

T.M.M.O.B

Türk Mühendis ve Mimar Odaları Birliđi

TMMOB
KÜTÜPHANE

(24)

NÜKLEER ENERJİ RAPORU

1997 - ANKARA

Araştırma Dizisi : 9
Nükleer Enerji Raporu

Hazırlayan
Fizik Mühendisleri Odası

Birinci Basım
Haziran - 1997

Dizgi
P Dizgi
432 01 93

Baskı
Kozan Ofset
341 14 27

ISBN 975-395-223-6

Türk Mühendis ve Mimar Odaları Birliği
Konur Sokak No: 4 Kat: 1 Kızılay/ANKARA
Tel (0.312) 418 12 75 • 417 52 38
Faks: (0.312) 417 48 24

SUNUŞ

Ülkemizde nükleer güç santralleri ile ilgili konulardaki tartışmalar, yıllardır sürdürülmektedir. Bu tartışmalarda;

1. Ülkenin elektrik enerjisi gereksinimi konusunda gerçekçi bir talep projeksiyonunun bulunmadığı, enerji talebine ilişkin resmi verilerin sağlıklı olmadığı ve hatta çarpıtıldığı,

2. Resmi enerji politikasının belirlenemediği, tartışmaların yoğunlaştığı her dönemde resmi olarak savunulan politikanın "nükleer güç santrali seçeneğini kullanmak zorundayız aksi takdirde şu kadar yıl sonra ülke karanlığa gömülecektir" şeklinde olduğu,

3. Sahip olduğumuz özellikle yenilenebilir enerji kaynaklarının değerlendirilmesi için gerekli tedbirlerin alınması yerine kimi zaman iyi niyetli bazı girişimlerin güdük kalması için çaba harcandığı ve bu anlayışla TEK Yeni ve Yenilenebilir Enerji Kaynakları Müdürlüğü'nün gereksiz bulunarak kapatıldığı, ifade edilmektedir.

Zaman zaman alevlenen tartışmalarda tarafların ortaya koyduğu hususların konu ile ilgili doğru ve güvenilir kaynaklardan sağlanan bilgilere dayanmadığı ya da bilgi eksikliği içinde olduğu tartışmaların doğru ve bilimsel bir çerçevede yürütülemediği gözlenmektedir. Tartışmalar çoğunlukla bilerek ya da bilmeyerek bir münazara kazanma anlayışı ile sürdürülmüştür.

Bugün nükleer güç santrallerinin ihale aşamasına getirildiği bir dönemde, ülkenin bir nükleer enerji politikası gerçekten yoktur. Nükleer güç santralleri bu konu ile ilgili sorumlulukları olan Kuruluşların kadrolarını sırf siyasi mülahazalarla alt üst etmekte mahzur görmeyen uzmanlaşmak için eğitim politikaları olmayan bir devlet yapılanmasının üstesinden gelebileceği basit yapılar değildir, bu santrallerin kurulmasından ve işletilmesinden sorumlu olan Kuruluşların mevcut yapılanmaları bu iş için yeterli hale getirilememiştir. Ülkenin geleceğini çok uzun vadeli olarak ilgilendiren ve büyük sorumluluk gerektiren bu konuda, otuz yıldır gözlemlenebildiği kadarıyla işin sadece İHALE edilmesi için çaba harcanmaktadır.

TMMOB Yönetim Kurulu, özellikle sözü edilen bilgi eksikliğinin giderilmesinde yararlı olacağı düşüncesi ile Fizik Mühendisleri Odası tarafından hazırlanan elinizdeki raporun yayınlanmasına karar vermiştir. Uzun bir zamana

yayılan yoğun bir emeğin ürünü olan bu rapor kapsamında konu ile ilgili teknik bilgilerin yanında, nükleer güç santrallerinin kullanılmasının belirlenmesi durumunda oluşturulması gereken devlet politikasının unsurları da ayrıntılı olarak verilmektedir.

Yönetim Kurulumuz bu raporu yayınlarken konu ile ilgili olarak TMMOB adına bir tavır belirlemeyi değil, raporun nükleer güç santralleri konusunda TMMOB ve Odalarımız bünyesinde de çeşitli yönleriyle yoğun olarak süren tartışmalara katkıda bulunmasını amaçlamaktadır.

Saygılarımızla,

TMMOB Yönetim Kurulu

ÖNSÖZ

Atom çekirdeğinin parçalanması, yirminci yüzyılın en önemli bilimsel olaylarından biri olarak kabul edilmiş, parçalanma sonucu ortaya çıkan büyük enerji ne yazık ki, ilk olarak atom bombası olarak kullanılmış, daha sonra elektrik enerjisi üretiminde bu enerjiden faydalanılması düşüncesi, nükleer güç reaktörlerini gündeme getirmiştir.

Türkiye, 1956 yılında Başbakanlık Atom Enerjisi Komisyonunun kurulması ile, dünyada nükleer enerji alanında çalışmaları başlatan ilk ülkeler arasında yer almıştır.

Nükleer Güç Santrallerine yönelik ilk çalışmalar 1965 yılında başlatılmış, fakat 30 yılı aşkın bir süredir ülkenin bu konuda sahip olması gereken kararlı ciddi ve hükümetler üstü politikası ve programı belirlenemediği gibi somut bir enerji programı da ortaya konmamıştır.

Ülkemizin bir türlü somutlaştırılmayan gerçek enerji talebi ile buna bağlı enerji programı ve yıllardır tartışılan alternatif enerji arayışları, nükleer güç santrallerini yeniden ve hızla ülke gündemine getirmiş bulunmaktadır.

Nükleer güç tesisleri, ülkemizde yeterince bilinmemekte, çoğu kimse tarafından yanlış değerlendirilmekte ve değerlendirilmesi gereken bir çok husus da gözardı edilmektedir.

Nükleer enerjiyi elektrik enerjisine çeviren nükleer güç santralleri; yüksek teknolojiye sahip, tasarımından işletmeden çıkarılmasına kadarki tüm safhalarda sürdürülen faaliyetlerde özel uygulamalar gerektiren ve katı disiplini olan tesislerdir.

Bu Rapor, fazla bilimsel ve teknik ayrıntıya girmeden nükleer güç tesislerinin dünyadaki durumunu, özelliklerini ve teknolojileriyle ilgili temel hususları objektif olarak ortaya koymakta, raporda, diğer enerji kaynaklarıyla ilgili herhangi bir mukayese yapılmamakta fakat böyle bir mukayesede rol oynayacak verilerin tanımlanmasına çalışılmaktadır.

Rapor kapsamında;

- Bu teknolojinin çok hassas ve birçok meslek branşının konularını kapsayan bir özelliğinin olduğu,
- İlk yatırım maliyetinin çok yüksek olması ve projenin belli bir aşamasından sonraki herhangi bir gecikme durumunda tesis sistem ve bileşenlerinin çok özel şartlarda korunması gerektiğinden, projedeki gecikmelerin ekonomik ve teknik yönden büyük sorunlar yaratacağı,
- Şayet elektrik enerjisi gereksiniminin nükleer güç santrallerinden

karşılanması benimsenmişse, bunun "Devlet Politikası" olarak kabul edilmesi ve öncelikle bir "Nükleer Güç Programı"nın oluşturulması ve bu programın teknoloji transferi programını da ihtiva etmesi,

- Ülkenin politik, ekonomik ve sosyo ekonomik durumu ile, alt yapıyı oluşturan; Elektrik şebekesinin yapısı, Kuramsal çerçeve, Kalifiye insan gücü ve eğitimler, Bilgi ve teknoloji transferi, Finans durumu,

ile ilgili hususlar etüd edilmeden nükleer güç santralı projesine girilmesi durumunda, projenin yürütülmesiyle ilgili ortaya çıkabilecek sorunların ciddiyeti vurgulanmak istenmiştir.

Bu rapor; 6-7 Mart 1996 tarihlerindeki Fizik Mühendisleri Odasının VI. Bilimsel ve Teknik Kurultayı'nda sunularak tartışılmıştır. Fizik Mühendisleri Odası olarak bundan sonraki çalışmalarımızda raporun kapsamında yer alan konuların ayrıntısına girilmesi planlanmaktadır.

Raporun hazırlanmasında büyük katkıları olan FMO-Nükleer Çalışma Grubundaki uzman arkadaşları gönülden kutlar, bu konuda sürdürülecek çalışmalarda raporun faydalı olacağını umarım.

Ali ALAT
FMO-Başkanı

İÇİNDEKİLER

1. GİRİŞ	1
2. NÜKLEER HAMMADDE	2
2.1 Uranyum	2
2.1.1 Türkiye'nin Uranyum Rezervi	9
2.2 Toryum	9
2.2.1 Türkiye'nin Toryum Rezervi	10
2.3 Reaktör Tiplerine Göre Yakıt Çevrimi ve Atıklar	10
2.3.1 Reaktör Tiplerine Göre Yakıt Çevrimi	10
2.3.1.1 Uranyum Çevrimi Adımları	10
2.3.2 Nükleer Yakıt Atıkları	17
3. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARI	21
3.1 Genel	21
3.2 Kurulu Nükleer Güç	21
3.3 Nükleer Reaktör Tipleri	27
3.3.1 Hafif Su Soğutmalı Nükleer Güç Reaktörleri	28
3.3.1.1 Basınçlı Su Reaktörü (PWR: Pressurized Water Reactor)	28
3.3.1.2 Kaynar Sulu Reaktörler (BWR-Boiling Water Reactor)	31
3.3.1.3 Kaynar Sulu ile Basınçlı Su Reaktörlerinin Karşılaştırılması ...	33
3.3.2 Ağır Sulu Reaktörler	34
4. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ GÜVENLİĞİ, KALİTESİ VE LİSANSLAMASI	41
4.1 Nükleer Güvenlik İlkeleri	41
4.1.1 Yer Seçimi	41
4.1.1.1 Topografya	41
4.1.1.2 Jeoloji	41
4.1.1.3 Sismoloji	41
4.1.1.4 Hidroloji ve Su Baskınları	42
4.1.1.5 Meteoroloji	42
4.1.1.6 Nüfus	42
4.1.2 Projelendirme	42
4.1.2.1 Güvenlik İlkeleri	43
4.1.2.1.1 Yedeklilik	43
4.1.2.1.2 Farklılık	43
4.1.2.1.3 Fiziksel Ayırım	43
4.1.2.1.4 Tek-Hata Kriteri	43
4.1.2.2 Güvenlik İşlevleri	44
4.1.2.3 Güvenlik Sınıflandırılması	44
4.2 Kalite Güvencesi	45
4.3 Güvenlik Analizi	46
4.3.1 Güvenlik Gereksinimi	46
4.3.1.1 Fisyon Ürünleri Engelleri	46
4.3.2 Kaza Karakteri	47
4.3.3 En Büyük Kaza	47
4.3.4 Kaza Analizi	48
4.4 Nükleer Güç Santrallarının Lisanslanması	48
4.4.1 Lisanslama Organizasyonu	49

4.4.1.1 Gözden Geçirme ve Değerlendirme	50
4.4.1.2 Denetim ve Yaptırım	50
4.4.2 Lisanslama Mevzuatı	51
4.4.3 Lisanslama Kademeleri	52
4.4.4 Türkiye'de Lisanslama	53
5. DÜNYA'DA NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ EKONOMİSİ	56
5.1 Birim Elektrik Enerjisi Üretim Maliyeti	56
5.1.1 İlk Yatırım Maliyeti	57
5.1.2 Nükleer Yakıt Maliyeti	57
5.1.3 Bakım ve İşletme Maliyeti	58
5.1.4 Dış Maliyet	58
6. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ ÇEVRE ve SAĞLIK ETKİSİ	60
6.1 Doğal Çevre ve Diğer Radyasyon Kaynakları	60
6.2 Radyasyonun Etkileri	62
6.3 Radyasyon Sınır Değerleri	63
6.4 Radyasyondan Korunma	65
6.5 Nükleer Güç Santrallerinde Normal İşletme Halinde Radyoaktif Madde Salınımı	65
6.6 Nükleer Güç Santrallerinde Kaza Halinde Radyoaktif Madde Salınımı	68
6.6.1 Çernobil Kazası	70
6.6.2 TMI Kazası	73
6.7 Nükleer Atıklar	73
6.8 Isıl Kirlenme	74
6.9 Elektrik Enerjisi Üretiminde Birincil Kaynakların Riskleri	75
7. NÜKLEER ENERJİ PROGRAMI KAPSAMINDA YAPILMASI GEREKEN ÇALIŞMALAR	79
7.1 Nükleer Enerji Programıyla İlgili Temel Faktörler	80
7.1.1 Elektrik Şebekesinin Yapısı	80
7.1.2 İlgili Kurumsal Çerçeve	81
7.1.3 Kalifiye İnsan Gücü ve Eğitimler	82
7.1.3.1 Yetkili Kuruluşun İnsangücü Gereksinimi ve Nitelikleri	83
7.1.3.2 İşletici Kuruluşun Personel Gereksinimi ve Nitelikleri	84
7.1.3.2.1 Anahtar Personelin Sahip Olması Gereken Nitelikler	85
7.1.3.2.2 İşletmeden Sorumlu Vardiya Personeli	85
7.1.3.3 Kalite Güvencesi Personelinin Eğitimi ve Nitelikleri	86
7.1.3.3.1 Aranan Nitelikler	86
7.1.3.3.2 İş Eğitiminin Değerlendirilmesi:	88
7.1.3.3.3 İş Eğitiminin Amaçları	88
7.1.3.3.4 Adayların Değerlendirilmesi	89
7.1.3.3.5 Niteliğin Korunması	89
7.1.3.3.6 Kayıtlar	89
7.1.4 Endüstriyel Yapılanma ve Teknoloji Transferi	94
7.1.4.1 Endüstriyel Yapılanma	94
7.1.4.2 Teknoloji ve Bilgi Transferi	95
7.1.4.3 Nükleer Standartlar	97
7.1.5 Finans	100
7.1.6 Fizibilite Çalışmaları	100
7.1.7 Proje Öncesi ve İnşaat Öncesi Yürütülen Çalışmalar	102

1. GİRİŞ

Türkiye'deki yüksek gelişme hızı (ort % 5) ve nüfus artışı (ort % 2), elektrik enerjisinde talep artışını % 5 lerin üstüne çıkarmakta ve bu durum, elektrik enerjisi arzında çok hızlı artışları gerektirmektedir. Ekonomik İşbirliği ve Kalkınma Teşkilatı (OECD) ülkeleri ile gelişmekte olan ülkelerdeki elektrik enerjisi tüketim artışlarına bakıldığında, gelişmekte olan ülkelerin enerji talebinin artış hızının, gelişmiş ülkelerdekinden 2-3 misli fazla olduğu görülmektedir.

Elektrik enerjisi talebiyle ilgili yapılan çalışmalarda, 2010 yılında Türkiye'nin talebinin karşılanabilmesi için, 60 GWe kurulu güç kapasitesine ihtiyacın olacağı belirtilmektedir.

Ülkenin enerji gereksiniminin karşılanmasıyla ilgili politikalar tespit edilirken; dışa en az bağımlı temiz ve yenilenebilir kaynaklardan yararlanılmasına öncelik verilmesi, kurulacak tesislerin çevre etkilerinin mutlaka dikkate alınması, bunların insan sağlığına ve çevreye verebilecekleri zararlar ve bu zararların giderilmesi maliyetlerinin, değerlendirilmesi gerekir.

Bu değerlendirmeler sonucunda sağlıklı ve gerçekleşmesi mümkün çözümlere ulaşılabilmesi; öncelikle seçeneklerin belirlenmesi, tanıtılması ve kamuoyu oluşturarak her kesimin bu konuda desteğinin sağlanması ile mümkün olabilecektir. Bu hususlarda sürdürülecek faaliyetlerde, devlet ve sanayi kuruluşları, meslek odaları, üniversiteler, araştırma kuruluşları ile bu konuda bilgi birikimi ve deneyimi olan bütün kişi ve kuruluşlara görevler düşmektedir.

Bu nedenlerden dolayı, dünya elektrik enerjisi gereksiniminin yaklaşık % 17'sinin karşılandığı nükleer enerji konusunda ilgili kişi ve kuruluşları aydınlatmak ve bu konuda gereksinim duyulacak verileri objektif olarak sağlamak amacıyla bu rapor hazırlanmıştır.

Yedi bölümden oluşan raporun ikinci, üçüncü, dördüncü bölümlerinde; nükleer hammadde, nükleer güç santrallerinin ülkelere göre dağılımı ve nükleer reaktör tipleri, nükleer güç santrallerinin güvenliği ve lisanslanması konularında bilgi verilmektedir. Beşinci ve altıncı bölümlerinde; nükleer güç santrallerinin ekonomisi, çevre ve insan sağlığına etkileri anlatılmaktadır. Son bölüm nükleer enerji programında yapılması gereken çalışmalar kapsamında yer alan; elektrik şebekesi yapısı, ilgili kurumsal çerçeve, kalifiye insan gücü ve eğitimler, teknoloji transferi, finans, fizibilite çalışmaları, proje öncesi ve inşaat öncesi yürütülen çalışmalar ile ilgili hususlar açıklanmaktadır.

2. NÜKLEER HAMMADDE

2.1 Uranyum

Dünyadaki nükleer güç üretim programları paralelinde nükleer hammadde potansiyeli ve yakıt çevrimleri konusundaki çalışmalar ve araştırmalar sürdürülmektedir. Nükleer gücün uzun süreli enerji kaynağı olarak kullanılabilmesi, bu santrallarda yakıt olarak kullanılan ve stratejik bir madde olan uranyumun yeterince sağlanabilmesine bağlıdır.

Uranyum kaynakları, jeolojik yapılarına göre aşağıdaki şekilde tanımlanmaktadır;

Görünür Kaynaklar: Bilinen mineral yataklarında bulunan ve günümüz teknolojsi ile belirlenen üretim maliyet sınırları içinde elde edilebilir uranyumu ifade eder.

Muhtemel Kaynaklar (I): Görünür kaynaklara ilaveten jeolojik yapısı nedeniyle iyi araştırılmış bölgelerin uzantılarında ve jeolojik sürekliliği belirlenmiş yataklarda bulunması beklenen uranyumu ifade eder.

Bilinen Kaynaklar: Görünür Kaynaklar ve Muhtemel Kaynaklar (I) in toplamı olarak tanımlanır.

Muhtemel Kaynaklar (II): Muhtemel Kaynaklar (I)'e ilaveten mineralleşmenin olduğu bilinen yatakların bulunduğu bölgelerdeki veya iyi bilinen jeolojik eğilimlerde bulunması beklenen uranyumu ifade eder. Bu kaynakların güvenilirliği Muhtemel Kaynaklar (I) den daha azdır.

Mümkün Kaynaklar: Muhtemel Kaynaklar (II) ye ek olarak dünyada bulunduğu kabul edilen fakat keşfedilmemiş kaynaklardır.

Diğer Bilinen Kaynaklar: Yukarıdaki tanımlara tam olarak uymayan kaynaklardır.

Bu kaynaklar, OECD/NEA ile UAEA tarafından Tablo 2.1.1 de gösterildiği şekilde üretim maliyetlerinin ekonomik değerine ve elde edilebilirlik tahminlerindeki güvenilirliğe göre sınıflara ayrılmaktadır. Bu sınıflardaki kaynakların üretim maliyetleri, çıkarma, taşıma, işletme, çevre ve atık yönetimi, üretim dışı ünitelerinin bakımı ve yeni üretim ünitelerinin eklenmesi, amortisman ve vergilerin de dahil olduğu bütün harcamaları kapsar.

Ülkelerin Görünür ve Muhtemel (I) Kaynakları Tablo 2.1.2 ve Tablo 2.1.3 de ayrı ayrı verilmektedir. Diğer Bilinen Kaynaklar ise Tablo 2.1.4 de verilmektedir.

Tablo 2.1.1 OECD/NEA ve UAEA ya göre Uranyum Kaynaklarının Sınıflandırılması[1]

130-260 \$/kg U	Görünür Kaynaklar (a)	Muhtemel Kaynaklar(I) (b)	Muhtemel Kaynaklar(II) (c)	Mümkün Kaynaklar (d)	↑ Ekonomik Değer Azalış
80-130 \$/kg U	Görünür Kaynaklar (a)	Muhtemel Kaynaklar (I) (b)	Muhtemel Kaynaklar (II) (c)	Mümkün Kaynaklar (d)	
80 \$/kg. U ya kadar	Görünür Kaynaklar Rezerv (a)	Muhtemel Kaynaklar (I) (b)	Muhtemel Kaynaklar (II) (c)	Mümkün Kaynaklar (d)	
→ Tahmin Güvenilirliğindeki Azalış →					

(a) Görünür Kaynaklar (Reasonably Assured Resources)

(b) Muhtemel Kaynaklar (I) (Estimated Additional Resources (I))

(c) Muhtemel Kaynaklar (II) (Estimated Additional Resources (II))

(d) Mümkün Kaynaklar (Speculative Resources)

Tablo 2.1.2 Görünür Kaynaklar (1000 ton U)[1]

ÜLKELER	<80\$/kgU	80-130\$/kgU	<130\$/kgU
Cezayir	26,00	0,00	26,00
Arjantin	3,40	2,25	5,65
Avustralya	633,00	77,00	710,00
Brezilya	162,00	0,00	162,00
Kanada	270,00	111,00	381,00
Orta Afrika Cum.	8,00	8,00	16,00
Çek Cum.	11,77	19,44	31,21
Danimarka	0,00	27,00	27,00
Finlandiya	0,00	1,50	1,50
Fransa	16,04	8,91	34,95
Gabon	10,01	0,00	10,01
Almanya	0,00	3,00	3,00
Yunanistan	1,00	0,00	1,00
Macaristan	0,37	0,30	0,67
Endonezya	0,00	6,27	6,27
İtalya	4,80	0,00	4,80
Japonya	0,00	6,60	6,60
Kore Cum.	0,00	11,80	11,80
Meksika	0,00	1,70	1,70
Namibya	160,59	31,23	191,82
Nijerya	57,40	29,70	87,10
Peru	1,79	0,00	1,79
Portekiz	7,30	1,60	8,90
Slovenya	0,00	1,80	1,80
Somali	0,00	6,60	6,60
Güney Afrika	204,71	53,85	258,56
İspanya	9,15	2,31	11,46
İsveç	0,00	4,00	4,00
Türkiye	9,13	0,00	9,13
ABD	113,00	253,00	366,00
Zaire	1,80	0,00	1,80
Bulgaristan	7,93	0,00	7,93
Kazakistan	439,50	159,20	598,70
Mogolistan	62,00	0,00	62,00
Romanya	7,30	1,60	8,90
Ukrayna	42,60	38,40	81,00
Zimbabve	1,80	0,00	1,80

Tablo 2.1.3 Muhtemel Kaynaklar I (1000 ton U)[1]

ÜLKELER	<80 \$/kgU	80-130 \$/kgU	<130 \$/kgU
Arjantin	2,10	1,15	3,25
Avustralya	154,00	40,00	194,00
Avusturya	0,70	1,00	1,70
Brezilya	100,20	0,00	100,20
Kanada	30,00	43,00	73,00
Çek Cum.	1,66	17,79	19,45
Danimarka	0,00	16,00	16,00
Fransa	1,95	0,19	2,14
Gabon	5,86	-	5,86
Almanya	0,00	4,00	4,00
Yunanistan	6,00	0,00	6,00
Macaristan	1,25	14,39	15,64
Endonezya	-	1,67	1,67
İtalya	0,00	1,30	1,30
Kore Cum.	0,00	3,00	3,00
Meksika	0,00	0,70	0,70
Namibya	90,82	16,70	107,51
Nijerya	6,00	-	6,00
Peru	1,86	0,00	1,86
Portekiz	1,45	0,00	1,45
Slovenya	5,00	0,00	5,00
Somali	0,00	3,40	3,40
Güney Afrika	55,84	19,40	75,24
İspanya	10,69	2,77	13,46
İsveç	0,00	6,00	6,00
Bulgaristan	8,40	0,00	8,40
Mogolistan	21,00	0,00	21,00
Romanya	-	-	6,04
Ukrayna	20,00	30,00	50,00
Kazakistan	195,90	63,40	259,30
Vietnam	0,49	0,05	0,54
Zaire	1,70	0,00	1,70

Tablo 2.1.4 Diğer Bilinen Kaynaklar (1000 ton U) [1]

ÜLKELER	80\$/kgU dan az	130\$/kgU dan az	Maliyeti belirlenmemiş
Şili	-	-	0,30
Çin	-	-	64,00
Hindistan	-	-	74,38
Rusya Fed.	215,00	295,10	-
Özbekistan	-	-	225,00

Ülkelerin kısa dönem uranyum üretim kapasiteleri ile ilgili verileri Tablo 2.1.5 de, 2010 yılına kadar uranyum ihtiyaçları ise Tablo 2.1.6 da verilmektedir. Uranyum üretimi, nükleer reaktörlerin gereksinimleri paralelinde değişiklik göstermekte ve bu gereksinim bugünkü şartlarda büyük ölçüde önceki yılların nükleer hammadde stoklarından karşılanmaktadır.

Dünya piyasasındaki uranyum fiyatları, piyasadan temin edilme şekline bağlı olarak farklılıklar gösterir:

1. Uzun vadede bir kontrata bağlı olarak yapılan anlaşmalarda belirlenen uranyum fiyatları,
2. Üretici ve tüketicilerin ellerindeki stokları dengelemek için yaptığı alım satımlardaki market fiyatları, olmak üzere iki şekildedir.

Uranyum fiyatlarında, ticari öneminin anlaşıldığı 1960' lı yılların sonlarından günümüze kadarki belirli dönemlerde değişiklikler olmuştur. 1972 yılında stokların oluşması nedeniyle 13 \$ /kg U nun altına düşen uranyum fiyatları 1974 yılı başlarında nükleer enerjiye ağırlık verilmesine paralel olarak artmış ve 1978 yılında 115 \$/kg U'ya yükselmiştir. 1979 yılı ortalarından itibaren düşmeye başlayan fiyatlar, 1984 yılı ortalarında 42 \$/kg U civarında olmuştur. 1986 yılında 70 \$/kg U ya yükselen fiyatlar daha sonra tekrar düşmeye başlamıştır. 1990 yılında uranyumun spot market fiyatı 25.4 \$/kg U iken 1994 Ekim ayında NUExCO fiyatları ithalat kısıtlaması olan ülkeler için 24.21 \$/kg U (restricted price), ithalat kısıtlaması olmayan ülkeler için 18.33 \$/kg U (unrestricted price) ya düşmüştür. 1995 Temmuz ayında kısıtlanmış fiyat 30.94 \$/kg U ya, kısıtlamasız fiyat ise 20.80 \$/kg U ya yükselmiştir. 1994 ve 1995 yıllarında ki uranyum fiyatları Tablo 2.1.7 de verilmektedir.

Tablo 2.1.5 Kısa Dönem Uranyum Üretim Kapasitesi (ton U/yıl)[1]

ÜLKELER	1995		1996		2000		2005		2010	
	A-II	B-II	A-II	B-II	A-II	B-II	A-II	B-II	A-II	B-II
Aranın	70	70	70	70	b	b	b	b	b	b
Avustralya	4.200	4.200	4.200	4.200	5.900	5.900	5.900	5.900	5.900	5.900
Belçika (a)	45	45	45	45	b	b	b	b	b	b
Brezilya (b)	400	400	400	400	500	500	0	1.360	0	1.360
Kanada	9.840	9.840	10.820	10.820	8.500	13.900	0	8.900	0	8.900
Çek Cum.	1.000	1.000	1.000	1.000	550	700	80	280	30	30
Fransa	1.500	1.500	1.500	1.500	500	500	0	0	0	0
Gabon	700	700	700	700	700	700	700	700	700	700
Macaristan	200	200	200	200	-	-	-	-	-	-
Kazakistan	2.300	2.300	2.500	2.500	2.800	2.950	3.300	4.000	3.300	4.400
Hindistan	230	230	230	230	230	230	230	440	230	440
Namibya	3.000	3.000	3.000	3.000	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000	4.000
Nijer	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500	3.500
Pakistan (c)	30	30	30	30	50	50	100	100	100	100
Portekiz	50	50	50	200	50	200	50	200	50	200
G. Afrika (d)	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900	1.900
İspanya	800	800	800	800	b	b	b	b	b	b
ABD	1.277	3.366	1.154	4.589	1.404	6.438	846	7.341	104	5.039
Zimbabve (e)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	350
TOPLAM	31.042	33.131	32.099	35.684	30.584	41.465	20.606	38.971	19.814	36.819

A: Kurulu ve kurulmakta olan tesisler.

B: Kurulu, kurulmakta olan, planlanmış ve muhtemel tesisler.

b: bilinmiyor

(a) Maliyeti kg U başına 130 \$ a kadar

(b) B II statüsü için 2005 ve 2010 yılında kg U başına 40 \$ a kadar

(c) Sekreteryaya tahmini

(d) OECD/NEA-IAEA, "1993 Uranium: Resources, Production and Demand", OECD, Paris, 1994.

(e) OECD/NEA-IAEA, "1991 Uranium: Resources, Production and Demand", OECD, Paris, 1992.

Tablo 2.1.6 Reaktörlerin Yıllık Uranyum Gereksinimi (ton U)[1]

ÜLKELER	1994	1995	2000	2005	2010 düşük	2010 yüksek
Cezayir	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	100(a)
Arjantin	150	150	300	300	293(a)	419(a)
Ermenistan	0	89(a)	179(a)	179(a)	179(a)	288(a)
Beyaz Rusya	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	100(a)
Belçika	1.030	1.030	1.030	1.030	1.030	1.030
Brezilya	120	120	120	370	620	620
Bulgaristan	844	844(a)	844(a)	555(a)	458(a)	915(a)
Kanada	1.900	1.900	1.900	2.000	2.000	2.000
Çin (c)	300	300	420	1.600	3.000	3.000
Hırvatistan	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	155(a)
Küba	0	0	0(a)	98(a)	98(a)	196(a)
Çek Cum.	370	335	700	700	700	700
Mısır	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	100(a)
Finlandiya	450	450	450	450	450	450
Fransa	8.900	8.900	8.600	9.000	9.500	9.500
Almanya	3.000	3.300	3.000	3.000	3.000	3.000
Macaristan	420	420	420	420	420	420
Hindistan	194	220(a)	325(a)	403(a)	509(a)	1.120(a)
Endonezya	0	0(a)	0(a)	99(a)	99(a)	198(a)
İran	0	0(a)	0(a)	0(a)	141(a)	256(a)
İtalya	0	0	0	0	0(a)	94(a)
Japonya	7.700(b)	7.700(b)	9.700(b)	11.500(b)	13.000(b)	13.000(b)
Kazakistan	50	50	50	450	1050	1050
Kore, D.H.Cu.	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	314(a)
Kore Cum.	1.580	1.850	2.640	2.990	3.306(a)	3.989(a)
Litvanya	470	450	415	310	310	310
Meksika	169	323	248	215	253(a)	253
Hollanda	95	99	94	11(b)	0(a)	302(a)
Pakistan	16	16(a)	16(a)	39(a)	39(a)	67(a)
Filipinler	0	0	0(a)	0(a)	0(a)	206(a)
Polonya	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	100(a)
Romanya	0	100	200	300	500	500
Rusya Federasyonu	4.210	4.210(a)	4.806(a)	4.800(a)	5.499(a)	6.643(a)
Slovak Cum.	440	440	495	330	330	330
Slovenya	102	102(a)	102(a)	102(a)	102(a)	102(a)
Güney Afrika	200	200	200	200	200	200
İspanya	1.320	1.375	1.054	1.360	1.360	1.360
İsviçre	1.500	1.500	1.500	1.500	0(a)	0(a)
İsviçre	532	532	532	532	462	462
Tavland	0	0(a)	0(a)	0(a)	0(a)	170(a)
Türkiye	0	0	0	210	420	420
Ukrayna	2.015	2.650	2.793	2.500	2.500	2.609
İngiltere	2.820	2.520	2.610(b)	1.610(b)	1.470(b)	1.470(b)
ABD	15.600	18.400	17.800	19.000	14.700	14.700
OECD	46.596	49.879	51.158	54.408	50.951	52.030
DÜNYA TOPLAM	57.308	61.386	64.353	69.288	69.125	74.677

(a) Sekreteryaya tahmini.

(b) Dünya Toplamı içine Tayvan'a ait veriler dahildir.

Tablo 2.1.7 1994 ve 1995 Uranyum Fiyatları[1]

	1994 (Ekim)	1995 (Temmuz)
	\$/kg U	\$/kg U
NUEXCO* kısıtlanmış	24,21	30,94
NUEXCO kısıtlanmamış	18,33	20,80

* Nuclear Exchange Corporation

2.1.1 Türkiye'nin Uranyum Rezervi

Türkiye' de uranyumla ilgili olarak birçok sahada yapılan çalışmalar çeşitli nedenlerden dolayı yeterli hassasiyetle sürdürülememiştir. Bugüne kadar yapılan aramalar sonucunda bulunan uranyum yataklarının tenör ve görünür rezervleri şöyledir:

Köprübaşı	: % 0.04-0.05 U ₃ O ₈ ortalama tenörlü, 2852 ton
Fakılı	: % 0.05 U ₃ O ₈ ortalama tenörlü, 490 ton
Küçükçavdar	: % 0.05 U ₃ O ₈ ortalama tenörlü, 208 ton
Demirtepe	: % 0.08 U ₃ O ₈ ortalama tenörlü, 1729 ton
Sorgun	: % 0.1 U ₃ O ₈ ortalama tenörlü, 3850 ton

2.2 Toryum

Dünyada toryumlu nükleer santrallerin teknolojisi henüz gelişmediğinden doğrudan toryum aramalarına yönelik çalışmalara önem verilmemiş, nadir toprak elementleri içeren bastnazit ve monazit yatakları için aramalar yapılmıştır. Dünyada bulunan önemli toryum rezervleri Tablo 2.2.1'de verilmiştir.

Tablo 2.2.1 Toryum Rezervi (1000 ton)[2]

ÜLKELER	Çıkarılabilir	Belirlenmiş*
ABD	158	298
Avustralya	44	49
Brezilya	16	18
Kanada	100	100
Hindistan	292	300
Malezya	4	4
Norveç	166	183
G.Afrika Cum.	117	96
TOPLAM	932	1.087

* Derinlik, kalınlık, cins ve kalite bakımından madencilik ve üretim işlemlerine bağlı olarak fiziksel ve kimyasal özellikleri belirlenmiş kısımdır.

2.2.1 Türkiye'nin Toryum Rezervi

Türkiye'de toryum aramalarına 1960 yılında MTA tarafından başlanmış ve aynı yıl Eskişehir-Sivrihisar-Kızılcaören köyü yakınlarındaki toryum yatağı bulunmuştur. Aralıklı olarak 1976 yılına kadar devam ettirilen detay jeoloji, yarma, sondaj gibi çalışmalarla sahanın potansiyelinin belirlenmesine çalışılmıştır. Sonuçta söz konusu sahada yaklaşık 380 000 ton görünür ThO_2 ve önemli miktarda nadir toprak elementi rezervi belirlenmiştir. Bu rezerv sahanın kesin potansiyeli değildir. Toryum tenörü, seçme numunelerde %3'e kadar çıksa da yatağın ortalaması %0.2'dir. Toryum yatağının bulunduğu saha ETIBANK'a devredilmiş olup Toryum rezervinin kesin olarak tespiti için çalışmalar sürdürülmektedir.

2.3 Reaktör Tiplerine Göre Yakıt Çevrimi ve Atıklar

Nükleer yakıt çevrimi; uranyum aramalarından, kullanılmış yakıtın yeniden işlenmesi sonucu çıkan atıkların işleme tabi tutularak gömülmesine kadar olan adımları kapsar.

2.3.1 Reaktör Tiplerine Göre Yakıt Çevrimi

1) Ağır Sulu Reaktörler için; uranyum çıkarma, arıtma, UO_2 üretimi, UO_2 yakıt fabrikasyonu ve kullanılmış yakıtların depolanması, atık olarak işlem görmesi veya kullanılmış yakıtın yeniden işlenerek tekrar yakıt olarak kullanılması.

2) Hafif Sulu Reaktörler için; uranyum çıkarma, arıtma, UF_6 ya dönüştürme, zenginleştirme, UO_2 yakıt fabrikasyonu ve kullanılmış yakıtların depolanması atık olarak işlem görmesi veya kullanılmış yakıtların yeniden işlenerek tekrar yakıt olarak kullanılması. (Şekil 2.3.1.1)

3) Hızlı Reaktörler için; her iki tip reaktörde kullanılmış yakıt içindeki Pu-239 un yeniden işlendikten sonra reaktör yakıtı haline sokularak kullanılması.

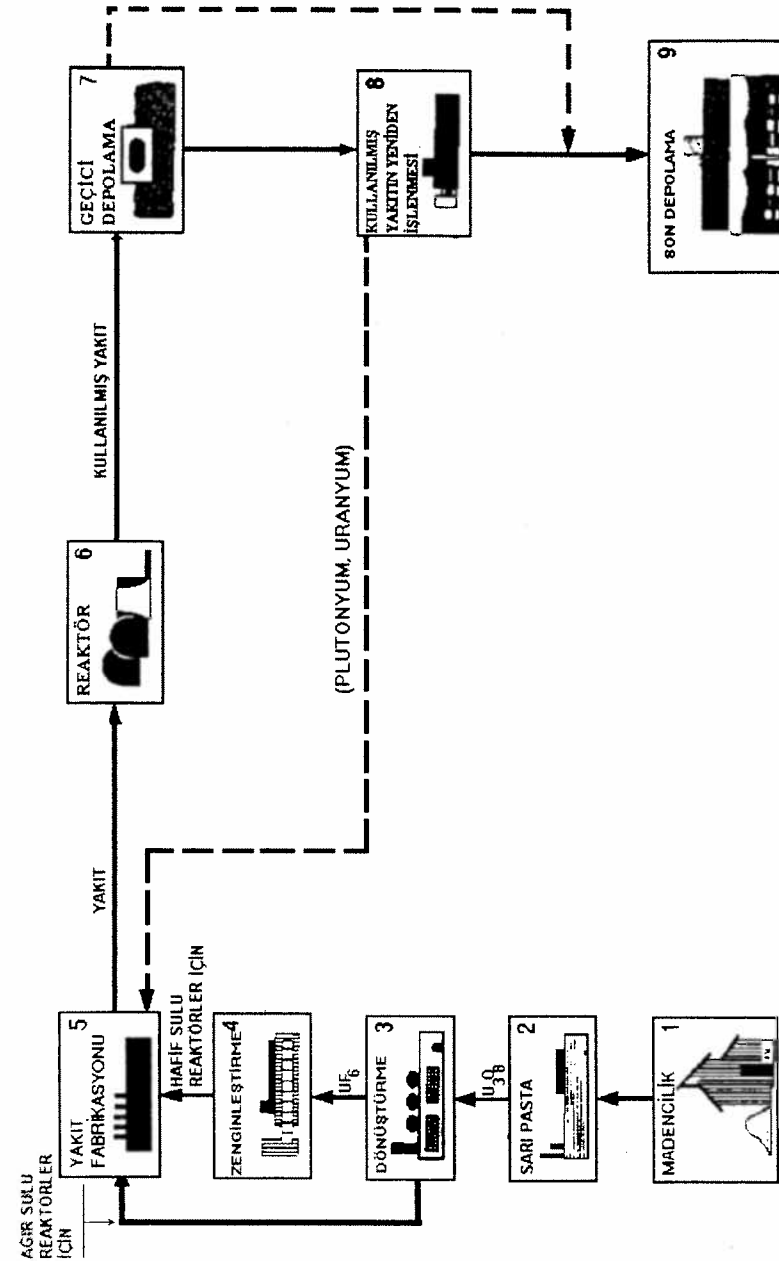
Doğal uranyum içindeki uranyum izotopları yüzdeleri:

$\text{U}234$	% 0,0056
$\text{U}235$	% 0,71
$\text{U}238$	% 99,2846

Uranyum rezervleri U_3O_8 cinsinden ifade edilmektedir. 1 ton U_3O_8 0.85 ton metal uranyuma eşdeğerdir.

2.3.1.1 Uranyum Çevrimi Adımları

Halen dünyada kullanılmakta olan uranyum madenleri U_3O_8 cinsinden % 0.1 ile %1 oranında zengindir. Bu sebeple çıkarılan maden yerinde bir ön yoğunlaştırma işlemine tabi tutulur. Ön yoğunlaştırma sonucu %50 ile %70 U_3O_8 'den oluşan uranil nitrat elde edilir, çeşitli kimyasal işlemlerden sonra saflaştırılır, yoğunlaştırılıp çöktürülerek uranyum oksit elde edilir. Dünyadaki uranyum cevher işleme kapasiteleri Tablo 2.3.1.1.1.' de verilmektedir.



Şekil 2.3.1.1 Hafif Sulu ve Ağır Sulu Reaktörler İçin Yakıt Çevrimi

Tablo 2.3.1.1.1 Madencilik ve Cevher İşleme Kapasiteleri (t U/y)[3]

ÜLKELER	KAPASİTE
Arjantin	120
Avustralya	4.155
Brezilya	420
Kanada	13.700
Çin	300
Çek Cumhuriyeti	2.300
Fransa	1.500
Gabon	1.550
Macaristan	500
Hindistan	200
Kazakistan	2.200
Kırgızistan	1.800
Namibya	4.250
Nijer	4.300
Pakistan	51
Portekiz	114
Romanya	600
Rusya	4.600
Güney Afrika	1.900
İspanya	806
Ukrayna	800
ABD	2.565
Özbekistan	3.000
TOPLAM	51.131

UO₃ kullanım amacına göre UO₂ veya UF₆ ya dönüştürülür. 1995'te spot market dönüştürme fiyatı 4 \$/kg U; dönüştürme talebi ise 59 000 t U olmuştur. 1995 uranyum dönüştürme kapasitesi Tablo 2.3.1.1.2 de verilmiştir. UF₆ ya dönüştürmenin amacı hafif sulu reaktörlerde kullanılan zengin uranyumu elde etmektir.

Tablo 2.3.1.1.2 1995 te Uranyum Dönüştürme Kapasiteleri (t U/y)[4]

Firmalar	Kapasite
Uranyum oksitten UF ₆ ya dönüştürme (doğal uranyum)	
Comurhex (Fransa)	14.000
Minatom (Rusya Fed.)	18.700
ConverDyn (ABD)	12.700
Cameco (Kanada)	10.500
British Nuclear Fuels plc (İngiltere)	6.000
Atomic Energy Corp. of South Africa (Güney Afrika)	1.400
Instituto de Pesquisas Energeticas e Nucleares-Comissao Nacional de Energia Nuclear (Brezilya)	20
China Nuclear Energy Industry Corp. (Çin)	400
Yeniden işlemeden elde edilen uranyumdan UF ₆ ya dönüştürme	
Comurhex (Fransa)	350
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp (Japonya)	135

Doğal uranyumdaki U-235 oranını yaklaşık % 0.71 den daha yüksek oranlara çıkarmak için zenginleştirme işlemi gerekmektedir. Uranyum zenginleştirme işlemleri kullanılan tekniğe göre Gaz Difüzyon, Gaz Santrifüj, Lazer, Faz dengelerine dayalı zenginleştirme, Kimyasal değişme işlemine dayalı zenginleştirme, Aerodinamik zenginleştirme, Becker Nozzle, Vortex Tube, Fees Shock zenginleştirme olarak sınıflandırılır. Bu metodlar içinde Gaz Difüzyon ve Gaz Santrifüj en çok kullanılan metodlardır. 1995 yılında zenginleştirme spot market fiyatı 90-100 \$/SWU ve zenginleştirme talebi ise 30 000 kSWU olmuştur. Dünyadaki zenginleştirme tesisleri Tablo 2.3.1.1.3 'de verilmiştir.

Tablo 2.3.1.1.3 Zenginleştirme Kapasiteleri (MSWU/y) [4]

Ülkeler	Metod	Kapasite
Çin	Gaz Difüzyon	0,6
	Gaz Santrifüj	0,2
Fransa	Gaz Difüzyon	10,8
İngiltere	Gaz Santrifüj	3,2
Japonya	Gaz Santrifüj	0,7
Rusya	Gaz Santrifüj	10,0
G. Afrika	Helicon	0,3
Amerika	Gaz Difüzyon	19,2
TOPLAM		45,0

Zenginleştirilmiş uranyumun sinterlenerek UO_2 tabletleri halinde zirkaloy tüpler içine doldurulması ve reaktör tipine göre gereken sayıda yakıt çubuğunun demet haline getirilmesiyle yakıt fabrikasyonu tamamlanır. Dünyadaki nükleer enerji üretim kapasitesinin büyük kısmını oluşturan PWR ve BWR tipi reaktörler için 1994 te toplam 18 ülkedeki uranyum yakıt fabrikasyon kapasitesi 12310 t U/y olmuştur. 1994 yılı uranyum yakıt fabrikasyon kapasitesi Tablo 2.3.1.1.4 de verilmiştir.

Kullanılmış yakıtlara direk olarak son depolama yapılabildiği gibi içindeki fisil olan Pu ve U nun ayrılarak tekrar kullanılmasına (reprocess) karar vermek için geçici depolama da yapılabilir.

Kullanılmış yakıt stratejisine karar verilirken politik, ekonomik, güvenlik ve çevre faktörleri dikkate alınır. 1994'te dünya reaktörlerinden çıkan kullanılmış yakıt yaklaşık 10500 t Ağır Metal olmuştur. Kullanılmış yakıt depolama tesisleri reaktör içinde ve/veya reaktörden uzakta olabilir. Ayrıca depolama tesisleri yaş veya kuru depolama olarak da sınıflandırılır. 1994'te reaktör dışında toplam depolama kapasitesi 55280 t Ağır Metaldir. Bunun %93 ü yaş depolama, % 7 sı kuru depolama şeklindedir. 1995 yılı yeniden işleme fiyatı 800 \$/kgU dur.

Reaktörden çıkan yakıt en az üç ay bekletildikten sonra reprocess tesislerinde işleme alınır. Yakıt mekanik işlemlerden geçtikten sonra kimyasal işlemlere tabi tutulur. Böylece plutonyum, uranyum ve fisyon ürünleri birbirlerinden ayrılmış olur (Tablo 2.3.1.1.5).

1994 yılı reaktör dışı depolama kapasitesi Tablo 2.3.1.1.6 da verilmektedir.

Tablo 2.3.1.1.4 1994 Uranyum Yakıt Fabrikasyon Kapasiteleri(ton U/y)[4]

ÜLEELER	LWR	PHWR	RBMK	AGR	GCR
Ajanın		300			
Belçika	400				
Brezilya	100				
Kanada		1.900			
Çin	40				
Mısır	0,1				
Fransa	1.150				
Almanya	1.090				
Hindistan	25	385			
İtalya	200				
Japonya	2.260				
Kore	200	100			
Meksika	5				
Pakistan	20				
Romanya					
Rusya	2.270		600		
Güney Afrika	100				
İspanya	200				
İsviçre	400				
İngiltere	200			300	1.300
Amerika	3.650				
TOPLAM	12.310	2.685	600	300	1.300

Tablo 2.3.1.1.5 1994 Yeniden İşleme Kapasiteleri (t Ağır Metal/y) [4]

TESİSLER	Yakıt Tipi			
	GCR	LWR	FBR	Diğer
Marcoule,UP1 (Fr)	600			
La Hague,UP2 (Fr)		800		
La Hague,UP3 (Fr)		800		
Marcoule,APM(Fr)			5	
Tarapur (Hind.)				60 ^a
Trombay (Hind.)				60 ^a
Tokai (Jap.)		100		
Kyshtym(Rusya F)		400		
Sellafield (İng.)	1.500			
THORP(İng.)		1.200		
Dounreay (İng.)			10	
TOPLAM	2.100	3.300	15	120

^a PHWR^b Araştırma Reaktörü

Tablo 2.3.1.1.6 Kullanılmış Yakıt Depolama Kapasitesi (ton Ağır Metal) [3]

Ülkeler	Kapasite
Bulgaristan	600
Kanada	3.075
Finlandiya	1.500
Fransa	15.200
Almanya	3.625
Rusya Fed.	9.000
Slovak Cum.	600
İsveç	5.000
Ukrayna	1.800
İngiltere	10.195
ABD	727
TOPLAM	51.322

2.3.2 Nükleer Yakıt Atıkları

Nükleer yakıt atıkları; nükleer yakıt çevrimi tesislerinde ve nükleer reaktörlerde oluşan yararlanılmayan ve radyoaktif olmaları sebebiyle çevreye bırakılmaları mümkün olmayan maddelerdir. Bu atıklara, çevre ve insan sağlığına yönelik zararlı etkilerini minimuma indirmek için çeşitli işlemlerin uygulanması, kısa süre için depolanması, taşınması ve uzun seneler kontrol altında son depolanması nükleer yakıt çevrimi adımlarının son aşaması olan nükleer yakıt atıklarının idaresi olarak isimlendirilir.

Nükleer reaktörler de yakıt olarak kullanılan, yarı ömrü çok uzun alfa aktif uranyum, fisyonu uğradıktan sonra yüksek düzeyde radyoaktif olan fisyon ürünleri ve uranyum ötesi (transuranyum) elementler gibi oldukça kısa yarı ömürlü maddelere dönüşmektedir.

Nükleer yakıt çevrimi boyunca katı, sıvı ve gaz olarak ortaya çıkan radyoaktif atıklar aktivite seviyelerine göre yüksek, orta ve alçak seviyeli olarak sınıflandırılırlar. 1000 MW(e) gücündeki hafif sulu bir reaktörün yakıt çevrimi ihtiyacından ortaya çıkan atıklar Şekil 2.3.2.1 de verilmiştir. Nükleer reaktörlerde, atıkların yapısı ve miktarı reaktörün tipine, işletme şartlarına, yakıt biçimine bağlıdır.

Yüksek seviyeli radyoaktif atıklar: Aktivite seviyesi 10-100 000 Ci/kg olan atıklardır. Kullanılmış yakıtların yeniden işlenmesi sırasında elde edilen atıklar ve son depolanması yapılan kullanılmış yakıtlar bu tip atık sınıfına girer. Kullanılmış yakıt ve yeniden işleme atıkları Tablo 2.3.2.1 de verilmiştir.

Tablo 2.3.2.1 Kullanılmış Yakıt ve Yeniden İşlem Atıkları (kg/GW) [5]

	Kullanılmış Yakıt	%	Yeniden İşlem Atıkları	%
Fisyon Ürünleri	1.000	3,3	1.000	93,3
Uranyum	28.600	95,6	35	3,2
Plutonyum	300	1,0	2	0,3
Transuranyumlar	30	0,1	35	3,2

Örnek olarak; LWR tipi bir nükleer santraldan GW(e).yıl başına oluşan 25 ton kullanılmış yakıtın yeniden işlenmesi sonucu 1.12 ton (3-5 m³ katılaştırılmış) yüksek seviyeli atık oluşur. Bunun yanısıra, yeniden işlemede 100 m³/yıl kadar orta ve alçak seviyeli atık oluşur.

Yüksek seviyeli sıvı atığın depolanmasını, taşınmasını sağlamak ve son depolamaya uygun hale getirmek için yapılan işlemler genellikle 3 aşamalıdır:

- Buharlaştırma ve kavurma
- Katkılarla camlaştırma
- Camlaştırılmış atığı paslanmaz çelik kap içine koyma.

Korozyona dayanıklı paslanmaz çelik kaplar içindeki atık, su havuzlarında veya hava ile soğutulmuş depolarda kontrollü olarak 30-50 yıl depolanır. Bu süre sonunda zorlamalı soğutmaya gerek kalmayacağı için, camlaştırılmış atıklar derinlerde tuz oluşumları içinde doğal havalandırılmalı galerilerde son depolamaya bırakılır. Camlaştırılmış yüksek seviyeli atık ve kullanılan yakıtların son depolanması için çeşitli OECD ülkelerinin maliyet tahminlerinin karşılaştırılması Tablo 2.3.2.2 de verilmiştir. Tablodan görüleceği gibi camlaştırılmış atık depolama maliyeti, kullanılan yakıt depolama maliyetinden daha düşüktür. Bu tahminler; yeniden işleme maliyeti ve yer seçimi veya depolama tesis dizaynı ve işletimi gibi maliyetleri içermez. Son depolama maliyeti, yakıt çevrim maliyeti ve nükleer elektrik üretimi maliyeti ile karşılaştırıldığında daha düşük kalır.

Alçak ve orta seviyeli radyoaktif atıklar: Bu tür atıklar genellikle nükleer reaktörlerin işletilmesi, sökülmesi ve kullanılan yakıtların yeniden işlenmesi aşamalarında ortaya çıkar. Örnek olarak LWR tipi bir nükleer santralden GW(e) başına üretilen alçak ve orta seviyeli atık 460 ton ve 310 ton dur. Nükleer reaktörlerde yakıt zarfında meydana gelen hasar nedeniyle yakıt elemanlarından dışarı kaçan fisyon ürünleri ve kullanılan yakıtların dışındaki atıkların hemen hepsi alçak ve orta seviyeli atık sınıfına girer.

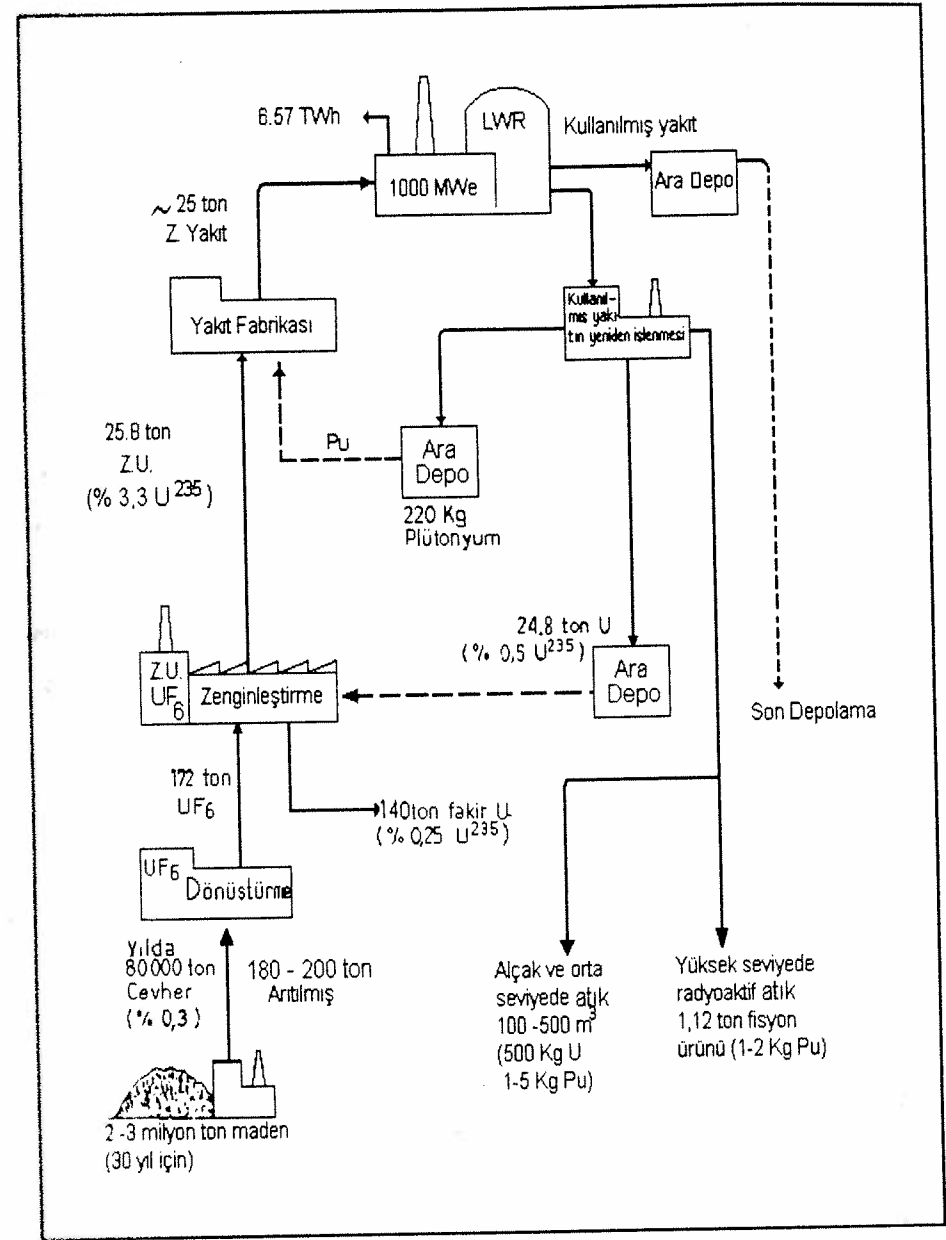
Alçak ve orta seviyeli radyoaktif atıkların işlenmesinde:

- Atıkların hacmini küçültmek suretiyle taşıma ve depolama masraflarını azaltmak
- Atıkların fiziki şekillerini güvenceli olarak taşınır ve depolanır hale sokmak, amaçları esas alınır.

Genellikle gaz ve sıvı haldeki atıklar filtreleme, iyon değiştirme ve buharlaştırma sureti ile katı hale sokulurlar. Daha sonra bunlar öğütülerek çimento veya asfaltla karıştırılır ve fiçılara konur. Metal kırpıntılar ise çimento ile karıştırılır ve bidonlara konur.

Alçak ve orta seviyeli atıkların depolanması içerdikleri izotopların yarı ömürlerine ve aktivitelerine göre değişir. Bu atıkların uygun bir süre çevreden izole edilmiş bir şekilde depolanmaları gerekir.

Kısa ömürlü alçak seviyeli atıklar, bir müddet depolandıktan sonra çevreye bırakılabilirler.



Şekil 2.3.2.1 1000 MWe Gücündeki LWR Tipi Bir Santralın Yakıt Çevrimi İhtiyacı [5]

Tablo 2.3.2.2 Camlaştırılmış Yüksek Seviyeli Atıklarla Kullanılmış Yakıtların Son Depolanmasına ait OECD Ülkelerinin Maliyet Tahminleri (10⁶ \$/TWs)[6]

ÜLKELER	Atık Tipi	Maliyet
Belçika	Camlaştırılmış Atık	0,69
Kanada	Kullanılmış Yakıt	0,8
Finlandiya	Kullanılmış Yakıt	1,77
Fransa	Camlaştırılmış Atık	0,25
Almanya	Kul. Yakıt+Camlaş.Atık	0,55
Hollanda	Camlaştırılmış Atık	0,73
İspanya	Kullanılmış Yakıt	1,1-1,3
İsviçre	Camlaştırılmış Atık	1,65
İngiltere	Camlaştırılmış Atık	0,40
ABD	Kullanılmış Yakıt	0,43

KAYNAKÇA

1. *Uranium 1995 Resources, Production and Demand OECD, Paris*
2. *Türkiye 6. Enerji Kongresi 17-22 Ekim 1994 İzmir Enerji İstatistikleri*
3. *The Nuclear Fuel Cycle Information System 1996, IAEA*
4. *IAEA Year Book 1995*
5. *N. Aybers, A. Bayülken "Nükleer Reaktörlerin Güvenliği" İTÜ Nükleer Enerji Enstitüsü Nükleer Teknoloji Anabilim Dalı, İstanbul, 1992*
6. *Nuclear Power, Nuclear Fuel Cycle and Waste Management: Status and Trends 1994, IAEA, Vienna*

3. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARI

3.1 Genel

"Atom Çağı", "Nükleer Reaksiyon", "Atom Enerjisi" gibi terimlerin dünya kamuoyu ile ilk tanışması, 1945 yılının 6 ve 9 Ağustos günlerinde Hiroşima ve Nagazaki'de patlatılan atom bombaları aracılığı ile olmuştur. Ancak, bu olayla resmîyet kazanan çalışmaların başlangıcı 1900'lerin ilk yıllarına kadar uzanmaktadır.

En genel ve yalın anlamıyla nükleer enerji; maddenin en küçük birimi olan atomların parçalanması (nükleer fisyon) veya birleştirilmesi (nükleer füzyon) sonucu açığa çıkan enerjinin bütününe kapsamaktadır. Bugüne kadar en büyük teknolojik gelişmenin kaydedildiği atomun parçalanması ve sonrasında açığa çıkan enerjinin boyutlarının, kömürün yanması ile, suyun moleküllerine ayrılması gibi kimyasal reaksiyonlarla karşılaştırılmayacak ölçüde büyük olması, nükleer fisyon enerjisinin önemini artırmıştır.

Nükleer fisyon enerjisi ile ilgili ilk bilimsel çalışmalar, 1900'lü yılların başında ABD'nin öncülüğünde Rutherford, Hans, Strassman, Oppenheimer, Einstein gibi bilim adamları tarafından başlatılmıştır. Deneysel anlamda ilk nükleer reaktör 1942 yılında Enrico Fermi tarafından Chicago Üniversitesinde çalıştırılmıştır. Nükleer enerjinin 1945 yılında savaş endüstrisine tanıtımından sonra, barışçıl amaçlarla kullanımının araştırılmasına başlanmıştır. 1953 yılında ABD Başkanı Eisenhower "Barış için Atom" programını açıklamıştır. O zamanın Amerikan Atom Enerjisi Kurumu başkanı Lewis Strauss nükleer enerjiyi, kısıtlanmasına gerek kalmayacak kadar bol ve ucuz enerji kaynağı olarak Amerikan halkına müjdelemiştir.

3.2 Kurulu Nükleer Güç

Dünyadaki nükleer ve birincil kaynakların potansiyeli 1992'deki verilere göre [1,2] incelendiğinde, kurulu tesislerin toplam gücünün 2.864 GW_e olduğu, bu tesislerden üretilen toplam elektrik enerjisinin 12.026 TW_eh olduğu görülmektedir. Bu dönemde kişi başına düşen elektrik enerjisi tüketiminin dünya ortalaması ise 2.188 kW_eh/kişi olarak gerçekleşmiştir.

Dünyada üretilen toplam elektrik enerjisinin, çeşitli ülkelerde kişi başına tüketimini ortaya koyan sıralamada; kişi başına 18.117 kW_eh enerji tüketen Kanada ilk sırada, kişi başına 24 kW_eh enerji tüketen Etiyopya son sırada yer almaktadır (Şekil 3.2.1).

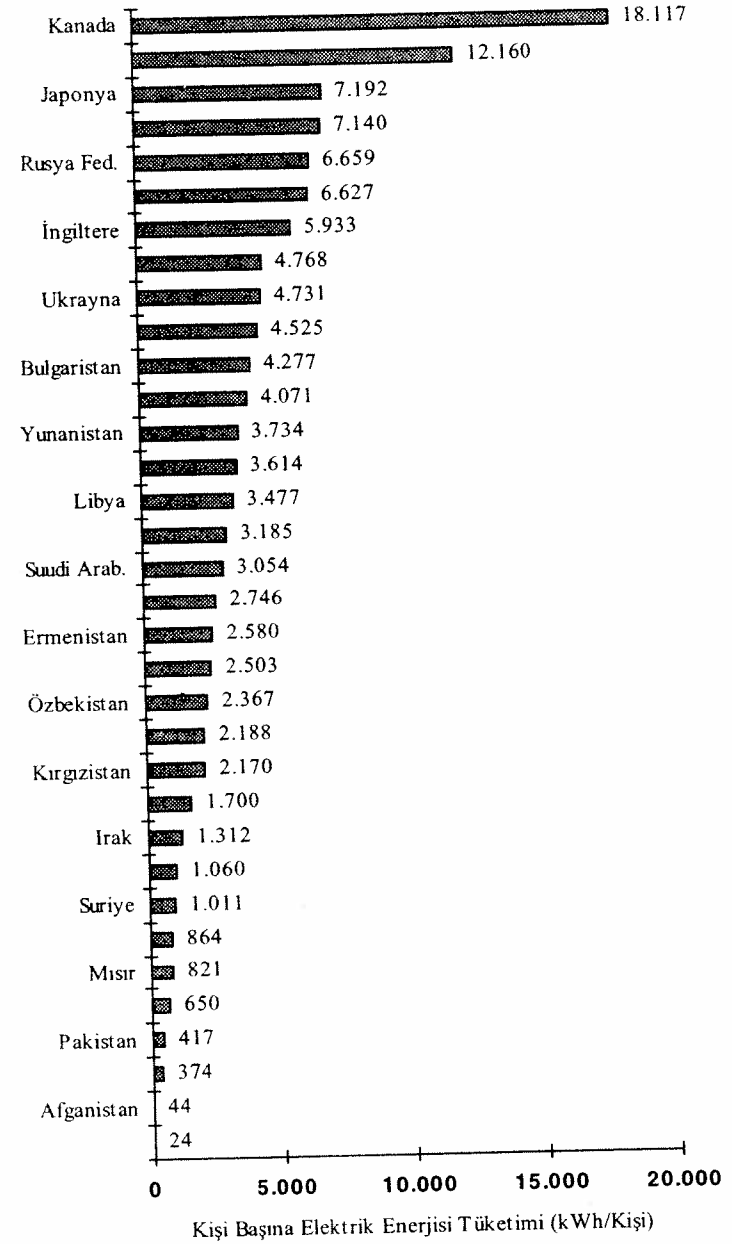
Bu sıralamada, Türkiye'de kişi başına tüketilen enerjinin, dünya ortalamasının yaklaşık yarısına, komşumuz Yunanistan'da tüketilen enerjinin ise, üçte birine eşit olduğu görülmektedir.

Enerji tüketimi paylaşımını, gelişmiş ülkelerle gelişmekte olan ülkelerin toplam nüfus oranlarıyla karşılaştırdığımızda, dünya nüfusunun yaklaşık % 75'ine sahip gelişmekte olan ülkelerin, dünyada üretilen elektrik enerjisinin ancak % 30'unu tükettikleri görülmektedir (Şekil 3.2.2).

Dünya elektrik enerjisi üretiminde nükleer enerjinin payı 1995 yılı sonu verilerine göre, % 17 civarındadır [5]. 1995 yılı sonu itibarıyla dünyada 343.712 MWe gücündeki 437 adet nükleer güç santrali yaklaşık 2.228 TWh enerji üretmiştir (Tablo 3.2.1). Dünyada 1995 sonuna kadar nükleer güç santrallerinden üretilen enerji toplam 28.522 TWh olmuştur. Bu da yaklaşık 11 milyar ton kömür eşdeğeri veya 6,5 milyar ton petrol eşdeğeri enerjidir. Dünya sivil reaktörleri kullanma deneyimi günümüzde 7.000 reaktör-yılı aşmıştır. Şu anda 32.594 MWe gücünde 39 adet nükleer güç santralının inşaatı devam etmektedir.

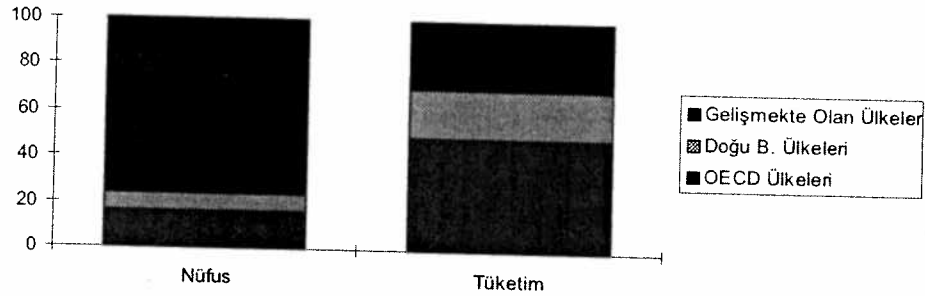
Elektrik enerjisi üretiminin gelişimini 1960-1995 yılları arasında OECD ülkeleri için nükleer ve birincil kaynaklara göre incelediğimizde (Şekil 3.2.3), nükleerden elektrik enerjisi üretiminin 1970-1990 yılları arasında (özellikle 1980-1985) hızlı bir artış gösterdiği, 1990'dan sonra ise üretimdeki bu artışın azaldığı gözlenmektedir.

OECD ülkelerinde 1995 yılında üretilen toplam 7.775,9 TWh (Net) elektrik enerjisi içinde nükleer enerjinin payı % 24,1 ile 1.875,9 TWh olmuştur (Tablo 3.2.2).

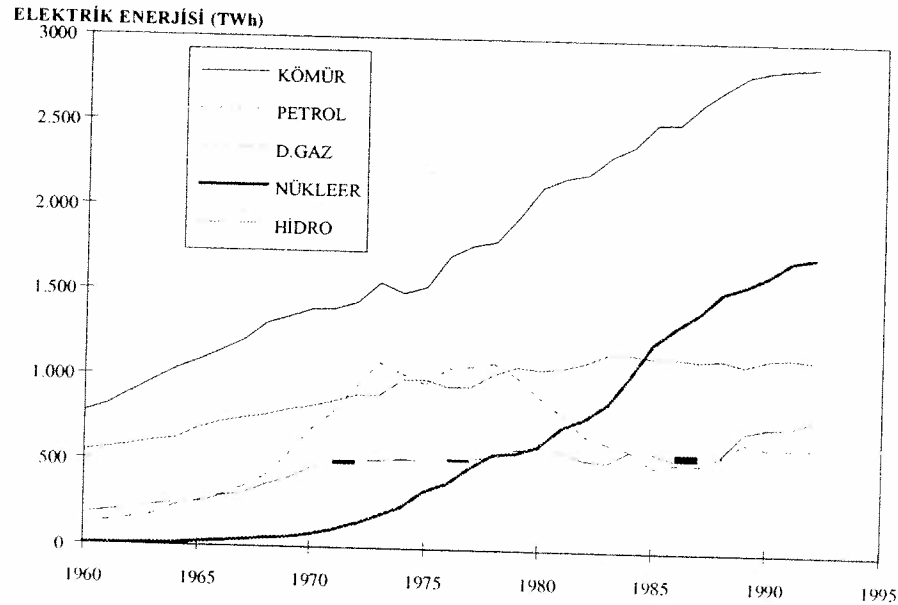


Şekil 3.2.1 Çeşitli Ülkelerde 1992 Yılında Kişi Başına Düşen Elektrik Enerjisi Tüketimi [2]

Dünya Nüfusu ve Enerji Tüketimi



Şekil 3.2.2 Dünyada Nüfus ve Enerji Tüketim Dağılımı [4]



Şekil 3.2.3 OECD Ülkelerinde Elektrik Enerjisi Üretiminin Birincil Kaynaklara Göre Gelişimi [3]

Tablo 3.2.1 Dünyadaki Nükleer Güç Santralleri [5]

Ülkeler	İŞLETMEDEKİ SANTRALLAR		İNŞA HALİNDEKİ SANTRALLAR		1995 YILINDA NÜKLEER ELEKTRİK ARZI		31 Aralık 1995 İTİBARIYLA TOPLAM İŞLETME DENEYİMİ
	Ünite Sayısı	Toplam MW(e)	Ünite Sayısı	Toplam MW(e)	Elektrik Enerjisi TW(e).h	Toplam Arza Oranı (%)	
ABD	109	98.784	1	1.165	673,40	22,49	2.028
ALMANYA	20	22.017			154,14	29,09	510
ARJANTİN	2	935	1	692	7,07	11,79	34
BELÇİKA	7	5.527			39,20	55,52	135
BREZİLYA	1	626	1	1.245	2,50	0,97	13
BULGARİSTAN	6	3.538			17,26	46,43	83
ÇEK CUM.	4	1.648	2	1.824	12,23*	20,10*	38
ÇİN	3	2.167			12,38*	1,24*	8
ERMENİSTAN	1	376					28
FRANSA	56	58.493	4	5.810	358,60	76,14	878
FİNLANDIYA	4	2.310			18,13	29,91	67
G. AFRIKA	2	1.842			11,28	6,48	22
HOLLANDA	2	504			3,70	4,86	49
HİNDİSTAN	10	1.695	4	808	6,46	1,89	129
İNGİLTERE	35	12.908			77,64	24,99	1.063
İRAN	0	0	2	2.146	0	0	0
İSPANYA	9	7.124			53,10	34,06	147
İSVEÇ	12	10.002			66,70	46,61	219
İSVİÇRE	5	3.050			23,49	39,92	103
JAPONYA	51	39.917	3	3.757	286,90	33,40	702
KANADA	21	14.907			92,31	17,26	348
KAZAKİSTAN	1	70			0,08	0,13	22
KORE CUM.	11	9.120	5	3.870	63,68	36,10	100
LİTVANYA	2	2.370			10,64	85,59	20
MACARİSTAN	4	1.729			13,20	62,25	42
MEKSİKA	2	1.308			8,44	6,00	7
PAKİSTAN	1	125	1	300	0,46	0,88	24
ROMANYA	0	0	2	1.300	0	0	0
RUSYA	29	19.843	4	3.375	99,38	11,79	526
SLOVAK CUM.	4	1.632	4	1.552	11,44	44,14	61
SLOVENYA	1	632			4,56	39,46	14
TAYVAN	6	4.884			33,93	28,79	86
URERAYNA	16	13.629	5	4.750	65,64	22,49	174
TOPLAM	437	343.712	39	32.594	2227,94		7.693

* IAEA Tahmini

Tablo.3.2.2 OECD Ülkelerinde Toplam Elektrik Enerjisi Üretimi ve Nükleer Enerjinin Payı (Net Twh) [6]

ÜLKELER	1995			2000		
	Toplam	Nükleer	%	Toplam	Nükleer	%
AVUSTRALYA	160,8	0,0	0,0	184,9	0,0	0,0
AVUSTURYA	54,8	0,0	0,0	59,1	0,0	0,0
BELÇİKA	78,4	40,8	52	78,3	43,6	55,7
KANADA	537,4	109,1	20,3	579,6	103,7	17,9
DANİMARKA	34,2	0,0	0,0	34,7	0,0	0,0
FİNLANDIYA	64,9	18,5	28,5	76,4	18,5	24,2
FRANSA	465	365	78,5	510	410	80,4
ALMANYA	549,1	150	27,3	583,7	155	26,6
YUNANİSTAN	37,3	0,0	0,0	45,6	0,0	0,0
İZLANDA	4,9	0,0	0,0	5,5	0,0	0,0
İRLANDA	16,8	0,0	0,0	20,1	0,0	0,0
İTALYA	234,1	0,0	0,0	287,2	0,0	0,0
JAPONYA	835	260	31,1	921,6	292,6	31,7
KORE	183,4	64,3	35,1	254,1	96,5	38
LÜKSEMBURG	0,6	0,0	0,0	1,9	0,0	0,0
MEKSİKA	137,9	8	5,8	151,7	9,4	6,2
HOLLANDA	70,8	3,5	4,9	78,5	3,5	4,5
YENİ ZELANDA	58,8	0,0	0,0	64,3	0,0	0,0
NORVEÇ	112,5	0,0	0,0	116,7	0,0	0,0
PORTEKİZ	29	0,0	0,0	36,6	0,0	0,0
İSPANYA	162,3	53,1	32,7	180,8	46,3	25,6
İSVEÇ	144,1	66,9	46,4	150	70	46,7
İSVİÇRE	60	22	36,7	61	22	36,1
TÜRKİYE	78,5	0,0	0,0	122,4	0,0	0,0
İNGİLTERE	312,3	90,7	29	336,4	91,9	27,3
A.B.D	3.353	624	18,6	3.399	637	18,7
TOPLAM	7.775,9	1.875,9	24,1	8.340,1	2.000	24
OECD AMERİKA	4.028,3	741,1	18,4	4.130,3	750,1	18,2
OECD AVRUPA	2.670,4	810,5	30,4	2.784,9	860,8	30,9
OECD PASİFİK	1.077,2	324,3	30,1	1.424,9	389,1	27,3

3.3 Nükleer Reaktör Tipleri

Ticari olarak kullanılan ve kullanılmış olan nükleer reaktör tipleri; genellikle kullandıkları yakıtı veya bu yakıtın özelliğine (doğal veya zenginleştirilmiş), soğutucusuna, nötron yavaşlatıcısına (moderatör) veya reaksiyona sebep olan nötronların enerjilerine (termal veya hızlı) bağlı olarak sınıflandırılabilirler.

I. Reaktörlerin yakıtlarına göre sınıflandırılması;

- doğal uranyum yakıtlı,
- zenginleştirilmiş uranyum yakıtlı
- plutonyum yakıtlı - hızlı üretken
- toryum yakıtlı yüksek sıcaklıklı

reaktörler

II. Soğutucularına göre;

- hafif su soğutmalı
- ağır su soğutmalı
- gaz soğutmalı
- sıvı metal soğutmalı

reaktörler

III. Nötron yavaşlatıcılarına göre;

- hafif sulu
- ağır sulu
- grafitli

nötron yavaşlatıcısı olan reaktörler

IV. Nötron enerjilerine göre;

- termal
- hızlı

reaktörler

Başlıca reaktör tipleri ve temel özellikleri Tablo 3.3.1'de verilmektedir.

Bu reaktör tipleri içinde yaygın olarak kullanılan ticari tipler, hafif su soğutmalı nükleer güç reaktörleri ile ağır sulu reaktörlerdir

3.3.1 Hafif Su Soğutmalı Nükleer Güç Reaktörleri

3.3.1.1 Basınçlı Su Reaktörü (PWR: Pressurized Water Reactor)

PWR tipi bir reaktör tasarımı, ABD donanmasının nükleer denizaltı yapım programı sırasında düşünülmüş ve ortaya çıkan projelere göre reaktörlerin prototipleri ilk önce karada inşaa edilmiştir. İlk prototip olan STR MARK-I reaktörü 1953 Mart ayında kritikliğe eriştikten 2 yıl sonra, 1955 Ocak ayında ilk nükleer denizaltı Nautilus denize indirilmiştir.

Sivil amaçlı, 30 MW ısı 5 MW elektrik gücündeki ilk PWR, 27 Haziran 1954'de Sovyetler Birliğinde işletmeye girmiştir. 1957 yılının Aralık ayında ise ABD, 231 MW ısı 68 MW elektrik gücündeki Shippingport reaktörünü kritikliğe eriştirerek dünyanın ilk ticari PWR'ına sahip olmuştur.

Günümüzde dünyada kurulu 437 nükleer güç reaktörünün 203 tanesi PWR tipindedir. Bunların toplam kurulu güç kapasiteleri 190.256 MW elektrik civarındadır.

PWR'ler; reaktör kuru, basınç kabı, reaktör güvenliği için gerekli yardımcı sistemler ve kontrol sistemleri ile iki, üç ya da dört adet benzer döngüden oluşan birincil devre sistem ve bileşenlerinden oluşur ve ilk yüklemde bu reaktörlerin koruna, % 2,5 ila % 3 oranında zenginleştirilmiş, yaklaşık 100 ton kadar UO_2 yakıtı konur (Tablo 3.3.2).

PWR'lerin korunda; zarf kalınlığı 0,5-0,8 mm ve yüksekliği 3-4 m civarında olan Zircaloy-4 den yapılmış yakıt elemanlarının, 14x14 ila 18x18 geometrisinde meydana getirdiği 200 adet yakıt demeti bulunur. Demetleri meydana getiren her yakıt elemanının içi, 8-19 mm çapında ve 10-15 mm yüksekliğinde sinterlenmiş UO_2 peletleriyle doludur.

PWR korunun soğutulması, kora giriş sıcaklığı 290°C ve çıkış sıcaklığı 330°C civarında olan, kaynamaması için 15-16 MPa basınç altında tutulan ve yakıt elemanları arasındaki kanallardan yukarı doğru akan, birincil devre soğutucusu (hafif su) vasıtasıyla sağlanır ve bu suretle kordan çekilen enerji, buhar üreticileri vasıtasıyla ikincil devreye aktararak türbinler için, 7-8 MPa basınçta buhar üretilir. Bu buhar, türbin-jeneratör biriminde elektrik enerjisine dönüştükten sonra yoğunlaştırıcıda yoğunlaştırılarak yeniden buhar üreticisine gönderilir (Tablo 3.3.3).

Bu tip reaktörlerde, hacimsel ısı üretimi yaklaşık olarak 100 MW/m³ civarındadır. Yakıt çubuklarındaki ısı akışı yaklaşık olarak 1 MW/m² dir. Yakıt çubuklarının yüzey sıcaklığı ile soğutucu sıcaklığı arasındaki fark yaklaşık 15-20°C kadardır. Birincil devre soğutucusunun kütleli akışı 15-20.10³ kg/s kadar olup, yakıt elemanlarının merkez sıcaklığı 1800-2000°C arasında değişir (Tablo 3.3.2).

PWR'lerde fisyon reaksiyonlarının kontrollü bir şekilde yapılabilmesi için,

soğutucu içinde çözülmüş borik asit gibi yutma tesir kesiti yüksek malzeme içeren kontrol elemanları kullanılır. Buna ek olarak, kontrol elemanları, reaktör gücündeki ani güç değişimlerini dengelemek ve reaktörü kapatmakta kullanılır. Borik asit ayrıca, reaktör kapatma işlevini sağlamada yedek sistem görevini de yerine getirir.

PWR tipi nükleer reaktörlerde yakıt değiştirme işleminin yıllık olarak yapılması nedeniyle, bölünmeye yatkın (fisil) malzeme oranı, kontrollü fisyon reaksiyonunun sağlanması için gerekli olandan daha fazladır. Reaktördeki bu fazla reaktivite, borik asit konsantrasyonu ayarlanarak dengelenir. Reaktör yakıtı değiştirilene kadar borik asit konsantrasyonu azaltılarak kontrollü fisyon sağlanır. Bu tür reaktörlerde 30.000-50.000 MWd/ton kadarlık bir yanma oranına (Burn-up) ulaşıldıktan sonra yakıt değiştirilir.

Reaktör kuru, yüksek basınca dayanıklı çelikten yapılmış ve iç yüzeyi korozyona karşı paslanmaz çelik (austenitik) kaplanmış, silindirik bir basınç kabı içerisine yerleştirilmiştir. Basınç kabının üst kısmında kontrol çubuklarının hareket mekanizmaları yer alır. Yakıt değiştirme sırasında basınç kabının üst kısmı kaldırılır. Soğutucunun basınç kabına giriş ve çıkış bağlantıları, kor seviyesinden daha yukarıda olacak şekildedir.

PWR'lerin birincil devreleri, iki, üç ya da dört adet benzer döngüden oluşur. Her döngüde, en az bir buhar üretici ile bir reaktör soğutucu pompası, bağlantı boruları ve reaktör basıncının kontrol edilebilmesi için bu döngülerden birinin sıcak ayak tarafına yerleştirilmiş bir basınçlandırıcı tank bulunur. Batı ülkelerinde tasarlanan PWR'lerde hemen hemen standart hale gelmiş diğer bazı özellikler şunlardır:

- Pompalar soğuk ayak[†] tarafındadır; böylece pompalanan su daha soğuk olacağından pompaların kavitasyon[‡] sınırları yükseltilmiş olur.
- Pompaların dik yerleştirilmesi; bakım kolaylığı getirdiği gibi, pompaları döngünün ısı genişlemesine karşı daha uygun hale getirir.
- Buhar üreticilerinin dik yerleştirilmesi; hem desteklerin tasarımını kolaylaştırır, hem de akış katmanlaşması problemini engeller.
- Buhar üreticilerinin ısı merkezlerinin, kor seviyesinin üstünde olması; doğal taşınım ile soğutmayı sağlar.

PWR tipi santrallarda kullanılan buhar üreticileri, büyük bir çoğunlukla dikey U borulu tiptedir. Birincil devre soğutucusu, ters çevrilmiş U şeklindeki

[†] Sıcak Ayak: (Hot Leg) Soğutucunun basınç kazanımı terk ettiği yer ve buna bağlı borular

[‡] Soğuk Ayak: (Cold Leg) Döngüdeki soğutucunun basınç kazanımına giriş yeri ve buna bağlı borular

[§] Kavitasyon: Suyun içinde bulunan gaz kabarcıklarının yarattığı titreşimler nedeniyle pompa kanatlarının bozulması

Inconel'den yapılmış bu borulardan geçerken kordan almış olduğu ısıyı, ikincil devre suyuna aktarır. Kaynama sonucunda oluşan buhar-su karışımından, buhar üreticinin içerisinde bulunan kurutucular vasıtasıyla doymuş buhar elde edilir ve türbine gönderilir. Bu tip buhar üreteçleri haricinde, tek geçişli birinci devre soğutucusu ile ikinci devre soğutucusunun ters yönlerde aktığı buhar üreteçleri de kullanılır. Bu tip sistemlerden kızgın buhar elde etmek mümkündür. Buhar üreteçleri, gerek normal çalışma sırasında gerekse birçok kaza durumlarında korda üretilen ısının çekilebilmesi için de gereklidir. Buhar üreteçleri, kor seviyesinden daha yüksek bir seviyeye yerleştirilerek doğal taşınımın iyileştirilmesi sağlanır. Buhar üreteçlerinin performansının sağlanmasında, ikincil devre suyunun kimyasal özellikleri ve korozyonun engellenmesi, kaynama yüzünden meydana gelebilecek titreşimlerin önlenmesi gerekir. Buhar üreticilerindeki borular, radyoaktif birincil devre soğutucu suyu ile ikincil devre soğutucu devre suyunu ayırdığı için, bu boruların sızdırmazlığı ve bütünlüğü sağlanmalıdır.

Birincil devre soğutucu sisteminin diğer önemli bileşeni, soğutucu dolaşım sistemindeki tek kademeli **santrifüj pompalardır**. Bunlar, buhar üreticisi çıkışı ile girişi arasındaki borular üzerine dik olarak monte edilmişlerdir. Reaktörün işletilmesinde pompaların sızdırmazlığının sağlanması ve sızdırmazlık sisteminin kolaylıkla bakımının yapılabilmesi çok önemlidir.

Birincil devre soğutucu basıncının sabit tutulabilmesi, basınç kabı çıkış borularından birinin üzerinde bulunan bir **basınçlandırıcı tank** vasıtasıyla sağlanır. Bu tank, birincil devre soğutucusunda, sıcaklık değişimlerinden ötürü meydana gelebilecek hacim değişikliklerini (soğutucu hacminin genişlemesi ve küçülmesi) dengeler. Birincil devrenin sistem basıncında olan bu tankın alt kısmında, yaklaşık olarak doymuş su ve üst kısmında buhar bulunur. Basınçlandırıcı tank, reaktördeki suyun en yüksek sıcaklığa sahip olduğu bölümdür. Sistemin su kısmında basıncı arttırmakta kullanılan elektrikli ısıtıcılar, buhar kısmında ise basıncı düşürmek için kullanılan yağmurlama sistemleri vardır. Ayrıca ani basınç artışlarından sistemi koruyabilmek için boşaltma ve güvenlik vanaları bulunur.

Buhar üreteçlerinden sağlanan buhar, ikincil devredeki **türbinlerde** kinetik enerjiye, **jeneratörde** elektrik enerjisine dönüşür. Bu tip reaktörlerde verim % 33 mertebesinde dir. Bu reaktör tipinde kullanılan **yoğuşturucular**, genellikle ani yük değişikliklerinde, buhar üreticisinde üretilen buharın bir kısmını türbin sistemini by-pass ederek yoğuşturabilecek kapasiteye sahiptir.

Bu reaktörler, herhangi bir kaza anında reaktör korunum soğutulmasını sağlamak amacıyla tasarlanmış alçak ve yüksek basınçta çalışan aktif sistemler ile akümülatörlerden oluşan pasif güvenlik sistemlerine sahiptirler. **Akümülatörler**, içlerinde genellikle 3-4.5 MPa'da azotla basınçlandırılmış boronlu soğuk su bulunan büyük hacimli tanklardır. Bu sistemleri birincil devreye bağlayan kontrol vanası, reaktör basıncının akümülatör basıncından daha düşük olması durumunda, açılarak,

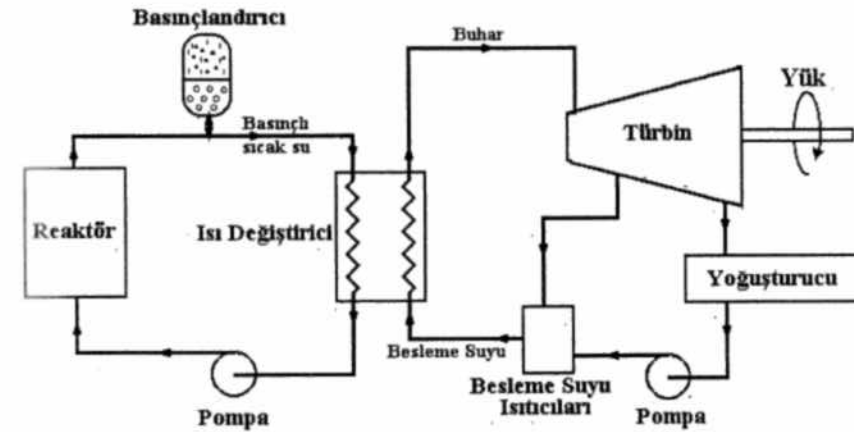
boronlu suyun reaktöre girmesini sağlar. Düşük basınç sistemleri, yaklaşık 1 MPa'da çalışan yüksek debili pompalardan oluşur. Yüksek basınç sistemleri ise nispeten düşük debili fakat yüksek basınçta (10-11 MPa) çalışan sistemlerdir. Ayrıca, kazalar veya reaktörün durdurulması sırasında, buhar üreteçlerinden ısı çekilmesini sağlamak için yedek besleme suyu sistemi bulunur.

Basıncı su reaktörlerinin devreye alınması, yaklaşık 12-13 saat kadar bir sürede gerçekleşir. Bunun ilk 8 saati reaktör soğutucusunun ısıtılması, kalan süre ise reaktörün tam güce çıkarılması için kullanılır. Bu tip reaktörlerde, yük takibi de mümkün olmaktadır.

Nükleer güç santrallerinin, reaktör basınç kabı ve soğutucu sistemleri, betondan yapılmış ikinci bir koruyucu yapının içerisindeki korunma kabı adı verilen çelik bir kabuğun içinde yer alır. Bu sistem, herhangi bir kaza durumunda açığa çıkabilecek radyasyonun çevreye sızmasını önlemek amacıyla tasarlanmıştır.

3.3.1.2 Kaynar Sulu Reaktörler (BWR-Boiling Water Reactor)

Dünyada elektrik enerjisi üreten reaktör tipleri arasında basınçlı su reaktörlerinden sonra en yaygın olarak kullanılan Kaynar Sulu Reaktörlerin (BWR) ticari amaçlı ilk örneği olan 180 MW_e gücündeki Dresden-1 reaktörünün yapımına, General Electric firması tarafından 1957 yılında başlanmış ve bu reaktör 1961 yılında işletmeye alınmıştır.



Şekil 3.3.1.1.1 Basınçlı Su Reaktörünün Basit Şeması

Günümüzde dünyada kurulu 437 reaktörden 93 tanesi BWR tipindedir ve bunların toplam kurulu güç kapasitesi 76.744 MW_e civarındadır.

BWR'ler; reaktör kuru, basınç kabı, reaktör güvenliği için gerekli yardımcı sistemler ile kontrol sistemlerinden oluşur ve ilk yüklemde bu reaktörlerin koruna, ortalama % 3 civarında zenginleştirilmiş 150 ton kadar UO_2 yakıtı konur (Tablo 3.3.2).

BWR'lerin korunda, zarfı 0,8 mm kalınlığında ve boyu 4 m civarında olan zircaloy-4'den yapılmış yakıt elemanlarının 8x8 ya da 9x9 geometrisinde meydana getirdiği 700-750 adet yakıt demeti ile kontrol çubukları bulunur. Her yakıt elemanının içi, 10 mm çapında ve yüksekliğinde silindirik UO_2 peletleriyle doludur.

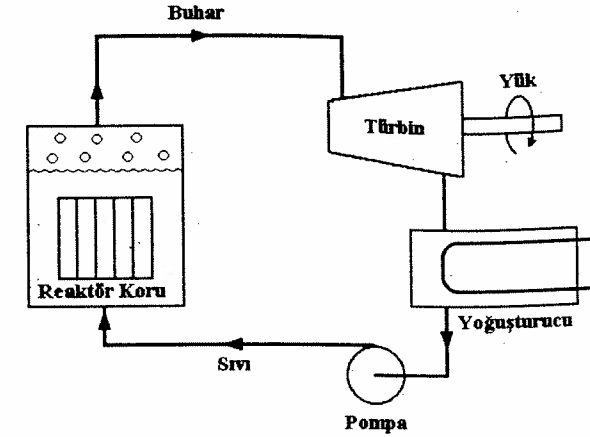
Bu tip reaktörlerin yakıt demetleri, bölgesel güç seviyelerinin ayarlanabilmesi için, üç ya da dört değişik zenginlikte yakıt içerirler. İşletme sürecinde bu durum, her yakıt yenileme periyodunda eklenen taze yakıt ile birlikte kullanılmış yakıt demetlerinin bir kısmının değişik konumlarda yeniden kullanımı ile gerçekleştirilir ve yakıtta yaklaşık 28.500 MWd/ton uranyum civarında bir yanma oranı elde edilir.

BWR'lerde korun soğutulması ve buhar üretimi, dolaşım suyu ile sağlanır. Bu sistem iki döngüden oluşur. Her bir döngüde bulunan dolaşım pompası, reaktör korundan çekilen suyu basınçlandırarak basınç kabı içinde bulunan pompalar vasıtasıyla soğutucu kanallarına basar. Bu sistemin bir özelliği de normal reaktör gücünün %10'luk bir kısmının doğal taşınım yolu ile dolaşım pompaları çalıştırılmadan karşılanabilmesidir. Bu sayede reaktör dışardan güç gereksinimi olmadan çalıştırılmaya başlatılabilir. Korda ortalama boşluk oranı % 38 ve kor çıkışında buhar kalitesi % 13 düzeyindedir. Soğutucu kanallarında yaklaşık 7 MPa basınç altında elde edilen buhar-su karışımının buhar kalitesi, reaktör basınç kabı üzerinde bulunan buhar ayırıcılarından geçirilerek artırılır ve buhar kurutucularda kurutulduktan sonra türbinlere gönderilir (Tablo 3.3.3).

BWR santrallerinde, reaktöre giren soğutucudan elde edilen buhar, genellikle doğrudan türbine gönderildiği için radyoaktiftir. Bu nedenle; buharın kullanıldığı türbin, yoğusturucu, ara ısıtıcılar, pompalar ve boruların zırhllanması, soğutma suyundaki radyoaktivitenin de en az düzeyde olması için, sudaki mineral miktarının çok düşük seviyelerde tutulması gerekir. Sudaki oksijenin aktiflenmesi ile oluşan izotopların yarı ömrü yeterince kısa (azot-16 için 7 sn) olduğu için reaktörün durdurulması ile radyoaktivite seviyesi kısa sürede izin verilebilir seviyeye iner.

BWR santralleri, olası bir kaza durumunda reaktörün güvenli bir şekilde durdurulmasını sağlayacak şekilde gerekli donanımlara sahiptir. Reaktörde oluşacak olan ani değişimler sırasında, düşük basınç su enjeksiyon sistemi, bağımsız düşük basınçlı ve acil durum kor soğutma sistemi, yüksek basınçlı yağmurlama sistemleri ve yoğunlaşma havuzu vasıtasıyla sistemin bütünlüğünün korunması sağlanmaktadır. Reaktör korunma binası ile de radyasyonun atmosfere sızması engellenmektedir.

BWR tipi reaktörlerinin yakıt değişimi ve bakımı sırasında, yaklaşık 4-6 hafta süre devre dışı kalması gerekir ve bu işlem yılda bir kere yapılır. Yakıtların kor içinde kalma süresi ise ortalama 4 yıl civarındadır.



Şekil 3.3.1.2.1 Kaynar Sulu Reaktörün Basit Şeması

3.3.1.3 Kaynar Sulu Reaktörler ile Basınçlı Su Reaktörlerinin Karşılaştırılması

BWR'lerde hem soğutucu hem de nötron yavaşlatıcısı olan suyun, reaktör koru içerisinde kaynamasına izin verildiğinden, ortamdaki yavaşlatılmış (termalize olmuş) nötron sayısı ve buna bağlı olarak güç yoğunluğu, PWR'lere göre daha düşüktür. Bu durum, aynı güçte olan, BWR'lerin kor hacminin, PWR'lerin kor hacminden daha büyük olmasını gerektirir.

BWR'lerde tek bir "soğutma-buhar üretimi-türbin" çevrimi olduğundan, gaz halindeki fisyon ürünlerini, yoğusturucu vakum sistemindeki hava ile birlikte çeken bir "off-gas" sistemi bulunur. PWR'lerde böyle bir sisteme gerek yoktur.

Reaktivite fazlalığını kompanse etmek için, BWR'lerde yakıt çubuklarına karıştırılmış halde yanabilen zehir (Gadolinium Oksit) bulunur. Bu durum PWR'lerde, soğutucu içine borik asit ilave edilmesi ile sağlanır. BWR'lerin boru sistem ve bileşenlerinde karbon çeliği kullanılırken PWR'lerin soğutucu devrelerinde borik asit bulunması, bu reaktörlerin boru sistem ve bileşenlerinde paslanmaz çeliğin kullanılmasını zorunlu kılar.

BWR'lerde güç kontrolü, kor içerisinde döngü yapan suyun hızının değiştirilmesi yöntemiyle yapılır ve bu suretle % 25'lere varan güç değişimleri dengelenebilir. PWR'lerde güç kontrolü için, kontrol çubukları ve boron enjeksiyon sistemleri kullanılır.

BWR'lerde, korun alt bölgesinde su, üst bölgesinde buhar bulunur. Korun alt bölgesinde su olması, bu bölgede daha fazla termal nötron bulunmasına ve daha fazla güç yoğunluğunun olmasına sebep olur.

BWR'lerde kontrol çubukları, reaktör korunun alt kısmında yer alırlar ve bir kaza durumunda hidrolik bir sistemle kor içine fırlatılarak reaktörün kapatılmasını sağlarlar. PWR'lerde kor içerisinde kaynama olmadığından kontrol çubukları korun üst kısmında bulunur ve bir kaza durumunda, yer çekimi etkisi ile kor içine düşerler. BWR'lerde kontrol çubuklarının alt kısmında olması, bu reaktörlere kontrol çubuğu hareket mekanizmalarını değiştirmeden yakıt değiştirme avantajı sağlar.

BWR'lerde kor içerisinde kaynamaya izin verildiğinden doğal taşınım ısı aktarımı, PWR'lerden çok daha fazladır. Bu reaktörlerde gücün % 10'u doğal taşınım ile çekilebilir ve dışardan enerjiye ihtiyaç duyulmadan reaktör çalıştırılabilir. Bu reaktörlerde korda kaynamanın olması, düşük basınçlarda sarsıntı ve güç salınımlarına sebep olur. Bu durum, çalışma basıncını 4-7 MPa değerlerinde sınırlar.

Normal çalışma şartları dışındaki "abnormal" veya basınç fazlalığı durumunda; PWR'lerde "Boşaltma Vanası" vasıtasıyla buhar dışarı bırakılarak basınç düşürülür, BWR'de ise bu işlem yoğunlaştırma sisteminde buharın yoğunlaştırılması ile sağlanır.

BWR reaktörlerinde, basıncın PWR tipi reaktörlere göre daha düşük olması nedeniyle basınç kabı et kalınlığı daha azdır. Boyutları ise, BWR reaktörlerinde güç yoğunluğunun düşük olması sebebi ve buhar ayırıcıları ile kurutucularının basınç kabı içinde olmasından dolayı PWR reaktörlerine göre daha büyüktür. Tipik bir basınç kabı, 16 cm kalınlığında çelikten imal edilmiş 6 m iç çapında ve 21,6 m yüksekliğinde bir silindirdir. Yaklaşık ağırlığı 885 tondur.

Bir soğutucu suyu kaybı kazasında PWR santralında koruyucu yapı içinde meydana gelecek olan basınç (60 psi), BWR santralında koruyucu yapı içinde meydana gelecek basınçtan (15 psi) daha fazla olacağından, PWR santrallerinde daha pahalı olan öngerilmeli beton koruyucu yapı kullanılmaktadır.

3.3.2 Ağır Sulu⁸ Reaktörler

Ağır sulu reaktörler, fiziksel ve termodinamik özellikleri suya çok benzeyen ancak nötronik özellikleri farklı olan ağır suyu (D_2O), tasarımlarında soğutucu ve yavaşlatıcı olarak kullanan reaktörlerdir. Ağır suyun nötron yavaşlatma gücünün normal sudan daha iyi olması ve soğutma özelliğinin daha az olması ile bu tip

⁸ Ağır su: hidrojen atomunun izotopu olan Döteryum aynı hidrojen gibi 1 protona sahip olmasına karşın hidrojenin farklı olarak 1 tane nötronu bulunduğu için ağırlığı hidrojenin yaklaşık iki katıdır. Formülünde hidrojen yerine döteryum içeren suya ağır su (D_2O) denir.

reaktörlerde yakıt olarak doğal uranyumun kullanılmasına olanak verir. Ağır sulu reaktörler içinde en çok tercih edilen tip Basınçlı Ağır Sulu Reaktörlerdir (PHWR Pressurized Heavy Water Reactor). Bu reaktörlerde soğutucu, PWR'lerde olduğu gibi basınç altında tutularak kaynaması önlenir. Basınçlı Ağır Sulu Reaktörlerin en yaygın olarak kullanılan tipi CANDU (Canadian Deuterium Uranium)'dur.

CANDU Tipi Reaktörler:

CANDU, dünyada elektrik enerjisi üreten reaktör tipleri arasında PWR ve BWR tipi reaktörlerden sonra en yaygın olarak kullanılan reaktör tipidir.

Kanadalılar, ilk olarak 1945 yılında kendi tasarımları olan ZEEP (Zero Energy Experimental Pile) araştırma reaktörünü Chalk River Nükleer Laboratuvarlarında inşa etmişlerdir. Bu reaktör ABD dışında işleme geçen ilk reaktör olup, 25 yıl boyunca CANDU reaktörlerinin gelişimi için kullanılmıştır.

Kanadalılar, 1947 yılında NRX reaktörünü, 1957 yılında ise 200 MW ısı güce sahip NRU reaktörünü inşa etmişlerdir.

Dünyanın ilk doğal uranyumlu ve ağır sulu reaktörü, 1958 yılında yapımına başlanan ve 1962 yılında işletmeye alınan NPD reaktörüdür.

İlk CANDU prototipinin inşasına 1959 yılında Kanada hükümeti tarafından izin verilmiştir. Bu izin kapsamında, Douglas Point reaktörünün yapımına 1961 yılında başlanmış ve bu reaktör 1967 yılında işletmeye alınmıştır.

Günümüzde dünyada bulunan 437 reaktörden 33 tanesi PHWR tipindedir. 17.991 MW_e kurulu güç kapasitesindeki bu reaktörlerin hemen hemen tamamı CANDU tipindedir.

CANDU reaktörü, basınç tüpü tasarımına sahip bir PHWR'dir. Reaktör kazanı calandria (kalandriya) adı verilen büyük silindir şeklinde bir tanktır. Bu tankın içinden yakıt kanalları adı verilen birkaç yüz tüp geçer. Yakıt kanallarına yakıt demetleri yerleştirilir. Bunlar yüksek basınç altında tutulan ağır su soğutucu ile soğutulur. Soğutucu, önce yakıt kanallarına, buradan buhar üreticilerine pompalanır. Buhar üreticiden çıkan soğutucu başka bir kanaldan ve ters yönden yeniden reaktör koruna gönderilir ve buradan çıktıktan sonra diğer buhar üreticisine gider. Soğutucu akışı, yakıt kanallarının yarısında bir yönde diğer yarısında ters yönde akar ve soğutucu sistem basıncı PWR'lerde olduğu gibi CANDU reaktörlerinde de bir basınçlayıcı vasıtasıyla ayarlanır.

Reaktör, içinde nötron yavaşlatıcı ağır su bulunan paslanmaz çelikten yapılmış calandria, reaktivite kontrol düzenekleri ve 380 tane yakıt kanalından oluşur. Yakıt kanalları calandriyanın içindeki tüplerden geçer. Isı yalıtımının sağlanması için yakıt kanalları ile calandria tüpleri arasında gaz bulunur. Yakıt kanalları Zirkonyum-Niobyum alaşımından yapılmış basınç tüplerinden oluşur.

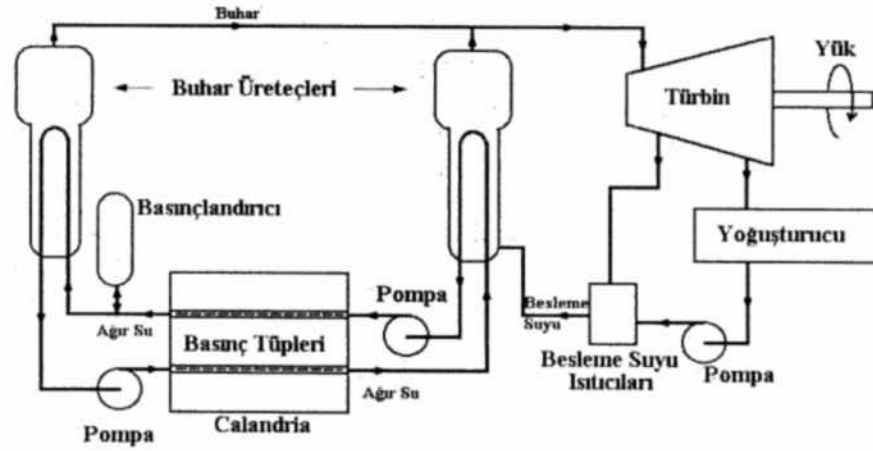
Reaktör yakıtı doğal uranyumdan yapılmış UO_2 peletlerden oluşur. 30 pelet zirkonyum alaşımlı yakıt zarfı içerisine yerleştirilerek bir yakıt elemanı elde edilir. Bu elemanlardan 37 tanesi bir araya getirilip yakıt demeti oluşturulur. Her yakıt kanalında, bu demetlerden 12 tane bulunur.

Nötron soğurma sistemi, sıvı ve katı elemanlardan oluşturulur ve reaktivite kontrolüne yardım eder. Kapatma çubukları ve sıvı nötron soğurucu (gadolinium nitrat) enjeksiyon sistemi vasıtası ile reaktör hızlı bir şekilde kapatılabilir.

Yakıt değiştirme işlemi, reaktörün çalışması sırasında reaktör hiç durdurulmadan ve sürekli olarak yapılır. Bu, reaktörün iki ucunda çalışan iki yakıt değiştirme makinası tarafından sağlanır. Bu makinalar sayesinde korun herhangi bir noktadaki yakıt demeti rahatlıkla değiştirilebilir.

Yavaşlatıcı olarak kullanılan ağır su BWR ve PWR'dekinden farklı olarak soğutucudan ayrı tutularak özel bir sistem sayesinde sürekli olarak soğutulur ve içine karışmış olabilecek maddelerden ayrılması için filtrelerden geçirilir. Aynı zamanda bu sistemden herhangi bir kaza anında reaktörün soğutulması için yararlanılabilir.

950 MW_{th} gücündeki bir CANDU reaktörünün 36 yakıt kanalına, haftada 170 yeni yakıt demetinin yüklenmesi gerekir 600 MW_e gücündeki bu tip bir reaktöre, denge durumunda ve %100 işletme şartlarında haftada 110 yeni yakıt elemanı yüklenmekte ve yakıt demetlerinin en uzun kalma süresi, merkezde 160 gün, diğer bölgelerde 250 gün olmaktadır.



Şekil 3.3.2.1.1 CANDU Reaktörünün Basit Şeması

Reaktör Tipi	Moderatör	Zenginleştirme Oranı	Yakıt		Yük Yoğunluğu kW/lt	Soğutucu			Verim %
			Cinsi	Zarf Malzemesi		Cinsi	Basınç (b)	Çıkış Sıcaklığı (°C)	
MAGNOX	Grafit	Doğal U	Metal	Mag.	1	CO ₂	30	400	~31
AGR Gelişmiş Gaz Soğutmalı Reaktör	Grafit	%2,2 U	UO ₂	Paslanmaz Çelik	2	CO ₂	40	650	~41
HTR Yüksek Sıcaklıklı Reaktör	Grafit	%5-7 U	UO ₂ + UC ₂	-	6	He	50	800-1100	~39
CANDU Ağır Sulu Reaktör	D ₂ O	Doğal U	UO ₂	Zr	15	D ₂ O	110	290	~31
BWR Kaynar Sulu Reaktör	H ₂ O	%2,5 U	UO ₂	Zr	50	H ₂ O	70	295	~33
PWR Basınçlı Hafif Sulu Reaktör	H ₂ O	%3,5 U	UO ₂	Zr	100	H ₂ O	155	320	~33
LMFBR Sıvı Metal Soğutmalı Hızlı Üretken Reaktör	-	%20	UO ₂ / PuO ₂	Paslanmaz Çelik	650	Na	~0	560	~42

Tablo 3.3.1 Çeşitli Reaktör Tiplerinin Özellikleri

Tablo 3.3.2 Bazı Örnek Reaktörlerin Teknik Özellikleri[7]

	BWR	PWR	PHWR
Üretici	General Electric	Westinghouse	AECL
Sistem	BWR/6	Sequoyah	CANDU-600
Kor			
Eksen	Dikey	Dikey	Yatay
Yakıt demetlerinin sayısı			
<i>Eksenel</i>	1	1	12
<i>Radyal</i>	748	193	380
Demet aralığı (mm)	152	215	286
Aktif yakıt yüksekliği (m)	3,81	3,66	5,94
Eşlenik çap (m)	4,7	3,37	6,29
Toplam yakıt (ton)	156	101	98,4
Reaktör kazanı			
İç boyutlar (m)	6,05Ç x 21,6Y	4,83Ç x 13,4Y	7,6Ç x 4Y
Duvar kalınlığı (mm)	152	224	28,6
Malzeme	paslanmaz çelik zarflı karbon çeliği	paslanmaz çelik zarflı karbon çeliği	paslanmaz çelik basınç tüpleri
Diğer özellikler			
Ortalama güç yoğunluğu (kW/L)	54,1	105	12
Doğrusal ısı üretim oranı (kW/m)			
Kor ortalaması	19	17,8	25,7
Maksimum	44	42,7	44,1
Performans			
Yanma (MWd/T)	27.500	27.500	7.500
Yakıt demetinin tam güçte reaktörde kaldığı ortalama süre			470
Yakıt değişimi			
Periyod	yılda 1/4	yılda 1/3	sürekli
Süre (gün)	30	30	

Tablo 3.3.3 Bazı Örnek Reaktörlerin Isıl-Hidrolik Özellikleri[7]

	BWR	PWR	PHWR
Üretici	General Electric	Westinghouse	AECL
Sistem	BWR/6	Sequoyah	CANDU-600
Buhar çevrimi			
Döngü sayısı	1	2	2
Birincil soğutucu	H ₂ O	H ₂ O	D ₂ O
İkincil soğutucu		H ₂ O	H ₂ O
Enerji çevrimi			
Isıl güç (MWth)	3.579	3.411	2.180
Net elektrik gücü (MWe)	1.178	1.148	638
Verim (%)	32,9	33,5	29,3
Isı aktarım sistemi			
Birinci döngü ve pompa sayısı	2:	4	2
Buhar Üreteçleri		4	4
Buhar üreteçlerinin tipi		U tüp	U tüp
Isıl Hidrolik			
Birincil soğutucu			
<i>Basınç (MPa)</i>	7,7	15,5	10,0
<i>Giriş sıcaklığı (°C)</i>	278	286	267
<i>Çıkış sıcaklığı (°C)</i>	288	324	310
<i>Kütleli akış hızı (Mg/s)</i>	13,1	17,4	7,6
<i>Hacim (L)</i>		3,06x10 ⁵	1,20x10 ⁵
İkincil soğutucu			
<i>Basınç (MPa)</i>		5,7	4,7
<i>Giriş sıcaklığı (°C)</i>		224	187
<i>Çıkış sıcaklığı (°C)</i>		273	260

KAYNAKÇA

1. IAEA-PRIS-1994
2. DEK-TMK 1994 Enerji Raporu, s.30
3. OECD-OLIS-1994
4. Imai Ryukichi IIGP Policy Paper 114E, July 1993, s.2
5. IAEA-PRIS-1995
6. Nuclear Energy Data 1995 OECD/NEA
7. Nuclear Systems I, N. E. Todreas, M. S. Kazimi, 1990

4. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ GÜVENLİĞİ, KALİTESİ VE LİSANSLAMASI

Nükleer güç santralları, içinde şiddetli bir radyasyon kaynağı bulunan, ileri teknoloji ürünü, kapital yoğun enerji üretim tesisleridir. Bu tesislerin güvenli ve kaliteli olması, işletmeden çıkartılmasına kadar ki bütün aşamalarında, belirlenen bir disiplin içinde sürdürülen özel uygulamalarla sağlanır.

4.1 Nükleer Güvenlik İlkeleri

Bir nükleer güç santralında yer seçiminden işletme ömrünün sonuna kadar ki her safhada radyasyonun belirli sınırlar içinde kalması, çevreyi ve insan sağlığını olumsuz yönde etkilememesi için çok özel güvenlik önlemleri alınır. Kendi kendini frenleyen tasarım özellikleri nedeni ile bir nükleer güç santralının bomba gibi patlaması mümkün değildir.

Güvenliğin sağlanmasında temel felsefe, birbirinden bağımsız çalışan, çok yedekli güvenlik sistemlerinin kullanılması ve radyasyon kaynağı ile toplum arasına çok sayıda engel koyarak, radyasyona maruz kalma riskinin en az seviyeye indirilmesidir.

4.1.1 Yer Seçimi

Nükleer güç santrallarının yer seçiminde gözönünde bulundurulması gereken güvenlik önlemleri ve lisanslama kriterleri, santralın kurulmasına elverişli yerlerin seçimini önemli ölçüde kısıtlamaktadır. Yer seçiminde güvenlik esaslarının sağlanabilmesi için aşağıdaki konuların ayrıntılı etüdlerinin yapılması gereklidir.

4.1.1.1 Topoğrafya

Topoğrafik şartlar santral yerleşimini, soğutma suyu alış verişini ve radyoaktif maddelerin dağılımını etkilemektedir. Arazinin topoğrafyası ile radyoaktif gazların verileceği bacanın yüksekliği ve konumu doğrudan bağlantılıdır.

4.1.1.2 Jeoloji

Jeolojik araştırmaların amacı; arazinin statik ve dinamik özelliklerini belirleyerek santralın yerleştirilmesinde en uygun durumu bulmak, reaktör binası, türbin binası ve yardımcı binalar için temel koşullarını belirlemektir. Bu inceleme ve araştırmalarda jeolojik özellikler ve yerin fiziksel özellikleri (tektonik, tarihçe, kırıklar, faylar vs.) ayrıntılı olarak 320 km yarıçaplı alan içinde incelenir.

4.1.1.3 Sismoloji

Nükleer güç santrallarının yer seçiminde en önemli faktörlerden biri de o

bölgenin deprem parametreleri olduğundan yer araştırmaları kapsamında yapılan etüdler vasıtasıyla, beklenen en kuvvetli depremlere karşı santral projesine esas olan yerin titreşim hareketlerinin şiddetinin tayin edilmesine çalışılır.

Projede santralin depreme karşı güvenliğinin sağlanabilmesi için; en büyük yer ivmesinin, en kuvvetli titreşim süresinin ve ana frekans aralığı gibi özelliklerin belirlenerek değerlendirilmesi ve bunlar vasıtasıyla Durdurmanın Güvenli olacağı Deprem (Safe Shut-down Earthquake, SSE) ivmesi ile İşletmenin Sürdürülebileceği Deprem (Operation Basis Earthquake, OBE) ivmelerinin tayin edilmesi gerekir.

4.1.1.4 Hidroloji ve Su Baskımları

Santral yeri çevresindeki nehirlerin taşmasının, yağışların meydana getirdiği sel sularının oluşturduğu taşkınların, kuvvetli rüzgarların ve tsunamilerin oluşturduğu dalgaların santral sahasında su baskınlarına neden olmaması amacıyla alınacak önlemlerin belirlenmesi için, hidrolojik etüdler yapılır. Ayrıca, sıvı radyoaktif atıkların yayılması veya radyoaktif atıkların santral civarında bir yerde depolanabilmesi açısından nükleer santrallerin çevresindeki toprağın geçirgenliğine ait hidrolojik parametrelerin bilinmesi gereklidir.

4.1.1.5 Meteoroloji

Meteorolojik araştırmalarla; hava sıcaklığı, nemlilik, yağış, rüzgar kuvveti, fırtınalar ve kasırga gibi meteorolojik olaylar analiz edilerek binaların, yapıların ve sistemlerin proje esaslarına uygunluğu saptanır. Ayrıca, çevrenin topoğrafik ve nüfus durumları gözönüne alınarak normal işletme ve kaza durumlarında santraldan çıkan radyoaktif gazların, en olumsuz meteorolojik şartlarda, santral çevresinde yaşayan canlılara verebileceği radyasyon dozu belirlenir.

4.1.1.6 Nüfus

Santral yer seçiminde diğer önemli bir faktör, çevredeki nüfus yoğunluğudur. Seçilen yerde, uzaklık ve yönün fonksiyonu olarak en son sayımlara göre çevredeki nüfus, geçici nüfus, varsa turistik ve endüstriyel yerleşimler incelenir. Elde edilen bilgilerle santralin ömrü boyunca çevredeki nüfus gelişmeleri ve hareketleri tahmin edilerek normal işletme ve kaza anında alınması gereken önlemler tesbit edilir. Kaza halinde çevrenin ve bireylerin korunması için, acil durum planları hazırlanır. Ayrıca uçak çarpması, gaz bulutlarının patlaması olasılıkları da yer seçimi sırasında incelenir.

Görüldüğü gibi kurulacak santralin çevrenin doğal yapısını bozması, bölgenin hava ve sularının kalitesini düşürmemesi, kara, hava ve denizde yaşayan canlıları etkilememesi için, yer seçimi safhasında çeşitli konular üzerinde ayrıntılı incelemeler gerekmektedir.

4.1.2 Projelendirme

Nükleer güç santralının projelendirilmesinde (tasarım), santralin güvenlik

ve güvenilirliğinin tam olarak temini için, birçok faktörün dikkate alınması gerekmektedir. Tasarım, santralin güvenli işletmesini etkileyebilecek deprem, fırtına, su baskını gibi doğal olaylar ve uçak çarpması, sabotaj gibi insan yapısı dış etkenler dikkate alınarak yapılır. Ayrıca, santralin ömrü boyunca yüksek bir güvenlik seviyesini koruması için, olağan işletme ve beklenen işletme olayları ve kaza halleri projelendirmeye esas alınmaktadır. Bunların yanısıra, santralin güvenliği ve güvenilirliği açısından önemli olan santral içindeki birçok yapı, sistem ve bileşenlerin özelliklerinin şartlara uygunluğu da projelendirmede dikkate alınır.

4.1.2.1 Güvenlik İlkeleri

Santralin güvenli olması için, yukarıda belirtilen esasların yanısıra, güvenlik sistemleri; yedeklik, farklılık, fiziksel ayırım felsefesine ve tek hata kriterine göre projelendirilir.

Güvenlik sistemleri, kaza veya beklenen işletme olayları sırasında reaktörün güvenli bir şekilde durdurulması, kalbin soğutulması ve çevreye zararlı etkilerin verilmemesi gibi güvenlik yönünden önemli görevleri yerine getiren sistemlerdir.

4.1.2.1.1 Yedeklilik

Güvenlik sistemlerinde yedeklilik, sistemin işlevini yerine getirmesi için gerekli sistem ve bileşenlerin birden fazla olması (2 adet %100 veya 3 adet %50 pompa gibi) kriteridir.

4.1.2.1.2 Farklılık

Farklılık (veya başkalık) ise aynı güvenlik işlevini yerine getirilmesinde farklı sistem, bileşen yada parçanın kullanılması kriteridir. Örneğin, acil durum kalp soğutma sisteminin, elektrik sisteminden ve dizel jenaratörlerden beslenmesi gibi.

4.1.2.1.3 Fiziksel Ayırım

Fiziksel ayırma felsefesi, yedek sistemlerin aynı dış etkenler nedeniyle işlevlerini yerine getirememesini önlemek amacıyla, fiziksel olarak birbirinden ayrı yerlere yerleştirilmesidir. Örneğin, dizel jenaratörlerin yangın olasılığına karşı, santralin farklı yerlerine yerleştirilmesi gibi.

4.1.2.1.4 Tek-Hata Kriteri

Yedek veya farklı sistemlerden veya bileşenlerden birinde meydana gelen bir arızanın sistemin işlevini yerine getirmesini engellemesidir. Örneğin, acil durum kalp soğutma sistemi pompalarından birinin arızalanması gibi.

Güvenlik sistemlerinin yanısıra korunma sistemleri ve koruyucu sistemler de güvenlikle ilgili sistemler olarak tanımlanırlar. Korunma sistemleri, sinyallerin üretilmesinde rolü olan algılayıcılardan, uyarım aygıtlarının girişine kadar, koruma işleviyle ilgili tüm elektrik, elektronik ve mekanik aygıtlardır. Koruyucu sistemler,

bir veya daha fazla güvenlik sınır değerlerinin aşılmasını önlemek amacıyla kurulmuş otomatik olarak devreye girebilen sistemlerdir.

Projelendirmede, ayrıca, santralde kullanılacak malzemelerin özellikleri, uygulanacak kalite temin programı, olağan ve beklenen işletme durumlarında servis içi denetim programları da dikkate alınmaktadır.

4.1.2.2 Güvenlik İşlevleri

Nükleer güvenliğin ana hedefi, işletme durumlarında ve kaza halinde santral personelinin ve çevre halkının müsaade edilenden fazla radyasyon dozu almalarını önlemektir. Bu durum, projelendirmede nükleer güvenlik kapsamında, aşağıdaki güvenlik işlevlerinin yerine getirilmesi suretiyle sağlanır:

A) Santralin bütün işletme durumlarında ve kaza hallerinde güvenli durdurulmasının sağlanması ve güvenli soğuk-kapalı koşulunda kalması,

B) İşletme durumlarında ve kaza hallerinde reaktörün durdurulmasını takiben meydana gelen fisyon ısı, radyoaktif fisyon ürünlerinin bozunmasından doğan ısı ve reaktörün yapı malzemeleri ile soğutucu akışkanı içinde depolanmış ısıdan oluşan toplam reaktör artık ısısının reaktör kalbinden alınması,

C) Tüm işletme durumlarında ve kaza hallerinde radyoaktif maddelerin salınımının müsaade edilen sınırlar içinde kalmasının sağlanması ve bu tür olayların olmasını engelleyici önlemlerin alınmasıdır.

4.1.2.3 Güvenlik Sınıflandırılması

Santralin güvenliğini sağlayacak olan sistem, bileşen ve yapılar, yerine getirecekleri güvenlik işlevlerine göre sınıflandırılırlar. Buna "Güvenlik Sınıflandırması" denir. Böylece her güvenlik sınıfı için, projelendirme, imalat, inşaat ve denetimde değişik yöntemler uygulanır. Nükleer teknolojide uygulanacak bu yöntemler, yönetmelikler, standartlar ve kodlarla belirlenmektedir. Ülkeler arasında farklılık göstermekle beraber genelde dört güvenlik sınıflandırması kabul edilmektedir:

Güvenlik Sınıfı I: Gerekli güvenlik sistemlerinin çalışmaması halinde çevreye fisyon ürünlerinin salınmasını önleyici güvenlik işlevlerini yerine getiren sistem ve bileşenlerdir. Örneğin: Reaktör basınç kabı, buhar üreteçleri, birinci devre pompaları gibi.

Güvenlik Sınıfı II: Güvenlik Sınıfı I'e dahil sistem ve bileşenlerin işlevlerini yerine getirememesi halinde, kazanın çevreye etkilerini ve beklenebilen anormal işletme koşullarının kazaya dönüşmesini önleyici işlevleri olan sistem ve bileşenlerdir. Örneğin: Reaktör güvenlik örtüsü, acil durum kalp soğutma sistemi, artık ısı atma sistemi gibi.

Güvenlik Sınıfı III: Güvenlik sınıfları I ve II'yi destekleyen ancak işlevlerini yerine getirememeleri durumunda radyasyon dozunu artırıcı özelliği olmayan sistem ve bileşenlerdir. Örneğin: Yakıt havuzu soğutma sistemi, reaktör güvenlik binası dışındaki radyoaktif maddeleri filtreleme sistemi (HVAC), ara soğutma devreleri gibi.

Güvenlik Sınıfı IV: Güvenlik sınıfları I, II, III dışında kalan, diğer güvenlik işlevlerini yerine getiren sistem ve bileşenlerdir. Radyoaktif atıkları depolama ve işleme sistemi gibi.

4.2 Kalite Güvencesi

Nükleer güç santrallerinin projelendirilmesi, yer seçimi, inşaatı, bileşenlerinin imalatı, sistemlerinin montajı, işletilmesi ve işletmeden çıkarılması sürecindeki bütün faaliyetler, öngörülen esaslar paralelinde geliştirilen kalite güvencesi sisteminin ortaya koyduğu disipline uygun sürdürülür. Kalite güvencesi sistemi ve bu kapsamda uygulanan kalitenin temin edilmesi faaliyetleriyle; nükleer güç santrallerinin yapı sistem ve bileşenlerinin, proje ve şartnamelere, öngörülen teknik özelliklere, kod ve standartlara uygunluğu kontrol edilir.

Tesisin yaklaşık 40 yıl kabul edilen ömrü boyunca, güvenli ve güvenilir bir şekilde işletilmesi, geliştirilen kalite güvencesi sistemi ve bu kapsamda uygulanan kalitenin temin edilmesi faaliyetleriyle sağlanır.

Kalitenin temin edilmesi faaliyetleri, iyi tariflenmiş ve yazılmış kalite güvencesi programlarına uygun olmalıdır. Kalite güvencesi programı, nükleer güç santral projesinin her aşamasında kalitenin temini ile ilgili sürdürülecek faaliyetlerin yönetimi ve uygulama yöntemleri konusunda kriterleri ortaya koyan bir dökümandır.

Kapsamlı kalite güvencesi programı, çeşitli aşamalarda nükleer güç santrali ile ilgili tüm kalitenin temin edilmesi faaliyetlerinin birleştirilip, tatbik edilecek şekilde hazırlanmış halidir. Bu program kapsamında ilgili tüm organizasyonların faaliyetlerinin koordinasyonu da yer almaktadır.

Kalite güvencesinin sağlanmasıyla ilgili kriterler; Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı Güvenlik Rehberi 50-C-QA de ve Uluslararası Standardizasyon Organizasyonu dökümanı ISO 6215 de verilmiştir. Bu konudaki sistemi ortaya koyan çeşitli ülkelerde kullanılan dökümanlara örnek olarak, ABD de 10 CFR 50 App.B, ANSI N45.2, ASME NA 4000, IEEE 467, Kanada da CSA N286,Z299, F.Almanya da KTA 1401,1402 verilebilir.

4.3 Güvenlik Analizi

4.3.1 Güvenlik Gereksinimi

Nükleer güç santralleri, elektrik enerjisi ve ısı üretmek için kurulurlar. Çalışmakta olan 1000 MWe gücündeki bir reaktörün kalbinde yaklaşık 4×10^{11} Ci'lik radyoaktif madde vardır. Nükleer güç santrallerinin olağanüstü güvenlik sistemleri ile donatılmasının temel nedeni; çevreye ve insanlara zarar vermeksizin güç üretimini sağlamaktır.

4.3.1.1 Filyon Ürünleri Engelleri

Nükleer güç santrallerinin tasarımında, radyoaktif maddelerin reaktörden dışarıya çıkmaması için bir seri önlemler alınmıştır. Günümüzde kullanılan nükleer reaktörlerde, en az üç fiziksel engel bulunmaktadır:

- Yakıt elemanları; radyoaktif maddelerin dışarı çıkmasına mani olan ilk fiziksel engeldir. Su soğutmalı reaktörlerin çoğunda, yakıt elemanlarındaki UO_2 yakıt pelletlerinin seramik yapıda ve metal zarfla kaplı olması, filyon ürünlerinin dışarıya çıkmasını aşamalı olarak önler. Reaktör içindeki radyoaktif maddelerin en büyük kısmını filyon ürünleri oluşturmaktadır. Filyon ürünlerinin yakıt bölgesinden ve zarftan dışarıya çıkabilmeleri için, yakıt çubukları zarfında herhangi bir nedenle yırtılma veya çatlak olmalıdır. Filyon ürünleri, katı ve gaz halde olabildikleri için, reaktör yakıt elemanlarında meydana gelebilecek bozukluklar sonucunda filyon ürünlerinin birincil soğutma devresine karışmaları mümkündür. Bu nedenle soğutucu içindeki izin verilebilir miktarda bulunacak radyoaktif maddeleri temizleyecek, soğutucu arındırma sistemleri bulunmaktadır.
- Birincil soğutma devresi; PWR'lerde iki soğutma devresi bulunmaktadır. Birincil soğutma devresi, reaktör kalbini soğutan ve yakıt elemanından kaçan filyon ürünlerini tutabilecek bir sistemdir. Bu sistemde, dışarıya bağlantısı olan rahatlatma vanaları ile güvenlik vanaları bulunmaktadır. PWR'lerdeki ikincil soğutma sistemi ise buhar üreticinin ikincil tarafını içermektedir ve bu sistem buhar hattı (türbine giden) ve besleme suyu sistemlerinden oluşmaktadır. PWR'lerin birincil soğutma sisteminden ikincil sisteme olabilecek radyoaktif madde kaçakları ancak buhar üreticinde tüp kırılması veya çatlaması ile mümkündür ve bu durumda da buhar hattının izolasyonu ile çevreye olabilecek radyoaktif madde kaçakları önlenmektedir. BWR'lerde ise tek çevrimli bir soğutma sistemi vardır ve kalpte üretilen buhar direkt olarak türbine gitmektedir.
- Reaktör koruma binası; genelde biri çelik, diğeri içi plastik tabaka ile kaplı öngerilimli beton olmak üzere iki yapıdan oluşmuştur. Normal işletmede koruma binasının işletme basıncı atmosferik basıncın altındadır.

Sonuç olarak, filyon ürünlerinin nükleer güç santralından dışarıya çıkabilmesi için, yakıt çubuğu zarflarının ardından da birincil soğutucu devrenin bozulması düşünülse bile, geriye koruyucu bina kalmaktadır. Eğer bu üç engel işlevini yitirirse, filyon ürünleri atmosfere sızabilecektir. Yapılan güvenlik analizi senaryolarında bu işlevlerin yitirilmesi durumları, tek halde veya ardışık olarak, ihtimaliyetleri ile birlikte incelenmektedir.

4.3.2 Kaza Karakteri

Bir nükleer güç santralında, olayların beklenmedik şekilde gelişmesi ile meydana gelebilecek sonuçların önceden bilinmesi istenmektedir. Endüstriyel kuruluşların çoğunda aynı tür olaylardan bahsedilmesine rağmen nükleer güç santralında düşünülen en büyük kazanın karakteri tamamen farklıdır. Çünkü nükleer güç santralında düşünülen en büyük kazalar hipotetik bir karakter taşımaktadırlar.

Ticari nükleer güç santrallerinde radyasyon nedeniyle ölüm olayları ilk defa Çernobil nükleer kazasında yaşanmıştır. Nükleer reaktörlerde ısı taşınım sistemi, filyon ürünü engelleri ve güvenlik sistemlerinin istenmedik bir şekilde bozulması ve insan hatası sonucunda bir kaza meydana gelebilir. Reaktör kazaları aşağıdaki şekilde gruplandırılabilir:

1. Reaktivite Kazaları
2. Soğutmanın Sağlanamadığı Kazalar
3. Yakıt Kullanma Kazaları
4. Santral Yerine Bağlı Kazalar

Bu gruplardan ilk ikisi, nükleer güç santralının enerji aktarımındaki dengesizliğe dayanmaktadır. Reaktivite kazalarında, herhangi bir nedenle kalp içine fazla reaktivite verilir. Reaktör kontrolsüz olarak kritik üstü olabilir ve/veya ısı aktarım sisteminin soğutabilme gücünü aşacak miktarda enerji üretilir. Bu olaylar esnasında ısı aktarım sisteminde bir bozukluk sözkonusu değildir. İkinci grupta ise; reaktör gücünde artış olmadığı halde, soğutucunun herhangi bir nedenle miktarının yada soğutma performansını olumsuz yönde etkileyebilecek ölçüde akış hızının azalması sonucu, ısı taşınımının sağlanamamasıdır.

Üçüncü grup kazalarda, kullanılan yakıtlar üzerinde çalışmalar yapılırken meydana gelebileceği düşünülen kazalardır. Tüm kalpteki radyoaktif envanter kadar olmasa bile, bu yakıt elemanları içinde bulunan filyon ürünleri nedeniyle önemli kazalardır.

Dördüncü grup ise; deprem, rüzgar veya insan tarafından güvenlik sistemlerinin veya engellerinin ortadan kaldırıldığı varsayılan kazalardır.

4.3.3 En Büyük Kaza

Bir nükleer güç santrali için en büyük kaza, "maksimum inanılabilir kaza"

veya bunun eşdeğeri "tasarıma esas olan kaza" terimleriyle verilmektedir. Bu olabileceğine inanılan en kötü kazadır. Güvenlik analizleri bu kazanın insanlara veya doğaya zarar veremeyeceğini ispatlamalıdır.

Herbir nükleer güç santrali için en az bir "Güvenlik Analizi Raporu" gereklidir. Güvenlik analizi içinde yer alan kaza analizleri, nükleer mühendisliğin tüm branşlarını ilgilendirir. Reaktörün yapımına ve işletilmesine, bu raporlar lisanslama otoritelerinden onay aldıktan sonra geçilebilir. Reaktör güvenliği ile ilgili tüm bilgilerin bu rapor kapsamında olması istenir.

Genelde, tasarıma esas olarak kabul edilen kaza, "Soğutucu Kaybı Kazası (LOCA)" dır. Bu kaza, birincil soğutma devresinden soğutucunun kaybedilmesi sonucunda kalp içinde meydana gelebilecek olayları içerir. Bu tür bir kazanın analizi öncelikle ısıl-hidrolik analiz çalışmalarını içermektedir.

4.3.4 Kaza Analizi

Nükleer reaktörlerin kaza analizi, olayların ardışık gelişmesi nedeniyle; santralin tüm soğutma sistemini, buhar devrelerini, besleme suyu hatlarını ve bu sistemlerle ilişkili olan reaktör kontrol, güvenlik sistemi davranışlarının incelenmesini de içine alır. Bu kadar karmaşık bir sistemi modellemek için bilgisayar programlarına, dolayısıyla büyük bilgisayar zamanlarına ihtiyaç vardır.

Bir Soğutucu Kaybı Kazası analizinde, soğutucu akışkanın davranışını incelemek için iki fazlı akış için kütle, momentum ve enerji denklem takımları nümerik yöntemlerle çözülmektedir. Özellikle, zamana bağlı üç boyutlu akış denklemlerini iki fazlı akışlar için çözmek oldukça zordur. Böyle bir kaza analizinde, ısı aktarım katsayıları akış şartlarına ve sıcaklıklara bağlı olarak hesaplanır. Yakıt çubukları içinde sıcaklık dağılımı ise, ısı iletim denkleminin, çeşitli başlangıç ve sınır şartlarında nümerik çözümlenmesi ile bulunur. Başlangıçta, analiz edilecek santralin ilgili bileşenlerinin fiziksel özellikleri ve çalışma şartları girdi olarak hazırlanır. Böylece reaktör modellenmiş olur. Bu modelle önce nükleer santral normal işletme şartlarına getirilir sonra istenilen sistem bozuklukları ve beklenmedik olaylar model üzerinde yaratılarak, olayların gelişimi, sistemlerin davranışı incelenir.

Bir kaza analizi programı ile bilgisayar kullanılarak gerçek reaktörün analizi yapılmadan önce, bu programın bir test düzeninde alınan sonuçlarla denenmiş olması ve çeşitli koşullar için doğru sonuç verdiğinin kanıtlanmış olması gerekmektedir.

4.4 Nükleer Güç Santrallarının Lisanslanması

İnsan yapısı tüm tesis ve araçlarda olduğu gibi, nükleer güç santrallarının kullanılmasında da bir risk söz konusudur. Bu riskin azaltılması için alınan güvenlik önlemleri ve bunlarla ilgili yapılan harcamalar, enerji üretim maliyetini arttırdığından bu durum nükleer santralların ekonomik değerlendirmesinde etkin olmaktadır.

Santral yapımcılarının fazla kar amacıyla aşırı güvenlik masraflarından kaçınmaları işleticinin de bütçe olanakları nedeni ile bu durumu kabullenmesi mümkündür. Bu nedenle, halkın sağlığını korumak amacıyla, nükleer güç santrallarının tasarımı, projelendirilmesi, kurulması ve işletilmesi sırasında gerekli olan çok sıkı güvenlik önlemlerinin alınmasını ve radyasyondan korunmayı sağlayacak ve bu alışverişi denetleyecek yetkili üçüncü bir organ gerekmektedir.

Bir nükleer tesisteki işletme personelinin, tesis çevresinde yaşayan halkın ve doğal çevrenin, nükleer tesisin neden olabileceği zararlı etkilerden korunmasını güvence altına almak, "Güvenlik ve Lisanslama Kuruluşları"na ait bir sorumluluktur. Bu sorumluluk, her ülkede hükümet tarafından tayin edilmiş bulunan Ulusal Otorite tarafından taşınır ve bu amaçla yapılan işlemlerin tümüne "Lisanslama" adı verilir.

4.4.1 Lisanslama Organizasyonu

Bir nükleer santralin güvenlik içinde işletilmesi, lisanslama işlemlerinin gereği gibi yapılması ile mümkündür. Çok kapsamlı bir iş olan lisanslama işlemlerinin gereği gibi yapılabilmesi için iyi bir organizasyona ihtiyaç vardır. Lisanslama organizasyonunun başında yasalarla tam yetkili kılınmış bir lisans otoritesi bulunur.

Lisans işlemlerinde pek çok inceleme, hesaplama, ön izinler, ölçümler, denetlemeler ve testler söz konusudur. Bu işlemler sırasında binlerce sayfalık belgenin incelenmesi gerekebilir, imalat kademelerinde ve montajda çok sayıda denetleme bahis konusudur. Bu işlemler yetişkin insan gücüne ihtiyaç gösterir ve 3 ila 4 yıl sürebilir. Bu nedenle ulusal otoritenin içinde bu hizmetleri görebilecek bir organizasyona ihtiyaç vardır.

Örneğin, ABD'de Nuclear Regulatory Commission (NRC) lisans vermeye yetkili kılınmış tek organdır. NRC'ye bağlı yaklaşık dört bin kişinin hizmet gördüğü bir lisanslama teşkilatı vardır. Bu teşkilat, Standartlar Şubesi, İşletme Denetleme Şubesi gibi hizmet bölümlerine ayrılmıştır. Bu ülkede, ayrıca, 10 ila 15 kişiden kurulu, üniversite mensupları ve uzmanlardan oluşan bir Reaktör Güvenliği Danışma Komitesi ile üçer kişiden kurulu Güvenlik Kurulu ve Temyiz Kurulu bulunmaktadır.

Federal Almanya'da belirli tek bir lisans otoritesi yoktur. Anayasada Federal Hükümet ile Mahalli Hükümetlerin yetkileri belirlenmiş ve Atom Enerjisi Kanunu'nda lisans işlemlerinin nasıl yapılacağı tarif edilmiştir. Bu sistemde Mahalli Hükümetlerin lisanslama ile ilgili kararları Federal Hükümet'in onayına tabidir ve bu yetki İçişleri Bakanlığı'na verilmiştir. Bu bakanlıkta kurulmuş bulunan Nükleer Enerji Komitesi, Reaktör Güvenliği Komisyonu (RSK), Radyasyondan Koruma Komisyonu (SSK) gibi kurumlar, bakanlığın yetkisine giren hizmetlerin yürütülmesine yardımcı olurlar.

Almanya'da mahalli hükümetlerin yeterli organizasyonları bulunmadığı için lisanslama ve denetim hizmetlerinin yürütülmesinde Reaktör Güvenliği Kurumu (GRS), Teknik Hizmetler Kurumu (TÜV) gibi yarı resmi uzman kuruluşlarının hizmetlerinden yararlanılır.

Türkiye'de Lisans verme görevi 2690 sayılı yasa ile Türkiye Atom Enerjisi Kurumuna verilmiştir.

Lisanslama, nükleer santralin kurulması ile ilgili izinlerin verilmesi ile, kuruluş hizmetlerinin en başından itibaren santralin ömrü boyunca sürecek olan denetleme işlemlerini kapsar. Bu nedenle, lisanslayıcı kuruluşun ilk görevi, lisans almak için yapılan müracaatın onaylanmasına yada red edilmesine karar vermek için gözden geçirme ve değerlendirme yapmaktır. En az bunun kadar önemli ikinci görev, lisans koşullarının tam olarak uygulandığına emin olmak için bu kuruluş tarafından yapılan düzenli denetimlerdir.

4.4.1.1 Gözden Geçirme ve Değerlendirme

Lisanslayıcı kuruluş lisans verebilmek için, tasarımı gözden geçirme ve değerlendirme faaliyetleri yapar. Lisans verme aşamalarındaki bu faaliyetler;

- Tasarımın yönetmelikler, rehberler ve endüstri standartları ile karşılaştırılması,
- Tasarımın onaylanmış bir referans santral ile karşılaştırılması,
- Tasarım kriterlerinin bağımsız hesaplarla analizidir.

Gözden geçirme süreci oldukça dinamiktir, lisans verici kuruluşla, müracaatçı arasındaki etkileşim, gözden geçirme periyodu boyunca genişler ve bu sırada dökümanlar kesin olarak düzeltilir ve yenilenir. Sonuç olarak, lisanslayıcı kuruluşun isteği ile gerekli çalışmalar, hatta tasarım düzeltmeleri bile yapılabilir.

Lisanslayıcı kuruluş tarafından gerçekleştirilen güvenlik değerlendirmesi, lisans işleminin değişik evrelerine bağlı olarak değişir. Her evrede sunulacak olan bilgi yasalara, yönetmeliklere, rehberlere yada talimatlara dayanılarak resmi bir şekilde onaylanır.

4.4.1.2 Denetim ve Yaptırım

Denetim, lisans işleminin özel evrelerine bağlıdır ve üç farklı yöntemle yapılır:

- Uygunluk değerlendirmesi veya kayıtların incelenmesi (özellikle Kalite Güvencesi kayıtları),
- Faaliyetlerin gözlenmesi veya tanıklığı,
- Bağımsız ölçümler veya testler.

Böyle bir denetim programı ki bu program kalite güvencesi/kalite kontrol (KG/KK) kapsamında Kalite Güvencesi Programı içinde yer alır, tüm konuların uygun olarak kapsam içine alındığına emin olmak için lisanslayıcı kuruluş tarafından hazırlanmalı ve denetim işlemleri, bir bütün olarak, birbirlerini tutacak şekilde yapılmalıdır. Denetleyicilerin kalifikasyonu denetimin güvenilirliği açısından önemli olduğundan, denetçilerin bu disiplin için öngörülen uygun eğitim ve deneyime sahip olmaları zorunludur.

Denetim programının hazırlanmasıyla birlikte, yeterli yaptırımı sağlayabilecek gücün lisanslayıcı kuruluşa verilmesi şarttır. Lisanslayıcı kuruluşun işlevlerini ve sorumluluklarını tayin eden yaptırım hareketi yasal temele dayanmalıdır. Bununla beraber, denetim bulguları için de mümkün yaptırım hareketinin ayrıntılı tanımı basit ve açık bir şekilde izah edilmelidir. Denetim bulguları, yaptırım hareketi ve müracaatçının buna karşı davranışı denetim faaliyetlerinin verimliliğini etkiler.

Nükleer reaktörlerde lisanslama denetimleri, kalite güvencesi (KG/KK) sistemi kapsamında yürütülür. Kalite güvencesi deyiminin, imalatta kullanılan Kalite Kontrolü (KK) işleminden daha geniş bir anlamı vardır. Nükleer Güç Santrallerinin kurulması aşamalarında, tasarımında, malzeme tedarikinde, imalatta, montajda ve işletmede herşeyin ve her uygulamanın öngörülen esaslara uygun bir şekilde yapılması şarttır. Dolayısıyla Kalite Güvencesi/Kalite Kontrol işlemlerinde, projenin organizasyonu gibi Kalite Kontrol ile ilgisi olmayan hususların da denetlenmesi bahis konusudur.

Önceden hazırlanmış ve lisans otoritesince onaylanmış bir "Kalite Güvencesi Programı" çerçevesi içinde, Mal Sahibi/Tesis Kurucusu organizasyon faaliyetlerini yürütür ve Ana Müteahhidini kendisi veya bağımsız bir organ marifetiyle denetler. Aynı şekilde Ana Müteahhit de müteahhitlerini kalite denetimine tabi tutar. Lisans otoritesi ayrıca, programa uyulduğunu ve denetimlerin gereği gibi yapılıp yapılmadığını takip etmek üzere bunların her ikisini de denetime tabi tutar.

4.4.2 Lisanslama Mevzuatı

Nükleer santral kuracak olan bir ülkede lisans işlemlerinin nasıl yapılacağına önceden bilinmesi istenir, teklif hazırlayacak yapımcılar için bu husus çok önemlidir. Bu nedenle bu durumu belirleyen mevzuata gereksinim duyulmaktadır. Gereksinim duyulan mevzuatın hazırlanması lisanslayıcı kuruluşun görevidir.

Lisans otoritesini ve onun yetki ve sorumluluklarını belirleyen, lisans işlemlerini kademelerini tarif eden, mücade edilen radyasyon doz sınırlarını belirleyen kanun, tüzük ve yönetmeliklerin yanında, teknik ayrıntılara inen Güvenlik Talimatları, yol gösterici nitelikteki Güvenlik Rehberleri, mühendislik standartları gibi bir dizi teknik döküman ve kurallara da ihtiyaç vardır.

İlk reaktörünü kuracak olan gelişmekte olan bir ülkede en önemli sorunların başında lisanslama mevzuatının hazır olmayışı gelir.

Genellikle örnek olarak alınan, ABD'de 1974 yılında çıkarılan, Atom Enerjisi Komisyonu Reorganizasyonu kanunu lisans otoritesi olarak NRC'yi yetkili kılmıştır.

NRC kendi yönetmelik ve talimatlarını Federal Mevzuat Kodu (CFR) içinde toplamış bulunmaktadır. 50 bölüm halinde düzenlenmiş bulunan bu temel dökümanın 10. bölümü enerji konusunu içine alır, nükleer konular da bu bölüm içindedir.

Örneğin, 10-CFR-20 radyasyondan korunma standartlarını, 10-CFR-50 nükleer tesislere lisans verilmesini, 10-CFR-100 yer seçimi belirler. CFR içinde yer alan kurallara uyulması zorunludur.

Ayrıca, NRC yol gösterici nitelikte olan çok sayıda güvenlik kılavuzu yayınlamış bulunmaktadır. Bütün bunlardan başka, Amerikan Makina Mühendisleri Cemiyeti'nin, ASME-III-NB Nükleer Buhar Üretimi Sistemi Hükümleri gibi kullanılmakta olan mühendislik standartları da vardır.

Federal Almanya'da İçişleri Bakanlığı tarafından yayınlanmış bulunan BMT kriterleri, Güvenlik Komisyonu'nun RSK talimat ve kılavuzları, Radyasyondan Korunma Komisyonu'nun SSK talimat ve kılavuzları, Nükleer Güvenlik Standartlar Komisyonu'nun KTA standartları, nükleer teknik mevzuatı oluşturur. Bunlardan başka GRS gibi yardımcı kuruluşların da yayınlanmış güvenlik kodu ve kılavuzları vardır. Türkiye'de nükleer güç santrallerine lisans verilmesine ilişkin bir tüzük⁵ bulunmaktadır.

4.4.3 Lisanslama Kademeleri

Genellikle lisanslama birkaç kademede yapılır, ekseriya uygulanan üç ana basamak Yer Lisansı, İnşaata Başlama İzni ve İşletme Lisansı'dır.

İnşaata başlamadan evvel, reaktör yerinin incelenmiş ve uygunluğunun onaylatılmış olması gerekir. Bazı ülkelerde bu işlem müstakil bir lisans kademesidir. Hiç bir ülkede inşaat lisansı almadan inşaata başlamak mümkün değildir. İnşaat lisansına başvurmak için gerekli temel döküman *Güvenlik Analizi Ön Raporu (PSAR) dur. Her biri birkaç yüz sayfa olan birkaç ciltten oluşan bu rapor, kurulacak reaktör tipinin, seçilen yerde güvenlik içinde çalışacağını kanıtlayan bir dökümandır.*

İnşaatin bitimine yakın işletmeci, Güvenlik Analizi Son Raporu'nu (FSAR) hazırlayarak işletme lisansı için başvuruda bulunur. FSAR istek üzerine yapılmış olan yeni analizleri ve değişiklikleri, sahada yapılmış olan ölçümleri, testlerin sonuçlarını ve işletme kuralları ile işletme organizasyonunu da içine alan dökümandır. Bu incelenerek olumlu bulunduğu takdirde tam güçte veya lüzumu halinde daha düşük bir güçte çalışmak üzere işletme lisansı verilir.

Bir tesise işletme lisansı verilmiş olmakla iş bitmez, santralin ömrü boyunca gerekli güvenlik önlemlerinin gevşetilmediğini ve radyasyon doz sınırlarına uyulup uyulmadığını anlamak üzere sürekli denetimler yapılır.

Lisanslayıcı kuruluşun, lisanslama işlemi kademelerinde, yukarıda belirtilen görevlerini yerine getirebilmesi için;

- Fizik ve Nükleer Mühendislik,
- Makina Mühendisliği,
- İnşaat Mühendisliği,
- Elektrik Mühendisliği,
- Enstrümantasyon ve kontrol,
- Jeoloji,
- Meteoroloji,
- Hidroloji,
- Kimya Mühendisliği,
- Metallurji ve malzeme bilimi,
- Radyasyondan korunma,
- Çevre bilimleri

alanlarında bir grup uzman elemana gereksinim vardır. Bu kuruluş çalışanlarının kalitesi ve eğitimleri, uluslararası standartlara uygun olmalıdır.

Sonuç olarak, nükleer santrallerin kurulmasında ve işletilmesinde lisanslama işlemlerinin hayati bir rol oynadığı, lisanslamanın çok kapsamlı bir işlem olduğu, bunu gereği gibi yapılabilmesi için iyi bir organizasyona, gerekli mevzuata ve deneyimli insan gücüne ihtiyaç olduğu ortadadır.

Nükleer santral kurmaya niyeti olan gelişmekte olan bir ülkenin, teklif almaya başlamadan önce lisanslamaya yönelik Güvenlik ve Kalite Güvencesi / Kalite Kontrol organizasyonunu tamamlaması, başlamak için yeterli sayılabilecek kadar lisanslama mevzuatı hazırlaması veya dünyadaki mevzuat geliştirme çalışmalarını çok iyi takip etmesi ve gerekli sayıda personelini istihdam ederek eğitmesi şarttır.

4.4.4 Türkiye'de Lisanslama

Türkiye'de sınırlı olmakla beraber lisanslama alanında bazı uygulamalar yapılmıştır. 1956 tarihli ve 6821 sayılı *Atom Enerjisi Komisyonu (AEA) kanunu ve buna dayanılarak, sırası ile 1974 ve 1975 yıllarında çıkarılmış bulunan Radyasyondan Korunma Tüzüğü ile Nükleer Tesislere Lisans Verilmesi Tüzüğü* Türkiye'deki ilk mevzuatı oluşturmuşlardır.

Bu mevzuata dayanılarak Akkuyu Nükleer Santralının yer lisansı verilmiştir.

1982 yılında kabul edilen 2690 sayılı *Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) Kanunu*, AEK teşkilatını kurumlaştırmak ve yetkilerini daha açık bir şekilde belirlemek sureti ile bazı yenilikler geliştirilmiştir. 1982-1985 arası Türkiye için nükleer santral kurulması bakımından bir atılım periyodu olmuştur. Akkuyu projesinin ortaya çıkması nedeni ile gerçek bir lisanslama organizasyonu kurulabilmiştir. 2690 sayılı TAEK kanununda Kurumun görevleri arasında, “nükleer güç ve araştırma reaktörleri ile yakıt çevrimi tesislerinin yer seçimi, inşaatı, işletmesi ve çevre güvenliği ile ilgili izin ve lisanslama işlemlerini yürütmek, gerekli inceleme ve denetimleri yapmak, verilen izin veya lisansa uyulmadığı durumlarda işletme yetkilerini sınırlamak, verilen izin veya lisansı geçici veya sürekli iptal etmek, yada bu tesislerin kapatılmasını sağlamak; bu amaçlar için gerekli teknik mevzuatı hazırlamak” yer almaktadır.

2690 sayılı kanuna dayanılarak, TAEK bünyesinde *Nükleer Güvenlik Dairesi (NGD)*, *Teknoloji Dairesi (TD)* ve *Radyasyon Güvenlik Dairesi (RGD)* kurulmuştur.

Tablo 4.4.4.1 Lisanslama Aşamaları

1. Yer lisansı
2. İnşaat lisansı
2.1. Sınırlı çalışma izni
2.2. İnşaata başlama izni
3. İşletme lisansı
3.1. Alt sistemleri işleme sokma
3.2. Yakıt yükleme ve deneme işlemlerine başlama
3.3. Tam güçte çalışma izni

1983 tarihli ve 7405 sayılı *Nükleer Tesislere lisans verilmesine ilişkin Tüzük ile 1985 tarih ve 9801 sayılı Radyasyon Güvenliği Tüzüğü* çıkarılmış ve yer seçimi kriterleri, tasarım kriterleri, kalite güvencesi gibi bazı kodların hazırlanmasına başlanmıştır.

Lisans Aşamaları:

2690 sayılı kanun ile 7405 sayılı tüzük Türkiye’de lisanslama işlemlerinin nasıl yapılacağını belirlemiş bulunmaktadır. Bu esasa göre lisanslama işlemleri 3 kademede yürütülecektir. Bu kademeler ve bunların ana aşamaları Tablo-4.4.4.1’de gösterilmiştir.

Yer lisansı için Yer Raporu, *İnşaat lisansı için Ön Güvenlik Analizi Raporu (ÖGAR)*, İşletme Lisansı için ise Son Güvenlik Analizi Raporu (SGAR) verilmesi

gereken dokümanlardır. Lisans kademelerinin her birinde, Bu dokümanlar ve sürdürülen faaliyetlerle ilgili, Danışma Kurulu görüşlerini de içerecek şekilde hazırlanan Değerlendirme Raporu, AEK tarafından değerlendirilerek lisans verilmesine karar verilir.

Kurucu, yer lisansı alabilmek için TAEK’na yapacağı başvuru ile birlikte, “seçilen yerin topoğrafik, jeolojik, jeoteknik, hidrolojik, sismolojik ve meteorolojik özellikleri; deprem, su baskını, fırtına gibi doğal olaylar ve bu olayların ikincil etkileri yönünden değerlendirilmesine ilişkin bilgiler; uçak düşmesi, yangın, patlama, baraj çökmesi gibi olaylar sonucu meydana gelebilecek dış tehlikelere karşı değerlendirilmesine ilişkin bilgiler; reaktör yakın çevresini gösterir harita ve yerleşim planları; yöre halkının olağan ve olağanüstü işletme koşullarıyla kaza hallerinde çevreye salınan sıvı ve gaz radyoaktif atıklardan radyolojik yönden etkilenmelere ilişkin ön incelemeler” gibi bilgileri içeren “Yer Raporu” ı verir. Yer raporu, TAEK tarafından değerlendirilir ve uygun bulunursa Yer Lisansı Kurucuya verilir. Yer lisansı aldıktan sonra inşaat yerinin düzenlenmesine, yol, su, elektrik temini, yol ve liman yapımı, v.s.gibi faaliyetlerle nükleer reaktör tesisi dışındaki bina tesis yapımına başlanabilir.

İnşaat lisansı iki alt adımda tamamlanır. Lisansı alınan yerde inşaata başlamak için yapılan başvuruya; projelendirme, inşaat, kalite temini, tesisin hizmete sokulması, işletilmesi ve hizmetten çıkarılması için uygulanması önerilen güvenlik ilke, kriter ve standartları; tesisin olağan ve olağanüstü işletme olayları ve kaza koşulları için yapılan güvenlik analizleri” gibi bilgileri içeren *Ön Güvenlik Analizi Raporu (ÖGAR)* eklenir.

ÖGAR incelenir ve yeterli bulunursa Kurum tarafından Sınırlı Çalışma İzni kurucuya verilir. Sınırlı Çalışma izni alan Kurucu, reaktör ve çevre güvenliğiyle ilgili bina ve tesisler için temel çalışmalarına başlayabilir. Tesis yerinde yapılan çalışmalar ve ÖGAR’ın inşaat yönünden Kurum tarafından incelenmesi ve değerlendirilmesi sonucu olumlu bildirim “İnşaat Lisansı” adını alır.

İşletme lisansı üç alt adımda tamamlanır. Kurucu, belirli bileşen ve sistemlerin hizmete sokulmasından önce gerekli belgelerle birlikte Kurum’a başvurur. Belgelerin değerlendirilmesi sonucunda *Hizmete Sokma İzni* verilir. İkinci alt adım olan *Yakıt Yükleme ve Deneme İşletmelerine Başlama İzni* için Kurucu, *Son Güvenlik Analizi Raporu (SGAR)*’unu Kurum’a verir. Yapılan değerlendirmeler sonucu olumlu bulunursa, *Yakıt Yükleme ve Deneme İşletmelerine Başlama İzni* verilir. Son adım için Kurucu, “yakıt yükleme, kritiklite ve deneme işletmeleri sırasında yapılan denemelerin sonuçları ve değerlendirmeleri; işletme sınırları ve koşullarıyla ilgili son bilgiler; işletme yönerge ve yöntemlerini gösterir belgelerle birlikte Kurum’a başvurur. Bu belgeler ve deneme işletmesi süresinde yapılan denetim raporları incelenerek alınan karar Kurucu’ya bildirilir. Olumlu bildirim, “Tam Güçte Çalışma İzni ve İşletme Lisansı” adını taşır.

5. DÜNYA'DA NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ EKONOMİSİ

Her ülkenin enerji problemi, kaynakları, mali durumu, coğrafi durumu, siyasi ve sosyal yapısı bakımından kendine özgüdür. Bununla birlikte güç santralleri tercihinde enerji üretim maliyetinin önemi büyüktür.

5.1 Birim Elektrik Enerjisi Üretim Maliyeti

- Bir güç santralında birim elektrik enerjisi üretim maliyeti;
- İlk yatırım maliyeti,
- Yakıt maliyeti,
- Bakım ve İşletme maliyeti

olarak üç ana bileşenden ve dış maliyetten oluşur;

Ülkelerin nükleer, kömür ve gaz santralleri üretim maliyetleri ile ilgili OECD'de yapılan en son çalışmada [1], santrallerin 1 Temmuz 2000 yılında devreye alınacakları düşünülerek, her ülkenin çözümleri 1 Temmuz 1991 günkü çapraz kurlar ile ABD doları cinsine çevrilmiştir. Her ülke çözümünün farklı ön kabullere göre hesaplandığı dikkate alınrsa, aynı ülkedeki değişik santralleri birbirleriyle kıyaslamak veya santral üretim oranlarını değişik ülkelerle kıyaslamak daha anlamlı olacaktır.

Türkiye'de kurulacak iki farklı tip nükleer güç santrali (PWR[†] ve PHWR[‡]) için %10 iskonto oranı ile 1986 yılında yapılan OECD çalışmasında, PWR tip santral için 44 mills/kWh, PHWR tip santral için ise 49,6 mills/kWh değeri bulunmuştur. [2]. 1989 yılı çalışmasında, %5 iskonto oranı ile yapılan hesapta nükleer ve kömür santrallerinden enerji üretimi 32,2 mills/kWh olarak çözülmüş, %10 iskonto oranı ile yapılan çalışmada ise kömür 42,8 mills/kWh bulunurken nükleer 56,1 mills/kWh olarak bulunmuştur. Türkiye OECD çalışmasına 1992 yılında sadece kömürlü santral maliyeti hesabı ile katılmış, %10 iskonto oranı ile yapılan hesapta kömür yakıtlı santral için 44,3 mills/kWh değeri bulunmuştur. TEAŞ-APK[§]'nin yaptığı hesaplarda ise, Türkiye'de nükleer güç santrallerinde üretilebilecek birim enerji üretim maliyetleri ön koşullara bağlı olarak (32-60 mills/kWh) arasında değişmektedir [3]. Türkiye'ye çeşitli yıllarda verilen tekliflerde yer

[†] OECD= Ekonomik İşbirliği ve Kalkınma Teşkilatı

[‡] PWR Basınçlı Su Reaktörü

[§] PHWR Basınçlı Ağır Sulu Reaktör

[§] TEAŞ-APK : Türkiye Elektrik Üretim ve İletim A.Ş., Araştırma Planlama ve Koordinasyon Dairesi

almış olan, nükleer güç santralından üretilecek elektrik enerjisinin birim enerji üretim maliyeti değerleri bu fiyat aralığı içinde kalmaktadır.

Hesaplamalarda kullanılan iskonto oranının üretim maliyetini önemli ölçüde etkilediği ve karşılaştırmalı çalışmalarda, yüksek iskonto oranı kullanımının kömürlü santrallerin lehine, nükleer santrallerin aleyhine bir durum yarattığı görülmektedir.

5.1.1 İlk Yatırım Maliyeti

İlk yatırım maliyeti, tesis inşaatı için yapılan tüm harcamaları, tasarım ve mühendislik hizmetlerini, danışmanlık ve kurucuların harcamalarını kapsar.

Nükleer güç santrallerinin ilk yatırım maliyetleri alışlagelmiş santrallara göre yüksektir, fakat yakıt maliyeti düşüktür. Toplam maliyet, santral gücüne, inşaa süresine, iskonto oranına ve kredi şartlarına (peşin, yap-işlet-devret vb.) bağlı olarak değişir. Bu bakımdan yatırım değerlendirmelerinde birim güç başına maliyete (10\$ /kWe), ekonomik değerlendirmelerde de birim elektrik enerjisi üretim maliyetine (11 mills /kWh) yani elektriğin kaçta üretildiğine bakılır.

Nükleer güç santrali inşaa fiyatları çeşitli ülkelerde değişiklikler göstermektedir. En düşük değer 960 \$/kWe ile eski Çekoslovakya'da (CSFR), en yüksek değer ise 2,871 \$/kWe ile İngiltere'dedir. Çalışmaya katılan 13 ülkeden (Rusya hariç) 9'unda nükleer güç santrallerinin ilk yatırım maliyeti 1.000-2.000 \$/kWe (inşaat sırasındaki faizler hariç) aralığında değişmektedir.

İlk yatırım maliyetine, nükleer güç santralının sökülmesi de dahildir. Sökülme, ekonomik olarak ömrünü tamamlamış nükleer tesisin ortadan kaldırılması için yapılan masraflardır. Nükleer tesislerde, radyoaktif maddelerin bulunması bu tesislerin ortadan kaldırılması maliyetini arttırmaktadır. Tesis ilk yatırım maliyetinin %2-%10'u tesis söküm maliyeti olarak kabul edilmekte ve hesaplamalarda dikkate alınmaktadır.

5.1.2 Nükleer Yakıt Maliyeti

Yıllık yakıt harcama maliyetidir. Bir nükleer güç santralında yakıt harcamalarının birim enerji üretim maliyetine etkisi, alışlagelmiş santrallara göre çok küçüktür. Alışlagelmiş santrallerde, yakıtın toplam maliyet içindeki payı %30-%85 arasında değişmektedir. Bu bakımdan 25-30 yıllık işletme ömrü boyunca yakıt maliyetlerinde olabilecek artışlar birim üretim maliyetini büyük ölçüde etkileyecektir. Nükleer güç santrallerinde yakıtın toplam maliyet içindeki payı düşük olduğundan (%6-%30) fiyatlardaki artışlar toplam üretim maliyetini az etkileyecektir. Bu özellik doğal uranyumlu yakıtla çalışan nükleer güç santralında daha da belirgindir. Nükleer güç santrallerinin ekonomikliğini kaybetmesi için, nükleer yakıt maliyetinde 2-3 misli bir artış olması gereklidir. Oysa, son yıllarda ABD ve diğer bazı ülkelerde, ekonomik durgunluk ve tasarruf önlemleri dolayısıyla

gerileyen veya değişmeyen elektrik tüketimi nedeniyle nükleer güç santralleri inşaatlarının durdurulması veya iptal edilmesi, gerek hammadde gerekse dönüştürme ve zenginleştirme hizmetlerinde bir arz fazlalığına yol açmış ve fiyatlar 1980'li yıllardan itibaren düşmeye başlamıştır. Eldeki uranyum stokları ve savaş başlıklarının sökülmesinden elde edilecek zengin uranyum ve plutonyumun yakıt olarak kullanılması da yakın gelecekte uranyum fiyatlarında önemli bir artışın olmayacağını göstermektedir.

Yakıt çevrimi maliyeti, genellikle yakıtın madenden yakıt imaline kadar olan maliyetini ve kullanılan yakıt idaresi maliyetini kapsar. OECD tarafından yapılan en son çalışmada [4] 42.500 MWd/ton yanma oranına sahip 1.390 MWe gücündeki bir PWR yakıtı için, maliyetin büyük bölümünü (% 30 - % 35) zenginleştirme almakta, bunu uranyum temini (% 26 - %30) ve yakıt elemanı imalatı (% 16 - %18) izlemektedir. 935 MWe gücünde ve 8.330 MWd/ton yanma oranına sahip bir PHWR'da ise maliyetin en büyük bölümünü uranyum temini (% 42) ve yakıt elemanı imalatı (% 36) almaktadır.

Bir nükleer güç santrali kullanan ve yakıtını ithal eden bir ülke için, tüm nükleer yakıt servisi dahil olmak üzere, yakıtın kWh başına fiyatı 2,8 -5,5 mills civarındadır. Bu değer 1.2-2 mills'i uranyumun 1992 yılı kontrat fiyatıdır.

5.1.3 Bakım ve İşletme Maliyeti

Bakım ve işletme maliyetine; tesis işletme harcamaları, mühendislik ve personel ücretleri, tüketim malzemeleri, bakım ve onarım ve yarı ömürde yenileme masrafları, personel eğitimi, iş seyahatleri, tesis sigorta primleri, vergiler, gümrük ücretleri, tesis güvenlik ve fiziksel korunma harcamaları dahildir.

OECD öncülüğünde, 1983 yılından beri yapılan birim elektrik enerji üretim maliyeti tahmin çalışmalarında, Japonya ve Finlandiya dışındaki ülkelerde nükleer güç santrallerindeki bakım ve işletme giderlerinin artmakta olduğu gözlenmektedir. [5]. En büyük artış ABD (orta batı)'de %5 iskonto oranı kullanılan çalışmalarda gözlenmektedir. Birim enerji üretim maliyeti içinde bakım ve işletme giderleri yüzdesi 1983 yılında %13 iken 1986 yılında %11, 1989 yılında %29 ve 1992 yılında %38'e ulaşmıştır. %10 iskonto oranı kullanılarak yapılan çalışmalarda ise bu oran %28'lere kadar yükselmiştir. Bakım işletme giderlerinin artışındaki en büyük katkı personel giderlerinden kaynaklanmaktadır. [6]

5.1.4 Dış Maliyet

Enerji üretim tesislerinde dış maliyet, genelde santralin çevreye verdiği etkinin maliyeti olarak tanımlanmaktadır.

Elektrik enerjisi üretiminde gözönüne alınan riskler, birincil kaynağın elde edilmesinden son kullanımına kadar bütün süreçlerdeki tüm riskleri kapsamalıdır. Bir kaza sonrasında olabilecek mali yükün hesaplanma şekli çok önemlidir. Kaza

maliyetinin anlamlı olabilmesi için meydana gelebilecek kaza olasılığı ile birlikte irdelenmesi gereklidir.

İstatistiksel olarak, düşük olasılıklı kazaların mali yükü, elektrik enerjisi üretim maliyetinin yüzde birinin altında olup çoğunlukla binde biri düzeyindedir. [7]. Bu değer, nüfus yoğunluğu ve reaktör tasarımlarındaki farklılıklar nedeniyle ülkelere göre değişmektedir.

Çernobil kazasının çevresel maliyeti resmi makamlarca 8 milyar dolar, TMI kazasının çevresel maliyeti ise 26 milyon dolar olarak verilmektedir [8].

KAYNAKÇA

1. *Projected Costs of Generating Electricity From Power Plants Commissioning Around the turn of the Century* NEA-OECD, December 1992
2. *Projected Costs of Generating Electricity From Nuclear and Coal-fired Power Stations for Commissioning in 1995* NEA-OECD, 1986
3. *WASP Modeli ile Türkiye Uzun Dönem Üretim-Tüketim İncelemesi (1996-2010)*, TEK-APK-352, Ağustos 1991
4. *The Economics of the Nuclear Fuel Cycle*, OECD, Paris 1993
5. *A Comparative Study on Methods of Projecting Operations and Maintenance Cost of Nuclear Power Plants*, Draft, OECD, 1994
6. *World Nuclear Outlook*, DOE/ELA-0436(94), 1994
7. *FRIEDRICH R, KALLENBACH U., THÖNE E., VOSS A., ROGNER H. AND KARL H.D., 'Externe Kosten der Stormerzeugung', VWEV-Verlag, Frankfurt am Main, 1990*
8. *Broad Economic Impact of Nuclear Power*, OECD, Paris 1992

6. NÜKLEER GÜÇ SANTRALLARININ ÇEVRE ve SAĞLIK ETKİSİ

Nükleer santralleri diğer santrallerden ayıran en önemli özellik, nükleer santrallerde radyoaktif maddelerin bulunmasıdır. Fisyon enerjisinden elektrik enerjisi elde edilmesi sürecinde, normal işletme ve kaza koşullarında, doğal fon radyasyonunun altında radyoaktivite salınımı söz konusudur. Ancak tasarıma esas olan kazaların dışında meydana gelme olasılığı çok düşük olan ciddi kazalarda insan ve çevreye zararlı düzeyde radyoaktivite salınımı olabilir.

6.1 Doğal Çevre ve Diğer Radyasyon Kaynakları

Radyoaktif alan içindeki bir insan, etrafında bulunan radyoaktif maddeler nedeniyle dış ışınlamaya veya teneffüs, yutma yoluyla vücuduna aldığı radyoaktif maddeler nedeniyle iç ışınlamaya maruz kalabilir.

İnsanlar yaşamları boyunca yerden, kozmik ışınlardan, gıdalardan sürekli olarak doğal radyasyona maruz kalmaktadır. Doğal kaynaklardan alınan radyasyon miktarı ve yüzdeleri Tablo 6.1.'de verilmiştir.

Tablo 6.1 Yetişkinler İçin Doğal Kaynaklardan Gelen Yıllık Etkin Doz Değerleri [1]

Işınlama kaynağı	Yıllık Etkin Doz (mSv)*
Kozmik Işınlardan	0,39
Çevreden gelen gama ışınları	0,46
Radon dışındaki vücuttaki radyoaktif izotoplar	0,23
Radon ve bozunum ürünleri	1,30
Toplam	2,38

1 Sievert (Sv) : Eşdeğer doz birimidir. 1 Sv = 100rem, 1mSv = 0.1rem = 100mrem, 1µSv = 100µrem

1 Gray (Gy) : Soğurulan doz birimidir. 1 Gy = 100 rad

Eşdeğer doz, soğurulmuş dozdan radyasyon ağırlık faktörüyle çarpılmasıyla elde edilir.

W_R : Radyasyon ağırlık faktörü Fotonlar ve elektronlar için $W_R = 1$.

İnsanların maruz kaldıkları doğal radyasyon düzeyi buldukları yere göre farklılık göstermektedir. Bu değer Ankara'da 1 mSv, İstanbul'da 0,66 mSv, Erzurum'da 1,70 mSv, Hindistan'da 3,70 mSv değerlerindedir.

Kozmik ışınların doz eşdeğerleri, deniz seviyesinde 0,03 mSv/h, 2.000 m'de 0,1 mSv/h, 4.000 m'de 0,2 mSv/h, 12.000 m'de 5 mSv/h ve 20.000 m'de 13 mSv/h civarındadır[2]

İnsanlar doğal radyasyon ışınlamalarına ilave olarak yapay radyasyon kaynakları nedeni ile de doz alırlar. Doğal ve yapay radyasyon kaynaklarından alınan yıllık ortalama etkin doz 2,8 mSv civarındadır.

Yapay radyasyon kaynakları nedeniyle radyasyon görevlilerinin aldığı yıllık dozlar Tablo 6.2' de, halkın aldığı dozlar ise Tablo 6.3'de verilmiştir.

Tablo 6.2 Radyasyon Görevlilerinin Yapay Radyasyon Kaynaklarından Aldığı Dozlar[3]

		Nükleer Yakıt Çevrimi	Askeri	Endüstriyel	Tıbbi
Ortalama Yıllık Kolektif Etkin Doz (man Sv)	1975-1979	2.300	420	870	1.000
	1980-1984	3.000	250	940	1.140
	1985-1989	2.500	250	510	1.030
İzlenen Çalışanlarda Ortalama Yıllık Etkin Doz (mSv)	1975-1979	4,1	1,3	1,6	0,78
	1980-1984	3,7	0,71	1,4	0,60
	1985-1989	2,9	0,66	0,9	0,47
İzlenen Çalışan Sayısı (bin)	1975-1979	560	310	530	1.280
	1980-1984	800	350	690	1.890
	1985-1989	880	380	560	2.220
Normalize Kolektif Etkin Doz (man-Sv/GWa)	1975-1979	18			
	1980-1984	17			
	1985-1989	12			

Tablo 6.3 İnsanların Doğal ve Yapay Radyasyon Kaynaklarından Aldığı Ortalama Yıllık Etkin Doz Değerleri [4]

	Halk için kişi başına düşen doz (mSv/yıl)	Halk için Tipik kişisel doz (mSv/yıl)	Kolektif doz alımı (milyon adam Sv/yıl)
Doğal Radyasyon	2,4	1-5	11
Silah denemeleri	0,01	0,01	5-26
Tıbbi (teşhis) ışınlanma	0,4-1	0,1-10	2-5
Nükleer Güç Üretimi	0,002	0,001-0,1	0,001-0,03

6.2 Radyasyonun Etkileri

Radyasyon nedeniyle ortaya çıkacak hasar, ışınlanan organlara, maruz kalınan doz miktarına, doz hızına ve radyasyonun cinsine bağlı olup radyasyonun etkileri;

- Bedensel ,
- Kalıtsal etkiler olarak sınıflandırılabilir.

Bedensel etkiler , kişinin kendisinde , kalıtsal etkiler ise gelecek kuşaklarda ortaya çıkması olası etkilerdir. Bunlarda stokastik ve deterministik etkiler olarak sınıflandırılabilir.

Deterministik etkiler, belirli bir eşik dozun üzerinde kesinlikle gözlenebilecek etkilerdir. Bu tür etkiler doku ve organlarda fonksiyon kaybına neden olacak sayıda hücre kaybı sonucunda ortaya çıkar. Stokastik etkiler, eşik bir değer olmaksızın radyasyon dozunun fonksiyonu olarak ortaya çıkması olası etkilerdir. Küçük dozlarda doz-etki arasında eşik bir değer bulunmayıp, kanser ihtimali ilk başta ortaya çıkan modifiye olmuş ve en az bir bölünme yapmış hücre sayısına kısmen bağlıdır. Stokastik etkiler hücrede meydana gelen değişikliklerin hücre bölünmesi ile yeni hücrelere geçmesi sonucunda kişinin kendisinde veya bu olayın üreme hücrelerinde meydana gelmesi halinde gelecek kuşaklarda ortaya çıkması olası etkilerdir. Etkilerin ortaya çıkma olasılığı alınan doz ile artmakla birlikte, etkinin tipi ve şiddeti kişinin bedensel eğilimine bağlıdır. Sonuç olarak, bir insanda kanser ortaya çıkması halinde bunun sebebinin radyasyon mu, bununla birlikte diğer faktörler mi olup olmadığının ayırımı yapmak mümkün değildir.

ICRP tarafından belirlenen, öldürücü kanser olasılığına ilişkin değerler Tablo 6.4 de verilmektedir.

Tablo 6.4 Ölümcül Kanser Olasılık Katsayısının 1977 ve 1990 daki değerleri[5,6]

DOKU	Öldürücü Kanser Olasılık Katsayısı (Sv ⁻¹)	
	ICRP 26	ICRP 60
Kemik İliği	2,0x10 ⁻³	5,0x10 ⁻³
Kolon		8,5x10 ⁻³
Akciğer	2,0x10 ⁻³	8,5x10 ⁻³
Mide		11,0x10 ⁻³
Mesane		3,0x10 ⁻³
Meme	2,5x10 ⁻³	2,0x10 ⁻³
Karaciğer		1,5x10 ⁻³
Ozafagus		3,0x10 ⁻³
Tiroid	0,5x10 ⁻³	0,8x10 ⁻³
Deri		0,2x10 ⁻³
Overler		1,0x10 ⁻³
Kemik	0,5x10 ⁻³	0,5x10 ⁻³
Diğerleri	5,0x10 ⁻³	5,0x10 ⁻³
TOPLAM	12,5x10⁻³	50,0x10⁻³

6.3 Radyasyon Sınır Değerleri

İyonlaştırıcı radyasyonun bedensel ve kalıtsal etkiler meydana getirdiği keşfedilmesinden hemen sonra anlaşılmıştır. Bunu takiben radyasyondan korunma amacıyla tavsiyelerde bulunmak üzere 1928 yılında bir Komisyon kurulmuştur. Bu Komisyon , ICRP- Uluslararası Radyasyondan Korunma Komisyonu'dur. ICRP 'nin 1977 yılında yayınladığı 26 numaralı raporundaki tavsiyeler, pek çok ülkenin, AB'nin ve ülkemizin bu konudaki mevzuatına esas teşkil etmektedir. Rapor tekrar 1990 yılında tekrar gözden geçirilmiş ve düzeltmelerle yeniden yayınlanmıştır.

Radyasyon korunma sisteminin ortaya çıkarılabilmesi için, doza bağlı olarak, stokastik etkilerin ortaya çıkma olasılığının, deterministik etkilerin ise şiddetinin, niceliksel olarak ifade edilmesi gerekmektedir. Bu bilgilerin kaynağını ise, radyasyona maruz kalmış kişilerle ilgili olarak yürütülen çalışmalar teşkil etmektedir. 1979 yılında TMI ve 1986 yılındaki Çernobil nükleer santral kazaları, nükleer silah denemeleri, tıp ve endüstride radyasyon kaynaklarının kullanılmasında yapılan hatalar, radyasyonun etkileri konusunda bilgi kazanılmasına neden olmuş ve radyasyondan korunmada yeni standartların oluşturulması gerekliliğini ortaya koymuştur. Bu konudaki en büyük bilgi birikimi, Hiroşima ve Nagazaki sonuçlarının radyoepidemiolojik olarak değerlendirilmesi sonucunda oluşturulmuştur.

Radyasyonun deterministik etkilerinin önlenmesi ve stokastik etkilerin ortaya çıkma olasılığının kabul edilebilir bir düzeyde tutulabilmesi amacıyla, ICRP'nin 1990 yılında tavsiye ettiği ve IAEA' Uluslararası Atom Enerji Ajansı'nın 1995 yılı sonunda resmen kabul ederek Safety Series 115 sayılı raporunda yayınladığı izin verilebilir doz sınırları Tablo 6.5 de verilmektedir. Doz aralıkları Tablo 6.6 da, radyasyon hastalığı bulguları Tablo 6.7 de verilmiştir.

Tablo 6.5 Kişisel Doz Sınırlamaları için ICRP nin 1990 Yılında Yayınladığı Rapordaki Tavsiyeleri[6]

Görevi Gereği Radyasyon ile Çalışanlar İçin	mSv/yıl	Halk İçin	mSv/yıl
Bütün Vücut (ardışık 5 yıl ortalaması)	20	Bütün Vücut (ardışık 5 yıl ortalaması)	1
Bütün Vücut (tek bir yıl)	50	Bütün Vücut (tek bir yıl)	5
Göz	150	Göz	15
El, ayak, cilt	500	Cilt	50

Tablo 6.6 Tüm Vücudun Düzgün Olarak Düşük LET Radyasyon İle Akut Işınlanması Sonucunda Belirgin Radyasyon Sendromuna ve Ölüme Neden Olacak Doz Aralıkları [6]

Tüm Vücutta Absorblanan Doz	Ölüme Neden Olacak Etki	Işınlanmadan Sonraki
mGy		Ölüm Süresi (gün)
3.000-5.000	Kemik iliği hasarı (LD _{50,60})	30-60
5.000-15.000	Sindirim sistemi ve akciğer [†] hasarı	10-20
>15.000	Sinir sistemi hasarı	1-5

Tablo 6.7 Radyasyon Hasarlarının Erken Teşhisi İçin Metodlar [7]

Yöntem	Bulgu	Zaman	Min. Işınlanma (Gy)
Klinik Gözlemler	Mide Bulantısı, Kusma	48 saat içinde	~ 1
	Ciltte Kızarıklık	Gün içinde	~ 3
	Kıl dökülmesi	2-3 hafta içinde	~ 3
Laboratuvar Gözlemleri	Tam kan sayımı	24-72 saat içinde	~ 0,5
Kan Sayımı	<1.000/ μ l		
Sitogenetik	Kromozom yapısındaki değişiklikler	Birkaç saat içinde	~ 0,2

[†] Yüksek dozlarda özellikle damarsal yapı ve hücre zarındaki hasar önemlidir.

6.4 Radyasyondan Korunma

Radyasyondan korunmak için dört temel yöntem vardır:

- **Mesafe:** Radyasyon kaynağından uzaklaşmak, radyasyon korunmasının en etkin ve en kolay yoludur. Mesafe ile radyasyonun azalma miktarı, uzaklığın karesi ile ters orantılıdır.
- **Zırhlama:** Radyasyon kaynağı ile canlılar arasına konulacak koruyucu engel, radyasyonun şiddetini azaltacaktır. Zırh malzemesinin özellikleri (yoğunluk gibi) radyasyon şiddetinin azalmasında etkilidir.
- **Zaman:** Radyasyon kaynağının etkin olduğu bölgede geçirilecek süre arttıkça radyasyonun etkisinde artar.
- **Radyoaktif bulaşmanın kontrolü:** Ortamın, giysilerin ve cildin radyoaktif bulaşmasını, radyoaktif maddelerin yiyecek ve solunum yolu ile vücuda girmesini önleyecek önlemler

6.5 Nükleer Güç Santrallerinde Normal İşletme Halinde Radyoaktif Madde Salınımı

Nükleer güç santralleri, gerek normal çalışma şartlarında ve gerekse beklenebilen en büyük kazanın meydana gelmesi halinde, çevreye zarar vermeyecek şekilde tasarlanırlar.

ICRP'nin Kasım 1990'da yayınladığı (ICRP 60) raporunda, radyasyon görevlileri için etkin doz eşdeğerini, 5 yıllık ortalama üzerinden, 50 mSv/yıl'dan 20 mSv/yıl'a indirme önerisinde bulunmuştur. Toplum üyeleri kişiler için ise sınır 1 mSv (5 yıl üzerinden 1 mSv'i geçmeyecek şekilde, herhangi bir yıl daha yüksek doza müsaade edilebilir) olarak önerilmiştir. Bu öneriler IAEA'nın 1996 yılında yayınlanan "Safety Series 115" numaralı yayını ile resmen kabul görmüştür.

Dünya'da mevcut reaktörlerin işletme kayıtlarından reaktörlerde çalışan görevlilerin aldıkları dozların izin verilen değerlerin altında kaldığı görülmektedir. Tablo 6.8 de nükleer yakıt çevrimi boyunca görevlilerin aldıkları ortalama doz değerleri, Tablo 6.9 da çeşitli ülkelerde normal çalışma koşullarında Nükleer Güç Santrallerinden alınan doz değerleri verilmektedir.

Tablo 6.8 Dünyada Ticari Nükleer Yakıt Çevrimlerinden Kaynaklanan Yıllık Ortalama Işınlama Değerleri [8]

Yıllar	Yakıt Çevrimi	Gözlenen Çalışan Sayısı (bin)	Ortalama Yıllık Kolektif Etkin Doz (man Sv)	Gözlenen Çalışanların Aldıkları Ortalama Yıllık Etkin Doz (mSv)
1975-1979	Maden	240	1.300	5,5
	Maden İşleme	12	120	10
	Zenginleştirme	11	5,3	0,5
	Yakıt İmalatı	20	36	1,8
	Reaktör İşletme	150	600	4,1
	Yeniden İşleme	7,2	53	7,3
	Araştırma	120	170	1,4
	TOPLAM	560	2.300	4,1
1980-1984	Maden	310	1.600	5,1
	Maden İşleme	23	120	5,1
	Zenginleştirme	4,3	0,8	0,2
	Yakıt İmalatı	21	21	1,0
	Reaktör İşletme	290	1.000	3,6
	Yeniden İşleme	9,4	47	4,9
	Araştırma	130	150	1,1
	TOPLAM	800	3.000	3,7
1985-1989	Maden	260	1.100	4,4
	Maden İşleme	18	120	6,3
	Zenginleştirme	5,0	0,4	0,08
	Yakıt İmalatı	28	22	0,78
	Reaktör İşletme	430	1.100	2,5
	Yeniden İşleme	12	36	3,0
	Araştırma	130	100	0,82
	TOPLAM	800	2.500	2,9

Aşağıdaki tabloda çeşitli ülkelerdeki nükleer güç santrallerinde görevlilerin aldıkları ortalama dozlar yıllar itibariyle verilmiştir;

Tablo 6.9 Yıllar İtibariyle Dünyadaki Nükleer Santrallerden Kaynaklanan Doz Değerleri [9]

	1975-1979	1980-1984	1985-1989
Ortalama Reaktör Sayısı	190	280	400
Ortalama Kurulu Güç (GWe)	99	170	290
Ortalama Yıllık Enerji Üretimi (GWa)	55	100	190
Gözlenen Çalışan Sayısı (bin)	150	290	430
Ortalama Yıllık Kolektif Etkin Doz ¹ (man Sv)	600	1.000	1.100
Birim Enerji Üretimi Başına Kolektif Etkin Doz (man-Sv / GWa)	11	10	5,9
Gözlenen Çalışanların Aldıkları Ortalama Yıllık Etkin Doz (mSv)	4,1	3,5	2,5

¹ Kolektif doz (Toplum dozu): Işınlanan halk, belirli bir topluluk ya da çalışma ekiplerinde, radyasyonun etkisiyle ortaya çıkabilecek hasarları tahmin edebilmek için, gruptaki insan sayısı ve ortalama eşdeğer doz çarpımlarının tüm topluluk üzerinden toplamına eşittir, birimi man-Sv olarak verilmektedir.

Nükleer güç santrallerinden kaynaklanan doz değerlerinin yıllara göre dağılımı ise Tablo 6.10 da verilmiştir.

Tablo 6.10 Dünyadaki NGS dan Salınan Radyoaktif Maddelerden Kaynaklanan Kolektif Etkin Doz Değerleri (Man.Sv) [10]

Yıl	KOLEKTİF ETKİN DOZ DEĞERİ (Man.Sv)							
	Asal Gazlar	Tritiyum	¹⁴ C	¹³¹ I	Partikül	Tritiyum (Sıvı)	Diğer (Sıvı)	TOPLAM
1970'den önce	38	5,7	19	0,30	1,4	0,28	5,3	69,98
1970	18	2,0	6,3	0,13	0,61	0,08	1,3	28,42
1971	41	5,1	13	0,29	1,2	0,16	2,1	62,85
1972	62	7,4	19	0,44	1,7	0,23	3,0	93,77
1973	78	15	34	0,57	2,3	0,40	3,3	133,57
1974	96	17	40	0,70	3,0	0,48	4,0	161,18
1975	25	15	45	2,3	3,3	1,3	1,6	93,5
1976	33	18	57	3,0	4,3	1,5	1,8	118,6
1977	36	21	65	3,2	4,6	1,9	2,0	133,7
1978	47	28	85	4,2	6,1	2,3	2,2	174,8
1979	53	33	99	4,7	6,7	2,5	2,3	201,2
1980	16	41	107	0,32	6,4	2,5	1,5	174,72
1981	18	45	123	0,39	7,2	2,8	1,6	197,99
1982	20	44	127	0,43	7,9	3,0	1,7	204,03
1983	22	57	155	0,53	8,5	3,6	1,9	248,53
1984	26	64	177	0,57	10	4,1	2,1	283,77
1985	6,9	52	156	0,15	3,7	5,3	0,62	224,67
1986	6,6	59	164	0,14	3,7	5,8	0,62	239,86
1987	7,5	64	182	0,16	4,1	6,3	0,65	264,71
1988	7,9	67	192	0,17	4,4	6,8	0,71	278,98
1989	8,0	65	190	0,17	4,5	6,8	0,72	275,19
TOPLAM	665,9	725,2	2.055,3	22,86	95,61	58,13	41,02	3.664,02

6.6 Nükleer Güç Santrallerinde Kaza Halinde Radyoaktif Madde Salınımı

Reaktörün soğutulmaması nedeniyle meydana gelebilecek herhangi bir kaza sonucu hasar gören yakıt elemanlarının içindeki fisyon ürünleri çevreye yayılabilirler. (Tablo 6.11) Ancak, dış güvenlik binası fonksiyonunu yitirmemiş ise çevre halkına intikal edecek doz çok sınırlı kalacaktır. Bu doz değerinin şu ana

kadar meydana gelmiş en büyük kaza olan Çernobil reaktörü (korunak binası bile olmayan) kazasında çevredeki halk için ortalama tüm vücut dozunun 15 mSv değerinde olduğu görülmüştür. Çernobil nükleer reaktör kazası, insanların bir ticari nükleer güç santralında radyasyon nedeniyle öldükleri ilk kazadır. Bu kazada ölen itfaiyecilerin 4.000-16.000 mSv doz aldıkları saptanmıştır.

Kaza halinde, etkinin azaltılması için çeşitli (inşaat, tesisat, teçhizat ve idari) önlemler alınır ve uygulama planları yapılır.

Kaza anında, dış koruma binasından veya bacadan salınan aktivitenin yayılması o yerdeki iklim şartlarına, topografik duruma bağlıdır. Bu şartlar gözönüne alınarak yapılan hesaplamalar sonucunda reaktörden çeşitli uzaklıklardaki doz miktarları belirlenir. Hesaplanan sonuçlara ve çevredeki nüfus dağılımına göre reaktör çevresinde korumalı alanlar tanımlanır. Gerekirse tahliye, sığınma, kalma ve diğer önlemler öngörülür.

Tablo 6.11 Test, Araştırma, Deneysel ve Güç Reaktörlerindeki Bilinen Kazalarda Fisyon Ürünleri Salınımı [11]

Tesis	Reaktör Soğutucu	Salınan Fisyon Ürünleri (Ci)			MW ısı	Tarih ay/gün/yıl
		İyot	Asal gazlar	Metal		
NRX	Su	ölçülmemiş	10 ⁴ in 10 ⁶ gallon su	ölçülmemiş	30	12/12/52
BORAX	Su		ölçüm alınmamış		transient	7/22/54
Windscale	Hava	2x10 ⁴ (%12,3)	3,4x10 ⁵ (tah.)	12.800(tah.)		10/9/57
HTRE-3	Hava	34 (%2)	ölçülmemiş	0,1 (Sr-90)	transient	11/18/58
WTR	Su	0.0	260	0.0	60	4/3/60
SL-1	Su	10 (16 saatte) 70 (30 günde)	104 (tah.)	0,6	3	1/3/61
ETR	Su	0	6 (tah.)		170	12/12/61
SPERT	Su	algılanamamış	%7	0	transient	11/5/62
MTR	Su	0	ölçülmemiş		40	11/13/62
ORR	Su	0,15	500 (tah.)		24	7/1/63
Snaptran-3	NaK	algılanamamış	%3	0	transient	1964
PRTR	Su		"belirgin bir salınım yok"			9/29/65
Lucens	CO ₂	0.0	1,5		30	1/21/69
St.Laurent	CO		ölçüm bildirilmemiş		1350	10/17/69
TMI-2	Su	13-18	2,5x10 ⁶ 13x10 ⁶	0	2700	3/28/79
Çernobil	Su	7,3x10 ⁶	45,9x10 ⁶	3,92x10 ⁶	transient	4/26//86 5/6/86

6.6.1 Çernobil Kazası

26 Nisan 1986 günü Ukrayna'da Kiev Kenti'nin 130 km uzağındaki Çernobil Nükleer Güç Santralının 4. ünitesinde tarihin en büyük nükleer kazası meydana gelmiştir. Kaza santralda yapılan bir deney sırasında operatör hatası ve bu reaktörde kullanılan teknoloji yüzünden oluşmuştur. Kaza sırasında ani güç yükselmesi sonucu buhar patlamaları meydana gelmiş ve reaktörde kullanılan grafitler yanmaya başlamıştır. Reaktör korundaki; radyoaktif asal gazların %100'ünün, İyotun ise %56'sının atmosfere salındığı tahmin edilmektedir (Tablo 6.14). Radyoaktif maddelerin salınımı 10 gün devam etmiş, radyoaktif gaz ve maddelerin oluşturduğu bulutlar meteorolojik koşullara bağlı olarak önce Avrupa üzerine yayılmaya başlayarak sonraki günlerde hemen hemen tüm kuzey yarıküreyi etkilemiştir.

Kaza sırasında reaktörde radyasyona maruz kalan 237 kişinin 134'ünde "akut radyasyon hastalığı" tesbit edilmiştir. Bunlardan 28'i kaza sonrasındaki ilk üç ayda, diğer 14'ü de takip eden yıllarda hayatlarını kaybetmişlerdir (Tablo 6.12).

Santralin ilk temizlenmesinde çalışan 200.000 kişi 100 mSv mertebesinde ortalama tüm vücut dozu almışlardır. 20.000 kişi (itfaiyeci, asker, gönüllü) 250 mSv, aynı grubun küçük bir yüzdesi 500 mSv, onlarca kişi de öldürücü olabilecek mahiyette birkaç bin mSv mertebesinde doz almışlardır.

Yakın çevreden kısa sürede tahliye edilen 116.000 kişiden yaklaşık %10'u 50 mSv, %5'i ise 100 mSv'den fazla doz almışlardır.

Kaza bölgesinde Sezyum 137 ile kontamine olmuş, çevresel aktivite yoğunluğu ortalama 555 kBq/m² olan ve koruyucu önlemlerin halen devam ettiği bölgelerde yaşayan 270.000 kişi, 1986-1989 yılları arasında ortalama olarak 40 mSV'lik tüm vücut dozuna maruz kalmışlardır (Tablo 6.13)

Tablo 6.12 Çernobil Kazası Sonrasında Akut Radyasyon Hastalığına (ARH) Yakalanan Hastaların Aldıkları Dozlar [12]

ARH Derecesi	Hasta sayısı	Ölenlerin Sayısı (3 ay içinde)	Etkin Doz Aralığı (mSv)
IV	21	20	6000-16000
III	22	7	4000-6000
II	50	1	2000- 4000
I	41		1000- 2000
TOPLAM (I-IV)	134	28*	1000-16000

* Çernobil kazası sırasında radyasyon hastalığı dışındaki nedenlerle ölenlerin sayısı 3'dür.

Tablo 6.13 Çernobil Kazası Sonrasında, Beyaz Rusya, Rusya ve Ukrayna'da, Doğal Nedenler ve Radyasyon Nedeniyle Beklenen Kanser Ölümleri Sayısı [12]

Gruplar	Nüfus	Ortalama Doz	Kanser tipi	Normal olarak beklenen kanser	Radyasyon nedeniyle beklenen kanser	
				Sayısı	Sayısı	Yüzdesi
Kurtarma ve temizlik görevlileri	200.000	100 mSv	Katı tümör	41.500	2.000	5
			Lösemi	800	200	20
30 km lik alandan boşaltılanlar	135.000	10-20 mSv (maks. 400 mSv)	Katı tümör	21.500	150	0,1
			Lösemi	500	10	2
Kontrollü alanda oturanlar (>555 kBq/m ²)	270.000	40 mSv (1986-1989 arası)	Katı tümör	43.500	1.500	3
			Lösemi	1.000	100	9
Diğer kontamine (131000 km ²) alanlarda oturanlar (37 kBq/m ²)	3.700.000		Katı tümör	433.000	2.500	0,6
			Lösemi	13.000	200	1,5
TOPLAM	4.305.000			554.800	6.660	

Çernobil kazası sonrası yüksek dozda ışınlanan gruplarda tiroid kanserinde, özellikle çocuklarda, belirgin bir artış görülmüştür. 1991-1994 yılları arasında çocuklarda görülen tiroid kanseri sayısı milyon kişi başına Beyaz Rusya'da 31, Ukrayna'da 3,5, Rusya Federasyonunda 10 kişidir.

Çernobil kazası sonrasında radyasyon nedeniyle beklenen kanser sayısı Tablo 6.13 de verilmiştir.

Çernobil Nükleer Santral kazasının Türkiye üzerindeki etkilerini incelemek üzere Fizik Mühendisleri Odası tarafından 1993 yılında oluşturulan Komite,

öncelikle TAEK ve Üniversitelerden bilgi isteminde bulunmuş ve temin edilen verilerle Türk halkının Çernobil kazası sonucu aldığı dozlar hesaplanmıştır. Çalışma sonucunda:

1. Hesaplanan tüm vücut dozları Uluslararası komitelerce normal koşullarda halk tarafından her yıl alınmasına izin verilen düzeylerin altında olduğu,
2. Türkiye genelinde ve kritik bölgelerdeki kanser artışlarının Çernobil kazası nedeni olduğunu söylemenin bilimsel olarak mümkün olmadığı belirlenmiştir. [13]

Tablo 6.14 Çernobil Kazası Sırasında Açığa Çıkan Radyoaktif Maddeler[14]

Çekirdek	Yarı Ömür	Kor Envanteri 26.4.1986	Kaza Sırasında Açığa Çıkan Aktivite
		MCi	MCi
Xe-33	5,3 gün	176	176
I-131	8 gün	86	48
Cs-134	2 yıl	5	1
Cs-137	30 yıl	8	2
Te-132	78 saat	73	31
Sr-89	52 gün	62	3
Sr-90	28 yıl	5	0
Ba-140	12,8 gün	130	6
Zr-95	1,4 saat	151	5
Mo-99	67 saat	130	5
Ru-103	39,6 gün	130	5
Ru-106	1 yıl	57	2
Ce-141	33 gün	151	5
Ce-144	285 gün	89	3
Np-239	2,4 gün	730	3
Pu-238	86 yıl	0	0
Pu-239	24.400 yıl	0	0
Pu-240	6.580 yıl	0	0
Pu-241	13,2 yıl	5	0
Cm-242	163 gün	1	0

6.6.2 TMI Kazası

ABD'de Three Mile Island kazası, basınç rahatlatma vanasının kapanmasının arızalanması sonucu, yakıtın bir bölümünün soğutulması sonucu meydana gelmiş ciddi bir kazadır.

TMI santralının 80 km civarındaki kişisel dozun ortalama 15 mikro Sv olduğu, halkın aldığı en fazla dış gama dozunun 850 mikro Sv olduğu tahmin edilmektedir. 80 km lik alan içinde radyoaktif salınımdan gelen kollektif etkin dozun 20 man-Sv olduğu tahmin edilmektedir.

6.7 Nükleer Atıklar

Nükleer atıklar, nükleer yakıt çevrimi aşamalarında (madencilik, yakıt üretimi, reaktör işletmesi, kullanılmış yakıtlar ve reaktörün sökülmesi) ortaya çıkmaktadır. Nükleer atıkları, genel olarak düşük, orta ve yüksek seviyeli atıklar olarak sınıflandırmak mümkündür.

1000 MWe gücünde, %75 yük faktörü ile çalışan ve yılda 6.6 milyar kWh enerji üreten bir nükleer güç santrali için yıllık radyoaktif atık miktarları aşağıda verilmiştir:

Yüksek seviyeli radyoaktif atık (kullanılmış yakıt)	27 ton (3 m ³)
Orta seviyeli radyoaktif atık	310 ton
Düşük seviyeli radyoaktif atık	460 ton

Bu atıkların kısa dönemde radyoaktiflikleri uzun dönemde ise toksik olmaları çevre açısından tehlike oluşturmaktadır. Bu nedenle nükleer atıklara, çevre ve insan sağlığına yönelik zararlı etkilerini en az seviyeye indirecek çeşitli işlemler uygulanmaktadır (Bkz. Bölüm 2.3.2). Ülkelerin kullanılmış yakıt konusundaki stratejileri Tablo 6.15 de verilmiştir.

Tablo 6.15 Ülkelerin Kullanılmış Yakıt İdaresi Stratejileri [15]

Ülke	Geçici Depolama	Nihai Depolama	Yeniden İşleme	1990 Yılında Üretilen Kullanılmış Yakıt Miktarları (ton/yıl)
ARJANTİN	√		√	170
BELÇİKA			√	170
BREZİLYA	√			9
BULGARİSTAN			√	57
KANADA		√		2.500
ÇİN			√	
ÇEKOSLOVAK.			√	10
FİLLANDİYA	√		√	8
FRANSA			√	1.200
ALMANYA	√		√	670
MACARİSTAN			√	54
HİNDİSTAN			√	200
JAPONYA			√	1.000
MEKSİKA	√			24
HOLLANDA			√	14
PAKİSTAN	√			23
KORE	√			300
GÜNEY AFRİKA	√			36
İSPANYA	√			230
İSVEÇ	√	√		340
İSVİÇRE			√	100
RUSYA			√	420
İNGİLTERE			√	1.440
ABD		√		2.900
YUGOSLAVYA	√			19
TOPLAM				12.500

6.8 Isıl Kirlenme

Nükleer güç santralleri, konvansiyonel termik santrallarda olduğu gibi soğutma için kullandıkları su kaynağına (veya havaya) ısı verirler. Güç santralından çıkan soğutma suyu, karıştığı ırmak, göl veya deniz suyunda bir sıcaklık artışı meydana getirir.

Su sıcaklığındaki artış, balık ve suda yaşayan diğer canlılar arasındaki dengeleri bozabilir. Bu nedenle, su sıcaklığının ekolojik dengeyi bozmayacak derecede olması şart koşulmaktadır. Bu şart ülkemiz için de geçerlidir.

6.9 Elektrik Enerjisi Üretiminde Birincil Kaynakların Riskleri

Elektrik enerjisi üretmek için kullanılan çeşitli kaynakların çevresel etki değerlendirmelerini ve insanlar üzerindeki etkilerinin değerlendirmelerini yapmak için hammaddenin üretilmesinden elektrik enerjisine çevrilmesine ve geriye kalan atıkların işlenmesine kadar tüm çevrimi gözönünde bulundurmak gereklidir.

Elektrik enerjisi üretimi için kullanılan değişik teknolojilerin yarattığı GW-yıl başına ölüm oranları birincil kaynağın çıkarılmasından, atıkların yok edilmesine kadar geçen süreçlerdeki tüm risk değerleri Tablo 6.16 da verilmiştir.

Tablo 6.16 Değişik Enerji Kaynakları Kullanımının Neden Olabileceği Ölüm Oranları (Olağan durumdaki riskleri göstermektedir.) [16]

(Ölüm/GWe-yıl)

	Meslektekiler		Halk	
	Anı [§]	Gecikmiş**	Anı(a)	Gecikmiş
Kömür	0,4 -3,2 (b) 0,16-1,7 (e)	0,13-1,1 (c) 0,02-0,15 (f)	0,1-1,0	2,0-6,0 (d)
Petrol	0,20-0,85 (g) 0,22-1,35 (h)		0,001 - 0,1	2,0 - 6,0 (d)
Gaz	0,10-5 (g) 0,17-1,0 (h)		0,2	0,004-0,2 (d)
Nükleer (LWR)	0,09-0,5 (b) 0,07-0,4 (e)	0,13-0,37 (b) 0,07-0,33 (e)	0,001-0,01	0,005-0,2

- (a) En yüksek risk katkısı olduğu düşünülen taşıma ile ilgilidir.
(b) Yeraltı maden çalışması ile ilgilidir.
(c) En yüksek risk katkısı olduğu düşünülen yeraltı maden çalışması ile ilgilidir.
(d) En yüksek risk katkısı olduğu düşünülen Güç Santrali İşletmesi ile ilgilidir.
(e) Yerüstü maden çalışması
(f) En yüksek risk katkısı olduğu düşünülen yerüstü maden çalışması ile ilgilidir.
(g) Karadaki çıkarma çalışması
(h) Denizdeki çıkarma çalışması

[§] Radyasyona maruz kalmadan sonraki 50 gün içinde olan

** Radyasyona maruz kalmanın neden olduğu hastalık sonucu olan (aylar, yıllar sonra)

1986 yılına kadar, enerji üretimi ile ilgili büyük kazaların birincil kaynaklara göre dağılımı aşağıdaki Tablo 6.17 ve 6.18'de verilmiştir.

Tablo 6.17 Çok Büyük Kazalarda Ölüm Oranları (1969-1986) [17]

Enerji Cinsi	Olay Sayısı	Ölüm/ Olay	Toplam ölümler	Üretilen Enerji (GW,yıl)	Ölüm/ Enerji (ölüm/ GW,yıl)
Kömür Maden Kazası	62	10-434	3.600	10.000	0,36
Petrol Sondaj Rafineri Yangını Taşıma	6 15 42	6-123 5-145 5-500	450 1.620	21.000	0,02 0,08
Doğal Gaz	24	6-452	1.440	8.600	0,17
Hydroelektrik	8	11-2.500	3.839	2.700	1,4
Nükleer	1	31	48'	1100	0,04

Çernobil kazası sonucu kaza sırasında ölen kişilerin sayısı 31'dir. Kazadan sonra geçen 10 yıl içinde 17 kişi daha radyasyon nedeniyle hayatlarını kaybetmişlerdir. Bunların üçü troid kanseri nedeniyle çocuk ölümleridir.

("One Decade After Chernobyl", International Conference, 8-12 April 1996, Vienna)

Tablo 6.18 Elektrik Enerjisi Üretim ve Tüketim Sürecinde Meydana Gelmiş Bazı Çok Ciddi Kazalar[17]

Kaynak	Yer	Ülke	Yıl	Ani Ölen Çalışan	Kişiler Halk	Çevre Tahribatı
Kömür Maden	Aberfan	İngiltere	1966		144	
	Yubari	Japonya	1981	93		
	?	Çin	1982	284		
	Natal	G.Afrika	1983	63		
	Omuta	Japonya	1984	83		
	Mei Shan	Tayvan	1984	121		
	Taipeh	Tayvan	1984	93		
	Hokkaido	Japonya	1985	62		
Petrol Taşıma	Piper Alpha	İngiltere	1988	187		
	Amoco Cadiz	Fransa	1978			367 km sahil
	Betelgeuse	İrlanda	1979	48	2	
Boru Hattı	Exxon Valdez	ABD	1989			
	İstanbul	Türkiye	1994	28		1600 km sahil
	Cubatao	Brazilya	1984		500	
Gaz Boru Hattı Taşıma	San Juanico	Meksika	1984		>500	
	Ash-Ufa	Rusya	1989		>500	
	Huimanquilla	Meksika	1976		58	
	Gahri Ohoda	Pakistan	1984		80	
	Urals	Rusya	1989		650-800	
	San Carlos	İspanya	1978		216	
	Xilaropec	Meksika	1976		100	
Hidro	Vaiont Dam	İtalya	1963		1989	
	Koyona	Hindistan	1967		180	
	Canyon Lake	ABD	1972		240	
	Macchu 2	Hindistan	1979		2500	
	Gujarati	Hindistan	1979		15000	
	Orissa	Hindistan	1980		1000	
	?	Liberya	1982		200	
	Cundinamarca	Kolombiya	1982		150	
Nükleer	Çernobil	Rusya	1986	31	Gecikmiş etkileri var	Yüzlerce km ² kirli alan

KAYNAKÇA

1. UNSCEAR 1993, sayfa 18
2. Radiation, UNEP, 1985, p15
3. UNSCEAR 1993 Table 42 p.514
4. Radiation in Perspective, IAEA, Division of Nuclear Safety
5. ICRP 26
6. ICRP 60
7. Sources and Levels of ionizing radiation exposure to human, Istvan Turai, 9-27 September 1996, Miramere-Trieste, Italy
8. UNSCEAR 1993, sayfa 474
9. UNSCEAR 1993, sayfa 465
10. UNSCEAR93 p.192, Table 43
11. Release from Severe Accidents at NPPs, Reviews of Modern Physics, Vol.57, No:3, Part II, July 1985
12. International Conference on "One Decade After Chernobyl", 8-10 April 1996, Vienna
13. Fizik Mühendisliği Dergisi, 1993, sayı:
14. CHERNOBYL, "Ten Years On Radiological and Health Impact, OECD-NEA, 1996.p29
15. UNSCEAR93 p193, Table 45
16. IAEA Bulletin, Vol. 32 4/1990, sayfa 44-45
17. The Safety of Nuclear power, Safety Series No:75-INSAG-5, IAEA, 1992

7. NÜKLEER ENERJİ PROGRAMI KAPSAMINDA YAPILMASI GEREKEN ÇALIŞMALAR

Elektrik enerjisi üretiminde nükleer enerjiden yararlanılması kararı, o ülkeye ulusal ve uluslararası yükümlülükleri de beraberinde getirir.

Ülke şartları etüd edilmeden, enerji politikası belirlenmeden ve nükleer enerji programı oluşturulmadan, bir projenin uygulanması, hem yerli katkının yeterince sağlanamamasına hem de maliyetlerin yükselmesine sebep olur.

Özellikle gelişmekte olan ülkeler, bu temel hususları iyi değerlendiremediklerinden nükleer güç santrali projelerinde büyük sorunlar yaşamışlardır.

Nükleer enerjinin elektrik üretiminde bir seçenek olarak kabul edilmesi kararı, ülkenin enerji gereksinimi ve bu gereksinimin karşılanmasıyla ilgili genel enerji politikası ve programı belirlendikten sonra verilmelidir.

Nükleer enerji programının yürütülmesinde en önemli husus ise; ilgili kurum ve kuruluşlar arasında görev, yetki ve sorumluluklar ile bunlar arasındaki ilişkilerdeki hiyerarşinin tanımlanmış olmasıdır. Bu nedenle ilgili kurum ve kuruluşlar; kanun, tüzük ve yönetmeliklerle karar verebilecek ve uygulamayı yürütebilecek şekilde yetkilendirilmiş ve kendi organizasyon yapısı içinde bu sektörün gereksinimlerini karşılayabilecek şekilde teçhiz edilmiş olmalıdırlar.

Bir nükleer güç programının yürütülmesinde, kalifiye insan gücü, teçhizat, malzeme ve mali kaynaklara uzun bir zaman sürecinde gereksinim duyulduğundan programı yürütecek olan ülkede gerekli koşullar yerine getirilmiş ve program kapsamındaki projelerle ilgili yatırım ve endüstriyel destek programlarının devamlılığını sağlayacak politikalar üretilmiş olmalıdır. Nükleer enerji programının gerçekleşmesi hükümetlere bağlı olmadan, devlet politikası olarak benimsenmeli ve programın yürütülmesi ile ilgili hususlar, yasal düzenlemeler içerisinde yer almalıdır. Nükleer enerji santrallerini içeren uzun vadeli nükleer enerji programlarını yürüten ülkelerde; nükleer enerji, ulusal birimlerin geliştirilmesinde, destekleyici organizasyon yapılarının kurulmasında ve en önemlisi endüstrinin kendini geliştirmesinde bir motivasyon kaynağı ve garantisi olmuştur.

Bir nükleer enerji programı kapsamında özellikle teknoloji transferi programı da bulunmalı ve transferin gerçekleşmesi ile ilgili politikalar belirlenmiş, tedbirler alınmış olmalıdır.

Bu program kapsamında;

- Uygulamaya dönük araştırma - geliştirme, test ve standardizasyon, kalite güvencesi ve kalite kontrol çalışmaları yalnızca nükleer enerji sektörü için değil, ilgili bütün sanayi kollarını kapsayacak şekilde oluşturulmalıdır.

- Nükleer teknoloji çeşitli meslek disiplinlerinin bir arada çalışmasını gerektirdiğinden ülke sanayii bu amaca göre yönlendirilmelidir.
- Ülkenin yetersiz altyapısı (ulaşım, PTT hizmetleri, elektrik şebekesi gibi) yeni teknolojinin gereksinimlerine cevap verecek şekilde takviye edilmelidir.
- Nükleer güvenlik ve lisanslama, nükleer santrallarda diğer teknolojilerden farklı olarak ele alınmaktadır. Bu konu ile ilgili olarak ilgililerin bilinçlendirilmesi ve uluslararası işbirliğine gidilmelidir.
- Uygulanacak nükleer enerji programı için yakıt ihtiyacı ve yakıt çevrimi uzun dönem için düşünülmelidir.
- Hassas teknolojilerle ilgili politik kısıtlamalar gün geçtikçe arttırıldığından, bu durumun nükleer teknoloji transferinde bir dar boğaz teşkil etmesi mümkündür. Bu kısıtlamaları asgariye indirecek şekilde ikili ve çoklu uluslararası anlaşmaların yapılması sağlanmalıdır.

Nükleer enerji programı hazırlanırken üzerinde önemle durulması gerekli olan temel faktörler şunlardır 1,2 :

- Elektrik şebekesinin yapısı,
- İlgili kurum ve kuruluşlarla, bunların etkili karar alabilme kapasitesi,
- Kalifiye insan gücü ve eğitim,
- Teknoloji transferi,
- Finans durumu.

Bu konularda, ülke koşullarının saptanması ve bu şartlara göre bir nükleer enerji programının hazırlanması gerekmektedir. Nükleer enerji programının başarıya ulaşmasında en önemli hususlardan biri ülke koşullarının gerçekçi ve doğru şekilde belirlenmesinden sonra oluşturulan program kapsamındaki faaliyetlerin yürütülmesinde etkin olabilecek düzeyde ve teknolojiye aşina yönetimler ve gereksinim duyulan vasıfta elemanlardan oluşan organizasyonların teşkil edilebilmesidir.

7.1 Nükleer Enerji Programıyla İlgili Temel Faktörler

7.1.1 Elektrik Şebekesinin Yapısı

Kurulacak nükleer güç santrallarının tasarımında, elektrik şebekesi ile etkileşimi dikkate alınmalıdır.

Şebekenin; nükleer santralın kapasitesi, teknik ve işletme özellikleri ile uyumlu olması, ve şebekeden güvenilir, kaliteli ve kararlı elektrik üretiminin ve dağıtımının sağlanabilmesi gerekir.

Türkiye'nin 1994 yılı itibarıyla kurulu gücü 20 000 MW_e düzeyinde bulunmaktadır [3]. 1980 ve 1987 yıllarında yapılan fizibilite çalışmalarında, kurulu gücün %10 düzeyinde bir güce sahip nükleer santralın elektrik şebekesi açısından bir sorun yaratmayacağı ifade edilmesine rağmen [4] nükleer güç santrali projesi öncesinde şebekenin, bu günkü şartlara göre yeniden analizinin yapılması yerinde olacaktır.

7.1.2 İlgili Kurumsal Çerçeve

Nükleer enerji programına giriş için gerekli olan kesin karar ve taahütlerin yanısıra bunların pratik uygulamalarını yapacak kuruluşlara ve birimlere de ihtiyaç vardır. Temel olarak konuların, fonksiyon ve sorumlulukların organizasyonlar arasındaki dağılımında diğer konvensiyonel güç ya da endüstriyel programlardakine benzer yollar izlenir. Buna ek olarak bir de lisanslayıcı otoritenin bulunması gerekmektedir. Bu organizasyonun görevi nükleer tesislerin lisanslanması ve kontrolüdür. Bu şekilde nükleer tesis ekipmanlarının imalatında, inşaat ve işletme aşamalarında, belirlenen güvenlik kriterlerine ve kalite standartlarına ulaşılması sağlanır.

Ülkeler için şartlara tam olarak uygulanabilecek standart bir lisanslayıcı otorite yapısı bulunmamaktadır. Her ülke kendi şartlarına uygun bir yapı oluşturur. Türkiye'de bu görevi yerine getirmekle yükümlü kurum "Türkiye Atom Enerjisi Kurumu"dur. Ciddi bir nükleer enerji programının uygulanmasına başlamadan önce bu kurumun teknolojinin gereksinimlerini karşılayacak şekilde teçhiz edilmesi ve üst düzeyde kalifiye elemanların istihdamını mümkün kılacak yeni düzenlemelere gidilmesi yerinde olacaktır.

Diğer önemli kuruluş da nükleer santralın ya da santralların sahibi ve işleticisi olacak olan kuruluştur. Türkiye'deki mevcut yapılamada bu görev TEAŞ'ın sorumluluğu altındadır. Ülkemizde yeterli seviyede endüstriyel desteğin ve nükleer proje yönetimi deneyiminin bulunmaması sebebiyle kurulması düşünülen ilk nükleer santralın anahtar teslimi alınması beklenmektedir. Bu durumda ana müteahhit, projenin tamamının yürütülmesinden sorumlu olacaktır. Fakat, işletici kuruluş projenin yürütülmesi esnasında kontrol görevini yerine getirmeli ve işletmeye hazır duruma gelmelidir. Bu amaçla, işletici kuruluşun yaklaşık 50-60 kişiden oluşan ayrı bir proje yönetim kadrosu bulunmalıdır [5]. Bu kadronun bir kısmından, proje öncesi faaliyetlerin yürütülmesinde ve kontrolünde ve daha sonra kontrat şartnamelerinin hazırlanması ve kontratların değerlendirilmesi sırasında, gerekli ise tutulacak bir müşavir firma ile birlikte çalışması sırasında kazanmış olduğu deneyimlerden nükleer enerji programının yürütülmesinde yararlanılabilecektir.

Kontrat şartnamelerinin hazırlanması ve tekliflerin değerlendirilip, kontratın sonuçlandırılması en önemli safhalardan birisidir. Fizibilite çalışmalarının ışığında,

ülkenin gelecekte bu konuda kendi kendine yeterli olmasını, teknoloji transferini ve bilgi aktarımını en iyi şekilde sağlayacak, projenin uygulanması ve tesisin işletilmesi sırasında problem yaratabilecek konuların çok iyi analiz edildiği bir kontrat imzalanmalıdır [6].

İşletici kuruluş, lisans başvurusu ve santralin işletimi ile bakımını güvenli ve verimli bir şekilde yürütmekle yükümlüdür. Bunlar dikkate alınarak kaliteli ve yetenekli kişilerden oluşan gerekli birimler oluşturulmalı ve bu kadroların bilgi ve deneyimini arttıracak eğitim programları hazırlanarak planlı bir şekilde uygulanmalıdır.

Nükleer enerji programında en önemli hususlardan biri de; uzun süreli eğitim programları ile nükleer enerji programının uygulanması sürecinde başarının sağlanmasında gereksinim duyulan seviyede yetiştirilen personelin istihdamının sağlanması ve bunlara uygulanacak özel personel politikasının belirlenerek uygulanır hale getirilmesidir.

7.1.3 Kalifiye İnsan Gücü ve Eğitimler

Nükleer enerji programında kalitenin, güvenliğin ve güvenilirliğin sağlanmasında temel rolü vasıflı ve deneyimli insan gücü oynar. Güvenlik asla taviz verilmeyecek bir unsurdur. Yüksek güvenlik ve kalite standartları mutlaka oluşturulmalı ve kesinlikle yerine getirilmelidir. Bunu sağlayacak uzman insan gücü, sadece uygun eğitim ve deneyimle sağlanabilir. Bu yüzden, ilgili kuruluşların eğitim programları hazırlanmış olmalı ve bunların uygulanmasıyla yetişecek olan uzman insan gücüyle, kadrolar ve birimler oluşturulmalı, ve bu eğitimlerde süreklilik sağlanarak bu kişilerin motivasyonları üst düzeyde tutulmalıdır.

Bir ülkenin teknoloji transferindeki başarısı, yetiştirilmiş vasıflı ve deneyimli insan gücüne bağlı olarak teknolojiyi özümseme yeteneğine bağlıdır.

Gelişmekte olan ülkelere baktığımızda, nükleer alanda çalışan bilim adamları ve araştırmaya yönelik personel sayısının genellikle beklenenden fazla olduğu, bununla beraber yüksek vasıflı ve deneyimli, pratiğe yönelik mühendislerin, teknisyenlerin ve tasarımcıların çok az olduğu görülmektedir.

Nükleer enerjinin geçerli ve gerekli bir seçenek olduğu bir ülkede, makul büyüklükte bir elektrik şebekesi, temel bir endüstri yapısı ile birlikte vasıflı ve deneyimli insan gücü, bunu sağlayacak eğitim ve öğrenim birimleri bulunmalı ve bunlar, nükleer enerji programının taleplerini karşılayabilecek şekilde techiz edilerek yaygınlaştırılmalıdır.

Özellikle nükleer enerji programının ilk dönemlerinde, konusunda oldukça tecrübeli uzmanların ve personel eğitiminin yurtdışından sağlanması gerekebilir ve bu da mümkündür. Fakat bundan faydalanılması oldukça sınırlıdır. Bu yüzden insan gücü geliştirme programlarının yapılması ve uygulanması çok önemlidir. Şu

anda ülkemizde bu konuda yetişmiş ve yetişmekte olan insan gücünün büyük bölümü Türkiye Atom Enerjisi Kurumu (TAEK) bünyesi altında bulunmaktadır. Bu kadroların tam olarak yeterli olduğunu söylemek mümkün değildir. Nükleer güç santralının uluslararası güvenlik gereksinimlerini karşılayacak şekilde tesis edilmesinden ve lisanslanmasından sorumlu TAEK'in; kadrolarını genişletme, personel eğitimi ve deneyimin kazandırılmasına yönelik plan ve programlarını vakit geçirmeden oluşturması ve uygulamalarla ilgili politikasını belirleyerek ilgili kuruluşlarla işbirliğini yaygınlaştırması gerekmektedir.

Bir nükleer enerji programına girilirken, bu teknolojinin gereksinim duyduğu kalifiye insan gücünün ötesinde, nükleer güç santralının işletilmesinde, güvenliğinin ve kalitesinin temin edilmesinde ve lisanslanmasında sorumluluk yüklenecek personelin özel olarak yetiştirilmesi gerekmektedir.

7.1.3.1 Yetkili Kuruluşun İnsangücü Gereksinimi ve Nitelikleri

Bir nükleer güç santralının lisanslaması çalışmalarında yetkili kuruluş tarafından harcanan çabanın 150-200 kişi-yıl olacağı tahmin edilmektedir. Bu sayılar, kuruluşların örgütlenme yapılarındaki, lisanslama prosedürlerindeki ve zamanı kullanma yöntemlerindeki farklılıklara bağlı olarak çeşitli ülkeler için daha çok ya da daha az olabilir.

Günümüzde nükleer düzenlemelerdeki eğilim daha sıkı güvenlik gereksinimlerine doğrudur. Bunun sonucu olarak güç santrallerinin tasarım, inşaat ve işletmesinde daha büyük çabaya gerek olduğu gibi, yetkili kuruluş personeli üzerine düşen sorumluluklar ve çalışma yükü de artmaktadır.

Düzenleme ve lisanslama çalışmalarında öncelikli olarak profesyonellere ihtiyaç vardır; teknisyen ve uzmanların rolleri önemsiz düzeydedir. Bir yetkili kuruluşun insan gücü gereksinimi ve teknik nitelikleri Tablo 7.1.3.1.1'de verilmiştir. Bu, Şekil 7.1.3.1.1'de gösterilen örgütlenme yapısına karşılık gelmektedir. Fakat, bu yapının ve Yetkili Kuruluşun çalışanlarının nitelikleri ülkelerin özel koşullarına bağlı olduğu göz önünde bulundurulmalıdır. Tablo 7.1.3.1.1'deki bilgiye göre, bir yetkili kuruluşta 50-60 tane profesyonelin çalışması gerekmektedir.

İlk nükleer güç projesi üzerinde çalışmalar başladığında, yetkili kuruluş, muhtemelen 15-20 kişiyle ile dışarıdan gelecek danışmanlara göreceli bir bağımlılıkla çalışmaya başlar. Nükleer güç programı işleyip, programın aşamaları tamamlandıkça dışarıdan gelen danışmanlara olan bağımlılık azalırken, yetkili kuruluşun çalışanlarının sayısı artar.

İlk nükleer güç projesinde, insangücü gereksiniminin en yüksek değerlere ulaştığı dönemler, reaktörün inşaatına ve işletmeye başlanmadan önce "Ön ve Son Güvenlik Analiz Raporları"nın incelendiği dönemlerdir.

Yetkili Kuruluş personeli için kalite de çok önemli bir gereksinimdir. İyi

eğitilmiş, yüksek kapasiteli ve deneyimli profesyoneller olmaksızın, bir Yetkili Kuruluşun yasal ve örgütsel varlığı, bulunduğu ülke için sadece gerekli nükleer güvenlik önlemlerini aldığı zannetmesine yol açacak yanıltıcı bir görüntü yaratır.

Yetkili Kuruluş personeli ve bunların danışmanları ve danışma komiteleri için eğitim ve yeterlilikleriyle ilgili ayrıntılar IAEA-NUSS güvenlik rehberi 50-SG-G1'de ve IAEA-IEC-Rap.No 200 "Nükleer Güç İçin İnsan Gücü Yetiştirilmesi"nde verilmiştir.

7.1.3.2 İşletici Kuruluşun Personel Gereksinimi ve Nitelikleri

Bir nükleer güç santral işletmesinde, santralin tipine bağlı olarak yaklaşık 300-400 kişi çalışır.

Bu organizasyondaki personelin yükümlülüğündeki hizmetler 5 sınıfa ayrılır ve eğitimler, bu sınıflardaki personele uygun olacak şekilde düzenlenir.

Personelin hizmetlerine göre sınıflandırılması:

Anahtar Personel

Kontrol Odası Personeli

Mühendislik Hizmetleri Personeli: (Kimya, metalurji ve malzeme mühendisleri, Fizikçiler, Reaktör mühendisleri ve Bilgi-İşlem mühendisleri)

Teknisyenler ve Ustabaşılar (Makina, Elektrik, Enstrümantasyon ve Kontrol, Kimya)

Usta işçiler (Makina, Elektrik, Enstrümantasyon ve Kontrol ve Kaynakçılar)

Bu sınıflardaki personelin verecekleri hizmetlerdeki yeterliliklerinin belirlenmesi, hazırlanmış olan rehberlere uygun sürdürülen sınavlarla yapılır.

Bu sınıflardaki personelin kalifikasyonunun belirlenmesiyle ilgili rehberler:

- Nükleer güç santral personelinin teknik kalifikasyonunun kanıtlanmasıyla ilgili rehber,
- Nükleer güç santralının sorumlu vardiya personelinin lisanslanması sınavının kapsamı için rehber,
- Nükleer güç santralının vardiya personelinin teknik kalifikasyonunun sürdürülebilmesiyle ilgili programlar için rehber,
- Nükleer güç santralında çalışan diğer personelin sahip olması gerekli bilgi düzeyinin kanıtlanmasıyla ilgili rehber,
- Radyasyondan korunmada teknik kalifikasyon için rehber,
- Araştırma reaktörü personelinin teknik kalifikasyonunun kanıtlanmasıyla ilgili rehber.

Bütün bu rehberlerin nükleer güç programı sürecinde hazırlanmış, onaylanmış olması ve sıkı bir disiplin içinde uygulanması gerekir.

7.1.3.2.1 Anahtar Personelin Sahip Olması Gereken Nitelikler

Bir nükleer güç santral organizasyonunun tüm hizmet sınıflandırılmasında "Anahtar Personel" sınıfında yer alan; tesis müdürü, birim müdürü, vardiya şefi, reaktör operatörü, sağlık fizikçisinin sahip olması gereken asgari nitelikler aşağıda sıralanmaktadır:

Tesis Müdürü: Mühendis olmalı ve en az birim müdürü olarak 2 yıl deneyime sahip olmalıdır.

Birim Müdürü: Mühendis olmalı, gerekli bilgi düzeyine sahip ve vardiya şefi olarak en az 3 yıllık pratik deneyime sahip olmalıdır.

Vardiya Şefi: Özel bir nükleer eğitimle gerekli bilgiyi edinmiş, ustabaşı, teknisyen veya mühendis olabilir. En az 1,5 yıllık deneyiminin yarısı reaktör operatörlüğünde geçmiş olmalıdır.

Reaktör Operatörü: Özel bir nükleer eğitimle gerekli bilgiyi edinmiş, teknisyen, ustabaşı veya kalifiye işçi olabilir, 0,5 yılı vardiyada olmak üzere 2 yıllık deneyime sahip olmalıdır.

Sağlık Fizikçisi: Gerekli eğitimi almış, mühendis teknisyen veya ustabaşı olabilir. Sağlık fizikçisinde, 0,5 yılı nükleer güç santralında olmak üzere 1,5 yıllık deneyime sahip olmalıdır.

7.1.3.2.2 İşletmeden Sorumlu Vardiya Personeli

Nükleer güç santrallerinde işletme personeli vardiya şeklinde çalışmaktadır.

Her bir vardiyada ; 1 lisanslı vardiya şefi, 2 lisanslı operatör ve 2 yedek ya da ekipman operatörü bulunmaktadır.

Her vardiya grubu (5 grup olabilir); bütün normal ve normal dışı işletme prosedürlerini uygulayabilecek şekilde eğitilmekte, yazılı ve pratik sınavlardan geçirilerek lisanslanmaktadır.

Bir nükleer güç santralında, işletmeden sorumlu vardiya personeli, ilk yakıt yüklemeden en az üç yıl önce seçilmekte ve bunlar, bütün formal ve pratik eğitimlerini işletme öncesi test programı başlamadan önce bitirmektedirler.

Operatörler; genellikle asgari teknik lise mezunları arasından seçilir ve operatörlüğe yönelik 2 senelik bir eğitim aldıktan sonra simülörlerde işletme şefleri tarafından eğitilirler.

Adaylar, bu eğitimlerden geçtikten sonra 1 yıl nükleer santralde normal işletme kadrosunun yanında tecrübe kazanmak amacıyla bulunurlar.

Eğitimi tamamlayan adayın operatör olarak çalışabilmesi için lisans alması gerekir.

Lisans sınavı; yazılı ve pratik (işletme) olmak üzere lisanslayıcı kurum tarafından yapılır. Genellikle yazılı sınavı; reaktörün yakıt yüklemesinden 6 ay önce, pratik sınav ise 2 ay öncedir.

Operatörlerin lisanslarının 2 senede bir yenilenmesi zorunluluğu vardır. Lisans sahibi normal ve kıdemli operatörler bu süre içinde düzenlenen yeniden vasıflandırma programlarına da katılırlar. Bu programlarda ve çalışmalarında başarılı olan operatörlerin lisansları, yeniden (lisanslayıcı kurumun değerlendirmesine göre) lisans sınavına girmeden yenilenebilir.

7.1.3.3 Kalite Güvencesi Personelinin Eğitimi ve Nitelikleri

Uluslararası Atom Enerjisi Ajansı (IAEA)* tarafından hazırlanan ve Ajans'tan destek gören ülke ve kuruluşların uymak zorunda oldukları temel ilkeleri belirleyen 50-C-QA numaralı güvenlik standardında, bir nükleer reaktör projesinde görev alan personelin, kendilerine verilen görevi yapabilecek ve bu çalışmalarının, güvenliği nasıl etkileyeceğini öngörebilecek şekilde eğitime ve niteliğe sahip olması gerektiği belirtilmektedir.†

7.1.3.3.1 Aranan Nitelikler

Bir kişinin belirli bir iş için nitelikli olması demek, o kişinin verilen görevi yetkili bir kişi olarak yerine getirebilmesi için gerekli fiziksel özelliklere, bilgi, hüner ve deneyime sahip olması demektir. Personelin işe alınışı ve seçimi sırasında gerekli fiziksel özellikler aranır.

Nitelikle ilgili diğer ön şartlar; okul eğitimi, iş eğitimi ve deneyim ile sağlanır. Kalite güvencesi personelinin nitelikleri, genellikle, istenilen görevi yapacak olan kişinin niteliklerini belirleyen standartlar ve özel testler gibi belirlenmiş şartlarla ölçülür. Nitelik belgesi, personelin niteliklerinin belirlenen koşullara uygun olduğunu gösteren ve onaylayan resmi bir akittir.

* IAEA: International Atomic Energy Agency

† Safety Series No: 50-C-QA, IAEA Safety Standards, "Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants"

A Code of Practice. International Atomic Energy Authority, Vienna, 1978.

Fiziki Özellikler:

Normal şartlar altında kalite güvencesi personeline, ve özellikle muayene ve test personeline aranan fiziksel özellikler; doğal veya düzeltilmiş yakın mesafe görüş keskinliği, sağlıklı bir fizik, normal bir davranış ve beceriklilik, ve yükseklikten korkmamayı içerir.

Okul Eğitimi:

Yeni bir olgu olmasına rağmen, bazı ülkelerde kalite güvencesi ile ilgili lise ve üniversite eğitimi mevcuttur. Bununla birlikte, kalite güvencesi personelinin büyük bir kısmının diğer mühendislik dallarından geldiği bir gerçektir. Bunun yanında, kalite güvencesi uzmanlığı ve kalite güvencesi mencejliği gibi pozitif yonlara yükselmeler genellikle denetçi ve teknisyen seviyelerinden olmakta ve özellikle ek tahsilden çok, deneyim ve ek iş eğitimine dayanmaktadır. Bütün bu nedenlerle, devamlı bir okul eğitimi avantaj olarak dikkate alınsa bile, kalite güvencesi mesleğine girmek için bir önşart değildir.

Nükleer Güç Projesinde yer alan ülkeler ve kurumlar arasında aranan eğitim şartları çok farklıdır. Belirgin ihtiyaçlar tabanında, personelin eğitim şartlarını ve uygun iş eğitimi konusunu belirlemek her kuruluşun kendi sorumluluğundadır.

Bunun yanında, personelin, kendilerine verilen görev ve eğitime uygun bir iş eğitimi almalarının sağlanması da her kurumun kendi sorumluluğundadır. Bu şekilde, daha yüksek bir eğitim düzeyine sahip olan bir kişi, yeterli bilgiye sahip olduğu takdirde, kendi isteği ile eğitim programının bazı kısımlarından muaf tutulabilir.

İş Eğitimi:

Kalite güvencesi disiplinlerinde niteliğin elde edilmesi için temel yaklaşım, performans tabanlı iş eğitimidir. İş eğitiminin amacı, kişiye görevini tatminkar bir şekilde yerine getirmesi için gereken bilgi ve hünerin sağlanmasıdır. Başarılı bir iş eğitimi düzenlemenin temel esası hem kurumların ihtiyaç ve sorumluluklarını, hem de eğitilen personelin eğitim, hüner ve daha önceki deneyimini dikkate alan performans tabanlı bir öğretim planı geliştirmektir. Bu ihtiyaçlar için ilgili kurumların bir analizi ve değerlendirmesi yapılmalıdır. Sonuçlar, eğitim programının amaçlarını, eğitim metodlarını ve sınıf içi ve işbaşı eğitimi gibi eğitim türlerini saptamak için kullanılmalıdır.

Analizin sonuçlarından, çalışanların performanslarının değerlendirilmesinde kullanılacak ve iş eğitiminin etkinliğini değerlendirecek olan performans ölçülerinin türetilmesi gerekir.

Üç ayrı iş alanını birbirinden ayırmak gerekir:

İlk Eğitim: Kalite güvencesi mesleğine giren herkese verilmelidir. Bu eğitim,

daha önceki deneyim, okul ve iş eğitimine bağlı olarak seçimli olmalıdır. Uygun bir değerlendirme sonucunda yeterli yeteneği gösteren kişiler, ilk eğitimin bazı kısımlarından muaf tutulabilir.

Sürekli Eğitim: Kalite güvencesi personelinin iş performansındaki yeterliliğinin devamının sağlanması için bütün personele sürekli eğitim sağlanmalıdır. Bu tür eğitimde, kurum içi ve endüstrideki deneyimin yanında, özellikle endüstri standartlarında, kurumsal işlemlerde, vb,.. meydana gelen değişiklikler dikkate alınmalıdır. Uzun vadeli bir sürekli eğitim programı, kalite güvencesi personelinin, çok bahsedilmeyen konu ve teçhizat üzerine olan bilgisini korumak ve yükseltmek amacını da gütmelidir.

Yeniden Eğitim: Bu eğitim, önceden nitelikli biri olmasına rağmen, nitelik şartlarına göre yeterliliğini sürdürmemiş olan kalite güvencesi personeline verilmelidir.

7.1.3.3.2 İş Eğitiminin Değerlendirilmesi:

Sorumlu ve yetkili kurumların her idari seviyesi, özel eğitim ihtiyaçlarını belirlemek için ilk ve periyodik personel değerlendirmelerini yapmalıdır.

Kişinin ustası veya başka bir görevli:

- o kişinin bilgi seviyesini belirlemek ve uygun bir şekilde kaydetmekten,
- kişinin bilgi seviyesini, gerekli görülen seviyeye yükseltmek için gereken uygun eğitim kurslarını, rotasyonlu görevler ve işbaşı eğitimini seçmekten,
- iş eğitimini zamanlamak ve düzenlemekten sorumludur.

7.1.3.3.3 İş Eğitiminin Amaçları

İş eğitimi, öğretilen konuya bakmaksızın, genellikle, aşağıdaki amaçlar etrafında yoğunlaşır:

- görevlerinin ve uygulanabilir yöntemlerin, prosedürlerin, kod ve standartların personele kavratılması;
- kurumdaki görevlerini sürdürmelerini temin için personelin vasıflandırılması;
- personelin işteki tutum ve performansının geliştirilmesi;
- uygulama alanında, personelin yeni gelişmelere karşı uyumluluğu konusunda yeterliliğinin sürdürülmesi;
- personelin zayıf kaldığı ve ilgilendiği konularda geliştirilmesi;
- nesnel bir kanıt olarak iş ve okul eğitimi, deneyim ve kalifikasyonun belgelendirilmesi.

7.1.3.3.4 Adayların Değerlendirilmesi

İşe alma sırasında; adayın almış olduğu eğitiminin sonuçlarının ve özel bir konudaki yeterliliğinin belirlenmesi için, her adayın değerlendirilmesi gerekir.

Eğitimin aşamalarına ve adayın özel işlerdeki görevlerine bağlı olarak farklı değerlendirme metotları olabilir.

Sınıf içi eğitimin değerlendirilmesi; sorulara yazılı olarak cevap verilmesi, çoktan seçmeli veya kompozisyon tipi sınavlarla yapılır. Eğitim programındaki konular kapsamlı ve adayın teorik bilgiyi uygulama becerisini ölçecek şekilde tasarlanmalıdır.

Performans göstergelerinin değerlendirilmesi belgelendirilmelidir. İşin ve öğretmenlerin tanıtımı yapılmalı, son kontrol metodu ve adayın verilen görevleri yerine getirmedeki yeteneği ile ilgili kayıtlar tutulmalıdır.

Adayın eğitimden sonraki performansı izlenmeli ve değerlendirilmelidir. Bazı kurumlarda sürekli eğitimin ihtiyaç ve konularını belirlemek için adayın resmi bir değerlendirilmesi yapılır.

7.1.3.3.5 Niteliğin Korunması

Yeterliliğin Korunması:

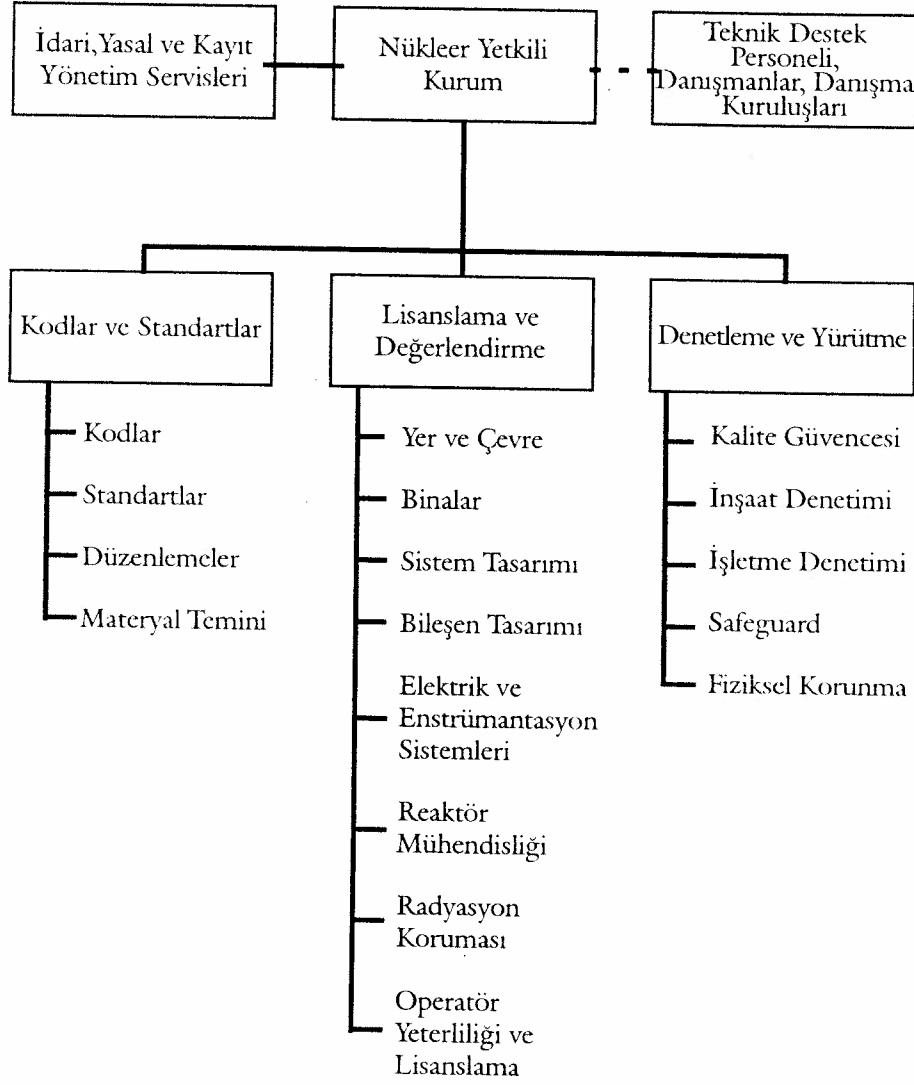
Kalite güvencesi personeli, yapmakla görevlendirildiği çalışmalara, düzenli ve aktif olarak katılarak yeterliliğini sürdürür. Periyodik değerlendirme temelinde, gereken yeterliliğin sağlanması için ilgili kurum, aranan nitelikleri genişletebilir veya yeniden isteyebilir.

Yeniden Belgelendirme:

Kurumlarının şartlarına uygun olarak yeterliliklerini sürdüremeyen kalite güvencesi personelinin yeniden belgelendirilmesi gerekir.

7.1.3.3.6 Kayıtlar

Personelin iş eğitimi, nitelik ve belgelendirme kayıtları, gerekirse, her kurum tarafından hazırlanır ve saklanır. Her adayın iş eğitimi ve vasıflandırma programlarındaki performans kayıtları yeniden işlenebilecek şekilde saklanır. Bu kayıtlarda yazılı ve sözlü sınavları ve sonuçları bulunur. Program içerikleri ve bunların yeterliliklerinin yazılı değerlendirilmeleri saklanmalıdır. Kayıtların kabulü, tutulması ve güvenle saklanması, IAEA'nın Güvenlik Rehberi No. 50-SG-QA2, "Kalite Güvencesi Kayıt Sistemi"ndeki tavsiyelere göre yapılmalıdır.



Şekil 7.1.3.1.1 Yetkili Kuruluşun Örgütlenme Yapısı

Tablo 7.1.3.1.1 İNSAN GÜCÜ GEREKSİNİMİ ve TEKNİK YETERLİLİKLER				
İşlevi/Görevi	Sayı	Özellikleri	Deneyim	Özel Eğitim
Yetkili Kuruluş Başkanı Yetkili Kuruluşun faaliyetlerinin tamamından sorumludur; program planını yapar; destek işlevleri arasında koordinasyonu sağlar; tavsiyelerde bulunur, acil durumlarda son yetkili olarak hareket eder.	1	Nükleer Mühendislikte M.S. derecesi	Tercihen güvenlikle ilgili aktivitelerde ve 5 yılı nükleer güç reaktörü mühendisliğinde olmak üzere derece derece artan sorumluluklarla en az 15 yıllık güç santralleri mühendisliği. Gözlenmiş yönetici yeteneği	1-2 yıl nükleer güvenlik düzenlemeleri, yabancı düzenlemelere ve pratik kodlara uyum, güvenlik rehberleri, vb., nükleer güç santrali yer seçimi ve çevre bilimleri ile ilgili seminer ve kurslar.
Yetkili Kuruluş Başkan Yardımcısı Başkanın olmadığı durumlarda onun görevlerini yapar.	1	Nükleer Mühendislikte M.S. derecesi	Yükarıdaki gibi 10-15 yıl	Yükarıdaki gibi yetkili kuruluş başkanı ile aynı
Kodlar ve Standartlar Yönetici Nükleer güç santralının yer seçimi, tasarımı, kalite güvencesi, inşaat ve işletimi, nükleer maddelerin taşınması, üretimi, kullanımı ve depolanması ile ilgili kriterleri sağlayan standartlardan sorumludur; güç santralının tasarımı, inşaatını ve işletimini incelediği gibi, yer ve işletme lisanslarının uygulamalarına karşı ayrıntılı mühendislik ve yer, sağlık standartlarının kurulmasını ve kriterlerin sağlanması ile ilgilenir. Tasarımcıların, inşaatçıların ve işletmecilerin bu düzenlemelerden ve bunlardaki değişikliklerden haberdar olmasını sağlar.	1	Mühendislikte M.S. derecesi (makina, inşaat, elektrik ya da nükleer)	Kod ve standart geliştirme ile ilgili derece derece artan konularda 10-12 yıl; nükleer güç santrali ya da araştırma merkezinde 3 yıl.	Yükarıdaki gibi yetkili kuruluş başkanı ile aynı
Profesyonel Personel	4-5	Mühendislikte M.S. (nükleer, inşaat, elektrik ya da makina), özellikle stres analizi, sismoloji, sağlık fizyoloji, hidroloji, jeoloji, jeoteknik konusunda dersler almış.	1-2 yılı nükleer güç merkezi ya da araştırma merkezinde olmak üzere uzmanlık alanında 8-10 yıllık çalışma. Standard ve kod geliştirme alanında deneyim tercih edilir.	Yükarıda tanımlanana benzer şekilde 1 yıllık işbaşında ve akademik eğitim.

Tablo 7.1.3.1.1 İNSAN GÜCÜ GREKSİNİMİ ve TEKNİK YETERLİLİKLER

İşlevi/Görevi	Özellikleri		
	Sayı	Eğitim	Deneyim
Lisanslama ve Değerlendirme			
Yönetici Güvenlik analizi raporlarının incelenmesinden ve yer kabulü, çalışma izni, inşaat izni, işletme lisansı ve operatör lisansı ve yeterlilik sınavları başvurularının değerlendirilmesinden sorumludur.	1	Tercihen nükleer mühendislikte M.S. derecesi	Nükleer reaktör mühendisliği, büyük mühendislik projelerinin (tercihen nükleer) kalite güvencesi ve kalite kontrol (KG/KK) geleneksel güç santrallerinin inşaatlarında derece derece yükselen konumlarda 10-12 yıllık çalışma
Profesyonel personel	15-25	İnşaat, makina, elektrik, kimya veya nükleer mühendislik yada bilim dallarında M.S. yada B.S. derecesi. Uzmanlık alanları: Nükleer güvenlik, radyasyondan korunma, jeoloji, meteoroloji, sismoloji, çevre bilimleri, vb.	1-2 yılı nükleer endüstride tercihen tasarım ve inşaat alanında olmak üzere, uzmanlık alanında 8-10 yıllık deneyim.
Denetleme ve Yürütme			
Yönetici Nükleer tesislerin inşası, kurulması, işletmesi amaçlarında uygulamaların güdüsünden emin olmak amacıyla denetim ve yürütme programlarının yönetimi ve geliştirilmesi; kazalarda normal dışı olarlarda, beklenmeyen durumlarda, iddialarda denetimleri yapmak ve rapor hazırlamak; standartlar, kurallar, düzenlemeler ve lisans şartları için yürütmeni sağlanması; işletim deneyimini kodlara, standartlara ve lisanslamaya dönüştürmek için lisanslama ve standart grupları arasında koordinasyonun sağlanması.	1	Nükleer ya da Makina mühendisliğinde M.S. derecesi	Malzeme değerlendirme ve mekanik özellikler alanlarındaki çalışmalarını da kapsayan, KG/KK ve 1-2 yılı nükleer endüstride olmak üzere derece derece yükselen konumlarda 10-12 yıllık deneyim
			Nükleer lisanslama, düzenleyici rehberlerin geliştirilmesi ve yayımlanması, standart ve kriterler ile ilgili bir yıllık akademik ve işbaşı eğitimi
			Nükleer düzenlemeler, reaktör teknolojisi ve denetleme teknikleri ve gereksinimleri ile ilgili 1-2 yıllık eğitim; KG/KK kursları.

Tablo 7.1.3.1.1 İNSAN GÜCÜ GREKSİNİMİ ve TEKNİK YETERLİLİKLER

İşlevi/Görevi	Özellikleri		
	Sayı	Eğitim	Deneyim
Deneyimini kodlara, standartlara ve lisanslamaya dönüştürmek için lisanslama ve standart grupları arasında koordinasyonun sağlanması.			
Profesyonel personel	15-20	Mühendislikte M.S. ya da B.S. derecesi (nükleer, kimya, inşaat, makina, elektronik vb.)	En az 2-3 yılı nükleer santrallerde tercihen KG/KK alanında olmak üzere uzmanlık alanında 8-10 yıllık deneyim.
İdari, Yasal ve Kayıt Yönetim Servisleri			
Yönetici Hesaplama ve finansal yönetimi içeren destek servislerini yönetir	1	İş idaresinde M.S. derecesi	10-12 yıl derece derece yükselen konumlarda deneyim. Gözlenmiş yönetim kabiliyeti
Profesyonel personel	5-9	Hukuk, ekonomi, iş idaresi, bilgisayar, kütüphaneçilik alanlarında B.S. derecesi	Tercihen nükleer alanda 5-8 yıl deneyim
Teknik Destek Personeli, Danışmanlar, Danışma Kuruluşları			
Gerektüğünde normal personeli desteklemek için teknik, yasal ve diğer uzmanlıkları sağlamak. Bunları tam gün işe almanın ekonomik ya da karlı olmadığı durumlarda; gereksinim, belirli bir alanda uzmanların tavsiyesi yoluyla giderilir.	(b)	Mevzuatlarla ilgili faaliyetler akıvınciler için gerekli disiplininde M.S. ya da Ph. D. derecesi	Uzmanlık alanında 15-20 yıl deneyim
TOPLAM	45-65	profesyoneller	

^aYalnız profesyonel personel gösterilmiştir. Teknisyen ve ustalara olan gereksinim önemli değildir.

^b Gereksinime bağlı olarak sayı değişebilir.

7.1.4 Endüstriyel Yapılanma ve Teknoloji Transferi

7.1.4.1 Endüstriyel Yapılanma

Nükleer teknolojiye girecek olan bir ülkenin uygulamaya koyacağı nükleer enerji programının başarılı olması uzun dönemi kapsayacak şekilde ülkenin ekonomik, teknik, politik, ve sosyal yönleri dikkate alınarak gerçekleştirilecek olan bilinçli bir teknoloji ve bilgi transferiyle mümkündür.

Nükleer enerji programının başlangıcında, programı uygulayacak ülke için mutlaka sahip olunması gereken bir endüstriyel yapılanma modeli yoktur.

Programın uygulanması sürecinde temel amaç; ekipman ve bileşenlerin imalatının yapılması ve test edilmesi, santralin işletilmesi ve bakımı ile ilgili faaliyetlerin ülke imkanlarıyla karşılanmasını sağlayacak tedbirlerin alınması olmalıdır.

Bu amacın gerçekleşmesi durumunda yakıt hammaddesine sahip olunmasa bile nükleer enerji üretiminde dışarıya bağımlılık oranı büyük ölçüde düşürülmüş olacaktır.

Nükleer enerji programının gelişmesi ve ilerlemesinde, sanayinin kapasitesi ile teknolojik düzeyi önemli bir rol oynar.

Nükleer teknolojiye en önemli hususlardan biri de, endüstriyel yapılanma içinde kalite güvence sisteminin oluşturulmuş ve kalitenin temin edilmesine yönelik uygulamaların benimsenmiş olması zorunluluğudur.

Bir nükleer güç santralının kurulması, o ülkenin bu teknoloji ile ilgili olarak 40 yıllık ipotek altına girmesi demektir.

Bu nedenle; nükleer enerji programında, birinci üniteden itibaren yerli katkı payının artırılmasına yönelik tedbirler alınmalı ve bu yönlü faaliyetler planlanmalıdır.

Nükleer enerji programı hazırlanırken ilk olarak nükleer santral bileşenlerinin bazılarını imal edebilecek kapasitedeki yerli firmalarla ilgili üretim programı, hacmi, organizasyonları gibi genel bilgiler, imalat programları ve teknik deneyimleri kontrol edilerek imalat yetenekleri belirlenmelidir. Bu ön çalışmalardan sonra, teknoloji transferi kapsamında planlama, imalat, personel eğitimi ve kalifikasyonu konularında bu firmalar desteklenmeli ve bu suretle nükleer tesis bileşenlerinin yurt içinde imalatının yapılması sağlanarak, yerli katılım oranı artırılmalıdır. Bu amaçla, nükleer enerji programı içerisinde bir nükleer teknoloji transferi programı da yer almalıdır.

Bir nükleer teknoloji transferinde yerli imalâta gidilmesi bahis konusu olunca, iki ülkenin ilgili endüstri kolları arasında doğrudan işbirliği yapılmasının sağlanması gerekir.

Yapılan incelemelerde, yerli katkının büyük bölümü inşaat sektöründen gelmektedir. Diğer bölüm ise, santralin özellikle yardımcı sistemlerini oluşturan nükleer standartları gerektirmeyen ekipmanların imalatını içermektedir. Türkiye'de yıllardır termik santraller kurulmasına karşın, ülke katılımının yeterli düzeye erişmediği görülmektedir. Bu yüzden bir an önce elektrik santralleri bileşenleri imalatı sanayine girilmesi ve bu konuda gerekli desteğin sağlanması zorunludur.

Sağlıklı bir program ile hassas ve yüksek teknoloji transferini gerçekleştiren ülkelerin endüstrisinin motivasyonunu arttırdığı gözlenmiştir bu nedenle teknoloji transferine ve sanayinin yüksek teknolojilere yönlendirilmesine ve desteklenmesine çok önem verilmeli ve bu konuda hem teknik hem idari mevzuatlar geliştirilmelidir.

7.1.4.2 Teknoloji ve Bilgi Transferi

Başarılı bir bilgi ve teknoloji transferi için, öncelikle teknolojiye sahip olan ülkenin transferi gerçekleştirmeye niyetli ve hevesli olması ve teknolojiyi transfer edecek olan tarafın, transfere uygun, kararlı bir politik yapıya ve bu teknolojiyi aksatmadan yürütebilecek yeterli düzeyde teknik bilgi ve beceriye sahip insan gücüne, sanayi ve ekonomik altyapıya sahip olması gerekir. Teknolojiyi transfer edecek olan ülkenin bu konudaki seviyesi ne kadar yüksek, aktarılan bilgi ne kadar güncel ve şartlara uygun ise, transfer edilen teknolojinin özümlemesi o kadar kolay olacaktır.

Bir nükleer güç tesisi projesinde etkin bir teknoloji transferi, ülkenin şartları kapsamında aşağıdaki özelliklere haiz bir firma veya kuruluş ile yapılacak işbirliği yolu ile sağlanabilir:

- Firma veya kuruluş, nükleer güç tesisleriyle ilgili yeterli tecrübeye sahip olmalı bu kapsamda yeterli sayıda inşaat halinde veya işletmeye girmiş tesisi referans olarak gösterebilmeli,
- Teklif edilen nükleer güç tesisi standartlaşmış bir tasarım olmalı ve teknolojisi yeterli olgunluğa erişmiş olmalı,
- Firma, tesisin bütün teçhizat ve sistemleriyle ilgili kapsamlı bilgiye sahip ve nükleer endüstri ile bileşen teknolojisine girilmesi konusunda işbirliğine razı ve istekli olmalıdır.

Bir nükleer enerji programı kapsamında teknoloji transferi üç safhada gerçekleşebilir:

1. Safha: Sürdürülecek bilimsel araştırmalar ve teknolojik gelişme projeleri arasındaki ilişki ve bağlantıların tespit edilmesiyle ilgili hükümetler arası anlaşmaların hizmete sokulması (bu tür ikili anlaşmalar özellikle teknolojiyi transfer edecek ülke için önemlidir).

2. Safha: Kuruluşlar , araştırma merkezleri ve üniversitelerle ülkenin nükleer enerji alanında yetkili kuruluşu arasında ayrıntılı protokollerle işbirliğinin daha yoğun hale getirilmesi; bu kapsamda ülkenin enerji kaynaklarının özel yapısı, hammadde kaynakları, bunların çıkartılması ve işlenmesi, uygulamaların koordinasyonu ve endüstriyel yapının etüd edilmesi konuları yer alır.
3. Safha: Endüstriyel işbirliği kapsamında nükleer bilgi transferinin gerçekleştirilmesi; nükleer hammaddelerin işlenmesi, kullanılması ve yakıt çevrimi işlemleri, bileşenlerin imalatı ve mühendislik hizmetleriyle ilgili lisans anlaşmaları yapılır, nükleer enerji programı kapsamındaki faaliyetleri yürütecek olan anahtar personel ile nükleer güç santralının işletme personelinin eğitim programları uygulamaya konur.

Teknoloji transferinin gerçekleştirildiği endüstriyel işbirliği sürecinde, nükleer bilgi transferi için çeşitli işbirliği modelleri tanımlanabilir:

- Model: 1. Bu modelde; yerli imalatçı gerekli imalat düzenlemelerini halletmiş ve mühendislik hizmetlerini kapsayan gerekli temel bilgilere, imalat için gerekli personel kalifikasyon sistemine sahiptir. Bu durumda çizim ve talimatnameler yoluyla spesifik komponentlerle ilgili bilgi transferini kapsayan işbirliği anlaşması yeterli olacaktır.
- Model: 2. Bu modelde; yerli imalatçının, kalifikasyon sıkıntısı ve vasıfsız mühendislik, yetersiz imalat düzenekleri gibi noksanlıkları vardır. "Blueprint Know-How" diye adlandırılan transfer, aşikar olarak yeterli olmayacaktır. Bu durumda gerekli teknik destek; müşavirlik hizmetleri ile mühendislik hizmetlerinin bilgiye sahip partner tarafından devralınması vasıtasıyla sağlanır.
- Model: 3. Bu modelde; Model 2'deki eksikliklere ilaveten; imalat sektöründe uygulama metotları, ikinci sınıf kaynakçı vasfı, malzeme, ısıl işlem, kalite kontrol uygulamalarıyla ilgili birtakım ek noksanlıkların mevcut olması halinde, Model 2'de belirtilenlerin ötesinde yardım ve desteğe gerek görülür. Bunun için oluşturulan uzman delegasyonunun sınırlandırılmış bir zaman süresi içinde yeni imalat işlemleri ve uygulamalarıyla ilgili teknik talimatlar hazırlayarak bu faaliyetlerin yönetimiyle ilgili esasları ortaya koyması veya bunların yönetimini yüklenmesi gerekir.
- Model: 4. Bu model çok etkin sıkı bir işbirliğini içermektedir. Ayrıca iki taraf arasında bilgi transferinin ötesinde önemli oranda işbirliği ve bu işbirliği içindeki yükleri paylaşmayı içeren bir ortaklık oluşturulmalıdır. Bu gibi durumlarda genellikle yerli özel sanayi

gerekli endüstriyel yapının kuruluşunda karşılaşılabilecek riskleri yükümlenmeye hazır olmadığından bu gibi eksikliklerin giderilmesi için ya devlet yerli özel sanayi üreticileri ile ortaklıklara girmeli veya yeni bir takım devlet kuruluşlarının teşkilini sağlamalıdır.

Bilgi transferinde, eğer partner ülke ile daha önce nükleer sektör dışı ürünlerle ilgili işbirliği anlaşması yapılmışsa başarılı olma ihtimali daha fazla olur. Genellikle bilgi transferinde tarafların işbirliği yaptığı adımlar:

- Bilginin teknik resim, prosedür ve imalat talimatları, hesaplama prosedürleri, spesifikasyonlar vs. şeklinde transferi,
- uzman delegasyonun yönetimi ve gözetiminde işbaşında eğitim,
- partner ülkede imalatı yapılmayan yarı işlenmiş malzeme ve komponentlerin temini,
- modifikasyonlar, araştırma ve bilgi isteme için taraflar arasında sürekli haberleşme sistemi,
- telif hakkı ve bilgi ücretlerini kapsayan anlaşmalardır.

Nükleer teknolojiye endüstriyel işbirliği çok önemlidir. Uzun inşa süresi, hızlı değişime uğrayan ve bunun ötesinde lisanslama otoritelerinin gittikçe artan daha sıkı güvenlik istemleri partner ülkenin mevcut şartlarında olduğu kadar komponentlerle ilgili teknolojinin uygulamasında da sürekli değişimlere sebep olur. Bütün bu gerekçeler sebebiyle; kanun ve tüzüklerde istenen işbirliği imkanlarını destekleyici yönde yapılabilecek düzeltme ve gelişmeler gözden geçirilmeli ve nükleer güç tesisi projesi kapsamında teknoloji transferi- endüstriyel işbirliği ve bilgi transferi konularına ağırlık verilmelidir.

7.1.4.3 Nükleer Standartlar

Hem ulusal hem de uluslararası düzeyde:

- Nükleer tesislerin karmaşık lisanslama işlemlerini basitleştirmek ve hızlandırmak için;
- En yeni bölüm ve teknolojik seviyede , yer seçimi, inşaat, işletme ve işletmeden çıkarma aşamalarında güvenliği sağlamak için ;
- Halkta nükleer gücün tehlikeleri üzerinde oluşan aşırı hassasiyeti dikkate alarak, fikir birliği sağlamak ve halkın onayını artırmak için;

nükleer enerji ile ilgili mevzuatların ve bu kapsamda standartların belirlenmiş ve hazırlanmış olması gerekmektedir.

Nükleer standartlaşma ile ilgili dünyadaki son gelişmelere bakıldığında,

çok yoğun bir standartlaşmanın olduğu ve ulusal standartlaşmanın, uluslararası standartlaşmaya doğru kaydığı görülmektedir. (1981'lerde bu oran % 95' i bulmuştu.)

Bunun nedeni;

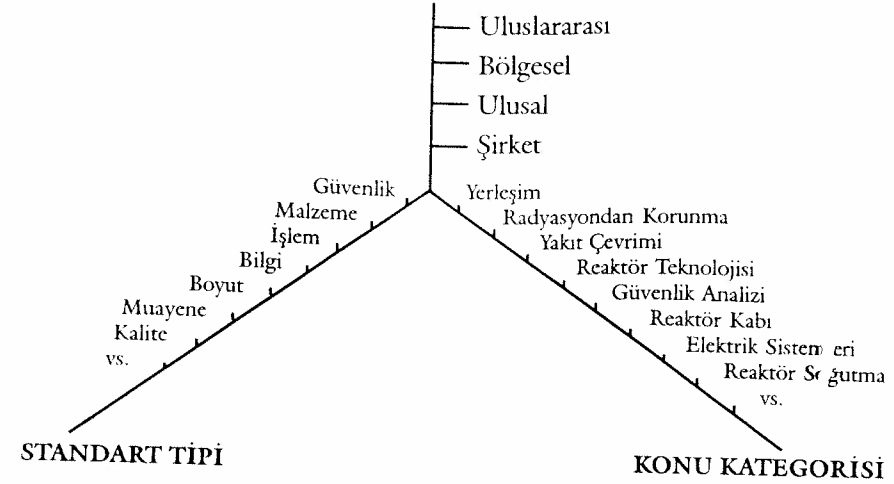
- Kalifikasyonları yüksek uzmanlar tarafından hazırlanan standartların maliyetinin çok yüksek olması,
- Nükleer yakıt, güç tesisi bileşenleri, vb. de sınır ötesi ticaretin artması,
- Nükleer tesislerin sınırlara yakın kurulması,
- Gelişmekte olan ülkelere yapılan nükleer teknoloji transferinin kolaylaştırılması zorunluluğu,
- Teknik standartların hayli yoğun ve güncel bilgi içermesi ve nükleer tesislerin daha çok alıcı ülkelere ihraç ediliyor olmasıdır.

Nükleer standard bolluğundaki karmaşık bağlantı, 3 boyutlu bir diyagram ile (Şekil 1), veya uluslararası standardizasyondaki duruma da uygulanabilen iki boyutlu bir hiyerarşik piramit ile (Şekil 2) gösterilebilir. Temel güvenlik standartları ile piramidin "Yetkili Kuruluş" olan tepesi IAEA Nükleer Güvenlik Rehberleri (NUSS) programının Kod ve Kılavuzları ile temsil edilebilir. Piramidin geniş tabanı da endüstriyel ve kontrata bağlı kavramlara (standartlaştırılmış işlemler, tasarımlar, malzemeler, muayene metodları, vb.), ağırlık verilmesi ile, Uluslararası Standartlar Organizasyonu (ISO) ve Uluslararası Elektronik Komisyonu (IEC) tarafından geliştirilen standartlarla temsil edilebilir. İyi işbirliği ve program eşgüdümünü resmileştirmek için IAEA, ISO ve IEC arasında bir anlaşma memorandumu (Memoranda of Understanding) imzalanmıştır.

Bununla birlikte, ulusal nükleer standartların transferinde ve uluslararası nükleer standartların geliştirilmesinde ve uygulanmasında bazı zorluklar vardır. Şu anda, nükleer teknoloji ithal eden ülkelerin çoğu, ulusal standartlarını tedarikçi ülkelerinkine göre modellemektedirler. Bu sistemin göreceli olarak avantajları ve dezavantajları ayrıntılı olarak tartışılmaktadır. Sözelimi, güvenlik felsefeleri ve koşullarındaki, ölçü birimlerindeki (metrik veya metrik olmayan), muayene şemalarındaki (örneğin, bağımsız teknik muayene kurumunun var olması), endüstriyel ve lisanslama personelinin kalifikasyonundaki ve güncelleştirilmiş bilgi sistemlerine girişteki farklılıklar yüzünden nükleer standartların transferinde, ülkeler arasında oluşan çeşitli sorunların çözülmesi gerekmektedir.

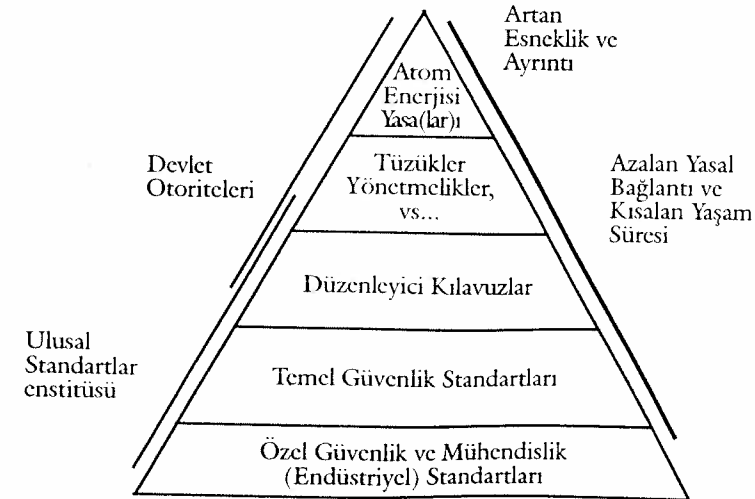
Çalışma pratikleri, eğitim programları, uzman değişimi ve nükleer standartların diğer dillere tercümesi, bu sorunların ikili ve çok taraflı temeller üzerinde çözülmesi için kullanılan araçlar arasındadır.

STANDART SEVİYELERİ



Şekil 7.1.4.2.1 Standartlar Arası Bağlantı

Yayımlayan Kuruluşlar:



Şekil 7.1.4.2.2 Uluslararası Nükleer Standardizasyondaki Hiyerarşik Piramit

7.1.5 Finans

Gelişmekte olan ülkelere nükleer enerjinin girişini önleyen ve problem yaratan en önemli etkenlerden birisi de finans sorunlarıdır. Nükleer santrallerin ilk yatırım maliyetlerinin yüksek olması sebebiyle gayri safi milli hasıla içerisindeki enerji yatırım payı artmaktadır. Bu yüzden, nükleer enerji programının finansı temel ülke çabasını oluşturmaktadır. Düşük yakıt maliyetlerinin getireceği rahatlamadan önce ülke ekonomisi üzerindeki etkileri azaltmak için uzun vadeli düzenlemelere gerek vardır. -

Finans konusu, nükleer enerji programının temel unsurlarından birisidir [8]. Diğer alanlarda başarılı programlar oluşturulup uygulanırsa bile, bu konuya gereken önem verilmezse nükleer programda aksamalar kaçınılmaz olacaktır. Bunun en güzel örneklerini Arjantin ve Brezilya oluşturmaktadır. Bu ülkeler, diğer konularda çok başarılı uygulamalar yapmalarına karşın, finansal sorunlar yüzünden nükleer enerji programları aksamıştır. Diğer örnek ülke ise Romanya'dır. Bu ülke gerçekçi bir finansal düzenleme yapmadan aynı anda beş nükleer santral yapımına kalkışmıştır. Sonuçta nükleer enerji programları çok yavaş yürümekte ve boş yere birçok problemle karşılaşmaktadır. Bunun önemli bir diğer sebebi de gerekli deneyimleri olmadığı halde santral projelerinin yönetimlerini yürütmeye kalkışmalarıdır.

Bu temel konulardaki ülke durumunu belirlemek ve ulusal düzeyde gerekli strateji ve politikaları oluşturmak için bir fizibilite çalışmasının yapılması zorunluluğu vardır.

7.1.6 Fizibilite Çalışmaları

Fizibilite çalışmaları, ilgili projenin teknik, ekonomik, finansal ve benzeri konularda detaylı analiz ve bilgileri sağlamak için yapılan çalışmalardır. Fizibilite çalışmaları ayrıca, projenin yürütülmesi sırasında en uygun kararların otoriteler tarafından verilebilmesi için özel tavsiyeleri de içerir.

“Çalışma sonuçlarının ve ilgili tavsiyelerin güvenilirliği büyük ölçüde kullanılan veri ve bilgilere bağlıdır. Bu yüzden, veri ve bilgilerin çok doğru ve güvenilir olması için çok büyük gayret sarfedilmelidir. Ülke şartlarının belirlenmesinde gerçekçi olmak önemli bir zorunluluktur.

Nükleer santrallerin fizibilite çalışmalarında kullanılacak olan referans santrallara dayalı bilgiler ve maliyet hesapları incelenirken veriler, ilgili yerel koşullara göre kontrol edilmeli ve buna göre yeniden değerlendirilmelidir.

Örnek bir fizibilite çalışması raporunun içeriği ilk nükleer santral projesi için Tablo 7.1.6.1'de gösterilmektedir.

Tablo 7.1.6.1 Örnek Bir Fizibilite Çalışması Raporunun İçeriği

1. Giriş
 - 1.1. Amaçlar
 - 1.2. Kapsam
 - 1.3. Background bilgiler
 - 1.4. Ulusal enerji talebi analizleri
2. Elektrik Sistemi Analizleri
 - 2.1. Elektrik sisteminin tanımlanması
 - 2.2. Talep tahmini
 - 2.3. Üretimin genişletilmesi programı
3. Ünite Büyüklüğünün Seçimi
 - 3.1. Elektrik şebekesi analizi
 - 3.2. Ünite büyüklüğünün tanımı
 - 3.3. Tesis büyüklüğü
4. Saha İle İlgili Şartlar
 - 4.1. Saha araştırması
 - 4.2. Saha değerlendirilmesi
5. Nükleer Tesislerin Teknik Özellikleri
 - 5.1. Nükleer güç temini piyasası araştırması ve reaktör tipinin ve tiplerinin seçimi
 - 5.2. Tasarım karakteristikleri
 - 5.3. İnşaat programı
 - 5.4. Yakıt çevrimi değerlendirmesi
6. Maliyet Tahminleri
 - 6.1. Maliyet tahminlerinin esasları
 - 6.2. Yatırım maliyetleri
 - 6.3. Yakıt maliyetleri
 - 6.4. İşletme ve bakım maliyetleri
7. Üretim Maliyetleri
 - 7.1. Yıllık masraflar
 - 7.2. Toplam üretim maliyetleri
 - 7.3. Maliyet tahminleri ve alternatif kaynakların kıyaslanması

- 8. Finansal İnceleme**
 8.1. İşleticinin finansal incelenmesi
 8.2. Nükleer projenin finansal gereklilikleri
 8.3. İşletici için finansal projeksiyonlar
 8.4. Finansal kaynakların gözden geçirilmesi

- 9. Proje Gelişimi**
 9.1. Proje organizasyonu
 9.2. Proje gelişimi programı
 9.3. Kontrat yaklaşımı
 9.4. Güvenlik kriterleri
 9.5. Yasal çerçeve

- 10. Personel Alımı ve Eğitimi Şartları**
 10.1. Proje yönetimi
 10.2. İnşaat
 10.3. İşletmeye alma
 10.4. İşletme ve bakım
 10.5. Endüstri birimleri

- 11. Ülke Katılımı**
 11.1. Ülke katılımı politikası ve stratejisi
 11.2. Endüstri birimlerinin yapısı
 11.3. Katılım hedefleri ve yürütme ölçüleri

- 12. Sonuçlar ve Tavsiyeler**
 12.1. Nükleer güç projesinin fizibilitesi
 12.2. Programın yürütülmesi

7.1.7 Proje Öncesi ve İnşaat Öncesi Yürütülen Çalışmalar

Bir ülkedeki nükleer enerji programının ve program içerisinde yer alan projelerin başarıya ulaşmasında proje öncesi ve inşaat öncesi yapılacak çalışmalar önemli bir rol oynamaktadır. İlk santral projesi için yapılması gereken çalışmalar Tablo 7.1.7.1'de özetlenmektedir. Tablo-7.1.7.1'de görüldüğü gibi proje öncesi çalışmalar, ülke şartlarının saptanması, çeşitli düzeylerde ve konularda planlamaların yapılması ve otoritelerin doğru ve gerekli kararları alması için gerekli veri tabanının oluşturulmasını sağlar. Bu içeriği sebebiyle projelerin başarıya ulaşması ve programların sağlıklı bir şekilde yürütülmesi için oldukça önemli bir safhadır. Bu çalışmalar sonucu elde edilen veriler ve alınan kararlar inşaat öncesi safhada belirlenecek politikaların ve yapılacak düzenlemelerin anahtarıdır.

Türkiye'de şu anda nükleer santral ihalesine çıkılmasıyla ilgili girişimlerin başlatıldığı bilinmektedir. Projenin ülke için ne kadar uygun ve başarılı olacağını belirleyen önemli adımlardan birisi de teklif şartnamelerinin hazırlanıp, yapılan tekliflerin değerlendirilip sonuçlandırılması adımıdır. İlk nükleer santralını kuracak bir ülke için tekliflerin teknoloji transferi ile ilgili kısmı oldukça önemlidir. Tekliflere yaklaşım politikası ülke şartları dikkate alınarak teknoloji ve bilgi transferini en iyi sağlayacak şekilde belirlenmelidir [5].

Nükleer enerji programı ile direkt olarak ilgisi olmadığı için şu ana kadar bahsedilmeyen, fakat programın uygulanmasında etkili olabilecek diğer bir önemli etken de kamuoyudur. Nükleer enerjiye girme konusunda ulusal düzeyde kesin bir kararın alınması ile birlikte kamuoyunun bu konuda bilgilendirilmesi ve mümkünse sadece bu konuda görevli bir birimin kurulması yerinde olacaktır.

Tablo-7.1.7.1 Nükleer Enerji Programı Öncesi ve İnşaat Öncesi Yürütülen Çalışmalar

1. Proje Planlanması (proje öncesi, programa yönelik çalışmalar)
Ulusal enerji temininin planlanması Elektrik sisteminin planlanması Hukuksal ve kurumsal çerçevenin geliştirilmesi Ulusal yapının ve birimlerin araştırılması ve incelenmesi Ulusal katılımın planlanması İnsan gücünün geliştirilmesinin planlanması ve incelenmesi Saha araştırması ve incelenmesi Fizibilite çalışmaları
2. İnşaat Öncesi Projeye Yönelik Çalışmalar
Saha değerlendirmesi Teklif yaklaşımının belirlenmesi Şartnamelerin hazırlanması ve teklif verilmesi Kod ve standartların belirlenmesi Tekliflerin değerlendirilmesi Teknoloji transferi düzenlemeleri Yakıt temini ve güvencesi Finansal düzenlemeler Görüşmeler ve tekliflerin sonuçlandırılması Saha birimlerinin hazırlanması Saha ve inşaat izni

KAYNAKÇA

1. "IAEA Training Course on Nuclear Power Project Planning and Implementation" kurs notları, Daejon, Güney Kore, 1990
2. "IAEA Training Course on Strengthening Project Management" kurs notları, Bombay, Hindistan, 1993
3. WASP Modeli ile Türkiye Uzun Dönem Üretim-Tüketim İncelenmesi (1991-2010), TEK APK 340, 1988
4. Akkuyu Nuclear Power Plant Revised Feasibility Report Nr:3, Völ 1-2, NSD-126, 1980.
5. "Nuclear Power Project Management", IAEA Technical Reports Series No.279, VIENNA;
6. "Technical Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants", IAEA Technical Reports Series No.204, VIENNA, 1986.
7. D. ÖNER, "Nükleer Güç Reaktörlerinde Teknoloji Transferi ve Üretim", Uluslararası Nükleer Teknoloji Kurultayı tebliği, Ankara, 10-12 Ekim 1993.
8. "Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants", IAEA Technical Reports Series No.175, VIENNA, 1986.
9. Nuclear Power Project Revised Feasibility Report, Völ 1-2, NED-1 6, 1973.