülasyonlarla belirlenen muhtemel hidrojen birikme noktalarına yerleştirilmiştir.

Toplam 196 ünite pasif katalitik bağlayıcı sisteminden oluşur. Devreye girmeleri için herhangi bir mekanik aksama veya harici elektrik gücü desteğine ihtiyaçları yoktur. Hidrojen konsantrasyonu % 4,1 'e ulaştığında / koruma kabı atmosferinde reaksiyon için gerekli ısı oluştuğunda kimyasal reaksiyon başlar [54],[55]. Şekil 4-18'de sistemin şematik gösterimi verilmektedir. Görüldüğü gibi sistem, hidrojen bağlayıcıları içeren bir filtrasyon sistemidir. Hidrojen, hava, buhar karışımından oluşan koruma kabı atmosferi, sistemden geçer ve hidrojeni bağlayıcılar yakalar.

Hidrojen ve Oksijen'den su molekülü oluşması için gerçekleşen reaksiyon şudur:



Bu reaksiyon ekzotermik radikal bir reaksiyondur. Bu reaksiyonun gerçekleşmesi için öncelikle belirli bir aktivasyon enerjisine ulaşılması gerekir. Bu da reaksiyonun havada gerçekleşmesi için sıcaklıkların 600- 650 °C'ye ulaşması anlamına gelmektedir. Katalitik yakalayıcıların görevi bu enerji ihtiyacını düşürmektir. Böylelikle daha düşük sıcaklıklarda reaksiyon gerçekleşerek H₂ yakalanmış olacaktır. En yaygın olarak kullanılan katalizörlere örnek olarak platin ve paladyum gösterilebilir. [55]



Şekil 4-18 Pasif Hidrojen Kontrol Sistemi

Tamamen pasif olan bu sistemin devreye girmesi için şu şartlar gereklidir:

- Koruma kabı içindeki atmosferin sıcaklığının 20°C' ın üzerine çıkması ve hidrojen konsantrasyonunun hacimce % 0,45'e ulaşması
- Koruma kabı içindeki atmosferin sıcaklığının 20°C' ın üzerine çıkması ve oksijen konsantrasyonunun hacimce % 0,45'e ulaşması

Tamamen uygun ortam şartlarının oluşmasına bağlı olarak devreye girdiğinden ve tümüyle pasif bir sistem olduğundan sistemin çalışma olasılığı "1" kabul edilmiştir. Bu nedenle hata ağacı hazırlanmamış, olay ağacında bu sisteme yer verilmemiştir.

4.2.3.1. Analizlerde Kullanılan Güvenilirlik Verileri

Hata ağaçlarının oluşturulmasında kullanılan güvenilirlik verileri UAEA tarafından raporlanan değerler arasından seçilmiştir. [56] Hesaplamalarda kullanılan değerler Çizelge 4-5'de verilmiştir.

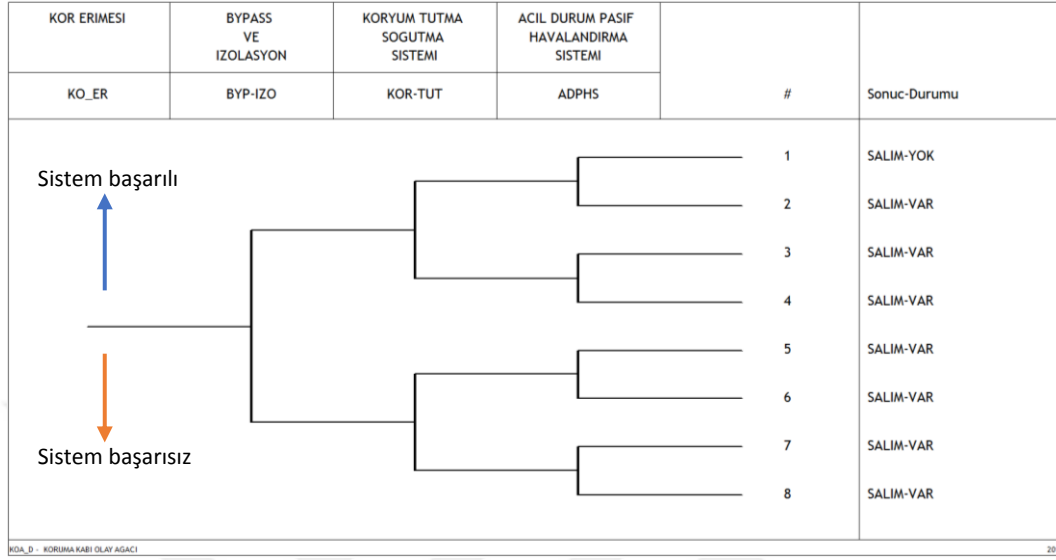
Çizelge 4-5 Güvenilirlik verileri

Bileşen	Güvenilirlik verisi	Kaynak
Pnömatik vana	5.9 E-3 /talep SE=1.57E-3	Swedish güv. verisi
Manuel vana	1.0 E-4 /talep E=3	IREP NUREG 2728
Isı değiştirici	3.0 E-6 /hr E=10	Uzman görüşü
Filtre	3.0 E-5 /hr E=10	IREP NUREG 2728

4.2.4. Oluşturulan Olay Ağacı ve Sonuçlar

Akkuyu NGS, AES 2006 güvenlik sistemleri incelenerek, sahada uzun dönemli kararlar yaşanması durumunda devreye girebilecek pasif sistemler belirlenmiştir. Bu sistemler bir önceki bölümde detaylı olarak anlatılmaktadır. SAPHIRE programı ile Şekil 4-19'da yer alan KOA oluşturulmuş ve sistemlerin hata ağaçları çizilmiştir. Güvenilirlik verileri de

girildikten sonra yapılan hesaplamalar neticesinde her bir sonuç durumunun yıllık frekans (veya sıklık) değerleri hesaplanmıştır.



Şekil 4-19 SAPHIRE ile Oluşturulan Hata Ağacı

Sonuç durumları salım gerçekleşen ve gerçekleşmeyen durumlar olarak özetlenmiştir. Her bir sistemde yer alan alt bileşenlerin güvenilirlik verileri kullanılmıştır. Hesaplamalar sistemlerin tamamının “başarısız” olması olasılığının oldukça düşük olduğunu göstermektedir. Bunun yanında koruma kabı bütünlüğünün bozulmasında en hassas sistemin acil durum pasif havalandırma sistemi olduğu görülmektedir. Bu durumda kabından bir miktar radyoaktif maddenin sınırlı da olsa salımı gerçekleşir. Bu KOA kor erimesinin gerçekleştiğini kabul ettiğimiz (olasılık=1,0) bir olay ağacıdır.

VVER-1200 reaktörü için kor erime frekansı 10^{-5} /santral yılı olarak kabul etmektedir. Bu veri de kullanıldığında elde edilen salım frekanslarının son değerleri Çizelge 4-6’da gösterilmektedir. Görüldüğü gibi bir nükleer santralde kor erimesi meydana getirecek bir kaza yaşanması ve sistemlerin “başarısızlığı” nedeniyle salım gerçekleşmesi için hesaplanan sıklık değerleri oldukça düşüktür. Bunun nedeni incelenen güvenlik sistemlerinin “pasif” olmasıdır. Hesaplamalarda insan hatası faktörü dikkate alınmamıştır.

Çizelge 4-6 Sonuç Durumu Sıklık Değerleri

Sonuç durumu	Sıklık (1/yıl)
1- SALIM YOK	1,00E-5
2- SALIM VAR	4,039E-6
3- SALIM VAR	1,216E-7
4- SALIM VAR	6,108E-8
5- SALIM VAR	1,77E-13
6- SALIM VAR	8,886E-14
7- SALIM VAR	2,159E-15
8- SALIM VAR	1,084E-15

4.2.4.1. Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Belirsizlik Analizi Yöntemleri ile Elde Edilen Sonuçlar

Hata ağacı hesaplamalarındaki belirsizlik analizleri için Sapphire içinde gömülü bulunan iki belirsizlik analizi yöntemi kullanılmıştır. Bunlar daha önceki bölümlerde detaylı olarak açıkladığımız Monte Carlo ve Latin Hiperküp Yöntemleri'dir. Her iki yöntem ile aynı örnekleme sayıları ile Acil Durum Pasif Havaladırma Sistemi (ADPHS) ve Eriyik Koryum Tutma ve Soğutma Sistemi (KOR_TUT) için hesaplamalar tekrarlanmıştır. Örnekleme sayıları 5.000, 20.000 ve 99.999 (maksimum) olarak seçilmiştir.

Çizelge 4-7 ve Çizelge 4-8'de Monte Carlo, ve Çizelge 4-9 ve Çizelge 4-10'da Latin Hiperküp yöntemi ile elde edilen sonuçlar verilmektedir.

4.2.4.2. Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Çizelge 4-7 ADHPS Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
ADHPS			
Nokta Tahmini	4,039E-1	4,039E-1	4,039E-1
Ortalama Değer	1,894E-1	1,871E-1	1,854E-1
5.Yüzdebirlik Değeri	2,252E-2	2,208E-2	2,162E-2
Ortanca Değer	1,339E-1	1,321E-1	1,299E-1
95.Yüzdebirlik Değeri	5,609E-1	5,487E-1	5,466E-1
Standart Sapma	1,721E-1	1,695E-1	1,695E-1

Çizelge 4-8 KOR_TUT Hata Ağacı Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
KOR_TUT			
Nokta Tahmini	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
Ortalama Değer	1,218E-2	1,217E-2	1,216E-2
5.Yüzdebirlik Değeri	8,537E-2	8,508E-3	8,493E-3
Ortanca Değer	1,222E-2	1,219E-2	1,216E-2
95.Yüzdebirlik Değeri	1,581E-2	1,582E-2	1,579E-2
Standart Sapma	2,231E-3	2,206E-3	2,215E-3

4.2.4.3. Latin Hiper K p Modeli ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonu ları

 izelge 4-9 ADHPS Hata A acı Hesaplamalarında Farklı  rnekleme Sayıları i in Latin Hiper K p Y ntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonu ları

ADHPS \ N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	4,039E-1	4,039E-1	4,039E-1
Ortalama De�er	1,868E-1	1,860E-1	1,854E-1
5.Y�zdebirlik De�eri	2,144E-2	2,156E-2	2,203E-1
Ortanca De�er	1,278E-1	1,314E-1	1,306E-1
95.Y�zdebirlik De�eri	5,519E-1	5,518E-1	5,434E-1
Standart Sapma	1,734E-1	1,710E-1	1,687E-1

 izelge 4-10 KOR_TUT Hata A acı Hesaplamalarında Farklı  rnekleme Sayıları i in Latin Hiper K p Y ntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonu ları

KOR_TUT \ N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
Ortalama De�er	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
5.Y�zdebirlik De�eri	8,561E-3	8,532E-3	8,535E-3
Ortanca De�er	1,214E-2	1,217E-2	1,216E-2
95.Y�zdebirlik De�eri	1,579E-2	1,573E-2	1,578E-2
Standart Sapma	2,198E-3	2,199E-3	2,202E-3

4.2.4.4. Olay Ağacı Hesaplamalarında Farklı Belirsizlik Analizi Yöntemleri ile Elde Edilen Sonuçlar

Olay ağacı hesaplamalarındaki belirsizlik analizleri için de aynı yöntem izlenmiştir. Her iki yöntem ile aynı örnekleme sayıları ile tüm sonuç durumları için hesaplamalar tekrarlanmıştır. Örnekleme sayıları 5.000, 20.000 ve 99.999 (maksimum) olarak seçilmiştir. Çizelge 4-11 - Çizelge 4-16’ de Monte Carlo, Çizelge 4-17 - Çizelge 4-22’de Latin Hiperküp yöntemi ile elde edilen sonuçlar gösterilmektedir.

- Monte Carlo Yöntemi

Çizelge 4-11 2. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Sonuç durumu 2			
Nokta Tahmini	4,039E-1	4,039E-1	4,039E-1
Ortalama Değer	1,894E-1	1,871E-1	1,854E-1
5.Yüzdebirlik Değeri	2,252E-2	2,208E-2	2,162E-1
Ortanca Değer	1,339E-1	1,321E-1	1,299E-1
95.Yüzdebirlik Değeri	5,609E-1	5,487E-1	5,466E-1
Standart Sapma	1,721E-1	1,695E-1	1,695E-1

Çizelge 4-12 3. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Sonuç durumu 3			
Nokta Tahmini	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
Ortalama Değer	1,218E-2	1,217E-2	1,216E-2
5.Yüzdebirlik Değeri	8,537E-3	8,508E-3	8,493E-3
Ortanca Değer	1,222E-2	1,219E-2	1,216E-2
95.Yüzdebirlik Değeri	1,581E-2	1,583E-2	1,579E-2
Standart Sapma	2,231E-3	2,206E-3	2,215E-3

Çizelge 4-13 4. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 4 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	6,108E-3	6,108E-3	6,108E-3
Ortalama Değer	2,753E-3	2,695E-3	2,697E-3
5.Yüzdebirlik Değeri	2,604E-4	2,641E-4	2,622E-4
Ortanca Değer	1,688E-3	1,662E-3	1,656E-3
95.Yüzdebirlik Değeri	8,748E-3	8,692E-3	8,721E-3
Standart Sapma	3,173E-3	3,067E-3	3,083E-3

Çizelge 4-14 6. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 6 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	8,886E-9	8,886E-9	8,886E-9
Ortalama Değer	3,914E-9	3,925E-9	3,883E-9
5.Yüzdebirlik Değeri	3,903E-10	3,980E-10	3,878E-10
Ortanca Değer	2,451E-9	2,439E-9	2,426E-9
95.Yüzdebirlik Değeri	1,264E-8	1,252E-8	1,211E-8
Standart Sapma	4,378E-9	4,374E-9	4,354E-9

Çizelge 4-15 7. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 7 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	2,159E-10	2,159E-10	2,159E-10
Ortalama Değer	2,163E-10	2,161E-10	2,159E-10
5.Yüzdebirlik Değeri	1,514E-10	1,509E-10	1,507E-10
Ortanca Değer	2,169E-10	2,164E-10	2,159E-10
95.Yüzdebirlik Değeri	2,811E-10	2,811E-10	2,807E-10
Standart Sapma	3,974E-11	3,930E-11	3,946E-11

Çizelge 4-16 8. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 8 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	1,084E-10	1,084E-10	1,084E-10
Ortalama Değer	4,766E-11	4,766E-11	4,755E-11
5.Yüzdebirlik Değeri	4,655E-12	4,487E-12	4,510E-12
Ortanca Değer	2,950E-11	2,919E-11	2,914E-11
95.Yüzdebirlik Değeri	1,556E-10	1,544E-10	1,530E-10
Standart Sapma	5,376E-11	5,610E-11	5,512E-11

- Latin Hiperküp Yöntemi

Çizelge 4-17 2. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Sonuç durumu 2			
Nokta Tahmini	4,039E-1	4,039E-1	4,039E-1
Ortalama Değer	1,851E-1	1,856E-1	1,856E-1
5.Yüzdebirlik Değeri	2,169E-2	2,187E-2	2,165E-1
Ortanca Değer	1,295E-1	1,320E-1	1,312E-1
95.Yüzdebirlik Değeri	5,435E-1	5,406E-1	5,444E-1
Standart Sapma	1,688E-1	1,676E-1	1,687E-1

Çizelge 4-18 3. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örnekleme Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Sonuç durumu 3			
Nokta Tahmini	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
Ortalama Değer	1,216E-2	1,216E-2	1,216E-2
5.Yüzdebirlik Değeri	8,574E-3	8,509E-3	8,513E-3
Ortanca Değer	1,217E-2	1,216E-2	1,216E-2
95.Yüzdebirlik Değeri	1,582E-2	1,582E-2	1,580E-2
Standart Sapma	2,218E-3	2,211E-3	2,214E-3

Çizelge 4-19 4. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin
Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 4 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	6,108E-3	6,108E-3	6,108E-3
Ortalama Değer	2,673E-3	2,608E-3	2,683E-3
5.Yüzdebirlik Değeri	2,555E-4	2,551E-4	2,547E-4
Ortanca Değer	1,631E-3	1,662E-3	1,655E-3
95.Yüzdebirlik Değeri	8,382E-3	8,587E-3	8,629E-3
Standart Sapma	3,129E-3	3,043E-3	3,080E-3

Çizelge 4-20 6. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin
Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 6 N	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	8,886E-9	8,886E-9	8,886E-9
Ortalama Değer	3,906E-9	3,890E-9	3,901E-9
5.Yüzdebirlik Değeri	3,857E-10	3,870E-10	3,865E-10
Ortanca Değer	2,413E-9	2,472E-9	2,448E-9
95.Yüzdebirlik Değeri	1,234E-8	1,236E-8	1,245E-8
Standart Sapma	4,475E-9	4,309E-9	4,362E-9

Çizelge 4-21 7. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

Sonuç durumu 7	5.000	20.000	99.999
Nokta Tahmini	2,159E-10	2,159E-10	2,159E-10
Ortalama Değer	2,160E-10	2,160E-10	2,160E-10
5.Yüzdebirlik Değeri	1,511E-10	1,506E-10	1,512E-10
Ortanca Değer	2,162E-10	2,160E-10	2,159E-10
95.Yüzdebirlik Değeri	2,809E-10	2,808E-10	2,806E-10
Standart Sapma	3,951E-11	3,950E-11	3,922E-11

Çizelge 4-22 8. Sonuç Durumu Hesaplamalarında Farklı Örneklem Sayıları için Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Sonuç durumu 8			
Nokta Tahmini	1,084E-10	1,084E-10	1,084E-10
Ortalama Değer	4,749E-11	4,752E-11	4,760E-11
5.Yüzdebirlik Değeri	4,488E-12	4,488E-12	4,537E-12
Ortanca Değer	2,875E-11	2,933E-11	2,932E-11
95.Yüzdebirlik Değeri	1,506E-10	1,540E-10	1,535E-10
Standart Sapma	5,582E-11	5,429E-11	5,480E-11

4.3. 3. Seviye Olasılıklı Güvenlik Analizi Uygulaması

Çalışmanın bu aşamasında 3. Seviye OGA uygulaması yapılmıştır. 3. Seviye OGA'nın önemli bir parçası olarak, çalışmanın temelini oluşturan ağır kaza senaryosundaki salım değerleri, meteorolojik veriler, Akkuyu NGS teknik özellikleri ve santralin çevresindeki nüfus dağılımı verileri kullanılarak RASCAL kodu ile halk için etkin doz değerleri hesaplanmıştır. Koruma kabının 79. metresinden ve yer seviyesinde gerçekleşeceği öngörülen radyoizotoplar ve salım aktiviteleri için Akkuyu NGS'nin ÇED Raporunda verilen değerler kullanılmıştır. Bu hesaplamalar ÇED raporu verilerinin doğrulanması amacıyla kullanılmıştır.

Ek olarak, NGS'den farklı uzaklıklardaki hava konsantrasyonu değerlerinin PAVAN kodu ile hesaplanması ile atmosferik dağılım konusunda temel bir uygulama yapılmıştır. Atmosferik dağılım hesaplamaları için kullanılan PAVAN kodu, 1982 yılında, NRC tarafından hazırlanmıştır. Kod ile yapılan hesaplamalar lisanslamada temel alınır [57]. PAVAN kodu ile gerçekleştirilen uygulamalara ilişkin detaylı bilgiler ve sonuçlar EK1'de verilmektedir.

Son olarak, NRC DOSE kodu ile de normal işletim sırasında gerçekleşeceği öngörülen salım verileri kullanılarak doz dağılımları tahmin edilmiştir. NRCDOSE ile rutin işletim sırasında gerçekleşen yıllık salım değerleri ile ortalama meteorolojik veriler dikkate alınarak atmosferik dağılım ve doz değerleri hesaplanmaktadır[61]. Elde edilen tüm veriler Akkuyu Proje Şirketi tarafından Çevre Etki Değerlendirme (ÇED) Raporu'nda sunulan verilerin doğrulanması amacıyla kullanılmıştır. NRCDOSE kodu ile gerçekleştirilen uygulamalara ilişkin detaylı bilgiler ve sonuçlar EK2'de verilmektedir.

4.3.1. Kullanılan Meteorolojik/Aerolojik Veriler

Atmosferik dağılım kodlarında kullanılmak üzere ihtiyaç duyulan temel veri rüzgâr hızı ve yönüne ilişkin toplanmış verilerdir. Akkuyu NGS sahası için ölçümler Akkuyu Proje Şirketi tarafından sunulan Çevresel Etki Değerlendirme (ÇED) raporunda detaylı olarak açıklanmaktadır. Bu tez çalışmasındaki hesaplamalarda bu veriler kullanılmıştır.

Akkuyu ÇED Raporunun hazırlanmasında, değerlendirmeler için 8 farklı meteoroloji istasyonundan veriler kullanılmıştır. Bunlardan 4'ü Akkuyu NGS sahasında özel olarak kurulmuş diğer 4'ü ise Adana, Anamur, Silifke ve Tarsus'ta bulunan Meteoroloji Genel Müdürlüğü'ne ait saha dışı meteoroloji istasyonlarıdır.

Raporda sunulan verilerin değerlendirilmesi sırasında Akkuyu NGS sahasında kurulu istasyonlardan alınan rüzgâr hızı ölçümleri, Meteoroloji Genel Müdürlüğüne 1970'den bu yana Anamur ve Silifke istasyonlarından toplanan aylık ortalama rüzgâr hızı verileri ile kıyaslanmıştır.

Rüzgâr hızındaki ortalama aylık değişim Anamur ve Silifke istasyonlarından elde edilen 30 yıllık veri seti kullanılarak belirlenmiştir. Uzun vadeli rüzgâr hızı verilerine (1975-2010) göre, zamansal olarak %57-58 oranında, esen rüzgârın zayıf olduğu ve bölgede genel olarak sakin koşulların hâkim olduğu görülmüştür. Saha içinde ve yakın çevresinde bulunan meteorolojik istasyonlarda kaydedilen rüzgâr hızı ve rüzgâr yönü eşzamanlı ölçümlerinden, hâkim rüzgâr yönünün sahada bulunan istasyonlarda neredeyse aynı olduğu gözlemlenmiştir. Anamur ve Silifke istasyonlarında ise kuzeyden kuzeybatı kesimlere doğru hafif kayma olduğu görülmektedir. Rüzgâr sektörlerinin istasyonlarda kayma göstermesinin temel nedeni yerel topografik yapıdaki farklılıktır. [44]

NGS sahasında rüzgâr ölçümleri iki temel veriye ulaşmak için yapılmıştır:

- Rüzgâr hızı
- Rüzgâr yönü

Rüzgâr hızı ve yönü ölçümleri 10, 25 ve 60 m yüksekliklerde olmak kaydıyla Kasım 2009 - Ekim 2010 ile Kasım 2011 - Ekim 2012 dönemlerinde ölçülmüştür. [44] Elde edilen sonuçlar özetle şunlardır:

- Rüzgâr hızı yükseklik ile artmaktadır.
- 25m ve 60m'deki ölçümlerde kış aylarında daha yüksek rüzgâr hızları gözlenmiştir.

- NGS sahasında 10 m yükseklikte ölçülen yıllık rüzgâr hızları Anamur ve Silifke istasyonlarında ölçülen değerlerden yüksektir.
- NGS sahasında 10 m yükseklikte rüzgâr K, KD ve GB yönlerinden estiği durumda hızı 3 m/sn üstüne çıkmaktadır.
- 25 m yükseklikte K, KD ve GB sektörlerinden esen rüzgârın hızı 4 m/sn'nin üzerindedir.
- Kaydedilen en yüksek rüzgâr hızı, rüzgâr GB sektöründen eserken 60 m yükseklikte 6.28 m/sn olmuştur.
- Kasım 2009 – Ekim 2010 tarihleri arasında;
 - Rüzgâr K, KD, DKD, GB ve KKB sektörlerinden estiği durumda 60 m yükseklikte ortalama rüzgâr hızı 5 m/sn'nin üzerindedir.
 - 10 ve 25 m yüksekliklerde hâkim rüzgâr yönleri KKD, KD ve GB'dır.
 - 60 m yükseklikte hakim rüzgâr yönleri BKB ve KD ve D yönleridir.
- Kasım 2011'den Ekim 2012 sonuna kadar;
 - 10 m yükseklikte rüzgâr K, KKD ve GB yönlerinden eserken rüzgâr hızı 3 m/sn'nin üzerindedir.
 - 25 m yükseklikte K, KD ve GB sektörlerindeki rüzgâr hızları 4 m/sn'nin üzerindedir.
 - 60 m yükseklikte en yüksek rüzgâr hızı rüzgâr GB sektöründen eserken 6.28 m/sn olarak gözlenmiştir. Rüzgâr K, KD, DKD, GB ve KKB sektörlerinden eserken 60 m yükseklikte ortalama rüzgâr hızı 5 m/sn'nin üzerindedir.
- Akkuyu Nükleer Enerji Santrali (ANES) sahası için Kasım 2011'den Ekim 2012 sonuna kadar olan dönemde sakin rüzgarların (<0,5 m/sn) frekansı %3,5'tir. ANES sahası için saatlik rüzgar verisinden sakin rüzgarların değişmeden kalma süresinin ortalama ve maksimumu hesaplanmış olup, sakin rüzgârların %59'u bir saat, %12'si iki saat ve %3'ü, üç saat sürmektedir. ANES sahası için maksimum kesintisiz sakin rüzgâr süresi ise 10 saattir.

Akkuyu NGS sahasında Kasım 2011 – Ekim 2012 tarihleri arasında 10m, 25m ve 60m yüksekliklerde ölçülen rüzgâr yönü ve hız verileri sırasıyla Çizelge 4-23, Çizelge 4-24 ve Çizelge 4-25'de verilmektedir.

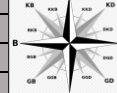
Çizelge 4-23 10m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri

	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)		0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
1	K	348,75-11,25	6,07208	3,54307	6,15761	2,08919	0,06109	0,0000	17,92080
2	KDK	11,25-33,75	7,19609	11,4478	3,09102	0,18326	0,0000	0,0000	21,91550
3	KD	33,75-56,25	2,00367	3,06659	2,89554	2,6878	0,0000	0,0000	8,23357
4	DKD	56,25-78,75	0,47648	0,48870	0,19548	0,0000	0,0000	0,0000	1,16052
5	D	78,75-101,25	0,63531	0,90409	0,35431	0,0000	0,0000	0,0000	1,89348
6	DGD	101,25-123,75	0,36652	1,07514	0,39096	0,0000	0,0000	0,0000	1,83240
7	GD	123,75-146,25	0,52535	2,45571	0,48870	0,0000	0,0000	0,0000	3,46934
8	GGD	146,25-168,75	0,89188	0,97740	0,07330	0,0000	0,0000	0,0000	1,94234
9	G	168,75-191,25	1,12401	1,00183	0,06109	0,0000	0,0000	0,0000	2,18666
10	GGB	191,25-213,75	2,54123	7,11057	0,40318	0,03665	0,0000	0,0000	10,09040
11	GB	213,75-236,25	2,85889	6,85400	1,84484	0,42761	0,01222	0,0000	11,99610
12	BGB	236,25-258,75	1,30727	1,85706	0,90409	0,03665	0,0000	0,0000	4,10457
13	B	258,75-281,25	0,68418	0,37874	0,07330	0,01222	0,0000	0,0000	1,14830
14	BKB	281,25-303,75	0,54979	0,10996	0,00000	0,00000	0,0000	0,0000	0,65966
15	KB	303,75-326,25	0,72083	0,52535	0,19548	0,02443	0,0000	0,0000	1,46592
16	KKB	326,25-348,75	1,16066	1,19731	2,30910	2,19914	0,06109	0,0000	6,92646
	Ara toplam		29,11070	42,9880	19,4356	5,27730	0,13438	0,0000	96,94600
	Sakin rüzgârlar								3,04178
	Eksik								0,01222
	Toplam								

Çizelge 4-24 25m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri

	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)		0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
1	K	348,75-11,25	3,49420	3,76298	6,15761	4,14172	0,65974	0,06109	18,27510
2	KDK	11,25-33,75	3,43311	8,07575	4,70373	0,72083	0,01222	0,00000	16,94360
3	KD	33,75-56,25	1,36836	1,66158	2,73671	1,12401	0,03665	0,00000	6,92646
4	DKD	56,25-78,75	0,47648	0,56200	0,34209	0,04887	0,00000	0,00000	1,42927
5	D	78,75-101,25	0,46426	0,75748	0,68418	0,12217	0,00000	0,00000	2,02785
6	DGD	101,25-123,75	0,41539	1,03849	1,46610	0,00000	0,00000	0,00000	2,91962
7	GD	123,75-146,25	0,54979	1,61271	0,73305	0,00000	0,00000	0,00000	2,89519
8	GGD	146,25-168,75	0,52535	0,73305	0,19548	0,00000	0,00000	0,00000	1,45370
9	G	168,75-191,25	0,89188	1,14844	0,63531	0,02443	0,00000	0,00000	2,69973
10	GGB	191,25-213,75	1,12401	5,14356	4,17838	0,21991	0,06109	0,01222	10,73780
11	GB	213,75-236,25	1,40501	3,73855	6,02321	1,60049	0,34209	0,18326	13,29100
12	BGB	236,25-258,75	0,85522	0,90409	1,08735	0,45205	0,01222	0,00000	3,31053
13	B	258,75-281,25	0,73305	0,43983	0,04887	0,00000	0,00000	0,00000	1,22160
14	BKB	281,25-303,75	0,46426	0,53757	0,04887	0,00000	0,00000	0,00000	1,05057
15	KB	303,75-326,25	0,97740	0,83079	0,36652	0,10996	0,00000	0,00000	2,28439
16	KKB	326,25-348,75	2,17471	0,92853	1,97923	3,38424	0,91631	0,07330	9,45517
	Ara toplam		19,35010	31,87150	31,38280	11,94720	2,04007	0,32983	96,92160
	Sakin rüzgârlar								3,06621
	Eksik								0,01222
	Toplam								

Çizelge 4-25 60m’de Ölçülen Rüzgâr Yönü ve Hız Verileri

	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)		0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
1	K	348,75-11,25	0,47648	1,25840	3,01772	5,51008	2,77337	1,16066	14,19500
2	KDK	11,25-33,75	0,31765	1,57605	2,04032	0,40318	0,06109	0,01222	4,40997
3	KD	33,75-56,25	0,37874	0,83079	2,41906	3,64081	0,40318	0,10996	7,78158
4	DKD	56,25-78,75	0,30544	1,57605	1,33170	0,45205	0,00000	0,00000	3,66479
5	D	78,75-101,25	0,59866	2,07697	0,76970	0,21991	0,00000	0,00000	3,66479
6	DGD	101,25-123,75	1,24618	2,00367	1,18509	0,17104	0,00000	0,00000	4,60542
7	GD	123,75-146,25	3,29872	1,94258	2,02810	0,08552	0,00000	0,00000	7,35402
8	GGD	146,25-168,75	3,50641	1,08735	0,46426	0,02443	0,00000	0,00000	5,08185
9	G	168,75-191,25	5,81552	3,90959	2,07697	0,07330	0,00000	0,00000	11,87390
10	GGB	191,25-213,75	1,73488	4,72816	6,38974	0,40318	0,04887	0,03665	13,33980
11	GB	213,75-236,25	0,26878	1,13622	4,05620	3,94624	0,76970	0,63531	10,81110
12	BGB	236,25-258,75	0,13493	0,30544	0,32987	0,51313	0,18326	0,06109	1,52700
13	B	258,75-281,25	0,19548	0,39096	0,20770	0,01222	0,00000	0,00000	0,80625
14	BKB	281,25-303,75	0,18326	0,39096	0,26878	0,00000	0,00000	0,00000	0,84290
15	KB	303,75-326,25	0,35431	0,39096	0,40318	0,20770	0,01222	0,00000	1,36819
16	KKB	326,25-348,75	0,50092	0,50092	0,90409	2,21136	1,99145	1,78375	7,89152
	Ara toplam		19,31350	24,10210	27,88910	17,87200	6,24237	3,79917	99,2182
	Sakin rüzgârlar								0,76961
	Eksik								0,01222
	Toplam								

Meteorolojik ölçüm raporları incelendiğinde hâkim rüzgâr yönüne ilişkin bazı kanaatler oluşturmak mümkündür. Öncelikle 3 farklı seviyeden alınan ölçümlerde hâkim rüzgâr yönünün farklılık gösterdiği söylenebilir. 60 m’de alınan ölçümlere göre özellikle yağışlı aylar olan Ekim-Şubat ayları arasındaki kış aylarında rüzgârların Kuzey’den estiği söylenebilir. Ortalama rüzgâr hızı da 5 m/sn’nin üzerindedir. 10 m’de alınan ölçümlere göre ise ortalamalama rüzgâr hızı 3 m/sn’dir. Rüzgâr genellikle Kuzey, Kuzey-Kuzey-Doğu ve Güney-Batı yönlerden esmektedir. Çizelge 4-26, Çizelge 4-27 ve Çizelge 4-28’de Kasım 2011 - Ekim 2012 Döneminde 10-60 m’de ANES istasyonu için 16 rüzgâr yönüne göre Kararlılık Sınıfları ve Ruzgar Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) verileri gösterilmektedir.

Çizelge 4-26 Kararlılık Sınıfları (A,B,C) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı
(%) [44]

Kararlılık Sınıfı	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)		0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
A	K	348,75-11,25	0,024	0,147	0,171	0,024	0,000	0,000	0,367
	KDK	11,25-33,75	0,147	0,086	0,012	0,000	0,000	0,000	0,244
	KD	33,75-56,25	0,086	0,012	0,012	0,000	0,000	0,000	0,110
	DKD	56,25-78,75	0,073	0,061	0,061	0,000	0,000	0,000	0,196
	D	78,75-101,25	0,122	0,281	0,073	0,000	0,000	0,000	0,477
	DGD	101,25-123,75	0,110	0,795	0,318	0,000	0,000	0,000	1,222
	GD	123,75-146,25	0,281	2,139	0,452	0,000	0,000	0,000	2,873
	GGD	146,25-168,75	0,575	0,905	0,049	0,000	0,000	0,000	1,528
	G	168,75-191,25	0,807	0,905	0,061	0,000	0,000	0,000	1,773
	GGB	191,25-213,75	1,932	6,687	0,257	0,000	0,000	0,000	8,875
	GB	213,75-236,25	1,198	4,804	1,088	0,098	0,000	0,000	7,188
	BGB	236,25-258,75	0,196	0,648	0,367	0,000	0,000	0,000	1,210
	B	258,75-281,25	0,037	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,049
	BKB	281,25-303,75	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	KB	303,75-326,25	0,012	0,037	0,012	0,000	0,000	0,000	0,061
KKB	326,25-348,75	0,024	0,110	0,281	0,086	0,000	0,000	0,501	
	Ara toplam		5,636	17,628	3,215	0,208	0,000	0,000	26,687
B	K	348,75-11,25	0,037	0,098	0,098	0,012	0,000	0,000	0,244
	KDK	11,25-33,75	0,073	0,098	0,012	0,000	0,000	0,000	0,183
	KD	33,75-56,25	0,037	0,049	0,012	0,000	0,000	0,000	0,098
	DKD	56,25-78,75	0,024	0,037	0,037	0,000	0,000	0,000	0,098
	D	78,75-101,25	0,086	0,147	0,073	0,000	0,000	0,000	0,306
	DGD	101,25-123,75	0,037	0,098	0,012	0,000	0,000	0,000	0,147
	GD	123,75-146,25	0,012	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,037
	GGD	146,25-168,75	0,049	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,049
	G	168,75-191,25	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	GGB	191,25-213,75	0,086	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,086
	GB	213,75-236,25	0,183	0,355	0,061	0,012	0,000	0,000	0,611
	BGB	236,25-258,75	0,049	0,196	0,037	0,000	0,000	0,000	0,281
	B	258,75-281,25	0,012	0,000	0,024	0,000	0,000	0,000	0,037
	BKB	281,25-303,75	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	KB	303,75-326,25	0,012	0,000	0,012	0,000	0,000	0,000	0,024
KKB	326,25-348,75	0,012	0,037	0,122	0,110	0,000	0,000	0,281	
	Ara toplam		0,746	1,137	0,501	0,134	0,000	0,000	2,518
C	K	348,75-11,25	0,073	0,098	0,403	0,024	0,000	0,000	0,599
	KDK	11,25-33,75	0,086	0,061	0,037	0,000	0,000	0,000	0,183
	KD	33,75-56,25	0,098	0,086	0,000	0,000	0,000	0,000	0,183
	DKD	56,25-78,75	0,037	0,049	0,024	0,000	0,000	0,000	0,110
	D	78,75-101,25	0,086	0,196	0,049	0,000	0,000	0,000	0,330
	DGD	101,25-123,75	0,024	0,061	0,012	0,000	0,000	0,000	0,098
	GD	123,75-146,25	0,049	0,037	0,000	0,000	0,000	0,000	0,086
	GGD	146,25-168,75	0,049	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,049
	G	168,75-191,25	0,086	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,086
	GGB	191,25-213,75	0,073	0,012	0,012	0,000	0,000	0,000	0,098
	GB	213,75-236,25	0,220	0,318	0,110	0,037	0,000	0,000	0,685
	BGB	236,25-258,75	0,086	0,159	0,049	0,012	0,000	0,000	0,306
	B	258,75-281,25	0,037	0,037	0,000	0,000	0,000	0,000	0,073
	BKB	281,25-303,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	KB	303,75-326,25	0,012	0,000	0,024	0,000	0,000	0,000	0,037
KKB	326,25-348,75	0,012	0,049	0,244	0,049	0,000	0,000	0,355	
	Ara toplam		1,027	1,161	0,966	0,122	0,000	0,000	3,276

Çizelge 4-27 Kararlılık Sınıfları (D,E,F) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı

(%) [44]

Kararlılık Sınıfı	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)		0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
D	K	348,75-11,25	0,440	1,186	2,775	1,760	0,061	0,000	6,222
	KDK	11,25-33,75	1,455	1,467	0,807	0,183	0,000	0,000	3,912
	KD	33,75-56,25	0,672	1,663	2,090	0,269	0,000	0,000	4,694
	DKD	56,25-78,75	0,147	0,281	0,073	0,000	0,000	0,000	0,501
	D	78,75-101,25	0,147	0,196	0,122	0,000	0,000	0,000	0,465
	DGD	101,25-123,75	0,147	0,061	0,000	0,000	0,000	0,000	0,208
	GD	123,75-146,25	0,110	0,024	0,012	0,000	0,000	0,000	0,147
	GGD	146,25-168,75	0,122	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,122
	G	168,75-191,25	0,061	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,061
	GGB	191,25-213,75	0,196	0,037	0,037	0,024	0,000	0,000	0,293
	GB	213,75-236,25	0,917	1,076	0,342	0,257	0,012	0,000	2,604
	BGB	236,25-258,75	0,733	0,636	0,293	0,012	0,000	0,000	1,675
	B	258,75-281,25	0,355	0,122	0,037	0,000	0,000	0,000	0,513
	BKB	281,25-303,75	0,196	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,208
	KB	303,75-326,25	0,110	0,159	0,086	0,000	0,000	0,000	0,355
KKB	326,25-348,75	0,159	0,269	1,076	1,663	0,049	0,000	3,215	
	Ara toplam		5,966	7,188	7,751	4,169	0,122	0,000	25,196
E	K	348,75-11,25	3,741	1,834	2,702	0,269	0,000	0,000	8,545
	KDK	11,25-33,75	4,059	7,347	0,758	0,000	0,000	0,000	12,164
	KD	33,75-56,25	0,905	1,076	0,403	0,000	0,000	0,000	2,384
	DKD	56,25-78,75	0,171	0,061	0,000	0,000	0,000	0,000	0,232
	D	78,75-101,25	0,171	0,073	0,037	0,000	0,000	0,000	0,281
	DGD	101,25-123,75	0,037	0,061	0,049	0,000	0,000	0,000	0,147
	GD	123,75-146,25	0,073	0,220	0,024	0,000	0,000	0,000	0,318
	GGD	146,25-168,75	0,098	0,073	0,024	0,000	0,000	0,000	0,196
	G	168,75-191,25	0,134	0,073	0,000	0,000	0,000	0,000	0,208
	GGB	191,25-213,75	0,220	0,367	0,098	0,012	0,000	0,000	0,697
	GB	213,75-236,25	0,306	0,293	0,232	0,012	0,000	0,000	0,844
	BGB	236,25-258,75	0,232	0,220	0,134	0,012	0,000	0,000	0,599
	B	258,75-281,25	0,244	0,196	0,012	0,012	0,000	0,000	0,465
	BKB	281,25-303,75	0,306	0,098	0,000	0,000	0,000	0,000	0,403
	KB	303,75-326,25	0,526	0,281	0,061	0,024	0,000	0,000	0,892
KKB	326,25-348,75	0,697	0,587	0,538	0,293	0,012	0,000	2,127	
	Ara toplam		11,919	12,861	5,073	0,636	0,012	0,000	30,501
F	K	348,75-11,25	1,736	0,183	0,000	0,000	0,000	0,000	1,919
	KDK	11,25-33,75	1,381	2,396	1,406	0,000	0,000	0,000	5,183
	KD	33,75-56,25	0,183	0,183	0,379	0,000	0,000	0,000	0,746
	DKD	56,25-78,75	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	D	78,75-101,25	0,012	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	DGD	101,25-123,75	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	GD	123,75-146,25	0,000	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	GGD	146,25-168,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	G	168,75-191,25	0,012	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,037
	GGB	191,25-213,75	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	GB	213,75-236,25	0,000	0,012	0,012	0,000	0,000	0,000	0,024
	BGB	236,25-258,75	0,012	0,000	0,024	0,000	0,000	0,000	0,037
	B	258,75-281,25	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	BKB	281,25-303,75	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	KB	303,75-326,25	0,049	0,049	0,000	0,000	0,000	0,000	0,098
KKB	326,25-348,75	0,244	0,122	0,037	0,000	0,000	0,000	0,403	
	Ara toplam		3,704	2,995	1,858	0,000	0,000	0,000	8,557

Çizelge 4-28 Kararlılık Sınıfı (G) ve Rüzgâr Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) [44]

Kararlılık Sınıfı	Yönler /Rüzgâr sınıfları (m/sn)	0,5-2,1	2,1-3,6	3,6-5,7	5,7-8,8	8,8-11,1	>=11,1	Toplam (%)
G	K 348,75-11,25	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	KDK 11,25-33,75	0,000	0,024	0,012	0,000	0,000	0,000	0,037
	KD 33,75-56,25	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	DKD 56,25-78,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	D 78,75-101,25	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	DGD 101,25-123,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	GD 123,75-146,25	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	GGD 146,25-168,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	G 168,75-191,25	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	GGB 191,25-213,75	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	GB 213,75-236,25	0,012	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,012
	BGB 236,25-258,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	B 258,75-281,25	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	BKB 281,25-303,75	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	KB 303,75-326,25	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
	KKB 326,25-348,75	0,000	0,024	0,000	0,000	0,000	0,000	0,024
	Ara toplam	0,073	0,049	0,012	0,000	0,000	0,000	0,134
	Toplam	29,071	43,020	19,377	5,269	0,134	0,000	96,870
	Sakin Rüzgârlar							3,044
	Eksik/ Tamamlanmayan							0,086
	TOPLAM							100,000

4.3.2. Kaza Durumlarındaki Salımlardan Kaynaklı, Dış Işıma ve Soluma Yoluyla Gerçekleşecek Radyasyon Maruziyet Dozlarının Hesaplanması ve ÇED Raporundaki Verilerle Karşılaştırılması

4.3.2.1. Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri

Bu çalışmada RASCAL kodunun 4.2 versiyonu kullanılmıştır. Kod, NGS’lerde kaza yaşanması durumunda salımı gerçekleşecek radyoaktif maddelerin atmosferik dağılımları ve dağılım modellerinden elde edilen sonuçlara dayalı olarak da insanların çeşitli maruziyet yollarından maruz kalacakları radyasyon dozlarını hesaplayabilmektedir. Radyoaktif maddelerin muhtemel salım yerleri arasında yer alan NGS, kullanılmış atık depolama havuzları, yakıt tesisleri ve radyoaktif madde ile çalışan diğer tesislerden kaynaklanan radyolojik salımları hesaplar. USNRC için doz projeksiyonlarını hesaplamak üzere geliştirilmiştir. Eğitim ve acil durum planlamalarına temel oluşturmak amacıyla kullanılmaktadır.

RASCAL, adını Sonuç Analizleri için Radyolojik Değerlendirme Sistemi (*ing. Radiological Assessment System for Consequence Analysis*) anlamına gelen İngilizce isminin baş harflerinin birleşiminden almaktadır. Temelde 2 araç ile doz hesaplamaları yapmaktadır. Bu araçlardan birincisi kaynak terimlerinden yola çıkarak dozları hesaplamaktadır. Diğer araçla ise saha ölçümlerinden yola çıkarak doz tahmini yapabilmektedir.

Kaynak teriminden yola çıkan araç, rüzgâraltı yöndeki çeşitli uzaklıklar için verilen meteorolojik koşullar altında insanlara ulaşabilecek doz seviyelerini hesaplamaktadır. Öncelikle zamana bağlı kaynak terimleri üretilmekte sonrasında da bir atmosferik dağılım ve taşınım kodu kullanılarak rüzgâraltı yöndeki radyonüklit konsantrasyonlarının hem havada hem de topraktaki birikimleri ile ilgili tahminler yapılmaktadır. Bu konsantrasyonlar ise doz projeksiyonlarının üretilmesinde kullanılmaktadır. Dozların insanlara ulaşma yolları, buluttan kaynaklanan dış ışınlanma, buluttan kaynaklanan soluma ve yerde depolanan radyonüklitler nedeniyle gerçekleşen yerden ışınlanma olarak sıralanabilir.

Sahada yapılan ölçümler neticesinde elde edilen radyonüklit aktivitelerinden yola çıkılarak hesaplama yapılması ise RASCAL programının sunduğu ikinci bir yöntemdir. Bu durumda bulut nedeniyle doz alımı aşaması geçmiş ve yalnızca toprakta ya da yerde biriken radyoaktif maddeler nedeniyle doz alımı gerçekleşmektedir.

Kod radyolojik acil durumlarda kullanılmak üzere tasarlandığından salınan radyoaktif maddelerin miktarı ve meteoroloji koşullarının kesin olarak bilinemeyeceği kabul edilmektedir. Yani RASCAL doz hesaplamalarını yaparken yaklaşık sonuçlara ulaşabilmektedir. [64]

A. Dağılım Modelleri

Rascal atmosferik dağılım hesaplamalarında PAVAN ve NRCDOSE kodlarında kullanılan Gaussian modellerini kullanmaktadır. Kısa mesafeler için düz çizgi Gaussian bulut modeli kullanılırken (TADPLUME) uzun mesafeler için Lagranj yörüngeli Gaussian puf modeli (TADPUFF) modeli kullanılmaktadır.

i. Gaussian Puf Modeli

Bu model, süperpozisyon prensibini kullanarak, bir boyutlu difüzyon denklemi üç boyuta genişletilebilir. Temel Gaussian Puf modeli de böyle elde edilmiştir. Kartezyen koordinatlarda (z-dikey, x ve y yatay düzlemler) bulutun etrafındaki normalize edilmiş konsantrasyon değerleri aşağıdaki eşitlikle hesaplanmaktadır:

$$\frac{X(x,y,z)}{Q} = \frac{1}{(2\pi)^{\frac{3}{2}} \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{x-x_0}{\sigma_x}\right)^2\right] \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y-y_0}{\sigma_y}\right)^2\right] \exp\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{z-z_0}{\sigma_z}\right)^2\right] \quad (4.3)$$

Bu eşitlikte X , Curie/m³ veya g/ m³ cinsinden konsantrasyon değeri, Q ise Curie veya gram cinsinden salımı gerçekleşen toplam materyal miktarıdır. Rascal'da kullanılan TADPUFF modelinin basit bir versiyonu bu eşitliğin bir transport mekanizması ile birleştirilmesinden elde edilmektedir. Dağılım parametreleri, bulutun merkezinin yönünün bir fonksiyonu olarak gösterilmektedir. Model, bu küçük bulutun x ve y yönlerinde simetrik olduğunu varsaymaktadır. Ayrıca materyalin dikey yönde tekdüze dağılım gösterdiği kabul edilerek de bir sadeleştirme yapılmıştır.

ii. Düz-Çizgi Gaussian Bulut Modeli

Puf modelleri bulutları küçük bulutlar serisi olarak gösterir. Bulutun bir noktasındaki konsantrasyon değeri o nokta ve etrafındaki tüm küçük bulutların (pufların) konsantrasyonlarının toplanmasıyla hesaplanır.

Aslında, puf modelleri, noktadan geçen pufların konsantrasyonunun zaman üzerinden nümerik integralini alır. Salım noktasının yakınında, kaynaktan reseptöre doğru hareket eden pufların meteorolojik koşullarının sabit olduğu varsayılabilir. x-ekseninin ortalama taşınma

yönü olduğu ve ortalama rüzgâr hızı u kabul edilirse, pufun geçişi sırasındaki rüzgârlı yönde x uzaklığındaki maruziyet (konsantrasyon x zaman) aşağıdaki eşitlikle hesaplanabilir.

$$E(x, 0, 0) = \int_{t=-\infty}^{t=\infty} \frac{Q F_y F_z}{(2\pi)^{\frac{3}{2}} \sigma_x(x) \sigma_y(y) \sigma_z(z)} \exp \left[-\frac{1}{2} \left(\frac{x-ut}{\sigma_x(x)} \right)^2 \right] dt \quad (4.4)$$

Bu eşitlikte;

$E(x, 0, 0)$ = maruziyet (Ci sn/m³ veya g sn/m³)
 Q = pufdaki materyal miktarı (Ci veya g)
 F_y, F_z = yatay ve dikey üstel terimler
 x = hesaplama yapılacak rüzgaraltı yönde uzaklık (m)
 u = rüzgar hızı ($\frac{m}{sn}$)
 t = pufun geçiş zamanı (sn)
 ifade etmektedir.

Integral işlemi yapıldığında model aşağıdaki forma dönüşecektir:

$$E(x, y, z)/Q = \frac{F_y F_z}{2\pi u \sigma_y \sigma_z} \quad (4.5)$$

Bir adım daha sadeleştirme yapılarak Rascal'da kullanılan Düz-Çizgi Gaussian modeline ulaşılır. Salımın puf şeklinde değil de kısa bir zaman içinde (T) gerçekleştiği kabul edilir ise E ve Q 'nun T 'ye bölümü ile buluttaki konsantrasyon değeri (X') ve salım hızı (Q') elde edilir. Böylelikle eşitliğin son haline ulaşılır:

$$X(x, y, z)/Q' = \frac{F_y F_z}{2\pi u \sigma_y \sigma_z} \quad (4.6)$$

Yer seviyesinden salımlarda ise Düz-Çizgi Gaussian modeli aşağıdaki formdadır:

$$\frac{X}{Q'} = \frac{1}{\pi u \sigma_y \sigma_z} \exp \left(-\frac{1}{2} \left(\frac{y}{\sigma_y} \right)^2 \right) \quad (4.7)$$

Bu modeldeki en önemli varsayımlardan biri de meteorolojik koşulların yatay düzlemde homojen ve sabit olduğu kabul edilmesidir. Bu durumda bulutun taşınması ile ilgili olarak rüzgâr hızı ve yönü belirleyici olur. Turbulans etkisi mesafe boyunca sabit kabul edilir. Benzer şekilde salım zamanı ve taşınım süresi boyunca meteorolojik koşulların değişmeyeceği kabul edilir.

Bütün bu nedenlerle uzak mesafeler ve uzun süreli salımlar için bu modelin kullanımındaki sınırlılıklar dikkate alınmalıdır.

iii. Sakin Rüzgârların Davranışı

Gaussian puf modeli sakın rüzgârlarda iyi sonuç verir. Dağılım parametreleri birçok modelde olduğu gibi zamanın bir fonksiyonu ise, puftaki materyal hareket etmese de dağılmaya devam eder. Düz-çizgi Gaussian bulut modelinde rüzgâr hızı paydada yer aldığından rüzgâr hızı azaldıkça konsantrasyon ve doz değerleri için normalin üstünde değerler hesaplanabilir. Sakin rüzgârlar ($<0,5$ m/sn) için ise tanımsız olur. Bu nedenle sakın rüzgâr hızı için 1m/sn düzeltilmesi yapılabilmektedir.

B. Taşınım Modelleri

RASCAL dağılım hesaplamalarının ikinci önemli bileşeni transport (taşınım) modelleridir. Atmosferik taşınma modelleri ile kaynaktan rüzgârlı yöndeki bir alıcı noktasına doğru materyalin hareketi modellenir.

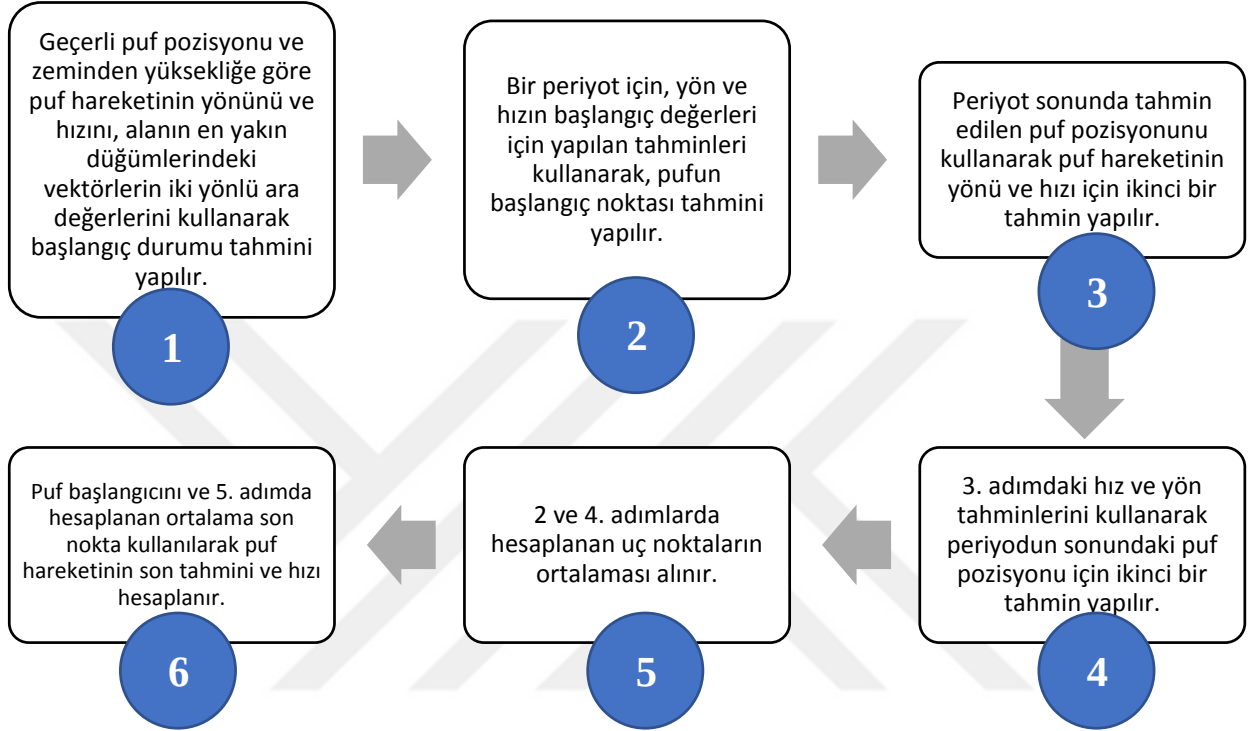
i. TADPLUME Taşınımı

Bu model, düz çizgi Gaussian modelidir. Modelin adından da anlaşılacağı gibi taşınmanın düz bir çizgi üzerinde rüzgârlı yönde gerçekleşeceğini kabul eder. Taşınım yönünü alıcıların üzerinden geçen bir eksenle olacak şekilde rüzgâr yönünü on derecelik açılarla çevirir. Materyalin ne zaman alıcılara ulaştığı ile ilgili bir hesap yapmaz. Tüm materyalin alıcılara salım anında ulaştığını öngörür, taşınma süresini ihmal eder. Rüzgâr hızı sakın rüzgâr sınıfında ise yani $0,5\text{m/sn}$ 'den küçükse transport olmaz yalnızca difüzyon denklemi çözülür. Difüzyon denklemi zamana bağlı olduğundan burada alıcılara ulaşma zamanıyla ilgili bir hesap yapılabilir. Transportta taşınım süresi dikkate alınmasa da rüzgâr hızı ve salım yüksekliği kullanılarak bir süre hesaplanır. Hesaplanan bu değer radyoaktif çekirdeklerin bozunumunu hesaba katmak için kullanılmaktadır. Bu değer, aynı zamanda bulutta bulunan materyalin kuru ve ıslak birikmine bağlı olarak tükenişinin hesaplanması için de kullanılır.

ii. TADPUFF Taşınımı

Bu model, taşınma zamanını tüm hesaplamalarda hesaba katmaktadır. Çünkü her bir pufun ilerlemesini takip eder ve konsantrasyon ve doz değerlerini pufun bulunduğu yere göre hesaplar. Kuru ve ıslak birikme sonucu puflardaki materyalin tükenmesi ve radyonüklitlerin bozunumu ile ilgili hesaplamalar ise 5 dakikalık zaman aralıklarıyla yapılmaktadır. Sabit atmosferik koşullar ve meteorolojik parametreler için iki model arasında büyük bir farklılık yoktur. Ancak bu parametreler ve koşullar zamana bağlı olarak değişiyorsa TADPUFF daha gerçekçi sonuçlar verir. Benzer şekilde rüzgâr verileri topografiden etkileniyorsa TADPUFF

modeli gerçeğe daha yakın sonuçlar verir. Pufun hareketinin hesaplanması 6 aşamalıdır. Şekil 4-20’de bu aşamalar özetlenmektedir.



Şekil 4-20 Modelin Tahmin Aşamaları

C. Dağılım Parametreleri

Rascal hesaplamalarının en kritik parametreleri yatay ve dikey yöndeki dağılım parametreleridir. σ_y ve σ_z sırasıyla yatay ve dikey dağılım parametreleridir. Bu parametreler, büyük dağılım deneylerinden elde edilen ampirik bir eğriden çekilmektedir. Kodda kullanılan dağılım parametreleri taşınım süresi ve türbülans parametrelerine bağlıdır.

D. Birikme

RASCAL, iyot ve parçacıkların birikimini hesaplar, MESORAD kodundaki kuru ve ıslak birikim modellerini kullanır. Her zaman adımında biriktirilen aktivite, toplam biriktirme oranının ve zaman adımının toplam süresinin fonksiyonudur. Herhangi bir zamanda, yüzey birikimi (aktivite / m²), mevcut zaman adımında ve daha önce birikmiş aktivitenin toplamıdır.

E. Doz Hesaplamaları

RASCAL ile aktivitenin, yerden yansıması ve buluttan gerçekleşen ışıma sonucu oluşan dozlar için hesaplama yapılabilmektedir. Doz dönüşüm faktörleri seçilirken ICRP-60 soluma dozları ve ICRP 26/30 faktörleri kullanılmaktadır. Kod ile ayrıca ara dönem doz hesaplamaları yapılabilmektedir.

F. Meteorolojik Veri Girdileri

Meteorolojik koşullar ile ilgili olarak aşağıdaki verilerin girilmesine ihtiyaç duyulmaktadır:

- Verinin gözlem mi yoksa tahmin mi olduğu
- Ölçümün zamanı
- Yer seviyesinde rüzgâr hızı
- Yer seviyesinde rüzgâr yönü
- Tahmin edilen atmosferik kararlılık durumu
- Yağış türü
- Salım noktasında hava sıcaklığı
- Tahmin edilen karışım yüksekliği (opsiyonel)

4.3.2.2. Kodun Kullanımı ve Girdileri

- Salım Değerleri

Girdi olarak kullanılan verilerden ilki salımı gerçekleşeceği öngörülen radyoizotoplar ve aktivitelerine ilişkin verilerdir. Çizelge 4-29 ve Çizelge 4-30'de sırasıyla yer seviyesinden ve 79m yükseklikten salımı gerçekleşecek radyoizotoplar ve aktiviteleri verilmektedir. Bu değerler Akkuyu ÇED Raporundan alınmıştır [44].

Çizelge 4-29 Yer Seviyesinden Gerçekleşen Salım için Radyoizotop Aktiviteleri

İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)	İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)
89Sr	1,00E+12	134I (m)	2,60E+11
90Sr	8,75E+10	134I (a)	3,35E+12
91Sr	1,18E+12	134I (o)	8,22E+10
99Mo	5,04E+12	135I (m)	7,08E+11
103Ru	2,14E+12	135I (a)	4,59E+12

Çizelge 4-29 Yer Seviyesinden Gerçekleşen Salım için Radyoizotop Aktiviteleri - devamı

İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)	İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)
106Ru	7,16E+11	135I (o)	4,89E+11
131I (m)	5,30E+11	131m Te	5,30E+11
131I (a)	2,55E+12	132Te	3,85E+12
131I (o)	6,53E+11	133Xe	1,63E+14
132I (m)	3,26E+11	134Cs	5,16E+11
132I (a)	2,92E+12	137Cs	3,07E+11
132I (o)	1,38E+11	140Ba	4,90E+12
133I (m)	9,64E+11	140La	1,99E+12
133I(a)	5,14E+12	141Ce	2,25E+12
133I(o)	9,72E+11	143Ce	2,06E+12
		144Ce	1,74E+12

Çizelge 4-30 79 m Yükseklikten Gerçekleşen Salım için Radyoizotop Aktiviteleri

İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)	İzotop	Salım Aktivitesi (Bq)
89Sr	1,00E+11	134I (m)	2,60E+10
90Sr	8,75E+09	134I (a)	3,35E+11
91Sr	1,18E+11	134I (o)	8,22E+10
99Mo	5,04E+11	135I (m)	7,08E+10
103Ru	2,14E+11	135I (a)	4,59E+11
106Ru	7,16E+10	135I (o)	4,89E+11
131I (m)	5,30E+10	131m Te	5,30E+10
131I (a)	2,55E+11	132Te	3,85E+11
131I (o)	6,53E+11	133Xe	1,63E+16
132I (m)	3,26E+10	134Cs	5,16E+10
132I (a)	2,92E+11	137Cs	3,07E+10
132I (o)	1,38E+11	140Ba	4,90E+11
133I (m)	9,64E+10	140La	1,99E+11
133I(a)	5,14E+11	141Ce	2,25E+11
133I(o)	9,72E+11	143Ce	2,06E+11
		144Ce	1,74E+11

- Kaynak Teriminden Doz Hesaplanması için Gereken Girdiler

Daha önce de açıklandığı üzere RASCAL 4.2 ile doz hesaplamaları yapılırken 2 yöntemden biri seçilmektedir. Bunlardan biri kaynak teriminden doz hesaplanması yöntemidir. Hesaplamaları kaza sırasında salımı öngörülen radyoizotoplardan yola çıkarak yapılacağı için hesaplamalarda bu yöntem seçilmiştir. Bu yöntemin veri girişleri sırasıyla ilgili pencere açıldıkça yapılabilmektedir. Bir veri seti tam olarak girilmezse diğer veri seti için ilgili pencere kapalı kalmaktadır. Çizelge 4-31’de kodun girdileri özetlenmektedir.

Çizelge 4-31 RASCAL Girdi Parametreleri

Konu Başlığı	Parametre	Değer
Olay türü	Nükleer Güç Reaktörü	-
Olayın Yeri	Yeri	Mersin, Akkuyu Enlem: 36,1463 Boylam: 33,5421
	Reaktör kalbindeki yakıt demeti sayısı	163
	Reaktör Gücü	3.200 MW _{th}
	Maksimum yakıt çubuğu yanma (reaktörde)	59.700 MWd/MTU
	Kullanılmış yakıt havuzundaki yakıtların yanması	55.800 MWd/MTU
Kaynak Terimi	Toplam salım miktarı	Çizelge 4-29, Çizelge 4-30
Salım Yolu	Doğrudan Atmosfere	
	Salım Yüksekliği	10m (baypas), 79m
Meteoroloji	Ölçüm zamanı	Kaza anı
	Atmosferik kararlılık sınıfı ve hız	Baypas: F, 2m/sn ADPHS: A, 1m/sn; B,C,D,E,F, 2m/sn
	Yağış türü	Bilinmiyor ve Yağmur seçenekleri dikkate alınmıştır.
Hesaplama Seçenekleri	Hesaplama süresi	48 saat (koruma kabı bütünlüğünün bozulduğu kazalar için)
	Hesaplama yapılan mesafeler (km)	0,5, 0,8, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 10, 12, 15, 20, 24,1, 32,2

4.3.2.3. Sonuçlar

Çizelge 4-32’da kazadan sonraki ilk bir yıl için hesaplanan maruziyet dozu verileri ÇED Raporu verileri ile karşılaştırmalı olarak verilmektedir. Çizelgede görüldüğü gibi elde edilen sonuçlar Çed Raporu verileri ile mertebece uyumludur. Hesaplamalar yapılırken 79m’den yapılan salımlarda ilk 1 km’lik alan için nötr hava koşulları olan D atmosferik kararlılık sınıfı seçilmiştir. 1-32,2 km arasındaki mesafeler için ise F atmosferik kararlılık sınıfı seçilmiştir. Her iki mesafe için de seçilen rüzgâr hızı 2 m/sn’dir. Bu hesaplamalarda havanın yağış durumunun “bilinmediği” kabul edilmiştir.

Yer seviyesinden salımlar için ise kodun sınırlılıkları bilindiğinden 0-5 km ve 5-32,2 km mesafeler için farklı hava koşulları kullanılmıştır. Elde edilen sonuçlarda atmosferik kararlılık sınıfı her iki mesafe aralığı için de F’ ve rüzhar hızı ise 2 m/sn’dir. Bu hesaplamalarda havanın yağış durumunun 0-5 km arasında yağmur yağışlı olduğu ve 5-32,2 km mesafe aralığında ise yağış durumunun bilinmediği kabul edilmiştir.

Çizelge 4-32 Kazadan Sonraki 1 Yıl İçin Maruziyet Dozu

Akkuyu NGSden uzaklık (m)	HESAPLAMA SONUÇLARI (mSV) – 79 m’den salım	ÇED RAPORU VERİLERİ (mSv)	HESAPLAMA SONUÇLARI (mSV) – 10 m’den salım	ÇED RAPORU VERİLERİ (mSv)
500	3,2E-1	5,17E-1	87 E+0	158 E+0
800	2,0E-1	2,84E-1	48 E+0	64,7 E+0
1000	1,6E-1	2,34E-1	36 E+0	42,2 E+0
2000	8,4E-2	18,3E-2	12 E+0	11,3 E+0
3000	6,1E-2	14,4E-2	5,3 E+0	5,25 E+0
4000	4,8E-2	12,7E-2	2,5 E+0	3,05 E+0
5000	4,0E-2	10,7E-2	1,4E+0	2,02 E+0
6000	3,6E-2	8,96E-2	5,8E-1	14,3E-1
7000	3,2E-2	7,59E-2	4,7E-1	10,8E-1
8000	3,0E-2	7,42E-2	4,7E-1	8,39E-1
10000	2,6E-2	7,27E-2	3,3E-1	5,53E-1
12000	2,4E-2	6,73E-2	3,1E-1	3,92E-1
15000	2,1E-2	5,79E-2	2,1E-1	2,57E-1
20000	1,9E-2	4,41E-2	1,6E-1	1,47E-1
24100	1,4E-2	3,40E-2	6,8E-2	9,37E-2
32200	<10µSv	2,66E-2	4,2E-2	6,41E-2

UAEA ve ICRP gibi uluslararası kuruluşlarca kabul edilen halk için radyasyon maruziyeti doz sınırı yıllık ortalama 1 mSv ve 1 yıl içinde maksimum 5 mSv'dir. Çalışanlar için bu limitler normal işletim koşullarında yıllık ortalama 20 mSv'e ve 1 yıl içinde maksimum 50mSv'e çıkarken ağır kaza yaşanması durumunda ise acil durum çalışanları (saha içi acil durum müdahalesinde görev alanlar) için toplam maruziyet dozu limiti 100mSv'e kadar yükselmektedir. Fukushima Daichi NGS kazasında, acil durum çalışanları için bu değer gönüllük esasına bağlı olarak resmi makamlarca 250mSv'e kadar yükseltilmiştir. Bunun yanı sıra, aynı otoritelerce, herhangi bir zamanda radyasyon maruziyetinin anlamlı seviyede olmasının alt sınırı da yıllık 10µSv olarak kabul edilmektedir.

Hesaplama sonuçları incelendiğinde 79m'den salım gerçekleşmesi durumunda NGS'den tüm uzaklıklarda yıllık 5mSv doz limitinin altında kalındığı görülmektedir. Bunda reaktör kuru, koruma kabı ve güvenlik sistemlerinin tasarımlarının etkili olduğu söylenebilir. 10m'den salım gerçekleşmesi durumunda ise NGS'den ilk 500 m uzaklıkta yıllık doz değerlerinin 100mSv civarında olduğu görülmektedir. Bu değer elbette tüm limitlerin ötesinde bir değerdir ancak hesaplamaların 1 yıl boyunca devamlı maruziyet koşulunda geçerli olduğunu unutmamak gerekir. Ağır kaza sonrasında NGS'nin etrafında 3000 m'lik alana sürekli giriş çıkış yapılması mümkün değildir. Yalnızca acil durum çalışanları kısıtlı sürelerle bu alanlara giriş yapacaklardır. Bu nedenle 3000 m ve ötesindeki dozun halk ile ilişkilendirilebileceği kabul edilebilir. Bu uzaklıktan sonraki değerlerin halk için belirlenmiş 5mSv doz limitinin altında kalacağı öngörülmektedir.

Acil koruyucu önlem olarak uygulanacak tahliyeler ile belirli uzaklıktaki dozlardan da kaçınılacağı unutulmamalıdır. Bu hesaplamalardan elde edilen bir diğer sonuç da, kaza kontrol altına alındıktan sonra, ölçümlerle doğrulanması halinde ve gerçek zamanlı izlemelerin kesintisiz sürdürülmesi şartı ile tahliye edilmesine gerek olmayan bölgelere halkın geri dönüşü için karar verilebileceğidir. Bu noktada başta Türkiye Atom Enerjisi Kurumu olmak üzere radyasyon dozlarının güvenli değerleriyle ilgili teknik bilgiye sahip kurumların karar vericilere doğru bilgilendirmeyi yapmak gibi bir sorumluluğu da ortaya çıkmaktadır.

5. AKKUYU'DA APB İÇİN TAHLİYE MODELLEMESİ

5.1. Ağır NGS Kazalarında Tahliye

Koruma kabı dışına radyasyon salımı başlamadan önce gerçekleştirilecek tahliyeler, mümkün olan tüm yollardan gerçekleşecek radyasyon maruziyetlerini engelleyebilmektedir. APB içindeki insanların tahliye edilmesi kaza süresince santrale yapılan müdahalelerde “insanların radyasyon maruziyeti” gibi önemli bir endişeyi ortadan kaldırır.

- 100 MW termal güçteki reaktörlerdeki acil durumlar için İEB (5 km)'de salım başlamadan tahliye başlar ve potasyum iyodür (KI) tabletlerin alımı da sağlanarak koruyucu tedbirler alınmış olur.
- 1000 MW ve daha fazla termal gücü olan reaktörlerde yaşanan acil durumlarda, koruyucu önlemlerin hedefine ulaşması için öncelikle APB (20 km) 'nin tahliyesi ve KI tabletlerin alımı gereklidir.

Tahliye planlamaları yapılırken özellikle hava şartları, güvenlik sorunları veya ulaşım araçlarının yeterli olmaması gibi nedenlerle tahliyenin gecikebileceği göz önüne alınmalıdır. Acil tahliye mümkün değilse güvenli şekilde tahliye mümkün olana kadar halk büyük binalarda sığınma tedbiri almak zorunda kalabilir.

Tahliye planlamalarında incinebilir gruplar özellikle dikkate alınmalı ve onlar için özel bir planlama yapılmalıdır. İEB ve APB'de bulunan özel bakım ve tedaviye ihtiyaç duyan hasta veya bakıma muhtaç kişiler tahliye edilirken doğrudan GPM dışına tahliye edilmeleri gerekmektedir. İki kez yer değişikliği bu kişiler için ciddi etkilere ve hatta hayati tehlikeye neden olabilir.

Tahliye planlamalarında ihtiyaçlar ve kaynaklar doğru şekilde analiz edilmeli, yaşanabilecek her türlü aksaklık alternatifli çözüm önerileriyle birlikte değerlendirmeye alınmalıdır. Örneğin; trafik tıkanması tahliye sırasında karşılaşılan en önemli sorunlardan biridir. Bu nedenle genel kabul, tahliyenin aşamalı olarak gerçekleştirilmesidir. Santrale en yakın bölgeden başlayarak önce İEB (5 km), APB'nin dışındaki önceden belirlenmiş bir kabul merkezine tahliye edilir. Sonrasında APB'nin tahliyesi yapılır. Araştırmalar, radyoaktif bulut bulunulan yere ulaşsa bile bölgenin yürüyüş hızında¹¹ dahi “tahliyesinin” bulunulan yerde sığınma tedbirleri uygulamaktan daha efektif bir koruma sağladığını göstermektedir.

¹¹ 5km/saat kabul edilmektedir.

Radyasyon salımı devam ediyorsa bu salımın günlerce devam edebileceği göz önüne alınmalıdır. Bütün bu bilgiler ışığında tahliyenin ertelenmesinin yanlış olacağı kanatine varılabilir. Hesaplamalar güvenilir ise er ya da geç bölgeye radyasyon ulaşacaktır.

Kitlesel tahliyeler, doğal ve insan kaynaklı acil durumlarda sıklıkla karşılaşılan güvenli prosedürlerdir. Tecrübeleri ışığında uzmanlar, ileri düzeyde bir planlama yapılmasa dahi yerel görevlilerin tehlikeli bir bölgeyi efektif şekilde tahliye edebildiğini belirtmektedir. Öte yandan tahliye hastanede yatan hastalar ile özel bakım evlerindeki yaşlılar ve engelliler için tehlikeli bir karar olabilir. Fukushima’da tahliye sırasında hastane ve bakım evlerinde kalan toplam 1234 kişiden 85’inin tahliye sırasında hayatını kaybettiği bilinmektedir. Hastanelerin tahliyesi sırasında özellikle yaşam destek ünitesine bağlı hastaların tahliyesinde sorun yaşanmıştır. Bazı çalışmalarda yeterli sağlık personelinin bölgeden ayrılmış olması ve bölgeye takviye sağlık personelinin getirilememesi nedeniyle hastaların nakilleri sırasında ihtiyaçları olan medikal desteği alamadıkları ifade edilmektedir. Burada, Fukushima’da acil durum yöneticilerinin yalnızca ağır NGS kazası durumuyla değil, aynı zamanda 9 şiddetinde (Richter ölçeğinde) bir deprem ve tsunami felaketiyle de mücadele ettiklerini not etmekte fayda görülmektedir.

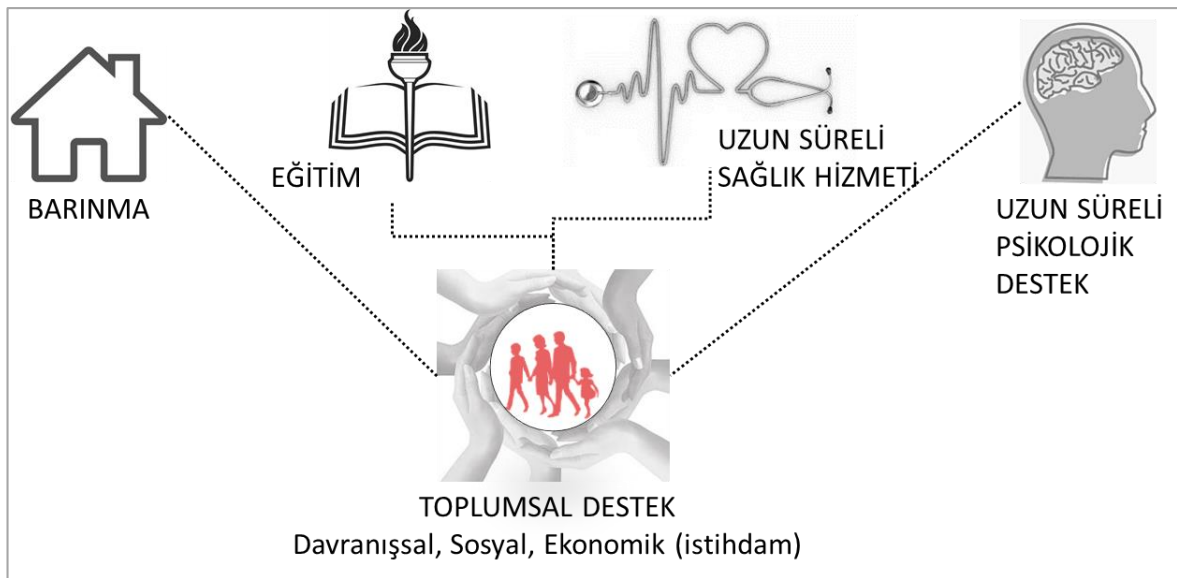
Özellikle Fukushima kazasından sonra tahliyenin psikolojik, sosyolojik ve ekonomik olumsuz etkileri tartışma konusu haline gelmiştir. Bugün hala evlerinden uzakta kötü şartlarda yaşamak zorunda kalan insanlar, yoğun stres, mutsuzluk ve umutsuzluk duyguları ile başa çıkmaya çalışmaktadır. Fukushima kazası sonrasında radyasyonun etkilerinden ziyade ortaya çıkan sağlık sorunlarının başında depresyon, kaygı bozukluğu ve travma sonrası stres bozuklukları gibi mental sağlık sorunları yer almaktadır [64]. Yapılan araştırmalar bugüne dek bu duygular nedeniyle 1700 kişinin hayatını kaybettiğini ortaya koymaktadır. Bu kişiler, deprem ve tsunami ya da radyasyon yüzünden değil tahliye nedeniyle hayatını kaybetmiştir.

Bunlara ek olarak tahliye ile birlikte alışlagelmiş yaşam tarzları ve standartları da temelinden sarsılmıştır. Bunun bir sonucu olarak tahliye edilenler arasında aşırı kilolu olma, hipertansiyon, şeker hastalığı ve sağlıkla ilgisi olan davranış değişiklikleri meydana gelmiştir. Tüm bunların neticesinde, tahliye edilenlerde, gelecekte kalp hastalıkları oluşması riskinin arttığı düşünülmektedir [65][66].

Ağır NGS kazalarının neden olduğu Fukushima kazası, Çernobil kazasına kıyasla radyasyondan kaynaklanan zararlı etkilerin sınırlandırıldığı ve daha iyi kontrol edildiği bir

kazadır. Radyolojik sonuçlar sınırlandırılrsa da kaza sonrası tahliyeler sırasında yaşanan sorunlar gözden kaçırılmamalıdır. Bu sorunlar ve tahliye kaynaklı can kayıpları NGS kazalarının sonuçları açısından yeni uygulamalar geliştirilmesi gereğini ortaya koymaktadır. Özellikle uzun dönemli radyasyona bağlı olan ve radyasyona bağlı olmayan sağlık etkilerinin, mümkün olan en erken aşamada tespit edilmesi konusunda çözümler geliştirilmelidir. Yapılan araştırmalar uzun dönemli sağlık hizmetleri ile ilgili olarak yerel ve ulusal düzey sağlık ekiplerinin birlikte çalışmasının önemine dikkati çekmektedir [67]. Tahliye planlama bölgesi içinde kalan nüfusun yoğunluğuna göre hem ulusal düzey sağlık personeli hizmetlerin kapsamı konusunda hazırlıklı olmalı hem de uluslararası yardım ve işbirliği yol ve yöntemleri önceden geliştirilmiş, planlanmış ve her an aktivasyona hazır halde tutulmalıdır.

Görüldüğü gibi ağır NGS kazalarının insan sağlığı üzerine etkileri çok çeşitli, uzun süreli ve kalıcı olabilmektedir. Radyolojik etkilerden kaçınmak için tahliye uygulanması vazgeçilmezliğini korusa da önceden yapılacak tahliye planlamalarında da kullanılacak insan odaklı yaklaşımlar ve iyi tahliyenin etkili şekilde uygulanması uzun dönemli diğer sağlık etkilerinin hafifletilmesi için anahtar parametre haline gelmektedir. Edinilen tecrübeler ışığında tahliye sonrasında çeşitli alanlarda bakım ve destek imkânları oluşturulması gerektiği sonucuna varılabilir. Şekil 5-1’de tahliye edilenlerin desteğe ihtiyaç duyabileceği alanlar özetlenmektedir.



Şekil 5-1 Tahliye Sonrasında Tahliye Edilenlere Yönelik Destekler

Tarihte bugüne kadar gerçekleşmiş üç ağır NGS kazası vardır. Bunlarla ilgili detaylı bilgiler 2. Bölüm’de paylaşılmıştır. Şekil 5-2’de ise tahliye önlemi uygulanmış bu kazalarda tahliye neticesinde gerçekleşen durumlar karşılaştırılmaktadır. Bu karşılaştırma ile yaşanan sorunların temel nedenininin “planlamaların yetersizliği” olduğu ortaya konmuştur. Kısa ve uzun dönemde karşılaşılabilecek problemler öngörülmesi ve planlamalar yaşanmış, gerçek tecrübelerle dayandırılmalıdır. Önceki kazalardan alınan dersler planlama çalışmalarında en önemli yere sahiptir. Gelineen noktada, hastaneler ve bakım evleri gibi toplumun en kırılgan bireylerine hizmet veren tesislerin planlamaları yapılırken çalışanların içinde bulunacağı psikolojik durumlar ve nakliye sırasında kullanılacak, hastayı hayatta tutan yaşam destek üniteleri gibi kritik cihazların çalışabilir durumda olması gereği göz önünde bulundurulmalıdır.

1979 - Three Mile Adası Kazası

- Haberleşme hatlarının çökmesi
- Bilgilendirme eksikliği ve bilgi kirliliği
- Hastanelerin tahliyesi ile ilgili yapılan planların yetersizliği

1986 - Çernobil Kazası

- Psikolojik, sosyolojik ve ekonomik etkilerin uzun sürelerle yayılması
- Akut radyasyon sendromuna bağlı ölümler
- Çocuklarda görülen tiroid kanseri vakalarındaki artış

2011 - Fukushima Kazası

- Hastane ve bakım evlerinin tahliyesi sırasında yaşanan sorunlar ve can kayıpları
- Acil durum yönetiminden sorumlu otoritelerin kararsız tutumları
- Yaşam şartlarının değişiminden kaynaklı olarak tahliye edilenlerde karşılaşılan uzun dönemde ortaya çıkan sağlık sorunları
- Psikolojik sorunlar

(Hasegawa vd., 2016)'dan uyarlanmıştır.

Şekil 5-2 NGS Kazası Sonrasında Gerçekleşmiş Tahliyelerin Sonucunda Gözlenen Belirgin Sorun Alanları

5.2. Saha Analizi

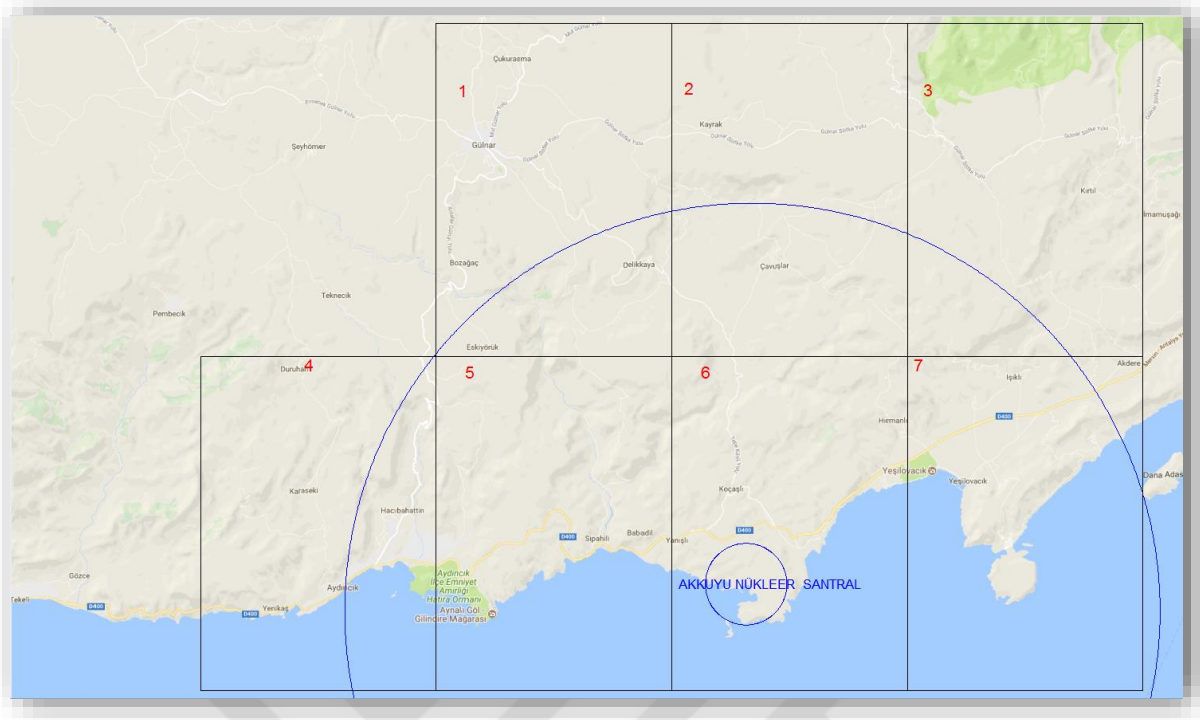
Akkuyu NGS, Mersin ili Gülnar İlçesi Büyükeceli Belediyesi sınırları içinde deniz kıyısında kurulacaktır. Şekil 5-3'de Akkuyu NGS'nin konumu gösterilmektedir. Bu bölümde acil durum planlama bölgeleri içinde kalan alanların tahliye planlamasına tabi olacak bölümleri ile ilgili tespitlere yer verilmektedir.



Şekil 5-3 Akkuyu NGS Konumu

Daha önceki bölümlerde de açıklandığı üzere ülkemizde NGS acil durumları ile ilgili ve sorumlu kurumların kararları doğrultusunda acil durum planlama bölgeleri için UAEA' nın yaklaşımı ülkemizde planlama çalışmalarında referans alınmaktadır. Yani, NGS'yi merkez kabul etmek üzere, santralden uzaklıklarına göre sırasıyla ihtiyati eylem bölgesi (İEB, 5 km) ve acil eylem planlama bölgesi (APB, 20 km) tahliye planlamalarına esas bölgeler olarak kabul edilmektedir. Bu tez çalışması için seçilen senaryoda olduğu gibi, ağır bir kaza yaşanması durumunda genişletilmiş planlama mesafesi (GPM, 100 km) içinde kalan alanlarda ise radyolojik izleme ve gıda kısıtlamaları uygulanması gerekebilecektir.

Şekil 5-4 ve Şekil 5-5'de EİB, APB ve GPM sınırları içinde kalan alanlar gösterilmektedir. Bu alanlar yakından incelenerek APB içinde kalan yerleşim yerlerinin listesi hazırlanmıştır. Tahliye söz konusu olduğunda öncelikle İEB içinde bulunan santral sahası, saha dışındaki lojman bölgesi ve yöre halkının yaşadığı yerleşim yerleri öncelikli olarak tahliye edilmelidir.



Şekil 5-4 İEB ve APB İçerisinde Kalan Alan



Şekil 5-5 GPM İçerisinde Kalan Alan

Çizelge 5-1 APB İçinde Kalan Yerleşim Birimleri ve 2017 Yılı Nüfus Bilgileri [68]

Yerleşim Yeri	2017 yılı TÜİK verileri	2011 yılı TÜİK verileri
		0-10 km
Büyükeceli	975	1235
Kocaşlı	68	70
Tepe	104	123
Yanışlı	230	138
Sipahili	377	430
TOPLAM	1754	1996
		10-15 km
Yeşilovacık	1935	3030
Hırmanlı	356	268
Beydili	67	81
TOPLAM	2358	3379
		15-20 km
Işıklı	1465	1140
Uşakpınarı	212	220
Dedeler	358	409
Çavuşlar	292	346
Korucuk	177	225
Kavakoluğu	53	63
Delikkaya	198	215
Emirhacı	51	66
Tırnak	84	103
Eskiyürük	591	570
Yeniyürük	196	179
Yeniyürükkaş	59	58
Hacıbahattin	301	327
Aydıncık	6419	7915
TOPLAM	10456	11836
GENEL TOPLAM	14568	17211

APB içinde kalan yerleşim yerleri ve 2011 ve 2017 yılı nüfusları ile ilgili bilgiler Çizelge 5-1’de verilmektedir. Bölge dışına göç her yıl artmaktadır. Örneğin 2011 yılından 2017 yılına kadar toplam nüfusta %15,4 oranında bir azalma gerçekleşmiştir. NGS’den uzaklıklarına göre her bir dairesel bölgenin nüfus değerleri 0-10 km’de 1500-2000, 10-15 km’de 2300 – 3300, 15-20 km’de ise 10000-12000 aralığındadır. Günümüzde APB içinde kalan toplam nüfusun yaklaşık %72’si NGS’ye 15 km ve daha uzak mesafelerde ikamet etmektedir. Nüfustaki azalma her bir mesafe için yaklaşık NGS’den uzaklıklarına göre sırasıyla %12,1, %30,21 ve %11,66’dır. 2011-2017 yılları arasında APB içinde nüfus azalma yönünde hareket ederken, Işıklı, Eskiyrük, Yeniyürük, Yeniyürükkaş, Hırmanlı ve Yanışlı’nın nüfusları artış göstermiştir.

Nüfus yaş ortalaması da giderek artmaktadır. Bölgede ağırlıklı olarak kırsal yerleşim mevcuttur. Ancak NGS’nin devreye alınacağı tarihe kadar hem NGS’de çalışacak kişiler ve aileleri nedeniyle, hem de bu yeni nüfusa yönelik hizmet sağlamak üzere bölgeye yerleşecek kişiler nedeniyle nüfusun artış göstereceği düşünülmektedir.

Akkuyu NGS’nin inşaatına bugün başlanacak olursa en erken 2025 yılında işleme alınabileceği öngörülmektedir. Bu yıla ait nüfus verilerinin elde edilmesinde geometrik büyüme yaklaşımı kabul edilmiş ve nüfus verisinin tahmini değerleri aşağıdaki eşitlikten faydalanılarak hesaplanmıştır.

$$P(t) = P_0 \times e^{0.006273t} \quad (5.1)$$

Bu eşitlikte P(t) tahmin edilen nüfus ve t tahmin yapılan yıldır. Herbir yön sektörü için elde edilen nüfus tahminleri Çizelge 5-2’de verilmektedir.

NGS işleme alındığında santralde görevlendirilecek personelle birlikte aileleri de bölgeye yerleşecektir. Bunların çok büyük bölümünün santrale 3-5 km uzaklıkta kurulacak olan lojman bölgesinde ikamet edeceği tahmin edilmektedir. Okul, hastane gibi hizmetlerin giderilmesi için de tedbirler alınacağı düşünüldüğünde bölgede 5 millik (yaklaşık 8 km) alan içinde ihtiyatlı bir tahminde 4600 kişilik bir nüfus artışı gerçekleşeceği öngörülebilir. Sonuç olarak APB sınırları (~20km) içinde yaşayan toplam **25.761** kişi olacağı tahmini yapılmıştır. Tahliyenin 30 km’ye genişletilmesi durumunda 2025 yılı tahminlerine göre bölge içindeki toplam nüfus **38.691** kişiye ulaşacaktır.

Çizelge 5-2 2025 yılı Sektörel Nüfus Dağılımı Tahmini

	Bölge	0-10km	10-15km	15-20km	Genel Toplam
Tahmini Nüfus	N-NNE	1670		425	2095
	NNE-NE		270	503	773
	NE-ENE		4055	1402	5457
	W-WNW	529		10134	10662
	WNW-NW	170		992	1162
	NW-NNW		100	208	307
	NNW-N	86		618	705
Toplam		2454	4425	14282	21161

5.3. Acil Durum Yöntemi Senaryosu Geliştirilirken Dikkate Alınan Veriler

İkinci ve üçüncü seviye OGA'da temel alınan kaza senaryosuna göre kor erimesi 49. saatte gerçekleşmektedir. Santralin (AES2006) pasif güvenlik sistemleri ve kapasitesi önceki versiyonlara göre arttırılmış olan hidroakümülatörleri nedeniyle reaktörün soğutulması yaklaşık 86 saat boyunca mümkün olmaktadır. Bu da koruma kabı dışına radyasyon salımı gerçekleşene kadar acil durum prosedürlerinin düzenli şekilde uygulanması için gerekli zamanı tanımaktadır. Ancak acil durum prosedürleri santralde genel acil durum ilan edilmesini takiben, işleticinin bildirimi ile birlikte başlatılmalıdır böylece TAMP ve URAP devreye girecektir. Acil durum planlamalarında öncelikli olarak göz önüne alınacak bölge ve mesafeler aşağıda sıralanmaktadır.

[1] İhtiyati eylem bölgesinin çapı, 5 km

[2] Acil koruyucu eylem planlama bölgesinin çapı, 20 km

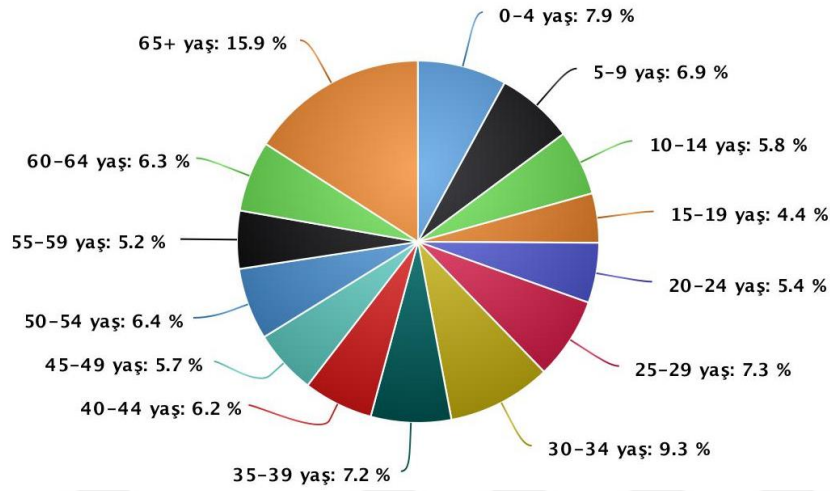
[3] Genişletilmiş acil koruyucu eylem planlama bölgesi, 100 km

Genel acil durum ilanının ardından tahliye işlemleri başlatılacaktır. Öncelikle lojman bölgesinde yani İEB içinde bulunanların tahliyesi gerçekleştirilecektir. Bu bölgenin boşaltılması ile ilgili olarak şu varsayımlarda bulunulmuştur:

- (A) İEB içinde yaşayan bireyler radyasyondan korunma ve acil durum prosedürleri hakkında önceden bilgilendirilmişlerdir.
- (B) Bir genel acil durum yaşanması durumunda tahliye prosedürlerini ve diğer acil koruyucu eylemleri uygulama konusunda direnç göstermeyeceklerdir.
- (C) Acil durum tahliyesi için gerekli hazırlıklıkları önceden yapmışlardır.
- (D) Ailenin tüm fertlerinin nasıl bir araya geleceğine dair bir acil durum planları vardır. Bazı üyeler İEB'nin dışında olabilir, bazı üyelerse APB'nin de dışında olabilir.
- (E) Tahliye edileceklerin toplanacağı duraklar, tahliye rotası ve rotaların son durakları önceden belirlenmiştir.
- (F) İşletici acil durum tahliyesi için gereken taşıma araçlarını lojman bölgesinde her an hazır bulundurmaktadır. Bunlar otobüsler ve eşyaların taşınması için gerekebilecek taşıyıcı araçlar olabilir.
- (G) Bölgede bulunanlar varsa kendi araçları ile de bölgeyi terk edebilir. Ancak kendi araçlarıyla bölgeyi terkedecek kişilerin de önceden bilgilendirildikleri tahliye rotasını takip etmesi gerekmektedir.
- (H) İEB dışına yapılacak tahliyelerde varış noktası mutlaka APB'nin dışında seçilmelidir.

APB içinde lojman bölgesinde yer alanlar dışında 21.161 kişinin bulunacağı öngörülmektedir. Bölgede yaşayanların yaş dağılımı için NGS'ye en yakın konumda bulunan ve 2016 nüfus verilerine göre toplam nüfusu 1.007 olan Büyükeceli Mahallesi dikkate alınmıştır. Şekil 5-6'da Büyükeceli Mahallesi'nin yaş dağılım grafiği verilmektedir. Burada yer alan bilgilere göre radyasyondan etkilenme konusunda kritik grup olarak kabul edilen 0-4 yaş bebek grubu nüfusun yaklaşık %8'ini oluşturmaktadır. 5-19 yaş arasında bulunan çocuklar ise toplamda % 17,1'lik bir orana sahiptir. 60 yaş üstü bireylerin nüfus içindeki oranı %22,2'dir. Tahliye ile ilgili olarak kritik gruplar içinde ilk sırayı 60+ yaş grubu alırken ikinci sırayı 5-19 yaş grubu almaktadır. 60+ yaş grubu tahliye sırasında özel ihtiyaçları olabilecek yaş grubudur. 5-19 yaş grubunun ise okul öncesi/ilköğretim/ortaöğretim/lise eğitim kurumlarından birinde olması olasılığı yüksektir. Bu nedenle tahliye sırasında evden doğrudan toplanma alanına tahliyenin mümkün olmadığı

gözden kaçırılmamalıdır. Büyük bir karmaşa yaşanmaması için okulda çocukları bulunan aileler için ayrı bir planlamaya ihtiyaç vardır.



Şekil 5-6 Mersin ili Gülnar İlçesi Büyükeceli Mahallesi Nüfus Dağılım Bilgileri [68]

Çizelge 5-3’de engelli bireylerin toplum genelindeki oranları verilmektedir. Engelin türü tahliye planlamalarında büyük önem taşır. Burada gösterilen 4 engel türü tahliye prosedürlerinin uygulanmasını zorlaştırabilecek veya tahliye süresinin uzamasına neden olabilecek zorluklara sahiptir. Bu nedenle bölgedeki engelli bireylerle ilgili önceden araştırma yapılarak kayıtlar güncel tutulmalı, tahliyeler sırasında karşılaşılabilecek özel ihtiyaçları devamlı olarak hazır bulundurulmalıdır. Bunlar kimi zaman hareket kabiliyetinin sınırlılıklarını ortadan kaldıracak araçlar olabilecekken, kimi zaman engelli kişinin yaşamını doğrudan etkileyen yaşam destek araçları da olabilir. Özel ihtiyaçlar arasında da mutlaka önceliklendirme yapılmalıdır. Bu çalışmada çizelgede verilen oranlardan kırsal nüfus verileri esas alınmaktadır. Kırsal nüfustaki engelli oranları diğer sınırlandırmaların hepsinin üzerindedir.

Çizelge 5-3 Engelin Türüne Göre Engelli Nüfus Oranı, 2002, TÜİK

	Ortopedik Engelli	Görme Engelli	İşitme Engelli	Dil ve Konuşma Engelli	Zihinsel Engelli
Türkiye	1,25	0,60	0,37	0,38	0,48
Kent	1,09	0,52	0,32	0,33	0,38
Kır	1,49	0,73	0,45	0,46	0,64
Akdeniz Bölgesi	1,22	0,58	0,34	0,38	0,55

5.3.1. APB Sınırları İçinde Kalan Hastaneler

APB’de özellikle dikkate alınması gereken tesisler içinde ilk sırayı Aydıncık Devlet Hastanesi almaktadır. Aydıncık Devlet Hastanesi, Mersin ili Aydıncık ilçesinde devlet hastanesi olarak faaliyet göstermektedir. Hastane 2002 yılında hizmete açılmış ve 25 yataklı bir devlet hastanesidir. Hastanenin ve hastanede bulunan hastaların tahliyesi konusunda özel planlama yapılması gerekmektedir.

5.3.2. APB Sınırları İçinde Kalan Okullar

APB’de özellikle dikkate alınması gereken özel tesislerden biri de okullardır. Bölge incelendiğinde toplam 15 adet okulun sınırlar içinde kaldığı görülür. Bu okulların listesi Çizelge 5-4’de verilmektedir. Gülnar İlçesinde bulunan Büyükeceli Beldesi (Mahallesi) sınırları içindeki okullar santrale yaklaşık 3 km mesafededir. Planlamalarda özel ilgi gerektiren tesisler arasında bu okullar ilk sıralarda yer almalıdır. Aydıncık İlçesinde 5-20km’lik bandta yer alan okul sayısı 9’dur. Bu ilçelerde, genel acil durum ilan edildiğinde ve tahliye uygulaması gereği ilan edildiğinde, ilköğretim okullarından liselere değişen yaş gruplarında öğrencilerin tahliyesi gerekecektir. Böylelikle, her yaş grubunun yaşına uygun planlamalar yapılması gereği ortaya çıkmıştır. Yaş gruplarının ihtiyaçları ve aileyle buluşana kadar gösterilmesi gereken özen çocuk psikologları eşliğinde dikkatle planlanmalıdır. Yaş grubuna uygun bir dille tahliye prosedürleri ve anne-babalarıyla nasıl buluşacaklarına dair düzenli bilgilendirmeler yapılmalıdır. Tahliye uygulanırken de bu profesyonellerin öğretmenlerle birlikte çocukları doğru şekilde bilgilendirmeleri ve endişelerini mümkün mertebe kontrol altında tutmaları çocukların sonrasında yaşayacakları muhtemel mental sorunları azaltacaktır.

Bu okulların dışında özellikle Aydıncık ilçesinde 20-30 km bandında çok sayıda okul bulunduğu da gözden kaçmamalıdır. Okullarda bulunan öğrencilerin bölgede tersine trafik oluşturabileceği ya da çocuklarına ulaşmak isteyen ebeveynlerin etkili bir planlama yapılmadığında neden olacağı karmaşa özellikle dikkat edilmesi gereken hususlardır.

Çizelge 5-4 APB Sınırları İçinde Kalan Okullar

No	İlçe	Okul Adı
1	Gölnar	Büyükeceli İlkokulu
2		Büyükeceli Ortaokulu
3	Aydıncık	Yenikaş Soğuksu İlköğretim Okulu
4		Aydıncık Çok Programlı Anadolu Lisesi
5		Aydıncık Aynalı Göl Anaokulu
6		Aydıncık İmam Hatip Ortaokulu
7		Fatih İlkokulu
8		Cumhuriyet İlkokulu
9		Aydıncık Ortaokulu
10		Aydıncık Öğretmenevi ve ASO Müdürlüğü
11		Atatürk İlkokulu
12	Silifke	Yeşilovacık Çok Programlı Anadolu Lisesi
13		Işıkli Kargı İlkokulu
14		Işıkli İlk/Orta Okulu
15		Yeşilovacık İlk/Orta Okulu

5.3.3. Turistik Tesisler

APB içinde, 3 adet turistik yerleşim bulunmaktadır. Bunlardan ilki 232 yataklı bir oteldir. Dünya geneli ortalamasına göre bir otelde yatak başına ortalama 0,58 personel istihdam edilmektedir.¹² Bu durumda otelde 135 personelin bulunacağı öngörülmektedir. Otel tam dolu iken otel yöneticileri ile birlikte yaklaşık 400 kişinin otel yerleşkesinde bulunacağı kabul edilmiştir.

¹² Dünya geneli ortalaması <http://sbe.balikesir.edu.tr/dergi/edergi/c7s11/makale/c7s11m4.pdf> adresinden alınan verilerden hesaplanmıştır.

İkinci turistik yerleşim alanı ise Tisan Koyu'dur. Burada bir tatil köyü ile birlikte çeşitli pansiyon işletmeleri bulunmaktadır. Yaz aylarındaki turizm kaynaklı nüfus artışı yaklaşık 12.000'dir.¹³

Bölgedeki üçüncü turistik tesis Yanışlı Beldesinde bulunan 900 yataklı bir oteldir. Dünya geneli otel çalışan sayısı ortalamasından yola çıkarak bu otelde de yaklaşık 525 personelin bulunacağı öngörülmektedir. İhtiyatlı bir tahminle çalışanların %80'inin bölge dışından geçici işçi olarak geldiği ve otelin tam dolu olduğu kabul edilirse bölge nüfusuna ek olarak yaklaşık 1.350 kişinin daha tahliyesi söz konusu olacaktır.

5.3.4. Tahliye Prosedürleri için Kabuller

APB'nin tahliyesi ile ilgili olarak aşağıdaki kabuller yapılmıştır:

- a. APB içindeki kişilerin radyasyondan korunma ve acil durum prosedürleri hakkında önceden bilgilendirilmişlerdir.
- b. Çevredeki yakın belediyelerin ve Mersin ili merkezi envanterinde bulunan araçlar yaklaşık 26.000 vatandaşın tahliyesinde kullanılacaktır.
- c. Okul ve iş gibi nedenlerle APB dışında olan kişiler ailesiyle buluşmak veya eşyalarını toplamak amacıyla APB bölgesindeki evlerine dönmek isteyen vatandaşlar olacaktır.
- d. Vatandaşlar kendilerine ait araçları ile de bölgeden ayrılabilirler.
- e. Vatandaşlar, tahliye sırasında otomobil, kamyon, traktör + römork, vb araçlarını kullanabilirler.
- f. Köy yollarının şartları tahliye hızını ve aksaklık oluşması olasılıklarını büyük ölçüde arttırabilir.
- g. Tahliye sırasında büyük trafik sorunları yaşanabilir.
- h. Yörük köylülerinin yaz dönemlerinde yerleşik bulundukları bölgelerin belirlenmesinde güçlükler yaşanabilir.

Tahliye planlaması, bölgedeki nüfus dağılımı, yerleşim yerleri, bölgenin fiziksel koşulları, tahliye de kullanılacak karayolları, alternatif ulaştırma araçları, bölgede yaşanan ekstrem hava koşulları gibi bilgilerin toplanması ile başlar. Öncelikli kaç kişinin tahliye edileceği ile ilgili tespitler yapılarak, özel ihtiyaçlar ortaya konulur. Şekil 5-7'de görüldüğü gibi tahliye

¹³ <http://www.tasucu.org/tr/yesilovacik/>

rotası belirlenirken radyal olarak kaynaktan uzaklaşmak teorik olarak olması gerekmektedir. Ancak yeryüzü şekilleri ve mevcut karayolları nedeniyle bu “teorik rota”da sapma olması kaçınılmazdır.



Saha analizinde belirlenen, APB içinde kalan mahallelerin tahliyesinde hangi yolların kullanılacağına seçimi daha önce bahsedilen radyal olarak uzaklaşma mantığına dayandırılmalıdır. Kaynağa, yaklaşmayan tam ters istikamete yönlendiren yollar tercih edilmelidir. Bu nedenle 2 ana yol üzerinde yoğunlaşmıştır. Bunların birincisi D-400 karayolu diğeri ise Gülnar-Silifke yoludur. Bu çalışmada belirlenen her bir mahalle için tercih edilecek tahliye yolu

Çizelge 5-5’de sıralanmaktadır. 2025 yılı nüfus verilerine göre tahliye durumunda yerleşim yerleri için seçilen tahliye yönlerine bakıldığında 9.028 kişinin Mersin yönüne (doğu) ve 12.133 kişinin ise Antalya yönüne (batı) doğru tahliye edilmesi gerekecektir. Tahliye başladığında asıl yük D400 karayoluna bağlantı yollarında olacaktır. Aydıncık ilçe merkezinde trafik akışında bir düğüm noktası oluşacağı kuvvetle muhtemeldir. Trafik akışındaki riskleri Batı yönündeki tahliyelerdir. Yol kapasite analizi D400 ve bağlantı yolları için yapılmalıdır. Burada özellikle tahliye sırasında ihtiyaç duyulacak şerit sayısı dikkatle belirlenmelidir. Acil durum araçlarının, APB’de evi veya APB’de çocuğu okulda olan ya da aile bireyleri/akrabaları tahliye bölgesinde bulunan kişilerin ters yönde trafik akışı oluşturacağı dikkatten kaçmamalıdır. Planlamalar trafik akışı modellerine dayandırılmalıdır.

Çizelge 5-5 Tahliye’de Kullanılacak Muhtemel Karayolları

KOD	YERLEŞİM YERİ	TAHLİYE YOLU	TAHLİYE YÖNÜ	KOD	YERLEŞİM YERİ	TAHLİYE YOLU	TAHLİYE YÖNÜ
S01	BÜYÜKECELİ	D400	MERSİN	S12	SİPAHİLİ	D400	ANTALYA
S02	KAVAKOLUĞU	GLN.-SLF-D400	MERSİN	S13	BEYDİLİ	D400	ANTALYA
S03	ÇAVUŞLAR	GLN.-SLF-D400	MERSİN	S14	UŞAKPINARI	D400	MERSİN
S04	DEDELER	GLN.-SLF-D400	MERSİN	S15	KORUCUK	GLN.-SLF-D400	MERSİN
S05	IŞIKLI	D400	MERSİN	S16	EMİRHACI	GLN.-SLF-D400	ANTALYA
S06	YEŞİLOVACIK	D400	MERSİN	S17	TIRNAK	GLN.-SLF-D400	ANTALYA
S07	TEPE	ÇAVUŞLAR MAH. ÜZERİNDEN GLN.-SLF-D400	MERSİN	S18	ESKİYÜRÜK	ANTALYA-GLN – D400	ANTALYA
S08	HIRMANLI	D400	MERSİN	S19	YENİYÜRÜK	D400	ANTALYA
S09	DELİKKAYA	GLN.-SLF-D400	MERSİN	S20	YENİYÜRÜK KAŞ	D400	ANTALYA
S10	KOCAŞLI	D400	MERSİN	S21	HACİBAHAT TİN	D400	ANTALYA
S11	YANIŞLI	D400	ANTALYA	S22	AYDINCIK	D400	ANTALYA



5.4. Model

Ülkemizdeki mevcut tahliye planlamaları yapılırken özellikle kitlesel tahliye planlamalarında genellikle bireylerle ilgili özel durumların dikkate alınmadığı görülmektedir. Planlamalar ekseriyetle bölgedeki nüfusa bakılarak yeter sayıda araç tahsisi ve tahliye edilenlerin yerleştirilebileceği geçici barınma merkezi veya tesislerinin planlaması ile sınırlandırılmıştır. Bu yaklaşım, koşulların insanlara getireceği psikolojik durum ve stresin neden olabileceği tahliyeye direnç gösterme gibi davranışlarla karşılaşılması olasılığını artırmaktadır. Şekil 5-9'da tahliye edilecek bireylerin tahliye sırasında karşılaşacakları süreçler gösterilmektedir. Bu akışın gerçekleşmesinin birinci parametresi bireyin tahliyeyi kabullenmesidir.

Tahliye süreç akışını belirgin olarak etkileyecek ikinci parametre tahliyeye hazırlık için geçecek süredir. Bu süre zarfında kişi ihtiyaç duyacağı eşyalarının bir bölümünü ancak yanına alabilecektir. Acil durum şartları altında öncelik elbette hayati ihtiyaçlar olacaktır. Ancak özellikle Fukushima sonrası tahliyelerde insanların manevi değeri olan eşyalarını yanına alamamalarının ilerleyen dönemde pişmanlık duygusu ve hatıralara özlem olarak ortaya çıktığı görülmüştür. Bu gibi durumlar travma sonrası depresyon riskini artırmaktadır. Fotoğraf albümü, atalarından kalan bir hatıralar gibi manevi değeri parayla ölçülemeyecek eşyalarını da yanlarında götürmek isteyeceklerdir. Özellikle çocuklu ailelerin hazırlık süresi bu nedenle beklenenden fazla olacaktır.

Kitlesel tahliye söz konusu olduğunda ulaştırma araçları çeşitlendirilebilir. İmkânı olan vatandaşlar tahliyeyi kendi araçları ile gerçekleştirebilir. Ancak acil durum planlamacıları, planlamalarını herhangi aksaklık olmasına karşın ihtiyatlı yapmalıdır. Taşıma araçları tahliyenin en kritik kaynağıdır. Bu kaynaktan yoksunluk durumunda tahliyeyi gerçekleştirmek mümkün olmayacaktır. Öte yandan yalnızca kişiler değil, eşyaları için de taşıma/ulaştırma alternatifleri geliştirilmelidir. Çünkü tahliye edilen kişiler evlerine ne zaman dönecekleri belli olmadan evlerini terk edeceklerdir ve yanlarına mümkün olduğunca çok eşya almak isteyecekleri unutulmamalıdır. Araç sayısı ve kapasitesi için detaylı planlamaya ihtiyaç vardır. Yaşlı veya hasta olup evde bakım ve tedavi gören kişilerin tahliyesi için özel ekipman ihtiyacı varsa mutlaka önceden hazır bulundurulmalıdır.

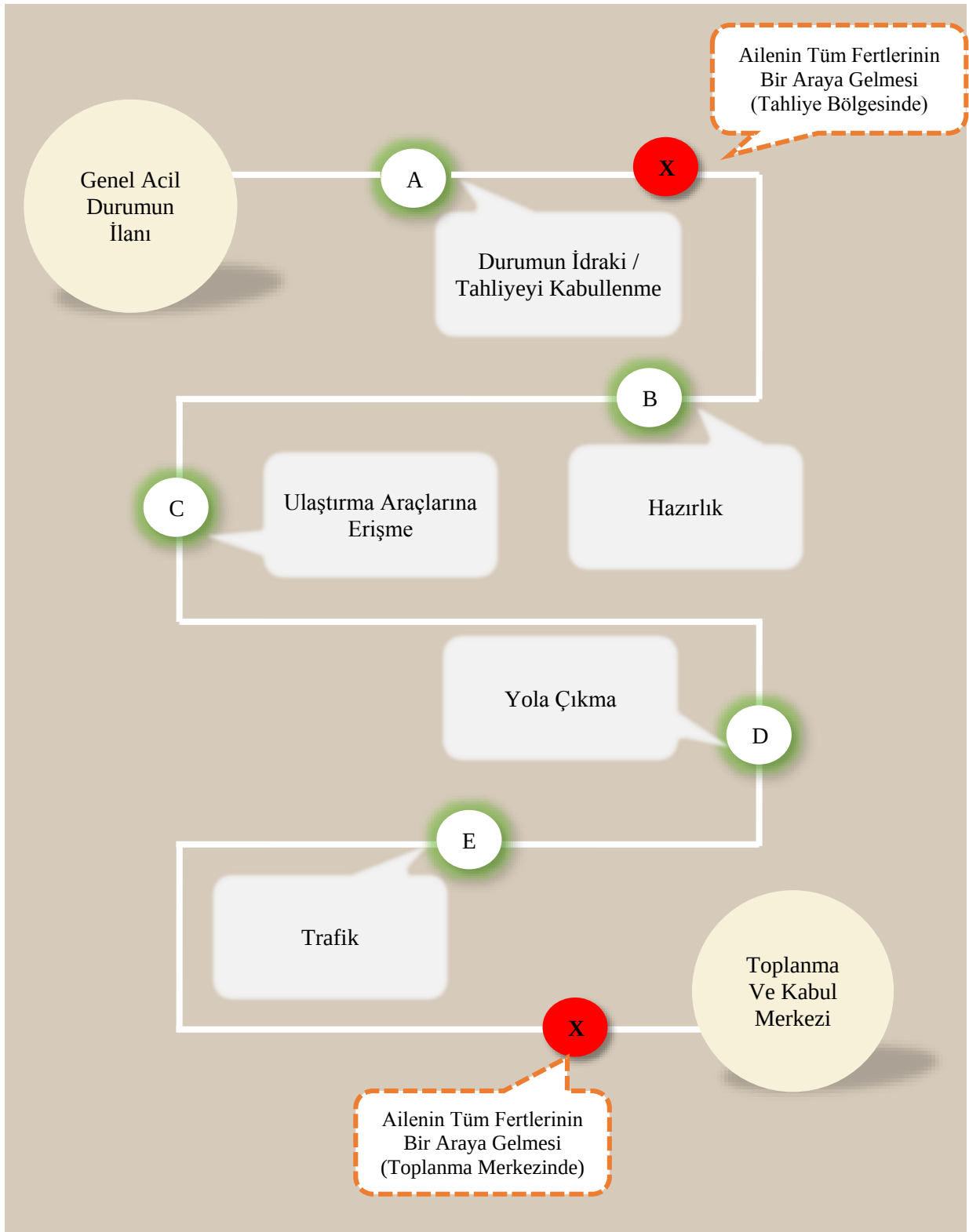
Tahliye sürecinin en önemli altsüreçlerinden biri trafikte geçen süredir. Tahliye anında yola çıkacak araç sayısı tahmine dayalı olarak değil, bölgede yerleşik vatandaşlardan doğrudan

bilgi alınarak anketler yoluyla tespit edilmelidir. Bu şekilde toplanan verilerdeki olası bir belirsizliklerde dikkate alınmalıdır.

Ülkemizde tahliye düşünülürken duygusal parametreler kesinlikle göz ardı edilmemelidir. APB dışından insanların bölgedeki akrabalarına yardım için APB'ye girmeye çalışmaları ve tahliyeyi kendilerinin gerçekleştirmek istemeleri büyük bir olasılıkla karşımıza çıkabilir. Bu nedenle yol kapasitesi analizlerinde bu faktörler gerçekçi parametrelerle analizlere yansıtılmalıdır. Yol kapasitesi belirlenirken, APB dışına olduğu gibi NGS yönünde de en az 1 şerit yol ayrılması gerektiği unutulmamalıdır. Acil durum araçları, nakliye/tahliye araçları, acil durumun kapsamına göre itfaiye, ambulans, polis araçları gibi acil durum araçları gibi pek çok aracın NGS yönünde hareket etmesi gerekecektir.

Acil durum tahliyesinin en önemli noktalarından biri acil koruyucu önlemlerin alınacağı bölge içinde kalan alana giriş çıkışın kontrollü olarak gerçekleştirilmesidir. Radyasyon maruziyetlerini en aza indirmek amacıyla acil durum prosedürleri yürütülürken, tahliye koşullarının uzun süre devam edeceği düşünülerek, tahliye edilenlerin mağduriyetlerini en aza indirecek uygulamalar da geliştirilmelidir.

Afet ve acil durumlarda kitlesel tahliyenin etkililiği acil durum yönetimi prosedürlerinin etkinliği ile doğrudan ilişkilidir. Acil durum yönetiminin tüm aşamalarında yani acil durum öncesi, sırası ve sonrasında yürütülecek faaliyetlerin tamamının büyük bir titizlikle planlanması ve gerçekleştirilmesi gerekmektedir. Acil durum yönetiminden sorumlu kurumların gerekli faaliyetleri belirli bir sistematik içinde hayata geçirmesi büyük önem taşımaktadır. Bu sistem geliştirilirken, hem yerel ve ulusal kaynakların koordinasyonu hem de uluslararası teknik desteklerin alınmasına ilişkin prosedürler belirlenir.



Şekil 5-9 Tahliye Süreci Akış Diyagramı (Tahliye Edilen Kişi)

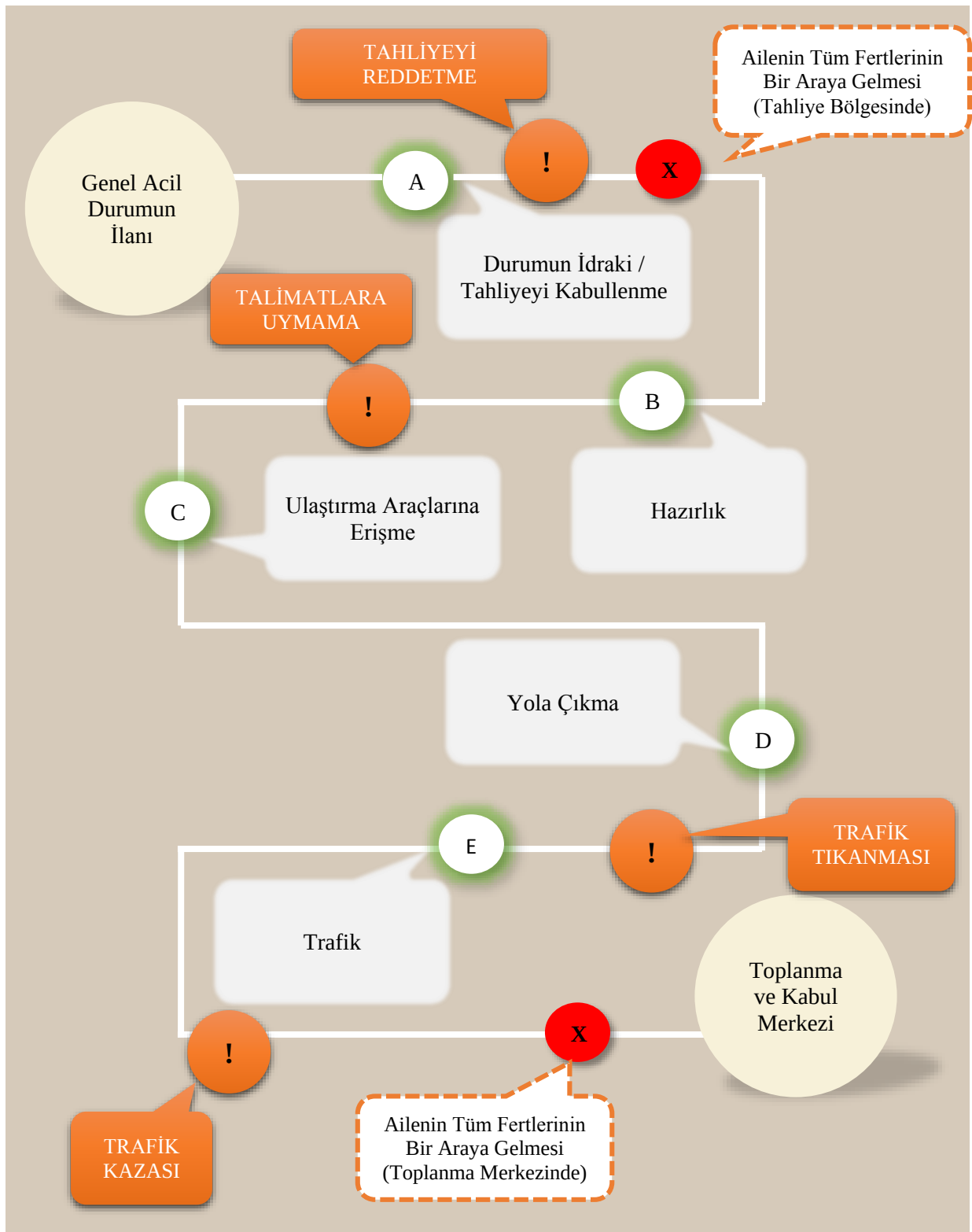
6. 3+ SEVİYE OGA

3. Seviye OGA, gerçekleşen ağır NGS kazalarının ardından halka ulaşabilecek radyasyon seviyelerinin ve olasılıklarının tahminini amaçlar. Bu çalışmada, 3+ Seviye OGA ile ağır NGS kazalarında acil durumun yönetimi sırasında uygulanacak tahliye prosedürlerindeki aksamaların halkın radyasyon maruziyeti üzerine etkisinin tahmin edilmesi amaçlanmıştır. Amaç, son güvenlik bariyeri olarak nitelendirdiğimiz acil durum yönetim prosedürlerinin halkın radyasyondan korunmasındaki etkililiğini ortaya koymaktır. Tahliye, acil durum yönetimi prosedürleri içinde detaylı planlama gerektiren, en çok kaynağa ihtiyaç duyulan, birey düzeyinde hazırlık gerektiren ve etkili bir yönetim olmadığı durumda ciddi kargaşa ve sorunların ortaya çıkabileceği kritik bir süreçtir. Bu nedenle tahliyenin dikkatle planlanması, bu planın da bölgeye, yerleşim yerlerine, farklı kültürlere ve özel ilgiye ihtiyaç duyan gruplara (hastalar, yaşlılar, çocuklar, vb.) özgü çözümler sunması gerekmektedir. Bu çalışmanın önemli bölümlerinden biri de tahliyenin aksamalarına dair belirlenen olasılıklardaki belirsizliklerin hesaplanma yönteminin geliştirilmesidir. Böylelikle verilerdeki belirsizliklerin acil durum yönetiminin bütününe olan etkisi de incelenmiştir.

6.1. Geliştirilen Metodoloji

Bu çalışmada radyasyon maruziyetinin artmasının, tahliye sürecinde meydana gelebilecek aksaklıklar nedeniyle tahliye bölgesinde geçirilen sürenin artmasıyla gerçekleşeceği kabul edilmiştir. Geliştirilen 3+ seviye OGA metodolojisi de bu kabule dayandırılmaktadır.

Tahliye sürecinin yönetimi sırasında acil durum yönetimi açısından karşılaşılabilecek en belirgin aksaklıklar tahliyeyi kabul etmeme, tahliye süreci boyunca yetkililerce verilen talimatlara uyulmaması, tahliye süresinin uzamasına neden olabilecek trafik kazalarının yaşanması ve yol kapasitesinin yetersizliği veya tahmin edilenin üzerinde aracın tahliyede kullanılması sonucu trafik tıkanıklığı oluşmasıdır. Bu aksaklıkların ortaya çıkış sıralaması Şekil 6-1’de akış diyagramı üzerinde gösterilmektedir.



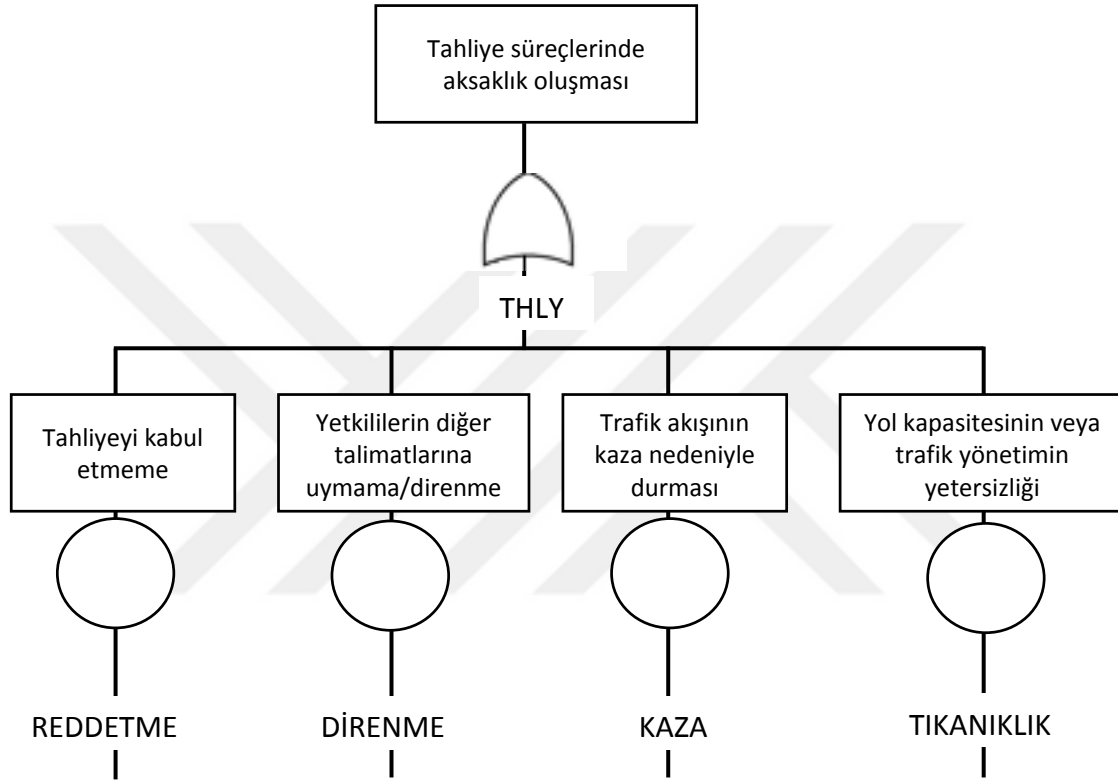
Maruziyeti arttıracak faktörlerin başında evini tahliye etmeyi reddetmek yer alır. Evini ve eşyalarını bırakıp ne kadar süreceği belli olmayan bir tahliye sürecine katılmak kolaylıkla kabul edilebilen bir fikir değildir. Sürecin kabullenilmesinin anahtarı önceden bilgilendirme ve hazırlık yapılmasıdır. Devletin acil durum yönetimi otoritelerince yapılan planlamanın yanı sıra bireysel olarak bu sürece hazırlıklı olmak büyük önem taşımaktadır. Ailenin tüm bireylerinin birlikte hareket ederek sorunsuz şekilde bölgeyi terketmesi için aile acil durum planı yapılmasının organizasyonel anlamda faydaları olduğu gibi acil durum anında idrak süresini de azaltıcı yönde etkisi görülecektir. Acil durum yönetimi prosedürlerini bilmek, kendini güvende hissetme duygusunu da destekleyecektir. Bu yolla tahliyeyi reddetmek ile ilgili oranlarda düşüş gözlemlenebilir. Literatürde kitlesel tahliyeler ile ilgili en kapsamlı veri toplama çalışmasının sonuçlarını yansıtan NUREG-6864 kodlu raporda tahliyeyi reddetme oranı %52 olarak verilmiştir [40]. Aynı çalışmada acil durum yönetimi otoritelerinin talimatlarına uyulmaması da %24 gibi bir orana sahiptir. Talimatlara uymama, KI tablet alımı, açıkta bulunan yiyeceklerin tüketilmemesi, kapalı alanlarda beklenmesi gibi acil koruyucu önlemlerin uygulanmaması anlamına gelebilir. Öte yandan trafik kurallarına, işaretlerine, tahliye rotalarına veya yetkililerin tahliyeyle ilgili diğer talimatlarına uyulmaması anlamını da taşır.

Tahliye sırasında karşılaşılabilecek aksilikler için APB'deki yerleşim alanlarının boşaltılması sırasında yaşanabilecek aksilikler üzerine düşünmek gerekir. Mahallelerin büyük bölümü köy yerleşimidir. Ancak yoğunluğu ilçe merkezlerindeki nüfus oluşturmaktadır. Aileler öncelikle kendi araçları ile bölgeyi tahliye etmek isteyeceklerdir. Aynı zamanda acil durum yönetimi otoritelerinin tahsis ettiği acil tahliye ve nakliye araçları da yollarda olacaktır. Bu çalışmada belirlenen tahliye yolları düşünüldüğünde kimi noktalarda tahliye rotasının santrale doğru ilerlemek zorunda olduğu görülmektedir. Yalnızca iki ana tahliye yolu söz konusudur. Yollarda iki yönde trafik akışı olacağı da unutulmamalıdır. Bütün bu bilgiler ışığında trafik akışını engelleyecek veya hızını azaltacak faktörler olduğu sonucunda kolaylıkla varılabilir. Öncelikle iki ana yol üzerinde de trafik sıkışıklığı yaşanabilir. Bunun oranı % 28'dir [40]. Kitlesel tahliyeler sırasında trafik akışını olumsuz etkileyecek hatta durdurabilecek trafik kazası yaşanması oranı ise % 8 olarak kabul edilmiştir [40][39].

Çalışmanın bu bölümünde tahliyede maruziyetin artmasıyla sonuçlanacak bir aksaklık meydana gelmesi olasılığının hesaplanması için hata ağacı oluşturulmuştur. Olasılık hesaplamalarının yapılması için SAPHIRE kodu kullanılmıştır. Hesaplamalarda literatürden

elde edilen veriler kullanılmıştır. Şekil 6-2’de SAPHIRE Kodu ile oluşturulan hata ağacı gösterilmektedir.

Tahliyenin aksamasında ana faktörler olarak seçilen dört olayın her biri birbirinden bağımsız olarak gerçekleşebilmektedir. Geliştirilen hata ağacı modeli, her bir aksaklık nedeninin tahliye süresinin uzaması için başlı başına bir faktör olacağı kabulüne dayanmaktadır. Her birisi bağımsız olaylar olduğundan “veya geçidi” kullanılmıştır.



Şekil 6-2 Tahliye Süreçlerinde Aksaklık için Hata Ağacı

Bu aksaklıklardan en az birinin meydana gelmesi olasılığına yönelik bir hesaplama, planlama yapılmasının başarılı kitlesel tahliye için tek başına yeterli bir çözüm olup olmadığını araştırmak için kullanılabilir. Buna ek olarak her bir parametrenin tek başına veya birbiriyle ilişki halinde neye neden olabileceği üzerine de düşünmek gerekmektedir. Bu da bu bağımsız olayların ortaya çıkmalarının farklı kombinasyonları üzerine düşünülmesine yol açacaktır. Farklı olasılıkları ve neden olabilecekleri sonuçları tartışabilmek için her bir kombinasyonun gerçekleşme olasılıkları hesaplanmıştır. Her bir kombinasyon sonucunda karşılaşılabilecek durumlar tahliyenin yavaşlaması, durması veya tahliyenin durması ve

kargaşa oluşması şeklinde 3 ana başlık altında sınıflandırılmıştır. Risk dereceleri ise ortaya çıkan sonuçların hafif, orta, ciddi ve çok ciddi olabileceği düşünülerek sınıflandırma yapılmıştır.

6.2. Sonuçlar ve Belirsizlik Analizi

6.2.1. Hata Ağacı Hesaplamalarının Sonuçları

Hata ağacı hesaplamalarının sonuçlarına göre tahliye süreçlerinde aksaklık olması olasılığı 0,7584 olarak hesaplanmıştır. Bu durumda yaklaşık olarak %76'lık bir değere ulaşılmaktadır. Bu sonuç ile tahliye süreçlerinde bir aksama yaşanması olasılığının çok yüksek olduğu ortaya konmaktadır. Hesaplamaya dâhil edilen dört faktörden herhangi biri tahliye süreçlerinin aksamasına ve bölgede daha uzun süre kalınmasına neden olabilecektir. Bu nedenle her faktör için planlama ve hazırlık süreçleri titizlikle yürütülmelidir. Tahliyeye ilişkin bu çalışmada değerlendirilen faktörlerin temelinde “insan davranışı” yer almaktadır. Tahliye uygulaması sürdürülürken, insan hatası olarak değerlendirilebilecek sapmalar olabileceği gibi insanların bilinçli tercihi sonucunda da sapmalar olabilir. Tüm bunlar değerlendirildiğinde matematiksel hesaplamalarla ulaşılan aksaklık olması olasılığı gerçekçi bulunmuştur. Ayrıca acil durum yönetimi birimlerinin tahliyenin aksamasında payı olabilecek tüm faktörleri proaktif bir yaklaşımla belirlemesi ve süreçlerin iyileşmesi için gerekli tedbirleri almaları önemli bir risk azaltımı faaliyeti olacağı da ortaya konmuştur.

Tahliye süreçlerinin uygulanması sırasında aksaklığa neden olacağı düşünülen 4 ana faktörün farklı kombinasyonlarla bir gerçekleşmesi durumunda tahliye süreçlerindeki aksamaların giderilmesi daha da zorlaşabilir. Bu nedenle her bir kombinasyon için olasılıklar hesaplanarak sonuçta ortaya çıkacak olumsuz etkiler tanımlanmış ve sınıflandırılmıştır. Tüm kombinasyonlar, hesaplanan olasılıkları ve sonuç durumuna ilişkin değerlendirmeler Çizelge 6-1'de sunulmaktadır. Gerçekleşebilecek en kötü durum tahliyenin tamamen kesintiye uğraması durumudur. Bu durumun tüm faktörlerin aynı anda gerçekleşmesi haline ortaya çıkabileceği değerlendirilmiştir. Ayrıca olasılığı oldukça yüksek olan tahliyeyi reddetme ve yetkililerce verilen talimatları uygulamaya karşı direnme durumlarının bir arada gerçekleşmesi küçük ya da büyük boyutlu kargaşa ortamı oluşturabileceği öngörülmüştür. Tahliyenin yavaşlaması, trafik tıkanıklığı veya trafik kazası durumlarında gerçekleşebilir. Tahliyenin yavaşlaması veya duraklaması ağırlıklı olarak trafik kazası ve tıkanıklıklarla ilişkilendirilmiştir. Ancak büyük kazaların yollardan kaldırılması zaman alabileceğinden ve bu süre içinde talimatlara uymama eğiliminin artacağı da dikkate alınarak tahliyenin uzunca

bir süre durabileceği de göz önüne alınmıştır. Ortaya çıkabilecek sonuçlar değerlendirildiğinde tahliyenin durması ve kargaşa ortamının oluşmasıyla sonuçlanabilecek kombinasyonların çok ciddi olumsuz etki yaratarak yüksek risk oluşturacağı değerlendirilmiştir. Trafik kazası ve tıkanıklıklara yerinde müdahale edilerek tahliyenin durmasının engellenmesi ile sonuçlar hafifletilebilecektir. Can kaybına neden olan ciddi trafik kazalarında ise tahliyenin duraklaması mümkündür. Benzer şekilde tır, otobüs, kamyon gibi büyük araçların devrilmesiyle de yol kullanıma kapanabilir. Bu gibi yol kapasitesini azaltan ya da tamamen bloke eden kazalar da ciddi sonuçlara neden olabilir. Elde edilen sonuçlar risk derecelendirmesine tabi tutularak bir risk matrisi oluşturulmuştur.

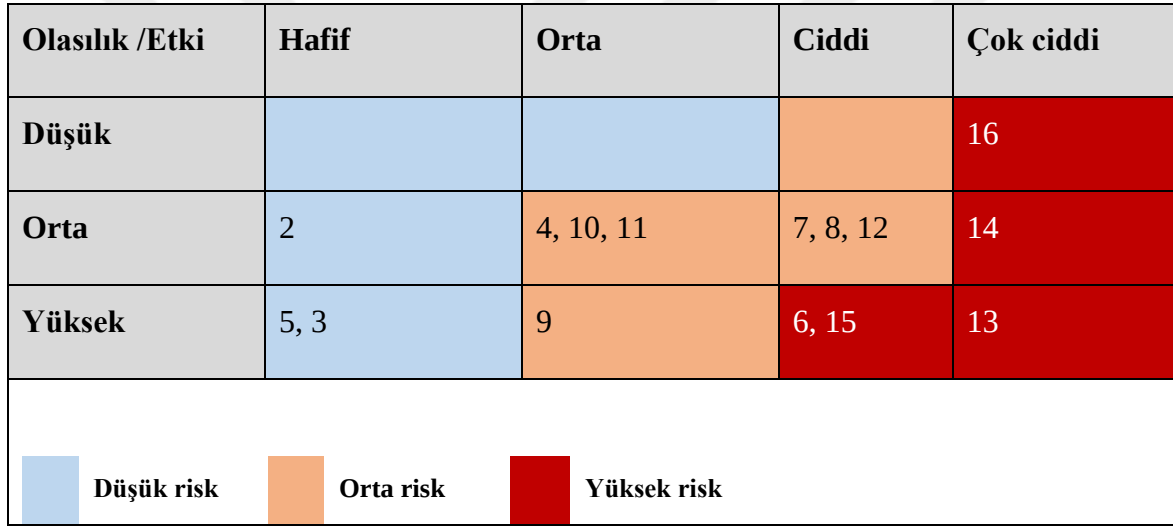
Çizelge 6-1 Aksaklığa Neden Olabilecek Faktörlerin Kombinasyonlarının Olasılıkları ve Sonuçları

	Ret	Direnme	Tıkanıklık	Kaza	Sonuç Durumu	Olasılık (/tahliye)	Risk derecesi
1					Tahliyenin aksamaması	2,416E-1	
2				•	Tahliyenin duraklaması veya yavaşlaması	8,000E-2	
3			•		Tahliyenin yavaşlaması	2,800E-1	
4			•	•	Tahliyenin duraklaması	2,240E-2	
5		•			Tahliyenin yavaşlaması	2,400E-1	
6		•		•	Tahliyenin duraklaması	1,920E-2	
7		•	•		Tahliyenin yavaşlaması	6,720E-2	
8		•	•	•	Tahliyenin duraklaması	5,376E-2	
9	•				Tahliyenin yavaşlaması	5,200E-1	
10	•			•	Tahliyenin yavaşlaması	4,160E-2	
11	•		•		Tahliyenin yavaşlaması	1,456E-2	
12	•		•	•	Tahliyenin yavaşlaması	1,165E-2	
13	•	•			Tahliyenin durması /kargaşa	1,248E-1	
14	•	•		•	Tahliyenin durması /kargaşa	9,984E-3	
15	•	•	•		Tahliyenin durması /kargaşa	3,494E-2	
16	•	•	•	•	Tahliyenin durması ve kargaşa ortamı	2,796E-3	

	Risk yok		Düşük risk		Orta risk		Yüksek risk

Oluşturulan risk matrisi Çizelge 6-2’de sunulmaktadır. Bu çizelgede görülebileceği gibi tahliyeyi etkileyen 4 ana faktörün farklı kombinasyonları farklı derecelerde risk oluşturmaktadır. Sonuç durumlarına ilişkin değerlendirmeler bir risk matrisine yerleştirildiğinde aşağıdaki resim oluşmaktadır. Kombinasyonların yalnızca yaklaşık yüzde 19’u hafif etkiler oluşturan olaylar bütünüdür. Hafif etkiler, tahliye sürecini etkileyen ancak tahliye sürecinin çok kısa bir süre kesintiye uğramasına neden olan etkilerdir. Orta ve ciddi etkilerin yansıması uzun süreliğine tahliyenin duraklamasına neden olabilir. Çok ciddi etkiler ise tahliyenin düzeninin bozulmasına, durmasına ve kargaşaya neden olabilecek etkilerdir. Tahliye süreçlerindeki olası aksaklıklar yaklaşık %81 olasılıkla tahliyenin kısmen veya tamamen durması ile sonuçlanabilir.

Çizelge 6-2 Risk Matrisi: Olasılık- Etki Diagramı

Olasılık /Etki	Hafif	Orta	Ciddi	Çok ciddi
Düşük				16
Orta	2	4, 10, 11	7, 8, 12	14
Yüksek	5, 3	9	6, 15	13
				

6.2.2. Belirsizlik Analizinde Kullanılan Yöntemler

Çalışmanın bu aşamasında öncelikle hesaplamalar için seçilen verilerin güvenilirlik aralıkları belirlenmiştir. Bu amaçla öncelikle literatürden elde edilen trafik tıkanıklığı, trafik kazası, reddetme, uygulamalara direnç gösterme faktörlerinin oransal değerleri değerlendirmeye alınmıştır.

Değerlerin hesaplanmasında 50 örnek incelemesi kullanılmıştır. Yani örnekleme sayısı 50’dir. Bu nedenle Bölüm 2.7’de açıklanan “Binom Dağılımına Normal Dağılım Yaklaşımı” kullanılarak dört faktörün her birisi için standart sapma ve güven aralıkları hesaplanmıştır. Çizelge 6-3’de hesaplamalar sonucu ulaşılan sonuçlar verilmektedir. Elde edilen değerler ise belirsizlik analizlerinde kullanılmıştır.

Çizelge 6-3 Aksaklık Durumlarının Oransal Değerleri ve Anlamlılık Düzeyine Göre Hata Hesaplamalarının Sonuçları

	OLASILIK	ÖRNEKLEM SAYISI	ANLAMLILIK DÜZEYİ (1- α)	Z	STANDART SAPMA (σ)	E(+/-)
TRAFİK KAZASI	0,08	50,00	90,00	1,65	0,0384	0,008926
TRAFİK TIKANIKLIĞI	0,28	50,00	90,00	1,65	0,0635	0,014772
DİRENME	0,24	50,00	90,00	1,65	0,0604	0,014051
REDDETME	0,52	50,00	90,00	1,65	0,0706	0,016437
TRAFİK KAZASI	0,08	50,00	95,00	1,96	0,0384	0,010635
TRAFİK TIKANIKLIĞI	0,28	50,00	95,00	1,96	0,0635	0,017601
DİRENME	0,24	50,00	95,00	1,96	0,0604	0,016742
REDDETME	0,52	50,00	95,00	1,96	0,0706	0,019584
TRAFİK KAZASI	0,08	50,00	99,00	2,58	0,0384	0,013999
TRAFİK TIKANIKLIĞI	0,28	50,00	99,00	2,58	0,0635	0,023168
DİRENME	0,24	50,00	99,00	2,58	0,0604	0,022037
REDDETME	0,52	50,00	99,00	2,58	0,0706	0,025779

6.2.3. Belirsizlik Analizi Sonuçları

Tahliye süreçlerinde aksamaya neden olacağı düşünülen dört faktör kullanılarak oluşturulan hata ağacı ve SAPHIRE 7 ile yapılan hesaplamalar neticesinde tahliye süreçlerinde aksaklık oluşması olasılığı hesaplanmıştır. Hesaplanan bu değerdeki belirsizlik düzeyi SAPHIRE 7 kodunda bulunan iki belirsizlik analizi yöntemi ile 5.000, 20.000 ve 99.999 (maksimum) örnekleme sayıları için tekrarlanarak hesaplanmıştır.

Elde edilen sonuçlara göre tahliye süreçlerinde aksaklık oluşması olasılığı (P_{TA}), standart sapması ile birlikte aşağıda verilmektedir.

$$P_{TA} = 0,7584 \mp 0,0468 (1/\text{tahliye})$$

Tahliye süreçlerindeki aksama olasılığının farklı örnekleme sayıları için hesaplama sonuçları ve ilgili belirsizlik parametreleri için Monte Carlo ve Latin Hiperküp Yöntemi ile elde edilen sonuçlar, sırasıyla, Çizelge 6-4 ve Çizelge 6-5’de verilmektedir.

Çizelge 6-4 Tahliye Süreçlerindeki Aksama Olasılığının Farklı Örneklem Sayıları ile Hesaplanması ve Monte Carlo Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Tahliye'de aksaklık			
Nokta Tahmini	7,584E-1	7,584E-1	7,584E-1
Ortalama Değer	7,609E-1	7,593E-1	7,590E-1
5. Yüzdebirlik Değeri	6,800 E-1	6,785E-1	6,782E-1
Ortanca Değer	7,639E-1	7,619E-1	7,616E-1
95. Yüzdebirlik Değeri	8,330E-1	8,323E-1	8,312E-1
Standart Sapma	4,668E-2	4,693E-2	4,680E-2

Çizelge 6-5 Tahliye Süreçlerindeki Aksama Olasılığının Farklı Örneklem Sayıları ile Hesaplanması ve Latin Hiperküp Yöntemi ile Elde Edilen Belirsizlik Analizi Sonuçları

N	5.000	20.000	99.999
Tahliye'de aksaklık			
Nokta Tahmini	7,584E-1	7,584E-1	7,584E-1
Ortalama Değer	7,588E-1	7,588E-1	7,588E-1
5. Yüzdebirlik Değeri	6,765E-1	6,777E-1	6,777E-1
Ortanca Değer	7,611E-1	7,614E-1	7,615E-1
95. Yüzdebirlik Değeri	8,323E-1	8,310E-1	8,309E-1
Standart Sapma	4,702E-2	4,685E-2	4,690E-2

6.3.3+ Seviye OGA Metodolojisinin Akkuyu NGS'nin APB Tahliye Planına Uygulanması

Akkuyu NGS'nin acil durum planlama bölgesi santrali, merkez alan 20 km çaplı bir dairenin içinde kalan alandır. Fukushima NGS Kazasında olduğu gibi, kaza sırasında veya kontrol altına alındıktan sonra, çevrede yapılan ölçümler ve ortaya çıkan yeni riskler nedeniyle

tahliye edilecek bölgenin sınırları APB dışına taşabilmektedir. Bu nedenle benzer çalışmaların 2025 yılında yaklaşık 40.000 nüfusu içine alacağı öngörülen 30 km’lik çap için de yapılması faydalı olabilir. Bu alan ile ilgili detaylı analiz Bölüm 5’de verilmektedir. Elde edilen saha verileri ve tahliye uygulaması üzerindeki muhtemel etkileri Çizelge 6-6’da özetlenmektedir. Her bir verinin ilişkili olduğu tahliye ana faktörü de aynı çizelgede gösterilmiştir.

Çizelge 6-6 Mersin Akkuyu NGS APB’ye Ait Verilerin Tahliyeyi Etkileyen Ana Faktörleriyle İlişkisi

Mersin Akkuyu NGS	Muhtemel Etkisi	İlgili Faktör
2025 yılı nüfus tahminlerine göre bölgede lojman bölgesi hariç 21.161 kişi bulunacaktır.	Tahliye araçları APB içinde ilçe ve köylere gidecek ve halkı tahliye edecektir. Gölge tahliye de dikkate alınarak trafik yoğunluğu oluşacağı söylenebilir.	Trafik tıkanıklığı
Lojman bölgesinde de ayrıca 4.600 kişinin bulunacağı kabul edilmiştir.	Tahliye rotalarının sınırlılığı nedeniyle trafik yoğunluğunu artıracaktır.	Trafik tıkanıklığı
Nüfusun yaklaşık 2.050’sini 0-4 yaş aralığındaki bebek ve çocuklar oluşturacaktır.	Bebek ve çocuklar kritik grubu oluşturduğundan radyasyon maruziyetleri açısından en riskli gruptur. Bebekli ailelerin tahliye sırasında özel ihtiyaçları olacaktır.	Talimatları uygulamaya direnç gösterme
60 yaş ve üzerinde yaklaşık 4.700 kişi olacaktır.	Bu kişilerin tahliye sırasında özel ihtiyaçları olacaktır. Tahliye sırasında acil durum personelinin yardımına ihtiyaçları olabilir. Evini terketmeme isteği baskın olabilir.	Talimatları uygulamaya direnç gösterme ve tahliyeyi reddetme
Nüfusun yaklaşık 3.620’si okul çağındaki çocuk ve gençlerden oluşturacaktır.	Tahliye rotalarının ters yönüne trafik akışına neden olabilir. Tahliye yollarında trafik yoğunluğuna neden olabileceği gibi kaza riskini de arttırmaktadır.	Trafik tıkanıklığı ve trafik kazaları
Bölge içinde toplam 15 adet eğitim kurumu (anaokulu/ilköğretim okulu/lise) bulunmaktadır.	Okulların tahliyesi sırasında kargaşa ve panik oluşabilir. Veliler ile çocukların buluşma yerine göre uygulamada düzensizlik yaşanabilir.	Trafik tıkanıklığı, trafik kazaları, talimatları uygulamaya direnç gösterme

Çizelge 6-6 Mersin Akkuyu NGS APB'ye Ait Verilerin Tahliyeyi Etkileyen Ana Faktörleriyle İlişkisi - devam

Mersin Akkuyu NGS	Muhtemel Etkisi	İlgili Faktör
Yaklaşık 700 kişi en az bir engele sahip olacaktır. Bu kişilerin yaklaşık 315'ini ortopedik, 154'ünü görme, 135'ini zihinsel engelliler oluşturmaktadır.	Engelli bireylerin engeline özgü tahliye çözümleri önceden planlanmazsa 4 faktörü de içeren bir aksaklıkla karşılaşılabılır.	Trafik tıkanıklığı, trafik kazaları, talimatları uygulamaya direnç gösterme, tahliyeyi reddetme
Bölgedeki turistik tesisler nedeniyle mevsimsel nüfus artışının yaz aylarında 15.400'ü bulacağı öngörülmektedir.	Tahliye planlamasında mevsimsel artışlar dikkate alınmazsa, ilave olarak toplam nüfusun yaklaşık %50'si kadar bir nüfusun tahliyesi planlanan kaynaklarla gerçekleştirilemez. Bu da en az 3 faktörü de içeren bir aksama anlamını taşır.	Trafik tıkanıklığı, trafik kazaları ve talimatları uygulamaya direnç gösterme
Bölge yaşayan halkın yaklaşık 9.000 kişisi Mersin yönüne (doğu) tahliye edilecektir.	Tahliye rotalarını belirlerken mevcut yollar birinci parametredir. D-400 karayolunun tek alternatif olması trafik ile ilgili aksaklıkların olasılığını arttırmaktadır.	Trafik tıkanıklığı ve trafik kazaları
Bölge yaşayan halkın yaklaşık 12.000 kişisi ise Antalya yönüne (batı) doğru tahliye edilecektir.	Tahliye rotalarını belirlerken mevcut yollar birinci parametredir. D-400 karayolunun tek alternatif olması trafik ile ilgili aksaklıkların olasılığını arttırmaktadır.	Trafik tıkanıklığı ve trafik kazaları

Yapılan bu analizin neticesinde, Akkuyu NGS'nin acil koruyucu eylem planlama bölgesi için tahliyeyi etkileyen ana faktörlerin öncelik sıralaması belirlenmiştir.

1. Trafik tıkanıklığı
2. Trafik kazaları
3. Talimatları uygulamaya direnme
4. Tahliyeyi reddetme

Çizelge 6-1 ve Çizelge 6-2'de verilen risk matrisi ile Çizelge 6-6'da verilen ilişkilendirmeler birlikte değerlendirildiğinde Akkuyu NGS için tahliyenin aksamaları ile ilgili risk seviyeleri belirlenebilir. Elde edilen sonuçlar aşağıda yorumlanmaktadır:

1. Tıkanıklık ve trafik kazalarının bir arada gerçekleştiği durum tahliyenin duraklaması ile sonuçlanacaktır. Olasılığı, $2,24E-2$ /tahliye'dir. Orta düzeyde risk oluşturmaktadır. Çizelge 6-6'ya göre Akkuyu için en fazla karşılaşılabilecek kombinasyondur.
2. Tıkanıklık, trafik kazaları ve talimatlara uymamanın bir arada gerçekleştiği durum: tahliyenin duraklaması ile sonuçlanacaktır. Olasılığı, $5,376E-2$ /tahliye'dir. Orta düzeyde risk oluşturmaktadır. Çizelge 6-6'ya göre Akkuyu için 2. en fazla karşılaşılabilecek kombinasyondur.
3. Tıkanıklık, trafik kazaları, talimatlara uymama ve tahliyeyi reddetmenin bir arada gerçekleştiği durum tahliyenin durması ve kargaşa ortamı ile sonuçlanacaktır. Olasılığı, $2,796E-3$ /tahliye'dir. Yüksek düzeyde risk oluşturmaktadır. Çizelge 6-6'ya göre Akkuyu için en az karşılaşılabilecek kombinasyondur.

6.4. Genel Değerlendirme

Ağır NGS kazalarına yönelik tahliye planlamaları özellikle radyasyondan uzaklaşmak ve maruziyet yaşanması risklerini ortadan kaldırmak amacıyla yapılmaktadır. Ancak tahliye kısa veya uzun vadede ölümle sonuçlanabilecek başlı başına yeni bir zincir oluşturabilir. Bunun olmaması için ağır NGS kazalarında uygulanmak üzere hazırlanan tahliye planları gerektiği kadar detaya inilerek hazırlanmalı, mümkün olduğunca gerçek kabullere dayandırılmalı, muhtemel aksaklıklar ve oluşturacakları riskler hesaba katılmalı ve bölge şartlarına en uygun uygulamalar geliştirilmelidir.

Tahliye planlamaları, tahliye edilecek nüfustan, yol kapasitelerine, tahliye için gerekli kaynaklardan, tahliye edilenler için oluşturulacak geçici barınma merkezlerinin gereksinimlerine kadar geniş bir yelpazede analizleri içinde barındırır. Tahliye planlamalarına esas bölgenin sınırı, tesisin 20 km uzaklığından geçen çemberdir. Merkezi NGS olan bu dairesel bölge içindeki halk tahliye prosedürleri konusunda bilgilendirilmeli ve karşılaşılabilecek tehlike durumları anlaşılır bir dille açıklanmalıdır.

Bu çalışma ile tahliyenin süreçleri ve acil koruyucu eylemlerin sorunsuz şekilde uygulanacağı varsayımının gerçekçi olmayacağı aksine tahliye süreçlerinde aksaklık yaşanması olasılığının oldukça yüksek olduğu ortaya konmuştur. Buna ek olarak süreçlerle ilgili olarak belirsizliklerin büyük önem taşıdığı da tespit edilmiştir. Belirsizlik analizleri sonucunda acil durum müdahale ekiplerinin tahliye planlarının uygulanması sırasında yüksek belirsizlik değerleri ile karşı karşıya olacağı görülmüştür.

Tahliye süreçlerindeki aksaklıkların etkileri üzerine yapılan değerlendirmeler ile risk matrisi de oluşturulmuştur. Risk matrisi, tahliye süreçlerindeki aksaklıklarının oranının yüksekliği yanı sıra aksaklıkların farklı kombinasyonlarının planların uygulanması noktasında kısmi ve hayati olumsuz etkiler oluşturabildiğini göstermektedir. Bu boyuttaki olumsuz etkilerin oluşması olasılığı da %80'nin üzerindedir.

Acil koruyucu önlemleri uygulamaya karşı direnme ve tahliyeyi reddetme acil durum çalışanları için üstesinden gelinmesi çok da kolay olmayan sorunlardır. Çalışmada dikkate alınan bir aksaklığın diğer aksaklıkların görülmesi olasılığını arttırabileceği de düşünülmelidir. Birbirinden bağımsız olarak görünen bu olayların bir arada gerçekleşmesi olasılığı ne kadar düşük olursa olsun en kötü durum senaryosu da budur. Bu gibi aksaklıklar yaşanması hem tahliye edilenlerde hem de tahliyede görevli acil durum çalışanlarında panik oluşmasına neden olursa bir kargaşa ortamı oluşabilir. İşte tam da bu yüzden acil durum çalışanlarının çok yönlü olarak eğitimlerden geçirilmiş olması gerekmektedir. Unutulmamalıdır ki tahliye edilen kişilere yerlerinden ayrılmakta olan afetzedeler olarak bakılmalı kesinlikle zor kullanılmamalıdır. Bu panik ve kaygı ortamını daha da alevlendiren bir yaklaşım olacaktır. Tahliye düzenli şekilde sağlanamazsa bu durumda ilave kolluk kuvvetleri desteğine ihtiyaç duyulabilir. Tahliyeler sırasında görev alacak tüm birimlere hem radyasyon hem de tahliye edilen insanlara doğru yaklaşım geliştirmek için insan faktörü eğitimleri verilmesi gerekmektedir.

Tahliye edilecek kişilerin hazırlılık durumu, ailelerin bir araya gelme içgüdüğü ve ülkemizdeki güçlü akrabalık ilişkileri dikkate alınarak incelenmelidir. Tahliyenin ne kadar sürede tamamlanabileceğini belirleyen faktörlerin başında yola çıkana kadar geçen süre yer alır. Bu çalışmanın önemli sonuçlarından biri de tahliye planlamasının ve hazırlıklı olmanın önemini ortaya koymuş olmasıdır. Planlamalar sırasında dünyada gerçekleşmiş kitlesel tahliyelerde en sık karşılaşılan dört aksaklığa karşı tedbirler geliştirilmelidir. Bu şekilde daha önceden yaşanmış kitlesel tahliye uygulamalarından edinilmiş dersler de planlamaya yansıtılmış olacaktır.

Öte yandan başta okul, hastane ve bakımevleri gibi özel tesisler olmak üzere bölgedeki her bireyi dikkate alan özel planlar hazırlanmalıdır. Planların en kritik bileşenlerinden biri de hasta, yaşlı veya engelli olup özel ihtiyaçları bulunan bireylere yönelik yapılacak özel planlamalardır. Bu gibi özel ihtiyaçların yeterli derinlikte dikkate alınmadığı tahliye planlarında aksaklık yaşanması olasılıkları daha da artmaktadır. Yaşanmış son ağır NGS

kazası olan Fukushima’da yaşanan can kayıplarının büyük bölümünün özel tesislerdeki özel ihtiyaçları bulunan kişilerin tahliyesi sırasında yaşandığı unutulmamalıdır.

Bu çalışma ile planların uygulanması sırasında karşılaşılabilecek belirgin riskler irdelendiğinden, çalışmanın tahliye planlamalarının geliştirilmesi ve iyileştirilmesi bağlamında önemli sonuçlara ulaştığı düşünülmektedir. Mevcut veriler ile tahliye süreçlerinde aksaklık görülmesi olasılığı oldukça yüksektir. Öncelikle planlamanın etkinliği ve etkililiğine bağlı olarak tahliye süreçlerinde aksama yaşanmaması için alınabilecek tedbirler ile maruziyet risklerinin azaltılabileceği sonucuna varılabilir.



7. SONUÇ VE ÖNERİLER

Bu tez çalışması ile nükleer güç santrallerinde ağır kaza yaşanması durumu için 2. ve 3. Seviye OGA uygulamaları yapılmış ve tahliye planlamalarındaki aksaklıkların radyasyon güvenliği üzerine etkisinin sayısallaştırılması için 3+ Seviye OGA metodolojisi geliştirilmiştir. Temeli 03.04.2018 tarihinde atılan Akkuyu Nükleer Güç Santrali için uygulama yapılmıştır.

Bu çalışmaya temel teşkil etmek üzere seçilen senaryo, reaktörün soğutucu bacağında iki taraflı (giyotin) büyük kırık meydana gelmesi ile büyük miktarda soğutucu kaybının yaşanmasıdır. Bu ağır kaza türü kısaca “Büyük Kırıklı Soğutucu Kaybı Kazası” olarak isimlendirilmektedir. Bu kazanın beraberinde herhangi bir dış etkene bağlı olarak santrale dışarıdan elektrik gücü sağlanamayacağı kabul edilmiştir. Bu durum da “Uzun Süreli Santral Kararması Durumu” olarak isimlendirilmiştir. Bu senaryo ve dayandırıldığı kabuller ile aktif güvenlik sistemlerinin görevlerini yapamadığı, koruma kabı bütünlüğünün korunması ve radyoaktif madde salımlarının sınırlandırılması ile kazanın sonuçlarının hafifletilmesi için yalnızca pasif güvenlik sistemlerinin kullanılabildiği bir resim oluşturulmuştur. Bir basınçlı su reaktöründe gerçekleşebilecek en ağır kaza senaryosudur.

Bir NGS’de ağır kaza yaşanması durumunda kaza yönetim prosedürleri yetersiz kaldığında kor erimesi gerçekleşerek, eriyik haldeki kor reaktör kabının tabanını eriterek koruma kabına ulaşmaktadır. Bu durumda eriyik korun, yani koryumun, içinde bulunan fisyon ürünleri nedeniyle radyoaktif malzeme koruma kabı içinde birikmeye başlar. Bu durumda koruma kabı bütünlüğünü sağlamak amacıyla geliştirilmiş güvenlik sistemleri devreye girer. Santral kararması yaşandığı kabul edildiğinden yalnızca pasif sınırlayıcı güvenlik sistemleri devreye girebileceği kabul edilmiştir.

Bu tez çalışmasında öncelikle seçilen senaryoya göre Akkuyu NGS’nin koruma kabı güvenlik sistemleri incelenmiştir. Bu amaçla VVER-1200 (AES 2006) reaktörünün ve koruma kabının tasarım özellikleri ve güvenlik sistemleri araştırılmıştır. Özellikle devreye girecek pasif güvenlik sistemleri üzerinde durulmuştur. Bir 2. Seviye OGA uygulaması yapmak için Akkuyu NGS’nin basitleştirilmiş koruma kabı olay ağacı çizilmiştir. Devreye girecek her bir pasif güvenlik sistemi için basit şemalar oluşturulmuş ve hata ağaçları hazırlanmıştır. KOA için hesaplamaların yapılmasında SAPHIRE 7.0 kodu kullanılmıştır. Hesaplamalar neticesinde en kritik sistemin pasif havalandırma sistemi olduğu söylenebilir. Radyoaktif maddelerin pasif havalandırma sistemi filtrelerinden süzülmeden çevreye salımı

radyasyon maruziyetini önemli ölçüde artıracaktır. Erken salımlar da bu sistemin görevini yapamaması durumunda gerçekleşebilecektir. Radyoaktif maddelerin çevreye salımının mümkün olduğunca geciktirilmesi saha dışı acil durum yönetimi açısından zaman kazandırır. Salım gerçekleşmesinin olasılıklarına dair yapılan hesaplamalarda en yüksek sıklık $4,03 \times 10^{-6}$ /yıl olarak elde edilmiştir. Bu değer kor erime frekansının da hesaba katıldığı değerdir.

Çalışmanın ikinci aşamasında 3. Seviye OGA'nın bir uygulaması yapılmıştır. Bunun için Akkuyu NGS için Akkuyu Proje Şirketi tarafından hazırlanan ve yetkili makamlarca onaylanan Çevre Etki Değerlendirme (ÇED) Raporunda yer alan verilerden yararlanılmıştır. Bu verilerden özellikle sahanın meteorolojik parametreleri ve salınan radyoaktif madde miktarları 3. Seviye OGA için hayati önem taşımaktadır. Bölgenin nüfus dağılımı ve planlama bölgeleri içindeki yerleşim yerlerine ait veriler Türkiye İstatistik Kurumu (TÜİK)'nden alınmıştır. Çalışmanın bu aşamasında, öncelikle atmosferik dağılım hesaplamaları yapılmıştır. Hesaplamalar için ilk olarak PAVAN Kodu kullanılmış, ardından PAVAN kodunu kullanarak dağılım hesaplayan ve doz faktörleriyle halka ulaşan dozları hesaplayabilen NRCDOSE kodunun uygulamaları yapılmıştır. NRCDOSE, göreceli olarak az miktardaki radyoaktif maddenin yıl boyunca düzenli salımı söz konusu olduğunda hesaplama yapabilen bir koddur. Bu nedenle normal işletim için hesaplamalar yapılmış ve ÇED raporu verileri ile karşılaştırılmıştır. Sonuçların merteye olarak birbiriyle uyumlu olduğu, normal işletim sırasında halka uluslararası standartlarla belirlenen yıllık maruziyet limitlerinin ötesinde bir doz miktarının ulaşmadığı sonucuna varılmıştır. Bu uygulamalarla farklı meteorolojik verilerle atmosferik dağılım hesapları yapabilme pratiği de kazanılmıştır.

Ağır kaza durumuna yönelik doz hesaplamaları için RASCAL 4.2 Kodu kullanılmıştır. RASCAL, kısa süre içinde büyük miktarda radyoaktif madde salımı olduğunda yani ağır kaza durumlarında doz hesaplamaları yapan bir koddur. Hesaplamalar neticesinde NGS'den farklı uzaklıklar için ulaşılan doz değerleri ÇED raporu verileriyle karşılaştırıldığında sonuçların merteye uyum gösterdiği görülmüştür. Bir ağır kaza durumunda 3. Seviye OGA hesaplamaları saha verileriyle doğrulanmalı ve acil durum yönetim prosedürleri farklı uygulamaları içinde barındırabilecek esnek ve çevik bir yapıda tasarlanmalıdır. Bu tahliye edilecekler üzerinde oluşabilecek radyasyon maruziyeti, diğer sağlık sorunları, tahliyenin neden olduğu can kayıpları, tahliyenin uzun sürmesi durumunda açığa çıkabilecek mental sorunlar gibi pek çok olumsuz etkinin azaltılmasının tek yoludur.

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı'na göre bir radyolojik acil durumun sonlandırılması için olası radyasyon maruziyeti (doz) düzeylerinin çok iyi anlaşılması ve çevresel radyasyon değerlerinin tekrar yükselmeyeceğine emin olunması gerekmektedir. Bu da acil durumun tamamen kontrol altına alındığı, daha fazla radyolojik madde salımının olmayacağı veya herhangi bir maruziyetin söz konusu olmayacağının kesinleştiği anlamına gelir. Dolayısıyla tahliye tabi olan kişilerin evlerine dönebilmeleri çok uzun zaman alabilir. Ağır kaza durumlarında tahliye yönelik olarak taranan literatürde Fukushima kazasından sonra yeni bir tartışma konusunun ortaya çıktığı ve 2011 yılından bu yana ilgili otoritelerin bu konu üzerine araştırmalar başlattığı görülmüştür. Tahliye planlamaları ihtiyatlı olabilmek adına APB içinde kalan tüm bölge için yapılmaktadır. Ancak rüzgâr yönü ve diğer meteorolojik koşullar nedeniyle radyoaktif maddelerin gerçek dağılım değerleri yapılan projeksiyonlardan farklı olabilmektedir. Bu tez çalışmasında incelenen atmosferik dağılım programlarının tamamında ihtiyatlı tahminler yapılmakta ve radyoaktif maddenin ulaşabileceği maksimum uzaklıklar dikkate alınmaktadır. Oysa gerçekte yeryüzü şekilleri ve şehirlerdeki büyük binalar gibi etkenlerle ya da yağış koşullarındaki değişiklikler nedeniyle APB'nin büyük bölümünde tahliye gerek olmayabilir. Bu durum özellikle karar vericilerin en doğru şekilde bilgilendirilmeye ihtiyaç duyacağı en hassas konudur. Uygulama anında maruz kalınacak radyasyon etkilerini hafife almak gibi yanlış bir karar, insanların radyasyon maruziyetlerinin artması ile sonuçlanabilir. Öte yandan gereğinden fazla insanı evinden tahliye etmek ile sonuçlanacak fazla korumacı bir yaklaşımın da insanların gündelik yaşamlarını kesintiye uğratarak, kısa ve uzun dönemli sağlık sorunlarına yol açabileceği söylenebilir. Tüm bunlar büyük bir denge içinde, fiziksel gerçekler ile ortaya çıkabilecek risklerin en gerçekçi şekilde değerlendirildiği ve mümkün olduğunca gerçeğe en yakın varsayımlara dayandırılan bir acil durum planlama yaklaşımına ihtiyaç olduğunu ortaya koymaktadır.

Bu çalışmanın sonucunda tahliye işlemlerinin ağır NGS kazalarında radyasyon maruziyetlerinin sınırlandırılmasında belirleyici bir faktör olduğundan hareketle 3+ seviye OGA metodolojisi geliştirilmiştir. Geliştirilen 3+ Seviye OGA metodolojisi ile tahliye uygulaması sırasında aksaklık meydana gelmesi olasılığı için ihtiyatlı bir tahmin yapılmış ve yaklaşık %76'lık bir olasılık değerine ulaşılmıştır. Bu değer oldukça yüksektir. Bu sonuç göstermektedir ki ağır kaza durumları için geliştirilecek tahliye planları son derece dikkatle ve gerektiği kadar detaya inilerek hazırlanmalıdır.

Bu tez çalışmasında tahliyeyi etkileyen 4 ana faktörün birlikte gerçekleşme durumlarının farklı kombinasyonları da analiz edilmiştir. Tahliyeyi etkileyen 4 ana faktörün farklı kombinasyonlarıyla oluşturan risk matrisi incelendiğinde planların önemi birkez daha ortaya çıkmaktadır. Her bir kombinasyonun neden olabileceği sonuç durumu ve etki derecesi düşünüldüğünde tahliye süreçlerini çok ciddi şekilde kesintiye uğratabilecek çok sayıda kombinasyonun bulunduğu görülmüştür. Hafif yani tahliye sürecini etkileyen ancak tahliye sürecinin çok kısa bir süre kesintiye uğramasına neden olan etkilerin olasılığı yaklaşık %19'dur. Öte yandan tahliye süreçlerinin yavaşlamasına duraklamasına neden olabilecek orta ve ciddi etkiler ile tahliyenin düzeninin bozulmasına, durmasına ve kargaşaya neden olabilecek çok ciddi etkilerin olasılığı yaklaşık %81'dir.

Akkuyu NGS acil koruyucu eylem planlama bölgesi için yapılan 3+ seviye OGA uygulaması ile mevcut altyapılar dikkate alınarak yapılan saha analizi ile elde edilen verilerden yola çıkılarak tahliye süreçlerindeki aksaklık durumları ile ilgili aşağıdaki sonuçlara varılmıştır:

1. Tıkanıklık ve trafik kazalarının bir arada gerçekleştiği durum Akkuyu için en fazla karşılaşılabilecek kombinasyondur ve tahliyenin duraklaması ile sonuçlanacaktır.
2. Tıkanıklık, trafik kazaları ve talimatlara uymamanın bir arada gerçekleştiği durum Akkuyu için ikinci en fazla karşılaşılabilecek 2. kombinasyondur ve tahliyenin duraklaması ile sonuçlanacaktır.
3. Tıkanıklık, trafik kazaları, talimatlara uymama ve tahliyeyi reddetmenin bir arada gerçekleştiği durum Akkuyu için en az karşılaşılabilecek kombinasyondur ve tahliyenin durması ve kargaşa ortamı ile sonuçlanacaktır.

Bu sonuçlar ışığında, 3+Seviye OGA uygulaması, Akkuyu'da APB içinde kalan alanın tahliyesi sırasında yaşanacak aksaklıkların acil durum prosedürlerinin uygulanması sırasında karşılaşılabilecek olumsuz durumlar açısından orta ve yüksek risk taşıdığını ortaya koymaktadır.

Bu gibi sayısallaştırılmış yöntemler ile ağır kaza durumlarına yönelik olarak risk temelli planlama yaklaşımlarının geliştirilebileceği de bu tezin ortaya koyduğu bir başka sonuçtur. Elde edilen sonuçlara dayanarak, saha içi acil durum planlarında olduğu gibi saha dışı acil durum planlamalarında da bilimsel yaklaşımlar kullanarak oluşabilecek risklerin sayısallaştırılmasının acil durum yönetimi planları açısından da hayati olduğu söylenebilir. Tahliye planlama esasları ve planların kendileri hazırlanırken bu risk değerlendirmeleri kullanılarak daha detaylı ve gerçekçi planlamalar yapılabilir. Tahliyeye ilişkin genel esasları

belirlenmenin maruziyetlerin sınırlandırılması açısından yeterli olmadığı bu çalışmanın en belirgin sonuçlarından biridir.

Tahliye zamanı tahmini gibi teknikler kullanılarak tahliye planlarındaki olası aksama noktaları belirlenebilir ve gerekli iyileştirme çalışmaları yapılabilir. Bu iyileştirme çalışmaları, tahliye uygulamasının etkinliğini ve etkililiğini doğrudan arttıracığından maruziyet sınırlandırması için önemli bir araç olarak değerlendirilebilir.

Günümüzde ağır nükleer santral kazalarına bakış açısı özellikle Fukushima NGS Kazası'nın ardından oldukça değişmiştir. Artık ağır kaza yaşanması olasılığı ne kadar düşük olursa olsun acil koruyucu eylemlerin uygulanması ile ilgili planların çok detaylı ve gerçekçi olarak ilgili otoritelerce hazırlanması bir gereklilik haline gelmiştir. Bunun ötesinde tahliyenin uygulanmasında daha az aksaklıkla karşılaşmak için APB içindeki kişiler ile birebir iletişime geçilmesi ile büyük planın, aile seviyesine inen bir katmanlar zinciriyle bağlanması da ayrıca bir zorunluluktur. Bireylerin sürece dâhil olmalarının ve tahliye sürelerinin kısaltılmasının ana parametresi bölgedeki insanların prosedürlere hâkim olması ve prosedürleri uygulamaya gönüllü olmalıdır.

Bu tez çalışmasıyla yaşanabileceği öngörülen en kötü durum senaryolarını temel alan, gerçekçi varsayımlarla hazırlanmış ulusal, yerel ve birey düzeyindeki acil durum planlarını içine alan yeni bir güvenlik analizi metodolojisine olan ihtiyaç ortaya konmuştur. Elde edilen bulgular tahliye planlamasının güvenlik çalışmalarının en kritik bileşenlerinden biri olduğunu göstermektedir. Tahliye süreçlerinin temelini oluşturan dört ana faktörün tahliye uygulamaları üzerine çok büyük etkisi olduğu belirlenmiştir. Ayrıca belirsizlik analizleri neticesinde, tahliye süreçlerini yöneten acil durum otoritelerinin büyük belirsizlik parametreleriyle karşı karşıya olduğu da ortaya konmuştur. Tahliye planları ağır NGS kazalarında saha dışı acil durum yönetiminin en kritik sürecidir. Hazırlanan planlar, büyük belirsizlikler altında karar vermek durumunda olan karar vericilere, oluşabilecek aksaklıklar ve neden olabilecek sonuçlar açısından sistematik bir risk değerlendirmesi altlığı ile sunulmalıdır.

8. İLERİDE YAPILACAK ÇALIŞMALAR

Ülkemizde NGS'lerden kaynaklanabilecek acil durumların yönetimine ilişkin yürütülen ve yürütülecek olan çalışmalara katkı sağlamak amacıyla tahliyenin doğru planlanması ve tahliye sürelerinin hesaplanması için tahliye modellemeleri ve simülasyonları gerçekleştirilerek optimize edilmiş tahliye planlarının hazırlanması için veri üretilebilir.

Benzer hesaplamalar Sinop'ta hazırlıkları devam eden NGS projesi için de gerçekleştirilecek ve acil durum planlama bölgeleri içerisinde kalan halk için optimum tahliye planlarına ulaşmak üzere tahliye süresi tahmini analizleri simülasyon tabanlı olarak gerçekleştirilebilir.



KAYNAKLAR

- [1] IAEA, <https://www.iaea.org/about/overview/history> (Nisan, 2017)
- [2] IAEA, *Fundamental Safety Principles*, Safety Standards Series, No. SF-1, Vienna, 2006.
- [3] IAEA, *Safety Glossary: Terminology Used Nuclear Safety and Radiation Protection*, Vienna, 2007.
- [4] IAEA, *INSAG 12: Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1*, Vienna, 1999.
- [5] IAEA, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, Safety Standards Series No. SSG-2, Vienna, 2009.
- [6] American Nuclear Society Standards Committee, *Glossary Of Definitions And Terminology*, 2016.
- [7] Nusbaumer, O., Introduction to Probabilistic Safety Assessment (PSA), http://nusbaumer.tripod.com/resources/publications/nusbaumer_introduction_to_probabilistic_safety_assessments.pdf, (Nisan, 2017)
- [8] IAEA, *Tecdoc-1511: Determining The Quality Of Probabilistic Safety Assessment (Psa) For Applications in Nuclear Power Plants*, Vienna, 2006.
- [9] IAEA, *Tecdoc-1200: Applications Of Probabilistic Safety Assessment (Psa) For Nuclear Power Plants*, Vienna, 2001.
- [10] OECD Nuclear Energy Agency, *Probabilistic Safety Assessment in Nuclear Power Plant Management*, Paris, 1989.
- [11] IAEA, *Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Safety Standards Series No. SSG-3, Vienna, 2010.
- [12] IAEA, *Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Safety Standards Series No. SSG-4, Vienna, 2010.
- [13] US Nuclear Regulatory Commission, <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/source-term.html>, (Nisan, 2017)
- [14] IAEA, *Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3): Off-Site Consequences and Estimation of Risks to the Public*, IAEA Safety Series 50-P-12, Vienna, 1996.

- [15] Commission Of The European Communities, *Methods for Assessing the Off-site Radiological Consequences of Nuclear Accidents*, Rep. EUR-10243-EN, CEC, Luxembourg, **1986**.
- [16] IAEA, *Tecdoc-379: Atmospheric Dispersion Models For Application In Relation To Radionuclide Releases*, Vienna, **1986**.
- [17] Henrichs, K., Eiberweiser, C., Paretzke, H.G., *Dosisfaktoren für die Kontamination der Haut und Kleidung*, report, Institut für Strahlenschutz, Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Munich, **1985**.
- [18] Runkle, G.E., Ostmeyer, R.M., *An Assessment of Dosimetry Data for Accidental Radionuclide Releases from Nuclear Reactors*, Rep. NUREG/CR-4185, Washington, DC, **1985**.
- [19] Institut Für Strahlenhygiene, *Dosisfaktoren für Inhalation oder Ingestion von Radionukliden*, ISH Reps 63, 78, 79, 80, 81, Bundesgesundheitsamt, Neuherberg, **1985**.
- [20] Phipps, A.W., Kendall, G.M., Stather, J.W., Fell, T.P., *Committed Equivalent Organ Doses from Intakes of Radionuclides*, Rep. NRPB-R-245, National Radiological Protection Board, Chilton, **1991**.
- [21] Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, <http://www.taek.gov.tr/sss/radyasyondan-korunma/505-iyonlastirici-radyasyonun-biyolojik-etkileri.html>, (Mayıs, **2017**)
- [22] IAEA, Elena Buglova, <http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/36489/p36489/Top%201.1%20E.%20Buglova.pdf>, (Mayıs, **2017**)
- [23] National Research Council - Nuclear and Radiation Studies Board, *Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety and Security of U.S. Nuclear Plants*, Washington (DC), ISBN 978-0-309-27253-7, **2014**.
- [24] Afet ve Acil Durum Yönetimi Başkanlığı (AFAD), https://www.afad.gov.tr/upload/Node/2419/files/Afet_Mud_Pl_ResmiG_20122013.pdf, (Mayıs **2017**)
- [25] Türkiye Atom Enerjisi Kurumu, *Ulusal Radyasyon Acil Durum Planı Taslağı*, **2017**.
- [26] IAEA, Glossary, <https://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/intro/glossaryp.htm#P>, (Mayıs **2017**).

- [27] Avrupa Komisyonu Ortak Araştırma Merkezi (JRC) Enerji Enstitüsü, *Risk Informed Support of Decision Making in Nuclear Power Plant Emergency Zoning*, **2008**.
- [28] IAEA, *Arrangements For Preparedness For A Nuclear Or Radiological Emergency*, Güvenlik Standartları Serisi No. GS-G-2.1, Viyana, **2007**.
- [29] IAEA, *Dispersion Of Radioactive Material In Air And Water And Consideration Of Population Distribution In Site Evaluation For Nuclear Power Plants*, Güvenlik Standartları Serisi No. GS-G-3.2, Viyana, **2002**.
- [30] IAEA, *Communication with the Public in a Nuclear or Radiological Emergency*, Viyana, **2012**.
- [31] US Nuclear Regulatory Commission, <https://www.nrc.gov/about-nrc/emerg-preparedness/about-emerg-preparedness/planning-zones.html>, (Mayıs **2017**)
- [32] Nuclear Energy Institute, <https://www.nei.org/resources/fact-sheets/emergency-preparedness-at-nuclear-plants>, (Mayıs **2018**).
- [33] US Nuclear Regulatory Commission, *Guidance on Developing Effective Radiological Risk Communication Messages: Effective Message Mapping and Risk Communication with the Public in Nuclear Plant Emergency Planning Zones*, Washington D.C., **2011**.
- [34] US Nuclear Regulatory Commission, *Guide And Checklist For The Development And Evaluation Of State And Local Government Radiological Emergency Response Plans In Support Of Fixed Nuclear Facilities*, NUREG-75/111 Reprint of WASH-1 293 Revision No. 1, Virginia, **1974**.
- [35] US Nuclear Regulatory Commission, *Planning Basis For The Development Of State And Local Government Radiological Emergency Response Plans In Support Of Light Water Nuclear Power Plants*, NUREG-0396, Washington D.C., **1978**.
- [36] US Nuclear Regulatory Commission, *Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants*, NUREG-0654 FEMA-REP-1 Rev. 1, Washington D.C., **1980**.
- [37] US Nuclear Regulatory Commission, *An Analysis of Evacuation Time Estimates Around 52 Nuclear Power Plant Sites*, NUREG/CR-1856 P N L-3662 Vol. 1, Washington D.C., **1980**.

- [38] US Nuclear Regulatory Commission, *State of the Art in Evacuation Time Estimate Studies-for Nuclear Power Plants*, NUREG/CR-4831 PNL-7776, Washington D.C., **1992**.
- [39] US Nuclear Regulatory Commission, *Development of Evacuation Time Estimate Studies for Nuclear Power Plants*, NUREG/CR-6863 SAND2004-5900, Washington D.C., **2005**.
- [40] US Nuclear Regulatory Commission, *Identification and Analysis of Factors Affecting Emergency Evacuations*, NUREG/CR-6864, Vol. 2 SAND2004-5901, Washington D.C., **2005**.
- [41] US Nuclear Regulatory Commission, *Criteria for Development of Evacuation Time Estimate Studies*, NUREG/CR-7002 SAND2010-0016P, Washington D.C., **2011**.
- [42] T.C. Anadolu Üniversitesi, *İstatistik – I*, Yayın No: 2608, **2012**.
- [43] T.C. Anadolu Üniversitesi, *İstatistik – II*, Yayın No: 2608, **2012**.
- [44] Akkuyu Nükleer Güç Santrali Çevre Etki Değerlendirme Raporu, 2011
- [45] Rosatom, *The VVER Today - Evaluation Design And Safety*, <http://www.rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf>, (Mayıs **2017**).
- [46] IAEA, AES 2006, https://www.iaea.org/INPRO/7th_Dialogue_Forum/Rosatom_1.pdf, (Mayıs **2017**).
- [47] IAEA, *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1), Vienna, **2016**.
- [48] Maltsev, M., *Additional Information On Modern VVER Gen III Technology*, <https://www.oecd-neo.org/ndd/workshops/innovtech/presentations/documents/ii-1a-maltsev.pdf>, (Mayıs **2017**).
- [49] Rosatom, VVER Toi Design, <http://www.rosatom.ru/upload/iblock/4c2/4c287b01028620e7f17ee1b50f8c93af.pdf>, (Mayıs **2017**).
- [50] Nuclear Engineering International, <http://www.neimagazine.com/features/featurepassive-safety-in-vvers/>, (Mayıs **2017**).

- [51] US Nuclear Regulatory Commission, Brookhaven National Laboratory, *An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events Final Report*, NUREG/CR-6595, Washington D.C., **1999**.
- [52] US Nuclear Regulatory Commission, Idaho National Laboratory, *Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Vol. 1: Summary Manual*, NUREG/CR-6952, Washington D.C., **2008**.
- [53] US Nuclear Regulatory Commission, Idaho National Laboratory, *Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Vol. 2: Technical Reference*, NUREG/CR-6952, Washington D.C., **2008**.
- [54] Koroll, G.W., Lau, D.W.P., Dewit, W.A., and Graham, W.R.C., *Catalytic Hydrogen Recombination for Nuclear Containments*, ICHMT Seminar on Heat and Mass Transfer in Severe Reactor Accidents, Cesme, Turkiye, **1995**.
- [55] Arnould, F., Bachellerie, E., Auglaire M., De Boeck, B., Brillard, O., Eckardt, B., Ferroni, F., Moffett, R., Van Goethem, V., *State Of The Art On Hydrogen Passive Autocatalytic Recombiner*, IAEA, INIS REPORT FR-1014, France, **2001**.
- [56] IAEA, *Tecdoc-478: Component Reliability Data For Use In Probabilistic Safety Assessment*, Vienna, **1988**.
- [57] US Nuclear Regulatory Commission, Pacific Northwest Laboratory, *PAVAN: An Atmospheric-Dispersion Program for Evaluating Design-Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations*, NUREG/CR-2858, Washington D.C., **1982**.
- [58] Smith, M., *Recommended Guide for the Prediction of the Dispersion of Airborne Effluents*, The American Society of Mechanical Engineers, NewYork, **1968**.
- [59] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sagendorf, J. F., J. T. Goll, and W. F. Sandusky, *User Guide for XOQDOQ: Evaluating Routine Effluent Releases at Commercial Nuclear Power Stations*, NUREG/CR-2919., Wash., D. C., **1982**.
- [60] Slade, D. H., ed., *Meteorology and Atomic Energy*, TID-24190, National Technical Information Service, Springfield, **1968**.

- [61] OECD – NEA, *NRC Dose 2.3.20: Code System for Evaluating Routine Radioactive Effluents from Nuclear Power Plants with Windows Interface*, Chesapeake Nuclear Services, Inc., Maryland, **2012**.
- [62] US Nuclear Regulatory Commission, *LADTAP II - Technical Reference and User Guide*, NUREG/CR-4013 PNL-5270, Washington D.C., **1986**.
- [63] US Nuclear Regulatory Commission, *GASPAR II - Technical Reference and User Guide*, NUREG/CR-4653 PNL-5907, Washington D.C., **1987**.
- [64] Ramsdell, J.V.Jr., Athey, G.F., McGuire, S.A., Brandon, L.K., *RASCAL 4: Description of Models and Methods*, USNRC, Washington D.C., **2012**.
- [65] MIT Technology Review, <https://www.technologyreview.com/s/601011/the-effects-of-fukushima-linger-after-five-years-but-not-from-radiation/>, (Aralık **2018**).
- [66] Hasegawa, A., Ohira, T., Maeda, M., Yasumura, S., Tanigawa, K., *Emergency Responses and Health Consequences after the Fukushima Accident; Evacuation and Relocation*, Clinical Oncology, 28, 237 – 244, **2016**.
- [67] Yamashita, S., *Comprehensive Health Risk Management after the Fukushima Nuclear Power Plant Accident*, Clinical Oncology, 28, 255- 262, **2016**.
- [68] Türkiye İstatistik Kurumu, <http://www.tuik.gov.tr/VeriBilgi.do>, (Ocak **2018**)
- [69] Google Haritalar, <https://www.google.com/maps/place/Akkuyu+N%C3%BCkleer+Santrali/@36.1330626,33.4125885,34696m/data=!3m1!1e3!4m5!3m4!1s0x14decc8cb4a7a7f1:0xfedd68a56a7c1f22!8m2!3d36.1463383!4d33.5421305>, (Ocak **2018**)
- [70] Karayolları Genel Müdürlüğü, <http://www.kgm.gov.tr/sayfalar/kgm/sitetr/root/haritalar.aspx>, (Ocak **2018**)

EKLER

EK-1

ATMOSFERİK DAĞILIM HESAPLAMALARI

Bu tez çalışması kapsamında, atmosferik dağılım kodlarının kullandığı temel yöntemlerin anlaşılması amacıyla atmosferik dağılım kodlarının atası olarak kabul edilen PAVAN kodu ile Akkuyu NGS referans alınarak bir uygulama yapılmıştır. Bu uygulamada farklı uzaklıklara ulaşan aktivite konsantrasyonları tahmin edilmiştir. Burada amaç bir atmosferik dağılım kodunun ihtiyaç duyduğu parametrelerin iyice anlaşılmasını sağlamaktır.

Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri

Atmosferik dağılım hesaplamaları için kullanılan PAVAN kodu, 1982 yılında, NRC tarafından hazırlanmıştır. Kod ile yapılan hesaplamalar lisanslamada temel alınır. Kod FORTRAN IV programlama dili ile yazılmıştır. Kaza sonucunda meydana gelen radyasyon salımlarının atmosferik dağılımı meteorolojik koşullar dikkate alınarak hesaplanır. PAVAN doz değerlerini hesaplamaz. Rüzgâr yönü, rüzgâr hızı ve atmosferik stabilite sınıflarının dağılım frekanslarını kullanarak havadaki göreceli konsantrasyon değerlerini (X/Q) verir. Bu değerler her bir yönde altı ortalama zaman aralığı için İEB ve APB sınırlarında hesaplanır. Hesaplamalarda Eulerian, Gaussian Plume modelleri kullanılmaktadır. 16 rüzgâr yönünde (joint frequency percentage) yüzde oranlar kullanılarak hesaplamalar yapılmaktadır. Böylece tüm yönlerdeki konsantrasyon değerleri hesaplanmış olur.

X/Q değerleri yer seviyesindeki salımlar ve belirli bir yükseklikten yapılan salımlar için belirlenebilmektedir. Her iki mod için kod ile farklı denklemler çözülür. Temelde 3 yaklaşım bulunmaktadır [57]:

- Yöne bağlılık yaklaşımı
- Yönden bağımsızlık yaklaşımı
- Tüm saha yaklaşımı

Tüm yaklaşımlar için temel oluşturan teori “atmosfere salınan radyoaktif maddelerin bulutun merkez çizgisinden Gaussian (normal) dağılım” göstereceğidir. Serbest bırakma noktası ile X/Q değerlerinin hesaplandığı tüm mesafeler arasında düz bir çizgi varsayılmaktadır. Girilen arazi özellikleri ile düşürülebilen fiziksel serbest bırakma yüksekliğini kullanarak etkili bir

bulut yüksekliđi hesaplanır. Birden fazla salım noktası için aynı anda hesaplama yapılamamaktadır. [57]

İhtiyaç duyulan meteorolojik veriler:

- Rüzgâr yönü (saatlik ortalama değęrlerin ortak frekans dađılımları)
- Rüzgâr hızı (atmosferik kararlılık sınıfı ile)

Rüzgâr sınıfı olarak maksimum 14 aralık tanımlanabilmektedir. İlk kategori “sakin rüzgârlar” için ayrılmıştır. Rüzgâr yönü ise 16 sektöre ayrılmış olarak girilebilir (K, KKD, KD,...). Atmosferik kararlılık sınıfı A’dan G’ye 7 sınıfa bölünmüştür. [57] Rüzgâr yönü için elde edilmiş veriler ortak frekans dađılımları cinsinden iki farklı şekilde girilebilmektedir:

- Saatlik görölme süresi
- Yüzdece görölme frekansı

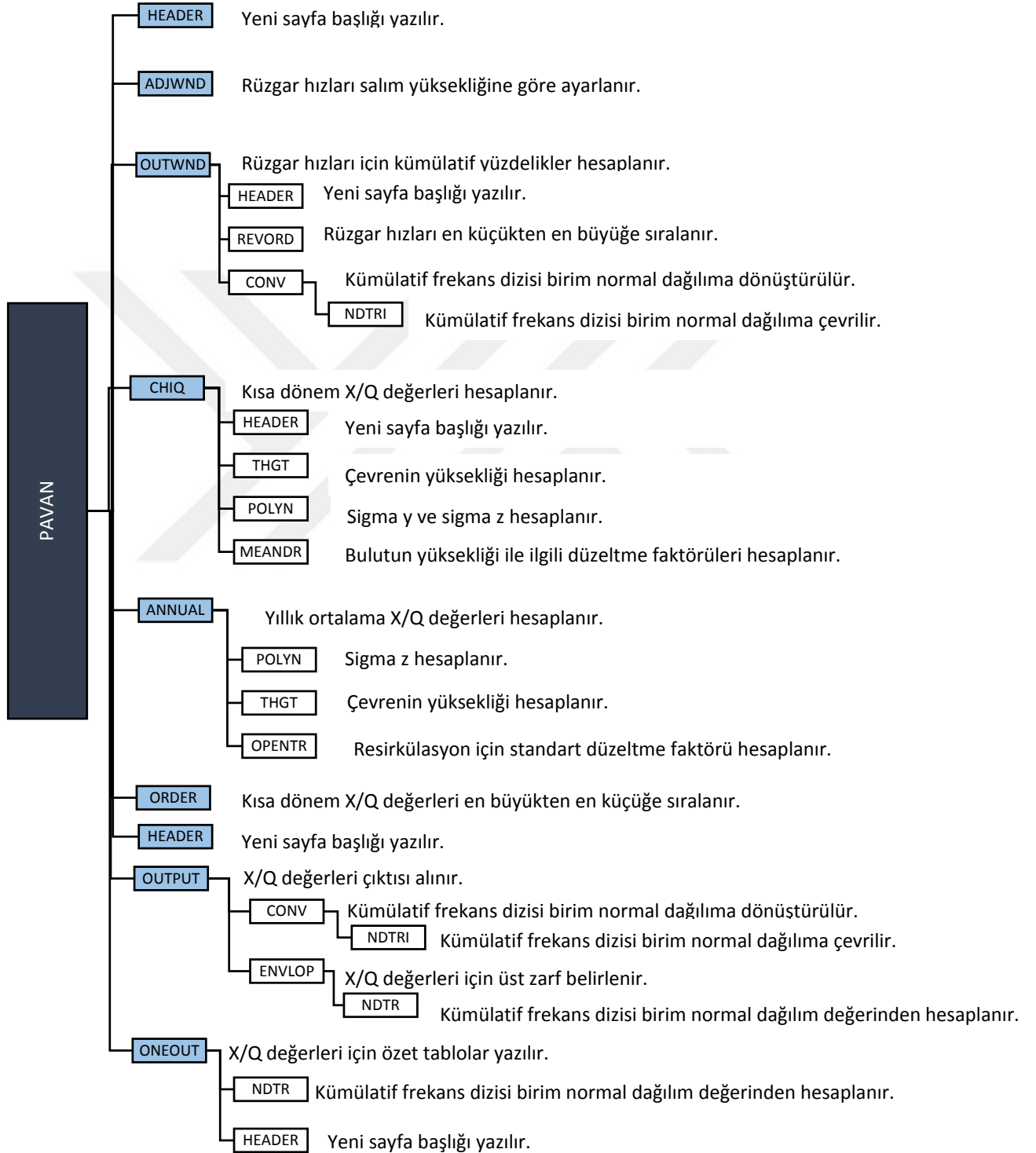
Hız kategorilerinin birimi m/sn’dir.

X/Q değęrleri 16 sektör için farklı uzaklıklarda hesaplanabilir. Bu uzaklıklar genellikle acil durum planlama bölgelerinin sınırları olarak da seçilmektedir. Ayrıca kod tüm X/Q değęrlerini birleştirerek rüzgâr yönünden bağımsız, tüm NGS sahası için bir tek kümülatif dađılım da elde edebilmektedir. Bu yolla 0-2 saatlik aralık zaman aralığı için en yüksek sektör değęrini ve tüm sahanın değęrini hesaplayabilmektedir. Bu tüm uzaklıklar için ayrı ayrı yapılabilir. Daha uzun zaman aralıkları için ise öncelikle yıllık ortalama X/Q değęri hesaplanır. Logaritmik interpolasyon yapılarak, aradaki periyotlar için hesaplama yapılır.

Hesaplamalar belirli bir yükseklikten gerçekteşen salımlar için yapılıyorsa, çevrenin yükseltisi ile ilgili bilgi verilmelidir. Böylelikle efektif bulut yüksekliđi dođru şekilde hesaplanabilir. Yıllık ortalama değęrlerin hesaplanmasında, bulutun düz ilerlemesinde karşısına engeller çıkıyorsa, sahaya özgü düzeltme parametreleri seçilebilir.

Kodun giriş dosyası FORTRAN IV tarafından okunacağından, giriş dosyası belirli bir formatla oluşturulmaktadır. Her satır ve sutunda bulunması gereken verilere ilişkin bilgiler [56] numaralı kaynakta detaylı olarak açıklanmaktadır. Bu tez için hazırlanmış olan giriş dosyası devam eden bölümde verilmektedir. Kodun ana program rutinleri ve altprogram rutinleri Şekil EK1- 1’de verilmektedir. Bu rutinlerden hesaplamaların ana rutinlerini

oluşturan “ADJWND”, “ANNUAL” ve “CHIQ” altprogramlarının detaylı açıklamaları ve hesaplama yöntemleri açıklanacaktır.



Şekil EK1- 1 PAVAN Hiyerarşik Diagramı [57]

“ADJWND” altprogramı rüzgâr hızlarını salım yüksekliğine göre programın çalışması için uygun hale getirmektedir. Rüzgâr hızı ve yükseklik arasında atmosferik kararlılığın bir fonksiyonu olan bir kuvvet yasası ilişkisi olduğu kabul edilmektedir. [58][57] Bu ilişki aşağıdaki eşitlikle ifade edilebilir:

$$U_R = U_M(HR/TH)^P \quad (E.1)$$

Bu eşitlikteki parametreler aşağıda açıklanmaktadır.

U_R = salım yüksekliğine göre ayarlanmış rüzgar hızı (m/sn)

U_M = ölçümün alındığı seviyedeki rüzgar hızı (m/sn)

H_R = salım noktasının yüksekliği (m)

T_H = U_M ölçümünün alındığı yükseklik (m)

P = kararsız ve nötr atmosferik koşullarda 0,25 ve kararlı koşullarda 0,50 alınır.

“ANNUAL” altprogramı farklı uzaklıklar için 16 sektörde yıllık ortalama X/Q değerlerini hesaplamaktadır. “XOQDOQ” dokümanında tarif edilen yöntemi kullanmaktadır. Aynı yöntem NRCDOSE kodunda da kullanılmaktadır. Yöntem 1982 yılında Sagendorf ve diğerleri tarafından geliştirilmiş [59][58] ve bu kodda kullanılmak için ihtiyatlı X/Q tahminleri yapmak üzere çeşitli varsayımlarla basitleştirilmiştir. Bu varsayımlar özetle şunlardır [57]:

- Bulutun yükselmeyeceği varsayılmıştır.
- Birikme ve tükenme olmadığı varsayılmıştır.
- Radyoaktif bozunma olmadığı varsayılmıştır.

Program yer seviyesinden veya belirli bir yükseklikten salım olması durumlarından yalnızca birini koşabilmektedir. Yer seviyesinden salım gerçekleşmesi durumunda konsantrasyonlar aşağıdaki eşitliklerle hesaplanır. Bu eşitlikler Slade tarafından 1968 yılında geliştirilmiş eşitliğe yukarıdaki varsayımların uygulanmasıyla elde edilmiştir [60].

$$\frac{\bar{X}}{Q}(x, k) = \frac{2,032}{x} RF_k(x) \sum_{ij} F_{i,j,k} \left\{ u_{i,j}(10) [\sigma_{z,j}^2(x) + cD^2/\pi]^{1/2} \right\}^{-1} \quad (E.2)$$

$$\frac{\bar{X}}{Q}(x, k) = \frac{2,032}{x} RF_k(x) \sum_{ij} F_{i,j,k} \left\{ \sqrt{3} u_{i,j}(10) \sigma_{z,j}(x) \right\}^{-1} \quad (E.3)$$

Bu eşitliklerdeki parametreler aşağıda açıklanmaktadır:

$\frac{\bar{X}}{Q}(x, k) = x$ uzaklığındaki ve k rüzgaraltı sektöründeki yıllık
ortalama görelî konsantrasyon (s/m^3)

$x =$ rüzgaraltı uzaklık (metre)

$RF_k(x) = x$ uzaklığındaki ve k rüzgaraltı sektöründe resirkülasyon ve durgunluk için düzeltme faktörü

$F_{i,j,k} = i$ rüzgar hızı kategori, j kararlılık kategorisi ve k rüzgar yönünün ortak frekansı

$u_{i,j}(10) = i$ rüzgar hızı ve j kararlılık kategorisi için 10,0 metreye ayarlanmış ortalama rüzgar hızı (m/sn)

$\sigma_{zj}(x) = j$ kararlılık kategorisi için mesafe x' de dikey dağılım x (metre)

$c =$ binalar nedeniyle rüzgar hızında oluşan bozulmalar teriminin karıştırma hacim katsayısı (kodda 0,5'e ayarlanmıştır.)

$D =$ binalar nedeniyle rüzgar hızında oluşan bozulmalara bağlı seyrelmeyi tanımlamak için bina yüksekliği (metre)

İki eşitlik için de hesaplama yapılarak daha büyük olan sonuç yıllık değer olarak raporlanır.

Belirli bir yükseklikten gerçekleşen salımlar için ise aşağıdaki eşitlik kullanılmaktadır.

$$\frac{\bar{X}}{Q}(x, k) = \frac{2,032 RF_k(x)}{x} \sum_{ij} \frac{F_{i,j,k} \exp\left\{-\frac{1}{2} \left[\frac{h_{ek}(x)}{\sigma_{zj}(x)}\right]^2\right\}}{u_{i,j}(hs) \sigma_{zj}(x)} \quad (E.4)$$

$u_{i,j}(hs) = i$ rüzgar hızı ve j kararlılık kategorisi için salım yüksekliğine ayarlanmış ortalama rüzgar hızı (m/sn)

Efektif bulut yüksekliği h_{ek} şu şekilde elde edilmektedir:

$$h_{ek}(x) = hs - ht_k(x) \quad (E.5)$$

$hs =$ santral seviyesinden yüksekten gerçekleşen salımın yüksekliği (metre)

$ht_k(x) = k$ rüzgaraltı yönünde salım noktası ve x uzaklığı arasındaki santral seviyesinden maksimum çevresel yükselti (metre)

“CHIQ” altprogramı kısa dönemde gerçekleşen X/Q değerlerini farklı sektör-uzaklık kombinasyonları için hesaplamaktadır. Bunu yaparken X/Q değerleri için gerçekleşme frekanslarını da kaydetmektedir. Yer seviyesinden salımlar için X/Q değerleri hesaplanırken aşağıdaki eşitlik kullanılmaktadır.

$$\frac{X}{Q}(x, i, j) = \{u_{i,j}(10) [\pi \sigma_{yj}(x) \sigma_{zj}(x) + c^A]\}^{-1} \quad (E.6)$$

$$\frac{X}{Q}(x, i, j) = \{3u_{i,j}(10) \pi \sigma_{yj}(x) \sigma_{zj}(x)\}^{-1} \quad (E.7)$$

$$\frac{X}{Q}(x, i, j) = \{u_{i,j}(10) \pi M_{ij}(x) \sigma_{yj}(x) \sigma_{zj}(x)\}^{-1} \quad (E.8)$$

Bu eşitliklerdeki parametrelere ilişkin açıklamalar aşağıda verilmektedir.

$\frac{X}{Q}(x, i, j)$ = x uzaklığındaki ve k rüzgaraltı sektöründeki görelî konsantrasyon (s/m^3)

$\sigma_{yj}(x)$ = j kararlılık kategorisi için x mesafesinde bulutun yanal dağılımı (m)

A = bina kaynaklı girdap etkisini tanımlamak için kullanılan binanın minimum kesit alanı (m^2)

$M_{ij}(x)$ = x mesafesi, j kararlılık kategorisi ve i rüzgar hızı kategorisi için yanal bulut yayılımı için kıvrılma faktörü

800 metreden fazla uzaklıklar için kıvrılma faktörünün ürünü ve bulutun yanal dağılımı aşağıdaki eşitlikle hesaplanmaktadır.

$$M_{ij}(x) \sigma_{yj}(x) = \sigma_{yj}(x) + [M_{ij}(x) - 1] \sigma_{yj}(800) \quad (E.9)$$

$\sigma_{yj}(800)$ = 800 metre uzaklıkta j kararlılık kategorisi için **bulutun yatay dağılımı** (m)

Yerden belirli bir yükseklikten gerçekleşen salımlar için ise aşağıdaki eşitlikler kullanılmaktadır. Sislenme (bulutun çökmesi) olmadığı varsayıldığında aşağıdaki eşitlik kullanılır.

$$\frac{X}{Q}(x, i, j, k) = \frac{\exp\left\{-\frac{1}{2}\left[\frac{h_{ek}(x)}{\sigma_{zj}(x)}\right]^2\right\}}{\pi U_{ij}(h_s) \sigma_{yj}(x) \sigma_{zj}(x)} \quad (E.10)$$

Bu eşitlikte kullanılan parametrelerin açıklamaları aşağıda verilmektedir:

$\frac{X}{Q}(x, i, j, k)$ = x uzaklığında, i rüzgar hızı, j kararlılık kategorisi ve k rüzgaraltı sektöründeki görelî konsantrasyon (s/m^3)

$U_{i,j}(h_s) = i$ rüzgar hızı, j kararlılık kategorisindeki salım yükskliğine

ayarlanmış **maksimum rüzgar hızı (m/sn)**

$h_{ek}(x) = k$ rüzgârlı sektöründeki, x uzaklıktaki **efektif bulut yüksekliği (m)**

$\sigma_{y,j}(x) = j$ kararlılık kategorisi için x mesafesinde **bulutun yanal dağılımı (m)**

X / Q değerleri yukarıdaki eşitlik kullanılarak hesaplanır. CHIQ altprogramı bir sektördeki aynı mesafedeki her kararlılık rüzgâr hızı bileşimi için 0-2 saat X/Q değerlerini hesaplamaz. Daha ziyade, X/Q değerlerini, önceden belirlenmiş çeşitli mesafelerde, her sektör için arzulanan sınır mesafesinde veya ötesinde en fazla 90.000 metreye kadar hesaplar. Bu X/Q değerlerinin maksimumu, verilen sektör için 0-2 saat X/Q değerini kontrol etmektedir. Bu maksimum değerin olduğu mesafe, kararlılık ve arazi yüksekliğinin bir fonksiyonudur. Önceden belirlenmiş mesafeler birbirine çok yakın olduğunda, eğer maksimum değer bu iki mesafe arasında oluşursa, konsantrasyon değerleri arasındaki farklılık da oldukça küçük olacaktır.

Sislenme (bulutun çökmesi) olduğu varsayıldığında ise aşağıdaki eşitlik kullanılır.

$$\frac{X}{Q}(x, 6, k) = \left[\sqrt{2\pi} U(h_e) \sigma_{y,6}(x) h_{ek}(x) \right]^{-1} \quad (E.11)$$

Bu eşitlikte yer alan ve bir önceki eşitlikte bulunmayan parametrelere ilişkin açıklamalar aşağıda verilmektedir.

$\frac{X}{Q}(x, 6, k) = x$ uzaklığında, 6. kararlılık kategorisi ve k rüzgârlı sektöründeki konsantrasyon (s/m^3)

$U(h_e) =$ atmosferin h_e derinliğindeki orta derecedeki kararlı katmandaki **rüzgar hızı (m/sn)**

Sislenme koşulları için, sınırdaki her sektörde yukarıdaki eşitlik kullanılarak bir "sislenme X/Q " değeri hesaplanır. Yukarıdaki eşitlik kullanılarak hesaplanan X/Q değerleri, efektif bulut yüksekliği sıfıra yaklaştığında gerçekçi olamayacak kadar büyük olur. Sislenme X/Q değerini sınırlandırmak için, CHIQ, F kararlılığını, saniyede 2 metre rüzgâr hızı ve $h_{ek} = 0$ varsayılarak bir önceki eşitlik kullanır. Her iki eşitlik kullanılarak hesaplanan X / Q değerleri karşılaştırılır ve X/Q sislenme değeri olarak daha düşük bir değer seçilir. [57]

Girdi Olarak Kullanılan Veriler

PAVAN kodu girdileri, kodun kullanım kılavuzunda yer alan “giriş kartı formatı”na uygun olarak hazırlanan bir dosyadır. Hazırlanan kart Fortran programlama dili ile hazırlanmış kodların derleyicisi tarafından okunabilir formatta olmalıdır. Kod giriş dosyasındaki bilgileri, altprogramların ihtiyaç duyduğu sırayla okur. Sonuçlar ekrandan veya oluşturulan bir çıktı dosyasından görülebilir. Kodun girdi parametreleri Çizelge EK1-1’de özetlenmektedir.

Çizelge EK1-1 Pavan Girdi Parametreleri

Parametre	Değer
Santralin Adı	Akkuyu NGS
Salım noktaları	Yer seviyesi ve 79m
Rüzgâr ölçümlerinin sensör yüksekliği	10m
Rüzgâr hızı kategorilerinin sayısı	5
Minimum kesit alanı	2000m ²
Sakin rüzgârların oranı	%3
Ortak frekans dağılımı (yüzde)	Çizelge 4-26, Çizelge 4-27, Çizelge 4-28
Her hız kategorisindeki maksimum rüzgâr hızları	0,5m/sn; 2,1m/sn; 3,6m/sn; 5,7m/sn; 8,8m/sn
X/Q değerinin hesaplanacağı mesafeler	500m → 30.000m

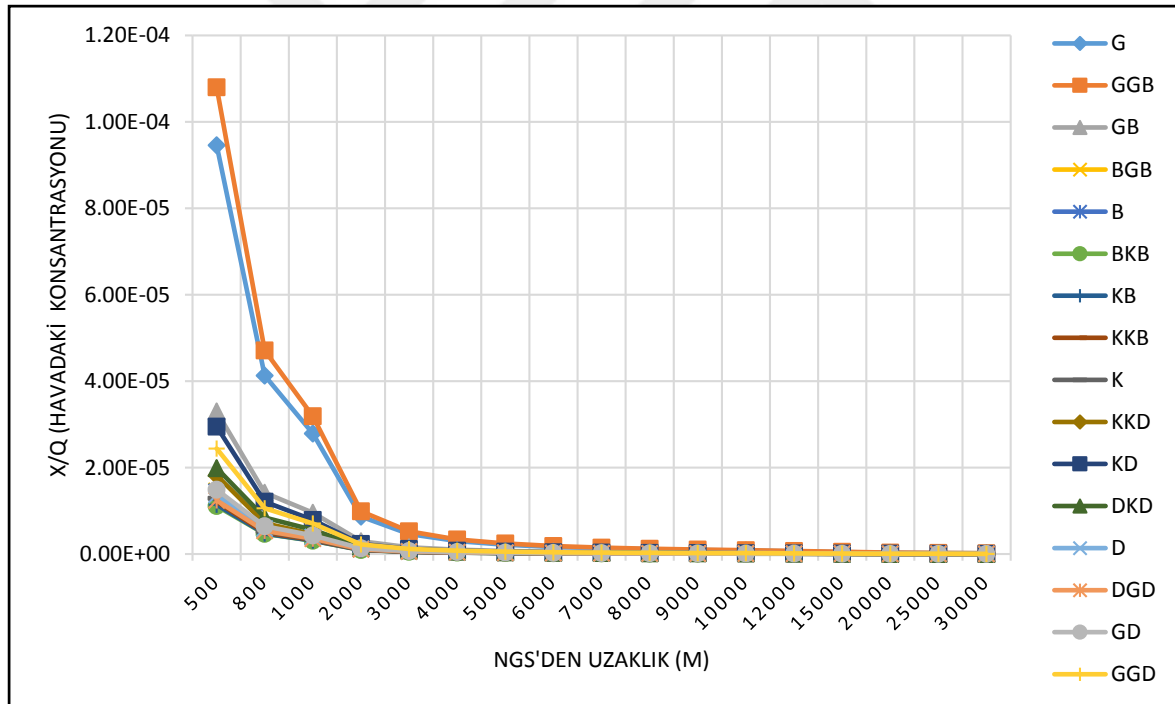
PAVAN kodunun temel girdisi rüzgâr ölçüm verileridir. Çizelge 4-26, Çizelge 4-27 ve Çizelge 4-28’de Kasım 2011 - Ekim 2012 Döneminde 10-60 m’de ANES istasyonu için 16 rüzgâr yönüne göre Kararlılık Sınıfları ve Ruzgar Hızının Birlikte Tekrarlanma Sıklığı (%) verileri gösterilmektedir. PAVAN hesaplamalarında bu dağılım kullanılmıştır.

Sonuçlar

PAVAN kodu kullanılarak yer seviyesinden salım (baypas durumu için) ve 79m'den havaya gerçekleşmiş salım değerleri için hesaplamalar yapılmıştır. 16 yön için yapılan hesaplamaların sonuçları havadaki konsantrasyon değerlerini gösterecek şekilde bu bölümde sunulmaktadır.

• Yer Seviyesinden Salım İçin Pavan Kodu İle Yapılan Hesaplama Sonuçları

Yer seviyesinden salım durumu için yapılan hesaplama sonuçları 16 yön için toplu olarak Şekil EK1- 2'de gösterilmektedir. Konsantrasyon değerlerinin tüm yönlerde 3.000 m'nin ötesinde 10^{-6} 'dan düşük değerlere ulaştığı görülmektedir. Saha ölçümlerinden elde edilen meteorolojik verilerin kullanılmasıyla en yüksek konsantrasyon değerlerine Güney ve Güney-Güney-Batı segmentlerinde ulaşıldığı görülmektedir.



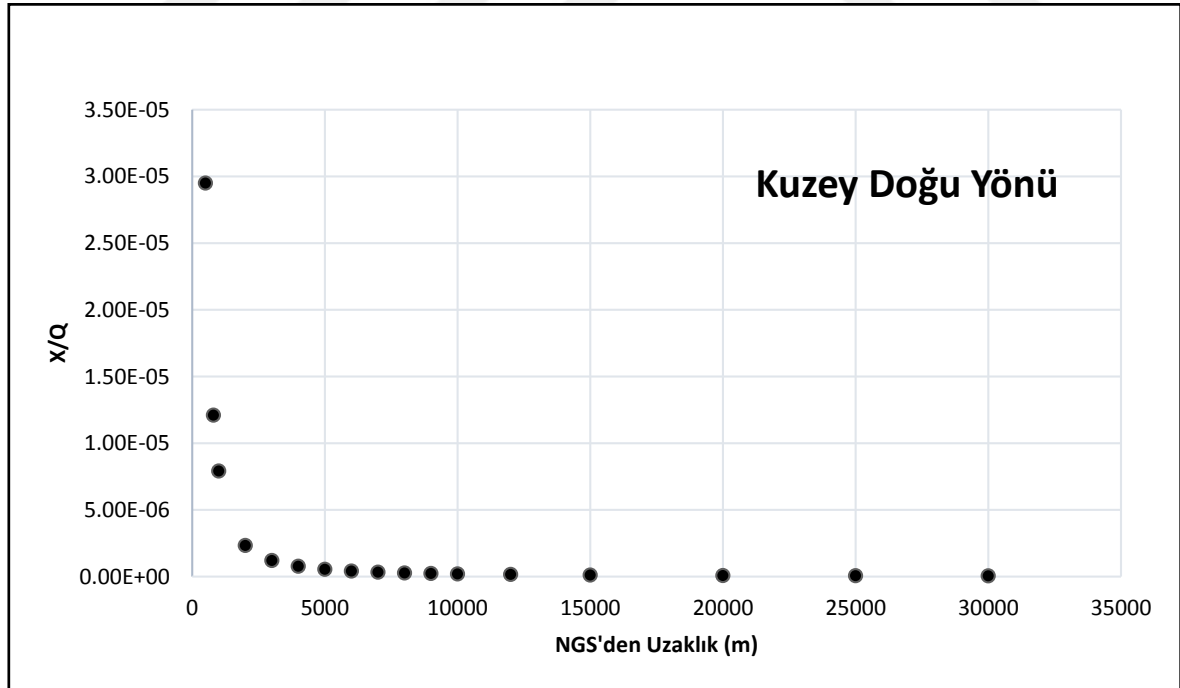
Şekil EK1- 2 Yer Seviyesinden Salım için 16 Yönde Hesaplanan Havadaki Konsantrasyon Değerleri

Kuzey-Doğu yönü için yapılan hesaplama sonuçları detaylı olarak Çizelge EK1- 2'de verilmektedir. Şekil EK1- 3'de ise verilerin grafik sunumu verilmektedir. Konsantrasyon

değerleri beklenen eğilim ile uyumlu olup, 5.000 m'nin ötesinde değerlerdeki değişimin azaldığı ve neredeyse lineer bir azalma trendi olduğu görülmektedir.

Çizelge EK1- 2 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey Doğu (KD) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

UZAKLIK (KD yönü)	X/Q - Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (KD yönü)	X/Q - Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	2,95E-05	8000	2,67E-07
800	1,21E-05	9000	2,26E-07
1000	7,91E-06	10000	1,95E-07
2000	2,33E-06	12000	1,51E-07
3000	1,20E-06	15000	1,11E-07
4000	7,64E-07	20000	7,48E-08
5000	5,41E-07	25000	5,58E-08
6000	4,10E-07	30000	4,42E-08
7000	3,25E-07		

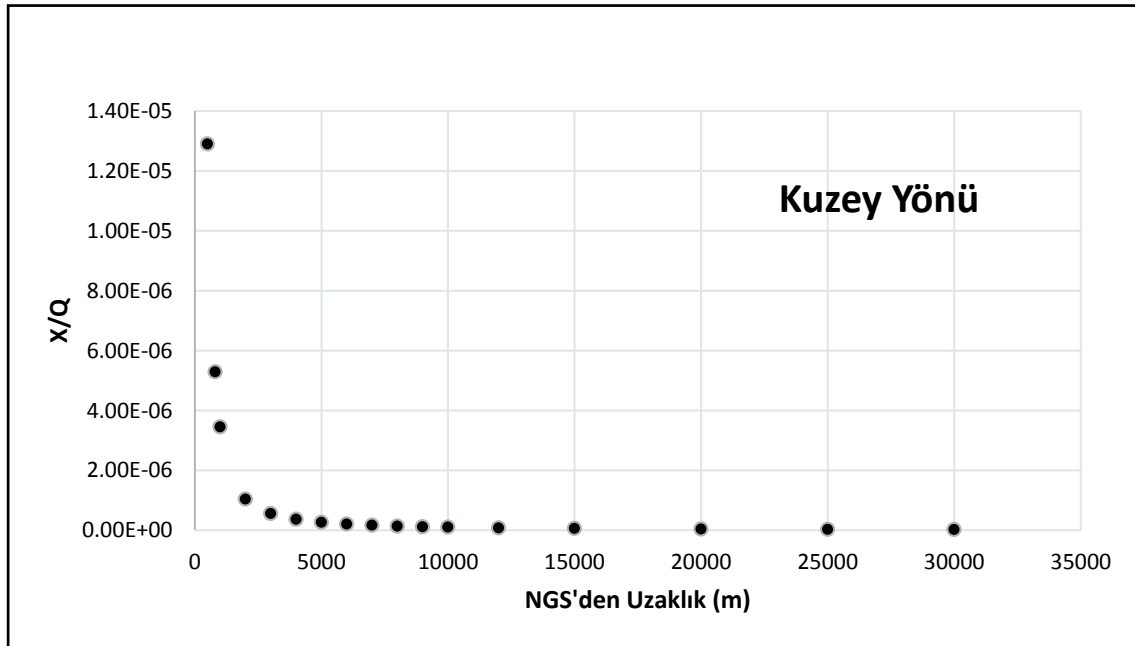


Şekil EK1- 3 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Doğu Yönündeki Dağılım

Kuzey yönü için yapılan hesaplama sonuçları detaylı olarak Çizelge EK1- 3’de verilmektedir. Şekil EK1- 4’de ise verilerin grafik sunumu verilmektedir. Konsantrasyon değerleri beklenen eğilim ile uyumlu olup, 5.000 m’nin ötesinde değerlerin sıfıra çok yaklaştığı görülmektedir.

Çizelge EK1- 3 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey (K) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

UZAKLIK (K yönü)	X/Q (Havadaki Konsantrasyon = 1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (K yönü)	X/Q (Havadaki Konsantrasyon = 1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	1,29E-05	8000	1,37E-07
800	5,29E-06	9000	1,17E-07
1000	3,45E-06	10000	1,02E-07
2000	1,04E-06	12000	7,98E-08
3000	5,58E-07	15000	5,96E-08
4000	3,64E-07	20000	4,12E-08
5000	2,64E-07	25000	3,12E-08
6000	2,04E-07	30000	2,49E-08
7000	1,66E-07		

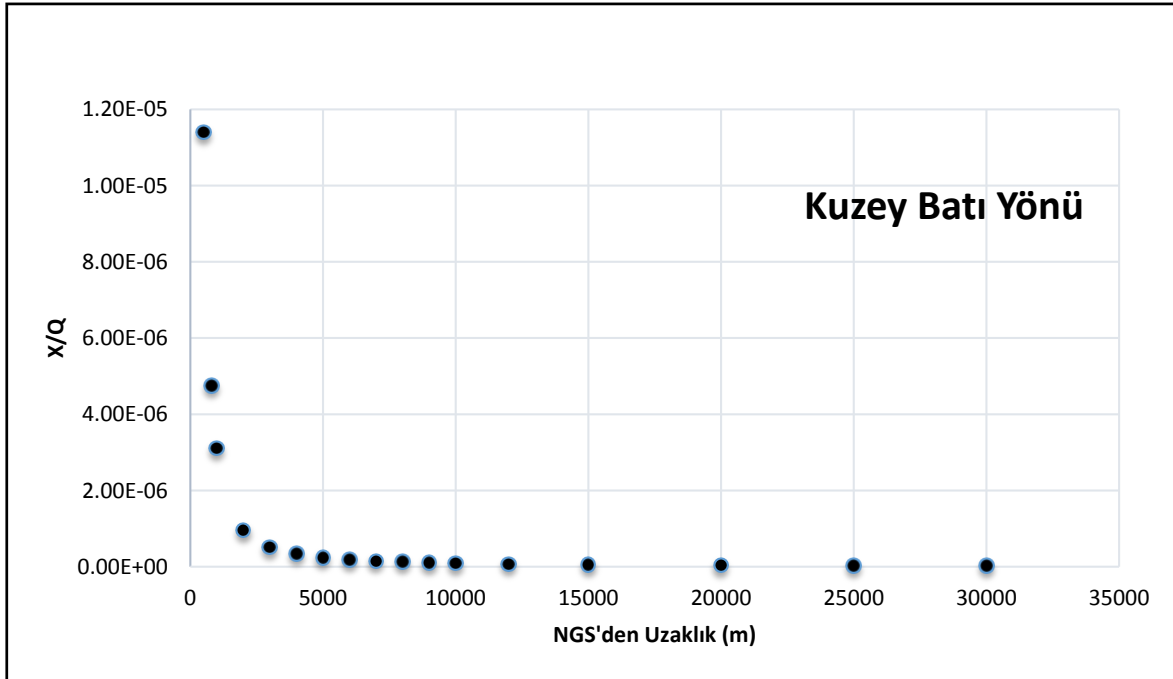


Şekil EK1- 4 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Yönündeki Dağılım

Kuzey-Batı yönü için yapılan hesaplama sonuçları detaylı olarak Çizelge EK1- 4’de verilmektedir.Şekil EK1- 5’de ise verilerin grafik sunumu verilmektedir. Konsantrasyon değerleri beklenen eğilim ile uyumludur.

Çizelge EK1- 4 Yer Seviyesinden Salım için Kuzey-Batı (KB) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

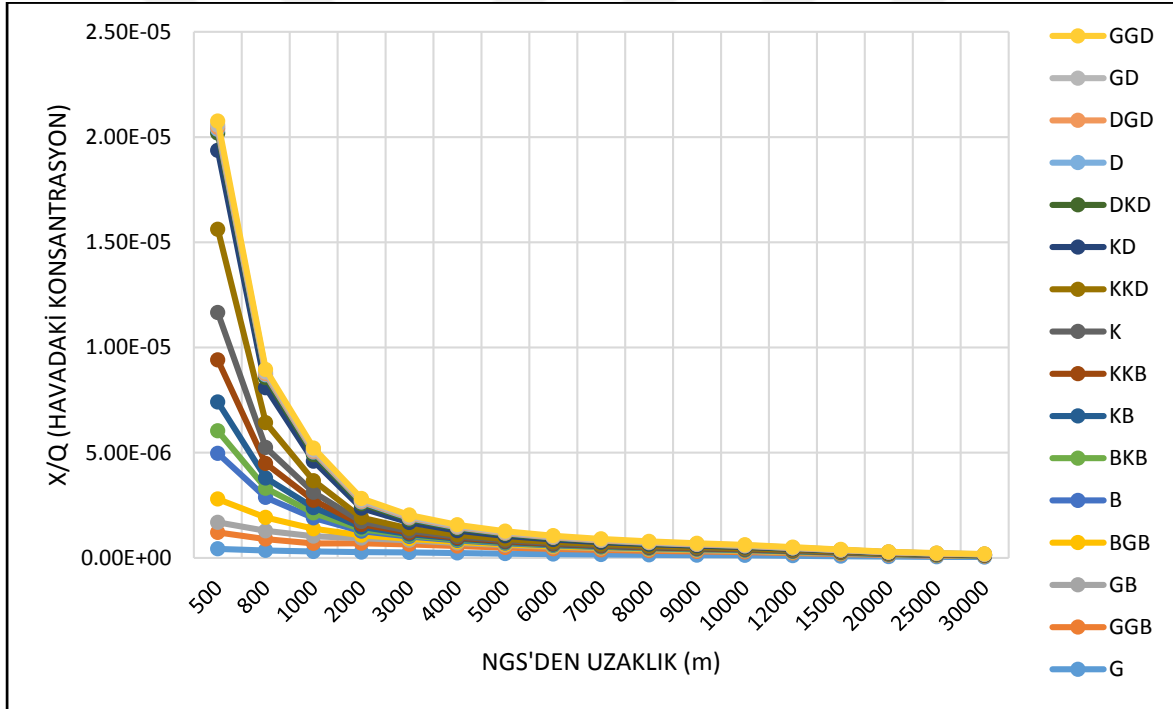
UZAKLIK (KB yönü)	X/Q - Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (KByönü)	X/Q - Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	1.14E-05	8000	1.27E-07
800	4.75E-06	9000	1.09E-07
1000	3.11E-06	10000	9.42E-08
2000	9.55E-07	12000	7.40E-08
3000	5.13E-07	15000	5.52E-08
4000	3.36E-07	20000	3.81E-08
5000	2.44E-07	25000	2.88E-08
6000	1.89E-07	30000	2,30E-08
7000	1.53E-07		



Şekil EK1- 5 Yer Seviyesinden Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Batı (KB)
Yönündeki Dağılım

• 79m Seviyesinden Salım İçin Pavan Kodu İle Yapılan Hesaplama Sonuçları

79m yükseklikten gerçekleşebilecek salım durumu için yapılan hesaplama sonuçları 16 yön için toplu olarak Şekil EK1- 6'da gösterilmektedir. Konsantrasyon değerlerinin tüm yönlerde 6000 m'nin ötesinde 10^{-7} 'den düşük değerlere ulaştığı görülmektedir. Saha ölçümlerinden elde edilen meteorolojik verilerin kullanılmasıyla en yüksek konsantrasyon değerlerine Güney-Doğu, Güney-Güney-Doğu, Doğu-Güney-Doğu, Doğu, Doğu-Kuzey-Doğu, Kuzey-Doğu segmentlerinde ulaşıldığı görülmektedir. Tüm yönlerde elde edilen sonuçlar yer seviyesinden gerçekleşen salımlar neticesinde oluşan hava konsantrasyonu değerlerinden 10 kat daha düşüktür.

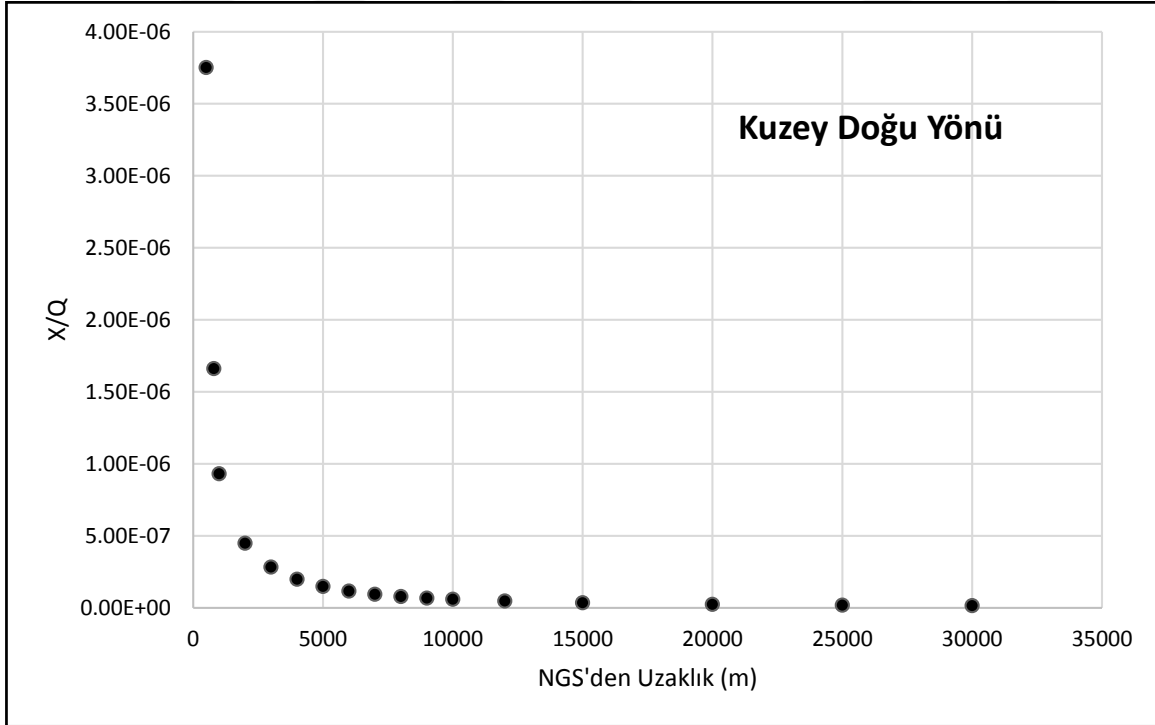


Şekil EK1- 6 79 m Seviyesinden Salım için 16 Yönde Hesaplanan Havadaki
Konsantrasyon Değerleri

Kuzey-Doğu, Kuzey ve Kuzey-Batı yönleri için yapılan hesaplama sonuçları detaylı olarak sırasıyla, Çizelge EK1- 5, Çizelge EK1- 6 ve Çizelge EK1- 7'de verilmektedir. Şekil EK1- 7, Şekil EK1- 8 ve Şekil EK1- 9'da ise elde edilen verilerin grafik sunumu gösterilmektedir. Konsantrasyon değerleri beklenen eğilim ile uyumlu olup, 5.000 m'nin ötesinde değerlerdeki değişimin azaldığı ve neredeyse lineer bir azalma trendi olduğu görülmektedir.

Çizelge EK1- 5 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Kuzey Doğu (KD) Yönünde
Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

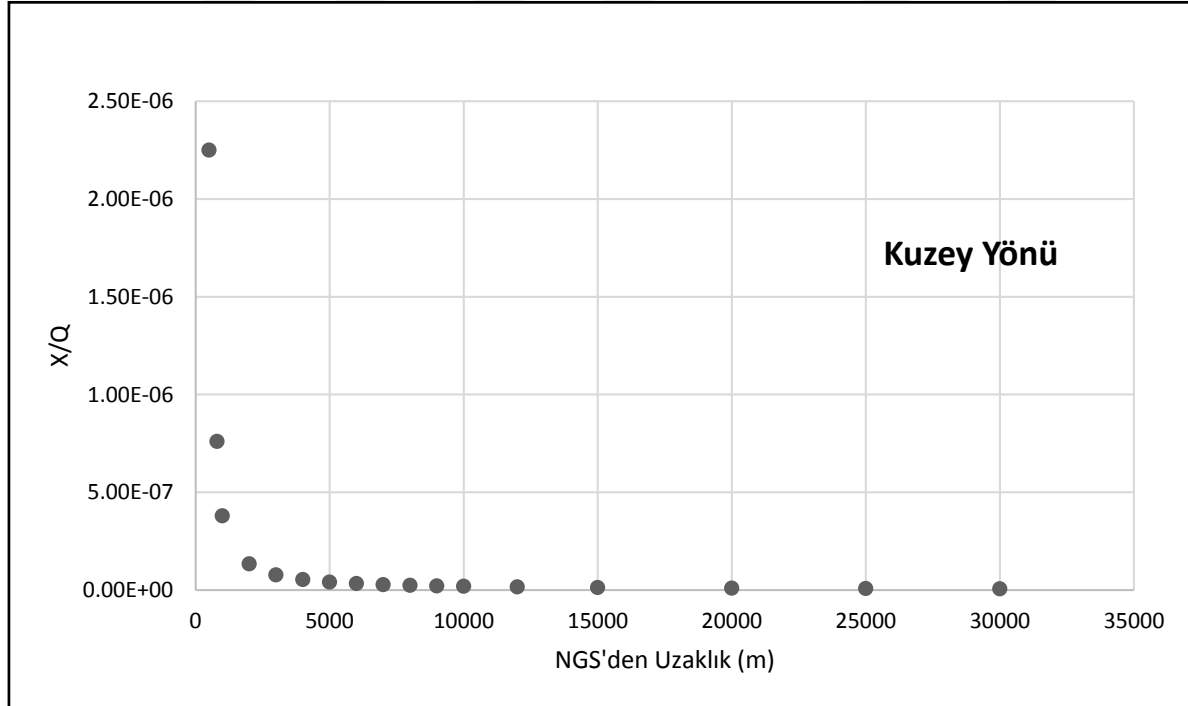
UZAKLIK (KD yönü)	X/Q -Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (KD yönü)	X/Q - Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	3,75E-06	8000	7,78E-08
800	1,66E-06	9000	6,67E-08
1000	9,30E-07	10000	5,81E-08
2000	4,47E-07	12000	4,57E-08
3000	2,82E-07	15000	3,41E-08
4000	1,97E-07	20000	2,34E-08
5000	1,47E-07	25000	1,78E-08
6000	1,15E-07	30000	1,43E-08
7000	9,30E-08		



Şekil EK1- 7 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey-Doğu
Yönündeki Dağılım

Çizelge EK1- 6 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Kuzey (K) Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

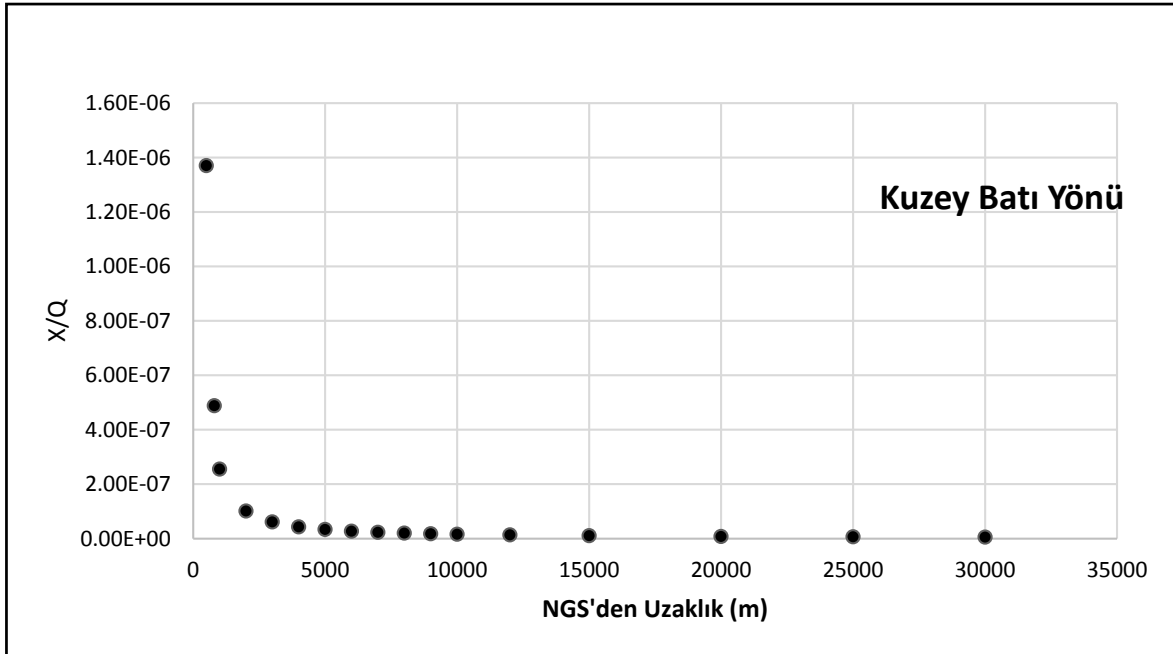
UZAKLIK (K yönü)	X/Q -Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (K yönü)	X/Q -Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	2,25E-06	8000	2,35E-08
800	7,60E-07	9000	2,07E-08
1000	3,79E-07	10000	1,85E-08
2000	1,33E-07	12000	1,53E-08
3000	7,66E-08	15000	1,21E-08
4000	5,29E-08	20000	8,92E-09
5000	4,03E-08	25000	7,14E-09
6000	3,25E-08	30000	5,97E-09
7000	2,73E-08		



Şekil EK1- 8 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Kuzey Yönündeki Dağılım

Çizelge EK1- 7 79m Yükseklikten Seviyesinden Salım için Doğu-Kuzey-Doğu (DKD)
Yönünde Pavan Kodu ile Hesaplanan Atmosferik Dağılım Sonuçları

UZAKLIK (DKD yönü)	X/Q -Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler	UZAKLIK (DKD yönü)	X/Q -Havadaki Konsantrasyon (1/cm ³) Yıllık ortalama değerler
500	1.37E-06	8000	1.99E-08
800	4.88E-07	9000	1.76E-08
1000	2.55E-07	10000	1.57E-08
2000	1.01E-07	12000	1.30E-08
3000	6.07E-08	15000	1.03E-08
4000	4.29E-08	20000	7.67E-09
5000	3.32E-08	25000	6.13E-09
6000	2.71E-08	30000	5.11E-09
7000	2.29E-08		



Şekil EK1- 9 79m Yükseklikten Salım için Pavan Kodu ile Hesaplanan Doğu-Kuzey-Doğu
Yönündeki Dağılım

EK-2

NORMAL İŞLETİM HESAPLAMALARI

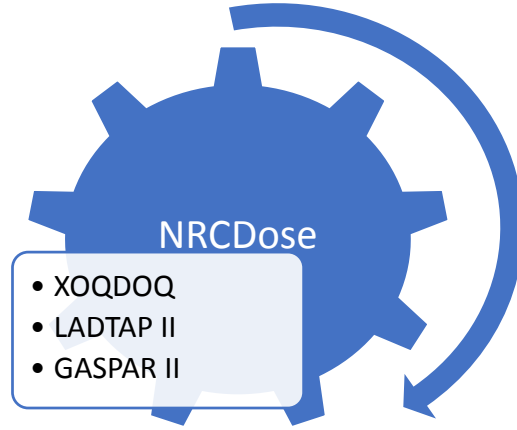
Normal işletim sırasındaki salımlardan kaynaklı, dış ışınlama ve soluma yoluyla gerçekleşecek radyasyon maruziyet dozlarının hesaplanması ve çed verileri ile karşılaştırılması

Bu tez çalışmasında 3. Seviye OGA uygulamasına ek olarak normal işletim sırasındaki radyoaktif madde salımlarının santralin çevresinde ve halkın yaşadığı bölgelerde neden olduğu doz değerlerinin hesaplanması amacıyla NRCDOSE kodunun bir uygulaması gerçekleştirilmiştir. Bu uygulama ile amaçlanan lisanslama süreçlerinde yaygın olarak kullanılan bu kodun tanınması ve ÇED raporunda verilen değerlerin bir doğrulamasının yapılmasıdır.

Kodun Tanıtımı ve Hesaplama Yöntemleri

Çalışmanın bu uygulamasında NRCDose ile rutin, normal işletim sırasında gerçekleşen yıllık salım değerleri ortalama meteorolojik veriler dikkate alınarak atmosferik dağılım ve doz değerleri hesaplanmaktadır. Kaza hesaplamaları için kullanımı uygun değildir. Bunun temel nedeni kaza sırasındaki salımların kısa süre içinde gerçekleşmesidir. Kullanılan matematiksel modeller kısa sürede gerçekleşen bu salımlara yönelik hesaplamaları yapamamaktadır.

NRCDose, kişisel bilgisayarlarda kullanılabilen kullanıcı dostu tasarıma sahip bir bilgisayar kodudur. Kod temelde 3 ana programın bileşimidir. Şekil EK2- 1’de ana programlar listelenmektedir. Bu programlar atmosferik dağılım hesaplamaları için kullanılan XOQDOQ kodu, sıvı formdaki rutin salımlardan dolayı kişilerin maruz kalabileceği doz değerlerinin tahmini için kullanılan LADTAP II kodu ve atmosfere gerçekleşebilecek rutin salımlardan dolayı kişilerin maruz kalabileceği doz değerlerinin tahmini için kullanılan GASPARI II kodudur.



Şekil EK2- 1 NRC Dose Kodunun Bileşenleri

Fortran programlama dilinde geliştirilmiş olan NRC Dose, 169 radyonüklit, 7 organ (kemik, karaciğer, tüm vücut, tiroid, böbrek, akciğer ve kalın bağırsak), 4 yaş aralığı (bebek, çocuk, genç ve yetişkin) için hesaplama yapılabilmektedir. Doz dönüşüm faktörleri ise 1976 yılında yayınlanmış olan “USNRC Regulatory Guide 1.109: Calculation of annual doses to man from routine releases of reactor effluents for the purpose of evaluating 10 CFR Part 50” dokümanından ve “USNRC NUREG-0172: Age Spesific Radiation Dose Commitment Factors For A One Year Chronic Intake (1977)” dokümanından alınmıştır. [61]

NRC Dose’ın sınırlılıkları şunlardır:

- Yalnızca rutin işletim sırasındaki salımlar için hesaplama yapılabilir.
- Bu durum GASPAR ve LADTAP kodlarının varsayımlarından kaynaklanmaktadır.
- Benzer şekilde XOQDOQ kodu ortalama meteorolojik dağılım koşullarını dikkate alabilir.
- Kaza hesaplamaları için kullanılamaz.

a) XOQDOQ Kodu

XOQDOQ kodu, NGS’lerden gerçekleşen rutin salımların meteorolojik değerlendirmesini yapmaktadır. NGS’den 50 mil uzaklığına kadar seçilen 22 uzaklıkta atmosferik dağılım ve birikim faktörleri hesaplanmaktadır. Bu değerlerden 10 farklı uzaklık aralığı için değerler hesaplanır. [57]

Bu kod ile hem rutin hem de beklenmeyen ani salım deęerleri iin hesaplamalar yapılabilir. Ancak NRC Dose iinde yer alan versiyon kaza hesaplamaları iin kullanılmak üzere geliştirilmemiştir. Göreceli atmosferik daęılım faktörleri (X/Q deęerleri) ve birikim faktörleri (D/Q deęerleri) 22 farklı uzaklık iin hesaplanabilir. Program Düz Çizgi Eğilimli Gaussian Bulut Modeli'ne dayanaktadır. Bu modelde atmosfere yayılan maddeler bulutun merkezinden normal olarak daęıtılır. Yayılımın salım noktasından hesaplama yapılacak tüm noktaları düz bir çizgi üzerinden gideceęi kabul edilir.

Kodun sınırlılıkları arasında; birden ok salım kaynaęı iin aynı anda hesaplama yapılamaması, ıslak birikim nedeniyle bulutun küülmesinin dikkate alınamaması ve kaza salımlarının sonucu olarak meteorolojik yönlerinin hesaplanamaması yer almaktadır.

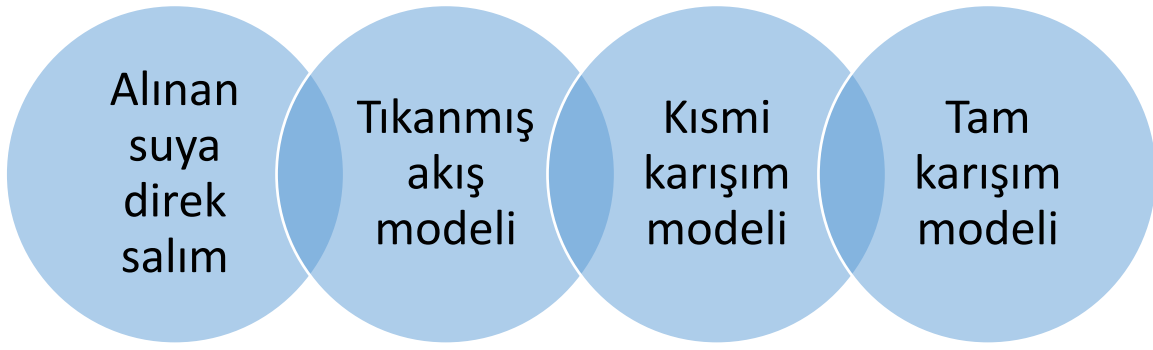
Kod, belirli bir yükseklikten gerekleşen salımlar, yer seviyesinden gerekleşen salımlar veya her iki seviyeden de gerekleşen salımların karışımı iin hesaplama yapabilir.

b) LADTAP II Kodu

Bu kod ile NGS'lerin normal işletimi sırasında gerekleşen sıvı radyoaktif madde salımlarının evreye yayılmasından dolayı oluşan ve insanlara ulaşan doz analizleri yapılmaktadır. Bu kapsamda sıvı radyoaktif maddelerden insanların doza maruz kalmasına neden olabilecek maruziyet yolları arasında şunlar sayılabilir:

- Su ürünlerinin sindirilmesi
- Kıyıdan dış maruziyet
- Botla dolaşma veya yüzme yoluyla maruziyet
- İçme suyunun sindirilmesi
- Sulama yapılan tarla ürünlerinin sindirilmesi

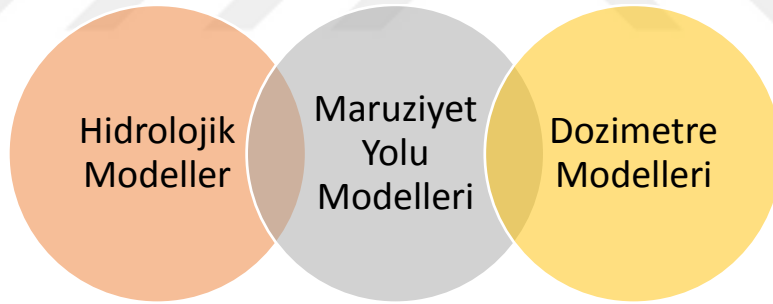
Kodun ana yetenekleri arasında atık su tutulma sistemi ve yüzey sularındaki karıştırmayı temsil etmek iin kullanılan hidrolojik model ile evredeki eşitli su kullanım yerlerinde seçilen grupların maruziyetini tahmin etmek iin kullanılan maruziyet yolu modelleri oluşturmaktadır [62]. Şekil EK2- 2'de kodda yer alan hidrolojik modeller verilmektedir. Bu modellerle ilgili detaylı bilgilere "NUREG 4013" raporundan ulaşılabilir.



Şekil EK2- 2 Kodda Yer Alan Hidrolojik Modeller

Sonuç hesaplamaları kısmında suyun kullanım noktasındaki su konsantrasyonu kullanılmaktadır. Atık havuzundaki atık konsantrasyonu kullanılarak kullanım noktası için hesaplama yapılır. Bunun için seyreltme faktörü ve radyolojik bozunumu hesaplamak için bir geçiş süresi gibi iki önemli parametre dikkate alınır. Sonuçta, tüm maruziyet yollarından, salınan her radyoizotop için tüm vücut ve tiroid dozları hesaplanır. Salınan her radyonüklit için Curie başına doz değerleri listelenmektedir. [62]

Kod kendi içinde 3 temel modelden oluşan bir bütündür. Şekil EK2- 3 'de modeller sıralanmaktadır.



Şekil EK2- 3 LADTAP II'de Kullanılan Modeller

Kodun akışı şu şekilde özetlenebilir:

- Öncelikle yakıttan atık biriktirme havuzuna geçen yıllık radyonüklit salım hızı belirlenir.
- Atık biriktirme havuzu için geliştirilmiş olan hidrolojik modeller kullanılarak yüzey suyuna yıllık salım değerleri hesaplanır.
- Kullanım noktasına ulaşana kadar geçen süredeki nehirler ve kıyıya yakın göl sistemlerinde gerçekleşen tükenme opsiyonel olarak modele dâhil edilebilir.

- Yüzey suyu transport modelleri, insanların veya bitkilerin maruziyetinin gerçekleştiği noktalardaki radyonüklit konsantrasyonlarını tanımlamak için kullanılır.
- Maruziyet yolları modelleri ile balık, su, su ürünleri ve tarım ürünlerinde biriken radyonüklitlerin tüketim miktarları tahmin edilir.
- Ayrıca yüzme, botla dolaşma ve kıyı aktiviteleri nedeniyle oluşabilecek dış maruziyet de hesaplamalara dahil edilir.
- Önceden hesaplanmış doz dönüşüm faktörleri kullanılarak dozimetrik hesaplamalar tamamlanır.

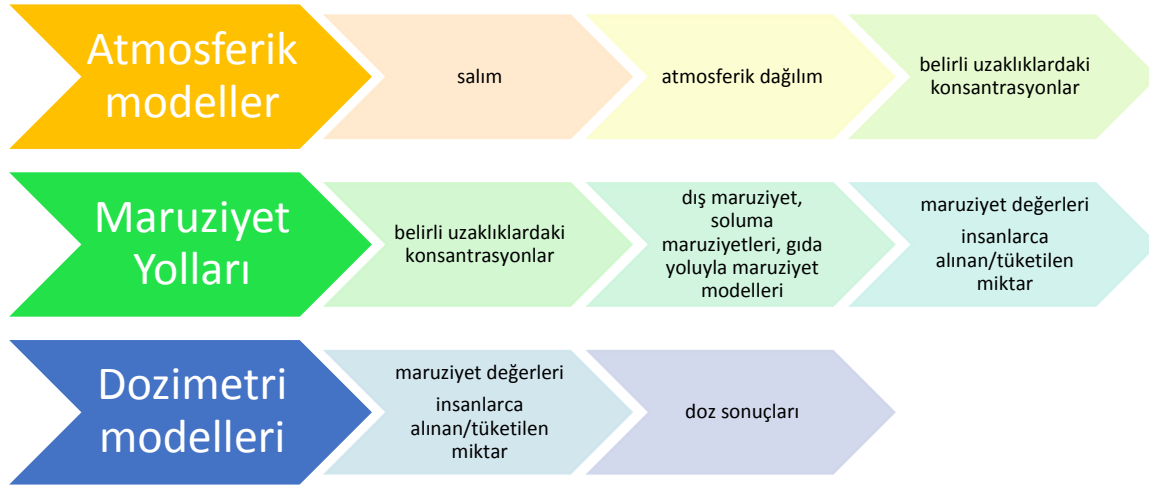
c) GASPAR Kodu

GASPAR, NGS'lerin rutin işletimi sırasında havaya salınan radyoaktif maddeler nedeniyle bireyler ve nüfusun farklı grupları için doz hesaplamaları yapabilen bir koddur. Kodun çalıştırılabilmesi için kullanıcı tarafından seçilen radyonüklitler için kaynak terimlerinin (Curie/yıl) girilmesi gerekir. Buradan atmosferik dağılımlar hesaplanmalıdır. NRC Dose içinde bu işlemi XOQDOQ Kodu gerçekleştirmektedir. Havada ve yer seviyesindeki konsantrasyon değerleri doz hesaplamalarında temel alınır. Hesaplamalara dâhil edilebilen maruziyet yolları arasında aşağıdakiler yer alır:

- Kontamine olmuş yer yüzeyinden dış maruziyet
- Havadaki radyoaktif bulut nedeniyle dış maruziyet
- Havanın solunması
- Çiftlik ürünlerinin (bitki, süt, et) sindirilmesi

Toplumsal doz hesaplamaları iki türde analizi içine alır. İlki 50 millik alan içindeki insanlar için ALARA hesaplarının yapılmasıdır. İkincisi ise ülkedeki tüm insanları içine alan NEPA hesaplarıdır. Bu hesaplarda maruziyet bölgesinde yetişen tarım ürünlerinin ülkenin geneline yayılması ile tüm ülke vatandaşlarının potansiyel maruziyeti göz önüne alınmaktadır. Halkın karşı karşıya olabileceği doz değerleri çocuklar, gençler ve yetişkinler olmak üzere üç yaş grubu için hesaplanmaktadır. Değerler tüm vücut dozu ve tiroid dozu olarak raporlanır. Bireysel dozlar ise bebek, çocuk, genç ve yetişkinler olmak üzere toplam dört yaş grubu için hesaplanmaktadır. Bireysel dozlar kullanıcı tarafından belirlenen uzaklıklar için hesaplanabilmektedir. [63]

GASPAR II kodunda kullanılan matematiksel modeller Şekil EK2- 4’de özetlenmektedir.



Şekil EK2- 4 GASPAR II Kodunda Kullanılan Matematiksel Modeller

Kodun Kullanımı ve Girdileri

Kodun kullanımında öncelikle “XOQDOQ” kodu çalıştırılır. Bu kodun amacı PAVAN kodu ile benzer yöntemlerle atmosferik dağılımları hesaplamaktır. Atmosferik dağılımlar hesaplandıktan sonra oluşturulan sonuç dosyası “GASPAR” koduna girdi olarak yüklenir. Böylelikle GASPAR kodu ile atmosferik dağılımın neden olduğu dış ışınlama ve soluma dozları hesaplanır.

XOQDOQ kodu için kullanılan meteorolojik veriler PAVAN giriş dosyasında kullanılan verilerle aynıdır. Bir kontrol aracı olarak iki kodun çıktıları karşılaştırılmıştır. Bu noktadan sonra hesaplama sonuçları girdi olarak GASPAR koduna yüklenmiştir. Çizelge EK2- 1’de Akkuyu ÇED Raporunda verilen 4 üniteden gerçekleşeceği öngörülen radyonüklit salımları ve aktiviteleri verilmiştir. Bu veriler atmosferik dağılım verileri ile birlikte GASPAR girdisi olarak kullanılmıştır.

Çizelge EK2- 1 Normal İşletin Sırasında Salımı Öngörülen Radyonüklitler ve Aktiviteleri

Radyonüklit	4 Ünite Nominal Güçte Çalışırken Gerçekleşen Salım (Bq)	Radyonüklit	4 Ünite Nominal Güçte Çalışırken Gerçekleşen Salım (Bq)
^{85m} Kr	8,80 E+11	¹³¹ I (o)	3,52 E+7
⁸⁷ Kr	7,60 E+11	¹³² I (o)	1,68 E+7
⁸⁸ Kr	1,68 E+12	¹³³ I (o)	6,80 E+7
¹³³ Xe	9,20 E+13	¹³⁴ I (o)	5,60 E+6
¹³⁴ Xe	2,88 E+12	¹³⁵ I (o)	3,16 E+7
¹³⁸ Xe	1,40 E+11	¹³¹ I (a)	1,16 E+8
¹³¹ I (m)	2,64 E+7	¹³² I (a)	6,80 E+7
¹³² I (m)	1,40 E+7	¹³³ I (a)	2,36 E+8
¹³³ I (m)	4,80 E+7	¹³⁴ I (a)	2,44 E+7
¹³⁴ I (m)	4,80 E+6	¹³⁵ I (a)	1,24 E+8
¹³⁵ I (m)	2,48 E+7	¹³⁴ Cs	4,00 E+5
I: (m) molekül formu, (a) aerosol formu, (o) organik formu		¹³⁷ Cs	6,40 E+5

Kodun bir diğer önemli girdisi NGS'nin etrafındaki yerleşim bilgileridir. Toplam nüfus her bir rüzgârgülü segmentine 0-10km, 10-20km ve 20-30km uzaklıklara dağıtılmıştır. 30km çap içinde kalan alandaki toplam nüfus 2011 yılında 31467 iken 2017 yılında 28150'ye düşmüştür. Hesaplamalara bu nüfusa ilave olarak lojman yerleşkesinde bulunacağı tahmin edilen 4500 kişi de dahil edilmiştir. 30km çap içinde toplam 38 yerleşim yeri bulunmaktadır. Bu yerleşim yerlerinin çoğunluğunu 6360 sayılı kanun ile mahalle statüsüne getirilmiş köyler oluşturmaktadır. Nüfusun çoğunluğunu ise özellikle Gülnar ve Aydıncık ilçe merkezlerindeki mahalleler oluşturmaktadır. Çizelge EK2- 2'de hesaplamalarda kullanılan nüfus verileri gösterilmektedir.

Çizelge EK2- 2 Akkuyu NGS 0-20km Çaplı Çevresindeki Yerleşim Yerleri ve Nüfusları

Yerleşim Yeri Mahalle	2017 yılı TÜİK verileri	2011 yılı TÜİK verileri
	0-10 km	
Büyükeceli	975	1235
Kocaşlı	68	70
Tepe	104	123
Yanışlı	230	138
Sipahili	377	430
TOPLAM	1754	1996
	10-15 km	
Yeşilovacık	1935	3030
Hırmanlı	356	268
Beydili	67	81
TOPLAM	2358	3379
	15-20 km	
Işıklı	1465	1140
Uşakpınarı	212	220
Dedeler	358	409
Çavuşlar	292	346
Korucuk	177	225
Kavakoluğu	53	63
Delikkaya	198	215
Emirhacı	51	66
Tırnak	84	103
Eskiyürük	591	570
Yeniyürük	196	179
Yeniyürükkaş	59	58
Hacıbahattin	301	327
Aydıncık	6419	7915
TOPLAM	10456	11836

Çizelge EK2-2 Akkuyu NGS 0-20km Çaplı Çevresindeki Yerleşim Yerleri ve Nüfusları - devamı

Yerleşim Yeri Mahalle	2017 yılı TÜİK verileri	2011 yılı TÜİK verileri
	20-25 km	
Akdere	1268	1720
Gökbelen	170	183
Kayrak	630	713
Mollaömerli	88	118
Bozağaç	160	142
Yassıbağ	79	84
Teknecik	58	27
Duruhan	417	388
Karaseki	114	90
Yenikaş	1006	1096
TOPLAM	3990	4561
	25-30 km	
İmamuşağı	654	644
Balandız	154	172
Cılbayır	101	114
Pelitpınarı	196	247
Çukurasma	653	677
Gülner	7835	7841
TOPLAM	9592	9695

Kodun çalıştırılmasında kullanılan diğer parametreler ve alt programların girdileri Çizelge EK2- 3’de verilmektedir.

Çizelge EK2- 3 Kodun Diğer Girdileri

XOQDOQ – Atmosferik dağılım hesaplamaları				
Parametre	Değer			
Santralin Adı	Akkuyu NGS			
Salım noktası	Havalandırma Bacası - İç çap=2,9m - Ortalama salım hızı=0,0m/sn - Salım yüksekliği=110m			
Rüzgâr ölçümlerinin sensör yüksekliği	10 m			
Rüzgâr hızı kategorilerinin sayısı	5			
Minimum kesit alanı	2.000m ²			
Sakin rüzgârların oranı	%3			
Ortak frekans dağılımı (yüzde)	Çizelge 4-26, Çizelge 4-27, Çizelge 4-28			
Her hız kategorisindeki maksimum rüzgâr hızları	2.1m/sn; 3.6m/sn; 5.7m/sn; 8.8m/s, 11.1 m/sn			
X/Q değerinin hesaplanacağı mesafeler	800m → 30.000m			
Düzeltilme katsayıları	S/SSW/SW/N/NNE/NE/ENE yönlerinde “2”			
GASPAR – Doz Hesaplamaları				
Parametre	Değer			
Meteorolojik dağılım verileri	XOQDOQ kodunun çıktısı olarak üretildi			
Radyoaktif madde kaynak terimi	Çizelge EK2- 1			
Nüfus Verisi (2011)	Bölge	5mil	10mil	20mil
	N-NNE	1358	346	247
	NNE-NE		629	469
	NE-ENE		4438	2364
	WSW-W			1096
	W-WNW	430	8242	90
	WNW-NW	138	749	473
	NW-NNW		250	8862
	NNW-N	70	278	938
Lojman Bölgesi Nüfusu	4600 yaklaşık 3 mil mesafede			

Sonuçlar

Normal işletim sırasındaki radyoaktif madde salımlarından kaynaklanan, radyoaktif bulut nedeniyle dış ışınlama, toprakta birikim nedeniyle dış ışınlama ve 1-2 yaş çocukların soluma yollarıyla maruz kalacağı öngörülen radyasyon dozları NRCDOSE kodu ile hesaplanmıştır. Hesaplamalar 16 sektör için tekrarlanmış olup, bu bölümde özellikle yerleşim bölgelerinin bulunduğu Kuzey, Kuzeydoğu ve Kuzeybatı yönlerinde elde edilen sonuçlar sunulmuştur. Çizelge EK2-4'de Kuzey, Çizelge EK2-5'de Kuzeybatı, Çizelge EK2-6'da Kuzeydoğu yönü için 2011 yılı nüfus verileri kullanılarak, elde edilen hesaplama sonuçları ÇED raporunda sunulan verilerle kıyaslamalı olarak verilmektedir.

Sonuçlar ÇED raporu ile uyumludur. Mertebe farkları 2.000m'ye kadar olan uzaklıklarda ve 30km uzaklıkta hafif artış göstermektedir. Bunun nedeni atmosferik dağılım hesaplamalarının yapıldığı XOQDOQ kodunun kullandığı dağılım modelidir. Atmosferik dağılım modelinden kaynaklı olarak katsayılar nedeniyle santralin yakın çevresi (<1.000 m) ve 16.000m (>10mil) uzaklıktan daha uzak değerler için yapılan hesaplamalarda ÇED raporu ile daha farklı sonuçlar elde edilmiştir. Öte yandan aynı model, ağır kaza sonucu oluşacak maruziyet dozlarının hesaplanmasında kullanılan RASCAL kodunun da atmosferik dağılım modelidir. RASCAL'ın kullanılan versiyonunda 1.000 m'den yakın ve 16.000m (~10mil)'den uzak mesafeler için düzeltme yapılmıştır. Bu nedenle RASCAL sonuçlarında benzer bir sorunla karşılaşılmamıştır.

Hesaplama sonuçları farklı maruziyet yolları açısından incelendiğinde karşılaşılabilecek en yüksek maruziyet dozlarının radyoaktif buluttan kaynaklı dış maruziyet olduğu görülmektedir. Bunu sırasıyla topraktaki birikimden kaynaklı dış ışınlama ve 1-2 yaş çocuklar için soluma sonucu oluşan maruziyetler takip etmektedir.

Hesaplama sonuçları farklı yönler açısından incelendiğinde en yüksek değerlerin kuzeydoğu yönünde olduğu görülmektedir. Bunda hem rüzgâr hızı tekrarlanma frekanslarının hem de o yöndeki nüfus yoğunluğunun etkisi olduğu düşünülmektedir.

Çizelge EK2-4 Kuzey Yönünde Maruziyet (Sv/yıl)

Uzaklık ¹⁵ (m)	Buluttan Dış Işınlanma ¹⁶	ÇED ¹⁷	Soluma ¹⁸	ÇED	Toprakdan Dış Işınlanma ¹⁹	ÇED
800	13,0E-08	1,99E-08	17,7E-11	4,89E-11	6,89E-10	1,87E-10
1000	8,40E-08	1,95E-08	1,14E-11	4,80E-11	4,82E-10	1,84E-10
2000	21,4E-09	9,97E-09	3,21E-12	24,7E-12	14,8E-11	9,47E-11
3000	13,7E-09	5,42E-09	1,80E-12	13,5E-12	7,35E-11	5,19E-11
4000	9,16E-09	3,37E-09	1,17E-12	8,47E-12	4,48E-11	3,25E-11
5000	6,49E-09	2,29E-09	8,44E-13	58,0E-13	2,99E-11	2,23E-11
10000	18,4E-10	6,50E-10	2,82E-13	17,1E-13	86,0E-12	6,57E-12
13000	13,8E-10	3,97E-10	19,8E-13	10,7E-13	55,6E-12	4,10E-12
30000	36,2E-11	7,74E-11	6,00E-14	2,32E-13	13,5E-13	8,99E-13

Çizelge EK2-5 Kuzeybatı Yönünde Maruziyet (Sv/yıl)

Uzaklık (m)	Buluttan Dış Işınlanma	ÇED	Soluma	ÇED	Toprakdan Dış Işınlanma	ÇED
800	10,7E-08	1,76E-08	14,7E-12	43,2E-12	8,85E-10	1,66E-10
1000	6,87E-08	1,73E-08	9,26E-12	42,4E-12	6,09E-10	1,63E-10
2000	57,2E-09	8,83E-09	7,63E-12	21,8E-12	49,4E-11	8,38E-11
3000	23,7E-09	4,80E-09	3,11E-12	12,0E-12	18,4E-11	4,59E-11
4000	13,0E-09	2,98E-09	1,69E-12	7,49E-12	9,07E-11	2,88E-11
5000	8,40E-09	2,02E-09	1,09E-12	5,13E-12	5,40E-11	1,97E-11
10000	18,1E-10	5,75E-10	2,76E-13	15,1E-13	11,3E-12	5,81E-12
13000	13,1E-10	3,51E-10	1,88E-13	9,42E-13	7,26E-12	3,63E-12
30000	33,2E-11	6,85E-11	5,51E-14	20,5E-14	16,28E-13	7,95E-13

¹⁵ Akkuyu NGS'den radyal uzaklıktır.

¹⁶ Radyoaktif bulut nedeniyle oluşan dış ışınlanma yoluyla radyasyon maruziyetlerinin hesaplanan değerleridir.

¹⁷ Akkuyu NGS ÇED Raporunda normal işletim sırasındaki radyasyon maruziyeti için verilen değerlerdir.

¹⁸ 1-2 yaş soluma yoluyla radyasyon maruziyetlerinin hesaplanan değerleridir.

¹⁹ Toprakta biriken radyoaktif maddeler nedeniyle bir yılda gerçekleşen maruziyettir.

Çizelge EK2-6 Kuzeydoğu Yönünde Maruziyet (Sv/yıl)

Uzaklık (m)	Buluttan Dış Işınlanma	ÇED	Soluma	ÇED	Topraktan Dış Işınlanma	ÇED
800	95,4E-08	7,27E-08	13,1E-11	17,9E-11	34,5E-10	6,84E-10
1000	61,1E-08	7,13E-08	8,45E-11	17,5E-11	24,1E-10	6,72E-10
2000	16,7E-08	3,64E-08	2,56E-11	9,02E-11	7,28E-10	3,46E-10
3000	11,1E-08	1,98E-08	1,44E-11	4,95E-11	3,68E-10	1,90E-10
4000	7,25E-08	1,23E-08	9,53E-12	31,0E-12	2,18E-10	1,19E-10
5000	53,4E-09	8,36E-09	6,81E-12	21,2E-12	14,9E-11	8,13E-11
10000	16,0E-09	2,38E-09	2,28E-12	6,24E-12	4,21E-11	2,40E-11
13000	8,78E-09	1,45E-09	1,48E-12	3,89E-12	2,70E-11	1,50E-11
30000	2,74E-09	2,83E-10	4,69E-13	8,47E-13	6,60E-12	3,28E-12



HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLERİ ENSTİTÜSÜ
DOKTORA TEZ ÇALIŞMASI ORJİNALLİK RAPORU

HACETTEPE ÜNİVERSİTESİ
FEN BİLİMLER ENSTİTÜSÜ
NÜKLEER ENERJİ MÜHENDİSLİĞİ ANABİLİM DALI BAŞKANLIĞI'NA

Tarih: 10/07/2018

Tez Başlığı / Konusu: NÜKLEER GÜÇ SANTRALLERİNDE AĞIR KAZALAR İÇİN 3+ SEVİYE OLASILIKLI GÜVENLİK ANALİZİ YÖNTEMİNİN GELİŞTİRİLMESİ VE AKKUYU NÜKLEER GÜÇ SANTRALI İÇİN UYGULANMASI

Yukarıda başlığı/konusu gösterilen tez çalışmamın a) Kapak sayfası, b) Giriş, c) Ana bölümler d) Sonuç kısımlarından oluşan toplam 309 sayfalık kısmına ilişkin, 09/07/2018 tarihinde tez danışmanım tarafından *Turnitin* adlı intihal tespit programından aşağıda belirtilen filtrelemeler uygulanarak alınmış olan orijinallik raporuna göre, tezimin benzerlik oranı %3 'tür.

Uygulanan filtrelemeler:

- 1- Kaynakça hariç
- 2- Alıntılar dâhil
- 3- 5 kelimedenden daha az örtüşme içeren metin kısımları hariç (FİLTRE KULLANILMADI)

Hacettepe Üniversitesi Fen Bilimleri Enstitüsü Tez Çalışması Orjinallik Raporu Alınması ve Kullanılması Uygulama Esasları'nı inceledim ve bu Uygulama Esasları'nda belirtilen azami benzerlik oranlarına göre tez çalışmamın herhangi bir intihal içermediğini; aksinin tespit edileceği muhtemel durumda doğabilecek her türlü hukuki sorumluluğu kabul ettiğimi ve yukarıda vermiş olduğum bilgilerin doğru olduğunu beyan ederim.

Gereğini saygılarımla arz ederim.

10/07/2018

Adı Soyadı: Veda Duman Kantarcıoğlu

Öğrenci No: N10144077

Anabilim Dalı: Nükleer Enerji Mühendisliği

Programı: Nükleer Enerji Mühendisliği

Statüsü: ☐ Y.Lisans ☒ Doktora ☐ Bütünleşik Dr.

DANIŞMAN ONAYI

UYGUNDUR.

Doç. Dr. Şule Ergün

(Unvan, Ad Soyad, İmza)

ÖZGEÇMİŞ

Kimlik Bilgileri

Adı Soyadı : Veda DUMAN KANTARCIOĞLU

Doğum Yeri : Ankara

Medeni Hali : Evli

E-posta : veda.duman@gmail.com

Adresi : Çankaya/Ankara

Eğitim

Lise : 2002 - Ankara Atatürk Lisesi

Lisans : 2007 - Hacettepe Üniversitesi – Nükleer Enerji Müh. Bölümü

Yüksek Lisans : 2010 - Hacettepe Üniversitesi – Nükleer Enerji Müh. Bölümü

Doktora : 2018 - Hacettepe Üniversitesi – Nükleer Enerji Müh. Bölümü

Yabancı Dil ve Düzeyi

İngilizce: YDS 85

İş Deneyimi

2007 – 2013 Araştırma Görevlisi : Hacettepe Üniversitesi – Nükleer Enerji Müh. Bölümü

2013 – 2017 AFAD Uzmanı : Başbakanlık Afet ve Acil Durum Yönetimi Başkanlığı

2017 - Uzman : Başbakanlık Müsteşarlığı

